

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

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估
及設計之審驗與管制技術研究

期末總報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局
執行單位：國立中央大學
計畫主持人：張瑞宏
子項主持人：黃偉慶、張瑞宏、楊樹榮
計畫編號：111FCMA003
報告日期：中華民國 111 年 12 月 19 日

(此頁空白)

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估 及設計之審驗與管制技術研究

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：張瑞宏

協同主持人：黃偉慶、張瑞宏、楊樹榮

研究期程：中華民國 111 年 02 月至 111 年 12 月

研究經費：新臺幣貳佰參拾伍萬元整

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 111 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

(此頁空白)

目錄

一、 摘要（中、英文）	1
二、 計畫目標.....	2
三、 重要成果.....	3
四、 展望.....	6
五、 附件.....	6
子項計畫 1「用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術 研究」期末報告.....	I
子項計畫 2「高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫 水力影響分析案例之平行驗證」期末報告.....	II
子項計畫 3「鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評 估」期末報告.....	III

(此頁空白)

計畫名稱：111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及設計之審驗與管制技術研究

一、摘要（中、英文）

我國高放處置計畫自 107 年起邁入「候選場址評選與核定」(2018—2028)第二階段工作，配合「台灣永續發展目標」之具體目標(項次 18.3)，推動「高放射性廢棄物最終處置設施」法制作業，高放廢棄物最終處置計畫的審查、驗證及管制等工作，益顯重要。本計畫目的在參酌國際核能組織對高放地質處置安全證案相關指引、準則，以及核能先進國家處置相關法規、安全要求或高放最終處置設施階段性安全證案案例等資訊，發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之內容，分年完成我國高放最終處置安全分析報告導則之研擬工作。

本計畫針對 109 年研究計畫所規劃之用過核子燃料最終處置安全分析報告導則章節內容，彙整國際組織提出之高放最終處置有關安全證案之指引或導則，以及主要核能國家對於高放廢棄物地質處置設施之安全策略、安全要求與技術要項、及高放地質處置安全分析報告審查案例等資訊，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「安全評估」與「品質保證計畫」兩專章，同時提出未來審查要項之建議。另外，針對用過核子燃料地質處置設施安全評估所需的重要技術項目，進行實驗與模擬成果之平行驗證，包括高放處置設施遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響案例之平行驗證、鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估等重點工作，以掌握處置設施安全評估工作之審查重點，支援審查驗證技術，並提升國內相關管制技術與審查能力。

The geological disposal program for spent nuclear fuel in Taiwan has entered into the second phase of identifying potential areas for a repository site, started from year 2018. Also, the government of Taiwan has placed “the promotion of legalization process for final disposal facility for high-level radioactive wastes” as one of the specific goals in the “Taiwan Sustainable Development Goals” declared in 2019. As a result, the development of the guide for the safety analysis report for the geological disposal facility becomes essential. This will be set out by referring to the main issues discussed in international geological disposal programs and reviewing comments provided to various countries on their disposal project’s safety analysis report by regulating agencies. This is expected to be beneficial to the forthcoming review of the safety analysis reports to be submitted and the control of the final disposal program conducted by Taipower.

This project is to assimilate the safety guides published by international organizations and the safety requirements and design criteria established by regulating agency of various major nuclear-power-generating countries for the

geological disposal facility for radioactive wastes. Based on extensive study on relevant information, a draft guide for the safety analysis report for geological disposal facility will be devised for Taiwan. This year's task is focused on 2 chapters in the guide, namely, "safety assessment" and "quality control program".

In addition to the preparation of design guide for geological disposal facility, a couple of verification tasks on important safety features of the geological disposal facility are included. These tasks are intended to be conducted independently such that major findings from Taipower's safety analysis reports at different stages and/or international collaborated researches can be compared and verified. Thus, two technical sub-studies, namely, thermal transition in the far-field of the facility and verifications on the results from field experiments conducted through international collaboration on hydraulic analysis for fractures in bedrock, and the effects of alkaline groundwater on the potential of erosion and swelling pressure of buffer materials, are included in this research project.

二、計畫目標

依台電公司「高放處置計畫書(2018年修訂版)」之規劃，目前我國高放處置計畫已進入第二階段「候選場址評選與核定(2018-2028年)」工作，為因應現階段選址工作展開，原能會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)要求台電公司按照計畫目標，依國際原子能總署(IAEA)所發布安全證案導則，就我國處置計畫階段及地質處置母岩特性，針對處置技術持續採滾動式檢討精進，採取國際處置先進技術，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」(SNFD2021)，及於114年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」(SNFD2025)，以確保台電公司相關處置技術可達最佳現有技術且符合國際水平。

物管局為聚焦我國用過核子燃料最終處置管制重點及強化管制作業，針對高放處置管制之長期研究規劃，主要參酌國際間高放最終處置相關法規、導則、安全要求或審查案例等資訊，據以研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)。其中，109-110年物管局已進行「設施之設計基準」、「設施之建造」、「場址之特性描述」及「設施之運轉」等章節之研析，111年度計畫重點將持續上述導則(草案)研究工作，針對安全分析報告導則「設施之安全評估」(含預期之意外事故評估)與「品質保證計畫」等章節，研擬專章條文並提出審查要項建議，以逐步完備安全分析報告導則(草案)內容。

本研究針對用過核子燃料地質處置安全分析報告導則之安全評估及品質保證計畫所需資訊與技術，進行國際高放地質處置設施安全證案相關資訊蒐集與研析，並彙整各國處置計畫階段性安全分析報告審查要項，以

研提我國安全分析報告導則之安全評估與品質保證計畫專章內容，以及提升相關審驗技術能力為目標，提出三個子項計畫。分別為：

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究

子項計畫二：高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證

子項計畫三：鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估

子計畫一主要內容分為二個部分，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關文獻資訊蒐集，進行擇要研析與審查要項建議之撰擬；二為研提我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施之安全評估與品質保證計畫專章條文與說明內容之研擬。

子計畫二研究內容包括高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算、多孔處置設施間距及通風效應影響分析。

子計畫三對於處置孔內緩衝材料於鹼性環境下可能造成流失量與回脹性能折損進行評估，進而探討處置場長期安全穩定之影響。參考瑞典SKB及其他國家沖蝕實驗，模擬地下水與混凝土結構物接觸而產生失鈣行為時，鄰近的地下水會形成高鹼性的水環境，因此透過沖蝕實驗與回脹壓力值的量測來瞭解與研究在不同水化學、岩石裂隙內寬下，對緩衝材料沖蝕行為及回脹性能折損的影響。

三、重要成果

子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究

子計畫一主要內容分為二個部分，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關文獻資訊進行蒐集與研析，包括國際經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)所發表的6923號「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告研析及要項建議撰擬，以及由法國ANDRA、加拿大NWMO、英國NDA及日本NUMO等高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等內容，進行擇要研析與審查要項建議之撰擬，以掌握國際高放最終處置計畫安全分析之發展，並作為安全分析報告導則內容研擬之參考依據，藉以提升國內相關管制技術與審查能力；二為研擬我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則「設施之安全評估」及「品質保證計畫」兩專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文與說明內容之研擬，以延續109、110年計畫之成果。

子計畫一研究團隊透過內部分組討論與定期之工作會議，同時藉由舉

行線上座談會，邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊成員共同諮詢討論，並彙整專家意見及建議內容，進行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則專章內容之修訂，且研擬後續規劃與發展建議。本計畫之執行，集結了國際組織高放最終處置相關指導原則、各國最終處置相關法規及案例，建立我國高放射性廢棄物最終處置安全分析導則內容發展的基礎；所提出的場址特性描述及設施運轉專章條文草案，足以作為持續發展安全分析報告導則各專章的範本，有助於逐步完成安全分析報告導則完整內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

子計畫二：高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證

子計畫二係針對高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算、多孔處置設施間距及通風效應影響分析。首先，鑑於用過核子燃料所產生的大量熱能係藉由天然母岩障壁進行隔絕，為觀察熱載重對於整個母岩區的影響，在規劃階段，必須針對處置場遠場進行大尺度且長時間進程的熱傳導行為分析；本研究因此參考瑞典或其他國際評估報告所提供之遠場設置的設計概念，針對熱傳導效應分析，進行熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場處置場的溫度分佈狀況。其次，本研究將依據DECOVALEX計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。此外，處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式進行作業，為了解平行處置隧道的相互影響關係，須進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。

- (1) 本研究擬參考國際評估報告所提供之處置場遠場設置的設計概念，針對規劃階段所需，進行大尺度且長時間進程的熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場的溫度分佈狀況，了解熱載重對於整個母岩區的影響，本文之 Scanline A、Scanline B 及 Scanline C 溫度變化趨勢與文獻皆一致(圖 1)。
- (2) 本研究將依據國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，本文之溫度結果與 SKI、CNSC 及 JNC 相當接近(圖 2)。
- (3) 本研究將考量處置罐多排多孔的埋設作業方式，並應用本系列計畫歷年來建構之「熱-水-力學耦合數值分析模型」的概念進行三維有限元素分析數值分析，期能描述分析處置場中實際之熱-水-力學耦合行為，進

行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響，期能了解平行處置隧道的相互影響關係。

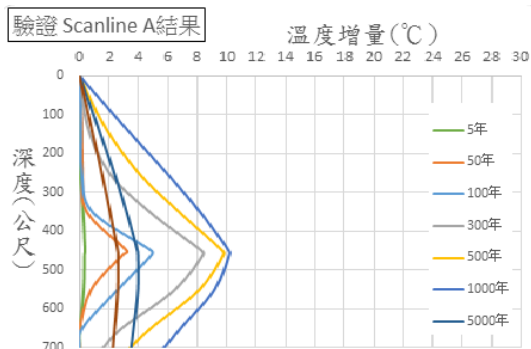


圖 1、ScanlineA 隨深度變化之溫度增量驗證結果

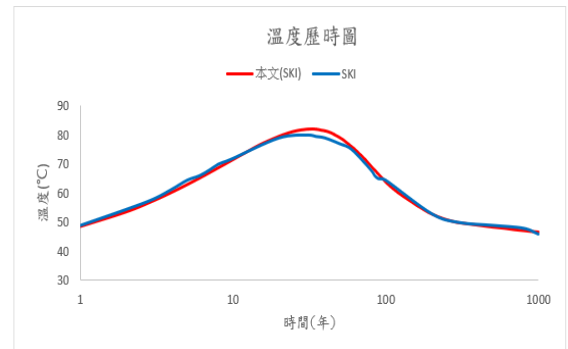


圖 2、SKI 案例參考點之溫度歷時

子計畫三：鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估

深地層處置場處置孔內的緩衝材料接觸到地下水時可能會因沖蝕作用導致質量的損失，而使緩衝材料的密度下降，影響處置場長期安全。深地層處置常會使用混凝土作為封塞材料，當地下水與混凝土接觸後會形成鹼性的地下水環境，根據文獻表示當緩衝材料與高鹼性溶液接觸時，會造成做為緩衝材料的膨潤土內部的二氧化矽礦物溶解，進而造成密度下降影響緩衝材料的回脹性能。本計畫設計模擬緩衝材料於深地層中接觸不同 pH 值、陽離子種類及裂隙寬的地下水環境下，沖蝕對緩衝材料的流失量與回脹性能折損的影響進行探討，主要研究成果如下：

1. 在 0.1 mM NaOH(pH=10)環境下，實驗進行期間可以觀察到沖蝕質量損失，而於地下水環境中較高的離子強度時 (4 mM NaOH (pH=11.6) 與 400 mM NaOH (pH=13.6))會對沖蝕行為發生束制，如圖 3。
2. 在 pH 值在 13 以下時，離子強度對沖蝕行為具有顯著的影響，離子強度高會使膨潤土形成較為絮凝而不易被沖蝕的結構。
3. 400 mM NaOH (pH >13)沖蝕實驗中，雖然並無明顯沖蝕行為發生，但由於試體有被溶解現象發生，回脹壓力呈現下降的趨勢。
4. 在不同陽離子的沖蝕實驗中，於相同離子強度下，溶液中陽離子以鈣為主時，沖蝕行為發展上較為緩慢，沖蝕量也略低於以鈉離子為主的溶液，但整體行為發展趨勢兩者是相近的。
5. 水化學 0.1 mM NaOH (pH=10)及 0.05 mM Ca(OH)₂ (pH=10)溶液試驗中回脹壓力皆有因沖蝕行為的發生而出現下降的趨勢；4.00 mM NaOH (pH=11.6)及 400 mM NaOH (pH=13.6) 溶液試驗中，雖無發現沖蝕行為，但回脹壓力仍有明顯下降趨勢，其中 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液試驗中，試體徑向膨脹的發展可能造成回脹壓力下降，而 400 mM NaOH (pH=13.6) 溶液試驗中，試體在每日拍攝及徑向膨

脹量測中，發現試體的徑向膨脹量並沒有與 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液一樣有持續向外發展的現象，因而判斷回脹壓力的下降與徑向膨脹有所關聯，但折損程度並沒有 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 來的嚴重，回脹壓力的下降的主要原因來自於試體中的礦物被溶解，如圖 4。

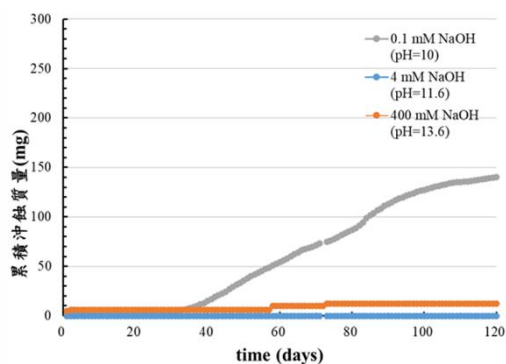


圖 3、不同 pH 值之累計流失量

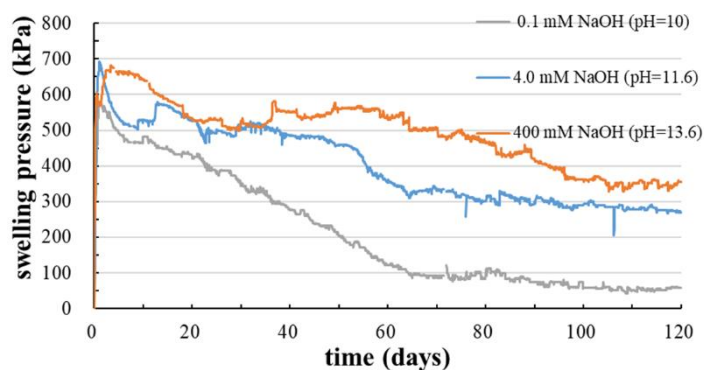


圖 4、不同 pH 值之回脹壓力變化

四、展望

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，物管局已於 110 年委託之研究計畫中，針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)場址之特性描述及設施運轉章節進行研擬；111 年度則聚焦於最終處置設施「設施之安全評估」與「品質保證計畫」等章節內容之研擬。透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或導則及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則「設施之安全評估」及「品質保證計畫」章節架構及內容。此外，計畫團隊研析階段性法國、加拿大、英國、日本等國的安全證案報告案例，並徵詢主管機關的專業意見指導，以及舉辦專家諮詢座談會議之方式邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊成員共同諮詢討論，協助專章架構及條文案內容之修訂，以整合多方看法與意見，作後續發展之規劃，期能逐步發展完整的安全分析報告導則，供國內主管機關及相關單位參考應用。

同時，為提升我國高放最終處置計畫之驗證能力及對國內階段成果報告平行驗證技術，本計畫針對多國合作研究組織 DECOVALEX 與其他類似國際處置技術之驗證重點，選擇高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證，以及鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估研究，研提國內最終處置之審查重點及建議事項，藉以持續發展國內平行驗證技術，精進我國用過核子燃料最終處置計畫之研發內容，提升管制機關審查與驗證之技術能力。

五、附件

- 子項計畫 1 「用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究」期末報告
- 子項計畫 2 「高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證」期末報告
- 子項計畫 3 「鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估」期末報告

行政院原子能委員會放射性物料管理局

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及
設計之審驗與管制技術研究

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全評估之
審驗與管制技術研究
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：張瑞宏

子計畫主持人：黃偉慶

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：111FCMA003

中華民國一一一年十二月

(此頁空白)

行政院原子能委員會放射性物料管理局

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及
設計之審驗與管制技術研究

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全評估之
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

研究期程：中華民國 111 年 2 月至 111 年 12 月

研究經費：新台幣壹佰伍拾柒萬元整

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 111 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

我國高放處置計畫自 107 年起邁入「候選場址評選與核定」(2018–2028)第二階段工作，配合行政院國家永續發展委員會「台灣永續發展目標」之具體目標 18.3，推動「高放射性廢棄物最終處置設施」法制作業，高放廢棄物最終處置計畫的審查、驗證及管制等工作，益顯重要。本計畫目的在參酌國際核能組織對高放地質處置安全證案相關指引、準則，以及核能先進國家處置相關法規、安全要求或高放最終處置安全分析報告審查案例等資訊，以發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之內容，分年完成我國高放最終處置安全分析報告導則之研擬工作。

本計畫針對 109 年所規劃之用過核子燃料最終處置安全分析報告導則章節內容，彙整國際間高放最終處置設施發展近期文獻進行研析，包括 OECD 核能總署(NEA)所發表的「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告，以及法國、加拿大、英國及日本等四個國家公開的高放地質處置設施階段性安全證案報告最新資訊，據以研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之「安全評估」與「品質保證計畫」兩專章，同時提出未來審查要項之建議；一方面協助推動高放射性廢棄物最終處置設施相關法制作業，同時強化國內高放最終處置相關管制技術與審查能力。

(此頁空白)

目錄

摘要.....	I
目錄.....	III
圖目錄.....	VII
表目錄.....	XI
第一章、前言.....	1
1.1 計畫背景與目標	1
1.2 計畫範疇	2
1.3 報告內容編排	4
第二章、國際核能組織 OECD-NEA 報告研析成果	5
2.1 前言	5
2.2 整體管制觀點	7
2.3 安全證案框架下的安全評估	8
2.3.1 定義	8
2.3.2 安全證案為安全評估的框架	9
2.3.3 安全評估的範圍	10
2.3.4 評估依據的重要性	11
2.3.5 不確定性處理	11
2.3.6 安全評估和安全證案隨時間的演化	12
2.3.7 場址特徵化、試驗、工程和設計的回饋與關聯	12
2.3.8 安全評估結果與溝通	13
2.3.9 管制視角	14
2.4 安全評估和安全證案流程圖	15
2.4.1 評估策略流程圖的發展	15
2.4.2 通用的評估策略流程圖	16
2.4.3 管制視角	21
2.5 系統描述與情節	22
2.5.1 安全評估的情節	22
2.5.2 系統描述：初始狀態和演化	22
2.5.3 情節推導	24
2.5.4 構建科學知識並確認與安全相關的現象及不確定性	26
2.5.5 情節機率	27
2.5.6 管制視角	29
2.6 模型建立策略	33

2.6.1 概要	33
2.6.2 作用層級模式	33
2.6.3 整合或系統層級模式	34
2.6.4 計算機能力和軟體	36
2.6.5 資料收集和管理	37
2.6.6 模式認可	38
2.6.7 管制視角	39
2.7 安全評估指標	41
2.7.1 概要	41
2.7.2 指標的分類	41
2.7.3 安全指標	42
2.7.4 功能指標	43
2.7.5 安全功能指標	44
2.7.6 參考值	45
2.7.7 時間尺度	46
2.7.8 可轉移性	46
2.7.9 管制視角	47
2.8 不確定性的處理	49
2.8.1 不確定性的分類	49
2.8.2 處理不確定性的策略	50
2.8.3 數學技術	51
2.8.4 管制視角	51
2.9 報告研析之審查要項建議與結論	54
第三章、各核能國家階段性安全證案報告案例研析.....	56
3.1 法國 ANDRA 安全選項報告	56
3.1.1 Cigéo 處置計畫架構及歷程.....	57
3.1.2 Cigéo 處置場介紹.....	60
3.1.3 安全原則和安全方法	67
3.1.4 廢棄物包件轉移和安置之操作相關的風險清單	74
3.1.5 安全評估	76
3.1.6 小結	96
3.2 加拿大 NWMO 報告(NWMO-TR-2017-02)	98
3.2.1 品質保證研析	98
3.2.2 安全評估作業基本考量	102
3.2.3 安全評估概念模型	106
3.2.4 正常情節與敏感度評估成果研析	111
3.2.5 破壞事件情節評估成果研析	118
3.2.6 其他安全評估相關成果研析	136

3.2.7 小結	150
3.3 英國 NDA 通用處置系統安全評估技術及相關要求.....	152
3.3.1 概述	152
3.3.2 安全證案	156
3.3.2.1 運轉安全證案.....	156
3.3.2.2 環境安全證案.....	160
3.3.3 安全評估	166
3.3.3.1 施工及非輻射安全評估.....	166
3.3.3.2 正常運轉安全評估.....	175
3.3.3.3 意外事故安全評估.....	179
3.3.3.4 臨界狀態安全評估.....	185
3.3.3.5 運轉環境安全評估.....	189
3.3.3.6 封閉後安全評估.....	192
3.3.4 小結	196
3.4 日本 NUMO-TR-21-01 報告.....	197
3.4.1 安全評估策略	197
3.4.1.1 運轉安全評估.....	197
3.4.1.2 運轉安全評估方法.....	198
3.4.1.3 封閉後安全評估.....	198
3.4.1.4 封閉後安全評估所使用的方法.....	199
3.4.2 管理系統	201
3.4.2.1 不確定性的管理.....	203
3.4.2.2 品質管理(QM).....	205
3.4.2.3 需求管理.....	206
3.4.2.4 知識管理.....	207
3.4.2.5 科技發展的管理.....	208
3.4.2.6 人力資源的管理.....	209
3.4.3 運轉安全評估	210
3.4.3.1 運轉安全評估的策略.....	210
3.4.3.2 評估的前提.....	213
3.4.3.3 正常運轉情節的評估.....	215
3.4.3.4 異常運轉情節的評估.....	216
3.4.3.5 事故的緩解與恢復.....	228
3.4.4 處置場封閉後的安全評估	231
3.4.4.1 安全評估的基本框架.....	231
3.4.5 確保安全證案「切合目標」(信心建立).....	247
3.4.5.1 評估的技術基礎.....	248
3.4.5.2 安全證案中不確定性的處理.....	254
3.4.5.3 安全證案發展的結構化管理.....	258

3.4.5.4 安全證案內容的接受度.....	263
3.4.6 小結	264
3.5 國際高放處置報告審查要項研析及建議	265
3.5.1 法國 ANDRA 安全選項報告研析要項建議	265
3.5.2 加拿大 NWMO 報告審查要項及建議	265
3.5.3 英國 NDA 通用處置系統安全評估報告研析審查要項及建議....	267
3.5.4 日本 NUMO-TR-21-01 報告審查要項研析與建議.....	271
第四章、設施之安全評估與品質保證計畫專章草案研擬.....	277
4.1 章節架構研擬	277
4.2 專章(草案)研擬審查要項	280
4.3 設施之安全評估與品質保證計畫專章條文內容初擬	283
第五章、結論與建議.....	294
5.1 成果與結論	294
5.2 建議	295
參考文獻.....	297

圖目錄

圖 2-1 高階的通用性安全證案流程圖，顯示關鍵要素和聯繫	18
圖 2-2 彙編高階的通用性安全證案流程圖時的安全評估構建的細節流程圖	19
圖 2-3 安全評估中使用的模式階層	34
圖 3-1 迭代過程示意圖(改自 ANDRA(2016a) figure 1.2-1).....	58
圖 3-2 Cigéo 處置計畫的發展歷程(ANDRA, 2016a).....	59
圖 3-3 Cigéo 場址之「豎井區」、「斜坡區」以及 ZIRA(ANDRA, 2016a).....	60
圖 3-4 AREVA 生產的廢棄物包件，左圖為玻璃化 HLW 包件；右圖為 ILW-LL 檢修廢棄物包件(ANDRA, 2016a).....	61
圖 3-5 Cigéo 地面和地下設施示意圖(ANDRA, 2016b).....	63
圖 3-6 「斜坡區」內建築物的地理配置圖(ANDRA, 2016b)	63
圖 3-7 豎井區地理配置示意圖(ANDRA, 2016b)	64
圖 3-8 不同區域和地表-底部連接區的示意圖(ANDRA, 2016b).....	65
圖 3-9 Cigéo 地下設施.....	66
圖 3-10 Cigéo 處置週期中主要階段的示意圖(改自 ANDRA(2016b) figure 2.4-1)67	
圖 3-11 限制放射性物質透過水轉移的樹狀結構(改自 ANDRA(2016a) figure 4.2- 1).....	73
圖 3-12 運轉安全和關閉後安全協調方法的圖表(改自 ANDRA(2016a)的 Figure 4.4-1).....	77
圖 3-13 嵌套隔間計算架構原理(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-2).....	89
圖 3-14 水力和溶質轉移模型的模擬順序(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-1).....	90
圖 3-15 根據放射性核種的半化期及其在溶液中的行為，顯示使用劑量以外的指 標圖表(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-3).....	91
圖 3-16 顯示選擇和描述生物圈的不同階段的圖表(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-4).....	92
圖 3-17 加拿大 NWMO 廢料罐設計示意圖(改自 NWMO(2017) figure 4-3).....	100
圖 3-18 加拿大 NWMO 廢料罐裝填作業流程示意圖(改自 NWMO(2017) figure 4- 2).....	101
圖 3-19 NWMO 安全評估之正常情節、正常情節敏感度研究與破壞事件情節考 量示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-1).....	105

圖 3-20 NWMO 之概念模式整合架構示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-2)....	107
圖 3-21 NWMO 之源項概念模式示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-3).....	108
圖 3-22 NWMO 之地質圈概念模式示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-5).....	109
圖 3-23 NWMO 之生物圈概念模式示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-6).....	110
圖 3-24 NWMO 之生物圈傳播途徑模型示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-7)	110
圖 3-25 燃料溶解速率提高 10 倍之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-155)	112
圖 3-26 燃料即時釋出指數假定為 0.10 之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-156)	112
圖 3-27 燃料護套溶解速率提高 10 倍之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-157)	113
圖 3-28 燃料護套之即時釋出指數假定為 0.10 之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-158)	113
圖 3-29 10 個廢料罐同時於 1,000 年失效之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-159)	115
圖 3-30 低吸附特徵與廢料罐內具較高溶解度之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-160)	115
圖 3-31 不考慮溶解限制之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-161).....	116
圖 3-32 近場材料無吸附功能之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-162)..	117
圖 3-33 地質圈材料吸附能力降低兩個標準偏差之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-163)	117
圖 3-34 未設置抽水井之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-154).....	118
圖 3-35 人類無意闖入情節分析程序示意圖(NWMO(2017) figure 7-178).....	120
圖 3-36 人類的無意闖入 – 一般概念模型(NWMO(2017) figure 7-179).....	122
圖 3-37 人類無意闖入：鑽井人員在二天後撤離現場從各曝露途徑之劑量貢獻(NWMO(2017) figure 7-180)	126
圖 3-38 人類的無意闖入：總曝露量 – 危害未識別並在 14 天後撤離現場(NWMO(2017) figure 7-181)	127
圖 3-39 人類無意闖入：曝露途徑對鑽井人員 – 危害未被識別並在 14 天後撤離現場(NWMO(2017) figure 7-182)	127
圖 3-40 人類無意闖入：曝露途徑對居民 – 危害未被識別並在 14 天後撤離現場(NWMO(2017) figure 7-183)	128
圖 3-41 人類無意闖入：淋濾效果對居民曝露量效果 – 危害未被識別並在 14 天	

後撤離現場(NWMO(2017) figure 7-184).....	128
圖 3-42 人類無意闖入：各曝露途徑對鑽井人員的曝露量 – 危害未被識別並在 2 天後撤離含較高燃耗燃料現場(NWMO(2017) figure 7-185).....	129
圖 3-43 整體系統模型：廢料罐全數在 60,000 年後失效：劑量率(NWMO(2017) figure 7-186).....	131
圖 3-44 整體系統模型：廢料罐全數在 60,000 年後失效：各核種的貢獻 (NWMO(2017) figure 7-187).....	131
圖 3-45 廢料罐全數在 10,000 年失效：劑量率敏感性(NWMO(2017) figure 7- 188).....	133
圖 3-46 整個處置場尺度模型：處置場封塞失效-I-129 傳輸至水井 (NWMO(2017) figure 7-189).....	134
圖 3-47 整個處置場尺度模型：廢料罐源項-主豎井及通風豎井破壞失效情節— I-129 傳輸至水井(NWMO(2017) figure 7-190).....	136
圖 3-48 地表材料中所含之地下水銅濃度模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7- 201).....	140
圖 3-49 基本案例補充指標比較示意圖(NWMO(2017) figure 7-203).....	146
圖 3-50 系統模型：放射毒性傳輸補充指標的機率評估-固定廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-204).....	147
圖 3-51 系統模型：放射毒性濃度補充指標的機率評估-固定廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-205).....	147
圖 3-52 系統模型：放射毒性傳輸補充指標的機率評估- 變化廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-206).....	148
圖 3-53 系統模型：放射毒性濃度補充指標的機率評估-變化廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-207).....	148
圖 3-54 系統模型：廢料罐全數在 60,000 年後失效-指標結果(NWMO(2017) figure 7-208).....	149
圖 3-55 處置系統開發的迭代流程圖	154
圖 3-56 地質處置-通用處置系統安全證案報告文件架構.....	154
圖 3-57 地質處置-通用運轉安全證案-主報告(報告編號：NDA/DSSC/202/01)與 相關文件之關係圖	155
圖 3-58 地質處置一般環境安全證案-主要報告(報告編號：NDA/DSSC/203/01)與 相關文件之關係圖	156
圖 3-59 特定場址的環境安全證案報告開發流程	162

圖 3-60 不同時間尺度下 RWM 對於地質處置設施性能的評估方法及其相對應的推論過程	164
圖 3-61 輻射危害之故障失效分析過程概述	182
圖 3-62 環境安全評估流程	190
圖 3-63 模型不確定性處理方法	195
圖 3-64 場址特徵、處置場設計及安全評估的關聯性	202
圖 3-65 深成岩處置場的組件圖示。頂左 HLW(H12)、頂右 HLW(PEM)、底部 TRU。	235
圖 3-66 新第三紀處置場的組件圖示。頂左 HLW(H12)、頂右 HLW(PEM)、底部 TRU。	235
圖 3-67 前新第三紀處置場的組件圖示。頂左 HLW(H12)、頂右 HLW(PEM)、底部 TRU。	236
圖 3-68 針對放射核種遷移分析相關的鈾系衰變系列	239
圖 4-1 安全評估構成要素及場址調查、處置設施規劃與資料庫之關聯示意圖	280

表目錄

表 1-1 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構*	3
表 1-2 報告內容編排與計畫執行工作項目對應表	4
表 3-1 用於 Cigéo 處置場址之封閉後安全功能及其設計之一般原則	73
表 3-2 管理與 ILW-LL 受化學干擾相關的不確定性的方法	83
表 3-3 與正常演變情節相關的計算案例列表	93
表 3-4 封閉後改變演變情節(AES)列表(不包括無意的人為入侵)	94
表 3-5 「假設」情節列表(不包括無意的人為入侵)	95
表 3-6 近期安全評估考慮人類無意闖入的途徑(NWMO(2017) table 7-50)	121
表 3-7 人類無意闖入情節參數(NWMO(2017) table 7-51)	125
表 3-8 廢料罐全數在 60,000 年失效時放射性劑量的貢獻者(NWMO(2017) table 7-52)	132
表 3-9 廢料罐全數在 60,000 失效時各放射性途徑的劑量(NWMO(2017) table 7-53)	132
表 3-10 非放射性物質對於人類與環境衝擊影響之 NWMO 臨時接受標準(修改自 NWMO(2017) table 7-1)	136
表 3-11 基本案例模擬結果之濃度商(修改自 NWMO(2017) table 7-55)	139
表 3-12 所有容器失效案例模擬結果之濃度商(修改自 NWMO(2017) table 7-56)	139
表 3-13 銅與其雜質之濃度模擬成果與濃度商(修改自 NWMO(2017) table 7-57)	140
表 3-14 補充指標結果(NWMO(2017) table 7-62)	150
表 3-15 安全評估流程	159
表 3-16 說明性通用地質處置設施概念環境安全評估證案所考慮的相對應案例	163
表 3-17 RMW 處置系統規範中與地質處置設施封閉後安全相關的長期安全要求	165
表 3-18 正常運轉安全評估劑量標準	178
表 3-19 設計分析的輻射防護標準	180
表 3-20 按故障失效類型劃分的危害分析評估	181

表 3-21 說明性設計基準之臨界事故故障失效一覽表	187
表 3-22 不同障壁系統可提供環境安全功能彙整	193
表 3-23 安全評估所採用潛在處置場母岩	233
表 3-24 安全評估時所考慮的處置場組件	234
表 3-25 為安全評估所選定的放射核種與存量	238
表 3-26 對生物圈評估所選定的放射核種	240
表 3-27 安全評估情節分類與劑量目標	247
表 3-28 與運轉安全有關，將來主要的技術工作	271
表 3-29 安全評估情節分類與劑量目標	274
表 4-1 「設施之安全評估」與「品質保證計畫」專章之初步章節架構	278
表 4-2 安全分析報告導則「設施之安全評估」專章審查要項	281
表 4-3 安全分析報告導則「品質保證計畫」專章審查要項	282
表 4-4 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施之安全評估專章(草案)條文及說明.....	284
表 4-5 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則品質保證計畫專章(草案)條文及說明.....	292

第一章、前言

1.1 計畫背景與目標

依台電公司「高放處置計畫書(2018年修訂版)」之規劃，目前我國高放處置計畫已進入第二階段「候選場址評選與核定(2018-2028年)」工作，為因應現階段選址工作展開，原能會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)要求台電公司按照計畫目標，依國際原子能總署(IAEA)所發布安全證案導則，就我國處置計畫階段及地質處置母岩特性，針對處置技術持續採滾動式檢討精進，採用國際處置先進技術，於110年底提出「我國用過核子燃料最終處置初步安全論證報告」(SNFD2021)，及於114年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」(SNFD2025)，以確保台電公司相關處置技術可達最佳現有技術且符合國際水平。

同時，行政院國家永續發展委員會於108年7月提出「臺灣永續發展目標」，其中第18項核心目標項下之具體目標18.3：「推動『高放射性廢棄物最終處置設施』法制作業，協助核能電廠完成除役」。物管局配合政策目標，規劃透過參與國際組織高放最終處置安全規定或導則及核能先進國家相關法規、安全要求與技術報告，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則。

為聚焦我國用過核子燃料最終處置管制重點及強化管制作業，物管局針對高放處置管制之長期研究規劃，主要參考國際間高放最終處置相關法規、導則、安全要求，以及各國高放處置設施安全證案報告等資訊，據以研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)。其中，109、110年物管局已分別進行「設施之設計基準」、「設施之建造」及「場址之特性描述」、「設施之運轉」等章節內容之研擬，本(111)年度計畫重點則持續上述導則(草案)研究工作，針對安全分析報告導則之「設施之安全評估」(含預期之意外事故評估)與「品質保證計畫」兩專章，透過對國際核能組織發布之相關技術報告或導則、核能先進國家高放處置設施階段性安全證案報告案例及技術報告之深入研析，研提兩專章條文內容(草案)並提出審查要項建議，以逐步完備我國高放處置安全分析報告導則(草案)。

1.2 計畫範疇

本項計畫於 111 年度主要執行之工作項目內容包括以下四項：

1. 國際高放處置設施安全分析報告導則相關資訊蒐集與研析；
2. 國際高放處置設施之安全評估與品質保證計畫審查要項研析；
3. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告設施之安全評估與品質保證計畫章節架構及審查要項建議；
4. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案) 設施之安全評估與品質保證計畫專章內容研擬。

本計畫主要工作可分為二個部分。第一部分為對應上述第 1、第 2 工作項目之內容，係針對國際高放射性廢棄物最終處置相關文獻進行研析，並提出審查要項及建議，以供我國最終處置安全分析報告導則內容研擬之參考依據。所研析的國際文獻可分為二類，其中一類為國際核能組織所發表有關高放地質處置設施之安全導則、溝通文件及技術報告；另一類則為各國高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全證案報告案例及研發報告等。

由於本年度研擬之專章以「設施之安全評估」(含預期之意外事故評估)為主，故本計畫選擇經濟合作暨發展組織(Organization for Economic Cooperation and Development, OECD)所屬核能總署(Nuclear Energy Agency, NEA)於 2012 年所發表的「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告(NEA, 2012)，即 NEA No. 6923 號文件，進行研析與中文化，工作成果列為期末報告第二章。

各國高放最終處置計畫相關的文獻研析方面，選擇法國、加拿大、英國及日本等四個代表性國家的高放最終處置設施階段性安全證案報告為研析標的，據以提供我國安全分析報告導則研擬之參考依據。上述四個國家最新發表的階段性安全證案報告為：

1. 法國國家放射性廢棄物管理局(Agenc e nationale pour la gestion des déchets radioactifs, ANDRA)於 2016 年發表的《Safety Options Report》報告，此報告共分為兩本，分別為《Safety Options Report – Post-Closure Part》(ANDRA, 2016a) 以及《Safety Options Report – Operating Part》(ANDRA, 2016b)；
2. 加拿大核能廢棄物管理組織(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)於 2017 年發表的 NWMO-TR-2017-02 (Postclosure Safety Assessment of a Used

Fuel Repository in Crystalline Rock) 技術報告(NWMO, 2017)；

3. 英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)於 2016 年發表的地質處置-通用處置系統安全證案概述(報告編號：NDA/DSSC/101/01)及系列報告(NDA, 2016a)；
4. 日本原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)於 2021 年 11 月發表的「NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案」(The NUMO Pre-siting SDM-based Safety Case)報告(報告編號：NUMO-TR-21-01)(NUMO, 2021)。

所列四個國家階段性安全證案報告研析成果整理於本報告第三章，並於此章 3.5 節提出國際高放處置計畫報告審查要項及建議。

本計畫主要工作的第二部分則對應前述第3、第4工作項目之內容，為研擬我國高放最終處置設施安全分析報告導則內容，以延續109、110年計畫的成果，表 1-1所示為109年計畫所提出之高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構。前二年分別於109年完成「設施之設計」與「設施之建造」專章內容草案(黃偉慶等，2020)，及110年完成「場址特性描述」與「設施運轉」專章內容草案(張瑞宏等，2021)，本(111)年度則針對「設施之安全評估」(含預期之意外事故評估)與「品質保證計畫」兩專章持續進行草案內容之研擬。此部分之研究成果，列於本報告第四章。

表 1-1 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構*

第一章、綜合概述
第二章、場址之特性描述 (110 年完成內容草案)
第三章、設施之設計基準 (109 年完成內容草案)
第四章、設施之建造 (109 年完成內容草案)
第五章、設施之運轉 (110 年完成內容草案)
第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫
第七章、設施之安全評估 (111 年進行草案研擬)
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 (111 年進行草案研擬)

第十章、消防防護計畫

第十一章、封閉及監管規劃

第十二章、保安計畫及料帳管理計畫

第十三章、保防計畫

*資料來源：(黃偉慶等，2020)

1.3 報告內容編排

本計畫報告內容之編排與主要執行工作項目間的對應關係，詳如表 1-2 所示。

表 1-2 報告內容編排與計畫執行工作項目對應表

工作項目	成果報告章節
1. 國際高放處置設施安全分析報告導則相關資訊蒐集與研析	研析成果：第 2、3 章
2. 國際高放處置設施之安全評估與品質保證計畫審查要項研析	研析成果：第 2 章及第 3 章 3.1 – 3.4 節 審查要項：第 3 章 3.5 節
3. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告設施之安全評估與品質保證計畫章節架構及審查要項建議	專章架構：第 4 章 4.1 節 審查要項：第 4 章 4.2 節
4. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施之安全評估與品質保證計畫專章內容研擬	專章內容：第 4 章 4.3 節

第二章、國際核能組織 OECD-NEA 報告研析成果

本章針對年度目標，研擬我國高放最終處置設施安全分析報告導則「設施之安全評估」專章內容，選擇經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)於2012年所發表的 No. 6923 號文件：「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告(Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities of Radioactive Waste)(NEA, 2012)，簡稱為 MeSA 報告，進行研析與中文化工作，並將成果彙整說明，提供我國研擬放射性廢棄物地質處置設施相關法規時之參考。

2.1 前言

1991年 OECD-NEA 將當時放射性廢棄物處置安全評估方法的最新進展彙編成一本名為「安全評估方法回顧」的手冊(NEA, 1991)，指出安全評估方法可用於充分評估廢棄物處置系統的潛在長期影響，也得出結論認為評估方法將隨著正在進行的工作而有進一步發展。雖然 1991 年手冊的總體結論仍然有效，但時至今日，許多技術與觀念已經發生了實質的演化。這種演化的特點是(參見 NEA, 2007a)：

- 發展安全證案概念，使安全評估的視野更為廣泛。
- 提出許多放射性廢棄物地質處置場的安全證案，其中包含具有共同點、差異和新方法發展的各種安全評估。
- 許多的國家和國際活動致力於從各種面向發展安全評估方法。
- 許多安全評估與安全證案的同儕審查。

自 1991 年以來，各國和國際法規和管制期望也在不斷發展，以跟上不斷發展的安全評估能力和安全評估在安全證案中的具體作用。一些國際倡議和計畫已經形成了影響各國和國際法規發展的建議、共同觀點和意見。

就國家層級而言，NEA 成員國在過去十年中制定或修訂了幾項安全評估法規和導則；而在國際層面，ICRP 已針對劑量和風險限制的合規性評估發布了重要建議。自 1991 年以來，ICRP 第 77 號、81 號和 103 號等出版物，對劑量和風險限制的含意以及對長時間尺度的合規性評估提出了更廣泛的看法。IAEA 分別於 1995 年和 2006 年制定的安全基礎報告 111-F 和 SF-1，以及 1997 年的聯合公

約已在放射性廢棄物處置框架內進行安全評估的一般要求奠定了基礎。最近，一組歐洲安全當局和技術支持組織在歐洲先導研究架構下，表達了處理安全評估不確定性的共同管制觀點(Bodenez et al. 2008, Vigfusson et al., 2007)。

鑑於這重大發展，NEA 安全證案整合小組(IGSC)組織了一個計畫，以檢視並記錄放射性廢棄物地質處置長期安全的評估方法(MeSA)。其他國際項目，特別是歐盟委員會的 PAMINA 計畫，也對安全評估的若干方面給予了詳細的關注。

MeSA 計畫的目標是回顧和總結自 1991 年以來關於安全評估方法的發展，以便：

- 描述最新的現況。
- 討論各種方法和整體作法。
- 確認或建立關於現代安全評估的必要元素和認可方法的共同觀點。

如上所述，安全證案概念的出現和定義，為理解安全評估的角色及解釋其結果提供了全新而不同的脈絡。安全評估方法還有其他方面重要的發展，MeSA 的成果主要記錄在一系列相關問題文件中，這些文件涉及：

- 第 1 號議題文件：安全證案框架下的安全評估(Van Luiket et al., 2011)。
- 第 2 號議題文件：安全評估和安全證案流程圖(Schneider et al., 2011)。
- 第 3 號議題文件：系統描述與情節(Röhlig et al., 2011)。
- 第 4 號議題文件：模擬策略(Gierszewski et al., 2011)。
- 第 5 號議題文件：安全評估指標(Noseck et al., 2011)。
- 第 6 號議題文件：不確定性處理(Mönig et al., 2011)。
- 第 7 號議題文件：管制議題(Navarro et al., 2011)。

這些文件的主要發現綜整於本文件中，並在 2010 年 5 月的研討會上進行了討論。此整合文件的架構並未按照議題文件的主題順序，而是重新排序以利整合 MeSA 計畫的成果。

2.2 整體管制觀點

自 1991 年 NEA 發布關於安全評估方法的手冊以來，相關法規和管制期望發生了很大變化。不斷發展的安全證案概念，使人們對安全評估在證明處置場安全以及處置系統發展和優化方面的角色有了更深入的理解。現有的法規更準確地認識到，用於證明合規性和應使用的評估方法其評估時間框架極長所代表的含意。鑑於評估方法的既有局限性，安全評估的結果現在被視為論據，在其他論據配合下，建立對處置場安全的信心。

管制機構期許提議者不僅要評估是否符合定量的放射性標準，還要證明處置系統是穩固的，並且已充分理解其行為和演化。提高對系統的理解應為所有評估方法的主要目標，這確保總體上足夠的現實性，儘管有時在管理特定的不確定性時保守的方法是不可避免的。

管制機構希望提議者能對其安全評估的結果產生信心。此外，數據和評估工具品質的保證、適當的品質管理，以及評估過程的透明化和可追溯性被認為是很重要的。有時這包括要求補充方法來確定處置場提供的防護水平，例如透過使用與劑量和風險互補的指標。

管制機構本身必須針對如何建立對安全評估結果的信心，提供定性和定量的安全標準與準則。對不確定性的處理，特別是對無法量化的不確定性，例如人類入侵或未來生物圈演化方面，管制機構制定明確的規範與管制導則，對於處理不確定性有相當助益。在這方面，有些管制機構針對如何在不同時間架構下處理生物圈制訂導則。制訂導則時，管制機構通常會考慮提議者需要多少自由度來優化系統並證明其安全性。

管制機構審查提議者的安全證案和安全評估，以確保處置場的合法性並符合法規。他們也可以進行自己的評估，以取得對提議者評估結果的信心，並建立對系統的獨立理解。

鑑於在處置場計畫的後期階段很難改變安全證案的基本原則，通常認為在此過程中儘早讓管制機構參與或告知管制機構是有益的。然而，管制機構仍然必須保持其中立，這是國家安全文化的重要部分，對於利害相關者對安全證案及管制機構審查結果的信心，具有根本的重要性。

更具體的管制面向將在以下章節中針對每個安全評估議題進行討論。

2.3 安全證案框架下的安全評估

2.3.1 定義

隨著時間的推移，NEA 已經為「安全評估」、「安全證案」和相關詞彙提出了各種定義(參照 NEA, 1997、NEA, 1999、NEA, 2004)。MeSA 計畫的重點在於長期安全，也就是處置設施封閉後，以及可依賴設施的主動控制時間之後的安全。在此框架下，MeSA 計畫採用以下基本定義：

- 安全評估是對與地質處置設施相關的危害，以及場址和設計提供安全功能且滿足技術要求所進行的系統性分析。安全評估包含了解核種如何從處置場中釋出、釋出的機率、以及釋出對人類和環境的影響。
- 安全證案是描述、量化和證實地質處置設施安全性和相關信心水準的論點和證據的整合。在安全證案中，安全評估的結果(即安全指標的計算數值結果)補充了更廣泛的證據，這些證據無論就定量或定性而言，皆為結論提出了脈絡或提供了補充安全論點。安全證案是對基礎證據、模式、設計和方法的彙編，以對科學和監管程序的品質、及支持安全的資訊和分析提供信心。

這些定義依據 2004 年 NEA 手冊中的定義，該手冊記錄了安全證案的概念和要素，也與國際原子能機構(IAEA)和 NEA 聯合發布的安全要求中的內容密切吻合並加以闡述(IAEA, 2006)。

隨著時間的推移和各國家計畫的不同，上述詞彙的定義可能與不同國家使用的定義不完全一致。經常與安全評估交互使用的詞彙是功能評估。對於安全評估和功能評估之間的關係存在不同的看法。例如根據 IAEA 安全詞彙表(IAEA, 2007)，安全評估是對與防護和安全相關的作為於各面向(包括設施的選址、設計和運轉)的評估，而功能評估被定義為對一個系統或子系統的功能及其防護和安全影響的評估。從這個角度來看，功能評估可視為安全評估的一個組成部分，但在這一點上並沒有普遍的共識。一些國家也使用安全分析一詞。在本計畫中，「安全評估」一詞為上述 MeSA 計畫採用之基本定義。

同理，安全證案可以被稱為「安全證案」、「封閉後安全證案」或「長期安全證案」。事實上，並非所有計畫都使用「安全證案」一詞來描述更廣泛的論點和證據，而安全評估是其中的一部分，例如他們也可以將此類產物稱為「安全報告」。

「安全檔案」或「許可申請」。

2.3.2 安全證案為安全評估的框架

安全證案通常由負責實施廢棄物處置解決方案的組織於處置場開發過程中的特定時間點提出。安全證案通常用於支持進入處置場開發下一階段的決定，但也可用於幫助計畫當前狀態的審查，或用於測試發展安全證案的方法。此外，應注意準備安全證案的迭代性質以及處置場設計的潛在後續修改。

NEA 安全證案手冊(NEA, 2004)，對安全證案的基本要素描述如下：

- 提供安全證案框架的明確目的說明。
- 安全策略是為實現處置安全而採用的高階方法，包括總體管理策略、選址和設計策略以及評估策略，其中包含了良好的管理和工程實踐，並提供足夠的彈性來因應新資訊和先進技術。透過選擇具有可評估特徵的場址及依地質環境調整處置場的設計，策略是以穩固性和減少不確定性為取向。
- 評估策略確保與安全相關的事件和程序得到確認，並引導如何對其結果進行量化。評估策略涉及概念模式的定義和用於評估的數學方法，是評估依據不可缺少的一部分。
- 評估依據是支持安全評估的資訊和分析工具的集合。這包括對處置系統的總體描述(包含所選擇的處置場及其地質環境)、與安全評估相關的科學與技術資訊及理解、以及用於分析系統功能的評估方法、模式、電腦程式與資料庫。安全評估的品質和可信賴性取決於評估依據的品質和可靠性。評估依據的定義應加以調整，使其提供必要的資訊來支持安全的證據、分析和論點。描述從證據到安全評估的過程，是安全證案的重要組成。
- 相關安全的證據、分析和論點必須彙編成安全證案。分析結果通常依放射劑量和(或)風險等安全標準進行比較，但也可能有其他功能衡量適用於管制符合性或作為功能指標，以提供對系統行為的見解。使用數學分析(即安全評估)對這些功能衡量或指標的評估，通常伴隨著更多的定性論點，為功能計算結果提供背景或支持。可以針對處置系統提出一系列

或範圍的適當演化情節，在各種情節下評估系統的功能，可提供優化系統的機會並提高安全證案的穩固性。安全證案的穩固性也可以透過多線證據來加強，產生互補的安全論點，以彌補任何單一論點在信心上的不足。

- 在評估依據的品質和可靠性支持下，綜合現有證據、論點和分析，來支持實施者所做出的安全證案信心聲明。其應明確說明對系統的安全具有足夠的信心，以支持做出進行下一階段的規劃或執行程序或封閉處置系統的決定。

安全評估在安全證案中扮演重要角色，表示安全評估的各面向與安全證案相關。安全評估提供了一個重要平台，用於整合資訊、安排與測試對處置系統概念的理解、評估不確定性的相關性和重要性、並以易於與既定安全標準相比較的格式量化功能和安全性。安全評估只是安全證案眾多組成的一部分，例如安全證案的一部份包含處置場開發，處置場開發包括場址特徵化和處置系統工程設計等，這些通常不被視為安全評估的一部分，即使安全評估包含與場址和設計相關的量測、特徵化和程序。

自 2004 年 NEA 手冊(NEA, 2004)以來的後續經驗顯示，參照例如 NEA INTESC 倡議(NEA, 2009)的結論，安全評估和安全證案之間沒有明確的分界線。例如可能有些資訊具有多重功能，分別用於安全評估及支持其他更定性的安全論點。此外，各國對安全評估的要素有不同的解釋和表述，且與上述定義部分相同。

雖然很難在安全評估和安全證案之間劃出明確的分界線，但人們也認識到試圖做出明確的劃分不一定有用，特別是考慮到國際上使用的各種定義。重要的是：首先，安全評估為針對處置場功能進行系統和科學支持的分析，構成安全證案的核心部分；其次，必須將此評估的結果置於框架中，並由額外的資訊(即於安全證案中)加以補充，以支持決策。

2.3.3 安全評估的範圍

安全評估的「範圍」在很大程度上取決於其定義，它以輻射影響或其他一些對影響安全的總體措施方面，考量處置場系統的功能。儘管如此，在這個框架內，相關的時間框架、詳細程度、所考慮問題的範圍以及輸入數據和結果計算所需的

精確度，可能存在差異。安全證案的目的和計畫發展的狀態，通常決定了安全評估所需的範圍和詳細程度。

對安全指標進行評估的時間框架在不同的國家法規之間有很大的不同，有時必須由提議者決定並說明理由。時間框架的選擇影響安全評估的許多方面，包括可能發生的情節範圍和必須涵蓋的不確定性等級。此外，所考慮的時間框架對於如何解釋安全評估的結果有著重大的影響。

評估規劃者還必須決定處理的程度(通常也稱為安全指標)。如果有明確的管制導則，則必須遵守。然而如果沒有導則來涵蓋所有選定計算的時間框架，則使用替代功能或安全指標。設計安全評估的另一個重要議題為定義情節的範圍，以及如何處理這方面的議題，請參照第 2.5 節。

最後，有必要為安全評估範圍之外的事件建立界限，可限制安全評估的複雜性和不確定性。這可以根據機率門檻值或其他標準來達成，也引起了對於關鍵事件和程序的性質、發生機率的不確定性問題。對於這類不確定性的評估有一些方法可執行，通常採用混合機率與定率的方法。

2.3.4 評估依據的重要性

評估依據是集合安全評估的資訊和分析工具，其中包括：

- 系統概念是對處置系統的描述，即其組成(包括處置廢棄物種類及其數量、工程相關(包括開挖、廢棄物包件、緩衝材料等)，以及母岩和周圍地質環境)及安全功能。
- 對安全評估相關的科學與技術數據及理解。
- 用於分析系統功能的評估方法、模式、電腦程式和資料庫。

安全評估的品質取決於評估依據的品質，資訊庫應該是一致的、有充分依據且透明的，並足以滿足評估的目的與處置場發展的相關階段。管制機關的角度而言，針對安全評估中的主張提供支持證據與安全評估計算本身同樣重要。

2.3.5 不確定性處理

由於所關注現象的複雜性以及所考慮的時間和空間尺度，無法避免封閉後安全評估的不確定性，在發展處置場系統和評估其安全性時，對不確定性的管理至

關重要，其中包括是否考慮了所有相關特徵、事件和作用的不確定性，對其描述和如何建立模式的不確定性，以及分析所需數據的不確定性。安全評估方法必須考慮到不確定性，並且可以採取的各種方法。因此，安全評估需要整合到不確定性管理策略中。重要的是，安全評估本身也是重要的工具，可以辨認和評估有關系統行為的不確定性，並判斷其對安全的重要性。

在進行安全評估時，與安全有關的不確定性應在可能的情況下加以量化和界定。然而安全證案的作用，超出了對不確定性的純粹量化和評估。儘管存在不確定性，決定進入處置場發展的下一步驟是對所提出概念和安全評估(和安全證案)結果具足夠信心，其中一部份不確定性必須在下一步驟中處理，而另一部份將不可避免地繼續存在。在進入下一步驟時，安全證案應提出處理不確定性的策略。

2.3.6 安全評估和安全證案隨時間的演化

一個特定的安全證案存在於特定背景中，即支持的決策、場址和設計資訊、當時所用的模式工具和數據。更新的安全證案可能需要從規劃的最初階段開始準備，直到處置場封閉(有時甚至到封閉之後)，考量的時間跨越數十年到幾個世紀。隨著調查的持續，取得更多的數據，必要時應重新評估用於安全評估的模式在新的資訊背景下是否合適。

隨著計畫的實施，早期安全評估中假設的內容，與實際建立並納入處置場的內容，其間可能會存在差異。對原計畫和假設的偏離需要進行確認與評估，在某些情況下還需證明其正當性。此外，鑑於處置場發展的時間框架很長，因此安全評估的迭代，必須注意保存關鍵數據和建立這些數據品質的補充資訊。

2.3.7 場址特徵化、試驗、工程和設計的回饋與關聯

安全評估與處置場發展的其他方面之間存在顯著的交互作用和迭代，特別是場址特徵化和處置場設計。在某些情況下，初步安全評估的結果是導引這些活動的關鍵輸入，而在其他情況下，這些活動的結果是安全評估的關鍵輸入。

處置場發展中最顯著的回饋例子之一是安全評估和場址特徵化之間的資訊流通。通常開發出來的初步系統模式在一定程度上用於選址程序中，隨後對所選場址的特徵化將用於改善初步模式，以根據所獲得的資訊反映實際的現地條件，

而這也就是場址特徵化的目的。

安全評估與處置場系統的工程設計和障壁之間，也存在閉合回饋的互動關係。在開發的早期階段，安全評估結果可用於在各種處置方案或概念設計之間進行選擇，安全評估也為建立工程系統設計要求提供了重要的輸入。

安全評估還提供了一種整合資訊、了解處置系統各部分之間或不同要求之間相互作用的方法，此外，一些要求可能會相互競爭的選項。雖然封閉後的安全是處置場設計的主要驅動考量，但運轉安全和工程可行性也很重要，任何一項在處置場的設計中都不能被忽視。安全評估確保為解決一個問題而做出的改變，如透過穩定的設計避免不確定性的後果，不會導致其他可能更嚴重的問題或不確定性。因此，安全評估提供了關鍵的資訊，用以推動研究和場址特徵化計畫及工程設計與試驗。反之，處置場開發在這些方面所產生的數據(以及對該數據的解釋)可支持高品質的評估，而安全評估的品質即取決於此。鑑於這些關係相互依賴，處置場規劃和健全安全評估的一個重要方面是確保處置場發展的各個組成部分之間明確和有效的資訊流通。

2.3.8 安全評估結果與溝通

安全評估的結果將與安全標準和功能指標進行比較，這些標準通常包括輻射劑量或風險，以及可能的其他功能措施或核種由處置系統釋出的可能後果等。這提供了安全證案中的主要證據之一，並輔以其他證據和資訊，但理想情況下，安全證案應在最後的信心聲明中應將這些證據進行總結和綜整，並處理處置場發展特定階段中剩餘的不確定性。在安全證案中，應將已經確定的關鍵不確定性與為解決這些不確定性所採取的具體措施或行動之間聯繫起來，特別是在設計方案、情節和相關研發計畫方面。

安全評估的不確定性和對結果的解釋，也使安全評估結果的溝通變得複雜。與安全標準相比，被認為具有代表性的「價值衡量方法」不一定是最容易解釋，尤其是對非技術性讀者而言。向公眾介紹安全證案時，需要強調那些可能是公眾最關切的問題，還需要採用一種能讓具有廣泛技術和非技術背景的讀者接受的方式。然而，就一個全面的安全證案而言，證據、論點、推理和基本根據都是相同的，不同之處只是陳述的方式和細節程度。

2.3.9 管制視角

國家法規通常要求提議者準備安全評估，作為申請許可的先決條件。然而，即使在達到申請許可階段之前，安全評估在處置概念演化過程中扮演著關鍵的作用。在計畫的早期階段，安全評估用於比較替代場址和(或)設計，並找出如進一步場址特徵化和導引後續研究的數據落差。

人們還普遍認為，安全評估是不能也不構成對安全的絕對證明，但要努力設計和進行這些分析，以便對其結果有足夠的信心，並為進入處置場計畫的下一步提供良好的理由。其他如天然類比、加速實驗、安全功能的確認計畫以及對工程和天然組件的監測計畫等論點也可以提出，以增強整體信心。這些額外的論點與主要安全評估結果合併起來，構成安全證案的主要組成部分。

從管制的角度來看，一個長期的認知是，為支持安全評估中的訴求提供證據與安全評估的計算本身一樣重要(NEA 2009, P.11)。這說明管制機構一直要求安全評估要有支持性和輔助性的資訊，也就是納入了安全證案的框架。

此外，從管制的角度來看，預計對安全評估中的不確定性將有系統且明確的處理。在某些情況下，對不確定性的處理包括對相互矛盾的專家意見的處理，這可能需要建立替代模式、數據集或正式決策過程的文件，以便審查者能夠看到所選模式或設計決策的基礎。

管制機構面臨的挑戰是必須審查首見的方法和資訊(NEA 2009, P.43)。安全評估亦屬其中之一，但同時提供了評估其他方面的方法，例如了解有多大程度的可能去修改現有設計選擇或相關計畫決策。

從監管的角度來看，同樣重要的是要記住安全評估結果通常在各種文件中或在多個技術複雜程度報告中記載。為了有效起見，安全評估需要合理地透明，且無論詳細程度如何，各種表述都必須一致；也就是說必須依賴相同的安全論點，得出相同的安全結論。

2.4 安全評估和安全證案流程圖

2.4.1 評估策略流程圖的發展

評估策略流程圖出現在許多安全證案中，雖然未必是被稱為這個名稱。一個早期的例子是 1991 年出版的 NEA 安全評估方法審查(NEA, 1991)中提出的流程圖，確定安全評估的主要任務是：

- 情節分析。
- 模式陳述。
- 結果分析，包括與安全標準的比較。

此案例還指出如何透過廣泛和系統地使用許多科學和技術領域的資訊來支持這些任務，該資訊庫大致對應於最近被稱為評估依據的內容(參照 NEA, 2004)。

1999 年，NEA 發表了《深地質處置場長期安全的信心：其發展與溝通》(NEA, 1999)這份文件，此文件強調評估依據的發展，受益於先前發展階段獲得的經驗(包括與決策者的互動)。

2004 年，NEA 發表了安全證案手冊(NEA, 2004)，其中強調支持論點的廣泛性，該手冊超出了情節模式建立，並認為評估策略的一個關鍵要素是對不確定性的充分處理。然而，安全證案手冊很少描述評估策略所定義的程序，包括安全評估的執行。

IAEA 在其 ISAM (Improvement of Safety Assessment Methodologies)方法的背景下提出了一個流程圖「近地表處置設施安全評估方法的改進」(IAEA, 2000&2004)。ISAM 流程圖的範圍比安全證案手冊流程圖更為有限，因為著重於安全分析及其結果，而不是在安全證案中綜合更廣泛的證據、分析和論點。因此，所顯示的迭代循環僅限於評估，而缺少評估結果作為系統最佳化(即提高系統功能和(或)穩固性)基礎的想法。儘管如此，它們在範圍、詳細程度和採用的術語上有所不同，但在 NEA 流程圖、ISAM 流程圖和許多近期的流程圖中，可以發現許多共同的要素和聯繫。

總之，安全評估的不同階段和安全證案發展皆可以為所採取的步驟制定流程圖，此種流程圖還可以說明安全評估各部分之間以及安全證案其他部分之間的聯繫和回饋。特別是與 1991 年 NEA 安全評估方法審查報告比較，顯示在隨後的幾年裡，流程圖傾向更加全面和範圍更廣，包括的安全證案要素通常超越了演化情

節的定量分析。透過計畫管理從安全評估回饋到科學和設計研究的重要性受到廣泛認可，安全證案發展的迭代性質也是如此，上述過程出現於許多近期流程圖中。

流程圖中使用的術語仍然存在一些差異。此外，所呈現的流程圖其範圍和詳細程度，將取決於其所支持計畫的階段和目的，以及流程圖在該計畫中的重要性（例如視回饋迴圈之重要性而決定是否需要呈現於流程圖中）。

2.4.2 通用的評估策略流程圖

根據對一系列國家和國際組織所提出流程圖的共同要素和差異的回顧，以及隨著時間推移這些流程圖中明顯的趨勢，在 MeSA 內發展了一個通用的評估策略流程圖，分為高階和細節的流程圖。儘管在術語和陳述上存在一些差異，目前的通用評估策略流程圖被認為與最近的安全評估中產生的流程圖和 2004 年 NEA 安全證案手冊整體一致。

高階的通用性安全證案和安全評估策略流程圖如圖 2-1 所示，該圖說明了最近評估策略中確認了主要共同要素和聯繫可能是什麼，安全評估的要素如圖 2-2 所示，重點是發展安全證案所涉及的步驟。標記的箭頭顯示了發展安全證案過程中的主要資訊流通。

通用性流程圖的出發點是評估背景。可能屬於評估背景範圍的要素舉例如下。

- 處置場發展策略：處置場發展策略定義了規劃和實施處置場的迭代程序，包括可預見的各個里程碑和決策點。
- 處置和評估原則：處置原則是與安全相關的原則，這些原則整合在安全策略中，並指導處置系統和實施程序的發展。處置原則包括，例如透過充分理解以提供處置安全，以及保持多種處置選擇來確保處置的彈性。另外，有些處置原則是制定於法規中。評估原則是整合在評估策略中，並指導安全評估執行的原則。評估原則包括，例如處理不確定性有關的原則（使用保守的參數、使用風格化方法等）、生物圈的作用和處理以及對未來人類活動的處理。
- 評估邊界規則：評估邊界規則定義了評估所依據的假設（例如要在處置場中處置的廢棄物）和管制背景，這通常將確定主要評估終點（例如安全指標中的劑量和風險），還可為執行安全評估提供指導，例如定義必須

分析的現象或情節，還可包括定義評估證案的時間框架。

評估依據是安全評估所依據的科學技術資訊和理解。NEA 安全證案手冊中討論了評估基礎的組成，例如：

- 場址描述和設計規格：這通常包括處置場址的主要地質、水文地質、地球化學、力學和其他特徵，以及處置場的位置和佈局(或確定位置和佈局所依據的程序、標準等)、工程障壁的描述及其建造和安置方法、封閉前(開放期間)的計畫以及處置場封閉計畫，也可能包括實施該系統的可能替代方案的描述。場址描述和設計規格通常作為安全證案中的專門報告或報告集呈現，場址描述有時被稱為“geosynthesis”或「場址特定模式」(NEA, 2009)。
- 對作用的理解和作用間影響的綜合：這是基於科學和技術研究所收集的多學科資訊，對可能影響處置場演化和功能的各種特徵、事件與作用(以及之間的相互作用)的整合且一致的描述。方法可能包括複雜的工具和方法，以處理複雜的、耦合的 THMC 作用及其對安全功能的影響。
- 用於分析系統功能的評估方法、模式、電腦程式和資料庫。

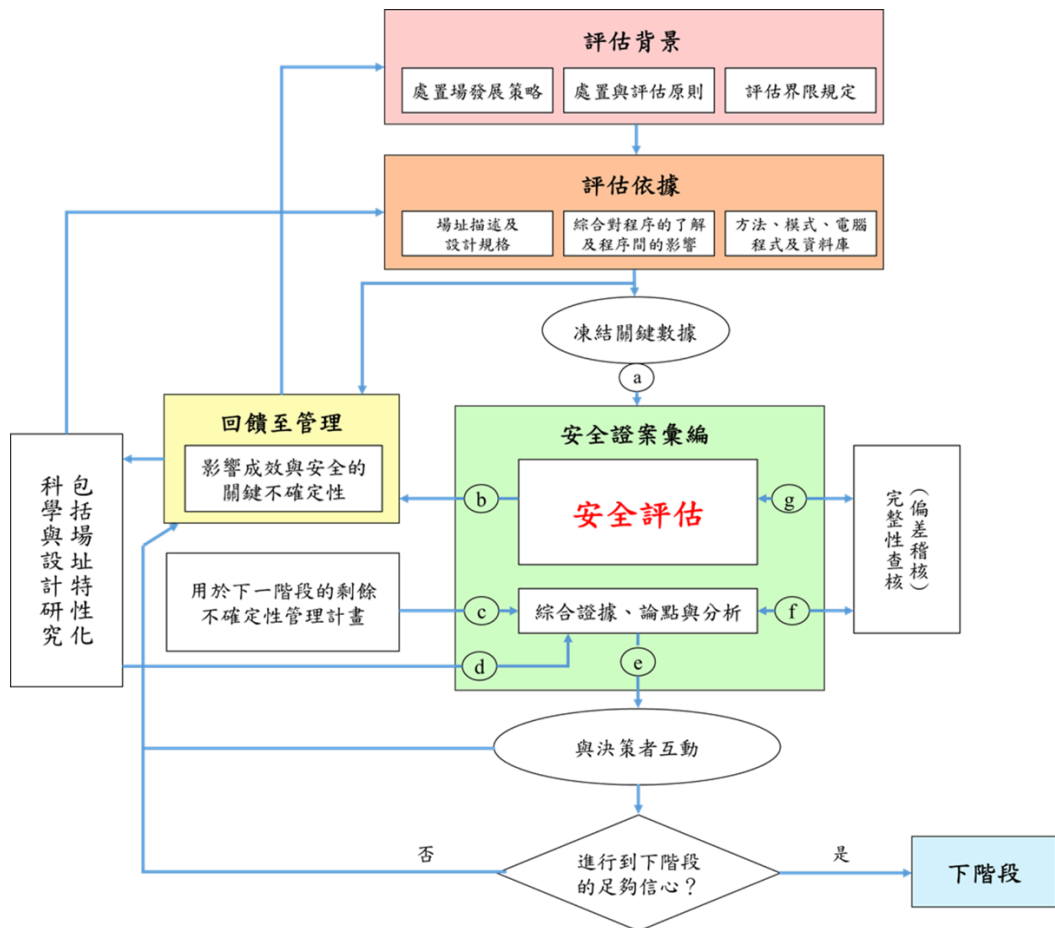


圖 2-1 高階的通用性安全證案流程圖，顯示關鍵要素和聯繫
 ※ 標有字母的箭頭對應於圖 2-2 中標有相同字母的箭頭。

從評估依據來看，安全評估通常從發展處置系統的預期初始狀態及其預期演化的綜合描述開始，包括這兩者的不確定性(如圖 2-2 所示)，此描述將包括預期會隨著時間的推移影響處置場演化和功能的程序和事件，且還將表明各種特徵、事件及作用與處置場的安全概念和安全功能之間的關係。然而，流程圖中預期演化的位置取決於如何界定評估依據發展活動和安全評估活動之間的界限，並且是隨不同計畫間變化的操作選擇。

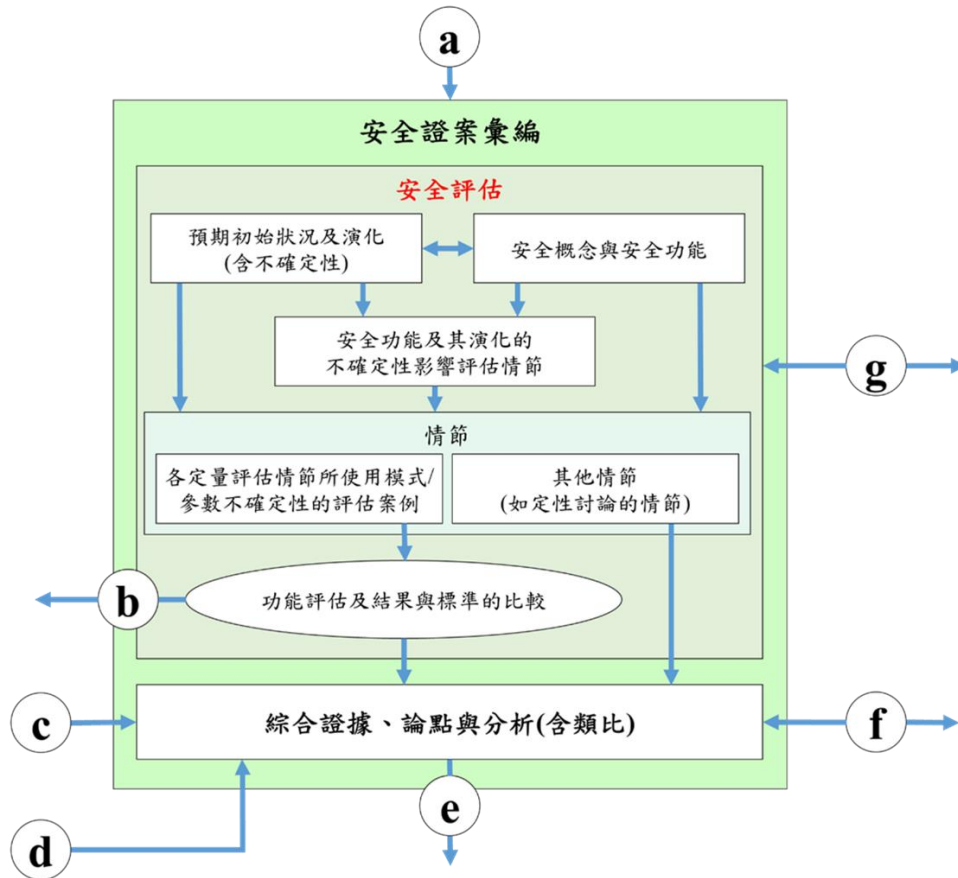


圖 2-2 彙編高階的通用性安全證案流程圖時的安全評估構建的細節流程圖
 ※ 帶標籤的箭頭對應於圖 2-1 中標有相同字母的箭頭。

安全概念是理解為何處置系統具安全性，而不考慮已知的不確定性和有害現象，即如何預期處置系統會是穩固的，這包括對天然障壁和工程障壁角色的描述、這些障壁在不同時間框架下預期提供的安全功能，以及為何預期處置系統具安全性。

安全概念作為廣泛安全功能的一部分，例如地質環境與地表環境的隔離及工程(或)地質構件的圍阻，將在系統描述的細節之前被定義。然而，更詳細的安全功能，例如黏土緩衝材料在過濾廢棄物周圍產生的膠體這項功能，需要指定黏土作為緩衝材料，這可以被視為系統描述的一部分。因此，系統描述和安全概念的發展在某種程度上是同時兼具迭代和並行的。無論採用何種安全功能定義，安全評估通常都涉及對安全功能演化的不確定性影響評估，從而設定封閉後安全評估的情節。

情節是透過概念模式、數學模式、將其抽象為評估模式(和對應的電腦程式)

和數據來進行分析。不確定性可能導致一系列計算案例的定義，有時也稱為評估案例。例如，如果發現替代模式的考慮與當前的科學理解一致，則可以定義計算案例來探討該模式不確定性的影響。相反，模式簡化可能代表某些計算案例並不需要被評估(例如模式中保守省略的不確定現象相關案例)。

評估案例可以使用單獨指定的參數值進行確定性地定義和評估。或者，可以使用從機率密度函數(PDFs)中隨機採樣的參數值，以機率方式執行大量計算。模式、電腦程式和數據(單個參數值或機率密度函數)由安全評估小組根據評估依據的科學理解來做綜合選擇。

情節分析的結果常與論點互補，例如場址和設計的品質(有害現象的低影響)以及模式假設的有效性和評估依據的邊界條件。它們還與任何獨立的安全支持性證據(例如存在與處置場相關的天然類比或一些重要程序)相結合，以構建證據、分析和論點的綜合描述，來量化和證實安全性並構成安全證案。支持性證據，例如與地下水年代有關的證據，可以為系統的品質提供直接支持(在此案例是地質障壁)。該證據和其他證據也可以支持在執行安全評估時的模式假設。

近期的安全評估和安全證案的另一個重要元素是更加強調品質保證。品質保證具體說明為使用特徵、事件和作用的彙編(FEP 資料庫)來全面性檢查安全評估和安全證案中所考慮現象，詳情請參照第 2.5 節。這種檢查可以被視為一些組織所進行的廣泛「偏差查核」的一部分。全面性檢查至少部分是一個獨立的程序，而與安全評估活動的主線分開。外部專家同儕審查有針對性且明智的使用，可以在這種偏差查核程序中發揮作用，並將在第 2.6 節中進一步討論如何達成模式品質保證。

進行安全評估的過程可以揭露需要藉由進一步的科學和設計研究來處理的問題和不確定性。此外，安全證案的一個要素將是對於是否有充分的科學和設計研究計畫來解決剩餘安全相關問題的論據。這些問題通常會在安全證案中確認和討論，詳見第 2.3.7 節。根據安全證案手冊(NEA, 2004):「安全證案應該確認不確定性，說明如何識別和考慮這些不確定性，討論其影響並解釋對安全至關重要的不確定性將如何進一步處理或在未來的計畫階段中管理。」對科學和設計研究這些類型的回饋，由圖 2-1 中指向「科學和設計研究」框格的箭頭來說明。

2.4.3 管制視角

儘管各國的管制框架存在差異，但國際上對安全評估的主要元素和目標已經形成共識(Bodenez et al., 2008)。如前所述，安全評估背後的想法不僅是透過將彙整的評估結果與安全標準進行比較來證明符合管制要求，而且還證明所考慮的系統已被充分理解並具有足夠的穩固性。

安全評估在選址和處置場發展的整個過程中進行，例如，基於優化目的，即使法規沒有明確要求，管制機構通常也希望在此過程的早期就能了解狀況。這樣做可能會促進處置場發展和許可申請的過程，並可能被視為評估策略的一部分。用於處理大量數據的品質管理策略和程序，以確保安全評估中使用的數據和模式是一致且充分，並在所有更新過程中保持資料的品質，可以視為評估策略的另一部分。

2.5 系統描述與情節

2.5.1 安全評估的情節

安全評估和安全證案中情節的位置和目的，已在多個國際論壇上進行了討論。定義情節的目的

「在隨後的模式和結果計算中要考慮的廣泛可能的未來」……「情節發展涉及識別、廣泛描述和選擇與放射性廢棄物處置場安全評估相關的潛在未來。」(NEA, 1991)

需要情節是因為

「……幾乎不可能準確預測處置系統隨著時間的推移會如何演化。情節描述了處置系統的一個可能的未來，對應於事件與作用的組合，以及它們的特徵和時間順序。」(PAMINA, 2006-2009)

因此，情節發展是評估策略的重要部分。

「情節」一詞，代表對處置場系統從給定初始狀態的潛在特定演化的描述。情節描述了安全相關特徵、事件和作用(FEPs)的彙編和安排，作為評估封閉後安全的基本根據，包括評估對人類及其環境的潛在結果。

考慮到地質處置場的不確定性，例如某些事件的隨機性或不可預測性、地質介質和生物圈的自然變異性、缺乏作用特徵以及預測遙遠未來生物圈和人類習慣的有限可能性等，表示在安全評估所考慮的長時間尺度下，系統可能的演化很廣泛。然而，使用情節可以調查明顯不同的 FEPs 組合(例如代表氣候演化、人類入侵、廢棄物罐提早失效或密封瑕疵)的影響，以了解其是否及如何影響處置場的安全。透過這類的分析，功能評估的結果通常可以濃縮為少數典型和變異情節，並在安全證案中提出在所有預期的情節下，對處置場演化之安全性的有力論據。

2.5.2 系統描述：初始狀態和演化

1991 年 NEA 手冊中確定了情節發展所需的背景：「……必須收集關於處置場佈局、廢棄物組成、用於建造工程障壁的材料和場址特徵的數據……」這些數據和基於其上的系統描述提供了評估基礎，並確保評估與處置系統的知識一致，特別是與安全相關的特徵和現象，以及處置場設計的要素。在過去的二十年，一

些組織開發了大型收集計畫，允許生成有關擬議處置場組成部分特徵的廣泛列表及數據與現象描述：

- 待處置廢棄物的識別和特徵。
- 場址的特徵。
- 系統設計的特徵，包括天然和工程障壁，以及在不同時間框架內預期提供的相關安全功能。

除了放射性核種和化學毒性成分的存量外，廢棄物的物理化學特性及在處置條件下的長期演化，都是設計和決定處置系統尺寸的輸入數據。由於廢棄物種類和型態的潛在多樣性，一些組織在具體文件中收集了廢棄物的主要特徵，其中介紹了廢棄物的類型、放射性內容物和放射性核種釋出作用；還應該注意的是廢棄物特徵不是一個完全描述性的活動，反之，在制定廢棄物接受準則時，變得具有規範性。安全評估是推導出此類準則的幾個基礎之一。隨著處置場計畫在其運轉階段的推進，應定期評估已建的處置場和已安置廢棄物存量，以確保封閉後安全證案仍在核准的許可證申請所保證的功能範圍內。這就是一些監管機構要求在營運階段定期更新許可基礎的原因。

母岩及其周圍環境的特徵涉及地質科學資訊的收集和整合。知識的獲取是一個漸進的過程，與計畫的成熟度和是否有指定的母岩層密切相關。其目標是(1)詳細了解地質母岩介質及其周圍環境，包括地質構造的特徵、其性質和演化，以及(2)描述其在處置場所引起的干擾影響下的長期行為。此外，目前大多數組織將地球科學資訊，彙編為「地質綜合描述」或「場址描述模式」並進行評估，以確保跨學科的一致性，以及這些描述著重於安全評估的需求。

處置場概念的特徵描述涉及處置設施的設計和配置、工程組件的特徵和性質以及分配給系統的工程和地質組件的功能。根據材料和工程科學，識別並描述與安全相關的特徵、作用及其交互作用，以及彙編與評估相關的數據。

分析處置場系統的初始狀態及其演化是一項不可缺少的任務，以便深入了解整個系統的特徵和在某些情況下的行為，以及影響處置系統和安全功能演化的相關因素、效應、FEPs 和不確定性。包含：

- 系統地識別和研究化學(C)、熱(T)、水力(H)、力學(M)、氣體形成(G)、輻射(R)和生物(B)的作用和效應，以及其他廢棄物和處置場所引起現象的影響，及其之間的相互作用(現在和未來)。

- 場址和處置系統的潛在演化的預測/模擬，包括任何擾動(自然或人為)的影響。

自 1991 年以來，出現了幾種分析和整合數據以及說明作用理解的方法，這種方法透過在時間和空間序列或情況下劃分處置系統的概念，來考慮 FEPs 的識別及其交互作用、分析和概念化。每個時空序列對應於一個空間和時間區間，在該區間內，一些主要現象主導著組件的演化，而初始狀態是這些序列開始的第一個。這些情況或關鍵時間序列代表了識別不確定性及其分析(定性和定量分析)的基礎，以及定義和評估情節(參考或改變的演化情節)的背景。

分析和整合的總體時間框架可能由法規來定義/建議，特別是說明一些特定的 FEPs，例如氣候和地質演化。然後通常根據主要的熱、水力、力學、化學和氣體相關作用及其耦合的影響來定義更具體的時間窗口。

系統描述還包括對系統實施中可能出現的偏差(例如工程事故)，以及可能影響系統演化的不確定性和有害現象的描述。這些需要識別可能對不同組件的安全功能產生不利影響的 FEPs，並處理可能發生的方式、地點和時間等問題。理想情況下，如果有害現象是由可能性較低的事件所引起，則可以為該事件的發生指定一個機率或頻率，以幫助評估其潛在後果的風險，但這並非總是可行的。如果事件發生的可能性很低且無法指定機率，則其評估結果可能有助於測試概念的穩固性。

2.5.3 情節推導

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

在某些評估中，情節是使用自下而上的方法確定的，首先評估可能引發處置系統變化或影響其性能的一系列外部事件或條件(即氣候變化情節、入侵情節、

初始瑕疵情節)。其他計畫使用自上而下的方法構建情節定義，即首先確定關鍵的安全功能，然後聚焦於哪些條件組合可能危及一個或多個安全功能。自下而上或自上而下的方法之間沒有衝突；事實上，兩者經常結合起來一起使用，一種作為識別情節的主要方法，另一種方法則作為確認工具。實際上，如果沒有另一種方法，他們中的任何一種方法都難以驗證。

事實上，是否曾經成功實施完全自下而上的方法令人懷疑，即是否真的透過將單個特徵、事件和作用(FEPs)拼湊在一起來發展一組情節(甚至是一個單獨情節)，如同在較早期的安全評估描述中所聲稱，實際上常是從對系統演化和相關不確定性的初步概念理解開始，並使用 FEPs(連同交互矩陣、影響圖等)來確保沒有什麼被忽略了。此外，即使是最早期的方法，形式上可能純粹基於 FEPs 的情節發展方法，也是由調查處置場功能(以及由此而產生的安全功能)及其潛在擾動的必要性所推動，這在應用於這些方法中的 FEPs 和情節篩選標準中可見。

聲稱將 FEPs 與情節相結合的安全評估，有時缺乏對於這是如何完成的描述。結合 FEPs 推導出情節，當然需要對系統及其演化進行初步描述。因此，最近的安全評估中描述的「自上而下」方法，實際上更準確地表示了早期安全評估中實際採用的方法(儘管沒有記錄)。

至少在某些或更普遍情況下，「自上而下」的情節發展方法實際上以「自上而下/自下而上」來描述更好。因為雖然系統初始狀態及其預期演化的描述始於對 FEPs 及其相互作用的綜合「自上而下」理解，但與安全相關的不確定性的識別始於對個別作用及系統特徵的「自下而上」考慮，以及後續評估這些不確定性導致的潛在擾動是否會顯著影響安全功能。雖然情節發展的現象或基於 FEPs 的面向並不明顯，但仍然存在於安全證案中累積和記錄的大量現象相關知識中。

總而言之，每種方式都具有如下所述的優點和局限性，且每種方式的局限性可以或應由另一種方式的優點來彌補：

- FEP 的處理是理解和描述系統中各個安全相關特徵與作用，及識別可能引發處置系統變化或影響其功能的因素之有效基礎。此外 FEP 目錄和相關的作用描述文件是建立模式的重要基礎。然而，純粹基於 FEP 或基於現象的情節發展在建立客觀和正式化的方法上具有困難，也難以確保要考慮的 FEPs 組合的全面性。
- 安全功能可用於描述與安全概念相關的系統初始狀態和演化，透過研究

可能影響安全功能(例如障壁功能)的不確定性(例如科學和技術)，所得出的情節組合也許不一定「完整」，但針對安全相關的問題更具全面性。然而，為了提供足夠的科學基礎且有信心地建立情節所需的現象學知識，還需要利用關於 THMC 特徵與作用的系統及全面的資料庫。

最後，應該指出也有將兩種方式結合成為混合方法的趨勢，有時使用正式工具將 FEPs 與安全功能聯繫起來。

2.5.4 構建科學知識並確認與安全相關的現象及不確定性

安全評估是構建科學知識並確認與安全相關的現象和不確定性，特別是情節制定的先決條件。涉及構建科學知識及確認安全相關現象和不確定性的主要步驟，可以從通用性策略流程圖中(詳見第 2.4.2 節)摘取。已經開發了幾種工具應用於此構建工作，包括系統特定的 FEP 資料庫、交互作用矩陣、影響圖、評估模式流程圖(AMF)、處置場系統的現象學分析(PARS)、故事板、具有細分時間框架的時間線和作用描述報告。

在所有計畫中，識別安全相關現象和不確定性的出發點是發展詳細描述系統的初始狀態及其後續演化，該描述提供了主要情節的基礎，也稱為正常演化、基礎或參考情節。

主要情節還為現象學專家和安全評估人員提供了一個討論平台，討論哪些與安全相關的不確定性可能顯著影響演化，並導致偏離該主要情節。更多的工具用於聚焦此討論，此類工具的例子包括：

- 定性安全評估(QSA)在考慮到 THMC 交互作用下，確定組件及其演化中的哪些不確定性會影響安全功能(Andra, 2005)，並確定剩餘不確定性的影響是否最小或其發生的可能性很小(例如透過設計選項、敏感性分析或情節的特定假設，以明確地處理不確定性)。
- 根據(1)安全功能的主要貢獻者(2)擾動現象和不確定性，及(3)針對這些現象和不確定性所提供穩固性的系統屬性，來識別並分類各種現象。
- 關於哪些系統/子系統屬性支持安全功能的安全聲明，其中的聲明形成層次結構，較低級別的聲明支持較高級別的聲明，且針對評估基礎的現象學理解，則直接支持最低級別的聲明。

- 安全功能指標和相關標準提供定量測試，由此可以確定在分析功能和安全性時，是否需要考慮特定的不確定性。

需要注意的是這些工具常利用安全功能的概念，未來可考慮是否可以為處置系統定義與主要障壁功能相關的標準(在現有定義之外)。

2.5.5 情節機率

由於情節發展的目的之一是探討一套潛在的系統演化，因此對所發展情節的發生機率或可能性指派定性或定量陳述是明智的。此類任務的第一個也是最基本的是將情節或演化定性分類為「主要」、「基礎」、「正常」、「預期」、「可能」或「參考」(而不是「改變」、「擾動」或「不太可能」)。這種分類背後的基本原理是試圖確定系統應該表現的方式(其設計基礎 - 「預期演化」)，作為進一步建立模式的重要基礎，同時也是與安全評估或安全證案的目標群體進行溝通的基礎，而所面臨的挑戰在於必須證明這種演化確實是最有可能的，或證明與較低效能安全功能相連結的改變演化較為不太可能。

一些法規針對具有較高計算結果的情節，允許以這些情節所對應的較低機率或可能性來「補償」，可能會導致對此情節機率更複雜的定量推估，主要基於啟動或定義此情節 FEPs 的機率。如選擇這種方法，則必須澄清幾個概念性問題：

- 機率是指破壞性事件(例如地震事件)的發生？還是指存在(或以其他方式)可能危及安全功能的特徵(例如未偵測到的斷層、廢棄物罐製造或岩土障壁施工相關的未識別事故)？
- 代表每年的機率(通常與事件相關)？還是代表整個評估時間範圍內的機率(例如一特徵存在或不存在)？
- 如果考慮事件：事件可以發生一次(例如軸封填失效)？還是重複發生(例如地震事件)？在後者情況下，此類事件發生不止一次的影響是什麼？
- 對 FEPs 指定機率的事實依據是什麼？
- 如何確保在風險總和中處理一套詳盡的相互排斥的情節？

前三個問題的答案會影響到如何計算安全指標，例如年度風險或每年平均劑量。對於由事件引發的情節，計算需要將每個事件的結果，乘以事件空間上事件發生的機率密度函數進行積分。如果可以對「合理相似」的事件(例如特定強度的

地震事件)量化每年的機率，則可以將積分簡化為各年發生事件所導致的後果(通常與時間相關)與每年機率加權的總和。重複引發的事件也有可能導致累積損害，並隨著時間的推移侵蝕系統的安全性，因而導致較晚發生的事件造成比早期發生的事件更大的後果。

如果值得注意的後果只發生在與評估時間範圍相比而言較小的時間範圍內，這可能會導致所謂的「風險稀釋」。造成這種影響的原因是，生活在未來某個時間的假設個人每年可能受到的劑量，在很大程度上取決於假設起始事件的時間點，而將這些時間點進行平均計算(即計算平均值，其隨時間的峰值作為「平均值的峰值」)，然後導致該個人計算所得的平均劑量相對較低，儘管已考慮到該個人的所有可能曝露途徑。然而，採用「責任人觀點」(即「採取實施者希望避免無論何時發生的任何傷害的立場」)會導致考慮總(而不是每年度)情節機率，或計算每次模擬運行的時間的峰值後果並平均這些峰值(「峰值的平均值」)；不過，這個值可能比「平均值的峰值」更難解釋。風險稀釋也可以透過將計算結果分類呈現(劑量曲線、經驗分布、百分位數等的呈現)來解決。

上述問題中的第四個是基本問題：估計情節機率的事實基礎相當罕見。可以想像的可能性包括地震統計(需考慮不同時間框架的可轉移性)、情節啟動特徵的偵測精度或基於製造實務的統計。例如樣品處置罐的破壞性測試，可能表明有多少有缺陷的處置罐會在處置罐生產期間進行品質保證的非破壞性測試中未被檢測到；另一個例子是地球物理方法的已知解析度，可以估計未偵測到斷層的機率。然而，在許多情況下，情節機率是根據專家判斷所得出的，而機率代表對情節可能發生的相信程度。

面對這些選項的困難，機構有時會簡單地選擇後果較低的情節將其機率高估為1，只要後果足夠低，仍然可以確保數值上的符合性，而無需權衡高後果與低機率。如果後果並不低，則可能需要採用更精細的方法來確定機率(例如正式的專家諮詢)，或更複雜和詳細的後果模式建立工作。由於管制者是專家，他們了解結果的基礎、必要性及可接受性，因此以保守方法對應較大的後果仍能符合法規。另一類型的「假設(what-if)」情節，由於採用非現實或物理上不可能的假設，其評估結果需要妥適描述以防止非專業群眾誤解，尤其是那些尋求理由來反對處置系統的人。

2.5.6 管制視角

適當的系統描述，包括對相應不確定性和系統實施中可能出現偏差的描述，為安全證案提供了基礎，其中所謂「適當」取決於計畫的階段。在早期的選址階段，對一般場址特徵的地質圈和生物圈進行假設、使用來自大略模擬位置的數據並考慮通用設計選擇是合理的。然而，在計畫的後期階段，尤其是在許可申請階段，情況則並非如此。在許可申請階段，系統描述必須基於具有適當品質保證資格的可追溯場址特定數據，且必須包括對安全重要的系統組件的明確識別和描述（包括其安全功能或作用、預期功能和演化、以及其設計要求）。如果資料是從「模擬」場址轉換而來，則必須證明模擬場址的相關作用足以合理模擬處置場址的類似作用。

無論是來自場址、建議的工程系統還是適當的模擬，數據都必須充分證明安全論點，而不需要過多的假設，且取得數據並不會在獲得許可後停止。法規通常規定，申請人應更新其安全評估，以包括有關場址和設計的任何新資訊，以確定這些變化是否顯著影響安全證案或許可基礎。即使適用法規中沒有具體的更新指令，正確實施的核安文化也要求在進行地下發展階段遇到非預期的特徵變化時、在接收廢棄物種類或存量發生重大變化時、或每當對工程系統提出修改時，都要採集數據。這些新資訊，無論是定量的或定性的，都應該對其與現有安全證案邊界的相容性加以評估，如果與當前安全證案基礎的數據範圍或概念存在重大不相容，則應執行安全證案的更新。

系統描述的目的是提供足夠的細節，使安全證案的基礎可以被理解，且必要時安全證案可以由合格的獨立方複製。由於涉及眾多學域，且在不同的空間和時間尺度上獲得系統描述需要相當長的時間，資訊的邏輯統合是該處置場計畫所特有的。適當的統合需要將不同學域、不同規模、不同技術收集的數據進行解釋，以形成對系統的一致性描述。

不能期望安全評估對整個處置系統在一百萬年甚至更長時間內的演化產生詳細的、逐步的描述，來涵蓋所有相關現象的全部複雜性。但是，要求實施者證明對安全功能的全面理解，例如隔離和圍阻，即處置場安全的核心作用(Vigfusson et al., 2007)。情節的發展和選擇需要對處置系統的可能演化，以及可能對這些演化產生重大影響的特徵、事件和作用有良好的定性理解。通常期望以系統的方式

描述、發展和處理這些情節。因此，管制機構通常會提供有關情節的分類和發展，以及與不同類別情節相關的評估目標提供一些指導。

管制機構對情節分類提供指導的程度，與處理處置系統未來潛在演化不確定性方法的要求直接相關。在機率框架內處理潛在未來處置場演化的國家，對情節分類的要求確實非常有限，因為它減少了定義不同類別情節的需要。在這種情況下，針對個別情節計算的劑量，其權重是以發展隨時間變化的總體劑量分布的機率來衡量。或者情節分類的要求通常由管制機構提供，以促進使用確定性方法或確定性加機率方法的組合來解決處置系統未來發展的不確定性問題。情節通常根據其可能性和量化其可能性(例如人類行為)進行分類，然而，也可以考慮評估的目的來區分特定類型的情節，安全評估中不必考慮的情節也可加以規定。

情節的分類因國家而異，但考慮不同類別的情節，法規中有一些共同趨勢：

- 中心情節(也稱為參考、可能的或預期的演化)，包括目的在代表處置系統的可預見和預期演化的全部情節，針對因某些或非常可能的事件或現象的最可能效應，如此該系統可以被認為是已考慮到這些情節的設計。
- 合理的替代情節代表不太可能但仍然合理的處置場演化模式(例如障壁劣化比預期更快，…等)，以及描述極端自然事件的情節(例如極端冰河時期或重大地震事件)，但這仍在現實可能性的範圍內(邊界案例)。對於一些管制機構來說，系統組件的功能下降及/或不同組件之間的互補性的影響，應該透過合理的變化演化情節來進行分析。
- 有可能破壞自然或工程障壁或顯著損害處置系統功能的一系列可能未來人類行為，可以設想為特定類型的合理替代情節。由於未來的人類行為是不可預測，並且涉及這些的情節需要做出風格化(stylised)的假設，因此這些通常被視為特定的情節類別。直接損害隔離/限制功能的人為入侵，通常在法規中做系統性的處理，通常對無意的和故意的人類入侵加以區分。管制機構通常認為，唯一需要考慮的是無意入侵，最常見的是與處置場存在的記憶喪失有關。一些法規要求考慮對入侵者的放射性影響。然而一般認為直接接觸高放廢棄物的人可能會接受到任何輻射劑量，甚至包括致命劑量。在這種特殊情況下缺乏法規限制，是透過深層處置、選址或設置標記等必要作為，以最大限度地降低入侵的可能性，來加以彌補。沒有法規限制也反應了這樣一個事實，如果這個未來的人

生活的社會與我們當前的社會一樣有能力，則入侵者接受的急性劑量可以被檢測，且也許可以治療，這是一個常見的簡化假設，有時也被管制者規定。許多監管機構認為，人為入侵很可能會對處置場造成有限且局部的干擾，與這種干擾相關的延遲放射性後果必須進行評估，並與放射性標準進行比較。管制機構有時會針對這種特殊情況規定管限制值。儘管將盡可能長時間地保持記憶被視為目標，但一些法規將入侵發生年代指定為最早的可能入侵年代。

- 一些管制機構考慮或要求處理關於人為入侵以外的任意情節，這些情節通常稱為「假設」情節，可以定義為強加的或常規的情節，對於這些情節假設有一事件或隨機現象發生。一般來說，通常可以透過設計或已有的知識，將這些情節排除在處置系統的所有合理演化之外。這種類型情節的一個典型例子，是假設障壁圍阻功能由於未定義的原因而失效。這些情節主要用於評估處置系統的穩固性，及其某些組件或功能的相對重要性。由於這些指定或假設擾動的任意性質，沒有管制標準與此類評估相關聯。

一些管制機構認為，安全證案情節的系統發展至關重要，因為其構成了管理和分析不確定性的關鍵因素。大多數管制環境中，有必要有一組足夠穩定的情節。儘管如此，仍期望這些情節發展是全面的，因為這些情節應以可信的方式說明處置系統的可能演化，並且其相關後果應該包含所有可能的行為。管制機構對情節發展的要求或指導的程度因國家而異，但是可以確定一些共同的趨勢：

- 必須以系統性、透明和可追溯的方式發展情節。
- 儘管管制機構通常會規定在情節分析中，至少應考慮的事件和過程，但應由支持者論證評估模式中該包括哪些事件和過程，以及如何的模式中表示。此外，支持者必須證明所有潛在的作用和事件都已辨識出來，並且在情節發展時考慮了處置系統所有可能的未來演化。
- 在考慮人類入侵的情節中，定義風格化(stylisation)情節可能較合適，並且在許多情況下，風格化也用於其他遙遠未來情節評估的生物圈部分。

所謂風格化情節(stylised scenario)，係用於處置系統的演化會受到涉及很大不確定性的現象所影響，且這些不確定性如不採用過度的推測即無法加以量化時。此種現象的一個顯著的例子，就是未來人類入侵處置系統，由於相關入侵情節的

模擬具有很大的不確定性，需要建立規則來引導風格化情節的發展，其間的過程稱之為「風格化」(stylisation)。

2.6 模型建立策略

2.6.1 概要

為了評估深層地質處置場對人類和環境的影響，通常必須考慮涵蓋數公里的空間範圍和從 10,000 年到甚至超過 100 萬年的時間尺度。如此廣泛的空間和時間尺度上，大範圍的特徵、事件和作用可能有潛在相關。因此只能透過使用數學或數值模式，模擬處置場系統的潛在演化來評估處置場的功能。總體而言，在支持安全評估的模型建立策略上具有廣泛共識，並沒有重大的分歧領域。

模式的發展涉及四個主要階段：(1)概念模式的推導，(2)制定相應的數學模式，(3)將數學模式轉換為數值模式，(4)模式的認可。實務上，這些階段將反覆進行。應該注意的是步驟(1)至(3)指的是抽象階段，而與步驟(4)在概念上不同。此外，數值模式的實際編碼也可以看作是步驟(3)之後的一個單獨步驟。隨著更多資料和理解以及其他需求的確定，模式通常會隨著時間的推移變得更加詳細。

處置場安全評估中，模式建立用於多種目的。然而，安全評估中使用的模式通常可以根據其過程的詳細程度以及整體整合程度進行分類。雖然在國際上沒有統一的命名，但在許多安全評估中，至少區分了兩個級別的模式，即作用層級模式和整合或系統層級模式。此外，許多評估中還使用了第三類模式，即可以用一些相當透明的數學方程概括的簡單模式，簡單模式僅包含主要作用，並對所討論的作用結果進行概略的估計。

圖 2-3 說明了在安全評估中使用不同類型模式的通用方法，當然它並不涵蓋所有細節或所有處置場計畫。在圖的下方，描述了安全評估的所有必要資料。大多數資料不直接用於系統層級模式，而是由作用層級模式來解釋，而作用層級模式又產生輸入資料，並幫助發展包含在整合或系統層級模式中的概念模式。在最高層級的是整合或系統層級模式，其模擬整個處置場系統並透過計算安全指標(例如放射性風險、劑量或其他類型的安全指標)進行量化。此外，在各個模式建立層級可以使用簡單的、分析性的模式。

2.6.2 作用層級模式

發展作用層級模式是為了深入了解處置場系統的某些方面或部分，這包括確

定影響特定處置場組件功能的參數和流程，以評估這些組件的功能，或確認關鍵的不確定性。這些模式對安全評估非常重要，因為它們代表了我們對作用的最佳理解。在許多情況下，這些作用層級模式構成了納入系統層級模式的概念模式，以及在系統層級模式中使用參數的基礎。作用層級模式也為簡化納入系統層級模式的作用提供理由。

在過去的 20 年中，作用層級模式在處理作用耦合和暫態現象中的角色越來越重要。通常廢棄物處置計畫在其早期階段為各個作用發展了模式，最近則發展了包含耦合的模式。這既反映了知識的增加，也反映了計算機能力的提高。在這種情況下，今天 THMC 模式越來越多用於考慮溫度、水力、力學和化學作用及其交互作用(NEA, 2007b)，儘管這些模式通常不考慮所有可能的交互作用，只考慮那些被認為重要的交互作用。由於所調查作用的複雜性及其時間相關性的限制，作用層級模式通常應用於整個評估時間框架的某個時間窗口。

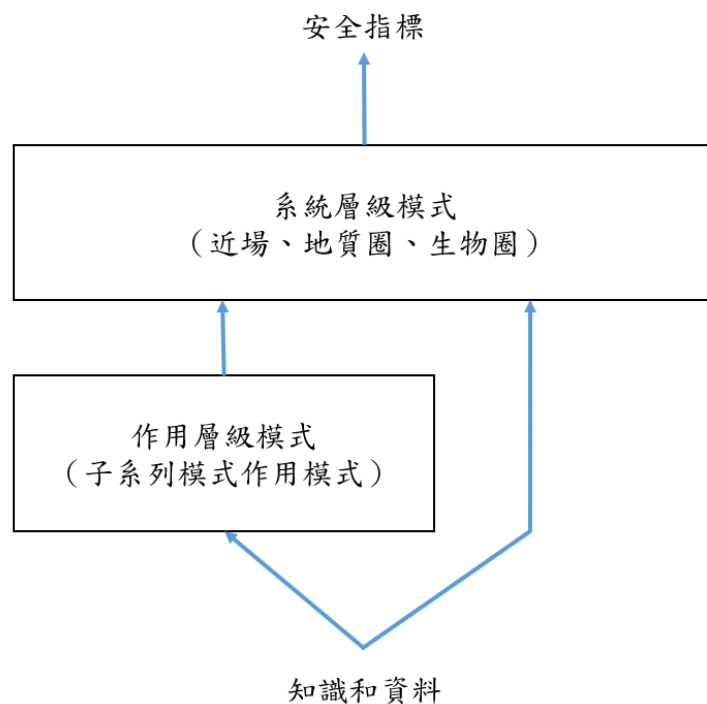


圖 2-3 安全評估中使用的模式階層

2.6.3 整合或系統層級模式

安全評估的核心部分由整合或系統層級模式組成，用於評估整個處置系統的

功能，並透過整個評估時間框架內的劑量等功能指標來衡量對環境的潛在影響。這樣的系統層級模式描述了整個處置場系統的演化和處置系統內的核種傳輸。對於每個選定的情節，必須應用一個合適的系統層級模式。如果足夠彈性，這可以是一個相同的系統模式，或者是另外的特定情節系統層級模式。

對如同深層地質處置場這樣的複雜系統建立模式時，簡化是不可避免的。這種將作用層級模式簡化為系統層級模式的做法，於模式建立結果的保守性和代表性方面產生重要後果。因此，在 1991 年的安全評估回顧中，簡化被視為模式策略的關鍵要素(NEA, 1991)，且至今仍然如此。當作用層級模式的結果轉換為系統層級模式的輸入時，引入了第一種類型的簡化。在這個階段，模式建立者需要解決哪些是主導系統演化或處置場系統功能的基本作用，另一方面，哪些過程因對處置場系統的功能影響極微而可以忽略。第二種類型的簡化可以在開發數值模式的階段引入。第三種類型的簡化往往需要用於克服電腦程式或計算能力於當前可用特徵的限制。近年來強大的計算機能力，在一定程度上減少了在確定性計算中使用這種簡化的需要。然而，由於期望納入更多作用以及進行機率計算，這意味著仍然有簡化的需要。

整合評估計算可以以兩種主要不同的方式進行。確定性分析是使用一組參數執行的計算，並可提供系統功能的最佳估計、保守或極端估計(例如假設情況)。在隨機或機率分析中，相關參數同時變化以處理它們不確定性的範圍，當然，不確定性是受到這些參數間的依賴關係或相關性所限制。自 1991 年的回顧以來，關於使用確定性和機率性方法方面已經有了新的共識。在大多數安全分析中，確定性計算和機率計算現在被視為互補的，兩種方法都使用。確定性計算更適合詳細計算和溝通目的，機率計算特別適用於處理參數的不確定性，隨機敏感度分析可以提供有關控制處置場系統行為的關鍵參數的大量資訊。

在安全評估中對生物圈進行簡化處理的法規允許程度方面，各國之間存在顯著差異。一些法規提供了具體的指導，例如規定將地質圈釋放量轉換為劑量的風格化方法、定義如何應對未來的氣候變化、及如何處理未來人類行為的潛在變化。因此，生物圈模式建立有很大程度的不同。在許多系統層級模式中，使用了劑量轉換因子，該因子源自生物圈作用層級模式，並提供了一種將地表核種通率或濃度轉換為劑量的簡單方法。其他系統層級模式實施了完整的生物圈模式，描述了放射性核種在不同區間的轉移。就系統層級模式而言，使用不斷發展的地景模式

是最近的事，其效用仍有待充分開發。

由於更強大的計算機和我們對作用的進一步理解，一個明顯的趨勢是模式變得越來越複雜。在 1991 年的回顧中發現一個問題，即更完整而也更複雜的模式與我們理解結果的能力之間的平衡，這個問題依然存在。然而一般來說，使用更複雜的模式似乎並未損害我們理解結果的能力。這可能是因為更複雜的模式被其本身的完整性所平衡，也就消除了結果的一些不確定性，最明顯的例子是，在更完整的模式中往往有更佳的幾何代表性。這種更大的複雜性也可以透過使用簡單模式來平衡，簡單模式提供了複雜模式中顯著作用和理解特徵的證明。

透過鏈結適當的作用層級模式，可以成功地建立一個全系統模式，但由於處置系統的複雜性，通常並不這樣做。然而，如果地質處置系統相對簡單，並且在所關切時間區間內保持不變，則可以此方式建立系統模式，並仍然以完全機率的方式有效地運行。美國新墨西哥州運轉中的深層地質處置場就是這種情況，稱為廢棄物隔離先導場(Waste Isolation Pilot Plant)。這是一個無放熱廢棄物的處置場，位於鹽質母岩中因而沒有工程系統劣化問題，也沒有重大的長期地震風險，且管制功能措施由法規規定，並且是風格化的。2010 年底，該處置場獲得了長期安全管理機構美國環境保護署的第三個五年期重新認證。其系統層級模式方法是相當特殊，因其模式是完全以機率方式呈現，但涉及鏈接的系統層級模式僅有有限的簡化抽象層級。在所關注的管制時間範圍內，唯一的釋出來自人類入侵情節，而該情節是高度風格化且符合管制方向。

2.6.4 計算機能力和軟體

計算機能力和軟體的進步部分支持了對更複雜模式的需求。1990 年代影響模式建立策略的關鍵進展是計算機能力的提升，以及軟體和數值方法的進步。

處理器速度和記憶容量的提高直接允許執行更複雜的計算，涉及更多的變量和更多時間步驟，並行處理能力的提高尚未在處置場安全評估中得到廣泛利用。

數值方法的發展更加微妙，在許多方面，上面提到的計算機能力的提高，只是允許透過蠻力將目前的數值技術擴展到更困難的問題，即允許用更精細的網格間距或時間步驟來進行運算，從而避免數值不穩定問題。然而用於離散化和求解器的數值技術已經有了顯著的改進，允許對離散化進行適應精化，從而評估更複

雜的模式。

安全評估的另一個重要方面是軟體視覺化方法和圖形化使用者界面的重大改進，這為輸入文件的準備、模式的準備和計算結果的呈現提供了好處。

關於輸入文件的準備，由於軟體工具允許用戶定義複雜的幾何形狀，然後依靠軟體生成輸入文件，因此產生具有數千甚至數百萬節點的大型多維輸入文件才成為實際可行。關於模式的準備，主要的發展是軟體平台，在該平台中，用戶更直接地根據連接的資料段或圖像或數學公式來定義模式，而不是在像 Fortran 或 C++ 等原始碼中。

2.6.5 資料收集和管理

資料收集和管理仍然是建模的先決條件。場址特徵化、障壁的技術發展及相關實驗和廢棄物特徵化等產生了大量的資料，從安全評估回到這些資料的可追溯性需要規劃。目前用於幫助解決此問題的方法包括資料清除程序、場址描述模式和參考資料集。

確認用於安全評估模式的數據時，重要的是要考慮數據的品質，其與模式的空間和時間尺度的相關性(例如是否需要放大或外推)、資料相關的不確定性，以及模式的目的(例如影響資料的保守程度)。

所有建模的工作都以各種來源的數據為基礎，包括室內實驗、現地試驗、大規模實驗、場址調查、文獻搜尋及與自然現象的比較。並非所有數據都能以模式所要求的格式獲得，並且不太可能可以有「完整」的數據集在很長時間內來評估複雜系統，尤其是在該系統尚未構建時。目標是建立一個足以滿足當前所考慮處置場系統的決策點的資料集。

某些數據在用於模式前需要進行處理，而由於可用的實際數據不完整或與處置場系統所經歷的確切條件不直接相關，一些數據需要使用外推法或內插法。專家判斷可以與現有的經驗數據相結合，以獲得完整數據集或管理與現有數據相關不確定性的後果，特別是為某些參數選擇機率密度函數(PDFs)來幫助機率性評估。

文件、記錄保存和品質管理是提供資訊的關鍵要求。為了在許可申請發揮作用，數據最終必須在特定計畫內受到控制，作為控制的參考數據集。透過應用正式的數據清理程序，可以將這樣的參考數據集凍結一段特定時間區間。這保證了

該時間區間內，所有模式的應用都基於相同的數據集，因此結果一致。在處置場計畫的整個運轉週期及其運轉後，維護所有相關資訊的良好記錄也很重要，這包括廢棄物存量、其放射性和化學特性、設計基礎、及場址地質科學數據。

2.6.6 模式認可

隨著計畫的成熟並轉向特定於場址的評估，有一種趨勢是將以前的研究型程式導向正式的軟體品質保證，目前在放射性廢棄物社群尚未全面實施這一點，這是因為許多程式還沒有適用的正式軟體品質保證標準。

常規的軟體品質保證分為驗證(verification)和確認。驗證的目的是顯示電腦程式透過數值模式，正確實現了預期的數學模式；另一方面，確認則需證明模式正確地代表了現實，是一項更困難的任務。

由於地質處置涉及的時間和空間尺度較長，難以對安全評估模式的預測與實驗結果進行完整的比較。在 NEA 的回顧中(NEA, 1991)承認了傳統確認的局限性。由於在大多數情況下，不可能對用於安全評估的模式進行嚴格確認，因此一些國家引入了替代名詞。特別是在某些國家的計畫中，使用了模式認可(model qualification)一詞。模式認可的目的是證明模式與評估基礎內的科學理解一致，且模式充分代表了與評估案例所考慮的現象和交互作用。而在其他國家，模式確認的概念被保留，雖然不視為欲達成的特定終點，而是建立對模式信心的一個持續的、迭代的和漸進的過程。在任何一種情況下，建模策略都應包括以下與安全評估模式測試相關的要素：

- 對理論的獨立同儕審查，包括概念和數學模式；
- 軟體品質保證程序，確保軟體變更以正式方式實施，並對各步驟進行適當審查。
- 驗證電腦程式準確地實現了數學模式，例如透過與解析解的比較。
- 將新程式針對舊程式的結果進行基準測試(以及維護舊程式的策略)。
- 根據實驗(室內試驗規模)數據、現地數據、天然類比和/或詳細作用模式，測試安全評估模式中的特定現象。
- 與類似模式比較。
- 與可以在地下研究實驗室範圍內進行的現地尺度試驗進行比較。

- 根據特定場址的條件進行校準。

還需注意的是，與模式確認相關的困難促進了安全證案概念的發展，其重點是多線論證。在安全評估中，可能採用不會減少模式不確定性但可以限制不確定性影響的策略。

總體來說，模式認可的主題是相當好理解，大規模測試和數據方面的國際合作，在可行的情況下已廣泛實行。

2.6.7 管制視角

建模研究的目的是首先幫助瞭解處置場系統及其組件的特徵和行為，並最終評估處置場在各種情節下的功能，以支持許可證申請。因此，開發者的建模策略，以及由此產生的安全證案中的表述，與相關法規和管制導則密切相關，即討論的時間框架、情節、指標和標準。

管制機構認為執行者需要為其模式的信心提供支持，但也認清並沒有單一的「最佳」或「正確」方式來進行建模研究。因此，法規在定義要使用的特定建模方法時，往往不會有太多規定性。然而，一些管制機構就對如何進行安全評估的某些部分提供了非常具體的指導，例如如何處理生物圈(例如透過規定如何確定曝露的人群、如何將地質圈釋放量轉換為劑量的風格化方法)、如何應對未來氣候變化、及如何處理未來人類行為的潛在變化。

評估和管理安全評估中的各類不確定性是一項重要的管制要求。關於建立模式，透過對國家管制文件的檢視，可以得出一些關於建模的結論：

- 現在對建模研究的局限性有了更全面認識，特別是與預測遙遠未來相關的巨大不確定性，以及因此需要更多基於定性的論證和輔助證據來證明更長時間的安全性；需要避免過度解釋模式結果；以及需要透過發展真實系統模式所需的簡化，來管理所導入的不確定性。
- 選擇模式或解釋的理由有時是明確的要求。
- 有需要證明所選模式的適用範圍(空間和時間尺度、異質性)和基本參數值的合理性，且在某些情況下要求進行敏感度分析。
- 避免低估處置場的放射性影響，是所有法規的共同點，但是將其轉化為管制要求的方式及使用的術語略有不同。實務中，安全評估通常採用最

佳估計方法與保守策略的結合，因為即使在「最佳估計」情節分析中，也必須做出某些保守的假設(Vigfusson et al. 2007)。

- 實務中採用的模式建立方法包括許多風格化的元素(例如有關生物圈或未來人類行為)，這些元素傾向保守主義。風格化是繞過無法量化的不確定性的一種方式。然而，對於處置場系統可以避免的組件，需要避免風格化。
- 機率性和確定性評估方法的管制規定是不同的。一些國家要求或鼓勵同時使用這兩種方法，並提出了準則。然而，在許多管制文件中，選擇任一種或兩種方法，是由開發者決定。

基於劑量的法規要求採用確定性的方法，而基於風險的法規要求採用機率性方法，這種看法未必正確(Röhlig and Plischke, 2009)。劑量值也可以通過機率性評估、風險也可透過確定性評估來計算。因此，考慮到每種方法的特定缺點，可以使用混合確定性分析和機率性分析的方法，並且建議使用這樣的方法。事實上，大多數法規不是遵循這一策略，就是不加以規定。無論選擇機率性方法還是確定性方法，支持者都應說明不確定性來自何處、其含義是為何、以及對不確定性空間已進行了完備的探討。

管制機構經常決定使用或發展獨立模式(Winterle and Campbell, 2008)。在這種情況下，重要的是管制機構具有調整或發展其模式的技術能力，並且應用的程式提供足夠的靈活性來評估數據和理解變數隨時間的變化。

保證資料和資訊品質以及模式和軟體發展的品質，是國家管制文件的共同主題。特別是大多數管制機構認為，對原始數據和參考資料的「可追溯」和「透明」連結的需求至關重要。同樣特別重要的是可追溯和透明的紀錄(Vigfusson et al., 2007)，以獲取支持模式的科學知識，將知識轉移到概念模式，從而轉移到數值模式，以及提升對模式信心基礎的措施(例如基準測試、室內試驗或現地試驗或自然觀察的比較)。

2.7 安全評估指標

2.7.1 概要

大多數國家與核廢棄物處置場有關的法規都提出了劑量或風險方面的安全標準，並針對處置系統的一系列演化情節，使用定量分析對這些指標進行了評估。近年來這種針對整體系統安全評估的比較，很明顯可以透過安全證案中的額外分析和指標來增強。目前國際上公認可以透過使用多線證據來加強，使安全證案的穩固性和對處置場概念更具有信心，這些證據包括補充定性的安全論點，以彌補任何單一論點的缺陷。支持安全證案的一種論點是與補充劑量或風險的安全指標進行比較，例如 NEA(2004)、IAEA(2007)、PAMINA(2006-2009)等文獻。

補充指標可以在一定程度上避免評估和解釋在遙遠未來可能出現的劑量和風險時所面臨的困難。特別是作為計算劑量和風險的重要基礎的人類個體行為以及近地表作用，很難或不可能在很長的時間尺度上進行預測。相比之下，妥善選擇的母岩和地質場址，可以在未來長達約一百萬年(取決於場址)的更長時間尺度內，以合理的信心對其可能演化找到界限。因此，最近一些安全證案的趨勢是在劑量和風險之外進行指標的評估，如此可更清楚顯示處置場的內在功能，而不需要對未來地表環境和生物圈進行任何假設。

安全和功能指標的概念在過去十年中經歷了相當大的發展。儘管人們一致認為安全評估除了劑量或風險之外，使用不同的指標是提高對系統的理解和支持安全證案的良好方法，但各國家和組織的概念和看法並不相同。管制導則中不同的方法和詳細程度可能導致了這種差異。

2.7.2 指標的分類

根據補充指標在安全評估中的應用方式，已經提出了一些系統的分類方案和正式定義。然而，這些方案並沒有被普遍採用，部分原因是無法與所有國家處置計畫中應用的評估方法一致。撇開提議的分類方案不談，對迄今為止安全評估中使用的補充指標的回顧，顯示可大致根據指標的性質和提供的資訊分為三組：

- 濃度和含量相關的指標，提供關於放射性核種存量及其在處置場系統各分區的分布和環境的資訊(例如廢棄物型體的總放射性含量或地下水的

放射毒性濃度)。

- 通率相關的指標，提供關於放射性核種在處置場系統各分區間的傳輸，及其釋放到可進入環境的資訊(例如從工程障壁到地質圈的放射性通率，或從地質圈到生物圈的總綜合放射毒性通率)。
- 障壁狀態相關的指標，提供關於處置場系統中障壁功能和圍阻能力的資訊(例如容器壽命或緩衝材膨脹壓力)。

這三組指標並不完全獨立。特別是障壁的狀態可能對穿過障壁的放射性核種通率具有重大影響，從而影響兩側分區中的放射性核種含量。

另一種經常採用的分類方案是根據指標的特定目的。包含：

- 對處置場封閉後安全性的長期量化。
- 對系統或子系統功能的特徵化和說明。
- 判斷安全功能是否滿足。

安全指標表明處置場的安全性，特別是劑量和風險適合與既定的接受準則進行比較。功能指標特別適用於理解和評估系統行為。安全功能指標適用於以分解的方式評估處置場系統的關鍵部分。這種分類是基於國際論壇的經驗，特別是 IAEA(2007)和 SPIN(Becker et al., 2003)、PAMINA(Becker et al., 2009)等計畫。瑞典的用過核子燃料最終處置場計畫中引入了安全功能指標(SKB, 2006)。這種分類也是 MeSA 中定義的評估結構的基礎。

一般來說，可能有其他方式可以對補充指標進行分組。每個組織都可以選擇自己的方法，以符合其特定的評估環境，以及管制機構和利益相關者的期望。在處置場的發展和設計的完善過程中(例如優化設計以考慮選定場址的地質條件)，隨著評估從通用基礎進化為針對特定場址/設計的基礎，使用中指標的定義也可以逐步完善。然而，無論採用何種分類或分類方案，重要的是所選擇的定義都是適當和明確的。

2.7.3 安全指標

安全指標應表明處置場在某些安全面向是否是安全的。這樣的安全聲明需要一數值量，以及定義安全層級的參考值。因此，如同最近在 PAMINA 計畫中所做的，安全指標可以定義為可透過合適模式計算的數量，其提供了關於特定安全

面向的總體系統功能的基準，以與一個可以證明或至少普遍認為是安全的整體或局部層級的參考值進行比較。

除了年有效劑量外，最常用的安全指標是生物圈水中的放射毒性濃度和地質圈的放射毒性通率。從這些指標得出的安全聲明可能如下：

- 年有效劑量[Sv/a]：從處置場釋放的放射性核種不會危害人類健康。在有關生物圈和人類習慣的某些假設下，對人類個體的所有生物效應，即人類透過不同的曝露途徑釋入放射性核種仍然非常小，以至於對人類健康沒有不利影響。
- 生物圈水中的放射毒性濃度[Sv/m³]：攝取來自處置場含有微量放射性核種的生物圈水所造成的危害，不超過攝取普通飲用水(關於放射性核種的影響)。
- 來自地質圈的放射毒性通率[Sv/a]：從地質圈到地下水的放射毒性通率低於當前地下水中的天然放射毒性通率。

2.7.4 功能指標

安全指標對於評估整個系統的安全層級很有用，但通常不能提供關於系統如何運作以及如何達到安全層級的資訊。然而，此類資訊對於安全證案具有很高的價值。必須了解不同的障壁如何協同運作，放射性核種主要滯留在哪裡，以及如何對系統進行優化。此類資訊由功能指標提供，最近在 PAMINA 計畫中將其定義為：可透過適當的模式計算，做為系統組件、幾個組件或整個系統的功能提供衡量標準的數量。功能指標通常是處置場系統特定部分中或之間的放射性核種濃度或通率，或其他說明系統特定屬性的描述性基準。

在 SPIN 和 PAMINA 計畫中所發展或考慮的多數功能指標都是以分區為基礎，即將處置場系統劃分為子系統，呈現功能指標的演化是有趣的。分區可以對應於處置場系統的一個組件，例如緩衝材料或主體黏土層。一些分區可以包含其他分區，例如廢棄物罐分區可以包含廢棄物基質、廢棄物罐中的水和沉澱物。

同樣非常有用的是對單一放射性核種的其他分析。透過比較具有不同特性的放射性核種(例如不同溶解度或吸附係數)，可以研究和解釋處置場系統中的其他作用或影響。

2.7.5 安全功能指標

安全功能指標(safety function indicator)與安全功能相關，可以定義為處置場系統的特定部分在確保安全方面發揮的作用。SKB(2006)將安全功能指標定義為一個可測量或可計算的數量，以定量描述所考慮安全功能的實現程度。與 SPIN 計畫中定義的功能指標(performance indicator)相比，功能指標描述的是特定障壁阻礙放射性核種釋放到環境中的效率，而安全功能指標描述的是安全相關要素的其他特性。雖然 SPIN 計畫中定義的功能指標的計算值，不僅取決於特定障壁或組件的功能，而且還取決於放射性核種通率是否進入障壁或分區的問題(即取決於「先前」(“previous”)障壁的功能)，但多數安全功能指標並不依賴此先決條件。

一旦為系統概念定義了用於處置的基本安全功能，以詳細和定量的方式理解和評估處置場安全，需要更詳盡地描述處置場組件如何支持隔離、圍阻和遲滯等主要安全功能。基於對組件特性和系統長期演化的了解，可以找出一些從屬於圍阻和遲滯的安全功能。

為了定量評估安全性，需要將安全功能與可測量或可計算的數量相關聯或表示出來，通常以障壁條件的形式呈現。為了確定是否支持安全功能，需要有定量標準，可以根據該標準評估安全功能指標，以幫助評估障壁的設計或優化。然而，這種情況與許多其他技術/工業系統的安全評估，有一個重要意義上的不同：處置場系統或其部分的功能通常不會在離散的步驟發生變化，而不是例如馬達或電力系統的情況，可以描述為正常運作或不運作。處置場系統通常會連續演化，並且在許多情況，可接受的功能與失效的系統、子系統或細節的障壁特徵方面，不會有明顯的區別。

儘管如此，至少對於 KBS-3 概念，有一些關鍵的障壁特性，可以對其進行定量限制(SK B, 2006)。關於圍阻，一個明顯的條件是要求銅殼不得被穿透，即在廢棄物罐的整個表面上，銅的厚度不得為零。除了這種對圍阻功能的直接衡量之外，還可以定義一些定量的補充標準。例如，這些標準涉及到緩衝材內的峰值溫度，以及緩衝材密度和緩衝材回脹壓力的要求，從而為保持密封提供有利的緩衝材特性。這些工作標準大多數用於確定是否可以將某些潛在的損害作用排除在評估之外。因此，安全功能指標標準是一種定量限值，如果與其相關的安全功能指

標滿足該標準，則相應的安全功能即受到維護。需要強調的是，不符合安全功能指標標準，並不代表處置場不安全，而是需要更詳細的分析和資料來評估安全性。

2.7.6 參考值

參考值是一個標準，可以用來與指標加以比較並評估處置場的安全和功能。(IAEA 2003)

對參考值的需求在很大程度上取決於指標的目的和評估背景。對於用於安全聲明的指標，參考值是必不可少的，如果沒有參考值，就無法判斷處置場的影響是否可以接受；當安全功能指標用於對處置場的功能性能做出明確判斷時，也是如此。另一方面，對於用於增加對處置場行為的理解(而不是判斷功能)或在不同設計選項之間進行比較的指標，則可能不需要參考值，儘管它們對於提供背景仍然很有用。

有效劑量率和風險的參考值通常由管制機構訂定，而劑量或風險以外的補充指標的參考值則並不一定由管制機構提供。大多數情況下，開發者有責任提出並為所使用的參考值辯護。因此，當安全聲明在決定參考值時，必須考慮到特定的安全面向。處置場安全的相同數值度量，即使以完全相同的方式計算，如果涉及不同的安全面向並結合適當的參考值，也會產生不同的安全聲明。

迄今為止在安全評估中使用補充指標的回顧顯示，訂定適當的參考值是其中最困難的方面。參考值可以在全球範圍內有效，例如飲用水中放射性毒性濃度對人體健康無害的標準。其他參考值具有非常局部的特徵，僅在特定環境中有效，例如地下水中的天然放射性毒性通率或濃度。當實際的特定場址數據不可得時，一些安全評估使用了來自其他場址的替代數據或全球或區域範圍的平均值。在IAEA計畫「作為放射性廢棄物處置安全評估指標的天然放射性濃度和通率」(IAEA, 2005)中，針對幾種收集當地和區域數據並使用這些數據來推估參考值的方法(必要時採用平均)做了探討。當指標用於增加對處置場行為的理解，或單純是為處置場的影響設定一個背景時，可以將指標與許多不同的參考值進行比較，而不是一個單一的值，以提供更多的背景，並說明自然系統的變異性。

2.7.7 時間尺度

使用補充指標的最初目的是為了避免在計算劑量和風險時，基於對人類行為和遙遠的未來氣候條件的假設所產生的不確定性。因此，人們預期補充指標，特別是那些可以視為安全指標的補充指標，應用於遙遠未來的時間區間將最為有用。例如，與劑量率相比，生物圈水中的放射性毒性濃度在未來時間框架下是更可靠的指標。與時間尺度有關的另一個方面是，透過明確比較廢棄物造成的不斷變化的危害(由於放射性衰變)與天然材料所造成的危害(特別是鈾礦體)，可適當使用補充指標來佐證評估的截止時間。

然而，這種時間尺度方法僅在有限程度上反映在現有的管制導則文件中。儘管如此，仍有一些法規確實明確說明了這個問題。此外，儘管補充指標在評估未來遠期影響方面具有優勢，但對迄今為止在安全評估中使用的回顧顯示，多數組織計算了所有評估時間週期的所有指標(劑量/風險和補充指標)，並且沒有採用任何偏好偏差(preferred bias)或加權。造成這種情況的原因可能有很多，但主要是對使用補充指標來評估子系統功能的興趣日益濃厚，且障壁隨時間的演化狀態(表示為功能指標或安全功能指標)表示對所有時間區間的評估增加了價值，而不限於針對遙遠的未來。

2.7.8 可轉移性

年有效劑量安全指標或對應風險是一個普遍適用的指標，因為一定劑量率與人體健康之間的相互關係總是相同，而與處置場概念、母岩種類和廢棄物類型無關。對於所有指標，同樣的結論必須是正確的，這些指標明確地取決於年有效劑量，反之亦然。因此，年劑量指標的普遍適用性也同樣存在於生物圈水中的放射性毒性濃度安全指標，因為年劑量可以從生物圈水中的放射性毒性濃度計算出來。對於來自地質圈的放射性毒性通率安全指標所推論出的可能後果則略有不同。由於天然放射毒性通率(通過給定橫截面的絕對通率，以單位時間西弗為單位)可能因地質和位置不同而有幾個數量級的差異，因此從該安全指標得出的安全聲明並非在所有情況下都相同，而是取決於採用的參考值。

與安全指標相比，應用的功能指標更多取決於各自的處置場概念，因此也取決於母岩層。這種依賴性是為何不同安全和處置場概念的處置場使用於不同母岩

層中，以及不同結構的模式被使用的重要原因，特別是對於特定概念的近場計算。

安全功能指標的潛在用途與所考慮的處置場概念有關，必須在特定概念的背景下進行評估。雖然通用方法可轉移，但特定的安全功能指標是針對其概念，因此很難在概念之間轉移。

2.7.9 管制視角

對安全指標進行評估的時間框架在不同的國家法規之間有很大的差異，有時必須由提議者決定並證明相關廢棄物與處置場系統的適當性。在過去的幾十年中，ICRP 和國家管制機構對未來很長時間的劑量和風險限制的看法有了很大的發展。由於與人類行為、需求和技術相關的巨大不確定性，目前認為不太可能對未來幾百年後人類的劑量和風險進行可靠預測，或者至少是非常困難。此外，關於氣候和生物圈的不確定性也隨著時間的推移而顯著增加。因此，針對未來很長時間計算出的劑量和風險值不視為預測，而是視為對擬議系統提供廢棄物隔離和放射性核種圍阻能力作出判斷的指標。

鑑於與很長的時間框架相關的不確定性，特別是在對生物圈的預測方面，劑量和風險指標必須在風格化假設或情節的基礎上進行量化，儘管對於需要多少風格化和可能做多少預測模擬的看法，可能因國家而異。風格化假設或情節的定義是一項重要的管制任務，因為提議者可能很難在許可程序中用有充分根據的科學技術論點來捍衛他們自己的風格化假設。

國家法規通常建立至少一個安全指標，常見的是劑量或風險，表明處置系統是否能夠符合給定的安全目標。有效劑量(在 ICRP 第 60 號出版物中定義)規定了這種輻射對人體的預期總體影響，已在全球許多國家的立法和法規中實施，並為管理和限制與職業曝露和公眾曝露有關的輻射風險，提供了可行的方法。

儘管有效劑量是一個經常使用的安全指標，但其他可以作為安全指標的指標，以及實務上這些安全指標的定義和使用，在各國之間差異很大。同樣，在接受準則方面也存在國家差異。例如 NEA 管制機構論壇計畫關於長期安全標準(LTSC)的項目發現，目前標準之間存在顯著差異，這些標準不僅在數量上有所不同，而且在預期適用的時間範圍方面也存在差異；此外，設定標準的基礎也各不相同。這意味著不同國家的數字標準不能以有意義的方式進行比較，除非考慮到各國特

定的基本推論，包括當前和未來可接受的後果以及應如何評估(NEA, 2007b)。

一些管制機構承認對補充指標的需求。然而，補充指標的使用是制定於法規還是僅在法規中建議，亦因國家而異。儘管從方法論的角度來看，功能和安全指標提供的是不同類型的陳述，但法規通常並未明確區分這兩類的指標。通常法規沒有為功能指標提供量化標準，但管制機構感興趣地關注提議者對自我設定的功能指標標準或目標的使用，以及提議者組織對超出這種自我設定目標的計算值的反應。例如，觀察對此類事件的反應，可能是判斷提議者組織對遵守核能安全文化的重視程度的一種方式。

法規通常沒有規定提議者應將哪些安全功能分配給技術組件，也沒有規定各自的安全功能指標和標準。主要原因為，對於技術組件，安全功能和安全功能指標的選擇，通常取決於處置場的概念，因此管制機構的規範可能會阻礙最佳系統的發展，而提議者應該根據現有技術自由發展系統。陳述這一原則的另一種方式是，非常規定性的規範方法過於嚴格，因為它嵌入了一個可能未說明但假定的擬議系統運作方式的概念模式。這種特殊性是對系統優化的一種潛在的不利約束。

2.8 不確定性的處理

NEA(1991)手冊中指出，不確定性與評估結果有相關聯。在安全證案中，需要將已定義的關鍵不確定性與為解決這些不確定性所採取的具體措施或行動建立聯繫，特別是在研發計畫方面，以便最終得出一個能足以用於許可申請的安全證案。透過收集更多且更準確的數據、設計變更、進一步研究或額外的模式發展，可以部分減少不確定性。由於不確定性將持續反應系統理解的局限性以及系統當前和可能未來狀態的變異性，因此通常採用統計方法來評估不確定性對安全聲明的影響。

2.8.1 不確定性的分類

在國際上，目前對安全評估中不確定性的類型或來源達成了高度共識，儘管可能會使用一些不同的術語。通常安全評估中考慮的不確定性按照以下方式分類：

- 情節不確定性：這些不確定性與工程系統、實際作用和場址隨時間可能發生的重大變化有關。
- 模式不確定性：此類不確定性源於對自然和工程系統的行為、實際作用、場址特徵、及其抽象描述來建立評估模式並藉助電腦程式進行計算時的不完整知識或缺乏理解所產生。
- 數據和參數不確定性：這些不確定性與實施的評估模式中使用的參數值相關，因為數據可能不完整、無法準確測量或不可取得。

但是必須意識到，上述分類系統本質上源於安全評估的實施方式。所有這三類不確定性都是相互關聯的，特定的不確定性可以用不同的方式處理，因此可能會被歸為某一類或另一類來處理。

在過去十年中，與最初的早期保守描述相較，隨著參數資料數量的增加，以及對控制處置系統演化的 FEPs 的改善與深入的理解，使得對處置系統或其部分獲得更務實的理解。理解水平的提高和對現象的不確定性認識的提升，不能簡單的歸類於上述三類不確定性。

作為回應，從現象學角度對 FEPs 及其相關不確定性的描述逐漸出現。按照這種方法，處置系統的現象學描述及其相關的不確定性沒有整合(結構化)到安全角度，例如安全功能或與安全相關的 FEPs 中，而是將其歸類為特定於關鍵 THMC

條件，因為它們在系統演化中逐步演化。這種現象學描述為分析處置系統封閉後安全的不確定性提供了基礎，只有在分析之後，才試圖將評估的不確定性分為情節、模式和參數不確定性類別。然後，這種分類允許根據對封閉後安全的長期影響來解釋和討論這些不確定性。

人們普遍認識到，無論其分類如何，每種不確定性都有其特定的本質。在這方面，不可預測的(偶然的)和可預測的(已知的)不確定性可加以區分。儘管在安全評估中普遍承認不確定性的不同本質，但通常不會區分認知不確定性和偶然性不確定性，因為許多不確定性被描述和理解為兩種類型相互作用的結果。例如對工程障壁組件計算出的劣化速率，即已知不確定性，可能會因破壞性事件(偶然的)而不確定性)而加速。從整個系統安全的角度長期來看，重要的是這兩種類型的

2.8.2 處理不確定性的策略

在安全評估中處理不確定性的策略已受到公認。一般來說，這些策略屬於以下五種策略中的一種或多種：

- 證明不確定性與安全評估無關。
- 明確說明不確定性—例如透過機率方法或透過一系列敏感度研究。
- 界定不確定性—例如透過採取一些保守的觀點進行簡化假設，即做出假設使得計算出的安全指標(如劑量率或放射風險)將被高估。
- 排除不確定的事件或作用—例如基於非常低的機率排除不確定的事件，或者因為如果事件發生，在其他地方會有更嚴重的後果。
- 使用約定的風格化方法來避免明確處理不確定性—例如可以使用風格化的「參考者」來處理生物圈的不確定性和關於未來人類行為模式的不確定性，並同意評估應基於當前的條件和技術。

隨著整合安全評估的發展，為提高對整體評估結果的信心，評估本身被用於找出最需要被降低的不確定性領域，例如透過敏感度分析。安全評估與對 THMC 作用研究、工程障壁材料和廢棄物特性、及場址特性研究之間的這種迭代聯繫，是發展對安全證案整體信心的一個重要面向。從研發計畫中獲得的理解可以直接用於安全證案論證，並有助於將與評估結果相關的不確定性置於適當的背景中。

2.8.3 數學技術

數學方法可用於定量評估不確定性對計算指標的影響，並且已經確認。在過去的幾年裡，對具體方法優缺點的理解有了大幅度的提高。定量和定性的多種方法，可以深入了解不確定性對系統功能的影響。使用多種方法有助於獲得更全面的理解，新方法的發展也在積極進行。

人們普遍認為敏感度和不確定性分析是放射性廢棄物處置場安全評估的重要組成部分，安全證案也是如此。不確定性分析的方法可能本質上是以確定性或機率性的方式呈現。各種方法之間的選擇主要由法規驅動。許多計畫認為這些方法是相輔相成的，更普遍於幾個計畫中並行應用，以增加對所獲得結果的信心。

為了執行機率不確定性和敏感度分析，必須為每個不確定參數分配一個適當的機率密度函數(PDF)進行隨機抽樣。然而，國際上尚未建立系統化導出 PDFs 的一般程序。並非所有不確定性都對功能評估的最終結果有重要影響，因此並非所有不確定性都需要在系統不確定性評估中進行評估，但須提出排除此類不確定性的論據並記錄在不確定性評估中。

2.8.4 管制視角

評估策略被不確定性進行充分處理的需要所強力驅動。在地層中最終處置概念的固有不確定性來源是評估時間框架相當長，且對自然系統及其演化、與處置場材料的相互作用的不完全了解。這導致在安全評估中必須考慮的數據、假設、概念和實際模式的不確定性。

管制機構希望盡可能地量化描述或界定不確定性，並在安全證案中清楚表達其對安全的影響。此外，安全評估中處理和傳播不確定性的方式應為可追溯及可證實。如範圍和邊界評估、確定性和機率性方法、合理最佳估計、保守估計和替代證據等補充策略，可以由特定評估目標的法規規定。許多管制機構認為將所有情節簡單地構建到單一的整體機率評估中的要求是不夠的，因為沒有證明複雜模式和結果具有足夠的基礎和品質保證系統(pedigree)(Vigfusson et al., 2007)。

管制機構希望盡可能避免或減少無法證明不相關的不確定性，例如通過選址、場址特徵化、處置場設計和作用導向的研究，以增加對系統特性、狀態和行為的

了解，儘管人們承認某些不確定性將始終存在。與評估結果相關的不確定性可以置於可理解的背景中，透過參考多線證據作為對整個安全評估或部分安全評估的補充，以提升評估其重要性的能力。為了減少有關用於資料收集和評估的程序品質的不確定性，管制機構通常要求應用可稽查(auditable)的品質保證措施，以避免資料或模式中的不一致或錯誤(Vigfusson et al., 2007)，並使用系統方法以避免方法上的錯誤。內部和外部，但在任何一種情況下都是獨立的，針對導引系統模式的構件和過程以及對模式結果的解釋和評估的專家審查，不論內部或外部審查都是獨立進行，對於管制機構用於評估指定給建模工作的可信度非常有用。

當需要保守估計時，必須注意保守性不是單一假設所內含的，而是根據適當的具體安全指標進行判斷。判斷一個估計是否保守需要對系統有很好的理解(Vigfusson et al., 2007)。因此，保守的方法總是隱含地或明確地與最佳估計方法相關聯，使這些方法更接近最可能發生的系統行為。

處理不確定性時，專家的判斷是不可避免但不顯眼的因素。管制機構通常認為專家判斷在不確定性的量化以及可靠的量化皆不可行情況下，提議者依專家的判定進行定性處理都有助於不確定性的處理。通常認為決定是否使用、何處使用、以及如何使用專家判斷是提議者的事情。但是如果使用專家判斷，則必須以可追溯和透明的方式記錄下來，且提議者必須採用適當的品質標準。專家的作用不是要取代科學研究，而是要綜合不同且有時相互衝突的資訊來源，以產生綜合性的描述(Vigfusson et al., 2007)。源自任何不同的或矛盾的專家徵詢的不確定性必須在安全證案中解釋和處理。

安全評估也必須處理無法量化的不可簡化(irreducible)不確定性。例如關於人類入侵可能性的不確定性，計算出的劑量對未來物種是否具有對現有物種相同的輻射影響的不確定性，以及所有相關作用、事件、演化和不確定性是否已在安全評估中確認和考慮的不確定性。對處置系統安全性的信心依賴於這種不確定性足夠低的主觀判斷，即考慮到必須採取的降低不確定性的措施。管制機構必須就可接受無法量化的已知不確定性的狀況提出準則。許多管制機構針對未來的劑量受體(dose receptors)、生物圈或人類入侵情節規定了風格化的方法，以排除在許可程序中爭論此類無法量化的不確定性。此外，一些管制機構可能會接受人為入侵的可能性及其潛在後果，條件是證明處置場已放置在足夠的深度並遠離天然資源，這是對人為入侵的兩個主要反制措施。此外，處置場可以設計為降低人為入侵的

可能性或可能後果。

處置場發展過程的某個階段有相關 FEPs 未被發現是可能的，但此情況可以被接受的條件是已經應用了全面性的 FEP 篩選系統程序，或是已定期評估相關最新科學學科與技術。

2.9 報告研析之審查要項建議與結論

1991 年 NEA 將當時放射性廢棄物處置安全評估方法的最新進展彙編成「安全評估方法回顧」的手冊(NEA, 1991)，認為評估方法將隨著正在進行的工作而有進一步發展；至 2012 年發表本冊 MeSA 倡議的結果，其主要發展成為我國放射性廢棄物地質處置相關規範或導則的重要參考，同時也將是進行審查時的重要項目。依 NEA 所發表的文件，MeSA 計畫的主要結論包括：

- 安全評估是安全證案的核心部分。然而這種評估的結果必須放在上下文中，並透過額外資訊(即在安全證案中)加以補充，以支持決策。
- 安全評估提供關鍵資訊以聚焦研究和場址特徵化計畫以及工程設計和試驗。而處置場發展的這些方面所產生的數據(以及對該數據的解釋)會反過來支持高品質的評估。鑑於這些連結，處置場規劃的一個重要方面是確保參與處置場發展的各團體和利害關係者之間清晰有效的資訊流通。
- MeSA 報告制定了通用安全證案和安全評估流程圖。在更高層次上，關鍵評估活動是「關鍵資料的凍結」，包含全面性檢查、證據、論據和分析的綜合描述，以及對計畫管理的反饋；而在更詳細層面上，安全評估通常從對處置系統的預期初始狀態及其演化進行綜合描述開始。
- 情節代表了處置場系統從給定初始狀態的潛在演化的具體描述。包含安全相關特徵、事件和作用的彙編和安排，作為評估封閉後安全的基礎，以及評估對人類和環境的潛在後果。安全證案的情節發展非常重要，因其構成管理不確定性的關鍵要素。
- 可以透過使用數學或數值模式模擬處置場系統的潛在演化，來評估處置場的功能。總體而言，在支持安全評估的模式策略上存在廣泛共識，並沒有重大的分歧領域。大多數安全分析中，確定性和機率性計算如今視為是互補的，且兩種方法都適用。
- 過去 15 年來，使用各種類型的指標來補充劑量和風險的概念有很大的發展，並且已被國際上接受。然而，不同組織對指標的術語相當不統一，並且在國家計畫之間不一致；相同或非常相似的概念有時會以不同的方式表示，而在其他情況下，相同的術語具有不同的含義。

- 不確定性與評估結果相關聯。在國際上，現在對安全評估中不確定性的類型和來源達成了高度共識，雖然可能會使用一些不同的術語。通常安全評估中考慮的不確定性分類為情節不確定性、模式不確定性及數據和參數不確定性。在安全評估中處理不確定性的策略已經確立。
- 自 1991 年 NEA 發布關於安全評估方法的手冊以來，法規和管制的期望發生了很大變化，更清楚地認識到長評估時間框架的可能影響，以證明應使用評估方法的符合性。管制機構希望提議者不僅要評估對定量輻射標準的符合性，而且還要證明處置場系統的穩固性，並對其可能演化已充分了解。此外，數據和模式工具的品質保證、適當的品質管理，以及評估程序的透明度和可追溯性等也必不可少。

MeSA 計畫針對可能進行進一步發展工作的安全證案相關領域提出了一些建議，這些建議亦可能成為地質處置安全證案方面未來發展的方向，包括：

- 建議更新 NEA 關於安全證案概念的手冊，並在此過程中更清楚地強調安全評估在安全證案中的必要地位。
- 建議更新和增強 NEA 與地質處置安全評估相關的特徵、事件和作用 (FEPs) 資料庫。
- 建議發起一個計畫，以促進關於情節發展的資訊交流和最佳實踐。
- 建議制定導則說明在安全評估中，一般情況下何時有必要採用正式的專家判斷和徵詢，並特別對於處置系統描述和情節發展進行說明。

第三章、各核能國家階段性安全證案報告案例研析

研究團隊本(111)年度針對各核能國家放射性廢棄物最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的階段性安全證案報告案例及研發技術報告等進行研析。由於各國安全證案報告內容包羅甚廣，本年度將各國計畫報告之研析範圍聚焦於設施之安全評估及品質保證計畫相關內容，以利兩專章內容的研擬；同時從各國處置計畫案例報告中，摘取關鍵技術內容並提出未來所需審查要項建議，以供我國研擬放射性廢棄物地質處置相關法規時之參考。

本章所研析之國際文獻包括四個國家的放射性廢棄物最終處置設施階段性安全評估或安全證案報告，分別為：(1)法國 ANDRA 安全選項報告(ANDRA, 2016)；(2)加拿大 NWMO 用過核燃料處置場封閉後安全評估報告(NWMO-TR-2017-02)(NWMO, 2017)；(3)英國 NDA 地質處置-通用處置系統安全證案概述(NDA/DSSC/101/01)及系列報告(NDA, 2016a)；以及(4)日本 NUMO 選址前基於SDM之安全證案報告(NUMO-TR-21-01)(NUMO, 2021)。本章就前述報告之研析內容做擇要的階段性說明，並以安全評估及品質保證計畫相關內容為主，同時於3.5節統整各國報告擇要研析內容之審查要項，據以提出我國最終處置安全分析報告審查要項與建議。

3.1 法國 ANDRA 安全選項報告

本節彙整法國國家放射性廢棄物管理局(Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, ANDRA)於2016年出版的《Safety Options Report》報告，此報告共分為兩本，分別為《Safety Options Report -Post-Closure Part》(ANDRA, 2016a)以及《Safety Options Report-Operating Part》(ANDRA, 2016b)，此兩份報告書各分為4個主題並以4冊進行內容的闡述。前者4冊內容包含法國高放Cigéo處置計畫的《背景、目標、安全策略》、《處置系統》、《安全評估》以及《重要處置單元、各階段的運作》等。後者第一冊同樣先針對高放Cigéo處置計畫的《背景、目標、安全策略》進行說明，接著針對《廢棄物、設施及其環境描述》、《廢棄物轉移和安置作業之安全選項》以及《封閉作業相關的安全選項》之主題進行說明。而本研究本年度針對這兩份報告中的《背景、目標、安全策略》以及《Safety Options

Report -Post-Closure Part》(ANDRA, 2016a)中《安全評估》專冊進行研析，綜整法國 ANDRA 對於 Cigéo 處置計畫之重點。

本節共分為 5 個小節，首先於 3.1.1 節針對 Cigéo 處置計畫之架構及法國對於高放處置之發展歷程進行說明；接著於 3.1.2 節針對 Cigéo 處置場進行介紹，包含選址作業、處置廢棄物類型、處置設施介紹以及各個處置階段；3.1.3 節則是針對處置場之一般安全原則，以及處置場運轉中及封閉後之安全功能進行描述；3.1.4 節則是針對處置場之安全評估進行說明，最後於 3.1.5 節進行總結。

3.1.1 Cigéo 處置計畫架構及歷程

1. 計畫架構

1991 年公布關於管理高放和長半化期放射性廢棄物的法案，提供法國國家放射性廢棄物管理局 ANDRA 評估在深層地質構造中建造廢棄物處置場的可行性，包含建造地下實驗室。法國核能安全管制機關原子能安全委員會(Nuclear Safety Authority, ASN)於 1991 年發布一項基本安全規則，規定處置場的長期安全、設計原則、選擇合適的地質材料和研究條件的標準。透過獲取知識、開發適合深層地質處置方法，以及在研究和開發技術解決方案的基礎上執行安全迭代(Safety iterations)(圖 3-1)。每次迭代都涉及知識獲取和依此知識為架構的研究，並可進一步透過模型、實驗和範例進行理解，且安全迭代的各個階段都經過 ASN 的檢驗和同儕審查。上述這些工作有助於逐步識別安全問題，並提供與此技術報告相關的安全選項(Safety options)，為 Cigéo 的施工許可證申請做準備。

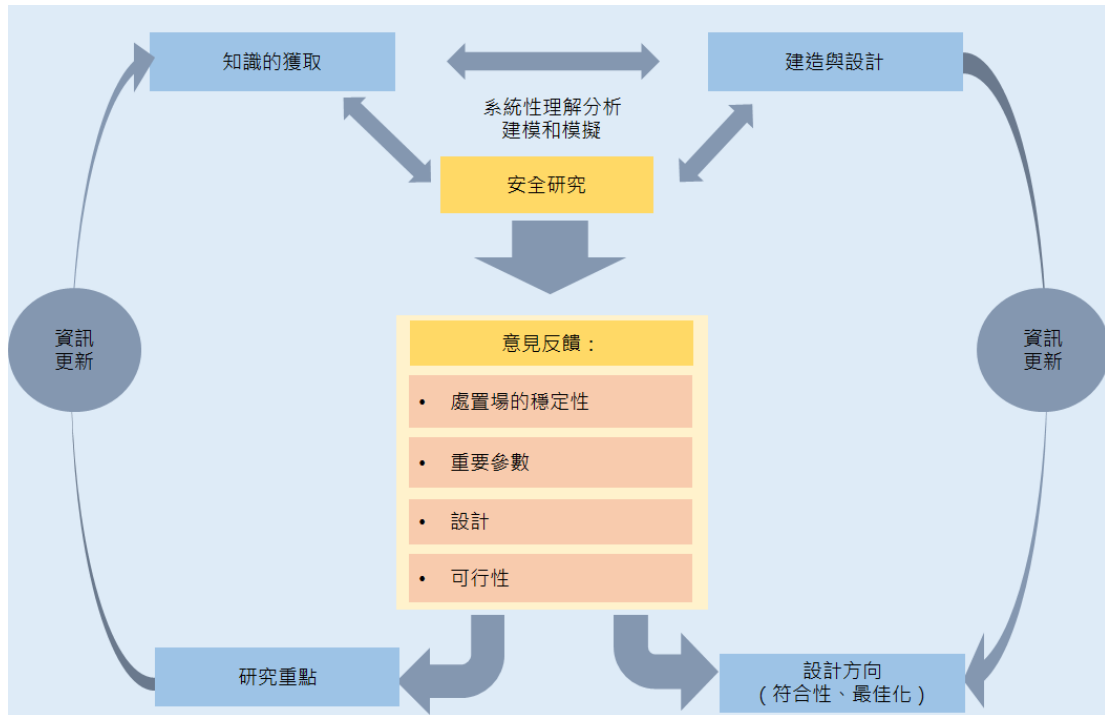


圖 3-1 迭代過程示意圖(改自 ANDRA(2016a) figure 1.2-1)

2. Cigéo 處置計畫重要里程碑(圖 3-2)：

- 1991 年，ANDRA 開始一項關於泥質岩層(黏土岩)的處置研究計畫，即位於深度 400 至 600 m 的 Callovo-Oxfordian 地層。
- 1998 年，選定場址，並授權於 Meuse/Haute-Marne 建造地下實驗室，實驗室於 2000 年在 Bure 開始建造，並配合 ANDRA 持續進行地質調查。
- 2005 年，ANDRA 提出可行性研究報告「2005 專案報告」，並隨後進行科學和技術評估，包含國家評估委員會、ASN 及國際專家審查，證實研究之可行性和安全性的結果。
- 2006 年 6 月 28 日通過第 2006-739 號法案。該法案規定最終放射性廢棄物應在深層地質內處置，並要求 ANDRA 設計和建造具再取出功能之處置設施。
- 2009 年，ANDRA 向法國政府提議建立一個 30 km² 地下區域進行研究，同年向 ASN 提交「2009 專案報告」。
- 2010 年，ANDRA 提出進一步的地質勘查，透過 ASN、國家審查委員

會(National Review Board, CNE)建議，並與民選官員和地方資訊和監督委員會(Local Information and Oversight Committee, CLIS)協商後獲得政府的批准，並確認此區有利於深層地質處置設施的特性。

- 2011 年，ANDRA 開始進行 Cigéo 計畫的設施設計階段，包括概念設計和更詳細的設施基本設計，研究結果將作為未來施工許可證申請基礎。
- 2013 年 5 月 15 日至 7 月 31 日以及 2013 年 9 月 1 日至 12 月 15 日，法國公共辯論委員會(National Public Debate Commission, CNDP)組織一場 Cigéo 計畫的公開辯論。ANDRA 特別介紹 Cigéo 的計畫有關待處置廢棄物的臨時清單、Cigéo 設施的選址建議、再取出功能的建議以及概念設計研究的結果。
- 2014 年 5 月 5 日，ANDRA 董事會決定「ANDRA 將向政府提交一套報告，其中包括 Cigéo 運轉的總體規劃、安全選項報告和再取出功能技術選項報告，以準備審查 Cigéo 的施工許可證申請。」。

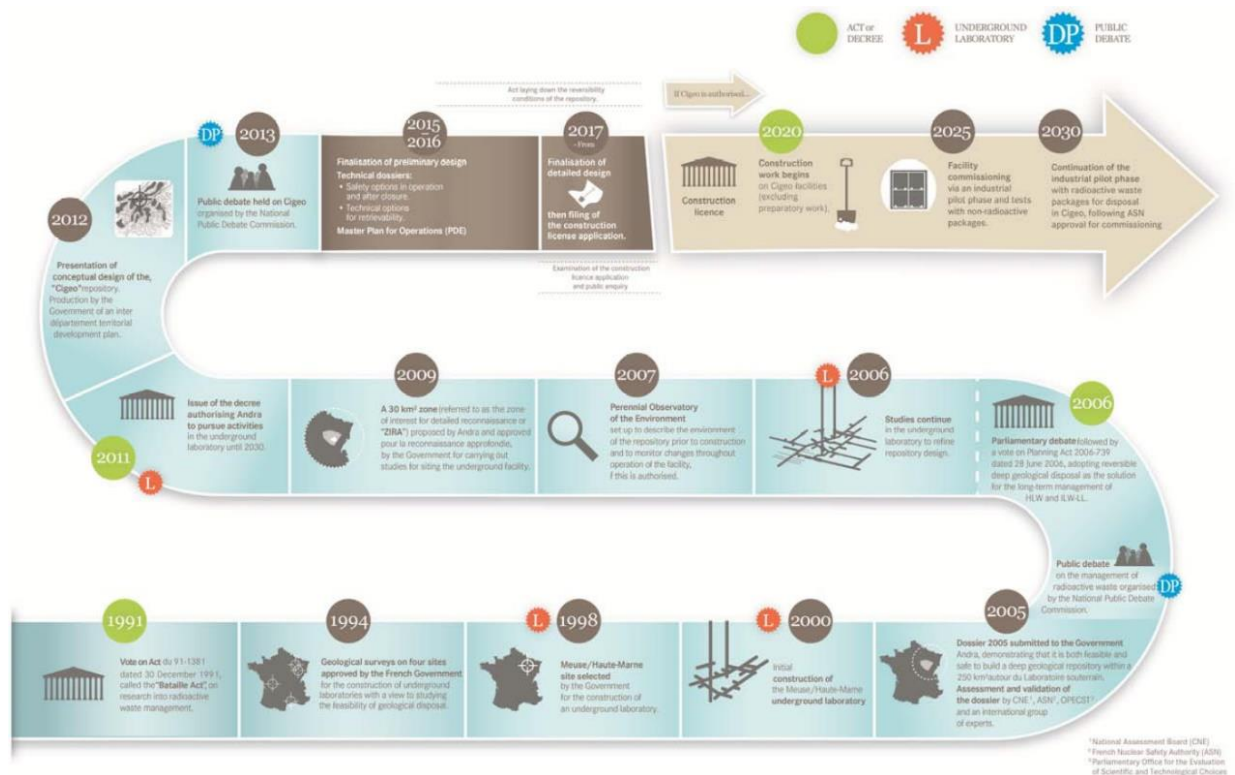


圖 3-2 Cigéo 處置計畫的發展歷程(ANDRA, 2016a)

3.1.2 Cigéo 處置場介紹

1. Cigéo 選址作業

Cigéo 地質處置場位於法國東部默茲省(Meuse)和上馬恩省(Haute-Marne departments)的邊界，此區域的地質特性適合對高放與中放等長半化期放射性廢棄物進行深層地質處置。Cigéo 處置場址的選址從 2006 年開始逐步執行，其中包括 2009 年 ANDRA 提交一份詳細勘查的感興趣區(zone of interest for detailed reconnaissance, ZIRA)提案，並應 ASN 的要求，由法國輻射防護與核能安全研究所(Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN)審查此提案。圖 3-3 為 Cigéo 地質處置場址之「豎井區(shaft zone)」、「斜坡區(ramp zone)」以及 ZIRA。ANDRA 針對 ZIRA 的提案主要基於以下資訊：

- 地質調查結果以及分析地下設施選址應考慮的地質和安全相關標準；
- 分析地面設施選址需要考慮的環境和安全相關限制；
- 與當地利益相關者進行討論，有助於處置設施項目選址時考慮當地規劃和整合標準。

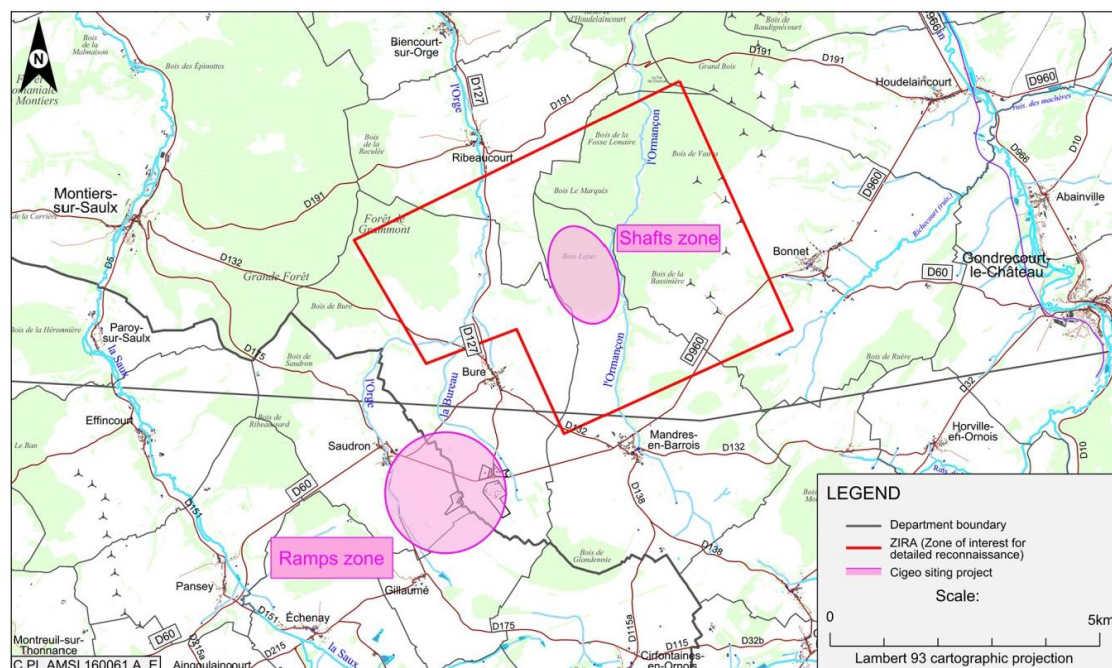


圖 3-3 Cigéo 場址之「豎井區」、「斜坡區」以及 ZIRA(ANDRA, 2016a)

2. Cigéo 處置的廢棄物類型

Cigéo 計畫的設計目的是接收大約 10,000 立方公尺的高放廢棄物(High Level Waste, HLW)和 75,000 立方公尺的長半化期中放廢棄物(Intermediate level waste-long lived, ILW-LL)。

- (1) 高放廢棄物(HLW)：放射性為每克具有數十億至數百億貝克之間，並會產生熱量，包含放射性核種具有很長的半衰期。此類廢棄物主要是來自再處理後廢棄物，如圖3-4(左)。
- (2) 長半衰期中放廢棄物(ILW-LL)：主要為用過燃料組件和核設施的運轉、維護和拆除相關廢棄物，此類廢棄物可以是液體或固體形式，並被裝在廢棄物包件/packages)中，如圖3-4(右)。



圖 3-4 AREVA 生產的廢棄物包件，左圖為玻璃化 HLW 包件；右圖為 ILW-LL 檢修廢棄物包件(ANDRA, 2016a)

3. Cigéo 處置設施

Cigéo 處置設施(圖 3-5)包含：

- 地面設施分為兩組，包含「斜坡區」和「豎井區」；
- 地下設施包含「地表-底部連接區」、「包件處置區」和「後勤支援區」。

(1) 地面設施

「斜坡區」包含接收和卸載初始包件的運輸容器、處置包件中的初階包件進行整理、相關檢查以及將包件放入處置桶中以轉移到地下設施的所有地面建築物，以及設施運轉支援單位(例如：修車廠、商店、設備和更衣室等)。接收區卸下集裝箱後，初級包件從卸貨建築(unloading building)的運輸集裝箱中取出並轉移到處置包裝建築，將初階包件放在容器中，再封閉容器。初階包件及其容器一起形成「處置包件(disposal package)」，並置於「處置桶」內，然後轉移到地下設施中進行處置，「斜坡區」內建築物的地理配置圖如圖 3-6。「斜坡區」入口是一個關鍵設施，將在處置設施的整個運轉階段使用。

「豎井區」地面設施主要包含地下處置作業有關的設施，以及地下建造和擴建工程有關的設施(如圖 3-7)。地下設施處置作業的支援和維護設備將位於豎井區的南部。除了搬運和轉移所需的機械設施外，還包含專用於作業人員進入和轉移到底部的設施，以及單獨的通風裝置。與地下設施擴建相關的設施位於豎井區的中心和北部，設施用於轉移施工人員、供應新鮮空氣和排出污濁空氣，以及建築設備和材料的供應和拆除。附近有建築工程配套設施，包括混凝土攪拌站、建築設備和材料倉庫以及相關的維修車間和商店。另棄土堆位於該區域的北部。

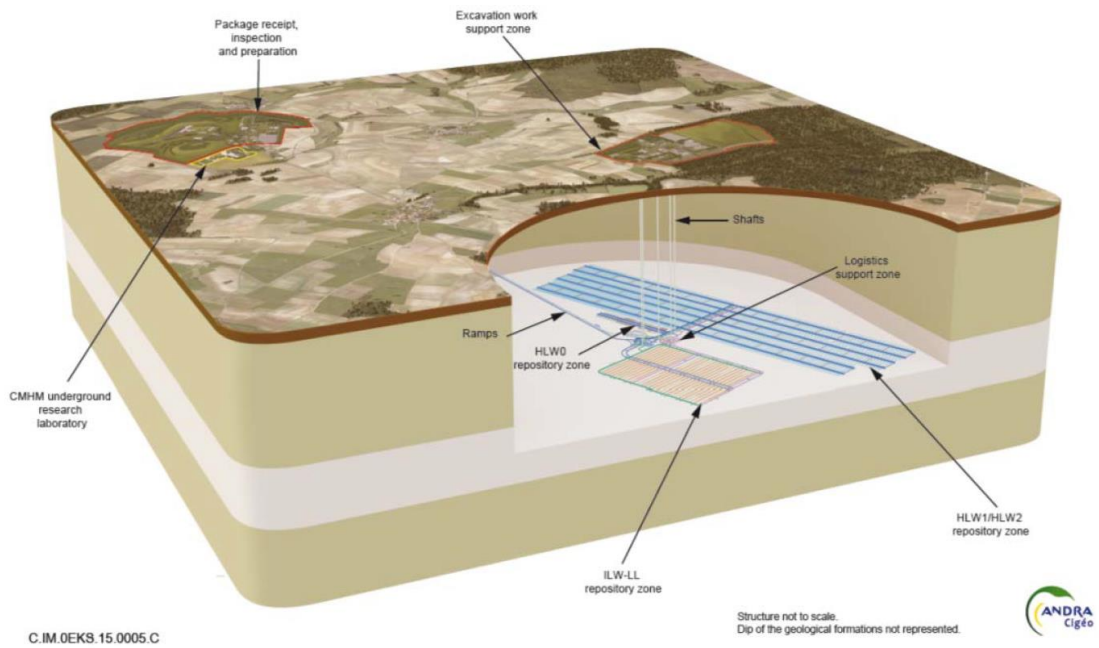


圖 3-5 Cigéo 地面和地下設施示意圖(ANDRA, 2016b)

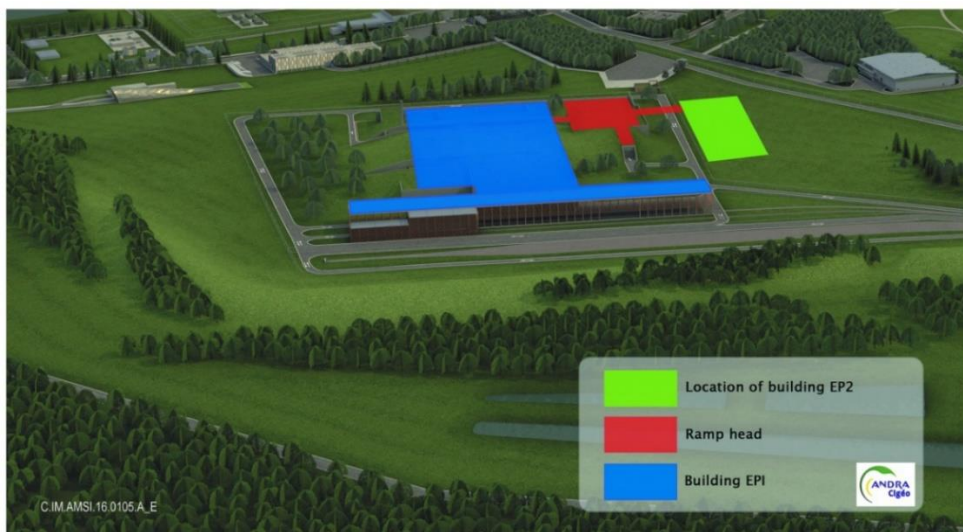


圖 3-6 「斜坡區」內建築物的地理配置圖(ANDRA, 2016b)



圖 3-7 豎井區地理配置示意圖(ANDRA, 2016b)

(2) 地表-底部連接區

A. 斜坡

斜坡是兩條平行的傾斜隧道，斜坡頂部連接「斜坡入口」建築，底部連接「運轉」後勤支持區。其中，「包件斜坡」用於將處置包件轉移到地下設施；「服務斜坡」用於疏散、緊急作業、維護以及封閉作業時施工封閉設施。

B. 豎井

透過五個豎井將豎井區地面設施與地下設施連接，主要包含：

- 「作業人員新鮮空氣換氣」豎井：將人員從地面設施轉移到運轉後勤支援區，並從地面通風裝置向地下設施供應新鮮空氣；
- 「作業污濁空氣」豎井：從作業區的地下設施抽出污濁空氣。
- 「施工人員新鮮空氣」豎井：將人員從地面設施轉移到「施工」後勤支援區，並為施工區提供新鮮空氣；
- 「建築污濁空氣換氣」豎井：於施工期間，從橫坑排出污濁空氣；
- 「建築設備和材料」豎井：用於運送施工所需的設備和材料，並將挖掘過程中的渣土清除到地表。

C. 地表-底部連接區的長期維護和封閉

將實施建設性措施，以確保在整個 Cigéo 運轉階段維護這些連接。當 Cigéo 設施授權執行最終封閉時，地表-底部連接區將進行封閉作業，工作包括密封和回填。

(3) 地下設施

地下設施設計確保處置設施運轉作業，設施建在 Callovo-Oxfordian 黏土岩層中間，以確保處置單元上下兩側黏土岩為最大厚度，其設施包含(圖 3-8)：

- 施工豎井正上方的「施工」後勤支援區(ZSL-T)；
- 作業豎井正上方的「作業」後勤支援區(ZSL-E)；
- ILW-LL 廢棄物處置區和 HLW 廢棄物處置區所在的處置區。

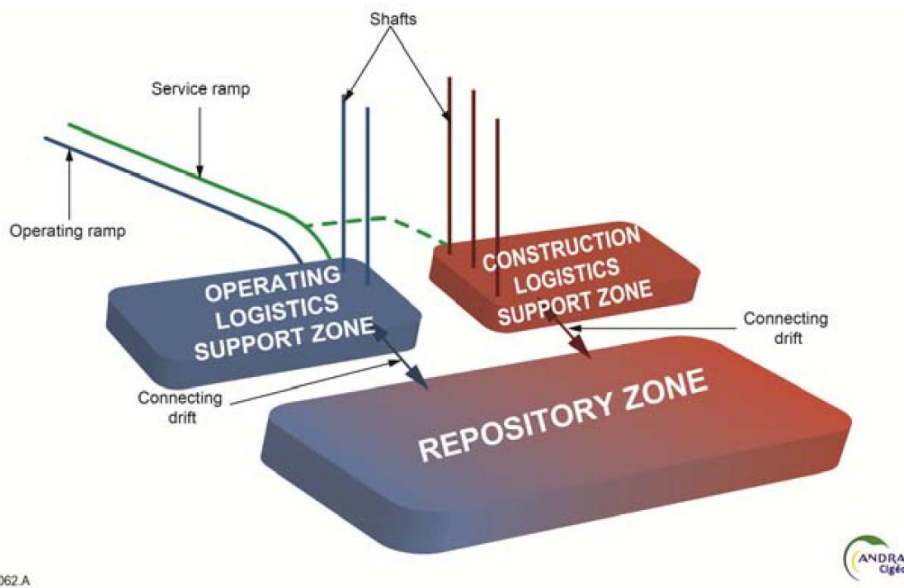


圖 3-8 不同區域和地表-底部連接區的示意圖(ANDRA, 2016b)

其中，廢棄物處置區主要分為三個存放區，分別為 ILW-LL、HLW0、HLW1/HLW2 處置區，如圖 3-9 所示。ILW-LL 區為一個單獨的處置區，HLW1/HLW2 處置區由六個小區組成。

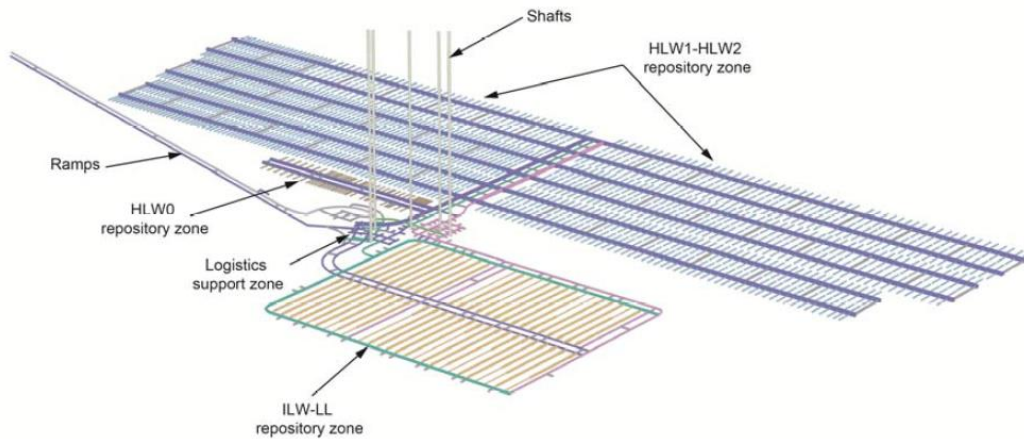


圖 3-9 Cigéo 地下設施

4. Cigéo 處置計畫之各個階段

Cigéo 的處置計畫分可為如下幾個主要階段(如圖 3-10 所示)：

- (1) 初始設計：包含概念設計、基本工程設計、詳細工程設計、計畫設計和施工設計，即確定設施構造、建築物和程序的技術規範的階段。
- (2) 初始建設階段：完成設施的第一個階段，如果取得運轉許可證，還包含建造及運轉地表設施相關的地表建築物、地表底部連接和接收第一批廢棄物包件的地下構造。
- (3) 運轉階段：包件接收和安置將與地下設施擴建工程併行進行。此階段還包含部分封閉工程(即封閉處置單元和區域)、地面建築物的建造、改造和翻新工程。
- (4) 封閉後階段：需經立法授權、最終封閉和拆除地面設施，並進入監控階段。Cigéo將分階段封閉，只有在法律授權最終封閉Cigéo時，才會開始封閉後階段。根據目前的時間表，Cigéo將在2150年左右進行最終封閉。

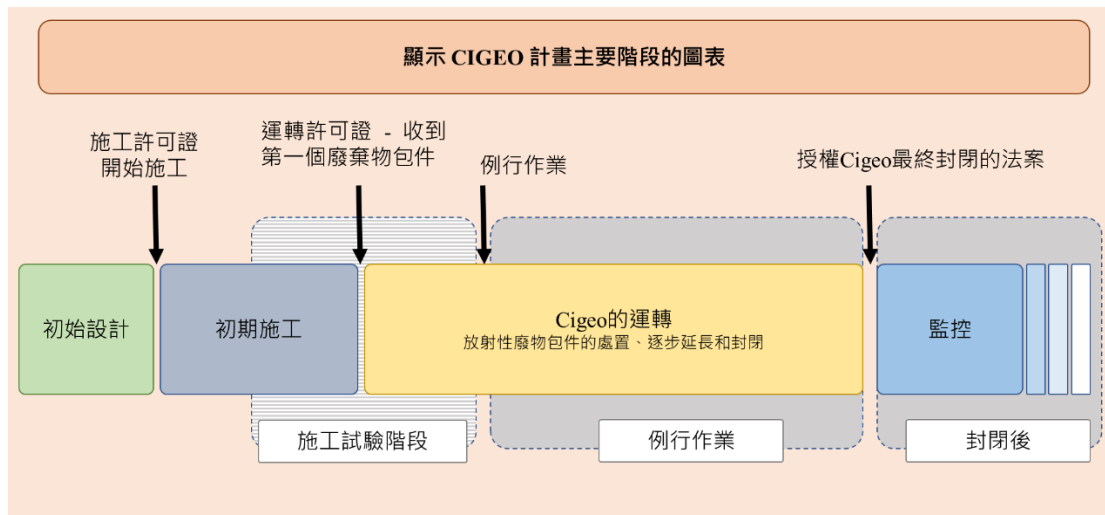


圖 3-10 Cigéo 處置週期中主要階段的示意圖(改自 ANDRA(2016b) figure 2.4-1)

3.1.3 安全原則和安全方法

1. 基本原則

處置場設計的關鍵目標如 ASN 的《深層地質處置場放射性廢棄物最終處置安全導則》(2008)中所提：「深地層放射性廢棄物處置的基本安全目標是保護人類健康和環境，即防範放射性和有毒化學物質擴散有關的風險。處置設施封閉後不依賴監測和監管的檢查。」其定義的原則乃從設計階段開始實施一種安全方法和過程，並考量處置場址特性之特殊性，主要包含：

- 位於約 500 m 深度的地下設施，需要特定的處置作業和緊急疏散條件；
- 一個持續約一百年的運轉階段，處置設施分階段開發，表示需要考慮同時進行地下施工和處置運轉相關的風險；
- 整合運轉和封閉後安全的方法，此方法將整合設計中的任何變化。

運轉與封閉後安全之整合方法，將能夠有效處理可能的優化和運轉反饋，並整合國家和國際法規與執行上的任何變化，同時確保實施縱深防禦原則。封閉後的安全分析是從設計階段開始，並在計畫的每個階段強化技術解決方案。由於處置設施需處置中放長半衰期廢棄物，因此需透過多種科學方法辨識，並設法將作業過程中的風險和不確定性降至最低。設計處置設施時的安全方法規定：

設計中必須考慮的安全要求，主要包含：

- 確定標準、管理設計方案和原則的法規，並提供安全分析之架構；
- 識別安全功能；
- 了解廢棄物和材料的特性、地質介質、場址以及其相互作用的知識，並確定保護措施的目標；
- 了解設施及其所在場址的特性；
- 考慮封閉後階段，了解設施在時間和空間上的熱力、水力、力學、化學和放射學(THMCR)演變的科學，以及這些不同現象的組合。透過實驗室和現地的實驗，重現預期的演變，並在極長的時間尺度上參考天然類比(natural analogues)。

評估階段，必須透過以下方式證明設計選項滿足安全功能：

- 設施運轉相關的安全分析，以風險分析為基礎，並酌情減少已識別風險所需的預防和保護措施；
- 封閉後的安全分析，基於對封閉後不確定性的分析，透過定性安全分析識別和評估每個單獨的設施。

2. 運轉情況(operating situation)

(1) 運轉情況的定義

根據 2012 年 2 月 7 日關於基本核裝置的命令，按照下述類別進行定義：

A. 正常和劣化的運轉情況

- 正常運轉為設施在所有常規狀態下的運轉，包含定期維護或停電情況(無論是否存在放射性物質)。
- 劣化模式下運轉，包含除正常運轉之外的任何運轉情況。

B. 事件和意外情況

- 事件情況(incident situations)是指發生頻率適中且對人和環境造成的後果不嚴重的情況。
- 意外情況(accident situations)是指在沒有設計用於管理此類情況的具體措施下，頻繁發生且產生的後果對於設施安全和安保目標而言是不可接受的情況。

C. 現場應急計畫中的設計基準情況 (Design basis situations in the On-site Emergency Plan, PUI)

這些情況用於確定設施的穩定性，並在必要時在設計基礎上增加進一步的措施以確保如果發生潛在嚴重卻罕見的事務，其後果將在時間和空間上受到限制。

D. 排除的情況

針對此類事故情況實施大量已證明穩定的預防措施。

E. 極端情況

補充於安全評估(Complementary Safety Assessments, CSA)強化安全措施時使用的設計基準情況。必須考慮的情況包括地震、洪水、其他自然現象和多重危害、斷電和冷卻系統損失以及由此類情況引起的危害。

(2) 識別運轉情況

識別情況之方法的主要步驟如下：

- 步驟 1：分析設施可能面臨的風險。風險分析用於設施可能發生的內部失效和內部與外部危害的分析，識別導致設備、程序和相關支持系統失效的不良事件列表，並且適用於所有設施狀態。
- 步驟 2：根據不良事件發生的可能性對不良事件進行分類。
- 步驟 3：根據設計基準事件在正常情況下發生的可能性進行分類。
- 步驟 4：研究設計基準情況，透過其設計所採取的措施來驗證設施是否符合監管要求和 ANDRA 定義的目標。
- 步驟 5：透過研究比現場應急計畫中設計基準情況(PUI)還要更複雜的情節，來測試安全驗證(safety demonstration)的穩定性，進而完成此分析。
- 步驟 6：通過補充評估驗證設施在極端情況下的穩定性。

(3) 補充安全評估

補充安全評估也可稱為「壓力測試」，需要評估核設施在極端自然現象方面的安全餘裕度，並測試可能導致可怕情況的設施安全功能。ASN 在福島事故發生後製定的核設施「壓力測試」規範，將補充安全評估納入 Cigéo 設計。

(4) 評估輻射影響

A. 評估正常和劣化運轉情況下的輻射影響

使用符合實際狀況的假設(如：釋放形式、天氣條件、水道流速等)估計人口接受的劑量。估計三個年齡類別(即嬰兒、兒童和成人)的一個或多個參考組的接收劑量，並考慮到放射性物質的各種轉移途徑。

B. 評估事件和事故的輻射影響

使用關於放射、物理和化學後果的「邊界」假設來分析設計基準事件和事故情況。

C. 評估 PUI 設計基準情況的輻射影響

PUI 定義的設計基準情況是使用假設「符合實際情況」的設計來進行研究。這些情況用於確定設施的穩定性，並在必要時在設計基礎上增加進一步措施，以確保在發生嚴重但罕見的事故時，其後果將在時間和空間上受到限制。

D. 評估極端情況的游離輻射影響

極端情況是超過上述之 PUI 設計基準情況，在加上某些設施的假設損失。

3. 運轉階段安全功能

以下安全功能適用於 Cigéo 整個運轉階段，且必須於所有可能發生在處置場內部或外部事故時，在保護人員和環境的前提下進行保持或恢復其安全功能。

(1) 防止放射性物質擴散的風險

管理擴散風險意味著在放射性物質和環境之間設置一系列不同的圍阻障壁。適用以下原則：

- 正常運轉條件下，包件、設施和運轉過程的設計主要在確保設施內的污染儘可能低，並限制任何放射性物質釋放到設施外；
- 事件和意外情況下，設計主要在防止放射性物質和游離輻射接觸任何人員、公眾和環境；
- 在可能散佈放射性物質的情況下，為減輕此類風險而採取的措施，限制可能釋放放射性物質地方之任何活動。

(2) 保護人們免受游離輻射

Cigéo 設施是根據合理抑低或稱可合理達到的最低水平(As low as reasonably achievable, ALARA)原則設計，符合國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)與法國勞動法第 R.4451-10 條和法國公共衛生法第 L.1333-1 條中採用的原則。確定輻射風險的特徵後，此方法用於評估輻射防護「選項」(程序和技術措施)的特性，並同時考慮到輻射和其他因素，例如對安全和安保的影響以及對環境的影響等。

(3) 從廢棄物中去除熱量

保護作業人員在作業期間免受燒傷的風險，溫度必須保持在 50°C 以下。保護執行或監控安全功能的電子設備，環境溫度通常必須低於 50°C。根據所使用的設備或具體的實施條件可能在個別情況下進行修訂。

(4) 去除輻射分解形成的氣體以管理爆炸風險

廢棄物的輻射分解會產生氣體，主要為氫氣。當易形成爆炸性混合物的物質是易燃氣體或蒸氣時，必須儘可能保持低濃度。

4. 封閉後的安全功能

(1) 主要功能

為了滿足保護人類和環境免受廢棄物中放射性物質和有毒元素傳輸風險的基本目標，Cigéo 處置系統的封閉後安全功能包含：A.廢棄物與地表和人類行為隔離；B.限制廢棄物中的放射性物質和有毒元素進入生物圈。

水是廢棄物包件劣化的主要因素，也是放射性物質和有毒元素的主要傳輸載體，因此，控制水流動是封閉後場置場安全管理的一個關鍵目標。限制放射性物質和有毒元素透過水的轉移達成以下三個安全功能(圖 3-11)：

- A. 阻止水的循環；
- B. 限制放射性核種和有毒元素的釋放並將其固定在處置場中；
- C. 延緩和減少釋放的放射性物質和有毒元素的遷移，即從包件到處置室。

(2) 「限制向生物圈轉移」功能

- A. 防止水循環

- 限制水的流動，區分由地下設施排出至 Callovo-Oxfordian 處置地層的水流，以及處置設施和上覆含水層循環的水流；
- 降低水從處置單元流到處置地層頂部的速度，進一步抑制與地表水的連接。

B. 限制放射性核種和有毒元素的釋放並將其封阻在處置場中，ANDRA 選擇三個子功能(圖 3-11)：

- 保護廢棄物免受水影響：透過耐用的填充物處理，將其與水隔離；
- 限制放射性核種和有毒化學品的溶解：透過物理或化學條件，限制廢棄物中可與水接觸的物質因溶解或改變而釋放；
- 限制放射性核種和有毒化學品的流動性：透過增加其表面吸附量來改變處置系統中放射性核種和有毒元素的流動性。

C. 延緩和減少放射性物質和有毒元素的遷移

雖然處置系統透過限制包件中的放射性物質和有毒元素的釋放，優先考慮將放射性物質和有毒元素限制在儘可能靠近廢棄物的位置，還應該延遲和減少任何放射性物質和有毒元素從處置單元中釋放到 Callovo-Oxfordian 處置地層中，特別是最易溶解和流動性最強的物質。

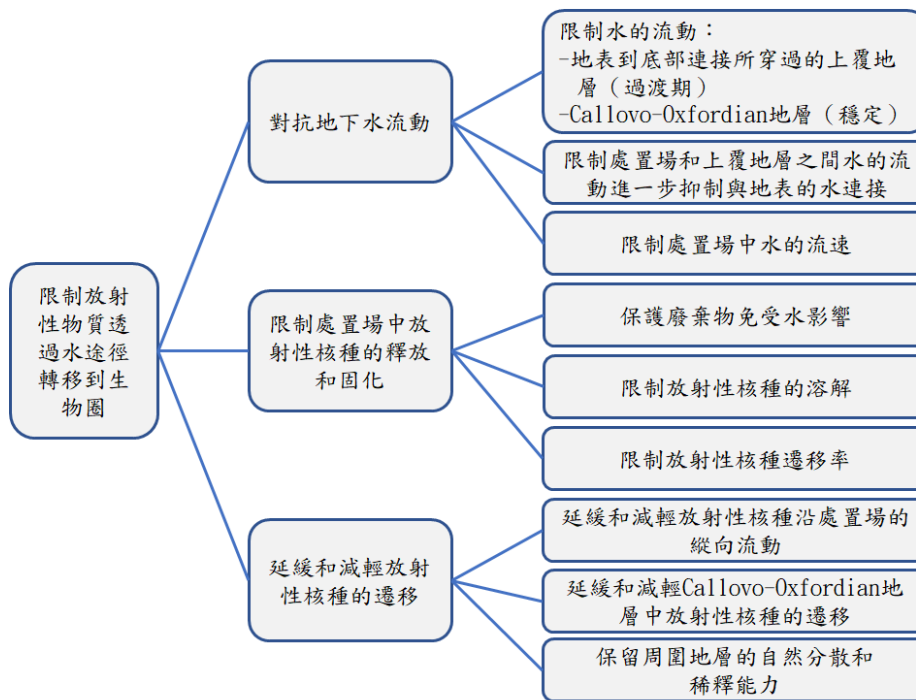


圖 3-11 限制放射性物質透過水轉移的樹狀結構(改自 ANDRA(2016a) figure 4.2-1)

(3) 一般設計原則

為了實現封閉後的安全功能，ANDRA 選擇一些通用設計原則。一旦獲得施工和運轉許可證，這些原則也涉及 Cigéo 的施工和運轉。有關每個封閉後安全功能對應之場址選擇和設計的一般原則，請參閱表 3-1。

表 3-1 用於 Cigéo 處置場址之封閉後安全功能及其設計之一般原則

封閉後安全功能	場址選擇和設計的一般原則
將廢棄物與地表和人類活動隔離	<ul style="list-style-type: none"> • Cigéo 位於地層深部，其為低和均勻的地球動力學區域，因此處置系統可免受侵蝕現象影響及輕微人為入侵； • 無導致勘探的可開採或地熱等地下資源； • 處置設施封閉後儘可能長時間對其進行記憶的保存。
防止水循環	<ul style="list-style-type: none"> • Callovo-Oxfordian 的低滲透性和 ZIRA 中應用的低水力梯度； • 處置系統的位置遠離水力活躍的地質構造； • 固化和密封可使潛在水循環被最小化；

	<ul style="list-style-type: none"> 處置區域與地下設施的其他部分隔絕。
限制放射性核種和有毒元素的釋放並將它們固定在處置場中	<ul style="list-style-type: none"> 設計用於從物理化學角度保護廢棄物和包件，並儘可能限制改變； 處置單元內限制放射性物質和有毒元素釋放及移動的物理化學條件。
延遲和減少放射性核種遷移	<ul style="list-style-type: none"> Callovo-Oxfordian 地層非常厚，對於核種具有高滯留能力； 考慮到施工和運轉的技術限制及設施的平面構造，地下設施位於 Callovo-Oxfordian 地層的中間； 優化了地下設施的橫坑和處置單元的幾何形狀。

3.1.4 廢棄物包件轉移和安置之操作相關的風險清單

本節中彙整了《Safety Options Report-Operating Part》之風險清單和風險管理之規定，共包含了九項，內容如下：

1. 內部核風險

- (1) 體外和體內曝露
- (2) 放射性物質的散發
- (3) 臨界條件
- (4) 熱
- (5) 廢棄物輻射分解

2. 內部危害

- (1) 操作(裝卸)風險
- (2) 火災風險
- (3) 爆炸危險
- (4) 與斷電相關的風險
- (5) 與流體流失相關的風險
- (6) 與失去通風相關的風險
- (7) 與失去監測相關的風險
- (8) 與失去儀器使用和控制相關的風險
- (9) 與內部淹水相關的風險

- (10) 與有害物質排放相關的風險
- (11) 與墜落物和設備超壓相關的風險
- (12) 與劣化相關的風險

3. 外部危害

- (1) 與航空器墜毀相關的風險
- (2) 與工業環境和通訊通道相關的風險
- (3) 地震風險
- (4) 外部洪水風險
- (5) 與極端天氣或氣候條件相關的風險
- (6) 與雷電和電磁干擾相關的風險
- (7) 與外部火災相關的風險

4. 危害組合

如果已知或假定兩個事件之間存在依賴關係，或者考慮一個或另一個事件的持續時間和頻率確定伴隨風險，則定義兩種危害的組合。

5. 與共同活動相關的風險

源於同一地理區域內同時或連續執行業務，或需要相同的公用事業或服務，其各種操作和這些操作之間的干擾，很可能將潛在風險從一個區域轉移到另一個區域，或從一項活動轉移到另一項活動，即定義為共同活動相關的風險。

6. 惡意行為的風險

惡意行為的風險為運營階段可能影響設施安全的蓄意攻擊有關之風險。

7. 與等待封閉的「完整」處置坑道相關的風險

考量包含 ILW-LL 處置單元以及 HLW 處置單元相關之處置坑道的風險。

8. 與再取出作業相關的風險

再取出情節包含取出剛剛或正在被置於處置設施中的某些廢棄物包件。包含：

- (1) 取出處置包件並轉移至地面
- (2) 移除處置包件並轉移到另一個處置單元

9. 運轉經驗反饋的確認

分析來自類似設施或類似設備於過去事件的反饋，以獲得可能相關的資訊。該分析符合法國原子能安全委員會在 2012 年 2 月 7 日命令中規定的基本核裝置一般規則的要求。包含：

- (1) 關於地下環境火災的反饋
- (2) 關於劣化的反饋
- (3) 地下研究實驗室的反饋
- (4) 技術測試反饋

3.1.5 安全評估

1. 目標

為了檢查處置系統是否履行安全功能並滿足保護目標，根據地質處置場的安全導則，ANDRA 透過以下三個目標建構安全評估：

- 評估不同處置系統組件的互補作用，假設處置設施發生失效，處置系統仍能滿足保護目標；
- 評估處置系統不同組件之間相互作用引起的擾動；
- 為不同情節模擬處置系統隨時間的影響，並估計情節中的每一個相關的影響。

2. 評估步驟

根據圖 3-12，安全評估包括：

- 對各種不確定性和風險進行定性分析，以確定相關情節及其分類；
- 對所選情節的定量評估。

定性分析構成驗證不確定性和風險是否按照設計選項或情節的安全功能進行管理的基礎。表示合理的組件失效本身不會危及處置場封閉後的安全性，以及選擇的設計和適用於 Cigéo 設計的要求限制發生的結果。情節的定義也構成定量評估和安全選項評估的基礎，這些評估與用於這些評估的模型和資料有關。針對確定的每種情況，評估廢棄物處置設施對人類和環境的整體特性和潛在影響。

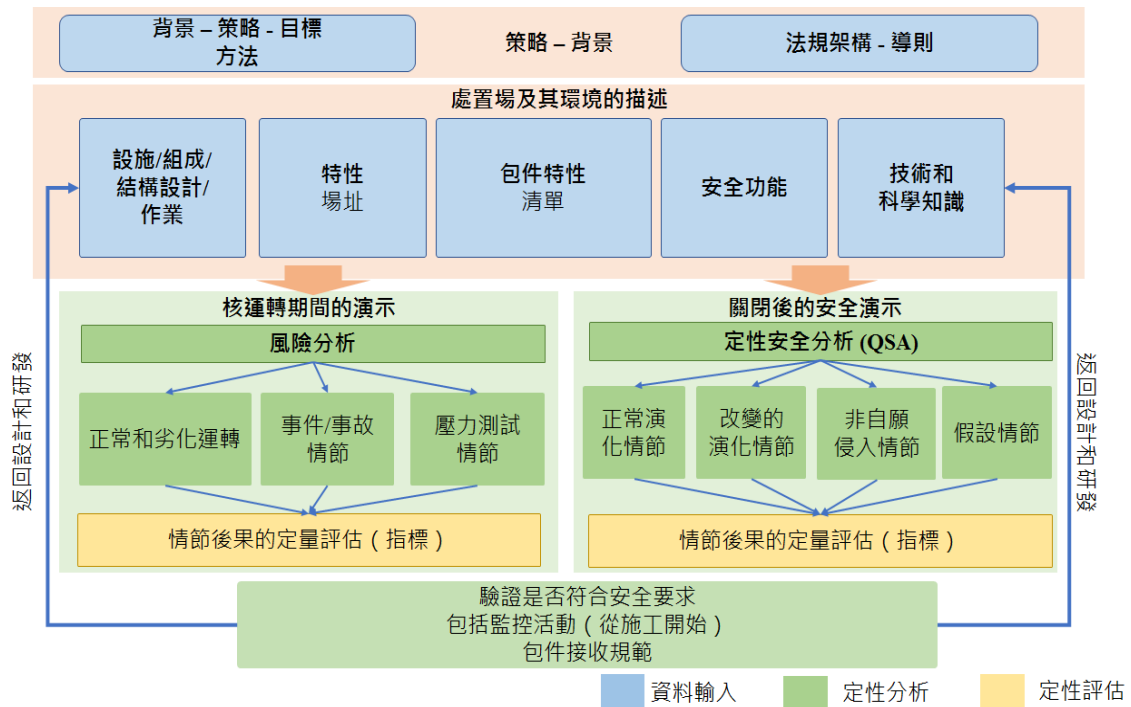


圖 3-12 運轉安全和關閉後安全協調方法的圖表(改自 ANDRA(2016a)的 Figure 4.4-1)

3. 風險和不確定性管理

處置場封閉後階段之風險和不確定性管理，其主要目的為選擇使系統降低不確定性之措施的處置場設計。因此，分析的目的是確定處置場之任何極限，然後重點關注剩餘的不確定性。另外，封閉後階段風險和不確定性的管理，將以以下假設情節之不確定性整合到處置場安全評估中，包含正常演變情節(Normal Evolution Scenario, NES)、改變的演變情節(Altered Evolution Scenario, AES)以及「假設」情節(“What-if” scenario)。透過系統性的定性安全分析方式，逐個處置單元進行識別和評估不確定性，評估包含與處置元件的不確定性之相關風險，並考慮其長期演變，以及與未來外部事件相關的風險。

地質處置場安全導則提出有關封閉後安全背景下分析的不確定性類型包含處置場輸入資料的不確定性、處置場系統中工程元件內在特性的不確定性、管理處置場和地質環境演變過程的不確定性以及技術不確定性。如下所述：

(1) 識別和管理輸入資料的不確定性

A. 放射性廢棄物清單及其於處置場之分布

量化放射性廢棄物清單是封閉後安全評估中選擇情節的重要輸入

指標。處置單元中處置包件的分布將決定放射性廢棄物清單在處置場中的排列方式。以此報告為例，該報告應用依活性進行分布之方法，該方法不考慮裝運時間表，並能夠對與情節相關的影響進行定量「邊界」評估，並區分 ILW-LL 和 HLW 於處置場的分布。ILW-LL 處置的廢棄物類別考慮大量可能的組合，並考慮到管理不同廢棄物類別時，可能遭遇共同處置不同物理化學特性之選項，以及共同處置不同處置包件類型的幾何選項。HLW 部分，由於廢棄物種類的數量有限和處置包件散發的餘熱，可能的組合較少。由於處置包件散發的餘熱需預先決定連續 HLW 處置單元之間的距離，因此，需為每個廢棄物提供最合適的處置分布設計。

B. 放射性核種和有毒元素釋放模型

以該研究報告為例，安全評估選擇「處置包件」釋放放射性核種和有毒元素模型之標準如下：

- 如果所獲得相關之知識足夠充分，且充分理解其餘的不確定性，則安全選項基於正常演變情節採用「現象學(phenomenological)」模型；
- 如果當前的知識包含任何不確定性，則安全選項基於正常演變情節採用保守模型。

C. 處置地層

以該研究報告之處置地層為例，ANDRA 鑑於過去 20 年中進行的研究工作，對於 Callovo-Oxfordian 地層的特徵化有充分的理解，其研究尤其集中於 Callovo-Oxfordian 地層中至關長期限制放射性核種和有毒元素能力的特徵(例如深度、幾何、厚度、流量、傳輸和化學遲滯等特徵)，這些地層特徵有助於封閉後的安全功能。因此，ANDRA 過去幾年中獲得的資料可提供：(a)定義最有代表性的的參考值；以及(b)定義最小值和最大值。這些知識為 Callovo-Oxfordian 處置地層的不同尺度提供可靠的輸入資料，以進行定量封閉後安全評估。

D. 處置地層周圍的岩層組成

以該研究報告之處置場址為例，Callovo-Oxfordian 處置地層周圍的岩層不考慮其安全功能，且有可能是放射性核種的傳輸途徑，將 Callovo-Oxfordian 處置地層內的核種傳輸至地表，因此在定量安全評估時需加以考慮。例如：上覆地層可能會受到場址內部地球動力學演變和氣候變化的侵蝕。因此，透過整合潛在的氣候變化週期(包括與人類效應相關的循環)和地表侵蝕(包括內部地球動力學演變)，評估一百萬年內流量的影響。

E. 表面環境：生物圈

該研究報告中評估所採用的標準生物圈為「慣例(conventional)」選項。生物圈中主要不確定性包含：

- 選擇考慮的標準生物圈(standard biospheres)：為了涵蓋與生物圈長期演變相關的不確定性，根據「深層地質形成中最終處置放射性廢物的安全導則」(ASN, 2008)以及該研究報告之方法，考慮不同的標準生物圈，以便進行放射和化學影響評估，ANDRA 基於模擬考慮兩個氣候和地貌變化，包含自然變化(氣候不會因人類活動而改變)；以及人類效應的變化(氣候因溫室氣體而改變)。
- 選擇核種及有毒物質傳輸的出口處(outlet)：該研究報告中，ANDRA 考慮的出口包含 Dogger 地層的天然出口，以及沿著 Oxfordian 石灰岩層的流場(調查範圍內未有天然傳出口處)。
- 根據當地的活動選擇假設參考群體、年齡組及其飲食：ANDRA 採用目前每個標準生物圈所觀察到的相對應的習慣和假設，並採用相關的假設參考組。
- 傳輸模型的選擇：從選定的出口處開始，透過食物鏈模擬放射性核種或有毒元素向人體的傳輸。

(2) 處置場結構的特徵

A. 黏土的特徵

黏土主要作用為延遲和減緩放射性核種的流動並釋放到處置場的結構中。以該研究報告為例，ANDRA 已獲得有關黏土工程材料的大量

知識，包括可以使用不同類型的黏土來達到 10^{-11} m/s 滲透率目標，密封核心中的黏土特徵有利於放射性核種和有毒元素的遲滯，因此有助於「延遲和減緩放射性核種的流動並釋放到處置場結構中」。

B. 混凝土的特徵

混凝土用作處置場結構的襯砌和頂拱支撐，如有必要亦可用作填充材料。用於 ILW-LL 處置單元襯砌的混凝土對於大多數放射性核種具有低溶解度，有助於限制放射性核種和有毒元素的釋放，並將其滯留於處置場中。隨著時間的推演，襯砌頂拱支撐的混凝土將劣化，可能會承受力學和化學應力，並最終導致破裂。

C. 回填材料的特徵

處置場封閉時將回填斜坡道(Drift)，以保持地下設施在封閉後的力學穩定性，特別是限制受損黏土岩區之裂隙可能隨時間而持續擴張。回填後，斜坡道具有高滲透性，可能使放射性核種和有毒元素擴散到處置地層中。

(3) 管理處置場內部的演變

封閉後，處置地層之黏土岩和成分可能會發生物理和化學變化，主要是由於處置場與地層之間或結構成分之間的熱、水力、力學和或化學相互作用的結果。因此，該研究報告中考慮了處置場封閉時的初始條件以及其條件的後續長期變化，包含如下：

A. 處置場結構周圍黏土岩的力學擾動

處置場的建設和運轉會對黏土岩造成力學損傷。包含：

- 處置場封閉處黏土岩的力學損壞。以該研究報告為例，ANDRA 透過地下實驗室進行大量測量和實驗提供關於靠近結構的力學損壞黏土岩區的特徵(例如：延伸(extension)、構造(structure)和透水性(water-permeability))；
- 受損黏土岩和水滲透性隨時間的力學行為。運轉期間，黏土岩隨時間的演變將由襯砌和支撐設計控制。封閉後，將由封閉處置結構(例如：回填、密封、混凝土填充)和根據要求限制處置

場中孔隙率的規範，特別是在處置單元中。以該研究報告為例，ANDRA 透過地下實驗室的觀察和模擬強化黏土岩隨時間演變的知識；

- 連通破裂帶(connected fracture zone, ZFC)和離散破裂帶(zone with "discrete" fracturing, ZFD)的傳輸特性(不包括熱應力或化學應力)。包含擴散傳輸特性、化學保留特性(吸附)以及溶解度的限制；
- 斜坡道中黏土岩與用於密封的黏土芯材(clay core)，即膨脹性黏土或與二氧化矽或石灰砂等添加劑混合之黏土)接觸之間之力學行為：以該研究報告為例，ANDRA 獲得的資料顯示，黏土芯材的力學特性有助於限制受損區域發生任何演變，並促使連通的水力通道封閉，因此，此處發生意外的演變被認為是非常不可能發生，並將其考慮為「假設」情節；
- 地表-底部連接區之黏土岩與用於密封的黏土芯材接觸之間之力學行為：以該研究報告為例，ANDRA 根據 Callovo-Oxfordian 地層獲得的資料顯示，黏土岩中不太可能形成縱向連續的破裂帶，因此，將其歸類為改變的演變情節(AES)；
- 黏土岩與 HLW 處置單元界面處的力學行為：不確定性為套筒外部的填充材料所引起的影響，以該研究報告為例，ANDRA 採用與砂相當的保守滲透率值來表示 HLW 處置單元周圍的連通破裂帶。

B. 熱瞬變

該研究報告考慮溫度升高的影響包含：

- 透過實驗測量溫度對傳輸和遲滯機制對於 Callovo-Oxfordian 處置地層之黏土岩的影響以及相關參數的值(例如：擴散係數(diffusion coefficients)、分配係數(partition coefficients)、溶解度極限(solubility limit)等)。
- 處置容器完整性喪失後，放射性核種釋放和放射性核種在溶液中的行為。

C. 水 - 氣體瞬變(hydraulic-gas transient)

處置場封閉後，來自處置地層的水以及金屬元件缺氧腐蝕和有機 ILW-LL 輻射分解短暫產生氫氣，使處置場進入逐漸再飽和的水力過渡階段。這一階段影響部分或全部的處置元件。以該研究報告為例，持續時間主要取決於 Callovo-Oxfordian 黏土岩中的氫生成和溶解氫遷移。該研究報告針對這種狀態進行模擬顯示，氫氣的產生和遷移不太可能改變結構元件和 Callovo-Oxfordian 處置地層的特性。在這個階段，剩餘的不確定性主要涉及量化實現各種處置場組件完全飽和所需的時間，以及其對在此期間通過結構釋放的潛在放射性核種和有毒元素的傳輸的影響。

D. 化學干擾

不考慮放射性核種和有毒元素影響的情況下，處置場內可能會發生各種不同類型的化學過程，主要的化學過程包含：

- 運轉階段，由於結構周圍力學損壞的黏土岩和氧氣滲透而引起的「氧化」干擾；
- 黏土岩和由黏土質材料與水泥質材料中的鹼性流體接觸時發生的「鹼性」擾動（黏土岩與斜坡道和 ILW-LL 處置單元中的襯砌/頂拱支撐接觸；密封黏土芯材與混凝土圍牆接觸）；
- 與某些類型的 ILW-LL 廢棄物釋放有機物有關的「有機」干擾；
- 與某些類型的 ILW-LL 廢棄物中，因鹽引起的「鹽分」擾動；
- 與金屬元件接觸的「鐵/黏土」干擾。

表 3-2 整理了有關化學干擾的不確定性分析。

表 3-2 管理與 ILW-LL 受化學干擾相關的不確定性的方法

受影響的處置元件	剩餘的不確定性	管理不確定性的方法	
		設計選項	情節假設
ILW-LL 處置單元之襯砌、受力學破壞之黏土岩，以及 Callovo-Oxfordian 處置地層之黏土岩	有機錯合化合物 (organic complexing compound) 污染團 (plume) ^[1] 擴散的不確定性	ILW-LL 的物理化學共同處置規則	評估包含考慮可能含有最多有機化合物的 ILW-LL 處置單元之邊界
ILW-LL 處置單元之襯砌	有機錯合化合物存在下，分配係數(K _d)和溶解度值的演變之不確定性	ILW-LL 的物理化學共同處置規則	當估計的濃度高於臨界值時，透過應用校正因子考慮 IL WLL 處置單元周圍(襯砌和 Callovo-Oxfordian 處置地層)的影響，區分異醣酸 (isosaccharinic acid, ISA) ^[2] 和其他有機化合物
受損的 Callovo-Oxfordian 處置地層黏土岩，以及未受干擾的 Callovo-Oxfordian 處置地層之黏土岩	有機錯合化合物存在下，分配係數和溶解度值的演變之不確定性	ILW-LL 的物理化學共同處置規則	當估計的濃度高於臨界值時，透過應用校正因子考慮 IL WLL 處置單元周圍(襯砌和 Callovo-Oxfordian 處置地層)的影響，區分 ISA 和其他有機化合物 (針對所有情節)
	有機錯合化合物存在下，擴散係數演變的不確定性	ILW-LL 的物理化學共同處置規則	由於有機分子的擴散係數比錯合的放射性核種低，因此不考慮
	累積化學擾動對分配係數和溶解度值影響的不確定性	ILW-LL 的物理化學共同處置規則	透過應用校正因子考慮 ILW-LL 處置單元周圍的影響

ILW-LL處置單元之襯砌、受力學破壞的黏土岩、以及未受干擾的Callovo-Oxfordian處置地層之黏土岩	鹽水擾動擴散的不確定性	ILW-LL的物 理化學共同處 置規則	評估包含考慮Na ⁺ 、K ⁺ 、NO ³⁻ 、SO ₄ ²⁻ 濃度和離子強度之邊界
ILW-LL處置單元之襯砌	鹽水污染團存在下，吸附平衡(K _d)和溶解度值的演變的不確定性	ILW-LL的物 理化學共同處 置規則	透過應用校正因子考慮ILW-LL處置單元周圍的影響
	鹽水污染團存在下，吸附平衡(K _d)和溶解度值的演變的不確定性	ILW-LL的物 理化學共同處 置規則	通過應用離子強度和鉀濃度的校正因子進一步考慮ILW-LL處置單元的影響
受損的Callovo-Oxfordian處置地層之黏土岩以及未受干擾的Callovo-Oxfordian地層之黏土岩	存在鹽水污染團時，擴散係數的演變的不確定性	ILW-LL的物 理化學共同處 置規則	透過應用離子強度的校正因子進一步考慮ILW-LL處置單元的影響
受損的Callovo-Oxfordian處置地層	關於微生物對放射性核種遲滯、溶解度和傳輸影響的不確定性	ILW-LL的物 理化學共同處 置規則	在正常演變情節中不考慮

[1] 污染團(plume)：一個局部熱源上方有大片流體存在，則熱流體將會上升而形成一狹窄柱狀，此即是污染團。

[2] 異醣酸(isosaccharinic acid, ISA)：對黏土岩中之放射性核種具有顯著影響之有機化合物。

(4) 技術不確定性

處置場各個部分執行技術相關的不確定性問題，包含了處置單元、斜坡道和密封元件，如下所述：

A. 高放廢棄物處置單元所用技術的不確定性

- 高放廢棄物處置容器的製造和質量控制以及作業期間的損壞風險：高放廢棄物處置容器的研究主要為確定最合適且經過驗證的製造和控制流程，以確保容器盡可能長時間地保持密封。此外，選擇採用耐腐蝕之低合金鋼(low-alloy steel)。再者，將實施各種設計措施以防止作業階段的損壞風險，例如包括滑道(sliding runner)和確保搬運設備可靠性的措施。任何容器損壞導致喪失密封性都將在作業階段透過所使用的監控系統進行檢測。
- HLW 處置單元套筒外側的填充材料：套筒外部使用的材料類型選擇的標準將基於處置場周圍之圍岩(氧化黏土岩)的暫態酸性環境的緩衝能力。

B. 斜坡道中使用的技術的不確定性

- 斜坡道回填：處置場作業所需的任何管道和電纜托盤(cable trays)，在封閉後階段可能形成優勢水流路徑或孔隙，應在處置場封閉時拆除或填充回填物。該研究報告當下，回填的設計規範尚未確定，但設計規定(例如：處置密度、初始飽和度)應使其能夠發揮其限制襯砌破裂後受損黏土岩區持續延伸的功能。
- 密封(seals)的構造：ANDRA 擁有重要的操作經驗，以特徵化可用於密封的黏土芯材並可以實現目標特性的黏土質材料，包含相似或相同於處置場的配置中執行測試，或在地表上進行設施測試。

除上述不確定性之外，封閉後之安全分析還考慮了以下內部或外部事件之風險，包含與未來自然事件相關的不確定性(氣候相關、地球動力學等)、與人類活動相關的不確定性(入侵、人為影響)，以及處置場封閉後易劣化材料以及處置包件和處置單元之間隨時間演變的不確定性。如下所述：

(1) 與未來外部事件相關的風險和不確定性

根據 2008 年 ASN 指南，處置場及其地質環境的可預見的演變包括某些或極可能發生的事件的影響，例如氣候變化、隆起和地震運動。除了這些自然事件外，還有人類活動，可能導致入侵的活動的人為影響(例如溫室氣體排放)。選址和處置場設計表示可以排除火山活動的風險。與地震相關的影響風險也受到低地震活動區選址的限制。在這個階段，地下實驗室已納入參考場址可能造成的最大地震強度。儘管如此，詳細勘測潛在處置場址的地震危險性，尚須進一步調查。因此，重點關注氣候變化、地球動力學演變(不包括地震)和臨界風險，內容如下：

A. 氣候變遷

有關氣候變遷的模擬已在許多單位完成評估，特別是作為歐洲計畫(European projects)的一部分，例如 BIOCLIM。整合的模擬結果可用於考慮兩種氣候變化情節：(i)自然演變和(ii)考慮人為影響的變化(例如：考慮溫室氣體)的模擬。在寒冷的氣候中，可能會出現永凍土，最大深度約為一百公尺。因此，這不會到達 Callovo-Oxfordian 處置地層。與修訂後的水文地質模型相關的模擬中包括了永凍土的可能性。

B. 地球動力學演變

進行地貌演變的模擬，包括隆起率和侵蝕現象。了解和管理與地球動力學演變相關的風險。獲得的知識包含在：

- 未來百萬年規模的綜合水文地質模型；
- 考慮氣候變化的模擬。

獲得的知識能夠在正常演變情節中實現最佳的評估，且不考慮改變的演變或「假設」情節。

C. 處置場中的封閉後臨界風險

處置單元設計的目的，是創造一個環境來限制放射性核種的釋放和傳輸(特別是透過限制或透過結構的傳輸路徑)並透過限制孔隙來限制易裂變材料(fissile material)的再濃縮(re-concentration)。從設計上看，所用系統的目的是管理處置場封閉後的臨界風險，特別是透過處置單元的

設計。此外，還將採取措施限制處置單元內孔隙並減少易裂變放射性核種的再濃縮。施工許可證申請時應提供 Cigéo 封閉後臨界風險分析。

(2) 採用的計畫清單及管理方法

- A. 透過人為技術加工方式使系統更具穩定性；
- B. 如果風險和不確定性在正常演變情節範圍內：
 - 根據當前最佳知識，選擇科學和技術上最充分的論證；
 - 根據當前可獲得之知識，選擇較保守性的論證；
- C. 如果風險和不確定性可能導致安全功能劣化時，分析確定可能導致劣化的原因，並根據其可能性定義其他情節(例如：定義為改變演變情節(AES)或「假設」情節)，處理剩餘的不確定性，並測試處置場設計的穩定性。

4. 情節

(1) 正常演變情節(Normal evolution scenario)

正常演進情節涵蓋處置場在時間和空間上的預期演進的所有可能性，從其封閉開始，假設所有定義的安全功能都得到滿足。這些演變可能性包括所有似乎足以被視為「正常」的演變。正常的演變情節定義為：

- 處置場設計基於一組假設和資料，此資料是根據可用的最佳科學和技術知識；
- 處置場特性與適用於 Cigéo 的要求相對應。假設組件的某些特性沒有相對應之規定，則使用最「保守」限制相對應的假設和資料。

(2) 改變的演變和「假設」情節

安全分析中，識別和分析可能導致組件功能顯著下降或喪失，使處置系統超出正常演變範圍，其定義為：

- 假設已查明的失效原因發生機率低，則定義改變的演變情節，主要評估處置系統隨時間產生偏離正常情節的後果；
- 假設失效的原因發生機率非常低，定義「假設」情節以測試處置系統的穩定性，並提供做為作業安全的附加安全評估。

(3) 無意的人為入侵情節

用於 Cigéo 場址的無意人為入侵情節呼應地質處置場安全導則中的要求，主要是由於鑽孔而造成的侵入情況。根據國際慣例，該情節描述鑽井的目的和情況、鑽孔相對於處置系統的位置、可能產生的影響類型、考慮的鑽孔數量、影響時間、考慮評估的案例和相關參數。

5. 情節的定量評估

(1) 使用一般系統計算

情節的定量評估主要基於數值模擬，模擬結果受量化和模擬過程影響，特別是放射性核種和有毒元素的釋放和遷移的目的，應儘可能精細和詳細地表示，特別是在不同的時間和空間尺度上。此方法可能會受到模擬工具的限制，因此應該反映這些工具的有效性和數值精度。為了結合所有空間尺度的整個系統，ANDRA 細分所選的代表性數值模型，其中包括多層地質介質(如 Callovo-Oxfordian、上覆和下伏岩層、多層地質介質)，處置場及其工程組件(如包件、處置單元、橫坑、地表到底部連接)，如圖 3-13 所示。

對於水力學和溶質轉移(放射性核種和有毒元素轉移)，模型的計算排序方向相反(圖 3-14)，敘述如下：

- 對於水力學，首先對最大網格進行計算，即多層「區域」地質模型，然後按比例降序對其餘網格執行計算，前一個模型的水力邊界條件(水頭、水流通量)確保網格的順序；
- 對於放射性核種和有毒元素轉移，首先在包件規模(溶質釋放區)進行計算，最後計算對應於多層「區域」地質模型的最大網格。

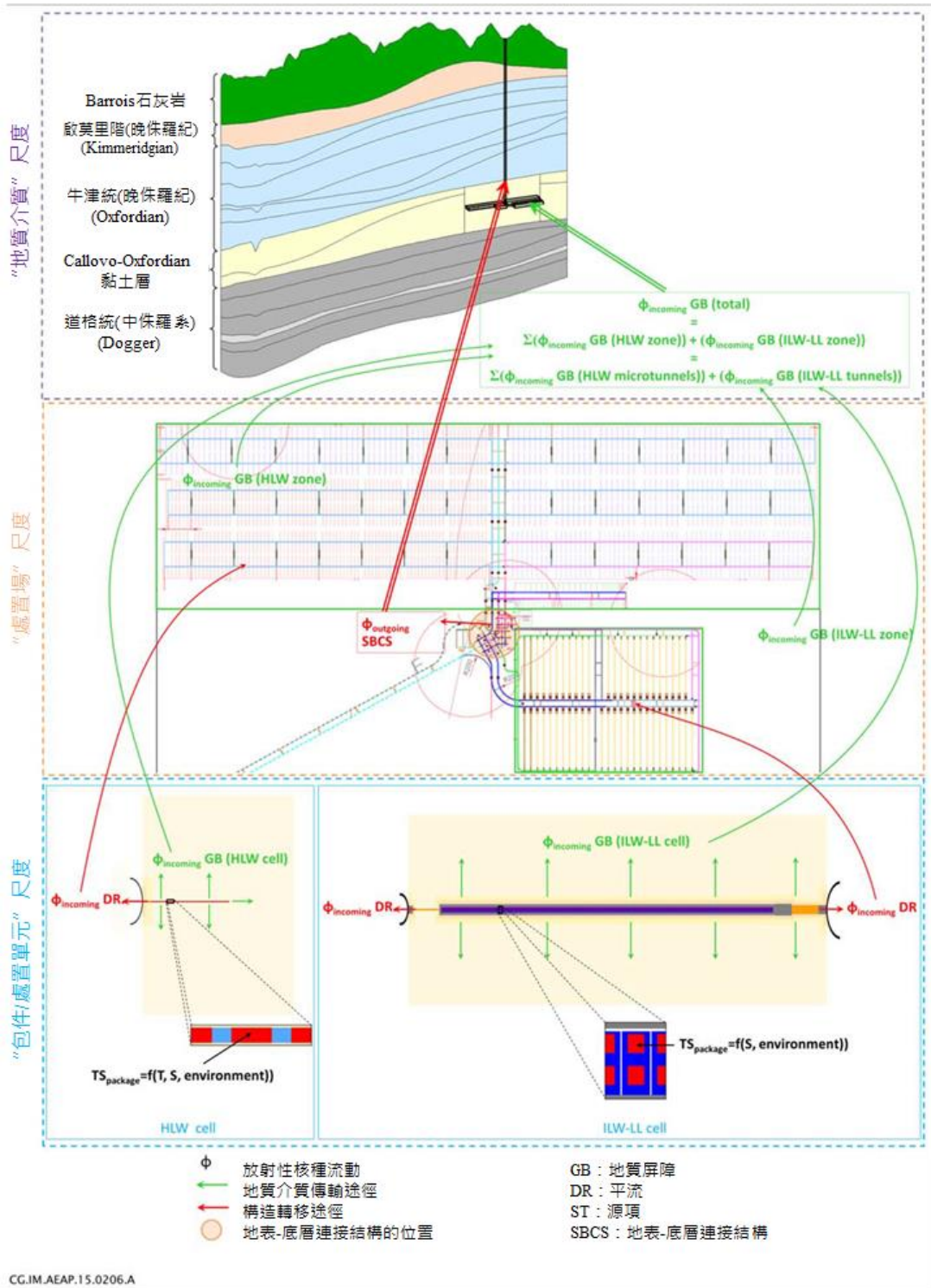


圖 3-13 嵌套隔間計算架構原理(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-2)

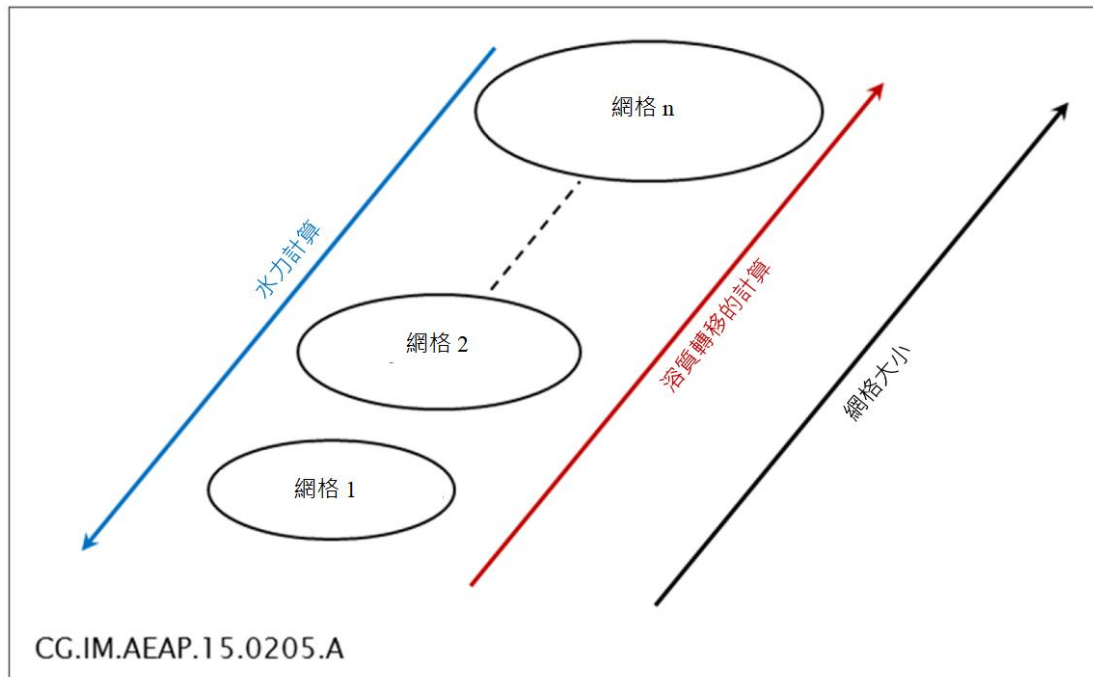


圖 3-14 水力和溶質轉移模型的模擬順序(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-1)

(2) 處置系統作業指標

Cigéo 封閉後的定量評估指標：

- 檢查每個組件各別作業下的傳輸，並評估其在封閉後之安全功能及整體作業的表現；
- 判斷處置場的穩定性；
- 消除不確定性。

Cigéo 封閉後安全評估的指標：

- 處置場內和 Callovo-Oxfordian 地層中，水流和放射性核種之間透過平流和擴散(diffusion)的百分比，可用於評估「阻止水循環」功能和「限制放射性核種釋放和固化」功能；
- 考慮到包件中所含之放射性核種和有毒元素的初始量(如質量、活動性、百分比)，以及包件從 Callovo-Oxfordian 地層中沿橫坑和地表連接處所排放或釋放的量，以評估整個分析期間的轉移途徑。此指標適用於評估「限制放射性核種釋放和固化」功能和「延緩和減少放射性核種遷移」功能；

- 每個組件(如包件、處置單元)所釋放的放射性核種隨時間的莫耳流量(molar flow rate)和活動性，用於估計不同組件的還原能力(圖 3-15)。該指標用於評價「延遲和減少放射性核種遷移」功能的特性；
- Callovo-Oxfordian 和周圍岩層，特別是含水層層位中的溶液濃度繪圖。該指標用於評估「延遲和減少放射性核種遷移」的功能。

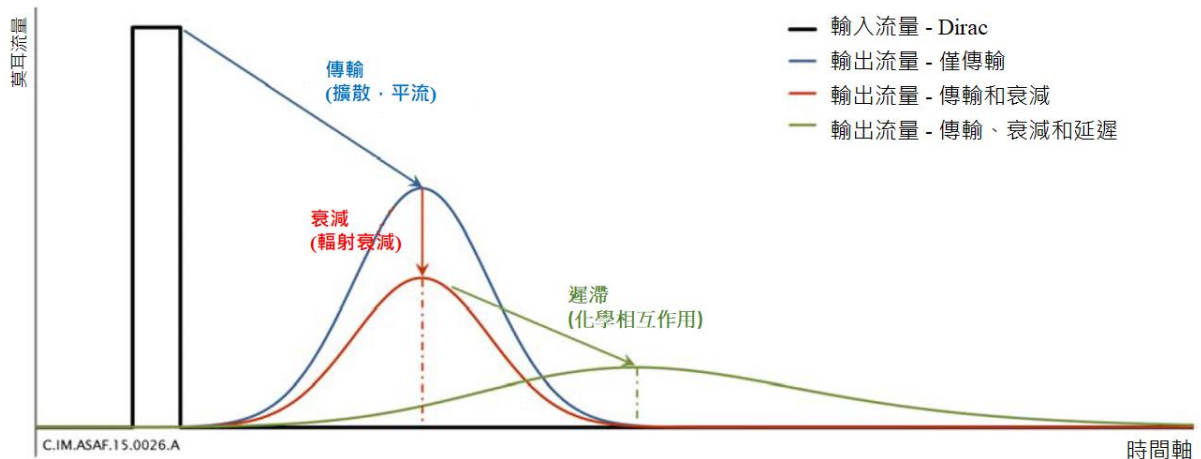


圖 3-15 根據放射性核種的半化期及其在溶液中的行為，顯示使用劑量以外的指標圖表(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-3)

(3) 評估對人類影響的指標

為了檢查設定是否滿足輻射防護目標，需要評估放射性核種和有毒元素可能轉移到地表潛在的影響。根據 2008 年 ASN 導則使用假設的參考群 (Group)，這些參考群代表可能受到最高曝露影響的個體。這些個體至少部分自給自足，其所在生物圈之部分環境容易受核種侵入其活動。因此，生物圈不具備安全功能，但為模擬放射性核種和有毒元素從可能受污染的水中向人類轉移之劑量計算的最後一個環節。考慮要考量的時間尺度，以及所預測主要區域的氣候事件，為了辨識標準生物圈是在較大尺度下會有不同可能狀態。根據這些標準並與 IAEA 的 BIOMASS 方法一致，選擇一個或多個的生物圈用於做定量安全評估，請參閱圖 3-16。



圖 3-16 顯示選擇和描述生物圈的不同階段的圖表(改自 ANDRA(2016a) figure 5.6-4)

6. ANDRA 於此報告採用之案例

法國 ANDRA 於 2016 年出版的《Safety Options Report》報告中，所採用的情節及相關資料進行分析如下所述。

(1) 為了測試處置場設計的穩定性，目前已採用兩種情況進行 ILW-LL 處置包件特性評估：

- 以處置場封閉滲透率約 10^{-11} m/s 為參考、邊界情況下約 10^{-10} m/s 的 1 個案例；
- 一種處置特性較差的情況，滲透率約為 10^{-7} m/s。

(2) 根據獲得的知識和採用的安全選項，對風險和不確定性的分析導致 ANDRA 採用了以下措施：

- 與正常演變情節相關的兩種情況：一種參考情節和一種邊界情節；
- 三個「封閉結構失效」改變的演變情節(AES)；
- 兩個「高放廢棄物處置容器失效」改變的演變情節(AES)；
- 四種「封閉結構失效」「假設」情節；
- 一種「高放廢棄物處置容器失效」「假設」情節；
- 一種與 Callovo-Oxfordian 處置地層相關的「假設」情節。

這些情節整理於在表 3-3、表 3-4 和表 3-5 中。

表 3-3 與正常演變情節相關的計算案例列表

正常演變域	
參考情節	<p>初始飽和狀態。參考情節 - 密封ILW-LL</p> <p>這種情節是基於在現有最佳科學和技術知識的基礎上選擇的一組假設和資料。</p>
	<p>初始飽和狀態。考慮到另一種ILW-LL處置單元封閉解決方案的邊界情況，其性能低於密封</p> <p>這種情況的定義與前一種情況相同，即使用可用的最佳知識，考慮以最低標準的ILW-LL處置單元。</p>
	<p>包括水-氣體瞬態，並將定義於施工許可證申請。</p>
邊界情況	<p>初始飽和狀態。邊界情況 - 密封ILW-LL</p> <p>這種情況需要考慮適用於Cigéo的要求。在沒有為某些處置單元特性要求的情況下，以從所獲得的知識中選擇最保守的限制。這種情況還包含常規選擇，這些選擇會導致排除某些有利於放射性核種的延遲和衰減特性。</p>
	<p>初始飽和狀態。考慮到另一種ILW-LL處置單元封閉解決方案的邊界情況，其性能低於密封</p> <p>這種情況的定義與前一種情況相同，考慮到適用於Cigéo的要求，</p>

	並考慮以最低標準表示的ILW-LL處置單元。
	包括水-氣體瞬態，並將定義於施工許可證申請。

表 3-4 封閉後改變演變情節(AES)列表(不包括無意的人為入侵)

改變的演變情節(AES)	
密封結構失效情節	<p>地表-底部連接區黏土芯材和 Callovo-Oxfordian 處置地層黏土岩之間界面的密封失效(使用斜坡道密封)</p> <p>這種情況涉及地表-底部連接區界面的密封失效，是 Callovo-Oxfordian 地層上部的岩石地層單位。</p>
	<p>斜坡道中黏土芯材和 Callovo-Oxfordian 處置地層黏土岩之間的界面發生密封失效</p> <p>這種情況涉及斜坡道密封的失效。考慮深地層處置設施所在黏土單元內連通破裂帶中的水力閉合失效，特別是在移除襯砌的區域。</p>
	<p>黏土芯材和 Callovo-Oxfordian 處置地層黏土岩之間的界面導致所有密封失效</p> <p>這種情況透過所有介面的密封失效(表面底部連接和斜坡道密封)。</p>
高放廢物處置容器失效	<p>HLW0 區域中每個 HLW 處置單元的兩個處置容器失效，這種情況涉及兩個處置的密封性過早失效</p> <p>每個 HLW 處置單元的容器。由於酸性水的存在，以及 HLW 處置單元套管外部的非均質填充材料，導致某些地方會產生較高的腐蝕速率。</p>
	<p>HLW0 處置區的所有處置容器均失效</p> <p>這種情況涉及 HLW0 處置區域中所有處置容器的密封特性過早失效。此處考慮由於 HLW0 處置單元中存在氧氣而導致的氧化腐蝕。</p>

表 3-5 「假設」情節列表(不包括無意的人為入侵)

「假設」情節	
密封失效「假設」情節	<p>黏土芯材破壞和黏土芯材與Callovo-Oxfordian處置地層黏土岩之間的界面破壞的綜合影響，導致地表-底部連接區密封失效</p> <p>這種情況涉及地表-底部連接區密封的失效，原因是：(i) 黏土芯材具有與回填材料相同的水力特性，以及(ii) 襯砌留在原處，由於其高滲透性而代表界面失效。</p>
	<p>黏土芯材破壞和黏土芯材與Callovo-Oxfordian處置地層黏土岩之間的界面破壞的綜合影響導致的斜坡道密封失效</p> <p>這種情況涉及(i)具有與回填相同的水力特性的黏土芯材，以及(ii)水力閉合失效導致黏土芯材處連通破裂帶的高滲透性的斜坡道密封的失效。</p>
	<p>黏土芯材失效以及黏土芯材與Callovo-Oxfordian黏土岩之間的界面失效導致所有密封(地表-底部連接區和斜坡道密封)失效</p> <p>這種情況涉及表面-底部連接和斜坡道閉合結構的綜合失效：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 地表-底部連接區密封失效，原因為(i)黏土芯材具有與回填材料相同的水力特性，以及(ii)襯砌留在原處，由於其高滲透性而導致界面失效； • 斜坡道密封失效，原因為(i)具有與回填材料相同的水力特性的黏土芯材，以及(ii)水力閉合失效導致黏土芯材處連通破裂帶的高滲透性。
高放廢物處置容器失效之「假設」情節	<p>所有HLW處置容器(HLW0處置部分和 HLW1/HLW2處置部分) 失效</p> <p>這種情況涉及所有HLW處置容器(HLW0和HLW1/HLW2處置區域)的密封特性過早失效。此狀況考慮HLW處置單元中存在氧氣而導致的氧化腐蝕。</p>

Callovo-Oxfordian 地層的「假設」情 節	Callovo-Oxfordian地層中未檢測到的不連續性 符合ASN建議的「常規」方案；為建築許可證申請定義。
------------------------------------	--

3.1.6 小結

本小結綜整法國 ANDRA 於 2016 年出版的《Safety Options Report -Post-Closure Part》(ANDRA, 2016a)以及《Safety Options Report -Operating Part》(ANDRA, 2016b)兩份報告書中有關《背景、目標、安全策略》及《安全評估》專冊做一小結，敘述如下：

1. 法國 ANDRA 基於 1991 年公布關於管理高放和長半化期放射性廢棄物的法案進行高放射性廢棄物處置之發展，並透過安全迭代(Safety iterations)執行研究和開發技術。過去已完成選址、建造地下研究室、設施設計以及公開辯論等工作。
2. Cigéo 地質處置場地面設施包含了「豎井區」及「斜坡區」，地下設施包含「地表-底部連接區」、「包件處置區」和「後勤支援區」，處置場主要的廢棄物處置類型包含高放廢棄物(HLW)及長半化期中放廢棄物(ILW-LL)。
3. 運轉階段之安全功能包含(1)防止放射性物質擴散的風險；(2)保護人們免受游離輻射；(3)從廢棄物中去除熱量；(4)去除輻射分解形成的氣體，以管理爆炸風險。這些運轉階段之安全功能亦適用於 Cigéo 整個運轉階段。
4. 封閉後之安全功能包含(1)廢棄物與地表和人類行為隔離；(2)限制廢棄物中的放射性物質和有毒元素進入生物圈。即為了滿足保護人類和環境免受廢棄物中放射性物質和有毒元素傳輸風險的基本目標。其中，控制水流動是封閉後處置場安全的一個關鍵目標，以達成(1)阻止水的循環；(2)限制放射性核種和有毒元素的釋放，並將其封阻在處置場中；(3)延遲和減少釋放的放射性物質和有毒元素從包件到處置室。
5. 廢棄物包件轉移和安置之操作風險考量，包含內部核風險、內部風險、外部風險，以及其組合之風險和共同活動造成相關之風險。除上述之外，

亦考量惡意行為造成之風險、處置場停止接收廢棄物等待封閉時之風險，以及再取出之風險等。

6. ANDRA 對 Cigéo 地質處置場之安全評估，包括對各種不確定性和風險進行定性分析，以及對所選情節的定量評估。透過人為技術方式、使用較保守的假設或定義其他情節之方式，針對不確定性或風險進行管理。
7. ANDRA 透過定性安全分析之系統性的方式逐個組件識別和評估不確定性，不確定性類型包含：
 - (1) 輸入資料的不確定性：考量包含處置放射性廢棄物之清單以及這些廢棄物於處置場之分布、廢棄物產生的放射性核種和有毒元素釋放之模型選擇、處置地層及其周圍的岩層組成的特性，以及地表生物圈等。
 - (2) 處置場結構特徵的不確定性：使用的密封材料(黏土)、混凝土、回填材料等用於處置場之材料特性。
 - (3) 處置場內部演變的不確定性：處置場內部演變之不確定性考量，包含處置場結構周圍岩體的力學擾動、熱瞬變、水-氣體瞬態、化學干擾等。
 - (4) 技術上的不確定性：例如高放廢棄物處置容器的製造和質量控制以及作業期間的損壞風險、HLW 處置單元套筒外側的填充材料、斜坡道回填和密封構造等。
 - (5) 封閉後安全背景下分析的風險包括：A.與未來自然事件相關的不確定性；B.與人類活動相關的不確定性；C.封閉後易劣化材料隨時間演變的不確定性。
8. 情節的定量評估主要基於不同的時間和空間尺度上進行數值模擬。為了結合所有空間尺度的整個系統，ANDRA 細分所選的模型，包括多層地質介質(Calovo-Oxfordian、上覆和下伏岩層、多層地質介質)，處置場及其工程組件(包件、處置單元、橫坑、地表到底部連接等)。

3.2 加拿大 NWMO 報告(NWMO-TR-2017-02)

加拿大的核能廢棄物管理組織(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)負責實施適應性分階段管理，依據該計畫內容，用過核子燃料最終將會選擇一合適的處置母岩設置深地層處置設施。本節以 NWMO 技術報告 NWMO-TR-2017-02 (Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Crystalline Rock)(NWMO, 2017)為研析對象，該報告假設於加拿大境內之結晶岩層中設置用過核子燃料深地層處置設施進行案例研究，用以探討其設施封閉後之長期處置安全性。本節將以品質保證與安全評估相關章節內容為主要研析範圍，提供所述章節內容之重點整理。

3.2.1 品質保證研析

1. NWMO 之品質保證計畫

該報告執行期間，NWMO 適應性分階段管理計畫所採用之品質保證計畫為 APM-PLAN-01913-0222-R000(NWMO, 2016)，此計畫滿足加拿大之 CSA N286-12「核能設施管理系統」(CSA, 2012)與 ISO 9001：2008(ISO, 2008)對於品質保證計畫之相關要求，核心品保程序要求包含：

- 管理系統之各項管理文件均明確對品質保證作業的控制與責任進行規定，確保各項作業透過合格人員採有效且具品質保證之方式執行。
- 執行與遵守品質管理系統規的責任要落實到個人。
- 各項工作計畫均明確制定其工作範圍、分項工作、責任與品質控制。
- 透過持續改善的品保程序，檢討與精進各項計畫作業要素。
- NWMO 的承攬商與供應商亦須符合此品質保證要求，均必須提交詳細的品質保證與檢查計畫供 NWMO 審查與核准。

NWMO 適應性分階段管理計畫之品質保證計畫範圍涵蓋設計與工程、安全評估、採購、職業安全與衛生、環境保護、供應商產品與承攬商服務的審核、控制與管理文件，以及記錄保存等。以下為其品質保證計畫之關鍵要素：

- 建立具體的計畫品質目標。
- 參與工作的每個人都有實現與維持作業品質的責任，管理階層負責提供

足夠的作業資源，以及評估各項作業執行的品質。

- 各工作項目均按適用的 NWMO 管理文件和既定流程和程序進行。
- 對於涉及電腦數值分析模型的設計、安全評估與技術研究，需描述其具體要求。
- 所有作業均需由合格人員執行。
- 當工作是由供應商或承攬商執行時，需符合 ISO 9001：2008 與 CSA N286-12 對其相關作業之要求，並符合 NWMO 之品質保證計畫與其對應的管理文件。如果供應商或承攬商的品質保證計畫並非基於公認的品質保證系統制定，但其內容符合 NWMO 品質保證計畫時，亦可採用。
- 各項工作均需執行驗證。此外，供應商或承攬商亦須提交成果驗證程序與驗證過程紀錄文件。
- 透過計畫性的行動從相關行業取得技術經驗，包含：與其他放射性廢棄物管理組織的經驗交流、參與技術研討會、與相關組織簽訂合約、獨立專家的審查與意見等。
- NWMO 作業人員可以審閱和驗證顧問/承包商的品質保證流程並檢查品質保證文件。
- 根據 NWMO 品質保證計畫 APM-LIST-08133-0001-R001(NWMO, 2014)，被視為品質保證記錄的文件將保存至 NWMO 的記錄中。
- 定期檢視工作是否有按品質保證計畫執行，包含供應商與承攬商。

整體而言，品質保證計畫除了規劃了工作的權責與程序，亦須對整個計畫的作業制定審查與評估規劃，進行全面、關鍵與獨立的評估，其範圍需包含計畫主體項目、次級或分包項目，以及不同項目間之介面。持續對於計畫作業執行成果的評估與審驗，並修正或改善各作業成果或程序，進而確保作業成果品質與持續精進技術內涵。

2. NWMO 下階段品質保證計畫規劃

當未來選定場址後，處置場址環境特徵將透過各項場址調查成果進行分析與描述。同時，處置設計工作也將由概念設計推進至細部設計，再進入設施建造與廢料罐製造階段。因此，品質保證計畫的適用範圍必然將較現在更為廣泛，以確

保品質保證計畫可涵蓋場址特徵化、處置設施設計、廢料罐設計、封閉前與封閉後安全評估作業，以及環境影響等作業。因此，品質保證計畫亦須隨著處置計畫推動的階段進行調整。

3. 品質保證計畫與未選定場址之安全評估作業關聯性分析

雖然 NWMO-TR-2017-02 所述品質保證計畫已依該國處置管理法規與 ISO 品質保證管理要求進行編定，但由於加拿大的用過核子燃料最終處置場址尚未選定，故其現階段之品質保證計畫所管理之主要項目為封閉後安全評估作業之「安全證案」。安全證案是用過核子燃料最終處置設施相關申照許可作業准駁之重要資訊，其說明涉及處置設施安全的科學技術論證與證據，包含場址特徵、處置設計、設施建造與運轉、運轉與封閉後之輻射曝露風險評估、以及與安全相關工作的品質保證。受限於處置計畫推動階段，場址特徵化與其相關設計作業尚無法完整納入，故 NWMO-TR-2017-02 中，除了作業須由合格人員執行，以及所採用的數值模擬程式需經驗證之一般品保要求外，涉及安全相關工作之品質保證重要考量為「廢料罐製造」。

(1) 廢料罐製造之品質保證之安全考量

加拿大的廢料罐設計容量為 48 束用過核子燃料，如下圖所示。主體為高結構強度之鋼製內罐，內罐壁厚 46 mm，可承受 45 MPa 的最大外部壓力，可承受冰期循環間保守預估需承受之最大負載。外部採用銅塗層防止腐蝕，基於該處置設施於 100 萬年內銅腐蝕厚度為 2 mm，將塗層厚度設定為 3 mm。依國際經驗可知，確保銅塗層在預期時間內可達成功能目標，為確保處置安全之關鍵考量。

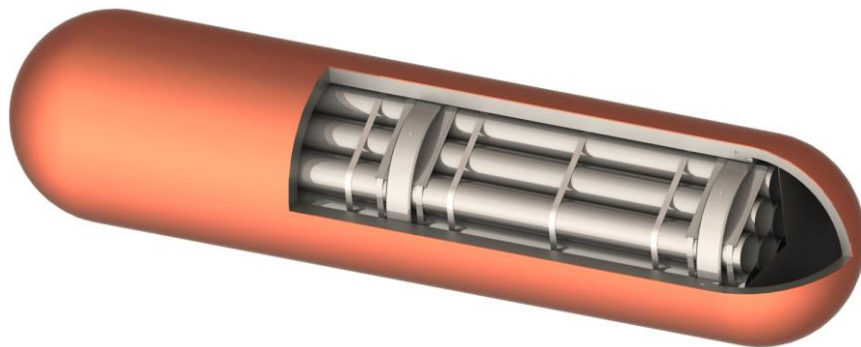


圖 3-17 加拿大 NWMO 廢料罐設計示意圖(改自 NWMO(2017) figure 4-3)

廢料罐將會由經審查合格的供應商進行製造，並依品質保證計畫進行製造與檢查。用過核子燃料裝填與封裝作業將會在處置場的熱室中進行，包含用過核子燃料裝載、焊接、焊接檢查、銅焊接區冷噴塗、塗層檢查和所有相關熱處理，作業流程略如圖 3-18 所示。圖中廢料罐採用兩種的鍍銅工法，1.在工廠環境中電鍍；2.裝填用過核子燃料後，需進行鋼材焊接與冷噴塗銅外層。

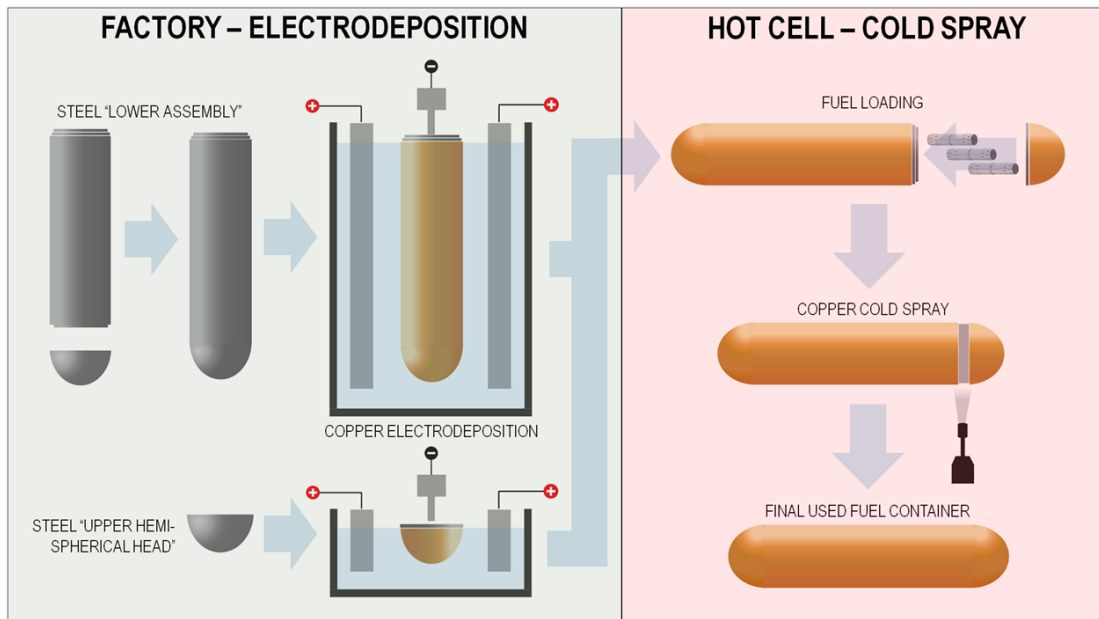


圖 3-18 加拿大 NWMO 廢料罐裝填作業流程示意圖(改自 NWMO(2017) figure 4-2)

NWMO 正在測試與開發銅塗層和基材檢查、焊縫檢查和靜水壓力測試等檢驗技術，以利未來在各個階段進行檢查，確保廢料罐品質如預期並亦低發生缺陷的可能性。在品質保證計畫中將須規劃檢驗點與檢測程序，將測試和檢查結果將記錄在「檢查和測試計畫」文件中，存檔備查。

(2) 廢料罐製造品質保證之安全證案考量

品質保證計畫的關鍵執行要素之一，是要透過管制與驗證行為來確保相關組件與系統均可符合設計規範要求。為了可以達成此目標，組件與系統功能與檢驗方式亦會得到廣泛的研究計畫支持，使得處置設施中相關組件與系統的功能與材料特性均得到相當程度的掌握。

在確實執行品質保證計畫的狀況下進行相關作業，組件與系統發生「功

能發揮不符合預期」與「成品不符合設計規範」之可能性極低。於執行安全證案作業時，仍需合理的預期此類功能缺失狀況，並納入情節分析考量。NWMO 對於廢料罐製造品質保證計畫之安全證案考量，可分為合理保守考量的基本案例設定，以及超出預期的極端事件的敏感度案例設定。

基本案例設定考量：假設有少數銅塗層存在明顯缺陷的不合格廢料罐，並未被品質保證計畫的查驗程序檢出，且被放置於處置設施中進行處置。NWMO 於基本案例中假設有 10 個廢料罐之銅塗層有明顯缺失且未被品質保證計畫檢出，於 100 萬年間陸續發生功能失效狀況。

敏感度案例設定考量：超過 10 個廢料罐發生製造品質缺失，或是發生製造品質缺失後於較短的時間尺度即喪失其功能的考量，NWMO 認為在正常執行品質保證計畫的狀況下並不會發生，因此將其納入敏感度案例範疇進行分析。主要考量兩個情節，其一為封閉後 1,000 年間有 10 個或 50 個廢料罐失效，另一個為封閉後 10,000 年間有 50 個或 1,000 個廢料罐失效。

NWMO 於報告中說明，不合格的材料或組件成品於發生失效時亦可能影響其他處置設施內之組件與系統之功能發揮。例如：製作膨潤土障壁組件或封塞組件時混入了不合格的材料、處置設施空間尺寸超出設計值、開挖時因鑽炸作業在某些區位導致過多的母岩被挖除等。這類失效可能導致廢料罐提早失效，但也可能不會發生實質的功能影響。目前 NWMO 正進行相關研究，確認不同類型之不合格組件發生失效與影響其他組件功能的可能性與程度，但目前尚未有相關成果。

3.2.2 安全評估作業基本考量

1. 安全評估作業接受標準

NWMO 於此研究報告中所採用之安全分析作業接受標準是依據 CNSC 指南 G-320(CNSC 2006)所擬定，於封閉後安全評估作業中必須確認以下接收標準均有達成，分別為：

- (1) **公眾輻射防護**：確認處置設施可合理保證公眾接受有效劑量低於 1 mSv/yr 之限值。考慮未來情境之不確定性影響，研訂於正常情節下公眾接受有效劑量需低於 0.3 mSv/yr，於破壞事件情節下公眾接受有效劑量

低於 1 mSv/yr 且需綜合考量其事件發生之可能性、評估的不確定性與劑量評估的保守度。

- (2) **公眾之有害物質污染災害防護**：此防護限值考量亦基於 CNSC 指南 G-320(CNSC 2006)所擬定，對於高放最終處置場周圍之地表水、地下水、土壤、砂與空氣等環境介質訂定不同類型之非放射性污染物限值。
- (3) **環境輻射防護**：由於國際尚無成熟之環境輻射防護限值考量，NWMO 採用了兩種不同的判斷標準，分別為「對於環境應無害之考量(約為 4~10 $\mu\text{Gy/h}$)」與「對環境可能有些影響但對人類明顯無害之考量」(依種類差異，約為前者限值放大 1 或 2 個級數)。
- (4) **環境之有害物質污染災害防護**：採用與公眾之有害物質污染災害防護相同考量。

2. 安全評估作業之分析情節設定架構

安全評估作業之分析情節架構略可分為正常情節、正常情節之敏感度研究案例，以及破壞事件情節如圖 3-19 所示。

(1) 正常情節設定考量

正常情節是基於現今對於處置場址環境特徵演化預測、工程障壁系統功能劣化預測，與關鍵群體生活方式之合理演化推測等，用於說明正常預期下之處置設施對人類與環境之長期影響狀況。正常情節之「基準案例」是依據「參考案例」所擬定，參考案例是基於處置設施內各項系統與組件均符合設計規範與預期功能狀況下的理想情節預測。「基準案例」保守假設 10 個廢料罐其銅塗層製作過程中存在相當大的缺陷，且躲過了品質保證的檢測程序，在不知不覺中被放置在處置設施中。假設缺陷大到足以導致 10 個容器中的每一個在 100 萬年內失效。由於每個具缺陷的廢料罐處置之缺陷大小與位置特徵會有所不同，所以 10 個容器同時發生失效的可能性很小。因此，保守假設失效時間均勻分佈在 100 萬年內，保守假設第一次失效發生於封閉後 1,000 年，而後每 10 萬年有 1 個廢料罐發生失效。同時也配合保守的對於源項、環境與關鍵群體行為進行假設。

(2) 正常情節之敏感度研究案例考量

- 正常情節之敏感度研究案例，則是評估源項、廢料罐、緩衝材料、回填與密封工程、地質圈特徵與生物圈關鍵群體行為特徵於不同考量下，對於處置功能所造成之影響程度。
- 源項特徵敏感度評估分別考量燃料與燃料護套，於溶解速率加速 10%與釋出指數增加 10%之影響。
- 廢料罐失效敏感度評估主要考量功能失效時間提早與失效廢料罐數量增加之影響。
- 設施封閉與地質圈特徵敏感度評估主要考量工程與天然材料喪失吸附能力、低吸附能力與溶解限值上升等狀況之影響。
- 生物圈特徵敏感度評估則是考量關鍵群體取水行為差異的影響。

(3) 破壞事件情節考量

破壞事件情節假設不太可能發生的事件對障壁系統功能產生影響，如廢料罐被無意的人類行為破壞、大量之廢料罐功能未達預期、處置設施封閉功能失效等。破壞事件可能導致核種自廢料罐釋出之速率增加、核種傳輸路徑數量增加或傳輸路徑之核種傳輸總量上升等不利於處置安全之影響。



圖 3-19 NWMO 安全評估之正常情節、正常情節敏感度研究與破壞事件情節考量示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-1)

3.2.3 安全評估概念模型

概念模型透過識別特徵、事件與作用來描述核種的釋放、遷移與攝入，分別包含了核種自廢料罐釋出的過程、在工程障壁與地質圈傳輸的過程，以及生物圈傳輸途徑與攝入後的劑量評估。概念模型依其描述特徵與空間屬性，可區分為廢料罐模型、工程障壁模型(緩衝、回填與封閉)、地質圈模型與生物圈模型。整合串接後之概念模型略如圖 3-20 所示。

1. 廢料罐概念模型

廢料罐具有防腐蝕之銅鍍層與用於結構支撐之鋼製內容器。在安全分析所使用之廢料罐概念模型中，鋼製內容器簡化為所含之空隙體積。基於保守考量，忽略了鋼材氧化後會抑制二氧化鈾燃料的溶解速率，以及忽略了氧化鐵的吸附能力。雖然當水體進入容器內部後的一定時間內，鋳合金燃料殼可以阻止水體接觸到二氧化鈾燃料，但在模型中保守的忽略了燃料殼的阻水功能，水體可直接接觸燃料，同時亦保守假設水體進入容器及充滿所有孔隙。

源項概念化為二氧化鈾燃料和鋳合金燃料殼兩部分，如圖 3-21 所示。二氧化鈾燃料之核種釋出特徵考量：二氧化鈾燃料所含核種釋出之特徵可分為兩段，第一段視為即時釋出，主要為具高度可溶性之核種如 C-14、Cl-35、Cs-137 和 I-129 等，與氣態核種。第二段為隨著燃料溶解後隨著釋出之核種，因受燃料溶解速率影響，其核種釋出率較為緩慢。雖然研究顯示，受到鋼容器腐蝕產生之氫氣聚積影響會使二氧化鈾燃料溶解速率呈級數下降，目前亦保守忽略此抑制效果。鋳合金燃料殼之核種釋出特徵考量：鋳合金燃料殼與水接觸會形成氧化保護層，此保護層可大幅抑制鋳合金燃料殼之腐蝕速率。鋳在水中的腐蝕速率與其接觸水體的表面積成比例，NWMO 使用動力學溶解模型進行模擬，並導入釋出指數作為評估方式。

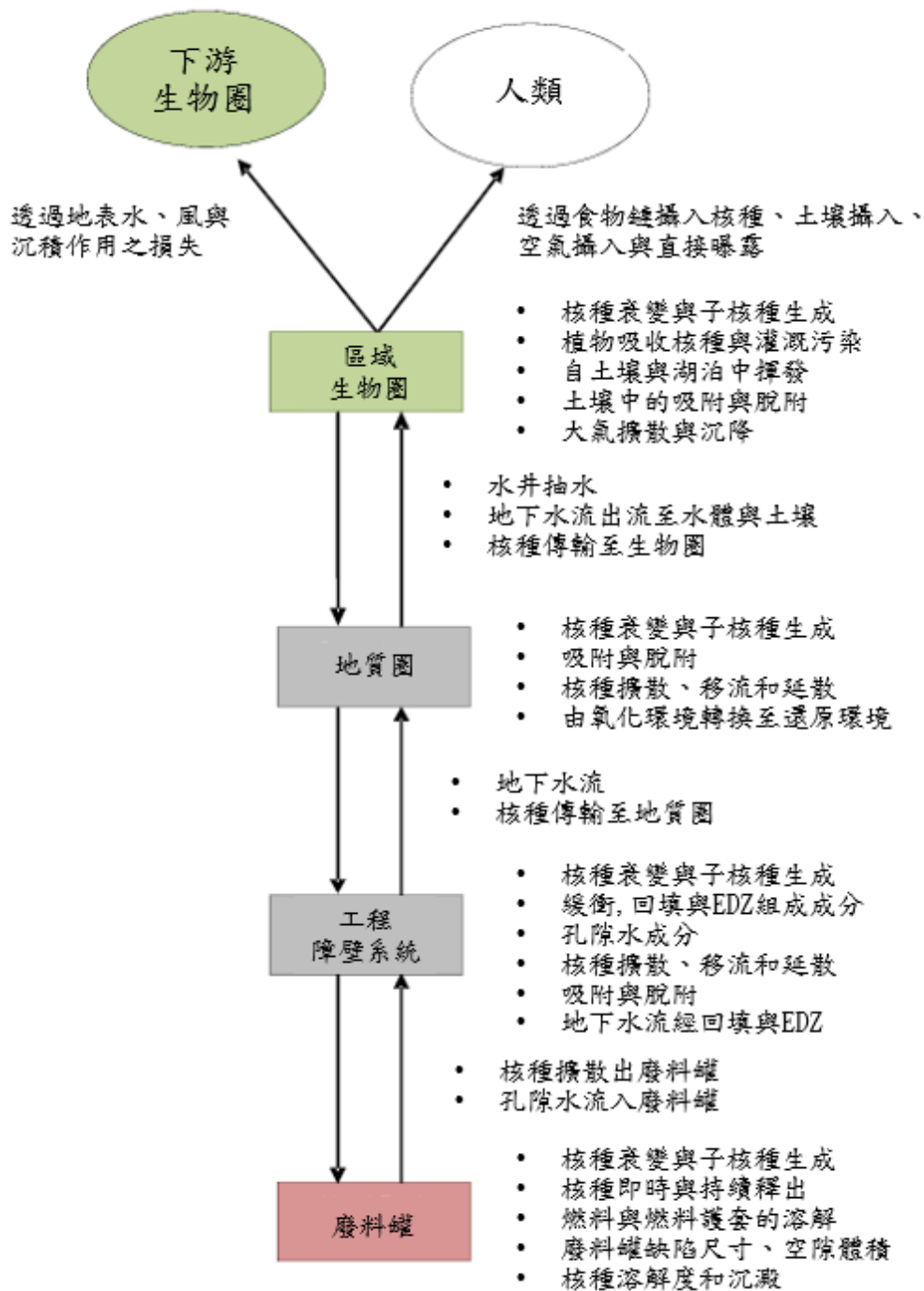


圖 3-20 NWMO 之概念模式整合架構示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-2)

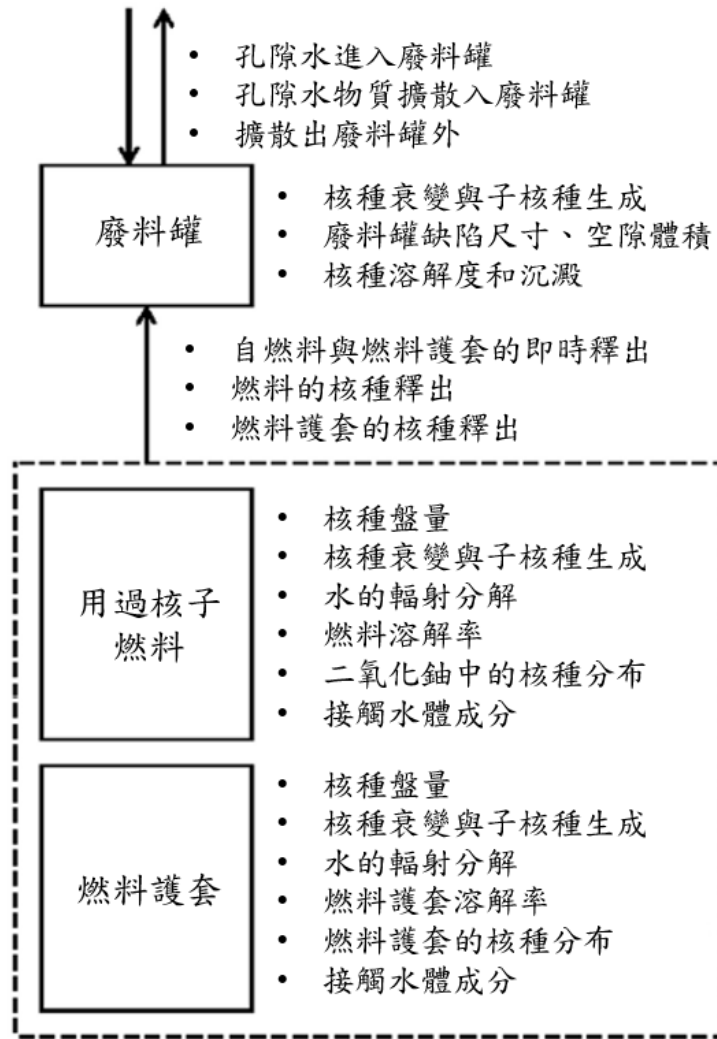


圖 3-21 NWMO 之源項概念模式示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-3)

2. 工程障壁與地質圈概念模型

廢料罐周圍設有膨潤土所製成之緩衝層，用於抑制地下水流動、提供廢料罐力學支撐、遲滯自廢料罐中釋出之核種、防止微生物活動導致銅腐蝕等。緩衝材料外側之處置母岩開挖擾動區，保守假設於縱向與橫向具相同且大於處置母岩之水力傳導特性。封閉設計於處置坑外之隧道空間，將採用混凝土與黏土材料設置封塞與進行封閉回填。

雖然接觸到容器之水體勢必須先通過緩衝材料，緩衝材料中的微量成分亦會對於孔隙水中的化學成分產生影響。在 NWMO 的評估中，孔隙水的化學組成採用了兩種設定，第一種是以地質圈的孔隙水與緩衝材料達成化學平衡之組成，第二種是以地質圈的孔隙水與廢料罐腐蝕鋼材達成化學平衡之組成。

地質圈假設處置母岩中有明確的裂隙帶分布，裂隙帶採用較高之水力傳導特性，處置母岩的水力傳導特性隨深度增加而降低。地下水模型假定邊界條件均為恆定的，流域邊界則採零流量邊界。另假設有一抽水井穿過裂隙帶，且抽水井之運作不會對地下水流場產生明顯影響。地下水環境屬於化學還原條件主導之還原環境。地質圈概念模型如圖 3-22 所示。

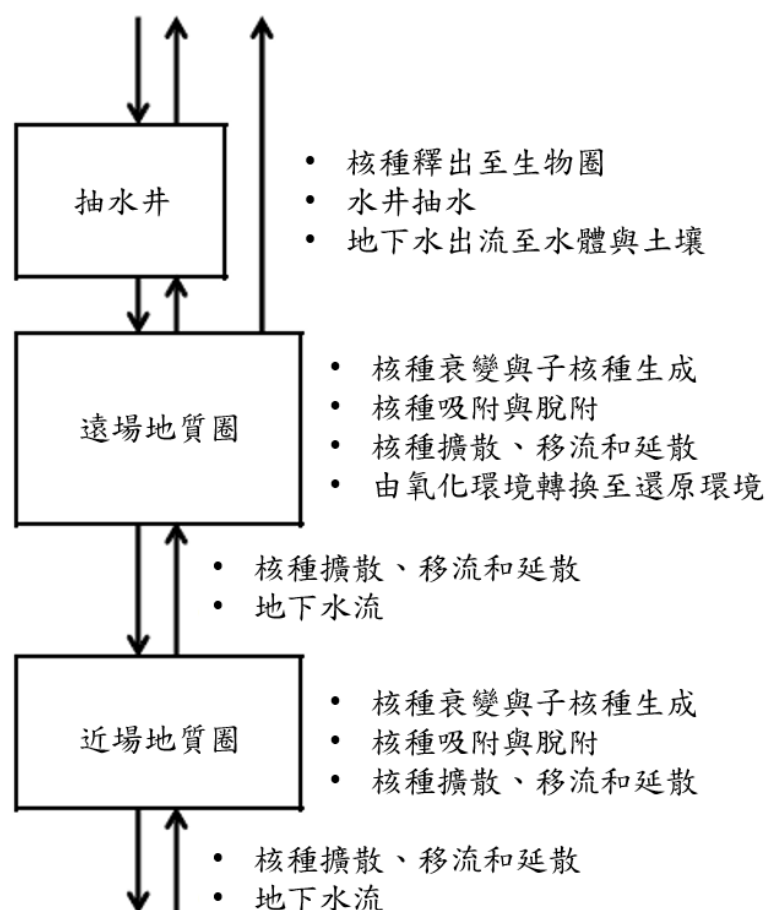


圖 3-22 NWMO 之地質圈概念模式示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-5)

3. 生物圈概念模型

生物圈概念模型主要特徵如圖 3-23 所示，核種脫離關鍵群體生物圈傳輸範圍之機制包含隨著水流流出生物圈範圍、核種衰變、大氣擴散、滲入深層土壤或沉積物中等。生物圈傳輸終點為關鍵群體，推定其生活行為以最大限度攝入與曝露進入生物圈傳輸系統之核種為研擬目標，假設關鍵群體一生之生活範圍與飲食均來自生物圈範圍內。假設關鍵群體使用一口水井抽取含有核種之水體，除作為

飲用水，亦作為農業澆灌與畜牧用水。綜觀 NWMO 之生物圈傳播途徑模型設計與國際常用型式相同如圖 3-24 所示。

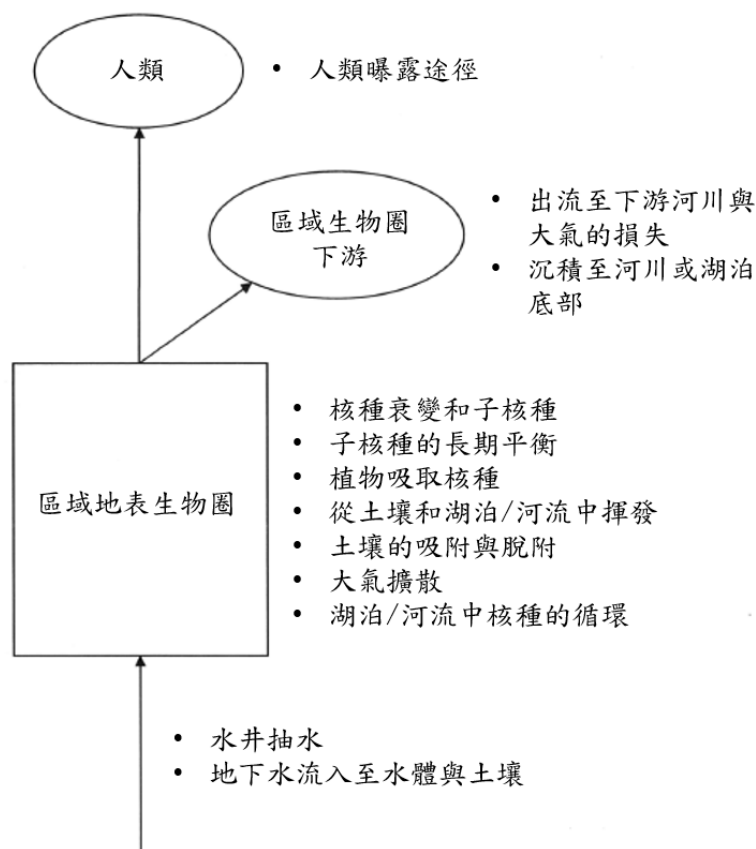


圖 3-23 NWMO 之生物圈概念模式示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-6)

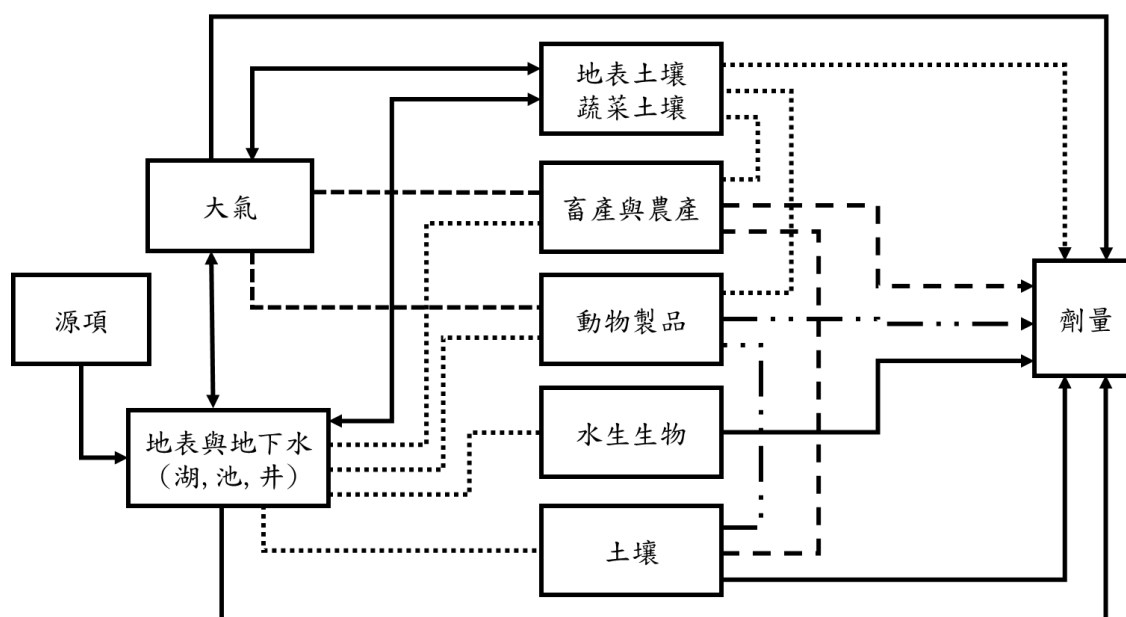


圖 3-24 NWMO 之生物圈傳播途徑模型示意圖(改自 NWMO(2017) figure 7-7)

3.2.4 正常情節與敏感度評估成果研析

正常情節與其敏感度評估，主要採用的模型包含：廢料罐與處置坑子系統模型、地質圈子系統模型與生物圈子系統模型。

廢料罐與處置坑子系統模型：此子系統模型包含處置坑內之開發損傷區、回填與緩衝材料、廢料罐。用於模擬廢料罐功能失效情節、核種瞬時釋放、核種緩慢釋出、沉澱作用、核種衰變與子核種生成、核種移流與擴散傳輸等。

地質圈子系統模型：地質圈將核種傳輸概念化為數個一維且均質的運輸路徑，每一個路徑代表處置坑與生物圈間之水文地質與地球化學環境特徵，此外亦包含抽水井模組。模擬的作用主要為：移流、擴散、吸附作用與抽水行為影響等。

生物圈子系統模型：生物圈代表一個相似於加拿大的環境，如加拿大的地盾環境(Canadian Shield)與平坦流域特徵，同時假設氣候條件於模擬期間不變，環境特徵包含：抽水井、東西兩側的河川、中央濕地等。模擬的作用包含：核種自地質圈傳輸至東西兩側河川與中央濕地、水中顆粒物質沉澱沉積、地表生物吸收、懸浮與揮發至大氣、河川出流、灌溉與家庭用水行為等。

1. 源項特徵敏感度評估研析

源項特徵除基準案例之外，於敏感度評估分別考量燃料與燃料護套，於溶解速率加速 10%與釋出指數增加 10%之影響。案例設計考量如下：

基準情節之燃料考量：燃料型式為 CANDU37 燃料束，燃料釋出採用即時釋出機制。燃料耗考量為 220 MWh/kgU 的最大溶出率為 $3.12 \times 10^{-3} \text{ mol/m}^2/\text{yr}$ ，280 MWh/kgU 的最大溶出率為 $3.12 \times 10^{-3} \text{ mol/m}^2/\text{yr}$ ，接觸面積均設定為 209 m^2 。

基準情節之燃料護套考量：不考量燃料護套安全功能，同時考量即時釋出指數為 0，僅考量燃料護套隨著本身腐蝕而釋出所含核種釋出影響。

燃料敏感度分析案例：燃料溶解速率提高 10 倍、燃料即時釋出指數假定為 0.10。

燃料護套敏感度分析案例：燃料護套溶解速率提高 10 倍、燃料護套之即時釋出指數假定為 0.10。

燃料溶解速率提高 10 倍之模擬成果如圖 3-25 所示，劑量峰值發生於 27,900 年，峰值劑量為基準情節之 6 倍。燃料即時釋出指數假定為 0.10 之模擬成果如圖 3-26 所示，劑量峰值發生於 21,200 年，峰值劑量為基準情節之 1.7 倍。

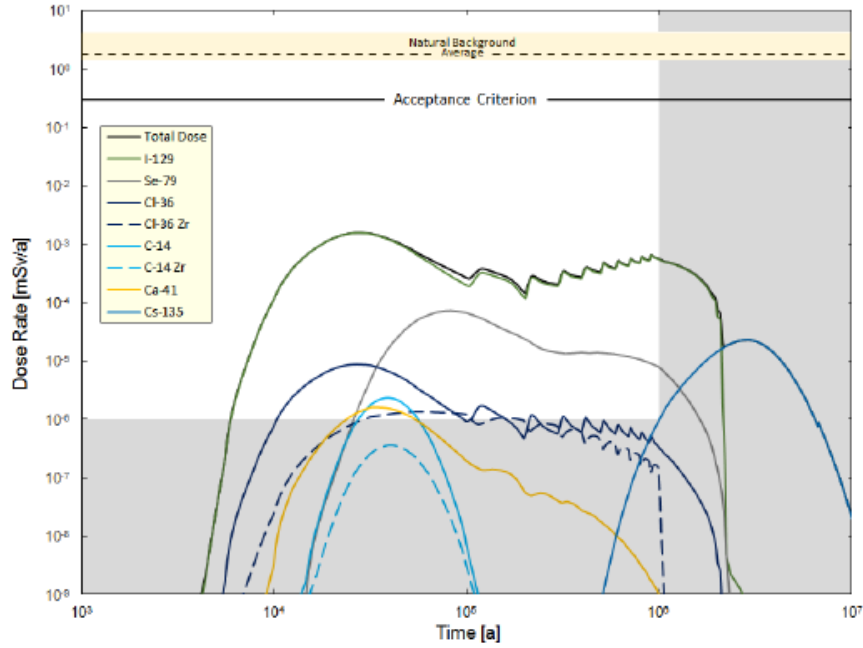


圖 3-25 燃料溶解速率提高 10 倍之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-155)

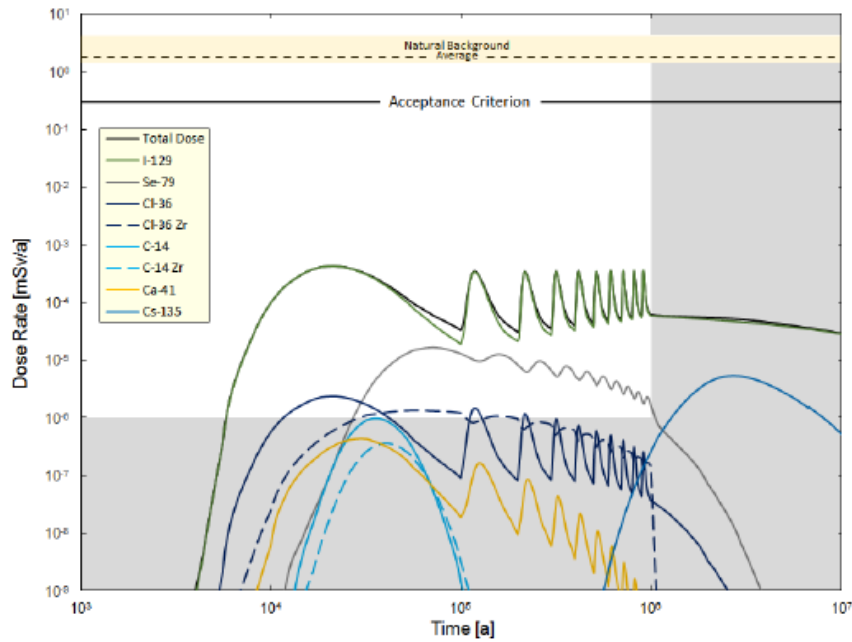


圖 3-26 燃料即時釋出指數假定為 0.10 之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-156)

燃料護套溶解速率提高 10 倍之模擬成果如圖 3-27 所示，劑量峰值發生於 23,900 年，模擬結果之劑量峰值與基準案例相似。燃料護套之即時釋出指數假定為 0.10 之模擬成果如圖 3-28 所示，劑量峰值發生於 23,400 年，模擬結果之劑量峰值與基準案例相似。

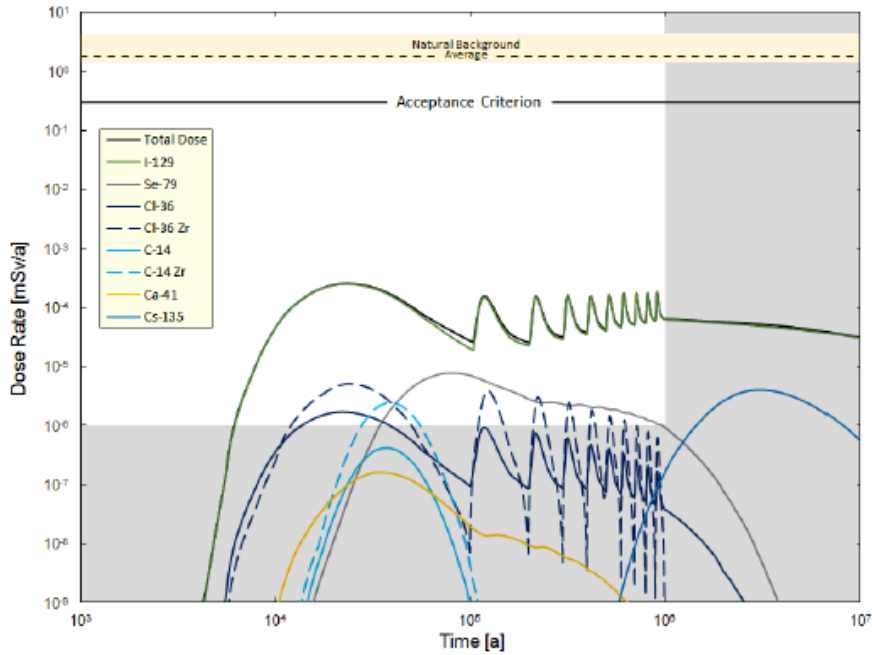


圖 3-27 燃料護套溶解速率提高 10 倍之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-157)

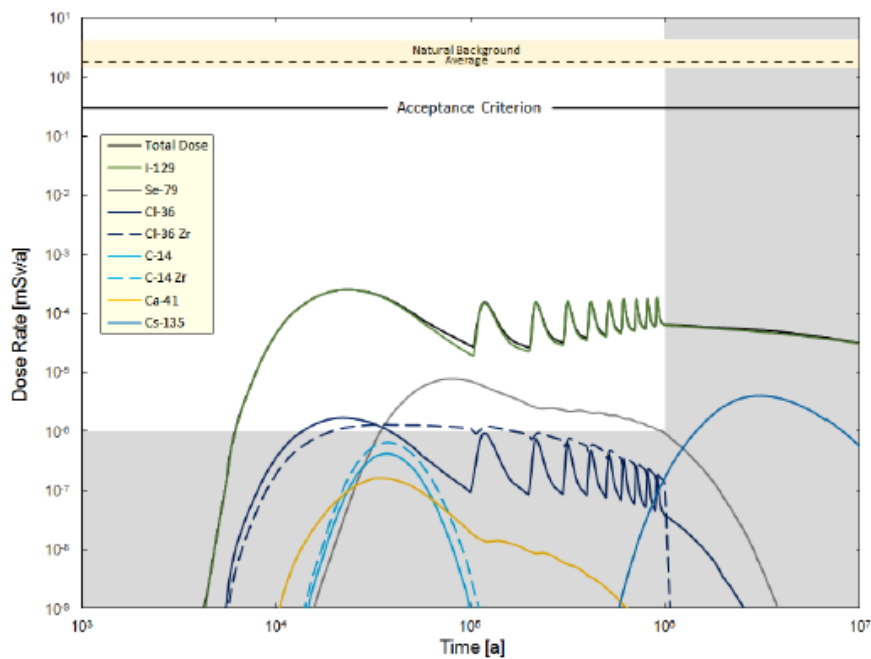


圖 3-28 燃料護套之即時釋出指數假定為 0.10 之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-158)

2. 廢料罐失效敏感度評估研析

廢料罐安全功能特徵除基準案例之外，於敏感度評估主要考量於不同時間發生不同數量廢料罐失效的狀況，以及不同吸附功能考量。案例設計考量如下：

- 10 個廢料罐同時於 1,000 年失效；
- 50 個廢料罐同時於 1,000 年失效；
- 50 個廢料罐於 10,000 年內失效；
- 1,000 個廢料罐於 10,000 年內失效；
- 廢料罐材料呈現低吸附特徵伴隨在廢料罐內具較高的溶解限值特徵；
- 不考慮溶解限制。

10 個廢料罐同時於 1,000 年失效之劑量分析結果如圖 3-29 所示。相較於「基準案例」假設 10 個廢料罐失效時間均勻分佈在 100 萬年內，且第一次失效發生於封閉後 1,000 年之假設，此情節假設更為保守。劑量主要來源排序之核種分別為 I-129、Se-79、Cl-36 和 C-14，此排序與基準案例相同。劑量峰值發生於封閉後 23,100 年，達到 2.6×10^{-3} mSv/yr，約為基準案例之 10 倍。由於緩衝材料與地質圈具良好吸附功能，鈾系元素並未傳輸至生物圈，其產生之劑量為零。基本上，若於相同時間發生不同數量容器損壞，其結果基本是依數量比例放大。例如若 50 個廢料罐同時於 1,000 年失效，其劑量峰值約為基準案例之 50 倍。

於 50 個廢料罐於 10,000 年內均勻分布失效的案例中，其劑量峰值約為 4.2×10^{-4} mSv/yr，而 1,000 個廢料罐於 10,000 年內失效均勻分布失效的案例中，其劑量峰值約為 8.5×10^{-3} mSv/yr。兩者劑量差約為 30 倍，雖然時間造成劑量衰減亦是造成劑量差異的原因之一，但主因仍是失效數量與發生時間之假設所致。

廢料罐工程材料呈現低吸附特徵伴隨在廢料罐內具較高的溶解限值特徵之模擬成果如圖 3-30 所示。劑量主要來源排序之核種仍為與基準案例相同之 I-129、Se-79、Cl-36 和 C-14。劑量峰值發生於封閉後 23,900 年，達到 2.5×10^{-4} mSv/yr。其中，I-129 因不會被吸附且無溶解限值，故其釋放並不受影響。

不考慮溶解限制案例之模擬成果如圖 3-31 所示。其劑量釋放特性仍是與基準案例相似，劑量主要來源排序為 I-129、Se-79、Cl-36 和 C-14，劑量峰值發生於封閉後 23,900 年，達到 2.5×10^{-4} mSv/yr。I-129、Cl-36、Cs-135 因無溶解度限制，故釋出特性未受影響。C-14 於原考量下，其溶解度未達限值，Se-79 於原考量下僅發生少量沉澱，雖然本案例設定不考量溶解度限制，但對於劑量分析結果無明顯影響。

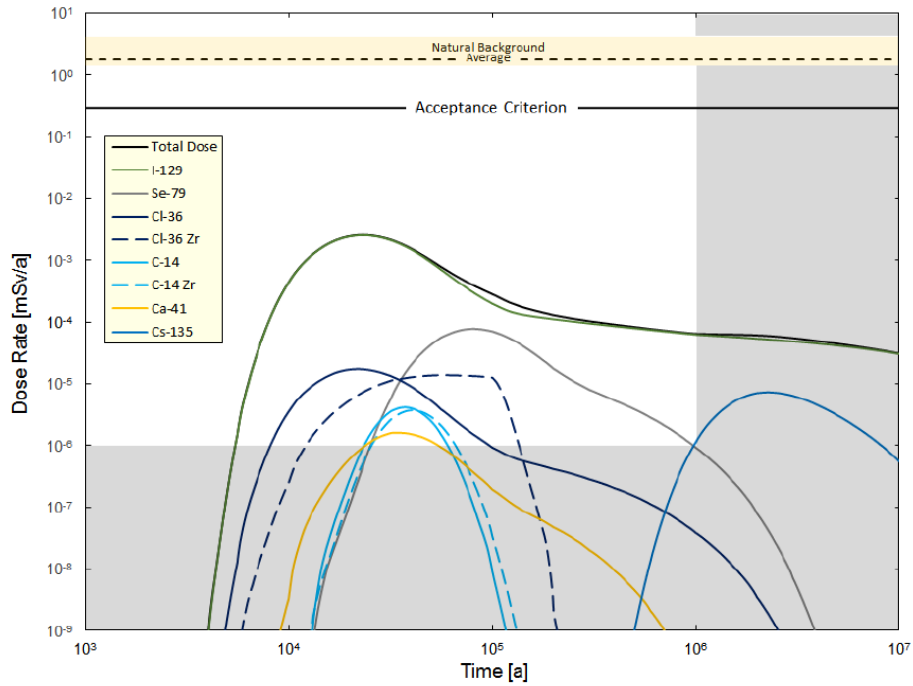


圖 3-29 10 個廢料罐同時於 1,000 年失效之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-159)

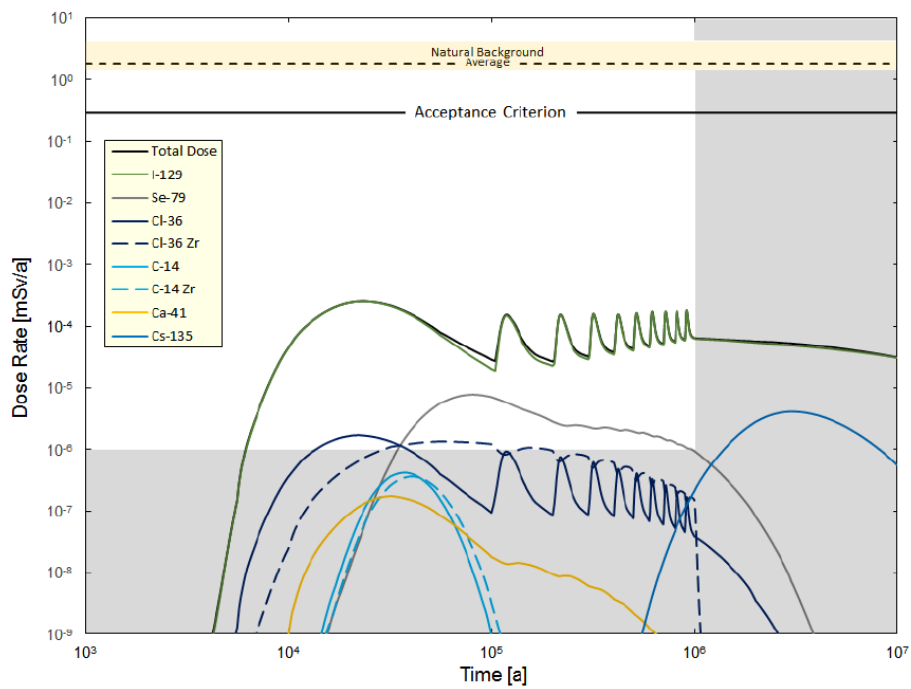


圖 3-30 低吸附特徵與廢料罐內具較高溶解度之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-160)

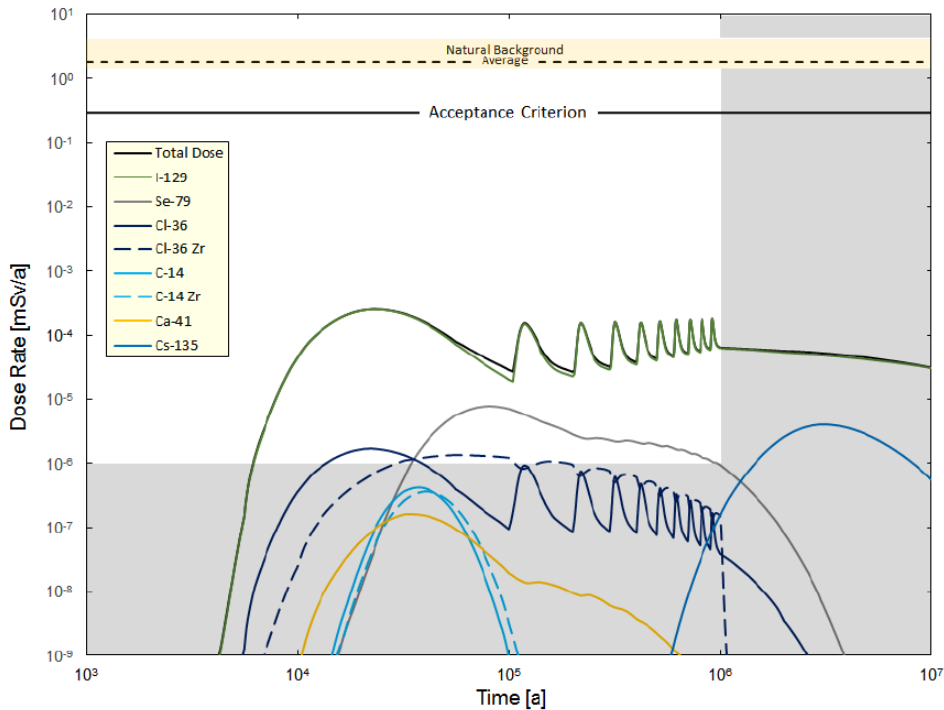


圖 3-31 不考慮溶解限制之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-161)

3. 設施封閉與地質圈特徵敏感度評估研析

設施封閉與地質圈特徵敏感度評估案例分別為：

緩衝材料呈現低吸附特徵伴隨在廢料罐內具較高的溶解限值特徵，同時近場材料無吸附功能；

地質圈材料吸附能力降低兩個標準偏差。

緩衝材料呈現低吸附特徵伴隨在廢料罐內具較高的溶解限值特徵之模擬結果如圖 3-32 所示，其劑量釋放特性仍是與基準案例相似，劑量主要來源排序為 I-129、Se-79、Cl-36 和 C-14，劑量峰值發生於封閉後 23,800 年，約可達到 2.5×10^{-4} mSv/yr。I-129 與 C-14 因不會被吸附，故釋出特性不受影響。由於銅系元素被地質圈材料吸附並未傳輸至生物圈。

地質圈材料吸附能力降低兩個標準偏差案例之模擬成果如圖 3-33 所示，其劑量峰值發生於封閉後 24,200 年，約可達到 2.6×10^{-4} mSv/yr。相較於基準案例，C-14、Cs-135 與 Sn-126 的劑量占比上升，但劑量峰值與時間之整體趨勢並未受太大影響。當超過 1 百萬年時，U-238 子核種開始出現，類似於天然鈾礦在相同條下會發生之情況。

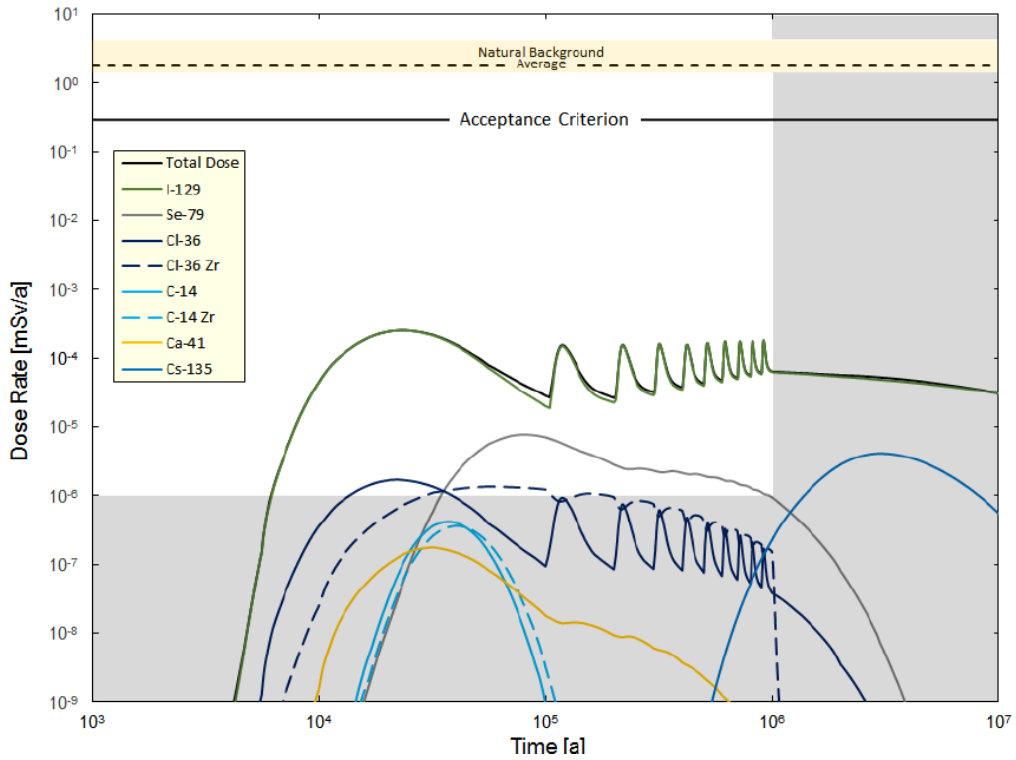


圖 3-32 近場材料無吸附功能之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-162)

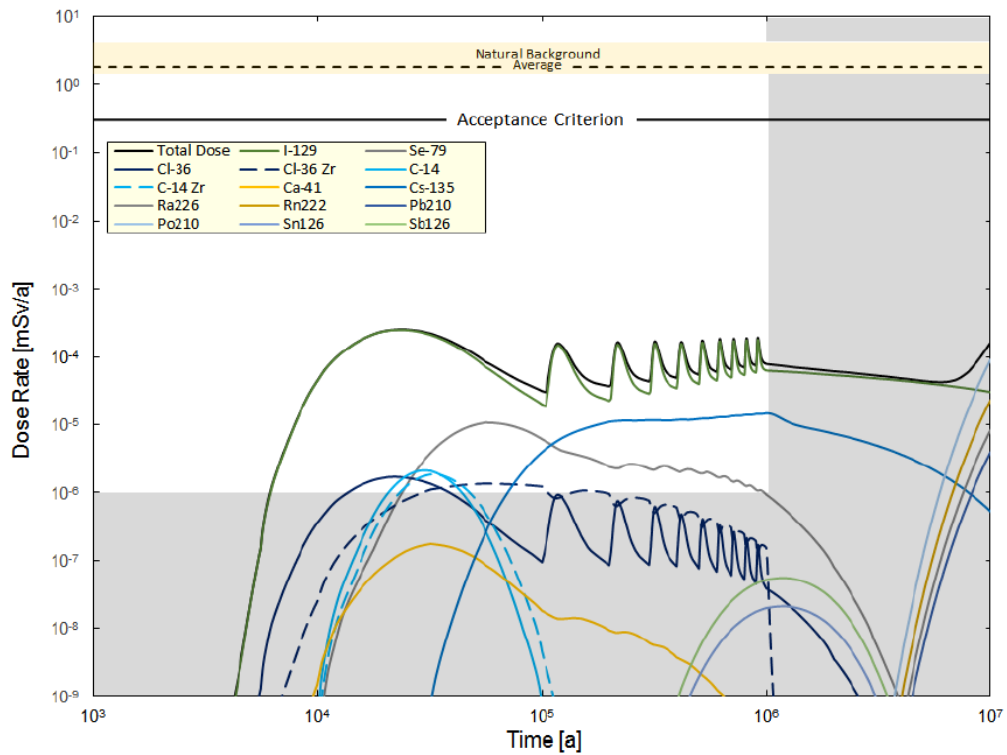


圖 3-33 地質圈材料吸附能力降低兩個標準偏差之模擬成果示意圖
(NWMO(2017) figure 7-163)

4. 生物圈特徵敏感度評估研析

對於生物圈特徵敏感度評估，主要是考量不設置取水井的情節，其模擬結果如圖 3-34 所示。其劑量峰值發生於封閉後 27,700 年，約可達到 1.4×10^{-7} mSv/yr。相較於基準案例下降約 1,800 倍。造成差異最主要的原因，是受到地表水體的稀釋作用所致。

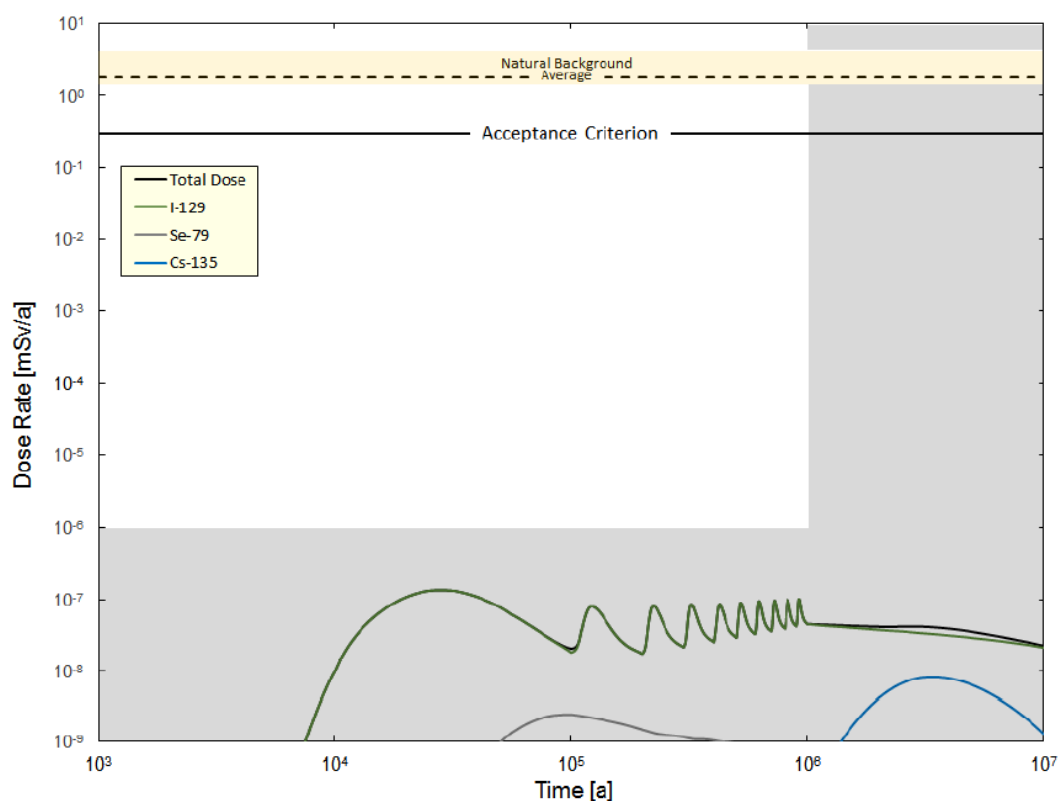


圖 3-34 未設置抽水井之模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-154)

基於前述各項敏感度分析情節之考量與模擬結果，可了解影響最為明顯考量為是否設置抽水井，其次為燃料溶解率與廢料罐失效數量之設定考量。由此敏感度分析亦可知，廢料罐安全功能是否能如預期發揮其作用，為此處置系統是否能確保安全之重要關鍵。

3.2.5 破壞事件情節評估成果研析

破壞性事件情節是假設發生了不太可能的事件，導致可能穿透障壁系統與異常的圍阻體失效，獲得與假想場址及處置場概念設計有關的情節如下：
人類的無意闖入。

- 所有廢料罐失效。
- 處置場封塞失效。
- 鑽孔封填不良。
- 未檢測到的缺陷。
- 廢料罐非預期的破壞。
- 部分封閉之處置場。

其中，前三個種情節是於實際場址封閉後需詳細評估的情況，故以下針對前三個情節的分析結果與劑量結果進行討論。

1. 無意人類入侵事件

人類無意闖入情節考慮了與正常演變情節相同的處置場系統的演變，唯一的區別是在當場址監管機制不再有效以後的某個時間發生人類闖入。在這種情節下，假設鑽探鑽孔穿過岩石圈並鑽入處置場。

在鑽探中，探查人員很可能會在處置設施所在高程收集樣本或進行量測，這將導致偵測到顯著的殘留放射性(例如，加馬測井是標準的鑽孔量測)。探查人員將會採取預防措施以防止進一步曝露，包括清洗和適當處置任何表面釋放物質；鑽孔也將被適當封填，因此在正常鑽井情況下衝擊很小。

然而，無意的人類闖入情節是假設放射性的存在不會即時被識別到，因此不會施作安全措施，並進一步假設鑽井現場沒有按照現行標準進行管理，而且鑽孔中的物質被釋出到地表。

劑量評估則不包括鑽孔因封填不良從而提供污染物逸出處置場的長期路徑情況。在 SKB(SKB, 2010)中已經考慮過這種情況，這比在人類無意闖入情節中的急性曝露劑量率低幾個數量級。雖然這裡沒有計算，但預計會得出類似的結論，因為幾乎沒有驅動力可將受污染物質輸送到狹窄的鑽孔中，並且此類釋放物質都會在上層岩石圈流動的地下水中被進一步稀釋。

(1) 描述

圖 3-35 顯示了一個在處置場位置鑽探事件相關可能的結果樹狀圖。

此處討論的結果是來自：

- 處置場記錄遺失。

- 鑽探至岩石圈深處。
- 鑽探破壞了用過核廢料罐，使用過核燃料在無意間被帶到地面。

這將導致以下兩類的潛在曝露：

- 鑽機人員曝露在鑽機周圍表面受污染的鑽探泥漿和含有用過核燃料的岩心。
- 附近居民被曝露，或在被鑽探泥漿所污染土壤上種植食物而被曝露。

為提供背景信息，表 3-6 摘錄了近期國家及國際上對人類無意闖入安全評估中所考慮的曝露情境組合。

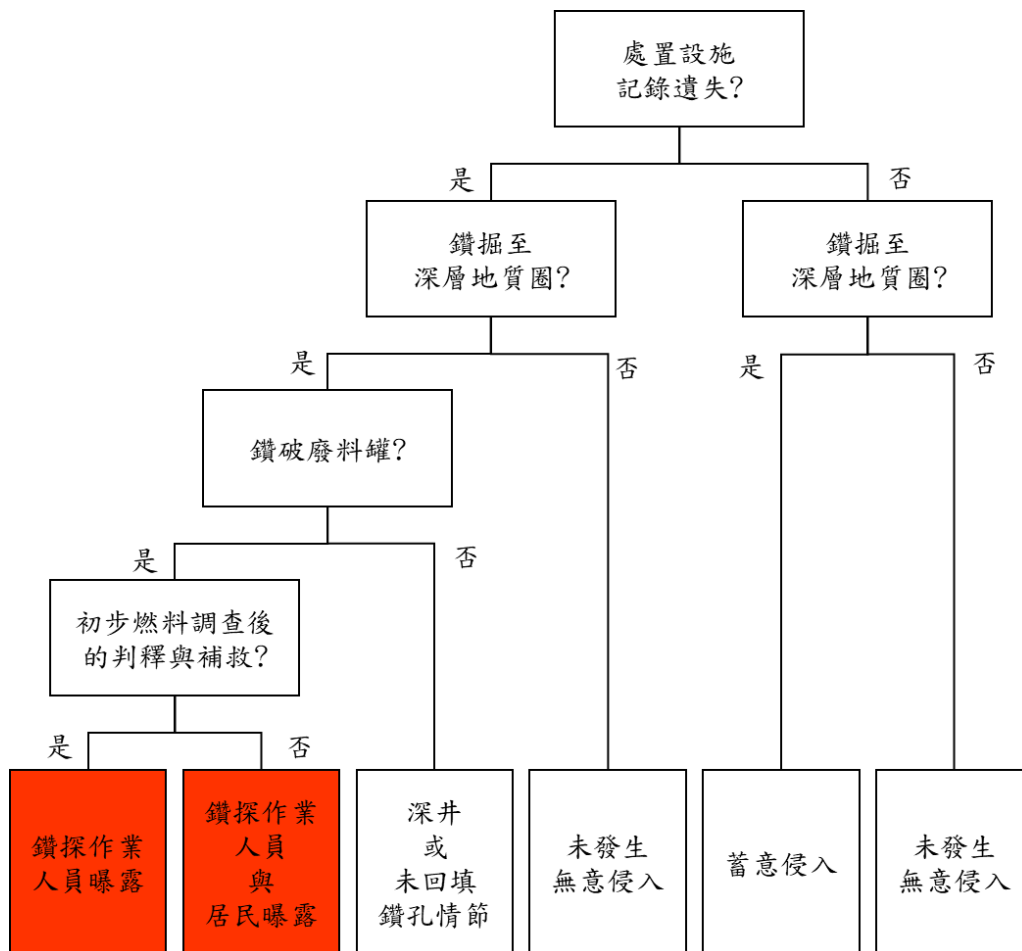


圖 3-35 人類無意闖入情節分析程序示意圖(NWMO(2017) figure 7-178)

表 3-6 近期安全評估考慮人類無意闖入的途徑(NWMO(2017) table 7-50)

Assessment	Scenario / Exposure Cases Considered
Medri 2012 (Canada)	Drill crew exposed to extracted core and slurry spread around the drill rig. Resident living and growing crops on contaminated soil from drilling slurry*
Posiva Oy 2014 (Finland)	Drill crew exposed while drilling into used fuel container* Geologist exposed to used fuel core sample Drill crew exposed while drilling into buffer material Geologist exposed to buffer material sample Drill crew exposed while drilling into backfill material Geologist exposure to backfill material sample Resident exposed through use of deep borehole for drinking water Resident exposed through use of deep borehole for drinking water, irrigation of crops and watering of livestock.
SKB 2014 (Sweden)	Drill crew exposed while working at the drill site* Construction worker exposed to the contaminated soil from drilling waste at the drill site after redevelopment of the land for commercial or residential construction. Residents exposed from growing a garden in soil contaminated by the drilling wastes.
DOE 2008 (USA)	Reasonable Maximally Exposed Individual (Resident) exposed as a result of direct pathway to the groundwater made accessible by the borehole.
Nagra 2002 (Switzerland)	Resident exposed as result of open borehole into buffer or waste creating pathway for radionuclide to reach aquifer
JNC 2000 (Japan)	Excavation workers (exposed externally to core sample and internally by inhalation)

Note: * Represents most limiting exposure case.

● 闖入可能性

G-320 監管文件(CNSC, 2006)認為人類的無意闖入事件可能導致劑量率超過監管限定，並指出應採取合理措施限制此類高結果情節的可能性。因此，在這個假定場址上假設了以下處置場特徵，以減少此事件的可能性：

- 在一個很深的位置。
- 場址處置場深度選在缺乏飲用、農業或工業用途的已知地下水資源。
- 選在缺乏可經濟開發自然資源的場址。
- 在可行的範圍內使用記錄和標記來保存公眾記憶。

此外，將用過核燃料分隔處置罐也是一種減輕闖入影響的設計措施。另一個緩解因素是處置罐的強度，意味著不太可能被穿透。

(2) 模型和假設

● 電腦程式

NWMO 決定使用 HIMv2.1(Medri, 2015)，這是一種使用 AMBER

v5.7.1 平台所開發的人類闖入電腦程式。

在詳細評估之前，進行篩選計算以確定具有潛在放射性顯著意義的放射性核種。在此篩選中，計算了攝入和吸入整個燃料束中的放射性核種的假設劑量，以及對混入 1 kg 土壤中的燃料束內含物的一年地面輻射曝露量。該文獻(Medri, 2015)中有提供了 HIMv2.1 中使用的參數和方程的詳細描述。

● **曝露情節**

HIMv2.1 模型根據圖 3-36 所示的途徑決定了兩個曝露族群的劑量結果。它模擬了物質被帶到地面時鑽機人員的急性劑量，以及假定住在附近居民並在闖入後在現場種植農作物的居民的年度長期劑量。

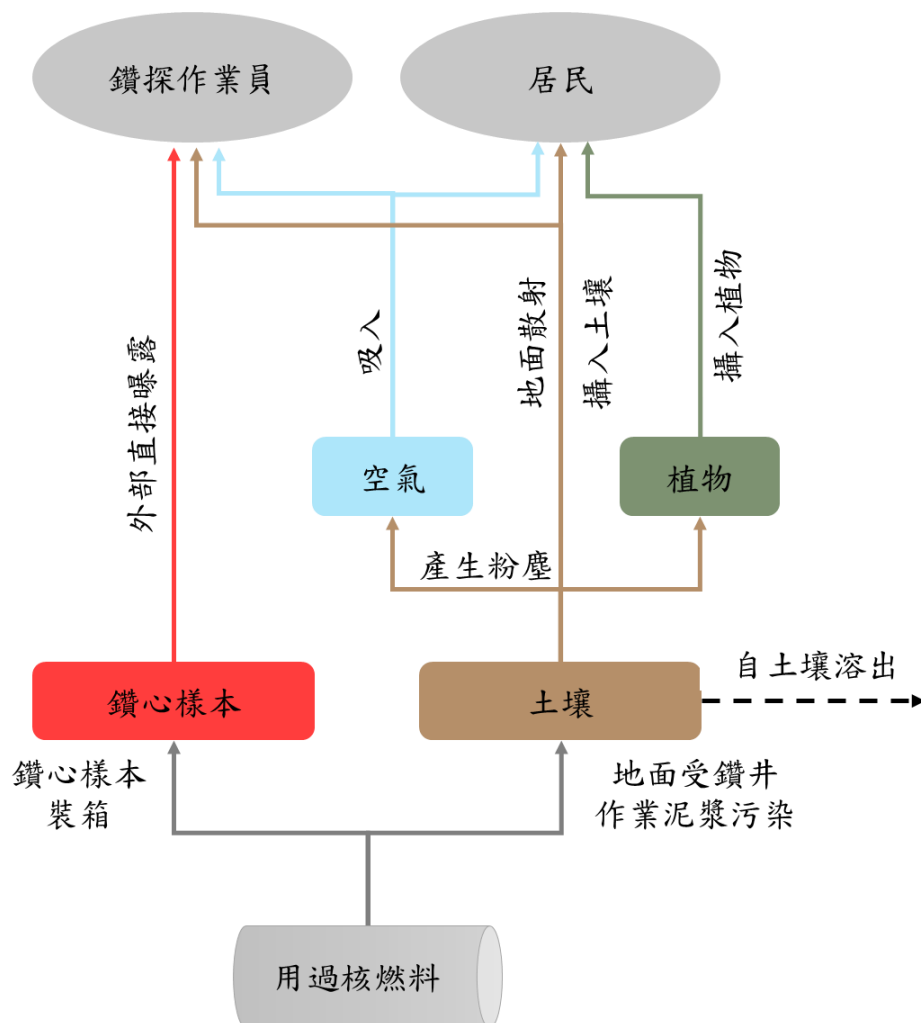


圖 3-36 人類的無意闖入 – 一般概念模型(NWMO(2017) figure 7-179)

考慮了三種不同的曝露情節。在每種情節下，用過核燃料以鑽芯及鑽井泥/泥漿的形式被帶到地面。通常的做法是將鑽井泥漿存放在現場，並最終根據法規要求進行處置；然而，在本評估中，保守地假設鑽井泥漿在鑽機周圍溢出而不受控制。受污染的泥漿會與地表材料以及隨後的鑽探物質混合。並假設廢棄物通過鑽機周圍的一小塊近地表土壤均勻混合。鑽探人員處理岩心樣品一小時，導致直接外部曝露。鑽機人員還通過地面光照、吸入受污染的灰塵及從混合體積的近地表材料中攝入受污染的土壤而曝露於廢棄物中。假定鑽井隊人員不戴口罩。

曝露情節被設計程式化；包括吸入、攝入和直接接觸的途徑，因此總劑量估計值可以象徵表示潛在劑量。曝露情節如下：

A、情節 1：鑽井作業在闖入事件發生後兩天進行(兩個 12 小時輪班)，此時鑽井團隊意識到危險，立即停止作業並撤離現場。然後由合格的專家對該場址進行完全修復，因此居民不受事件的影響。不考慮修復補救專家的劑量，因為假定他們採取了適當的預防措施。

B、情節 2：在情節 2 中，鑽井作業持續 14 個工作日，此時鑽井團隊在未發現危險的情況下撤離現場。沉積在鑽井平台周圍地面上的碎屑未經修復就留在原地，僅受放射性衰變及淋濾的影響。居民在原始闖入後立即住在受污染的地點，並在受污染的土壤上種植食物。居民攝入受污染的植物和土壤而曝露於污染物。淋濾作用考慮了向下進入更深土壤的降水部分。以假設居民曝露於闖入後的第一年開始，在淋濾對土壤污染物產生任何顯著影響之前，作為保守估計。因此，在這種情況下，保守地忽略了淋濾。然而，居民的年劑量也在最初闖入後 100 年的假定到達時間進行了檢查，在這種情況下包括了淋濾的影響。

C、情節 3：情節 3 與情節 1 相同，只是假設燃料燃耗更高(即 280 MWh/kgU 而不是 220 MWh/kgU)。

● 關鍵假設及參數

關鍵假設是：

- 在封閉後至少監管可維持 300 年，闖入才成為可能。
 - 衰減及檢視成長之計算從置放時開始，此時用過核燃料已過 30 年。
 - 至少有 70 年的延長監測期及 25 年的除役及置放後封閉，這意味著核燃料最早被入侵時間為 425 年後(即 $30 + 70 + 25 + 300$)。這是偏保守的，因為核燃料在實際現場可能會更老。
 - 鑽頭截切處置場中的一個處置罐，並將使用過核燃料碎屑帶到地面，與鑽孔泥漿混合或作為完整鑽芯的一部分。
 - 生物圈是不變的；即是放射性物質不會被風、水侵蝕或其他外力帶走，也假定空氣傳播的物質不會沉積在受污染的土壤上。
- 表 3-7 列出了評估中使用的重要參數，參考來源為 Medri(2015a)。

表 3-7 人類無意闖入情節參數(NWMO(2017) table 7-51)

Parameter	Value
Parameters related to used fuel quantities	
Fraction of used fuel per container that is damaged by borehole	0.17
Mass of used fuel in a container (kg)	1150
Fraction of U intercepted brought to surface as core	0.4
Fraction of U intercepted brought to surface as slurry	0.3
Instant release fractions (selected radionuclides)	Table 7-13
Radionuclide Inventory (mol/kgU or mol/kgZr)	See Medri (2015a)
Parameters related to soil and air	
Soil type	Clay
Soil density (kg/m ³)	1400
Soil water content (m ³ /m ³)	0.3
Net infiltration rate of water through soil (m/a)	0.325
Depth of contaminated soil (m)	0.2
Contaminated soil fraction	0.1
Slurry area (m ²)	Drill Crew: 30 Resident: 80
Thickness of contaminated soil (m)	0.2
Dust loading in air (kg _{soil} /m ³)	Drill Crew: 1.0×10 ⁻⁷ Resident: 3.2×10 ⁻⁸
Soil distribution coefficients for clay (m ³ /kg)	See Medri (2015a)
Plant/Soil Concentration Ratios (kg _{drysoil} /kg _{wetsoil})	See Medri (2015a)
Parameters related to human behavior	
Air inhalation rate (m ³ /a)	8400
Plant ingestion (kg/a)	291
Resident annual soil ingestion (kg)	0.12
Drill Crew soil ingestion amount per intrusion event (g)	Scenario 1: 0.66 Scenario 2: 4.62 Scenario 3: 0.66
Contaminated food fraction	0.1
Exposure time of Drill Crew to core sample (hr)	1
Exposure time of Drill Crew to contaminated site (hr)	Scenario 1: 24 Scenario 2: 168 Scenario 3: 24
Exposure time for Resident each year (a)	0.1
Ingestion, Inhalation, groundshine and external dose coefficients (Sv/Bq or (Sv/a)/(Bq/kg))	See Medri (2015a)

(3) 結果

- **劑量影響：情節 1(已識別危害並在 2 天後撤離現場)**

圖 3-37 顯示計算所得鑽井人員的急性劑量與封閉後的時間函數關係，顯示了從各曝露途徑的貢獻。居民則不受這種情況的影響，因為該場址已假定完全修復。鑽井人員的最大一次性劑量發生在闖入的最早一

刻，為 90 mSv。

最初 300 到 1,000 年間的總劑量由銻 241 主控，從 1,000 年到 10 萬年則由銻 239 和銻 240 主控，在更長時間則由鈾 238 衰變鏈主導。

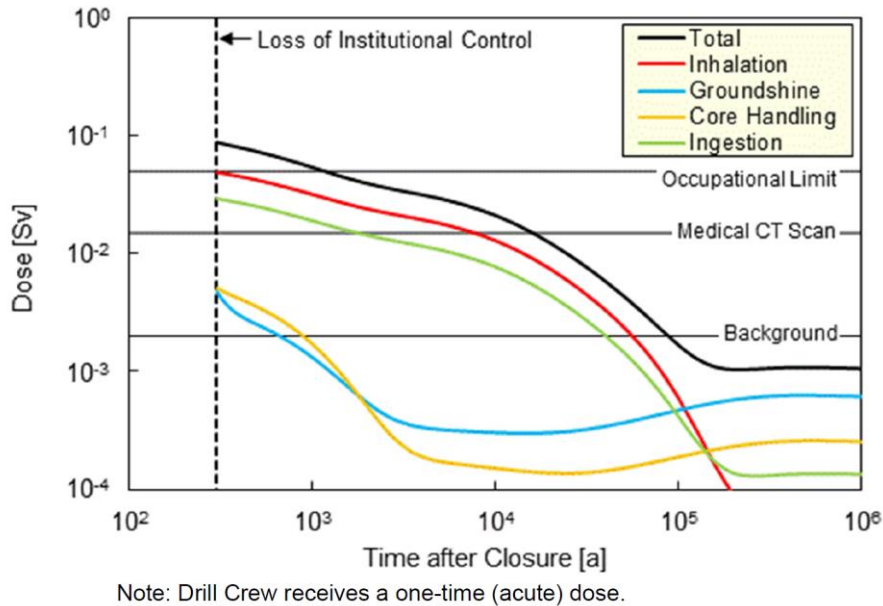


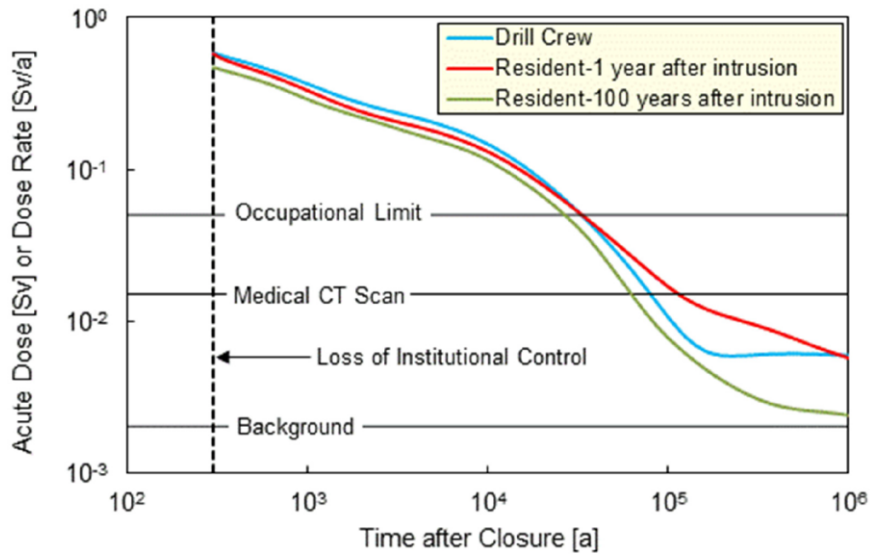
圖 3-37 人類無意闖入：鑽井人員在二天後撤離現場從各曝露途徑之劑量貢獻 (NWMO(2017) figure 7-180)

● 劑量影響：情節 2

圖 3-38 顯示了處置場關閉後假定闖入時間的函數，計算出的鑽井人員的急性劑量和居民的長期劑量率。在闖入後 100 年居民的年劑量也進行檢查，在這種情況下包括淋濾的影響。

主要結果如下：

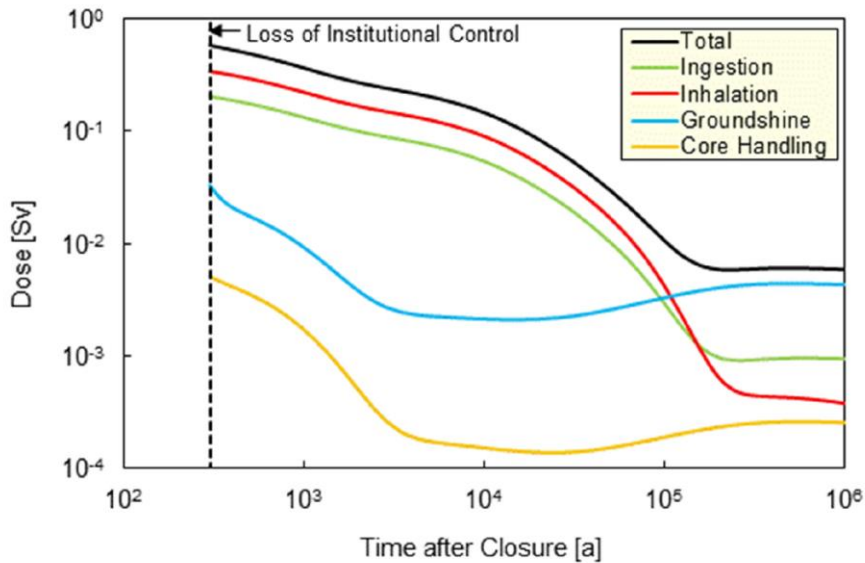
- 鑽井人員的最大一次性劑量為 590 mSv。
- 居民的最大年長期劑量為 580 mSv。
- 淋濾 100 年後，居民的最大年劑量為 470 mSv。
- 由於放射性的衰減，劑量隨著闖入時間而減少。大約在 100,000 年後的闖入劑量在 10 到 20 mSv 的範圍。



Note: The Drill Crew receives a one-time (acute) dose, while the Resident receives a (chronic) dose rate.

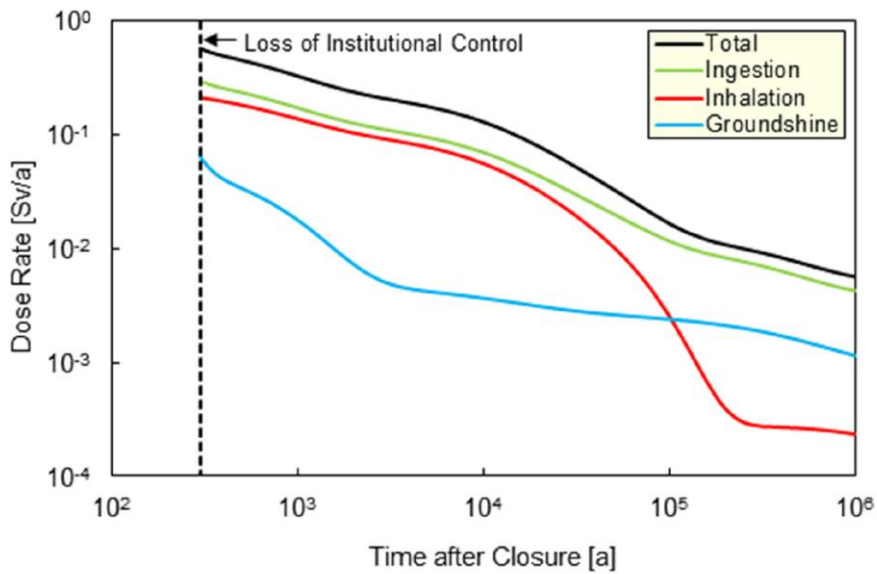
圖 3-38 人類的無意闖入：總曝露量 – 危害未識別並在 14 天後撤離現場
(NWMO(2017) figure 7-181)

圖 3-39 及圖 3-40 顯示了鑽井人員和居民的曝露途徑。兩組的總劑量傾向於在前 300 到 1,000 年由鈾 241 主控，在 1,000 到 100,000 年由鈾 240 及鈾 239 主控，在更長的時間內由鈾 238 及鈾 241 衰變鏈主導。大約 100,000 年後，其結果與無意鑽探等量的天然鈾所導致的結果相似。



Note: Drill Crew receives a one-time (acute) dose

圖 3-39 人類無意闖入：曝露途徑對鑽井人員 – 危害未被識別並在 14 天後撤離現場(NWMO(2017) figure 7-182)



Note: Resident receives a chronic dose rate

圖 3-40 人類無意闖入：曝露途徑對居民 – 危害未被識別並在 14 天後撤離現場 (NWMO(2017) figure 7-183)

假設現場沒有在此期間進行修復，居民的曝露量可能會在用過核燃料無意中被帶到地面後很久後才發生。在這種情況下，由於放射性的衰減及近地表污染物的淋濾，曝露量會降低。圖 3-41 顯示了在處置場關閉 300 年後發生闖入後，在受污染場地附近居住並種植農作物的居民之隨時間的劑量率變化。直到 1,000 年後，淋濾並不是減少潛在劑量的重要因素。

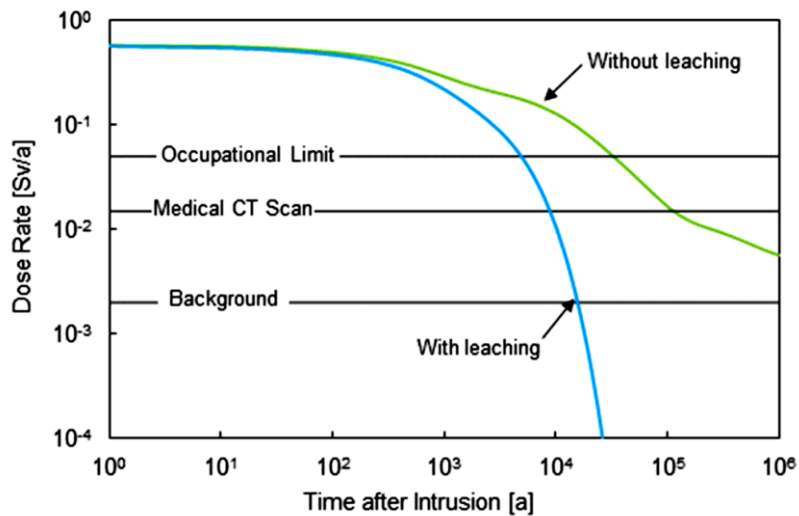
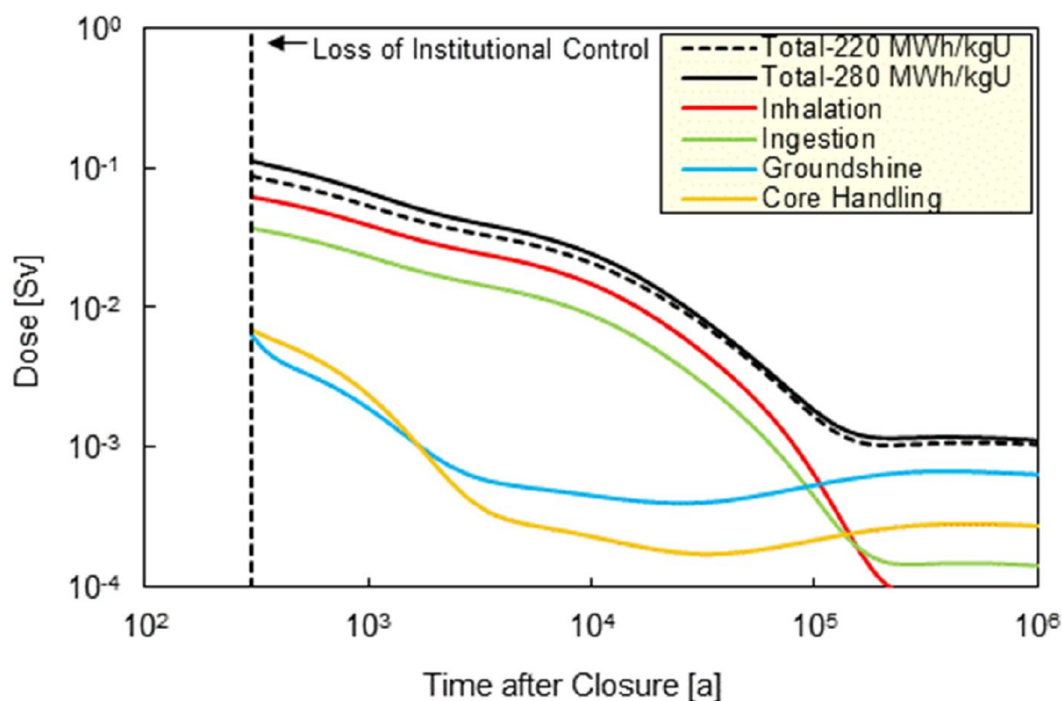


圖 3-41 人類無意闖入：淋濾效果對居民曝露量效果 – 危害未被識別並在 14 天後撤離現場(NWMO(2017) figure 7-184)

● 劑量影響：情節 3

這與情節 1 相同，只是它考慮了不太可能的情況，即集裝完全裝載 280 MWh/kgU 燃耗燃料。如圖 3-42 所示，燃耗增加會使鑽井人員的最大一次性急性劑量從 90 mSv 增加到 110 mSv。這是因為當燃料在反應堆中時，由於中子吸收時間增加，鈾系元素量隨著燃耗而增加。

劑量的增加主要是因為銻 241、銻 241(衰減為 Am-241)及銻 240 的初始存量較高。在圖 3-42 中並包含了情節 1 中鑽井人員的總劑量率以資比較。



Note: Drill Crew receives a one-time (acute) dose.

圖 3-42 人類無意闖入：各曝露途徑對鑽井人員的曝露量 – 危害未被識別並在 2 天後撤離含較高燃耗燃料現場(NWMO(2017) figure 7-185)

● 年度風險

為了提供劑量率的背景信息，可以估計曝露最多的個體的年度風險。

鑽井人員的年度風險(R_{DC})以式(3-1)來決定：

$$R_{DC} = \gamma \cdot H \cdot P \quad \text{式(3-1)}$$

其中：

γ 是根據 ICRP (2007)的每 Sv 或 0.057 的隨機效應的概率係數；

H 是在考慮時間內的最高劑量；

P 是闖入頻率。

具體而言，鑑於處置場周圍地區沒有重要的礦產資源，假設大約每 100 年一次的深鑽頻率。假設每個鑽孔的面積為 $10\text{ km} \times 10\text{ km}$ ，則鑽探頻率為 $10^{-10}/\text{m}^2\text{yr}$ 。由於處置場由 284 個處置窖所組成，每個處置窖投影面積為 973 m^2 ，因此人為無意闖入處置窖的頻率可以估計為 $2.8 \times 10^{-5}/\text{yr}$ 。

此一闖入概率並沒有考慮監管記憶的有利影響。監管記憶可能會隨著時間的推移而減少，但在更可能出現高劑量的早期，持續的監管記憶可以顯著降低此類事件的闖入概率與風險。

2. 廢料罐全數失效事件

廢料罐多重障壁概念的重要特徵是長效期的安全功能。根據銅質障壁的腐蝕、穩健的力學設計及有利的場址考慮，預計廢料罐將可保持完整功能超過一百萬年。儘管如此，此處仍考慮了廢料罐全數同時且相對較早發生失效的假設情節。該情節假設在 60,000 年就發生失效，這是冰層(ice sheet)最早可能覆蓋該場址的時間點，並假設被冰層的某些意外影響而導致該失效。

(1) 模型與假設

劑量評估模型的所有參數都與基準案例的相同，除了：

全部 95,834 個廢料罐同時失效。

少數廢料罐可能存在的一些初始的小缺陷。這簡化模擬的劑量不會影響尖峰劑量率。

(2) 結果

● 廢料罐全數在 60,000 年失效

圖 3-43 顯示了所有廢料罐在 60,000 年後同時失效情況下的劑量率，並與正常演化情節的劑量率比較。最大劑量率為 1.01 mSv/yr 發生在 84,100 年。這個值略大於 1 mSv/yr 的臨時劑量率標準；但是在與更詳細的 3D 地下水傳輸模型相比，確定 I-129 傳輸到水井被高估了 1.6 倍。若假設 I-129 向水井的傳輸是該事件的主要劑量貢獻者，則此模型結果

可能會向下調整以解釋高估預測值。

故下面檢查 I-129 是否確實是劑量的主要貢獻者。圖 3-44 顯示了各最重要的放射性核種的劑量貢獻，結果與基準案例一樣，I-129 佔有主控地位。由表 3-8 顯示各放射性核種對尖峰劑量率的貢獻，I-129 確實佔了 99%左右。

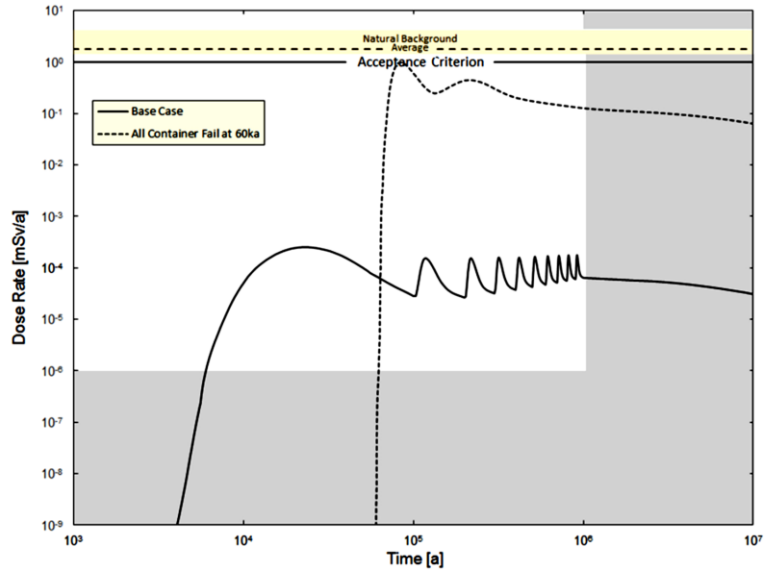


圖 3-43 整體系統模型：廢料罐全數在 60,000 年後失效：劑量率(NWMO(2017) figure 7-186)

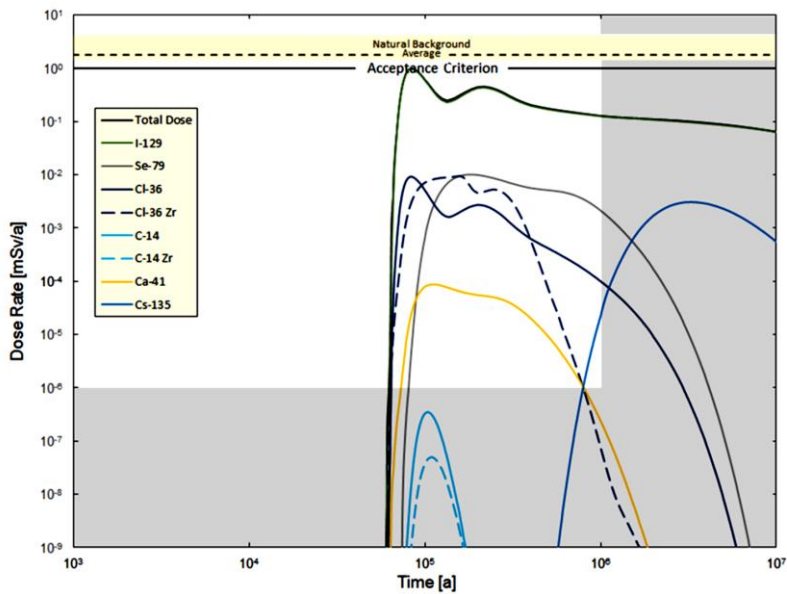


圖 3-44 整體系統模型：廢料罐全數在 60,000 年後失效：各核種的貢獻 (NWMO(2017) figure 7-187)

表 3-8 廢料罐全數在 60,000 年失效時放射性劑量的貢獻者(NWMO(2017) table 7-52)

Radionuclide	Peak Dose Contribution [mSv/a]*	Percentage of Peak Dose [%]
I-129	9.97×10^{-1}	98.8
Cl-36	9.23×10^{-3}	0.92
Cl-36 Zr	3.25×10^{-3}	0.32
Ca-41	2.60×10^{-5}	0.0026
Se-79	5.71×10^{-6}	0.0006
C-14	1.77×10^{-8}	0.000002
C-14 Zr	1.18×10^{-9}	0.0000001
Other	0	0

* System Model

表 3-9 則顯示 I-129 由各途徑的劑量細目。基本上，所有 I-129 劑量是透過內部劑量途徑，經由飲用水及食物攝入佔了所有劑量。飲用水是取自井中，而井水用於灌溉農作物及動物喝水則是食物攝入的來源。

表 3-9 廢料罐全數在 60,000 失效時各放射性途徑的劑量(NWMO(2017) table 7-53)

Pathway	Peak I-129 Dose Contribution [mSv/a]*	Percentage of the I-129 Peak Dose [%]
Total Dose From all Routes	9.97×10^{-1}	-
Internal Dose Pathways	9.97×10^{-1}	100
Drinking Water	5.59×10^{-1}	56.1
Food Ingestion	4.32×10^{-1}	43.4
Inhalation	3.66×10^{-3}	0.37
Soil Ingestion	1.53×10^{-3}	0.15
External Dose Pathways	3.61×10^{-5}	0.0036
Building Materials	1.63×10^{-5}	0.0016
Ground Exposure	1.44×10^{-5}	0.0014
Water Immersion	5.26×10^{-6}	0.0005
Air Immersion	1.07×10^{-7}	0.00001

* System Model

如前所述，因為 I-129 是劑量主控者，且基本上 I-129 劑量來源都是因為使用了井水，故系統模型的分析結果可以用前述 1.6 倍因子向下調整，使該情節的劑量率降為 0.63 mSv/yr，低於 NWMO 在此研究報告中所採用之安全分析作業接受標準劑量率。

- **廢料罐全數在 10,000 年失效**

圖 3-45 為比較廢料罐在 10,000 年全數失效情況的敏感性，並與廢料罐全數在 60,000 年失效的情況之劑量率比較。結果顯示，廢料罐在 10,000 年全數失效情況下之最大劑量率為 1.3 mSv/yr(約為廢料罐在 60,000 年全數失效情況下最大劑量值的 1.3 倍)發生在 36,300 年，兩者之最大劑量值差異並不明顯。

同理，I-129 結果在根據 3D 地下水傳輸模型的比較，該系統模型的劑量可能高估了 1.6 倍，考慮這因素後，劑量率將降至 0.81 mSv/yr，也低於 NWMO 在此研究報告中所採用之安全分析作業接受標準劑量率。

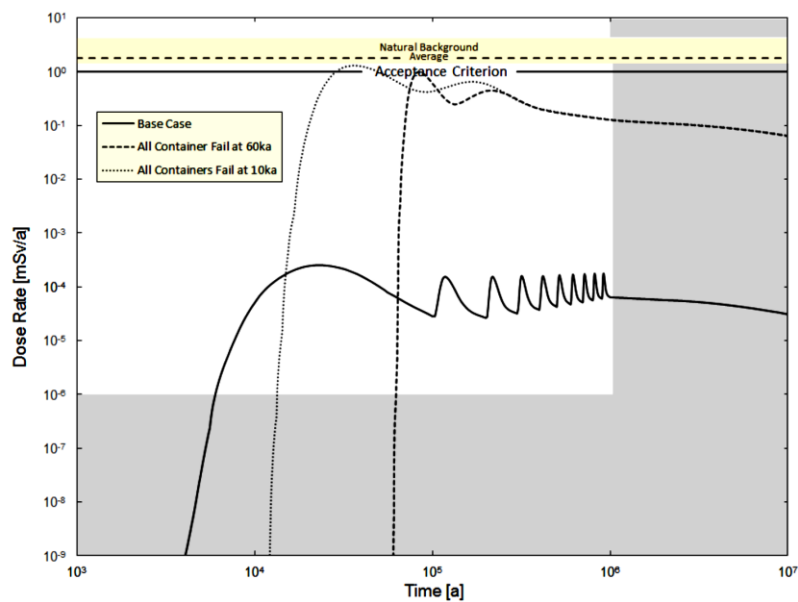


圖 3-45 廢料罐全數在 10,000 年失效：劑量率敏感性(NWMO(2017) figure 7-188)

3. 處置設施封塞失效事件

正常演化情節考慮了豎井及處置場封塞的可能行為及其相關的開挖損傷區。處置場封塞失效情節，也考慮了與正常演化情節基準案例相同之處置場系統演化

與曝露途徑。除了假設處置場封塞發生快速且大量劣化，更保守地假設這種劣化是發生在處置場封閉時。

此處模擬使用整個處置場尺度的模型來執行，因為處置場及附近的地下水流域可能會受到假設封塞劣化的影響。NWMO 共執行了兩個模擬，所有模型參數都與基準案例的相同，除了下述所提內容：

- **豎井封塞的劣化：**封塞豎井的所有組成物質(即膨潤土/砂、瀝青及混凝土)設定的水力傳導係數為 1×10^{-7} m/s、擴散率為 3×10^{-10} m²/s，這相當於採用極端情況作為狀態描述。緊鄰豎井之母岩內部及外部開挖損傷區(EDZ)的水力傳導係數也分別增加了 100 及 10 倍。
- **裂縫封塞的劣化：**假定在主要裂縫任一側的隧道中央及周邊之封塞已劣化。所有封塞材料(即高度壓實的膨潤土、封塞之間的緊密回填物及混凝土)的水力傳導係數設定為 1×10^{-9} m/s，擴散率為 3×10^{-10} m²/s。緊鄰的內部及外部母岩 EDZ 水力傳導係數也分別增加了 100 及 10 倍。

在上述情況下，不改變十個有缺陷的廢料罐與水井的位置；然而，為敏感性分析案例，若水井及廢料罐位置靠近豎井是否會導致更高劑量後果也被評估。

圖 3-46 顯示了兩種失效情況下，I-129 傳輸到水井的結果。基本上與基準案例相比沒有改變。這是導因於距豎井的距離、地下水流的方向、母岩的水力傳導性及其它有效的完整封塞之組合所致。

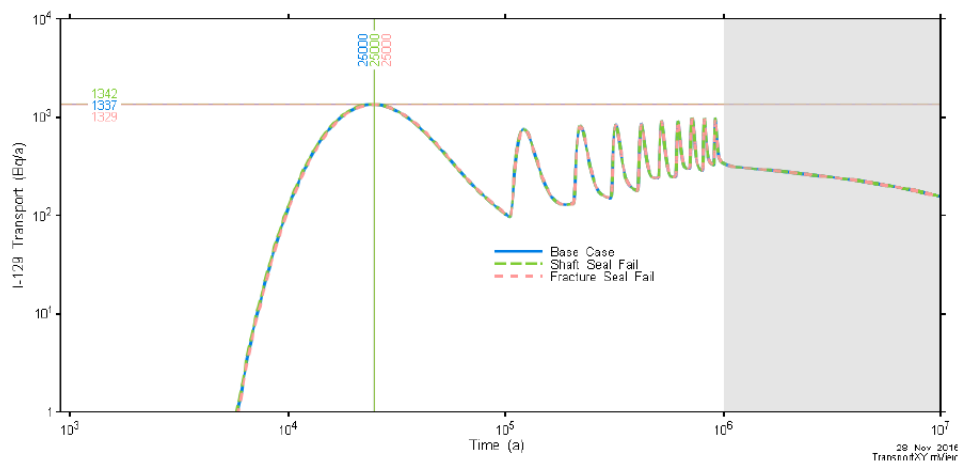


圖 3-46 整個處置場尺度模型：處置場封塞失效 - I-129 傳輸至水井 (NWMO(2017) figure 7-189)

● 水井/缺陷廢料罐位置的不同之敏感性案例

在這些敏感性案例，假設水井落在豎井及有缺陷的廢料罐存放區，如此可使核種傳輸到水井所需的時間最短。

經範疇計算，顯示當水井位於豎井的內部 EDZ 區與豎井封塞材料間之交界，可滿足所需水井的需求，且不會產生過多的洩降。

基於使傳輸時間最短，為選定廢料罐位置，採用基準案例及豎井性質劣化案例進行平均預期壽命(mean life expectancy, MLE)的模擬。主豎井(Main shaft)的缺陷廢料罐位置是選定在距主豎井約 300m 的 H 處置區第八個置放室的末端，針對豎井性質劣化的 MLE 約為 241 kyr，而對基準案例的 MLE 約為 881 kyr。通風豎井(Vent shaft)的缺陷廢料罐位置則選定位於 B 處置區第一個置放室的末端，距通風豎井大約 270 m，對豎井性質劣化的 MLE 約為 265 kyr，而對基準案例豎井性質的 MLE 約為 456 kyr。

圖 3-47 顯示 I-129 傳輸到兩個豎井位置的結果，圖中顯示了基準案例的傳輸量，以及使用基準案例的豎井性質及劣化豎井性質的修改後水井/有缺陷廢料罐的位置。豎井性質劣化的影響，可由圖中以同一顏色的實線及虛線來比較看出；但是，修改位置後都沒導致 I-129 的傳輸量大於基準案例。這是因為修改位置後水井捕獲 I-129 之傳輸量降低所致，係因在基準案例中是假設 10 個缺陷廢料罐是叢聚在使水井可抽取最多污染源的位置。

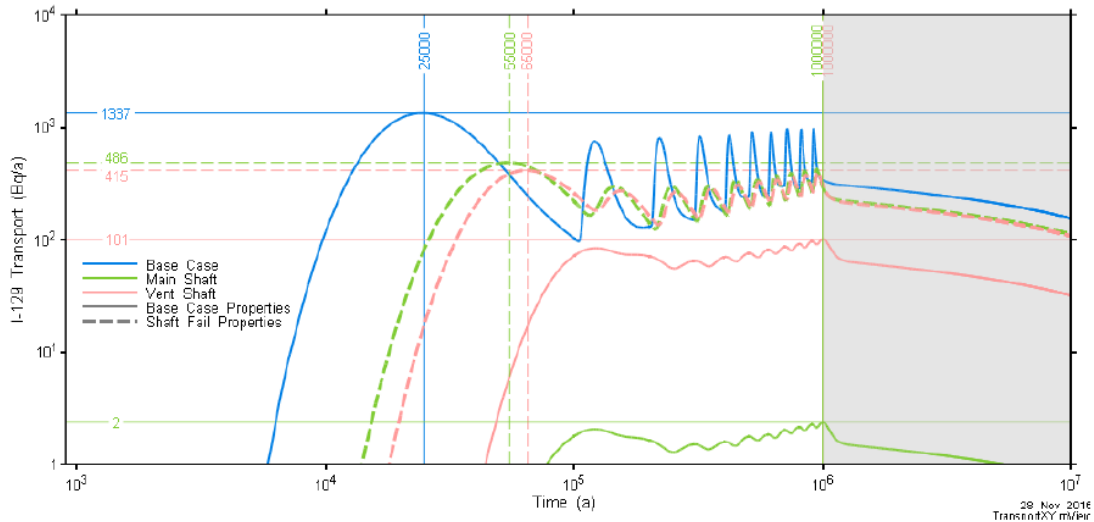


圖 3-47 整個處置場尺度模型：廢料罐源項 - 主豎井及通風豎井破壞失效情節—
I-129 傳輸至水井(NWMO(2017) figure 7-190)

3.2.6 其他安全評估相關成果研析

1. 環境輻射防護與免受有害物質危害評估研析

加拿大 NWMO 在此議題中，主要考量之具潛在危害化學元素為 Ag、Bi、Br、Cd、Hg、I、Mo、Sb、Se、Tc、Te、U 和 W，主要來自於用過核子燃料束。此外，廢料罐銅質材料亦納入評估範圍，而緩衝層屬天然材料故未納入評估中。為了確保包含動物、植物與人類等所有形式生命體，NWMO 制定了一套不會過於保守的臨時接受標準，用於評估非放射性物質對於人類與環境造成的衝擊是否可接受，如表 3-10 所列。

表 3-10 非放射性物質對於人類與環境衝擊影響之 NWMO 臨時接受標準(修改自 NWMO(2017) table 7-1)

元素	地面水 ($\mu\text{g/L}$)	地下水 ($\mu\text{g/L}$)	土壤 ($\mu\text{g/g}$)	沉積物 ($\mu\text{g/g}$)	空氣 ($\mu\text{g/m}^3$)
Ag	0.1	1.2	0.5	0.5	1
Al	=5 當 pH < 6.5 =100 當 pH \geq 6.5	100	50	-	53
As	5	10	11	5.9	0.3
B	200	500	1.5	-	5.8
Ba	1,000	1,000	210	-	10
Be	=110 當 $\text{CaCO}_3 < 75 \text{ mg/L}$ =1,100 當 $\text{CaCO}_3 > 75 \text{ mg/L}$	4	2.5	-	0.01

元素	地面水 ($\mu\text{g/L}$)	地下水 ($\mu\text{g/L}$)	土壤 ($\mu\text{g/g}$)	沉積物 ($\mu\text{g/g}$)	空氣 ($\mu\text{g/m}^3$)
Bi	-	-	20	-	100
Br	-	-	10	-	20
Ca	1,000,000	1,000,000	-	-	200
Cd	0.09	2.1	1	0.6	0.005
Ce	22	-	53	19,000	200
Cl	100,000	100,000	-	-	10
Co	0.6	3.8	22	50	0.1
Cr	1	4.9	0.66	26	10
Cu	=1 當 $\text{CaCO}_3 \leq 20 \text{ mg/L}$ =5 當 $\text{CaCO}_3 > 20 \text{ mg/L}$	69	62	12	50
Dy	9.3	-	-	2,200	200
Eu	-	-	-	-	200
F	120	1000	200	-	17
Fe	300	300	200	21,000	4
Gd	7.1	-	-	1,800	340
Hf	-	-	-	-	10
Hg	0.004	0.12	0.2	0.17	0.5
Ho	-	-	-	-	40
I	100	-	4	-	0.67
K	53,000	-	-	-	15
La	10	-	50	4,700	200
Li	2,500	2500	2	-	20
Lu	-	-	-	-	8
Mg	82,000	-	-	-	0.11
Mn	50	50	100	460	0.1
Mo	10	10	2	8.3	100
Na	200,000	200,000	-	-	87
Nb	600	-	9	-	200
Nd	1.8	-	-	7,500	200
Ni	=25 如 $\text{CaCO}_3 \leq 60 \text{ mg/L}$ = $e^{(0.76[\ln(\text{hardness})]+1.06)}$ 如 $\text{CaCO}_3 > 60$ 與 $\leq 180 \text{ mg/L}$ =150 如 $\text{CaCO}_3 > 180 \text{ mg/L}$	100	37	16	0.02
P	4	-	-	-	-
Pb	=1 如 $\text{CaCO}_3 < 30 \text{ mg/L}$ =3 如 $\text{CaCO}_3 \geq 30$ 且 $\leq 80 \text{ mg/L}$ =5 如 $\text{CaCO}_3 > 80 \text{ mg/L}$	10	45	28	0.2
Pr	9.1	-	-	5,800	8
Pt	-	-	-	-	0.2

元素	地面水 ($\mu\text{g/L}$)	地下水 ($\mu\text{g/L}$)	土壤 ($\mu\text{g/g}$)	沉積物 ($\mu\text{g/g}$)	空氣 ($\mu\text{g/m}^3$)
S	=170,000 如存在硫酸鹽中 =1.9 如存在其它形式中	=170,000 如存在硫酸鹽中 =50 如存在其它形式中	500	-	7
Sb	6	6	1	3	25
Sc	-	-	-	-	200
Se	1	10	1.2	0.9	10
Sm	8.2	-	-	2,500	200
Sn	73	-	5	-	10
Sr	1,500	-	33,000	-	100
Ta	-	-	-	-	67
Tb	-	-	-	-	8
Tc	-	-	0.2	-	-
Te	-	-	250	-	10
Ti	-	-	1,000	-	20
Tl	0.3	2	1	-	0.4
Tm	-	-	-	-	200
U	5	20	1.9	32	0.03
V	7	6.2	86	27	2
W	30	-	400	-	67
Y	6.4	-	-	1,400	20
Zn	=1,000 當土壤 pH \leq 6.5 =5,000 當土壤 pH $>$ 6.5	890	290	120	100
Zr	4	-	97	-	67

(1) 用過核子燃料材料釋出類

除基準案例外，考量發生會導致最大污染之破壞事件，而將全數廢料罐失效情節納入評估，同時假設抽水井中的水體，經由人類活動又回到地表面中。為了便於比較，將評估結果與臨時接受標準濃度相除得到「濃度商」，當濃度商小於 1 時則表示未超過臨時接受標準。基本案例與所有容器失效案例模擬結果之濃度商如表 3-11 與表 3-12 所列。表中所顯示之濃度商為 1 百萬年模擬時間之最大值，最大之濃度商均來自於 Mo，於基本案例時約為 0.0003，於所有容器失效案例約為 0.47。

表 3-11 基本案例模擬結果之濃度商(修改自 NWMO(2017) table 7-55)

元素	地面水	地下水	土壤	沉積物	空氣
Ag	8.05×10^{-5}	2.28×10^{-7}	1.24×10^{-5}	6.85×10^{-7}	2.39×10^{-7}
Bi	-	-	2.83×10^{-7}	-	1.97×10^{-9}
Br	-	-	6.20×10^{-8}	-	7.20×10^{-9}
Cd	1.21×10^{-5}	6.66×10^{-8}	1.45×10^{-6}	7.99×10^{-9}	1.26×10^{-5}
Hg	3.98×10^{-5}	2.81×10^{-7}	2.71×10^{-7}	1.28×10^{-9}	2.36×10^{-8}
I	-	7.09×10^{-10}	3.61×10^{-7}	-	1.11×10^{-6}
Mo	2.67×10^{-4}	6.31×10^{-8}	9.55×10^{-6}	1.90×10^{-9}	6.61×10^{-8}
Sb	1.58×10^{-6}	3.73×10^{-10}	3.04×10^{-7}	4.03×10^{-10}	9.38×10^{-10}
Se	3.55×10^{-6}	8.38×10^{-9}	5.20×10^{-7}	1.68×10^{-8}	8.79×10^{-9}
Tc	-	-	0	-	-
Te	-	-	1.36×10^{-7}	-	9.48×10^{-8}
U	0	0	0	0	0
W	-	1.81×10^{-10}	4.09×10^{-9}	-	8.48×10^{-10}

表 3-12 所有容器失效案例模擬結果之濃度商(修改自 NWMO(2017) table 7-56)

元素	地面水	地下水	土壤	沉積物	空氣
Ag	6.35×10^{-2}	2.34×10^{-4}	9.78×10^{-3}	5.24×10^{-3}	1.89×10^{-4}
Bi	-	-	1.25×10^{-3}	-	8.67×10^{-6}
Br	-	-	3.83×10^{-4}	-	4.44×10^{-5}
Cd	1.59×10^{-2}	1.55×10^{-4}	1.90×10^{-3}	9.92×10^{-3}	1.66×10^{-2}
Hg	1.92×10^{-1}	1.36×10^{-3}	1.31×10^{-3}	1.36×10^{-3}	1.14×10^{-4}
I	-	5.94×10^{-7}	3.00×10^{-4}	-	9.15×10^{-4}
Mo	4.65×10^{-1}	1.74×10^{-4}	1.66×10^{-2}	7.22×10^{-3}	1.15×10^{-4}
Sb	2.40×10^{-3}	1.03×10^{-6}	4.62×10^{-4}	3.29×10^{-4}	1.43×10^{-6}
Se	8.98×10^{-2}	4.39×10^{-5}	1.32×10^{-3}	2.48×10^{-2}	2.23×10^{-5}
Tc	-	-	0	-	-
Te	-	-	2.07×10^{-4}	-	1.44×10^{-4}
U	0	0	0	0	0
W	-	5.79×10^{-7}	7.12×10^{-6}	-	1.48×10^{-6}

(2) 廢料罐銅質材料釋出類

污染物自廢料罐銅質材料釋出的速率取決於銅的腐蝕或融解速度，雖然封閉後廢料罐會處於還原環境中而抑制金屬腐蝕速率，但仍是無法避免產生腐蝕現象。NWMO 利用限制溶解度之溶解模型來探討銅的釋出率，以及設

施尺度模型來模擬銅傳輸至生物圈的特性。設定廢料罐的網格節點為 $1.4 \times 10^{-4} \text{ mol/m}^3$ 之固定濃度釋出邊界條件進行模擬，此固定釋出率是以試驗測量所得之銅濃度限值的 10 倍進行設定。模擬結果如圖 3-48 所示，其呈現設施封閉 100 萬年後地表材料中所含之地下水銅濃度，主要是存在於地表沉積物中。

銅的純度至少為 99.9%，其所含的雜質與濃度參考 SKB 的設定，雖然在緩衝材料與地質圈中之吸附特性並不相同，但由於這些化學元素不會衰變，因此濃度峰值與時間並無直接關聯。表 3-13 為其濃度商的比較結果，由於表中的商數均遠低於 1.0，故 NWMO 認為所釋出之銅與其雜質並不會對人員或環境造成健康和 safety 危害。

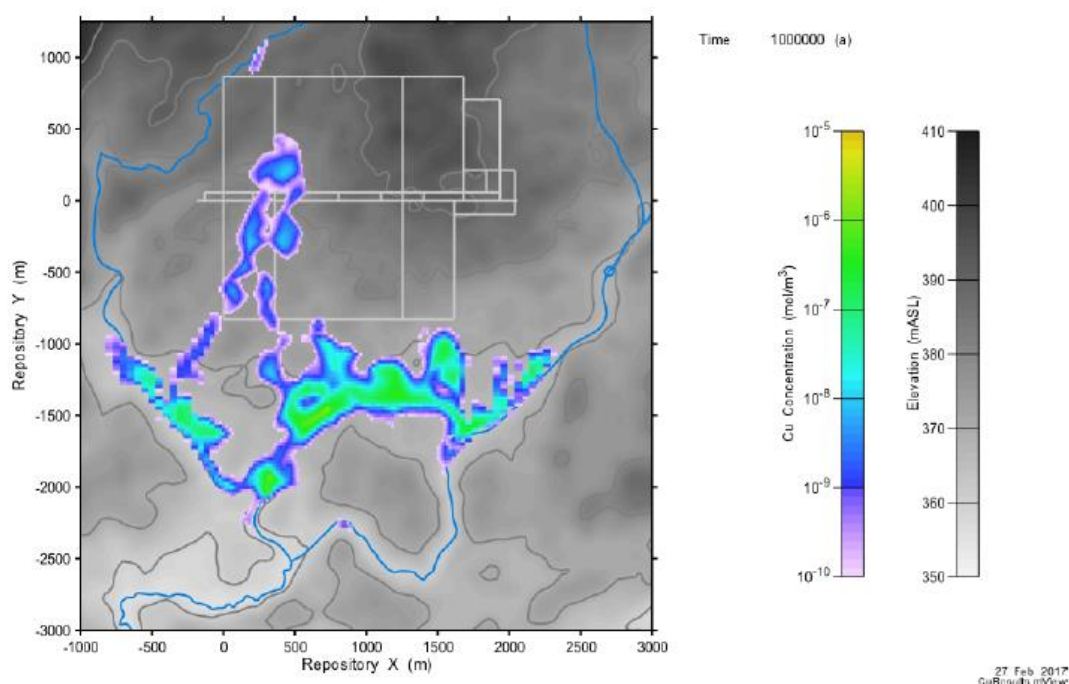


圖 3-48 地表材料中所含之地下水銅濃度模擬成果示意圖(NWMO(2017) figure 7-201)

表 3-13 銅與其雜質之濃度模擬成果與濃度商(修改自 NWMO(2017) table 7-57)

元素	雜質濃度比 mol/mol Cu	井水最大濃 度 mol/m ³	地表水	地下水	土壤	沉積
Cu	-	5.78×10^{-7}	3.68×10^{-2}	5.33×10^{-4}	6.66×10^{-5}	1.13×10^{-3}
Ag	1.47×10^{-5}	8.52×10^{-12}	9.19×10^{-6}	7.66×10^{-7}	4.04×10^{-6}	2.76×10^{-5}
As	4.24×10^{-6}	2.45×10^{-12}	3.68×10^{-8}	1.84×10^{-8}	7.80×10^{-11}	3.12×10^{-10}
Bi	3.04×10^{-7}	1.76×10^{-13}	-	-	7.97×10^{-10}	-

元素	雜質濃度比 mol/mol Cu	井水最大濃 度 mol/m ³	地表水	地下水	土壤	沉積
Cd	5.65×10^{-7}	3.27×10^{-13}	4.08×10^{-7}	1.75×10^{-8}	1.08×10^{-8}	4.90×10^{-8}
Co	2.16×10^{-5}	1.25×10^{-11}	1.23×10^{-6}	1.93×10^{-7}	1.23×10^{-8}	1.46×10^{-8}
Cr	1.83×10^{-5}	1.06×10^{-11}	5.51×10^{-7}	1.13×10^{-7}	3.66×10^{-7}	5.73×10^{-9}
Fe	1.14×10^{-5}	6.58×10^{-12}	1.23×10^{-9}	1.23×10^{-9}	1.64×10^{-9}	8.58×10^{-11}
Hg	3.17×10^{-7}	1.83×10^{-13}	9.19×10^{-6}	3.06×10^{-7}	1.09×10^{-8}	4.20×10^{-8}
Mn	5.78×10^{-7}	3.35×10^{-13}	3.68×10^{-10}	3.68×10^{-10}	3.23×10^{-11}	1.96×10^{-11}
Ni	1.08×10^{-5}	6.26×10^{-12}	1.47×10^{-8}	3.68×10^{-9}	5.54×10^{-9}	2.53×10^{-8}
O	1.99×10^{-5}	1.15×10^{-11}	-	-	-	-
P	2.05×10^{-4}	1.19×10^{-10}	9.19×10^{-7}	-	-	-
Pb	1.53×10^{-6}	8.87×10^{-13}	6.13×10^{-9}	1.84×10^{-8}	1.70×10^{-8}	1.44×10^{-7}
S	2.97×10^{-5}	1.72×10^{-11}	2.90×10^{-7}	1.10×10^{-8}	4.50×10^{-11}	-
Sb	2.09×10^{-6}	1.21×10^{-12}	2.45×10^{-8}	2.45×10^{-8}	2.45×10^{-8}	2.65×10^{-8}
Se	2.41×10^{-6}	1.40×10^{-12}	1.10×10^{-7}	1.10×10^{-8}	4.96×10^{-8}	2.21×10^{-7}
Si	4.53×10^{-5}	2.62×10^{-11}	-	-	-	-
Sn	1.07×10^{-6}	6.19×10^{-13}	1.01×10^{-9}	-	7.08×10^{-9}	-
Te	9.96×10^{-7}	5.76×10^{-13}	-	-	1.57×10^{-10}	-
Zn	9.72×10^{-7}	5.62×10^{-13}	5.13×10^{-11}	5.76×10^{-11}	1.73×10^{-10}	6.84×10^{-10}

2. 氣體傳輸與補充指標評估研析

處置設施中會產生氣體的原因，包含金屬腐蝕、有機材料降解、水受輻射分解與核種衰變。產生之氣體對於障壁系統之潛在影響，主要是產生出的氣體累積至一定氣壓後，會對於工程障壁材料或處置母岩產生損傷、改變地下水與污染物傳輸特性、氣體釋放至生物圈，以及氣體對處置設施產生化學影響。在 NWMO 的研究中，主要考量的氣體產生機制分別為：金屬與有機物、輻射分解與衰變，以及 H₂S 的揮發。

基準案例是假設 10 個廢料罐失效在前 100 萬年內發生，第一次破壞發生在 1,000 年，隨後以每 100,000 年增加一個廢料罐破壞的速度發生。然而，為保守及簡化假設，目前對氣體產生的分析是假設所有 10 個廢料罐在 1,000 年後同時失效。廢料罐全數失效情節，是檢查在處置場關閉 60,000 年後所有廢料罐都發生故障的情況。該分析假設一間置放室中的最大廢料罐數為 375 個。

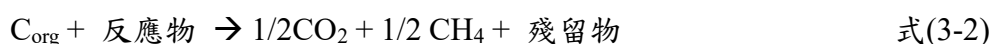
(1) 產自金屬與有機物之氣體

在基本案例中設定有 10 個會損壞的廢料罐其總重量約 14,500 公斤，所

有容器總重量約為 543,000 公斤，共 375 個廢料罐。每個廢料罐可被腐蝕的鋼材面積約為 26 平方公尺，其中 69% 為燃料提籃表面與 31% 為廢料罐的內外表面。因此，10 個廢料罐的金屬總面積為 260 平方公尺，375 個廢料罐的金屬總面積為 3.7×10^3 平方公尺。在厭氧環境下之鋼材腐蝕會產生氫氣，其反應式如下：



處置設施中有機碳主要存在於膨潤土材料，MX-80 中所含的有機碳約為 1120 ppm，共約為 4,200 公斤。有機材料在厭氧環境下的降解反應式為：



基於保守起見，假設所有的有機碳均被消耗殆盡，且沒有形成殘留的有機物。由於這些有機物存在天然黏土材料中已經數百萬年了，故此假設相當保守。

依據 NWMO 估算，鋼材料腐蝕速率在基本案例中於 1,000 年時為 $6.8 \mu\text{m}/\text{yr}$ ，在所有廢料罐失效案例中於 60,000 年時為 $1.7 \mu\text{m}/\text{yr}$ 。由於無法得知膨潤土的降解速度，其假設一個非常保守的 $10^{-6}/\text{yr}$ 。因此，估計最大的 H_2 氣體產生率在基本案例約為 $245 \text{ mol}/\text{yr}$ ，在所有廢料罐失效案例中約為 $2,296 \text{ mol}/\text{yr}$ 。有機物降解產生的 CO_2 與 CH_4 總量為 $0.35 \text{ mol}/\text{yr}$ 。對基準案例而言，金屬腐蝕及有機物降解的總最大氣體產生速率為 $5.9 \text{ m}^3 @ \text{STP}/\text{yr}$ (STP 指標準溫度與壓力)，對廢料罐全數失效情節為 $55 \text{ m}^3 @ \text{STP}/\text{yr}$ 。

假設以這些速率繼續產生氣體，直到置放室內的所有鋼材都腐蝕(在基準案例中再經過 6,800 年，在廢料罐全數失效情節中再經過 27,000 年)並且在 10^6 年後所有有機材料都已降解。

(2) 輻射分解產生之氣體

放射分解還可產生氣體。有缺陷廢料罐內的水之輻射分解可能會在早期產生大量氫氣；然而，由於輻射場的減弱，產生率會隨著時間而迅速下降。例如，在封閉後 1,000 年，輻射分解可以額外貢獻 $10 \text{ mol}/\text{yr}$ (大約是有機物腐蝕及降解產生的最大氣體產生率的 4%)；而在封閉後 60,000 年，輻射分解將額外貢獻 $0.4 \text{ mol}/\text{yr}$ 由 10 個失效的廢料罐(最大氣體產生速率的 0.1%)。如果廢料罐全數在 60,000 年失效，則速率將增加到 $13 \text{ mol}/\text{yr}$ (最大氣體產生

速率的 0.5%)。

因為輻射分解產生的氣體量在對鋼材腐蝕的時間尺度上是顯著的，因此將輻射分解產生的最大氣體產生速率添加到總氣體產生速率中。結果在基準案例中，最大氣體產生率增加了 10 mol/yr 至 255 mol/yr(6.1 m³@STP/yr)；在廢料罐全數失效情節中，最大氣體產生率增加大約 13 mol/yr 至 2309mol/yr(56 m³@STP/yr)。

(3) 其他產氣源

雖然研判主要的氣體為 H₂、CO₂ 和 CH₄，但也可能存在 H₂S、He 與 Rn。硫化氫(H₂S)微溶於水，由微生物還原地下水中的硫酸鹽而形成，NWMO 參考 SKB 研究成果假設地下水硫化物濃度為 1 μM。雖然僅為 SKB 報告的 50%，但已明顯高於加拿大地盾中地下水的典型濃度。由於潛在氣壓推估僅為 1.0×10⁻⁵atm，故可忽略不計。燃料中所含的氦(He)含量非常少而被忽略，但 α 衰變也會導致氦原子的生成，在基本案例中的最大氦產生率約為 0.03 mol/yr，所有廢料罐失效案例約為 0.9 mol/yr，由於其產氣率偏低亦可忽略。氫氣的產氣率比氦氣更低，因此也可忽略。綜上述原因，H₂S、He 及 Rn 的貢獻可被忽略。

由於地下水的擴散與移流過程不會去除氣體，當孔隙水中的溶解氣體達到飽和後開始產生氣相，氣體壓力逐漸增加，當累積氣體壓力到達工程材料或天然材料的閾值壓力，則氣體將對周圍材料產生損傷而後逸散出去。NWMO 認為這些氣體最終會通過大多數的母岩裂隙逸散，而不會持續地累積出極端的氣體壓力。

(4) 潛在氣體產生的影響評估

根據上述評估，地質處置場中氣體產生的可能影響，可能是微不足道的(例如，對母岩的力學損壞)，因此只需要進一步考慮火災/爆炸、放射性氣體釋放及對廢料罐演化的影響之潛在影響。

● 火災及爆炸影響

如果處置場壓力超過花崗岩的毛細壓力門檻值，氣體可能會通過岩石/裂縫釋放到地表。這評估假設可以產生一條從處置場通到地面的直

接路徑，並且假設一房屋正位於處置場頂部。釋放到地表的氣體可以滲入這座房屋，假設該房屋的體積為 228 m³，建築面積為 95 m²，空氣交換率為 7×10⁵ m³/yr。

如果氫氣及甲烷累積到可燃範圍內的水平並且有火源，則會在空氣中構成潛在的爆炸危險。空氣中的可燃範圍(按體積計)氫氣在 4%到 74%之間，甲烷在 5%到 15%之間。

達到可燃性下限所需的氣體流入量 H² 為 2.8×10⁴ m³@STP/yr 及 CH₄ 為 3.5×10⁴ m³@STP/yr。這些速率遠高於基準案例下整個處置場的最大總氣體產生速率(約 6.1 m³@STP/yr)，並略高於廢料罐全數故障情節(1.6×10⁴ m³@STP/yr)。

鑑於該評估的保守特質，因此極不可能產生大量可燃濃度的氫氣或甲烷，因此得出結論，生物圈中不具有重大火災或爆炸的危險。

● 氣體釋放對可觸及環境的潛在劑量影響

此處考慮了向生物圈釋放 C-14 氣體(如 CO₂ 及 CH₄)的放射影響。未計算 Rn-222 釋放的放射影響，因為 Rn-222 的半衰期短(3.8 天)，預計在到達地表之前就會衰減至可忽略不計的濃度。

為了計算 C-14 劑量，採用了一種非常保守及簡單的方法，即假定從廢料罐中釋放的 C-14 直接釋放到房屋中。然而，C-14 瞬間釋放的高通量被忽略了，因為它發生在處置場中氣相形成之前，這是支持 C-14 氣體形成所必需的。因此，假定立即釋放的少量 C-14 溶解在水中。10 個廢料罐的最大 C-14 釋放率在基準案例下為 8.7×10⁵ Bq/yr(在 1,000 年)，在廢料罐全數失效情節(在 60,000 年)中所有廢料罐的最大釋放率為 2.3×10⁵ Bq/yr。

在火災及爆炸評估中，假設房屋容積為 228m³，空氣交換率為 7×10⁵ m³/yr。房屋中放射性核種的平衡濃度可以通過建築物的體積、放射性氣體進入房屋的速率及建築物的交換率來計算。成年居民的呼吸頻率為 8,400 m³/yr，一年大約 80%的時間都在室內度過。C-14(以 CO₂ 計)的成人吸入劑量係數為 1.2×10⁻¹¹ Sv/Bq(CSA 2014)。

估計的房屋 C-14 濃度忽略了稀釋及分散、通過地質圈傳輸過程中

的衰變及可溶性化合物的形成的影響。基於這些非常保守的假設，基準案例的房屋中 C-14 濃度為 1.2 Bq/m^3 ，在房屋中成年人的 C-14 吸入劑量率為 $1.0 \times 10^{-4} \text{ mSv/yr}$ 。在廢料罐全數失效破壞性事件情節中，房屋中的濃度為 0.32 Bq/m^3 ，在房屋中的成年人的 C-14 吸入劑量率為 $2.6 \times 10^{-5} \text{ mSv/yr}$ 。這些劑量率遠低於適用的臨時劑量率接受標準(即基準案例 0.3 mSv/yr 及廢料罐全數故障情節 1.0 mSv/yr)。鑑於劑量計算的保守特質，可以結論得出從處置場中潛在釋放 C-14 可不去關注。

● 氣體產生對廢料罐演化的影響

如前所述，水進入故障的廢料罐將導致內部鋼廢料罐的厭氧腐蝕及氫氣的產生。如果廢料罐中的氣壓變得足夠高，可能會影響廢料罐的演化(即可能會延遲水流入並可能影響缺陷大小的發展)。實驗證據顯示，故障的廢料罐中氫氣的存在會導致用過燃料的溶解率降低。

(5) 補充指標的考量與模擬結果

「指標」是用於表示處置設施之特徵或評估結果，可以用於整體的安全性或特定系統的功能，其中應用最為廣泛的指標是劑量峰值。為了降低長期預測評估的不確定性，NWMO 規劃採用補充指標作為協助判斷之參考，所考慮之補充指標類型可分為生物圈「放射毒性濃度指標」與生物圈「放射毒性傳輸指標」。「放射毒性濃度指標」僅考量地表水體對於濃度稀釋的能力，「放射毒性傳輸指標」則是避開使用地表水體稀釋能力相關參數影響。

放射毒性濃度指標是將水體中所有放射性核種活度濃度，乘上對應核種之劑量轉換因子後的總合，其單位為 mSv/m^3 。放射毒性傳輸指標亦是採用相似的定義，其單位為 mSv/yr 。雖然都採用 mSv 為表示的單位，但是並不代表劑量結果，而應是放射毒性加權濃度或是傳輸指標。圖 3-49 顯示了基本案例與兩個補充指標之比較，這些指標與劑量具有相同趨勢，均受核種傳輸至生物圈的過程特性影響，亦顯示兩個補充指標間有明顯的數值差距。

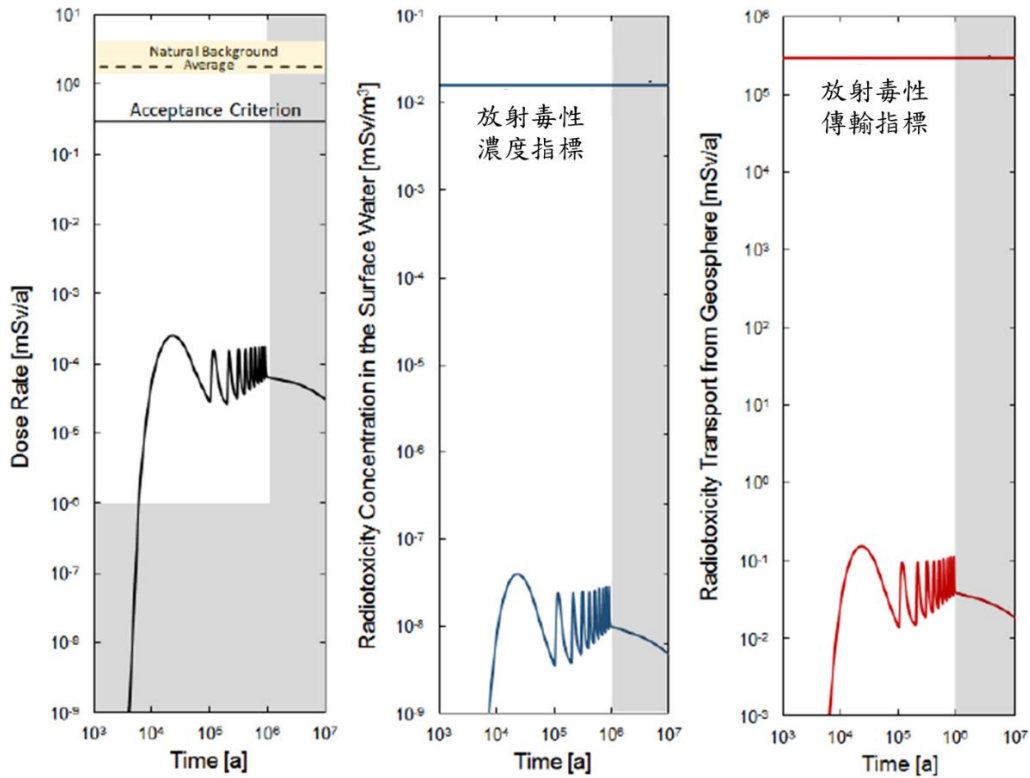
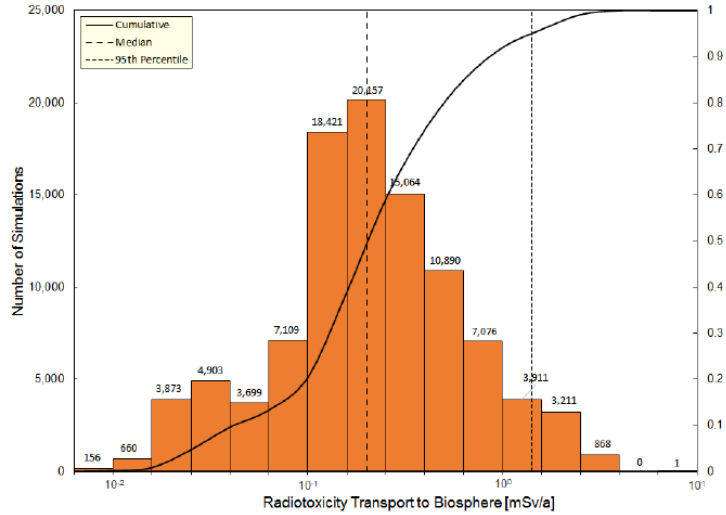


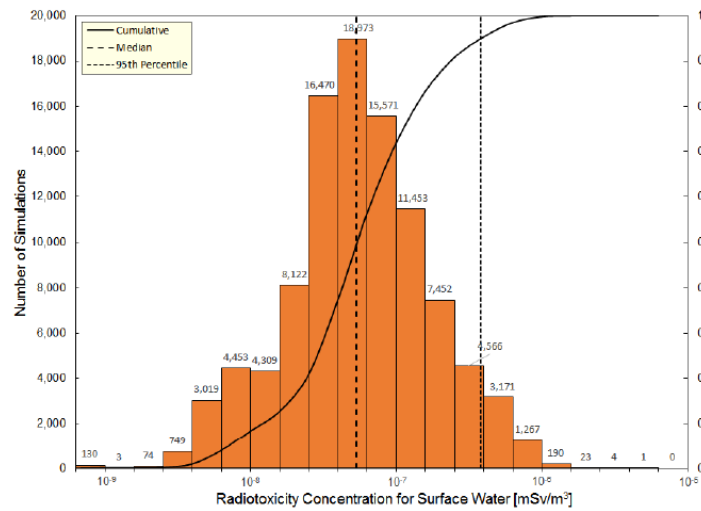
圖 3-49 基本案例補充指標比較示意圖(NWMO(2017) figure 7-203)

圖 3-50 至圖 3-53 則顯示了在 100,000 次機率模擬中放射毒性傳輸及放射毒性濃度的指標分佈。結果中的案例包含了固定廢料罐假設及變化廢料罐假設的情況。圖 3-50 顯示了固定廢料罐假設的放射毒性傳輸指標。該圖的大致形狀類似於廢料罐假設固定的概率基本情況劑量率圖，差異主要是由於生物圈傳輸參數的影響。同樣，圖 3-50 與圖 3-51 中的放射毒性濃度結果之間的差異主要是由於地表水參數的影響。



Note: The leftmost bin includes all simulations (156) that resulted in transport less than 10^{-2} mSv/a

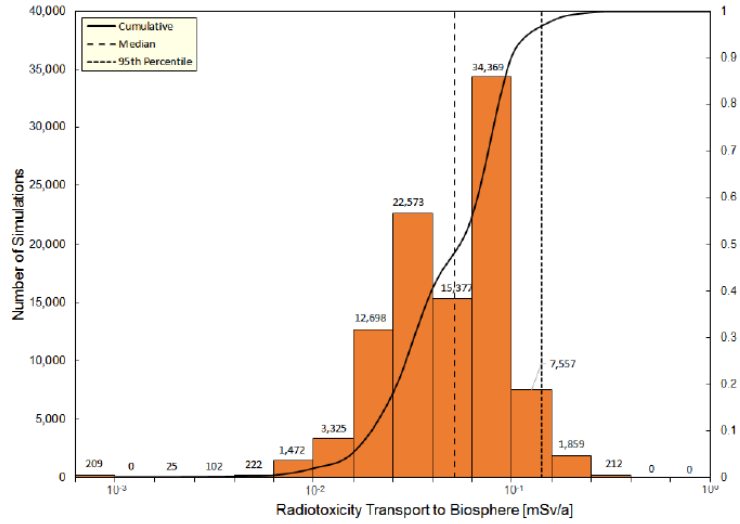
圖 3-50 系統模型：放射毒性傳輸補充指標的機率評估 - 固定廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-204)



Note: The leftmost bin includes all simulations (130) that resulted in a concentration less than 10^{-9} mSv/m³

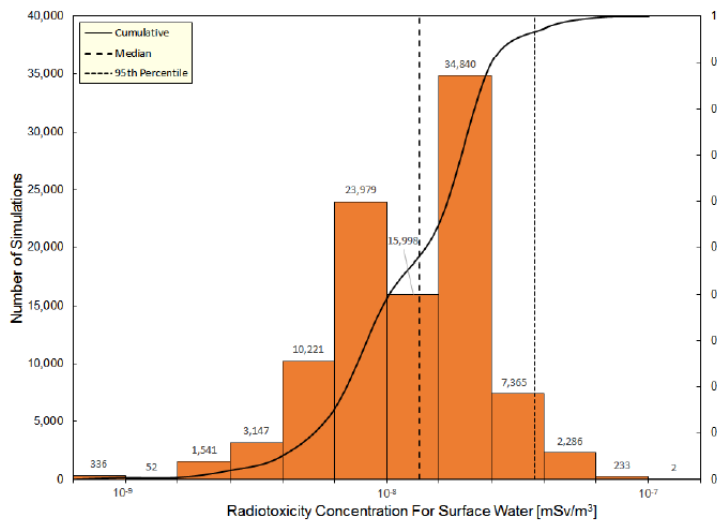
圖 3-51 系統模型：放射毒性濃度補充指標的機率評估 - 固定廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-205)

圖 3-52 及圖 3-53 顯示當變化廢料罐假設，放射毒性傳輸及濃度指標的結果。這些圖的大致形狀類似於基準案例中變化廢料罐假設的機率劑量率圖，差異主要是由於到排放位置的傳輸路徑的變異。



Note: The leftmost bin includes all simulations (209) that resulted in transport less than 10^{-3} mSv/a

圖 3-52 系統模型：放射毒性傳輸補充指標的機率評估 - 變化廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-206)

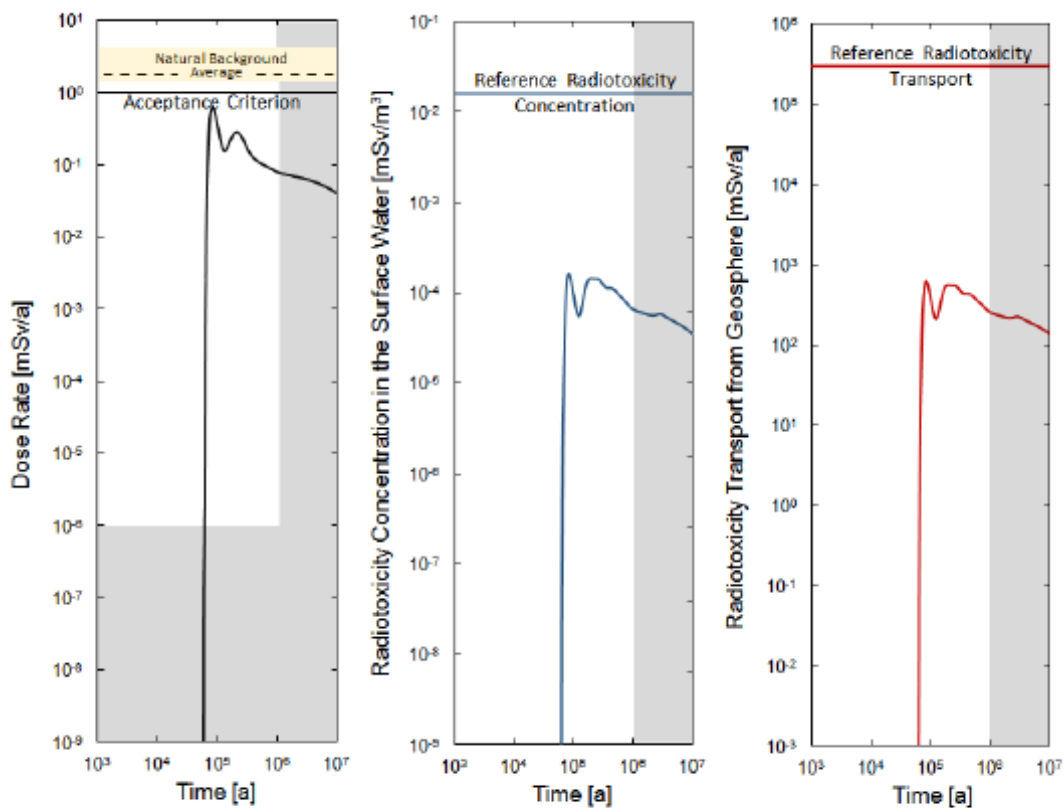


Note: The leftmost bin includes all simulations (336) that resulted in a concentration less than 10^{-9} mSv/m³

圖 3-53 系統模型：放射毒性濃度補充指標的機率評估 - 變化廢料罐假設 (NWMO(2017) figure 7-207)

圖 3-54 則是顯示「廢料罐在 60,000 年全數失效破壞性事件情節」的指標值以及劑量率指標以供比較。這些指標具有相同的升降趨勢，因為它們都依賴放射性核種向生物圈的傳輸。該圖顯示了兩個補充指標與相關準則的巨大差距。劑量率標準的較小餘裕度表明劑量接受標準的保守性質以及採用最壞情況的人進行劑量率計算。

表 3-14 總結了這兩個補充指標的全部結果。由於這兩個指標都遠低於可接受值及參考值，因此提供了額外的信心，即長期(即，當劑量率指標更不確定時)處置場的影響可能非常小。



Note: Dose rate results have been reduced by a factor of 1.6 (see Section 7.9.2.2)

圖 3-54 系統模型：廢料罐全數在 60,000 年後失效 - 指標結果(NWMO(2017) figure 7-208)

表 3-14 補充指標結果(NWMO(2017) table 7-62)

Case	Value	Radiotoxicity Concentration in Surface Water [mSv/m ³]	Radiotoxicity Transport from Geosphere [mSv/a]
-	Reference Indicator Value*	1.6x10 ⁻²	3x10 ⁶
Reference Case	-	0	0
Base Case	Peak	4.0x10 ⁻⁸	0.16
Probabilistic Container Assumptions Fixed	Median	5.5x10 ⁻⁸	0.20
	95 th Percentile	3.8x10 ⁻⁷	1.4
	99 th Percentile	7.1x10 ⁻⁷	2.5
Probabilistic Container Assumptions Varying	Median	1.3x10 ⁻⁸	0.051
	95 th Percentile	3.7x10 ⁻⁸	0.14
	99 th Percentile	5.3x10 ⁻⁸	0.20
All Containers Fail at 60,000 Years	Peak	1.6x10 ⁻⁴	6.2x10 ²

Note: * from Table 7-61.

3.2.7 小結

加拿大的核能廢棄物管理組織 NWMO 於 NWMO-TR-2017-02 (NWMO, 2017) 報告中，假設於加拿大境內結晶岩層中設置用過核子燃料深地層處置設施進行案例研究，用以探討其設施封閉後之長期處置安全性。依本計畫研究範圍，就其品質保證與安全評估相關章節研析成果彙整如下：

1. NWMO 之品質保證計畫依循加拿大之 CSA N286-12 「核能設施管理系統」(CSA, 2012)與 ISO 9001 : 2008(ISO, 2008)對於品質保證計畫之相關要求。報告中特別說明須將 NWMO 的供應商或承攬商納入品保系統中，故其供應商或承攬商均必須提交詳細的品質保證與檢查計畫供 NWMO 審查與核准。如果其供應商或承攬商之品質保證計畫並非 ISO 9001 : 2008 與 CSA N286-12 系統，但其內容符合 NWMO 品質保證計畫時，亦可採用。
2. NWMO-TR-2017-02 報告中認為廢料罐之品質保證為涉及確保處置安全之重要考量，品質保證計畫需包含廢料罐製造程序與裝填封焊程序。廢料罐將會由經審查合格的供應商進行製造，並依品質保證計畫進行製造與檢查，確保廢料罐品質如預期並抑低發生缺陷的可能性。

3. 執行安全證案作業時，仍需合理的預期「功能發揮不符合預期」與「成品不符合設計規範」狀況，並納入情節分析考量。NWMO 對於廢料罐製造品質保證計畫之安全證案考量，可分為合理保守考量的基本案例設定，以及超出預期的極端事件的敏感度案例設定。
4. NWMO 於此研究報告中所採用之安全分析作業接受標準是依據 CNSC 指南 G-320(CNSC 2006)所擬定，除常見的對於一般公眾輻射防護要求外，另外亦對於公眾之有害物質污染災害防護、環境輻射防護與環境之有害物質污染災害防護，研訂了相關限值考量。
5. 安全評估作業之分析情節架構分為正常情節、正常情節之敏感度研究案例，以及破壞事情節。正常情節之「基準案例」是依據「參考案例」所擬定，參考案例是基於處置設施內各項系統與組件均符合設計規範與預期功能狀況下的理想情節預測。正常情節之敏感度研究案例包含源項特徵敏感度評估、廢料罐失效敏感度評估、設施封閉與地質圈特徵敏感度評估與生物圈特徵敏感度評估。破壞事情節包含無意人類入侵事件、廢料罐全數失效事件，以及處置設施封塞失效事件等。各情節分析成果主要是與基準案例成果進行比較，並探討不同情節設定對於劑量傳輸時間與峰值所造成之影響。
6. NWMO 認為其處置設施對環境造成危害之來源，可分為用過核子燃料材料釋出類與廢料罐銅質材料釋出類，其中用過核子燃料材料潛在危害化學元素為 Ag、Bi、Br、Cd、Hg、I、Mo、Sb、Se、Tc、Te、U 和 W。
7. NWMO 分別評估三種不同的產氣機制，包含金屬與有機物、輻射分解與衰變，以及 H₂S 的揮發。評估後認為地質處置場中所產生的氣體，並不會對於工程障壁材料或處置母岩產生損傷。
8. NWMO 另增加兩項補充指標，「放射毒性濃度指標」考量地表水體對於濃度稀釋的能力，「放射毒性傳輸指標」考量避開使用地表水體稀釋能力相關參數影響。指標評估方式相似，例如放射毒性濃度指標是將水體中所有放射性核種活度濃度，乘上對應核種之劑量轉換因子後的總合。

3.3 英國 NDA 通用處置系統安全評估技術及相關要求

本節以英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)於2016年出版之通用處置系統安全評估技術報告及相關要求，包括以下共九該研究報告：地質處置-通用處置系統安全證案概述(報告編號：NDA/DSSC/101/01)、地質處置-通用運轉安全證案-主報告(報告編號：NDA/DSSC/202/01)、地質處置一般環境安全證案-主要報告(報告編號：NDA/DSSC/203/01)、地質處置通用運轉安全評估-第1卷-施工及非輻射安全評估(報告編號：NDA/DSSC/311/01)、地質處置通用運轉安全評估第2卷-正常運轉安全評估(報告編號：NDA/DSSC/312/01)、地質處置通用運轉安全評估第3卷-意外事故安全評估(報告編號：NDA/DSSC/313/01)、地質處置通用運轉安全評估第4卷-臨界狀態安全評估(報告編號：NDA/DSSC/314/01)、地質處置通用運轉環境安全評估(報告編號：NDA/DSSC/315/01)、地質處置通用封閉後安全評估(報告編號：NDA/DSSC/321/01)，針對報告中對於通用處置系統安全評估技術及相關要求進行擇要研析並提出以下內容。

3.3.1 概述

地質處置-通用處置系統安全證案概述(報告編號：NDA/DSSC/101/01)是一套評估放射性廢棄物地質處置的安全和環境影響的文件。由於地質處置設施(geological disposal facility, GDF)尚未確定，因此，該研究報告中所提及的處置系統開發流程屬於一通則，並非針對特定場址。開發流程以迭代的方式進行，首先確定需求和現實假設，然後制定處置系統規範(disposal system specification, DSS)。開發設計基於一系列概念性的地質環境進行說明，然後對安全和環境影響進行評估，旨在滿足上述要求。安全和環境評估的結果提供可能需要進一步研究和開發的地方，並為規範和設計提供反饋。

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

- 證明放射性廢棄物管理局(Radiocative Waste Management, RWM)有信心處置英國的放射性廢棄物。
- 邀請並支持與監管機構和其他利益相關者的討論，如：廢棄物生產者和英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)。

- RWM 可根據報告內容為基礎向廢棄物產生者提供關於廢棄物包件的建議，並評估廢棄物包件的可處理性。
- 提供有興趣成為地質處置設施的社區相關訊息，並支持選址過程。
- 提供 RWM 在科學與技術研發計畫之需求。

處置系統的開發是以迭代的方式進行，如圖 3-55 所示。迭代的過程從必要條件的確立開始，根據這些必要條件制定處置系統規範。必要條件包括外部因素，如監管和利益相關者的要求，以及需要處置的放射性廢棄物的性質、特徵和數量。依據典型的英國地質環境，擇定一系列說明性的處置概念，並產生說明性設計，針對設計進行安全和環境影響評估，以滿足必要條件。評估的結果提供後續必要條件和說明性處置概念的制定依據，並確定進一步研究和開發的知識缺口。圖 3-55 中的「安全證案」和其他「輸出」僅指已完成的文件；開發此類文件的過程被視為「評估」的一部分，並將反饋到迭代循環中。評估包括可處置性評估、場址評估和場址適用性標準。在整個迭代過程中，RMW 將負責知識庫的維護，而知識庫的更新將以必要條件的研發為驅動力。開發知識庫是 RMW 商業模式的基本組成部分，亦是滿足處置系統設計開發需要的關鍵手段。

地質處置-通用處置系統安全證案報告為一系列文件，其文件之結構如圖 3-56 所示。報告結構的頂部文件是概述報告(報告編號：NDA/DSSC/101/01)，它介紹了 RWM 如何確立廢棄物可以安全處置的主要原因，並提供了文件集的摘要和指南。第二層包括安全證案本身，包括放射性廢棄物運輸至 GDF(通用運輸安全證案-主報告，報告編號：NDA/DSSC/201/01)、設施運轉(通用運轉安全證案-主報告，報告編號：NDA/DSSC/202/01)及其封閉後的長期安全(地質處置一般環境安全證案-主要報告，報告編號：NDA/DSSC/203/01)。這些安全證案本身透過第三層的評估，以更深入的數據和說明性評估來支持這些安全證案，並同時考慮其他環境和可持續性。在第四層中，處置系統規範、設計和知識庫為第三層的評估提供了基礎。最底層(第五層)為整個報告文件提供了廣泛的參考資料作為支持。

本計畫僅針對設施運轉(報告編號：NDA/DSSC/202/01，Operational Safety Case, OSC)及其封閉後的長期安全(報告編號：NDA/DSSC/203/01，Environmental Safety Case, ESC)進行研析，此部分的文件關係如圖 3-57 與圖 3-58 所示。

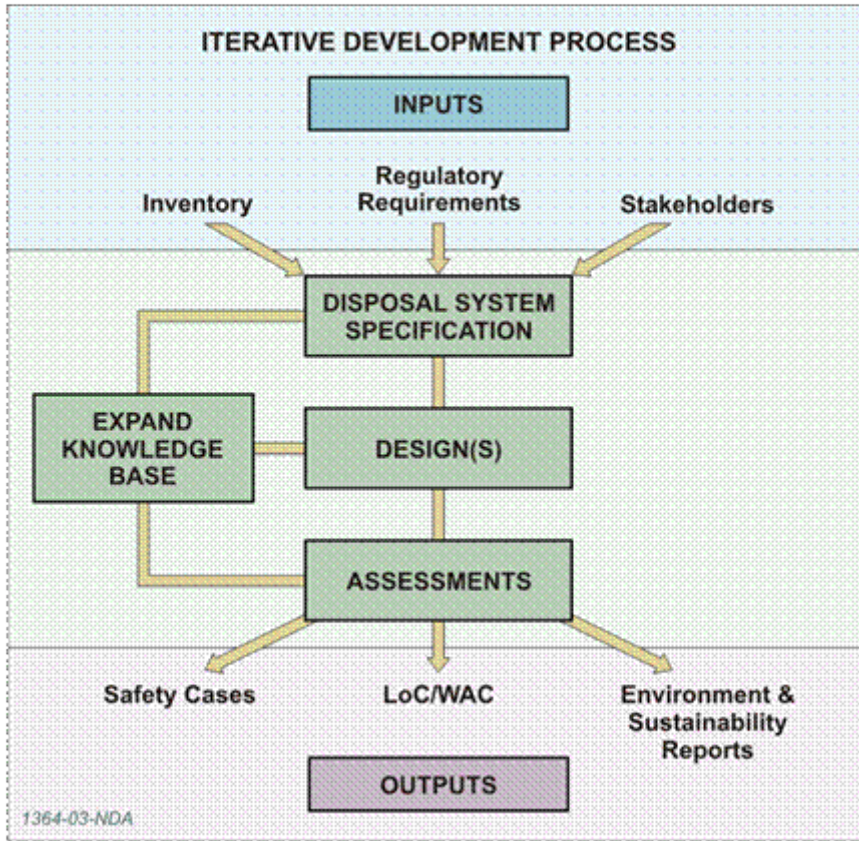


圖 3-55 處置系統開發的迭代流程圖

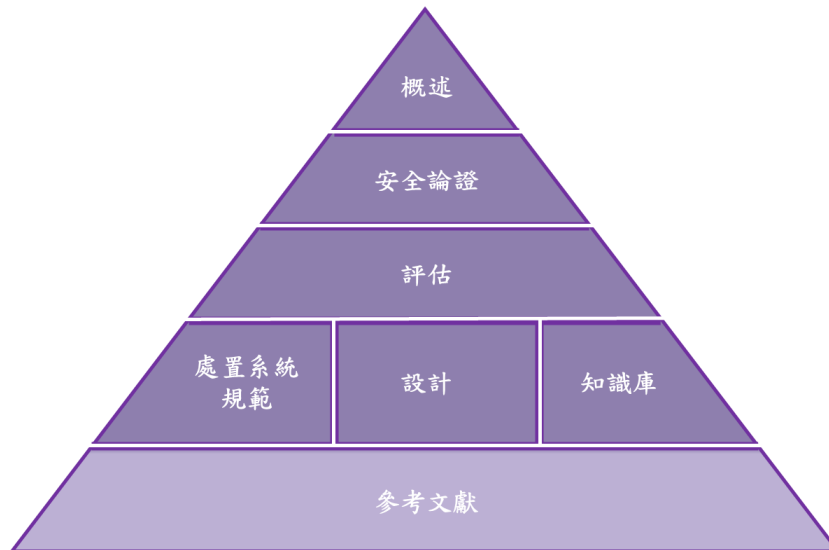


圖 3-56 地質處置-通用處置系統安全證案報告文件架構

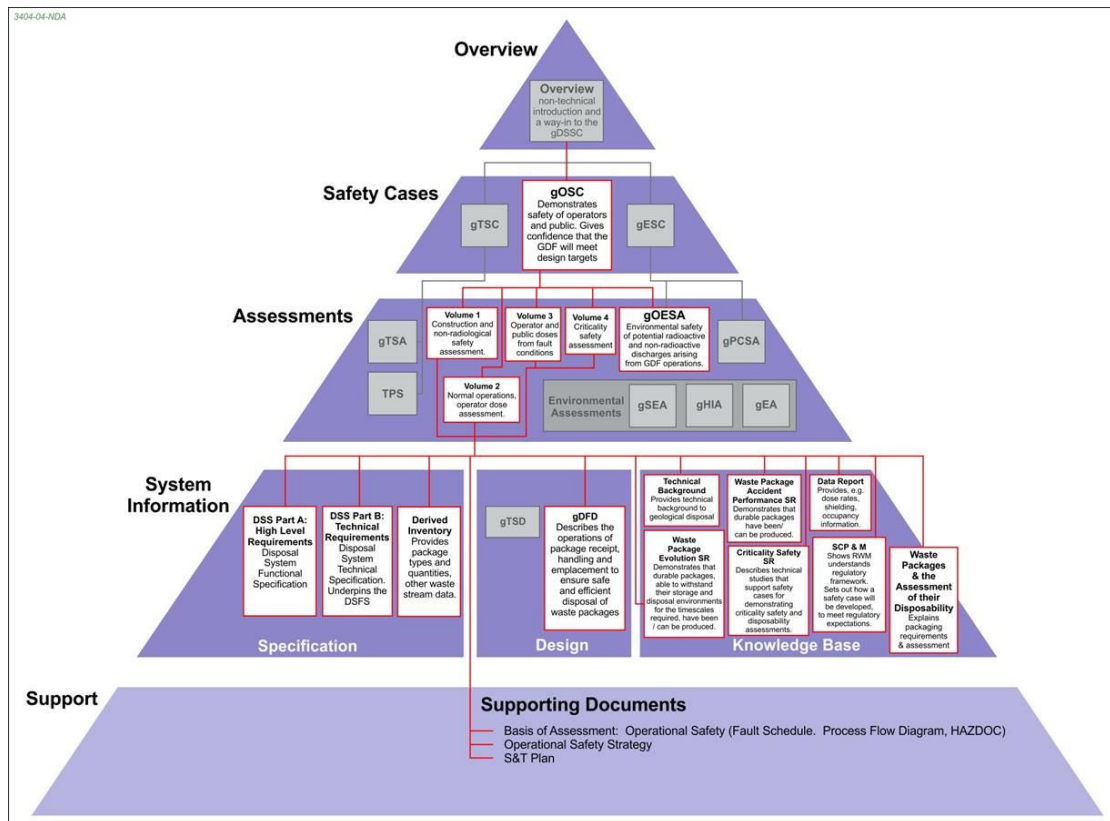


圖 3-57 地質處置-通用運轉安全證案-主報告(報告編號：NDA/DSSC/202/01)與相關文件之關係圖

在地質處置-通用處置系統安全證案中，針對廢棄物種類的分類方式進行修改，主要細分為：

- 高熱產生廢棄物(high heat generating wastes, HHGW)：現有和未來發電廠的用過核燃料和再處理用過核燃料的高放射性廢棄物(high level waste, HLW)。高活度之核分裂廢棄物，如：鈾(Pu)和高濃化鈾(high enriched uranium, HEU)，儘管這類廢棄物不會產生大量熱量，但其有類似的處理要求，因此也包括在這類廢棄物中。
- 低熱廢棄物(low heat generating wastes, LHGW)：反應爐和其他核設施的運轉和除役所產生的低放射性廢棄物(low level waste, LLW)、少量不適合近地表處置的低放射性廢棄物，以及庫存的耗乏鈾、天然鈾和低濃化鈾(depleted, natural and low-enriched uranium, DNLEU)。

上述的分類方式，將會影響廢棄物在地質處置設施中出現的時間、廢棄物包件和假設安置的關鍵差異。

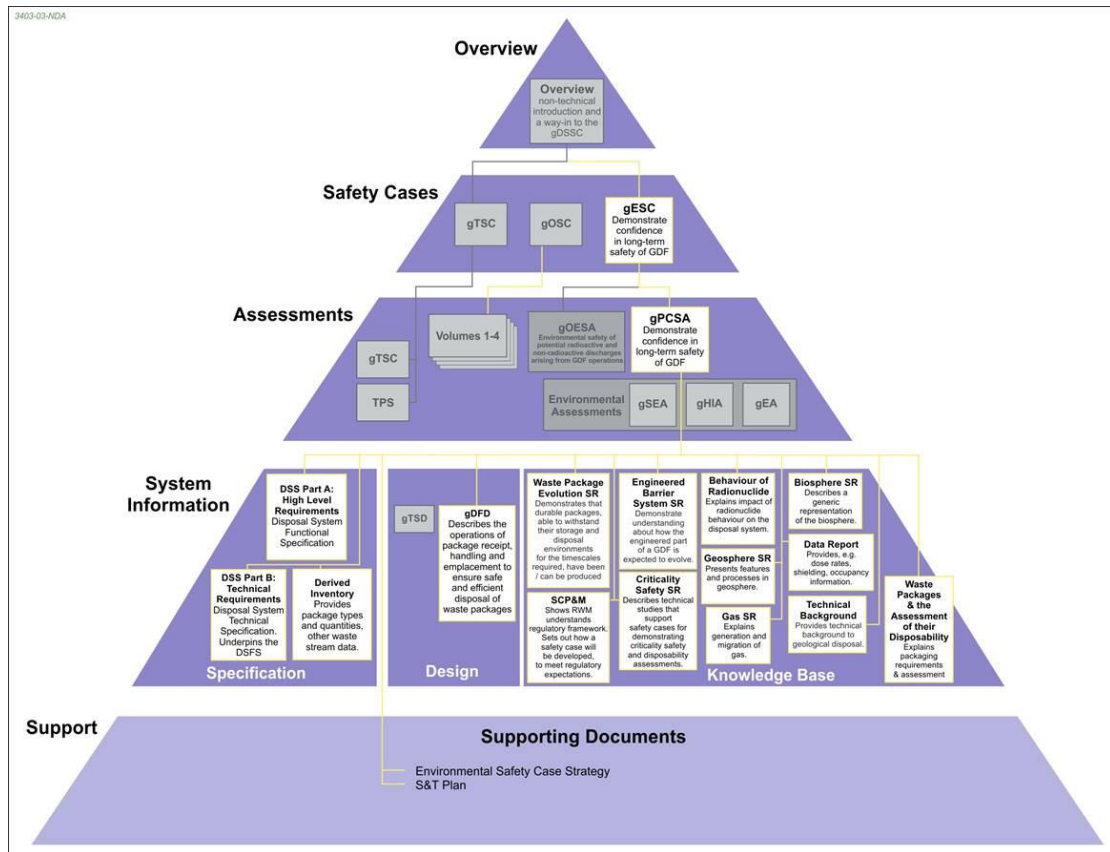


圖 3-58 地質處置一般環境安全證案-主要報告(報告編號：NDA/DSSC/203/01)與相關文件之關係圖

3.3.2 安全證案

3.3.2.1 運轉安全證案

地質處置-通用運轉安全證案-主報告(報告編號：NDA/DSSC/202/01)為通用處置系統安全證案(DSSC)的一部分，主要目的為證明計畫執行的生命週期內，地質處置設施(GDF)是安全的，其風險將是 ALARP(as low as is reasonably practicable)，所考慮的項目將包括自第一次施工活動到最終封閉期間可能存在的危險。

通用運轉安全證案主報告中，總結了運轉安全證案中的安全評估工作結果，而詳細的評估內容與相對應的章節如下：

第 1 卷：施工和非輻射安全評估(章節 3.3.3.1)

第 2 卷：正常運轉安全評估(章節 3.3.3.2)

第 3 卷：意外事故安全評估(章節 3.3.3.3)

第 4 卷：臨界狀態安全評估(章節 3.3.3.4)

安全評估所採用的風險評估流程是依據英國衛生與安全局(Health and Safety Executive, HSE)的「五步驟」來進行，步驟如下：

第 1 步：識別危險。

第 2 步：決定可能受到傷害的人員以及如何受到傷害。

第 3 步：評估風險並決定必要條件和預防措施。

第 4 步：記錄調查結果並實施。

第 5 步：審查評估，且在必要時進行更新。

各項安全評估(第 1 至 4 卷)的具體方法、結果和未來行動概述如下：

第 1 卷：施工和非輻射安全評估：

傳統安全評估的重點是制定可靠的危險管理策略，儘早識別此類問題並規劃解決方案，以確保採用設計原則，為未來的設計開發和最佳化提供資訊。相關報告已彙整出 12 個高階通用的常規故障序列組合(conventional generic fault sequence groups, CgFSGs)，並在安全評估過程中納入考量；其中，針對施工階段的潛在危害而言，以下常規故障最為重要，包括：地下結構坍塌(包括落石)、火災和爆炸(尤其是在地下環境中)、溢流水(尤其是在地下環境中)、交通事故及地下空氣品質。

第 2 卷：正常運轉安全評估：

正常運轉安全評估的重點是判識需要優化或支持的相關作為，以確保工程設計在運轉上的安全性。正常運轉的標準評估機制主要是以地質處置設施操作員、其他現場工作人員和公眾在正常操作下所接受的輻射劑量，包括：直接劑量形式的外部輻射及現場活動產生的內部輻射(如吸入顆粒物質或氣體排放)。評估操作員或其他現場工作人員所接受劑量的主要評估發現如下：

- 人員接受劑量的評估可透過 PFD(processes flow description)的架構，清楚地將任務、工人群體、廢棄物流、包件、位置和時間表聯繫起來。
- 在地質處置設施中，「最需要注意進行優化的設計」及「缺乏與流程需求相關的明確定義」兩方面，現階段有能力判識，如：對於操作員執行

任務要求的定義。

- 目前標準核能工業解決方案執行均能夠被滿足。
- 根據運轉期間的氣體釋放峰值，空氣排放對公眾的年劑量預計是可接受的。

公眾所接受劑量的主要評估如下：

- 運轉期間因氣體釋放峰值時，公眾所接受的總劑量將遠低於法定限值。

第3卷：意外事故安全評估：

意外事故安全評估根據初步故障時間表得出七個危險分析(Hazard Analysis, HAZAN)組。每個評估都會考慮所有廢棄物類型的最重要潛在故障。危險分析組包含了以下問題：

- HAZAN 1：由於系統或操作員的錯誤導致屏蔽故障失效，意外接觸廢棄物包件內容物。
- HAZAN 2：由於干擾、累積或污染物轉移所導致的圍阻功能故障失效。
- HAZAN 3：由於廢棄物包件或設施的影響，造成荷重和衝擊脫落，導致屏蔽完整性和圍阻功能故障失效。
- HAZAN 4：由於過程或系統故障引發的火災。
- HAZAN 5：由廠外故障所引發的外部危險(不受操作員控制，範圍包括：空中/地面/廠外)。
- HAZAN 6：由廠內故障進而影響其它安全功能故障失效所引發的內部危險(操作員可控制，包括火災)。
- HAZAN 7：由幾何變化、減速劑添加或裂化材料的額外反射、移動和累積、以及不合規包件所導致的故障。

在確定適用於英國地質處置設施的外部危害基線後，可提供選址過程和地質處置設施設計的基礎，而邊界外部危險可分為自然外部危害(如強風、強降水、降雪和極端溫度)、人為外部危害(如鄰近現場或設施的危險)、地震事件及地震等事件引起的地下設施溢流水。

第4卷：臨界狀態安全評估：

臨界狀態安全評估的重點是識別那些可能在運轉階段引入臨界性風險的區

域。安全評估屬於定性的方式，僅限於考慮廢棄物包件的故障控制，以及運轉階段可能導致臨界事件的故障。評估結果顯示，在正常運轉和設計基準故障情況下發生臨界狀態的可能性很低。

在《核設施法》(Nuclear Installations Act, NIA)的背景下，通用運轉安全證案並不是一個完整的安全證案，範圍僅限於正常操作和事故的說明性評估。相反的，通用運轉安全證案是一項可行性研究，基於對最重要危險的識別和評估，旨在為未來的設計開發提供資訊，並確定任何從挑戰到可行性過程中所需的解析，以便提升在選址階段提供通過核准的信心度。

通用運轉安全證案報告的目的是總結安全論證的制定過程，以及相對應驗證方式的展示。如果已確定危險管理策略，但尚未採用，則應提供證據，證明在適當的時候是可以實行的。透過運轉安全證案主報告中的聲明、論據和證據得出的結論，可在地質處置設施建造和運行時，滿足監管單位的期望和 RWM 安全標準。

核能運轉安全手冊(Nuclear Operational Safety Manual, NOSM)所採用的安全評估流程是依據健康與安全行政(Health and Safety Executive, HSE)的「五步驟」所建立，表 3-15 詳細介紹這些步驟以及與 NOSM 和通用運轉安全證案報告中的相關章節對應。

表 3-15 安全評估流程

HSE 步驟	RWM 程序	通用運轉安全證案
第一步：識別危險	危險識別(NOSM N2.1) 篩選和分組(NOSM N2.2)	危險和可操作性(Hazard and operability, HAZOP) 0&1 研究報告 (輻射危害) 完整危險日誌 初步故障一覽表(輻射危害) 綜合危險日誌(常規危害)
第二步：決定可能受到傷害的人員以及如何受到傷害	常規和放射性故障分析 (NOSM N2.3 和 N2.4)	第 1 卷的基礎工作(施工和非輻射危害) HAZANs(涵蓋意外輻射事故)

第 3 步：評估風險並決定必要條件和預防措施	故障分析，包括安全要求和/或危險管理策略的定義 (NOSM N2.3、N2.4 和 N3)	HAZANs 總表 (涵蓋臨界狀態輻射事故) 正常運轉安全評估(涵蓋輻射危害)
第 4 步：記錄調查結果並實施	安全運轉包絡線的定義 (NOSM N3)	危險評估文件(Hazard assessment document, HAZDOC) 第 1 卷(施工和非輻射危害) 第 2 卷(正常運轉輻射危害) 第 3 卷(意外輻射事故) 第 4 卷(臨界狀態輻射事故) 主報告 遠期行動計畫時間表
第 5 步：審查評估，且在必要時進行更新	符合計畫生命週期的安全證 案和設計開發 符合計畫生命週期的安全證 案審查和維護 (NOSM N1 和 N4)	遠期行動計畫時間表

3.3.2.2 環境安全證案

英國對高放射性廢棄物的長期管理政策是以深層地質處置為主，並啟動了一個新的選址過程，以確定適合建設地質處置設施的場址。以長期環境安全而言，一個合適的場址應必須具備地質條件和工程障壁設計能夠侷限含有放射性物質及任何由廢棄物產生的潛在非放射性危害。廣義而言，在英國三種不同類型的岩石，包括：高強度岩石(如花崗岩)、低強度沈積岩(如粘土)和蒸發岩(鹽岩)，被認為可能適合建地質處置設施的建造。地質處置一般環境安全證案-主要報告(報告編號：NDA/DSSC/203/01)主要討論在每個地質環境中，地質障壁在放射性廢棄物的隔離和放射性物質外洩的遏制上，如何提供地質處置設施在環境安全功能的支持。

本一般環境安全證案報告針對每個地質環境和工程障壁系統的組合進行環境安全功能的分析，分析結果提供了對於不同地質環境中所構建地質處置設施的預期演變(基本情景)的理解。分析內容依據現今已建立的成熟科學知識，包括控

制地質處置設施的各種物理和化學過程以及放射性衰變規律，推估影響系統演化的特徵、事件和過程(features, events and processes, FEPs)。根據不同地質環境和處置概念組合的案例，該研究報告發展了相對簡單的總體系統模型。案例並非針對任何特定場址，其旨在說明地質環境和所考慮的地質處置設施設計的範圍，以及每個概念的障壁元件所提供遏制功能的演變。一般環境安全證案報告為未來地質處置設施選址與特定場址設計開發提供了安全性理解的基礎。一般環境安全證案報告將持續維持直到特定場址環境安全證案有足夠信心之前。一般環境安全證案報告將保有地質處置設施在不同地質環境中於設計、建造和運轉的靈活性，並避免其它處置選項過早受到排除。一般環境安全證案報告主要之目的為提供地質處置設施在一系列地質環境中的建造，提供長期的環境安全信心。

一般環境安全證案-主要報告為地質處置-通用處置系統安全證案的三個安全證案報告之一，該研究報告主要由地質處置通用運轉環境安全評估(Operational Environmental Safety Assessment, OESA，報告編號：NDA/DSSC/315/01)及地質處置通用封閉後安全評估(Post-closure Safety Assessment, PCSA，報告編號：NDA/DSSC/321/01)所架構而成，地質處置通用運轉環境安全評估主要為運轉時的環境安全評估，而地質處置通用封閉後安全評估則涉及地質處置設施在封閉後，放射性物質如何從廢棄物包件中釋放，並在工程和地質障壁系統內長期遷移的情形，為一個定量分析。

一般環境安全證案-主要報告旨在傳達在完成放射性廢棄物的地質處置時，如何確保環境安全的方式，不僅在廢棄物處理時，亦包含廢棄物安置和處置設施封閉後。該研究報告中對於環境安全的目標與環境監管機構於放射性廢棄物地質處置設施授權要求(Guidance on Requirements for Authorisation, GRA)中包含的基本保護目標是一致的。此外，環境安全的目標也符合國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)的基本安全目標，即保護公眾和環境免受游離輻射的有害影響。

發展一般環境安全證案報告為執行高放射性廢棄物地質處置計畫中很重要的一環，一般環境安全證案報告必須提供地質處置設施在封閉後，能夠有信心在數百年至數千年的時間內保持安全，且不需要積極維護。為支持特定場址在處置放射性廢棄物的環境許可證申請時，能夠提出一份安全評估的實質文件，該研究報告羅列必須涵蓋之內容如下：

- 所選場址及其涉及的地質、水文地質、地球化學、大地工程特徵和地表環境
- 廢棄物的特性，包括放射性核種和材料含量、處理和包件
- 處置設施的設計和配置，包括工程障壁的設計，以及設施的建造、運轉和封閉。
- 障壁系統各處置單元提供的環境安全功能
- 地質處置設施封閉後多重障壁系統的演變
- 模式模擬評估處置系統及其障壁功能
- 以半定量和定性證據建立環境安全聲明信心

隨著潛在地質處置設施場址的逐漸明朗，RWM 將開始針對特定場址的環境安全證案報告進行開發，相關流程如圖 3-59 所示，圖中顯示隨著處置設施開發計畫的進行，完整的環境安全證案將提送環境保護主管機關。儘管對於一般環境安全證案報告沒有正式的監管要求，然而此報告依然將作為監管審查計畫的一部分。向環境監管機構提交的第一份正式監管文件(如圖 3-59 所示)將是初始場址評估(Initial Site Evaluation, ISE)，以獲得在特定場址開始做侵入性調查(如鑽孔)所需的許可。

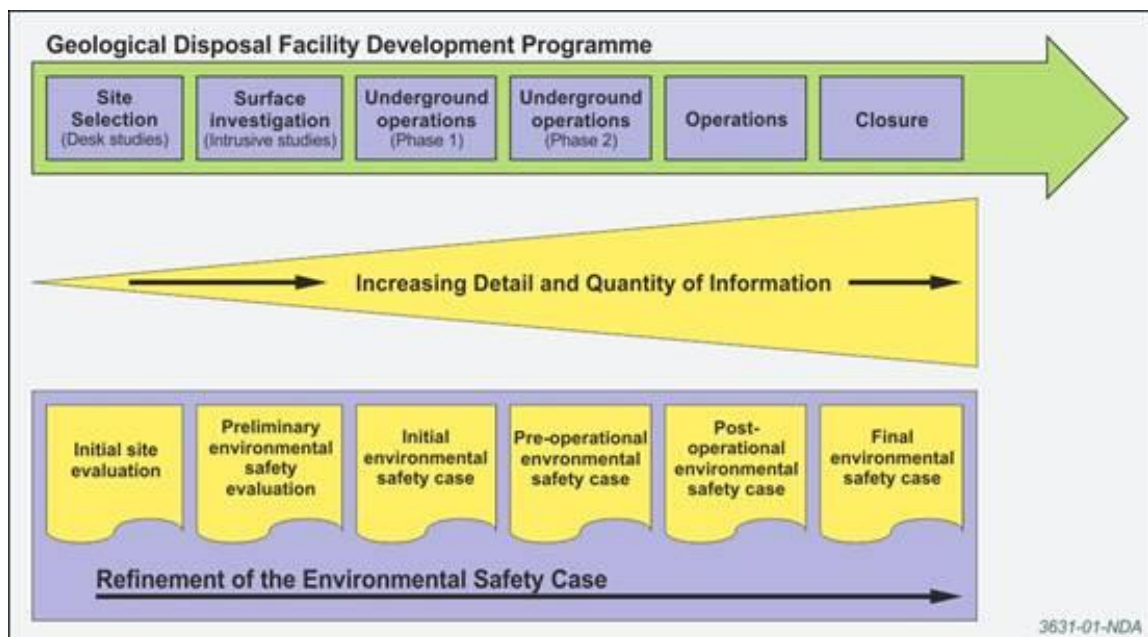


圖 3-59 特定場址的環境安全證案報告開發流程

在 HHGW 與 LHGW 兩大類放射性廢棄物的說明性處置概念設計已被確認之後，依據英國與國際間開發的概念，選擇相對應的參考案例作為地質處置設施的環境安全評估證案，如表 3-16 所示。

表 3-16 說明性通用地質處置設施概念環境安全評估證案所考慮的相對應案例

母岩	在通用模型中考慮的概念示例用於 LHGW 處理的 ESC	在通用模型中考慮的概念示例 HHGW 處置的 ESC
高強度岩石	英國 ILW/LLW 概念 (RWM, UK)	KBS-3V 概念 (SKB, Sweden)
低強度沈積岩	Opalinus 粘土概念 (Nagra, Switzerland)	Opalinus 粘土概念 (Nagra, Switzerland)
蒸發岩	WIPP 層狀鹽概念 (美國能源部, 美國)	Gorleben 鹽丘概念 (DBE, Germany)

地質處置設施評估的第一步是瞭解需要評估的內容，以一般環境安全證案報告而言，需要考慮可能影響地質處置設施長期安全的特徵、事件和過程(統稱為 FEPs)。經濟合作暨發展組織核能署(Organisation for Economic Co-operation and Development – Nuclear Energy Agency, OECD NEA)開發了一個國際 FEP 資料庫，以國際上多國地質處置設施的安全證案作為參考清單。為增加任何新確定的 FEP，以及確保所有可能與英國地質處置設施相關的 FEP，對於 NEA 的 FEP 資料庫持續進行審查。FEP 主要用於描述處置系統及其預期的發展方式，而預期或自然的演化則被定義為基本情節(base scenario)，基本情節包含所有被認為更有可能發生的 FEP，包括：處置系統的所有特徵(例如，廢棄物、其容器、緩衝區或回填物以及地質環境特徵)，影響處置系統的所有自然程序(例如：地下水移動、吸附、溶解度、放射性衰變和腐蝕過程)以及預計會發生的任何事件(例如：處置區的再飽和)。

在描述和分析地質處置設施的性能時，考慮下列三種不同的環境安全狀態，包括：工程障壁系統之圍阻、地質天然障壁之圍阻以及放射性核種外釋至生物圈

環境的規範。這三種環境安全狀態的時間尺度因不同處置概念或同一處置概念內的不同放射性核種而有所差異。

由多重障壁系統元件所提供的環境安全功能的論證將橫跨所有可能評估的時間尺度。根據廢棄物、工程障壁系統和母岩的特性，早期瞬態階段的特徵可能是處置區域的瞬態熱、障壁材料的再飽和及岩石潛變等因素。在這一瞬態階段，許多類型的廢棄物包件在封閉後的性能取決於其包件內的廢棄物控制(排氣容器釋放的任何氣體或自通氣容器排出的受污染地下水)。在處置系統相對穩定時，放射性核種和非放射性污染物行為的不確定性可在此階段進行更可靠地量化評估，此時，對於地質處置設施性能，以概率方式進行計算評估是合適的。然而，如果不能可靠地量化不確定性，那麼概率計算的結果將變得沒有意義。在地質處置設施封閉後的數十萬年，地質環境可能會受到大規模地球和氣候過程的影響，例如構造作用(包括地震)、沈降、隆起和侵蝕、永凍土發育和冰川期，而這些大自然過程將影響英國地質處置設施鄰近的條件。然而，在特定地區確定為潛在場址之前，RWM 認為針對大規模自然過程對地質處置設施性能的影響，進行詳細的評估將不適合。RWM 對於地質處置設施性能的評估方法將橫跨許多不同的時間尺度，而其相對應的推論過程彙整於圖 3-60。

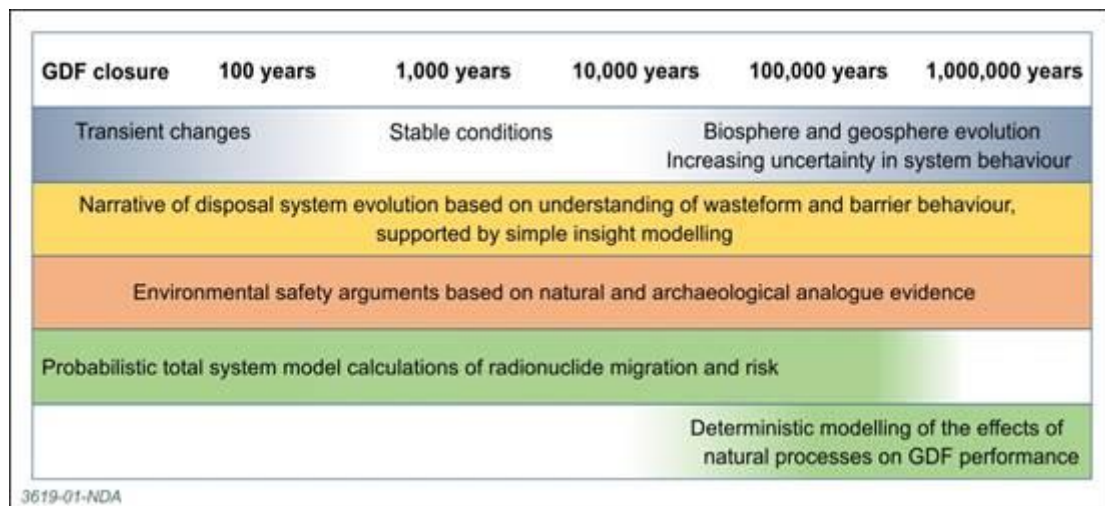


圖 3-60 不同時間尺度下 RWM 對於地質處置設施性能的評估方法及其相對應的推論過程

地質處置的環境安全是通過在地下深處建造的設施中隔離廢棄物，透過被動方式確保含有放射性核種和非放射性污染物的長期安全。安全概念主要基於滿足

RWM 通用處置系統規範中所定義的地質處置設施長期安全要求。表 3-17 列出高標準的長期安全要求。

表 3-17 RMW 處置系統規範中與地質處置設施封閉後安全相關的長期安全要求

安全問題	要求
工程障壁系統功能的維護	處置系統所處的環境中，其工程障壁系統的功能將保持一段時間，以防止放射性核種和有毒物質大量釋放到表面，進而造成損害
封閉後的安全	處置系統應確保進入地下水的放射性核種或有毒物質的量不會影響安全
氣體生成和遷移	處置系統應確保設施中產生的任何氣體不會危及安全地質處置設施的設計，並確保處置模組內不會產生氣體壓力，從而導致： <ul style="list-style-type: none"> • 對工程結構或母岩造成重大損害 • 形成溶解放射性核種傳輸的途徑
自然事件與氣候變遷	環境中自然事件與氣候變遷不會影響封閉後的安全功能。
場址特徵	處置系統所處的環境中，充分的場址特徵描述，可證明其安全性
長期演變的理解	對於處置系統所處的環境，其長期演變對安全的影響應該要能夠理解
人類入侵	處置系統的開發能夠評估人類入侵的後果，並採取任何實際措施來降低此可能性
被動安全	應僅可能通過被動方式確保處置系統設計的安全
多重安全功能	工程障壁的設計應確保提供多種安全功能，處置系統的整體性不能依賴單一安全功能

3.3.3 安全評估

3.3.3.1 施工及非輻射安全評估

地質處置通用運轉安全評估-第 1 卷-施工及非輻射安全評估(報告編號：NDA/DSSC/311/01)報告為通用運轉安全評估的四本分冊之一與總結報告構成通用運轉安全證案(Operational Safety Case, OSC)。報告內容主要論述地質處置設施的常規安全危害。不包括與 GDF 施工和運轉相關的輻射和環境後果評估。該研究報告說明下列事項：

- 針對 GDF 施工和運轉方面進行危險識別研究，以識別常規危險。
- 將已識別的危險分為常規安全故障失效之危險序列組合。
- 確立控制措施，並規定安全管理該危險組合的最低要求。確定核工業內部的相關良好操作和施工作業程序，包括地表和地下土木工程以及地下環境中的施工和操作程序。
- 施工和非輻射安全評估將為危害管理策略提供基礎，包括設計原則，該原則將針對每個危險組合應用於 GDF 安全設計。
- 對相關事件和專案進行審視，並確立安全評估所需要的要求。
- 審視 GDF 現場同時進行的作業活動產生的問題，以及常規危險對於母岩環境的影響。
- 確立安全管理和常規危險之防範措施，係為確保人員、施工和操作安全的關鍵，並將安全標準列入 GDF 設計過程。

地質處置之施工和非輻射安全評估有那些具有重大潛在危害的“常規”危險。此類危險需要進行危險管理策略和穩健的工程設計，確保工作者、公眾和環境的安全。因地質處置設施當前設計開發階段係為可行性研究，目前，尚無法提供具體現場佈局、設計、運轉作業和相關工作任務的詳細說明。因此，施工和非輻射危害安全評估係源自地質處置設施作為功能流程描述的代表。

危險識別過程整理並記錄在說明性的綜合危險日誌中。常規危險(即施工和非放射性)被分為 12 個危險組合，包括：(1)工作場所交通，(2)高空作業和載重，(3)結構坍塌，(4)設備/機械，(5)火災和爆炸，(6)爆裂拋射和爆炸後超壓，(7)空氣中有害物質和空氣品質(包含窒息)，(8)溢流水，(9)電氣危害，(10)噪音和震動，(11)同時作業活動(也稱為“衝突危險”)，(12)職業性災害。以下分別介紹之：

(1) 工作場所交通危險

工作場所中涉及施工和運營道路或鐵路車輛的所有假定運輸事故。細分為以下原因造成的假設事件：車對人碰撞、車對車碰撞和車對設施碰撞。這些危險可能發生在整個 GDF 以及施工和運轉的各個階段。

在 GDF 施工期間可能會在整個現場使用各種類型的車輛、挖掘機和起重機，涉及許多永久性和臨時性結構的施工。運營期間將使用鐵路系統或重型貨車在現場周圍的運輸包件。這些危險可能會導致操作員直接受到車輛的影響，導致人員受傷或死亡，或導致車輛損壞 GDF 系統，如通風，這也可能間接導致傷害。車輛事故還可能影響其他 GDF 安全系統，包括執行核安全功能的系統。這是輻射危害分析的一部分。GDF 的設計和操作考慮了符合 EICCP (Eliminate, Reduce, Isolate, Control, Protect; 消除、減少、隔離、控制、保護) 原則的所有合理可行的步驟。在車輛和行人之間設置障礙物，為車輛提供合適的交通路線；利用專用單一用途路線，避免混合運輸作業活動；為重要系統提供衝擊保護，例如通風，或將這些系統放置在遠離道路的地方等隔離措施。並利用適當的照明、警示信號燈、監控閉路電視，以及培訓、監督、程序過程建檔等作業進行控制。

(2) 高空作業和載重物危險

該危險組合包括高空作業和載重產生的危險。包括操作員從梯子上墜落、在移動過程中或在高處存放物體掉落等事件。這種類型的危險可能發生在整個 GDF 以及施工和運轉的所有階段。

這些危險可能導致工人因墜落或掉落的貨物而直接受傷。掉落的載重物也可能損壞 GDF 系統，從而間接造成傷害。與所有重大基礎設施開發一樣，在 GDF 施工期間起重機可能會廣泛使用，這將導致提升載重物危險發生頻率。此外，建築工人在高空工作也是有墜落風險。

依據 EICCP 原則進行所有合理可行的步驟。在操作過程中對於包件、材料和貨物起重之要求規定，例如：起重設備/貨架應適用於其使用或提供的目的(即足夠堅固和穩定)，並應以適當的間隔進行適當維護和檢查，並明顯標記任何適當的資訊(例如，安全工作負載)、應定位或安裝起重設備/負載，以防止其他活動的干擾，從而將受傷風險降至最低/降低(例如，設備或負載

墜落或撞擊操作員)、設備維護僅限於具有適當資格和經驗的操作員，以承擔特定任務，包括“硬性”措施(如合適的防護裝置、保護裝置、標記和警告裝置、緊急停止按鈕和個人防護設備)和“軟性”措施(例如，僅在設備封閉時進行維護)進行控制。

(3) 結構坍塌

該危險組合包括與隧道和拱頂等地下構造物的結構坍塌有關之危險。亦包括地下開採期間的崩落碎石。由於地下環境中的結構特徵坍塌，這些危險可能導致操作員直接受傷或死亡。地下結構坍塌也有可能影響地面建築物和作業，結構坍塌也可能影響 GDF 安全系統，包括執行核安全功能的系統。這屬於放射性封阻功能故障失效分析的一部分，並當作內部危險處理。依據 EICCP 原則處理以降低坍塌風險，包括：具有適當的安全高度完整性設計流程和性能要求規範。施工前對地面條件進行調查，並在岩石力學特性描述後回饋設計要求；安裝各種結構支撐系統，如混凝土襯砌、網或岩錨。確保施工活動與置放作業分開；開挖作業期間禁止操作員進入區域；確保逃生途徑與存在結構倒塌風險的任何區域隔離；提供安全區和應急支援設備。以及防止開挖或鄰近地面的任何部分因工作設備或材料超載；設置監測和監視設備；確保形成開挖的牆壁、屋頂或附近的材料不會移位或掉落，從而導致人員被掩埋或受困在開挖內部；確保牆壁和屋頂在適當的時間間隔內得到適當的維護和檢查，並明顯標記任何適當的資訊；使用最合適的開挖技術，如鑽孔和爆破，以及使用機械開挖技術，包括隧道鑽掘機；透過控制爆破設計、實施振動控制和監測策略以及謹慎管理開挖作業，對開挖圍岩造成的破壞程度實施嚴格控制等措施。與定期檢查地下結構；配戴安全帽、安全靴等保護措施。

(4) 設備/機械危險

該危險組合包括所有涉及工作場所施工或運轉設備和機械的事件。事故可能是由於操作員錯誤使用設備或機械，或由於設備故障造成的。這種類型的危險可能發生在整個 GDF 以及施工和運轉的所有階段。預計將需要大量的設備和機械來支援 GDF 的施工和存在一系列危險的操作。

這些危險可能導致員工受傷或死亡，或損壞其他 GDF 設備和系統。GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，包括：考慮

不太危險的替代設備/機械；使用適合其預期用途的機械，並盡可能減少所需能量，例如機械動力速度/電壓。在機器周圍提供間隙，並儘量減少操作員在機器危險區域附近的參與；確保安全的現場佈局(如在機械和正常工作區域、行人和車輛路線之間設置障壁)；確保為正在進行的活動和“保護”設計的技術成熟的安全機械(例如，防護裝置、警告/標籤、警報和緊急停止按鈕等)；防止不安全的進入或操作，應適當維護和定期檢查。根據評估的風險，儘量減少機械(帶有外露或可接近的運作部件)，並制定一般機械安全預防措施，例如，確保所使用的所有設備的製造符合規範；聘用合格人員並按照規定作業程序，依據時間表進行維護和檢查。使用安全帽、安全靴、防護手套和護目鏡進行保護。

(5) 火災和爆炸危險

該危險組合包括工作場所的所有火災和爆炸，可能發生在有燃料、點火和氧氣來源的任何地方。天然易燃氣體，如甲烷(施工期間可能從母岩外釋)的爆炸和火災風險。爆炸後爆裂物彈射/超壓產生的任何危險都被視為“彈射和爆炸、超壓危險”。施工期間，預計可能會有額外的作業活動，這可能會帶來火災和爆炸危險，例如焊接和熱加工。運轉期間，電氣設備和運輸車輛可能引發火災和爆炸，這可能會造成重大危險。應注意的是，由於 GDF 的大部分位於地下，火災和爆炸危險可能會提出具體的額外要求。需要採用更嚴格的地下環境要求規定，例如既有之挖礦安全規定法規。

如果不採取保護措施，操作員可能會因燃燒氣體的積聚和氧氣的消耗而受到火災的直接影響或間接窒息。火災/煙霧還可能影響其他 GDF 安全系統，包括執行核安全功能的系統，如監控和通風系統。核安全影響將作為放射性封阻故障失效分析的一部分，並屬於內部危險進行處理。

涉及化學品儲存、使用或產生的工作可能會產生蒸汽或灰塵，容易燃燒或產生爆炸性環境。GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，如：指定不可燃或阻燃材料；避免燃料源(如可行)；避免火源，如電弧/火花、焊接；在更安全的環境中開展作業活動，如於地面先行模組化建造。儘可能降低火災發生的可能性，例如車輛設計和燃油油位；在電纜、輪胎等中使用耐火材料，儘量減少任何指定區域的可燃材料；保持專用應急

路線沒有任何可燃材料，儘量減少動火作業的火源等。利用防煙罩、安全避難所進行保護措施。

(6) 爆裂拋射和爆炸後超壓危險

該危險組合包括工作場所因以下原因產生的爆裂彈射物、爆炸和超壓危險：爆炸物的使用；壓力系統或高能設備(如高壓(HV)變壓器)的破壞性故障；以及爆炸性環境的爆炸。雖然爆炸物的使用只會發生在開挖作業期間，但在整個 GDF 以及施工和運轉各個階段，可能會發生爆裂拋射和爆炸後超壓。施工期間，主要危險可能與炸藥的使用有關。然而，採用高能系統來支援施工活動(如電力系統和壓縮氣體)。母岩外釋出的氣體也會在施工區域造成持續的危險。在運轉期間高壓變壓器、高壓系統和旋轉機械可能會在本危險組合中造成重大事故。

GDF 的設計和操作考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，如：指定化學反應性和可燃性較低的材料(包括受損時，例如減少灰塵形成)；儘量減少動火作業以及工廠和電氣裝置的火源；防止爆炸性環境中的所有點火源(例如，車輛產生的明火或靜電/火花)等。儲存與工作區域隔離的爆炸物，儘量減少人員接觸；提供爆破/隔離和分區規定，以確保防火和防止爆炸傳播。移除有毒和/或爆炸性氣體的通風系統；提供檢測危險情況的系統。提供安全帽和安全靴的保護。

(7) 空氣中有害物質和空氣品質

在工作場所使用或製造的許多材料或物質都是有害的。它們可能以固體、液體或顆粒/氣體的形式存在，並且可能存在於油漆和清潔劑到灰塵(尤其是在挖掘活動期間和施工期間的水泥粉塵)、廢氣(尤其是在封閉空間/地下)、有機物或廢棄物的任何物質中。化學毒性危害範圍內的放射性核種，如鈾同位素。

該危險組合處理可能導致操作員受到人為和自然危險物質潛在接觸傷害。傷害可能以下列形式發生：立即中毒、哮喘或其他疾病造成的傷害或死亡，或包括癌症在內的長期慢性的身體嚴重傷害。此外，此類有害物質的累積可能對空氣品質產生不利影響，尤其是在地下環境中，對工作人員造成不利影響。GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，

如：使用替代性非危險物質；使用危險性較小的替代材料；使用能夠最大限度地減少煙霧、灰塵、氣體產生的設備、材料和活動；隔離正常工作區域和逃生路線的煙霧、灰塵、氣體源，並發出適當警告；將危險物質的接收、處理和儲存與正常工作區域、逃生路線和適當警告隔離；有效監測煙霧、灰塵、氣體，以確保工作場所接觸為法規規定之安全限值；提供適當的控制措施，如水和水分，以及應適當維護和檢查設備或局部抽氣通風；有效監測接觸有害物質的情況，例如，證明限值和曝露可明顯控制在規定範圍內；提供適當的控制措施，限制進入、設備或局部抽氣通風，這些通風應以適當的間隔進行適當維護和檢查。提供呼吸防護設備，以及健康監測(如適用)；提供如手套、靴子、工作服、安全眼鏡和呼吸防護設備，去汙設施(如，洗臉盆和淋浴)以及健康監測(如適用)。

(8) 溢流水危害

該危險組合包括任何可能導致大量液體(如水)流到工作場所的物質。這與 GDF 特別相關，因為重力會導致液體聚集在地下“集水坑”區域。水可能來自：環境中的天然地下水、儲水池/池塘故障失效或導致水快速進入設施的管道系統。溢流水可以是緩慢的事件，也可以是從岩石表面崩塌處快速流出溢流水。

整個 GDF 以及施工和運轉的各個階段都可能發生溢流水災害。溢流水危害可能導致運轉人員因浸水或溺水而直接受到傷害，或可能導致 GDF 系統受損，從而間接導致傷害和二次危害，如觸電。溢流水還可能影響 GDF 安全系統，包括執行核安全功能的系統。GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，包括：消除不必要的水源，如對已知水源入口點進行灌漿；消除未密封處及較大空隙的區域，消除外部水源流入的可能性；確保 GDF 的地面入口點高於預期的溢流水水位；透過提供工程障壁，儘量減少外部水源進水的可能性；確保收集和處理施工活動和地面作業產生的所有水源，不允許積水；提供襯墊，以減少高流量進水區域；提供工程導流路、坡度、收集和水流排水系統；在大型儲水設施周圍設置適當的堤壩，設置專用抽水機泵送系統，以隔離溢流洪水發生。監測水中的水流，提供警告標誌或系統及疏散程序。提供各種應急備用抽水機泵送系統。

(9) 電氣危險

該危險組合包括因操作人員在工作場使用電力和電氣設備或靠近而發生的所有事故，這些事故可能發生在整個 GDF 中的施工和運轉的各個階段。這些危險可能導致觸電造成人身傷害或死亡，與帶電部件接觸造成燒傷，或電氣設備或裝置(尤其是高壓系統)故障引起電弧。

這些事件還將成為火災的火源(見“火災危險”)，並可能導致爆炸(見“爆裂拋射和爆炸超壓危險”)。GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，包括下說明性的風險之降低措施：利用低功率系統(如可行)；使用替代動力系統，如液壓系統(如可行)；電力系統設計，包括故障檢測和保護等措施以消除該危險。確保電力供應、設備和系統的設計和建造符合適當的標準(例如，電力安全、品質和連續性法規)以及擬議的使用和操作環境(例如潮濕條件、爆炸性環境)以減少該危險性。在現場或附近埋設電纜應在施工期間隔離，並假設是帶電的；為非活動區域提供電氣隔離、物理隔離、隔離(例如，專用索道和護板)；現場上方或附近的隔離電線和/或鐵路或纜車(例如，設備/人員至少 15 公尺的最靠近通道，須將作業環境與線路隔離)；如果無法使用隔離電線，則應設置堅固、獨特、高度可見的障礙物，以防止接近、專用交叉路線和進入存儲區域；如果障礙物、交叉路線和通道防護無法進行，則應將線路隔離、接地或重新佈線，以使工程能夠繼續進行。控制高壓/電流系統，從設備、插座、供電電路輸入/現場供電連接的各個方面的電氣保護(如保險絲、剩餘電流裝置)進行控制；確保系統按照書面檢查方案進行維護和運轉；提供適當的警告和標籤。使用絕緣防護設備，如橡膠毯和絕緣帶電工具進行保護。

(10) 噪音和震動危害

該危險組合包括因工作場所噪音和振動有害影響之所有事故。噪音和振動可透過空氣傳播途徑或直接藉由處置場區或構造物傳播。這些危險可能發生在整個 GDF 以及施工和運轉的各個階段。主要的噪音和振動危害將發生在挖掘/爆破活動期間。主要的危險可能會導致工作人員受傷，尤其是在挖掘活動期間。

GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，包

括以下說明性的風險降低措施：採用設備和作業消除噪音和振動危害，並確保設備以適當的間隔進行適當維護和檢查；提供適當的控制措施，例如限制個人工作曝露時間；使用設備和作業活動以儘量減少噪音及振動危害；確保設備以適當的間隔進行適當維護和檢查。將噪音源與正常工作區域隔離，並納入適當的警告；提供適當的緩解措施，如聽力保護區；將振動源與正常工作區域隔離，並發出適當警告。有效監測和控制噪音及震動曝露。使用護耳器，提供保護措施，如符合人體工程學的夾具、支架和個人防護設備進行防護。

(11) 同時作業活動(也稱為“衝突危險”)

目前設計係假設在 GDF 現場同時進行作業活動。安置作業將與正在進行的施工活動同時進行，但在 GDF 的不同區域進行。這一方面會產生潛在危險，在安全評估中被確定為“衝突危險”。這種類型的平行活動對於管理 GDF 的運轉階段是屬必要的。同時進行的活動，如在現場運轉時修建額外設施，可能導致工作人員受傷或死亡，例如：施工所需活動之間的衝突會對安置和作業造成額外危害，反之亦然；基本系統服務故障失效，如電氣系統、地下通風。

雖然衝突本身不是一種危險，但它們可能會導致施工和/或營運人員更多危險。衝突危險還可能影響其他 GDF 安全系統，包括執行核安全功能的系統。此類衝突危險的主要控制措施是將操作(尤其是安置)和施工活動分開，從而消除大多數操作中發生衝突的可能性。因此，這兩個區域(施工和安置作業)將在物理上隔離，除非在緊急情況下或為了轉移地下特定物品，如通常使用導坑的遮罩門或工作吊車。

然而，即使同時進行的活動位於不同的區域，潛在的相互作用仍可能導致危險。這些互動可能包括：爆破活動對操作的長期影響，例如，由於影響設備的震動或影響通風系統的灰塵；影響施工/運營的現場車輛移動(施工和運輸車輛)增加；施工活動期間，操作過程吊車放置高荷重物料作業之掉落危險性風險增加。

GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，包括以下說明性的風險降低措施：識別同時/平行施工和作業活動以及消除衝

突活動造成的所有潛在危險(例如，在施工活動之前停止作業、“確保安全”並疏散作業人員)。熟練的施工技術，例如鑽孔和爆破，以及機械開挖技術的使用，包括鑽掘機，可用於所有地質環境中的施工(此類施工技術在震動方面的影響低於鑽孔和爆破方法，因此限制了振動/爆破產生衝突危險的可能性)。確保施工活動被隔離(例如，通過氣閘和密封)，並且不影響操作區域(例如，操作區域的調試);確保地下基礎設施和支持設施允許在進行中的施工作業，同時進行廢棄物處理，在這些作業活動之間進行隔離(例如在地下不同區域和區域之間使用氣閘和密封，以及提供獨立的通風回路)。實施控制措施來禁止同時進行的活動;透過控制爆破設計、實施震動控制和監測策略以及謹慎管理開挖作業，對開挖對圍岩造成的破壞程度實施嚴格控制。根據確定的潛在衝突危險，確定適當的個人防護裝備。

(12) 職業危害

該危險組合包括因工作場所內的職業而可能對人員造成傷害的所有事件。這種類型的危險可能發生在整個 GDF 以及施工和運轉的各個階段。前面討論的許多危害可能被視為職業危害，但本節涉及特定危害，如手動操作、滑倒和絆倒。

GDF 的設計和操作將考慮符合 EICCP 原則的所有合理可行的步驟，包括以下說明性的風險降低措施：使用的材料和活動消除對重型(例如>25 kg)負載、高度提升或重複動作的要求。定期清理區域，並迅速清除所有意外洩漏/廢棄物；在易滑倒和絆倒危險周圍設置障礙物隔離。提供合適、安全的人行道和走廊，配備合適的照明和良好，與潛在的外洩/污染源隔離。提供緩解措施，如護腕、安全鞋進行保護。

針對施工和非輻射安全評估，以施工階段的潛在危害而言，以下常規故障失效之危險組合最為重要：

- 地下結構坍塌，包括落石。
- 火災和爆炸(尤其是在地下環境中)。
- 溢流水(尤其是在地下環境中)。
- 交通事故。

- 地下空氣品質。

制定危害管理策略、詳細設計要求及危險防止之執行措施，將確保這些危害不致發生於運轉階段的設計基準事故。如果施工安全，設計的性質將確保其安全運轉，並做為 GDF 計畫組成的一部分。GDF 計畫通用階段已可以確認並理解常規危險，可充分控制和安排危險組合之防範措施，並納入地質處置設施設計，確保 GDF 設計可在輻射、非輻射和環境危害之間實現適當平衡的要求。

3.3.3.2 正常運轉安全評估

地質處置通用運轉安全評估第 2 卷-正常運轉安全評估(Normal Operations Safety Assessment, NOSA)(報告編號：NDA/DSSC/312/01)報告為通用運轉安全評估的四本分冊之一與總結報告構成通用運轉安全證案(Operational Safety Case, OSC)。OSC 是通用處置系統安全證案(Disposal System Safety Case, DSSC)的一部分，並更新放射性廢棄物清單以供處置的可用性。GDF 的通用正常運轉安全評估涵蓋正常運轉(輻射)活動，確定輻射危害相關的 GDF 運轉過程，以及可能導致基於事故造成任何系統故障失效(與管理正常運轉曝露相關)引起的輻射曝露。

正常運轉安全評估需要證明的主要安全聲明(Safety Claim, SC)，係為採取所有合理可行的步驟實施設計，其功能是防止或儘量減少對輻射源的常規曝露。

這需要考慮 GDF 運轉期間工作人員和公眾可能接收到正常運轉輻射劑量。在通用運轉安全證案階段，正常運轉劑量評估僅限於說明劑量分析評估，其目的是：以概念安全功能的形式，確定需要設計解決方案的正常運轉安全要求；藉由說明概念證明“需求”得到符合劑量規定，以及符合“要求”的方法；確定對劑量要求結果有更好理解，並解決評估過程所提出的安全問題；確定評估結果對所做假設條件具有敏感度。

NDA 正常運轉安全評估報告提出以下作業活動：

- 按照運轉評估的基礎(Basis of Operational Assessment, BOA)報告中的定義，運輸至 GDF 的所有廢棄物包件及其後續的接收、處理和安置作業，直至置放完成。
- 僅針對直接曝露(操作工作人員)和外釋出至生物圈環境(公眾)的輻射劑量評估

- 評估每個廢棄物組成在達到運轉最大量時的預測劑量(LHGW 為 2044 年；HHGW 為 2133 年)。這些高峰時間係由 2013 年出版之廢棄物盤存量報告和相關運輸計畫所確定。

正常運轉劑量評估係針對運轉最大量兩個年份的廢棄物包件處置量進行說明。該評估並未計算吸入、攝食和侵入途徑對操作人員和其他現場工人的內部輻射曝露，對於 GDF 操作員和現場工人，於正常運轉條件下的操作員接受劑量主要係由接收廢棄物包件的外部直接輻射，所以在這階段未計算操作員和其他現場工人因吸入途徑造成之身體內部之輻射曝露。運送至 GDF 之廢棄物包件其預期的放射性標準受到廢棄物接收法規所規定(以 IAEA 放射性物料安全運輸法規[運輸法規])及限制，並允許在公共領域運輸，因此，GDF 工作人員面臨的外部直接輻射風險將極低。且由於通風系統產生的換氣率並高於核設施規範和標準的要求，提供 GDF 工作人員維持良好地下通風之工作環境，可降低空氣中任何輻射污染相關的微粒造成輻射污染的可能性。另外，針對氣體放射性與外部直接輻射之劑量源相比，係認為廢棄物包件放射性氣體外釋可忽略不計，且因為放射性氣體很大程度取決於母岩的性質和空氣濃度，所以本階段未對天然氦氣進行評估。然而，對於攝食和侵入途徑，由於操作員和其他現場工人的劑量係屬於處置設施故障失效條件下所產生，因此亦不在正常運轉安全評估範圍內進行分析評估。

正常運轉安全評估提出放射性氣體排放對公眾的年劑量評估，因為尚未確定地面建築物和設施的佈局，且在未確定最近居住點的距離，因此未評估對公眾極低的直接外部輻射劑量。只有在處置場址有適當的詳細區域資料(如地形)時，才會針對處置設施廢水排放的後處理、廢水處理系統的設計，計算排放廢水於排放點的劑量。

未來對於正常運轉產生的輻射劑量風險進行全面評估時，需要計算排放出的輻射劑量，並包括處置設施之障壁安全功能。所以，對於正常運轉安全評估，須計算 GDF 操作人員接收到的劑量，以及說明性設計中的所有障壁安全功能。但 NDA 在正常運轉安全評估報告指出：由於現階段處置場址及任務設計尚不夠詳細，無法完成全面評估，只能得出與場址安全評估性質一致的結論。因此，在本階段未就排放劑量之可接受性做出明確聲明。未來當有足夠詳細的設計資料時，將再針對排放劑量完整評估。然而，在這個階段可以說明的是劑量率安全目標的

具體性能要求，需要透過優化時間、距離和屏蔽來滿足這些劑量安全要求。正常運轉安全評估報告亦不包括環境影響評估，也不包括廢棄物包件運輸至地質處置設施之過程。

1. 安全評估方法

NDA 提出之正常運轉安全評估係為確定 GDF 內之輻射危害潛在問題，以及解決這些問題的可行措施。評估的目的為證明滿足安全標準之法規限值，並提出論據，滿足以下要求：

- 放射性廢棄物管理局(RWM)已發展出基於 GDF 功能流程描述(PFD)正常運轉之劑量安全評估
- 可以證明基於法規要求的功能流程描述，並且可確定任何有關安全評估描述之“關鍵點”
- 所需的劑量減少因子可以透過核工業標準解決方案來實現，任何提出的解決方案都需透過方案選擇和適當的任務設計得出，以確保 GDF 正常運轉的劑量被證明是最低合理可行(as low as reasonably practicable; ALARP)且為合理抑低。
- 設計出具高度信心且可行的地質處置設施，能安全運轉，並對工作人員和公眾的任何輻射曝露和劑量都將降至最低，並證明是可以接受且符合 ALARP

2. 安全評估標準

GDF 通用階段的正常運轉安全評估係針對劑量分析評估，作為可行性評估的一部分，並將劑量分析結果與法規劑量標準進行比較(如表 3-18)。說明性評估確定哪些地方需要設計規定及其相關性能要求(如工程設計或任務設計)，以限制潛在曝露並滿足劑量標準。

表 3-18 正常運轉安全評估劑量標準

年有效劑量(mSv)		
標準	從事游離輻射 的工作人員	公眾
法定劑量限值/RWM 劑量限制(標準)	20	1

場址其他員工的 RWM 劑量限值為每年 2 mSv。這限值並不適用於本次劑量評估分析之限制標準，因為設計定義和對操作員活動的全部範圍的理解不足，無法進行有意義的評估，不會作為 GDF 設計的要求條件。

3. NDA 正常運轉安全評估總結

說明性安全評估已提供與以下相關的證據，包括：已遵循的流程、評估範圍、需要設計規定的已識別危害的性質、與其控制相關的監管標準，以及需要採取的危害管理策略，以防止或儘量減少常規劑量之曝露。

NDA 提出之正常運轉安全評估內容，已評估 GDF 操作員、其他現場工人和公眾可接受輻射劑量的曝露途徑，即：外部輻射(直接劑量)；現場活動產生的內部輻射，如吸入顆粒物質或放射性氣體排放。

在 GDF 實施的當前通用階段，正常運轉活動的設計定義無法產生完整的最終安全評估。目前的評估係基於說明性篩選劑量，這表明未來進行全面評估是可行的。目前的評估僅確定需要藉由適當設計管理、減少和/或優化劑量的地質處置設施區域和相關劑量接受之曝露群體。

該初步評估已提供高水準信心，即滿足 GDF 安全要求的方法(採用當今的技術)，並且地質處置設施可安全運轉。然而在輻射安全方面，提出之基本功能流程尚未進行最佳化，且目前地質處置設施並未包括在合理可行情況下，確保所有障壁系統皆滿足 RWM 之安全標準所需的安全功能。

根據 GDF 的正常運轉安全評估，得出以下結論：

- RWM 開發基於 GDF 功能之 PFD 評估劑量的重要能力。這可快速、明確地評估廢棄物流、包件、位置和時間表對整體正常運轉劑量負擔的貢獻。
- 已確定作業處理區域及其相關操作和位置，並需要相關工程規定，例如：

在處理未屏蔽的中放射性廢棄物(Unshielded Intermediate Level Waste; UILW)的地方，將實施屏蔽遠端處理設施。

- RWM 現在已有能力確定下列事項：GDF 中需要關注或最佳化設計的區域；“處置作業需要”和“處置任務要求”發展的領域方向。
- 透過核工業標準解決方案來實現所需的劑量減少因子，任何提出的解決方案都需透過方案選擇和適當的任務設計得出，以確保 GDF 正常運轉的劑量被證明是最低合理可行。
- 根據運轉期間的氣體外釋峰值，預計空氣中排放對公眾的年劑量將非常低且是可以接受的。

3.3.3.3 意外事故安全評估

地質處置通用運轉安全評估第 3 卷-意外事故安全評估(Accident Safety Assessment, ASA)(報告編號：NDA/DSSC/313/01)報告為通用運轉安全評估的四本分冊之一與總結報告構成通用運轉安全證案(Operational Safety Case, OSC)。該研究報告提出所有合理可行的步驟來進行處置系統設計以滿足安全要求規定，其功能係為防止或減輕輻射事故的後果。此意外事故安全評估，係構成運轉安全證案之一部分。前述安全評估第 2 卷(正常運轉安全評估)已確立地質處置設施內輻射曝露的潛在位置，計算劑量評估結果以界定最高潛在危險區域，可提供處置設施設計及障壁功能之重要依據，並確保達到 RWM 劑量標準。根據潛在曝露的程度，提高處置設施安全措施，包括工程障壁之功能特性及封閉後管理控制，以確保處置設施正常運轉並防止障壁功能故障失效。這些處置設施系統的處置功能故障失效或其他運轉錯誤是意外事故安全評估的主題。另對於運轉安全評估之第 1 卷：施工和非輻射安全評估，其在意外事故安全評估中，係為可能影響廢棄物安置作業的施工作業，並被評估為內部危險之意外事故。

1. 意外事故安全評估要求

意外事故安全評估需要證明的主要安全要求(SC)係採用所有合理可行的步驟來執行處置設施設計，以防止或減輕輻射事故的後果。地質處置設施計畫意外事故安全評估之目的係為證明已識別出之最重要的危險因子和相關功能故障失效因素。這些數據可用於制定危險管理策略，提高處置設施功能設計和確保安全

之方法理解。對工作人員和公眾的任何輻射曝露和劑量須合理抑低。

GDF 安全論證案例的重點係為是證明 GDF 概念的可行性，該概念將再用於更詳細的設計和評估研究，其中針對意外事故安全評估則是透過適當的議題討論和證據證明，包括：針對事故的危險進行系統化識別流程並應用於地質處置設施；對事故危險進行篩選、分組和界定，以便得出一組具有代表性的處置系統功能故障失效事件；根據代表性故障失效事件，針對保守假設核種外釋情節的輻射後果和故障失效事件發生頻率，進行初始設計基準事故分析(Design Basis Accident Analysis, DBAA)；對於故障失效事件進行分類，並確定該事件影響安全功能要求和安全措施)；提出保護設計基準及故障失效發生的頻率及有效劑量標準；瞭解可能影響安全分析結果的不確定性和可變性問題等。

安全目標涉及國家法規要求(NDA 指出由英國核法規辦公室定義)和國際標準(根據國際原子能總署和國際輻射防護協會定義)。這些都反映在核運轉安全手冊(Nuclear Operational Safety Manual, NOSM)中，其中列出了與《輻射防護標準手冊》衍生的輻射安全相關的基本安全限制和基本安全目標(見表 3-19)。

表 3-19 設計分析的輻射防護標準

區域	安全標準		基本安全限制	基本安全目標
	起始故障失效 頻率 (每年)	有效劑量 (mSv)	有效劑量 (mSv)	有效劑量 (mSv)
場外	$> 1 \times 10^{-3}$	1	0.01	
	1×10^{-3} 至 1×10^{-4}	10		
	1×10^{-4} 至 1×10^{-5}	100		
處置場	$> 1 \times 10^{-3}$	20	0.1	
	1×10^{-3} 至 1×10^{-4}	200		
	1×10^{-4} 至 1×10^{-5}	500		

地質處置設施於接收、運輸和安置的放射性廢棄物若發生作業失誤及功能故障失效的意外事件，都會導致工作人員和公眾造成潛在輻射劑量曝露。表 3-20 列出地質處置設施用於定量和定性評估的處置故障失效意外事故。

表 3-20 按故障失效類型劃分的危害分析評估

編號	危害分析 (HAZAN)	說明	評估類型
1	屏蔽故障失效	由於系統或操作員錯誤導致屏蔽功能故障失效，造成廢棄物包件物放射性直接曝露意外	定量
2	封裝故障失效	處置廢棄物由於擾動、累積或運送而導致空氣中產生放射性物質濃度	未評估
3	負載物墜落或碰撞	由於廢棄物包件或設施的影響導致屏蔽功能和封裝容器故障失效	定量(不包括運輸配置中的廢棄物包件)
4	火災	因場址內部作用或系統故障失效引起的火災事故	未評估
5	外部危險	由外部危險引發的故障失效 (不在運轉工作人員的控制下，可發生於場址內空氣中/地面/場外)	定性，因為評估需要現場特定的資料和資訊
6	內部危險	由內部危險引發的故障失效 (在運轉工作人員的控制下(包括火災)會影響到其他設施安全功能)	定性，因為評估需要更詳細的設計，如場址設置佈局
7	臨界性	在通用運轉安全評估：第 4 卷中評估由幾何變化、添加減速劑或額外反射、易分裂材料的移動和積累以及不合規格的包件引發的臨界故障	未在意外事故安全評估中進行評估，但作為第 4 卷—臨界安全評估的一部分進行評估。未定量評估。

2. 意外事故故障失效分析

故障失效分析僅考慮從地面到地下設施運送過程中以及在地下環境中運轉處理操作的功能故障失效。故障失效分析的結果將做為制定危害管理策略之依據，進而為設計處置場原則提供完整資訊。圖 3-61 列出輻射危害之故障失效分析過

程概述，先進行建立輻射危害識別研究，再進行篩選和分類危害，並再鑑定故障失效事件涵蓋範圍，這些係屬於評估報告基準之摘述；再以現況資料是否足夠進行定量評估，若屬於定量評估則進行定量評估作業，包括：屏蔽故障失效、封裝故障失效、負載物墜落/碰撞、火災；若屬於定性評估，則進行外部及內部危險分析。最後作為意外事件安全評估之危險評估文件，並藉由地質處置設施安全管理策略，提供說明性設計提供的概念安全功能要求，以及缺陷或有關故障失效事件識別，而進行故障失效時間表更新並完成輻射危害之故障失效分析。

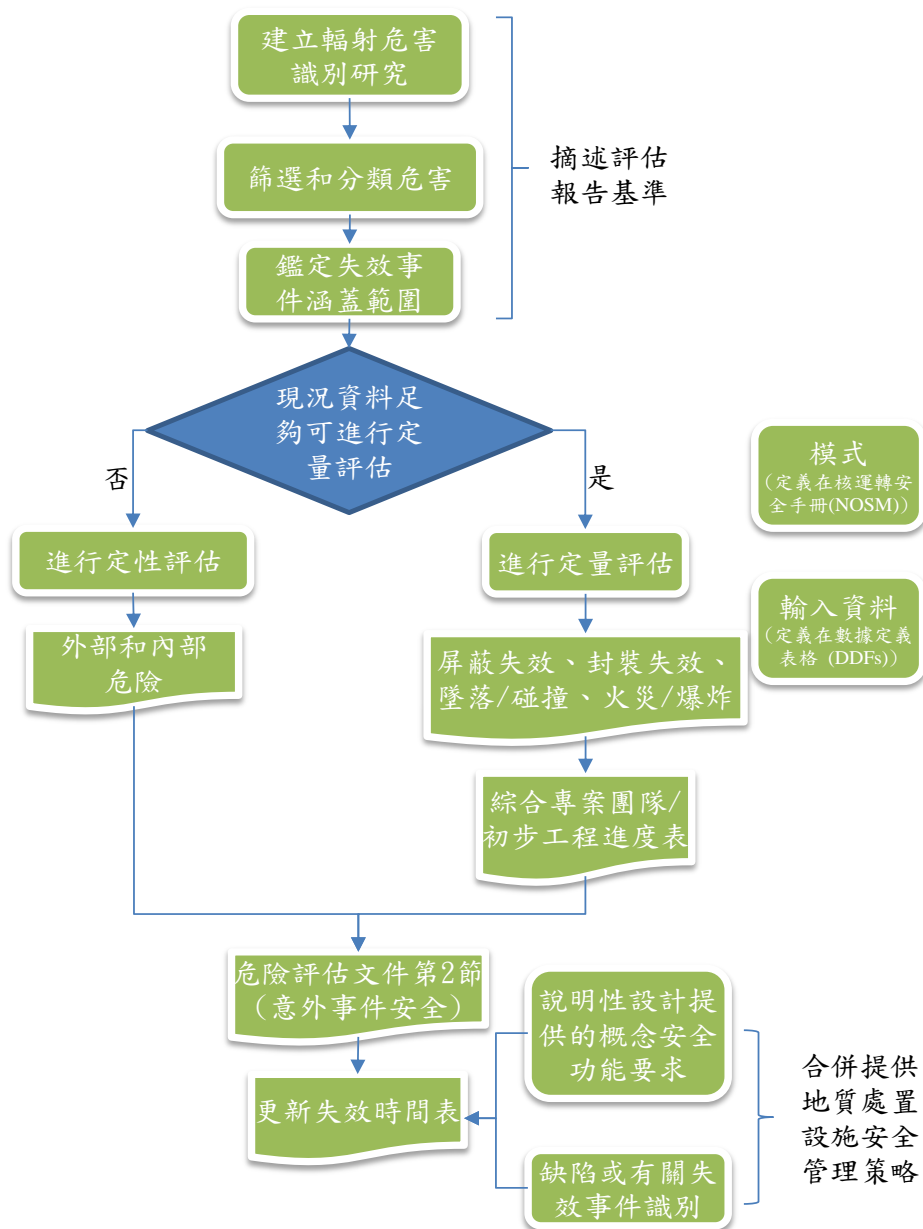


圖 3-61 輻射危害之故障失效分析過程概述

但英國 NDA 提出之封裝故障失效及火災故障失效序列組未在地質處置通用運轉安全評估第 3 卷-意外事故安全評估中進行評估，此階段省略的理由總結如下：

- **封裝故障失效**

對於封裝失效導致放射性污染擴散，NDA 提出為符合運輸法規，針對運輸封裝包件表面的可移動污染水平(Removable contamination levels)，NDA 有其嚴格的限制。這受到廢棄物包裝規格和外釋率要求標準的限制，以符合 IAEA 放射性物質安全運輸法規(Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material)所訂之 A2 值(以最嚴格者的要求為準則)。因此，雖在 GDF 接收的運輸容器上或容器內可能存在低水平的污染，但 NDA 提出運輸法規及運輸封裝包件之要求，即設計 GDF 運轉設施在接收運輸容器上或容器內為「乾淨」標準，並具有 NDA 之 IRR99 法規(Ionising Radiations Regulations 1999)所有必要之控制要求，以確保正常運轉過程工人面臨的輻射風險符合 ALARP 之合理抑低原則。

已封裝包件之表面污染物外釋的潛在危害，受到 HAZAN 3 中所評估更劇烈之荷重跌落和衝擊脫落之功能失效限制。NDA 認為該 HAZAN 組合中的所有故障失效之預期後果，屬於較輕微的狀態，但後續仍需要一套適當的設計特徵來管理危險，並證明符合 ALARP 原則。

- **火災**

- (1) **核火災(Nuclear fire)**

核火災被定義為核事件(如臨界事件)導致的熱事件，廢棄物內部足夠之熱能所引發的火災。這種類型的事件需要用過核子燃料罐破裂，以及多重防水層(Multiple water barrier)也失去圍阻(Containment)作用的情況下發生。排除核火災之故障失效，需要關於負載墜落和地下結構穩定性的其他前瞻性行動計畫(Forward action plans, FAP)中提出解決。

- (2) **火災**

英國 NDA 透過危險識別研究，已識別與 GDF 相關的潛在火災危險，並記錄在初步故障一覽表中。工作範圍僅限於對外釋和圍阻因子的組合進行估算，以篩選低於設計基準閾值的故障。

NDA 認為應用安全綜合設計流程可支援及展開全面性的評估，將可確保危險管理策略並應側重於削減和防止放射性擴散，這將需要確保符合常規安全要求。在完成這一級別的設計開發之前，無法進行有意義的評估，目前正在制定的危險管理策略和設計原則，使能相信危險是可控制的，且輻射後果的風險將非常低。例如，開發設計需要考慮以下特徵：

- 將能量系統和能源從地下環境中排除(如可行)。
- 儘量減少碳氫化合物和其他易燃材料存量，以確保沒有主要燃料來源。
- 改變回填策略，以避免廢棄物包件安置位置處在火災中的可能性。
- 應用有關已完整妥善的執行措施，如挖礦法規，以最大限度地減少地下火災及其蔓延的可能性。

由於大部分 GDF 位於地下，因此火災危險可能導致的問題是常規安全，而非放射安全相關的特定附加要求。在這種情況下，需要採用更嚴格的要求，火災危險的危管理策略包括以下核心要素：

- 提供防止引發火災的方法。
- 提供一種能夠挑戰包裝耐熱性能的防火方法。
- 提供一種能防止或儘量減少工人在發生火災時造成輻射曝露的方法。
- 提供防止火災蔓延及其影響(包括煙霧)的方法。

這些將隨著安全證案和設計的成熟而發展，並將在 GDF 設計要求標準中的設計原則內採用。

通用運轉安全評估第 3 卷-意外事故安全評估的 FAP 已確定管理與火災危險相關的未來工作。FAP 的目的是確保進行適當的設計優化，這樣火災故障失效就不需要也不必要包括在設計基礎中。這包括高放廢棄物/用過核子燃料處置容器的耐火極限的具體情況，並需要對其進行確認，以避免因對中子屏蔽損失造成的潛在危害，過於保守的計算而導致安全措施的過度規範。

3. 意外事故安全評估總結

意外事故安全評估提供信心，即釐清處置場址設計之意外事故發生所造成最重要的放射性釋出危害。該初步評估提供高水準的信心，即滿足 GDF 安全要求的方法是可行的(使用當今的技術)，並且 GDF 將可安全運轉。經過進一步的設計

開發和安全評估，許多問題是 GDF 獨有的，是未來處置計畫的主題，包括：

- 選擇和設計開發目前用於進入地下設施或在地下設施工作的技術，或計畫用於其他 GDF 項目的技術，以確保滿足 RWM 安全標準。
- 意外事件安全評估已對內部危險進行定性評估，因為安全措施、位置和要求尚未得到足夠詳細的確定，無法進行詳細評估；雖然尚未確定 GDF 的場址，但存在與通用階段相關的內部危險相關的一般問題。
- 在具有核材料和放射性材料相關危險的深地下環境中工作。
- 地下深處隧道和拱頂的結構穩定性和相關可靠性要求，這些都需要更詳細的評估和設計開發。
- 當選擇特定的候選地點時，需要對外部危險進行進一步的工作。

總之，說明性意外事故安全評估提供完整的處置信心，即 GDF 可以安全建造和運轉，對工作人員和公眾群體的輻射風險是可以容忍的，並且是最低合理可行(ALARP)。

3.3.3.4 臨界狀態安全評估

地質處置通用運轉安全評估第 4 卷-臨界狀態安全評估(Criticality Safety Assessment, CSA)(報告編號:NDA/DSSC/314/01)報告為通用運轉安全評估的四本分冊之一與總結報告構成通用運轉安全證案(Operational Safety Case, OSC)。臨界狀態事故係屬意外、不受控制的連鎖反應，導致能量和輻射的突然釋放。臨界事故只發生在核種核分裂時才會發生，可能會對廢棄物體和包件造成結構性損壞。因此，如果沒有提供安全措施來提醒工作人員注意事件的發生和/或將劑量降低到安全水準，則附近的輻射劑量可能是有害的。由於 GDF 針對含有核分裂核種的廢棄物，其安全評估必須證明臨界事故的規模和可能性低於監管和 RWM 的安全標準。

在 GDF 計畫的這一階段，重點是確定在制定臨界安全論證案例時需要解決的關鍵問題。該評估總結臨界安全的關鍵問題，並提出故障失效條件和臨界警告系統的具體論點，但由於目前設計僅屬於定性說明，尚未進行數值評估。

1. 臨界狀態安全評估方法及目標

臨界狀態安全評估包括識別核分裂可能超過安全限制的廢棄物種類，評估廢棄物包件之核種種類不確定性，以確保理解和記錄核分裂可能超過安全限制的任何不確定性。安全評估亦須考慮處置評估過程不合規格材料的潛在影響以及已確定地故障失效條件。NDA 提出通用運轉安全評估第 4 卷之臨界狀態事故安全評估採取所有合理可行的步驟來實施設計規定，其功能是防止或減輕未於預期計畫之臨界事故的危害後果。其對大多數進行處置的放射性廢棄物盤存量有詳細瞭解，則可防止臨界狀態事故危害。對於鈾和高濃縮鈾可以為廢棄物包件設計穩定的次臨界廢棄物體，並規定及限制廢棄物物料種類及內容物，對於裝載量較高的鈾和高濃縮鈾的包件，包裝穩定的次臨界廢棄物體，依據廢棄物包件規範規定堅固耐用的廢棄物容器進行廢棄物包件，以保證臨界事故狀態安全。

臨界安全評估提供支援以下主張的論據和證據，包括：擬建設施可在明確、可靠的安全運轉範圍內設計和運轉；透過工程或作業系統滿足安全要求的方法具有可靠性及可行性。

2. 影響臨界安全的風險因素

NDA 已經確立地質處置設施之臨界安全，針對廢棄物體和廢棄物包件，以及在廢棄物安置作業過程有關地質處置設施工程設計的控制措施，以確保處置系統之縱深防禦功能。這些措施包括提供被動設計功能特徵(例如廢棄物包件的尺寸和形狀，以及廢棄物體低分裂特性)，在安置作業運轉期間，臨界安全基於以下因素的組合：

- 確定性控制：1.根據廢棄物體積量、廢棄物體、分裂材料含量、減速劑含量進行處置設施設置限制；2.控制撞擊導致的幾何形狀變化；3.以中子吸收劑進行控制。
- 概率性控制：透過穩健的設計特徵降低臨界事故的風險，以確保不致發生廢棄物安置作業成為臨界事故不安全配置的情況。

表 3-21 列出與地質處置設施計畫現階段評估有關說明性設計基準之臨界事故故障失效一覽表。

表 3-21 說明性設計基準之臨界事故故障失效一覽表

一般故障失效 序列分組編號	故障失效序 列號碼	故障失效說明
7.A	7.A.4.2.1	無屏蔽中放射性廢棄物(Unshielded Intermediate Level Waste, UILW)運輸包件-標準廢棄物運輸容器(Standard Waste Transport Container, SWTC)中含有分裂材料的臨界性，這是由於在往返地下的運輸過程中受到嚴重衝擊後之幾何結構發生變化造成。
	7.A.4.3.1	含分裂材料的高放射性廢棄物/用過核子燃料(HLW/SF)運輸包件-處置罐運輸容器包件(Disposal Container Transport Container, DCTC)中的臨界性，是由於在運輸至/從地下運輸過程中受到嚴重衝擊後幾何結構發生變化造成。
7.B	7.B.6.2.1	有核分裂的 UILW 運輸包件(SWTC)中，由於在地下處置單元添加減速劑而導致的臨界性
	7.B.6.3.1	有核分裂的 HLW/SF 運輸包件(DCTC)中，由於在地下 HLW/SF 處置單元添加減速劑而導致的臨界性。

高放射性廢棄物(HLW)所含分裂物料不足，無法引發臨界安全問題，因為分裂產物已與可再使用的分裂物料分離。除了玻璃化廢棄物體的良好混合和被動性質外，每個包件的易分裂物料濃度非常低。

對於用過核子燃料，廢棄物體中的分裂濃度將顯著高於 ILW 中的分裂濃度。然而，廢棄物體和包件設計的其他特徵對臨界安全性有重大貢獻：

- 廢棄物體通常含有大量 U-238 和分裂產物形式的中子吸收劑和稀釋劑。
- 用過核子燃料的包件、儲存和運輸是基於核電廠反應爐和再處理中心數十年安全評估成熟技術及經驗所支持。
- 用過核子燃料與 ILW 相比，其廢棄物體的定義明確，可變性和不確定性更小，小於 ILW。
- 包件安排可於容器和內部設施安裝固定的中子吸收器，以在 GDF 運轉

期間保持次臨界配置。

- 堅固的廢棄物體和廢棄物包件可防止易分裂物料重新排列成不安全形式。

對於分離的鈾殘留物和高濃縮鈾，廢棄物體將被進行設計以提供明確且穩定的材料，必要時將包括中子吸收材料。處置容器內的處理廢棄物將被設計在 GDF 現場儲存、運輸，或安置期間可能發生的任何可確認事件的被動安全方式。現階段尚未評估用過核子燃料在臨界事件後之分布和累積的可能性，例如並未在過濾系統內評估，因為缺乏這些潛在可能性系統的設計定義。

對於大多數用過核子燃料而言，臨界事故需要一個導致幾何形狀變化和加水的重大破壞性事件。對於新鮮燃料或低燃耗燃料，臨界事故將需要處置容器發生故障，並導致防溢系統故障失效。這兩個案例發生都符合雙重應急原則，即獨立且不太可能發生的墜落事件和突然流入水事件必須同時發生才能發生臨界事件。

Dounrey 原型快速反應爐燃料係為潛在性例外，因為它具有更高的濃縮化，因此有可能在不添加減速劑的情況下產生臨界狀態。在制定廢棄物包件設計時，需要特別考慮這種燃料。應注意的是，包件中的燃料量將受到限制，以滿足其他要求，例如限制熱量輸出和確保封閉後的安全。

對於臨界警告系統，於說明性臨界安全評估包括根據監管指南和《核運轉安全手冊》(NOSM)對提供臨界警告系統的要求進行初步審查。初步評估得出結論：GDF 中不需要包括臨界事件檢測和警報系統在內的臨界警告系統。廢棄物包件性質，其本質上不利於形成臨界狀態，且對廢棄物包件的控制故障失效不會導致臨界配置。GDF 的正常運轉不會導致其配置從次臨界變為臨界，這主要是由於大多數包件內的廢棄物不可移動，以及包件本身的堅固性。

3. 臨界事故安全評估總結

說明性臨界性安全評估提供已遵循的流程、評估範圍、需要設計規定的已識別危險性質與相關監管要求，以及預防或儘量減少臨界性事故後果所需採取危險管理策略相關證據。廢棄物物料的性质本質上不利於臨界狀態，對廢棄物包件控制失敗並不會導致單個包件或組合中的臨界配置，GDF 的正常運轉不會導致廢棄物配置從次臨界變為臨界。

廢棄物包件的分裂質量限值，以及支持任何限值推導的臨界性評估，均基於

保守假設。因此，分裂質量限值和臨界狀態所需的最小臨界質量之間存在顯著的安全餘量。如果維持安全餘量可確保不存在臨界性邊緣效應，則正常的 GDF 運轉不會引發臨界事件。

已審查設計基準故障失效情節，並採用雙重應急方法；要發生臨界事件，必須同時發生兩個不太可能的獨立故障失效事件，這種可能性非常低。評估已表明在此基礎上不太可能需要臨界警告系統。在對廢棄物包件和 GDF 的程序和流程進行詳細定義後，將全面制定臨界安全論證案例，並進行全面評估。

RWM 認識到其有責任降低 GDF 的臨界可能性，以滿足相關準則和標準，並將臨界事故的可能性降低到可容忍的水準和合理抑低(ALARP)。尚未發現未來要求遵守風險可承受目標或 ALARP 原則方面存在重大障礙。但未來仍需要進一步發展與 GDF 設計開發有關之解決方案，包括廢棄物包件的設計、具體包件的詳細臨界安全評估以及未來行動計畫。

3.3.3.5 運轉環境安全評估

地質處置通用運轉環境安全評估(報告編號：NDA/DSSC/315/01)主要闡述了 RWM 目前對運轉環境安全評估(operational environmental safety assessment, OESA)的理解，並提供通用運轉安全證案(generic Operational Safety Case, OSC)和通用環境安全證案(genetic Environmental Safety Case, ESC)的必要支持，運轉環境安全評估之流程如圖 3-62。本通用運轉環境安全評估著重於地質處置設施從運轉期間至所有回填和封閉程序完成之間的潛在放射性固體、液體和氣體排放。依據保守的假設，針對其對公眾和非人類生物群的潛在影響進行定量評估的闡述。

運轉環境安全評估包括以下範圍：

- **期限：**地質處置設施運轉從開始施工到管控機構的環境許可證效期結束。
- **設施：**與地面和地下設施相關的環境安全影響。
- **來源：**與地質處置設施場址廢棄物接收、轉移至地下、廢棄物安置操作、回填和封閉操作以及設施除役、關閉和管控相關的實際操作。
- **路徑：**在常規和意外事故條件下，以氣體、顆粒、液體、固體和輻射(照射)形式的放射性和非放射性物質的排放。
- **受體：**對公眾和非人類生物群的影響。

本通用 OESA 報告之發展策略可分為三個部分：定性評估、不確定性管理及

定量評估，分述如下。在定性評估方面，RWM 對運轉期間地質處置系統的瞭解來自於包括：前人的研究工作、由負責或關心核設施運行對公眾輻射劑量評估的人員和組織組成的組織所編列的一系列報告、參與多國的國際倡議(BIOPROTA 論壇、IAEA 的 MODFARIA 方案、NERC-TREE 計畫)等，上述資訊的剖析將用以支持定性評估地質處置系統的運轉安全，並討論地質處置系統污染物場外釋放的可能性以及公眾暴露於此類排放的可能性。定性評估不能用於確定公眾暴露的絕對程度，但可以用於證明在定量評估中所需納入的成分，或合理的排除被認為意義不大的成分。

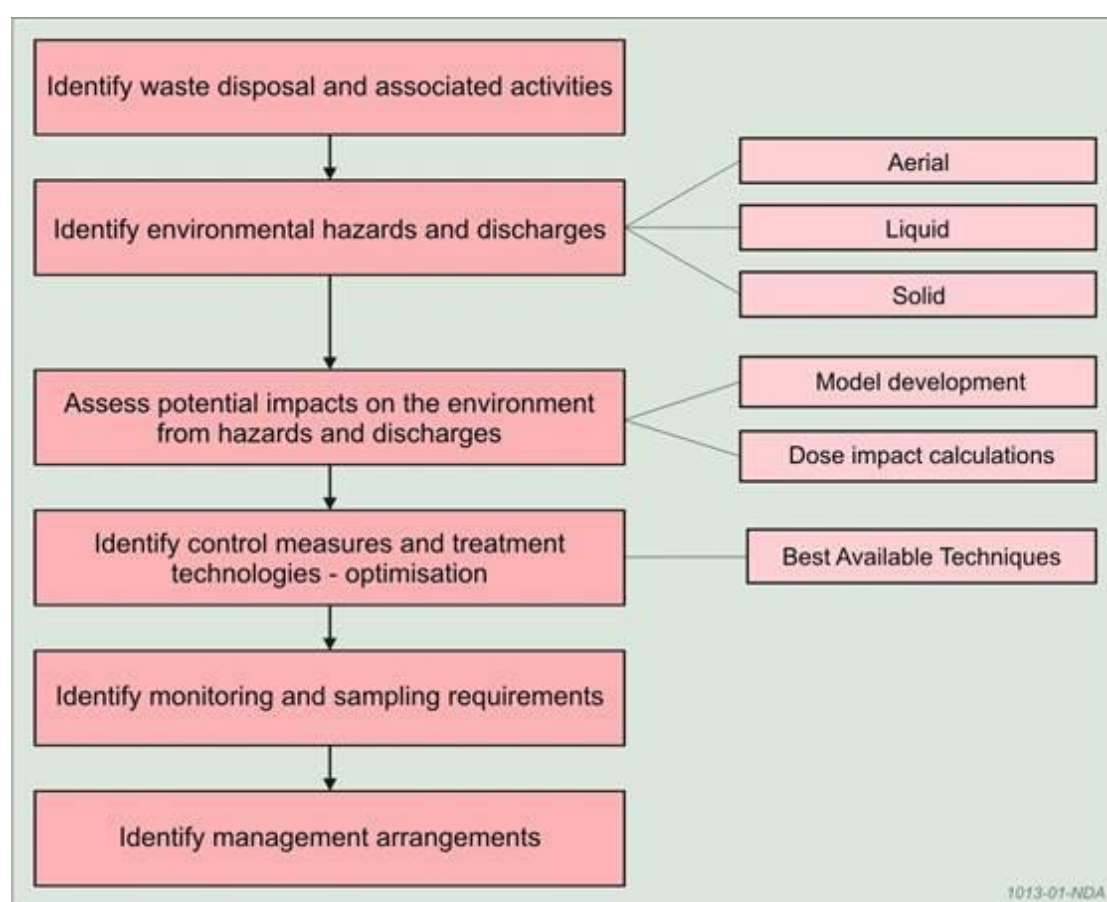


圖 3-62 環境安全評估流程

在不確定性管理方面，OESA 報告中認為重要且需要進行管理的不確定性包括：開發具代表性概念模型用以進行評估計算之系統、地質處置系統中污染物濃度及其分布估計、地質處置系統的詳細設計和運轉管理、地質處置系統內外污染物產生機制和遷移路線、暴露個體和其他受體潛在後果計算。上述項目中，有一部分的不確定性是屬於特定場址，有一部分則是獨立於場址。

在定量評估方面，為支持 OESA 報告的量化分析，所提出的概念模型需包括：廢棄物的重要特徵、地質處置系統再運轉過程中可能導致的放射性和其他污染物釋放、任何釋放的污染物可能影響環境的路徑及可能影響其影響的因素。此概念模型可用於評估源項的相對大小、污染物最有可能進入環境的路徑，以及對任何特定活動或場址所具有特殊重要性的受體。由於評估工具持續開發與更新，因此無法明確指出地質處置系統實施過程的後期階段，將使用哪些特定計算工具來進行影響評估，而 RWM 預計在 OESA 報告更新時，同時提出當下可獲得的評估工具。

RWM 的運轉環境安全評估對象及相關方法如下：

- 評估 GDF 的非放射性排放。
- 評估 GDF 的地面與地下設施的排放。
- 計算 GDF 對場外公眾的劑量。
- 計算 GDF 對場外非人類生物圈的劑量。

固體、液體和氣體排放的潛在源項都考慮在運轉環境安全評估之中，不論是放射性和非放射性物質，也同時考慮地上與地下處置設施。在固體排放中，與地上活動相關的如：塑料、紙張、衣物、木材和金屬物品等固體廢棄物，由日常監測和維護活動所產生。與地下活動相關則包括：從障壁入口單元中的障壁廢棄物運輸容器中移除廢棄物包、檢查和監測活動，以及將廢棄物包轉移到適當的處置設施或隧道中，並將其置放在適當的處置設施或隧道中。地上與地下設施活動產生的任何放射性固體廢棄物都將是低放射性廢棄物，將被送往低放射性廢棄物處置設施進行處置。不論是地上或地下設施，預計都不會有固體非放射性廢棄物。

在液體排放中，其性質和程度將強烈取決於特定場址的水文和水文地質狀況，以及詳細的排放過程與設施的設計。與地上活動相關如去污、檢查和維護設施、活動洗衣房和實驗室，可能會產生需要處理的放射性液體。現地的水環境以及液體放射性排放的管理將具有高度的場址特定性，在對液體廢水的公共劑量進行有意義的評估之前，還需要提供更詳細的設計。預計地上設施排放的任何非放射性液體不會與用於置放在地質處置系統中的廢棄物相關。在運轉期間，與地下設施活動相關的三個潛在液體排放源需要考慮，分別為(1)地下活動(如廢棄物包裝檢查和維護)，(2)地下水侵入活動區域，(3)地下水可能含有天然放射性核素。運轉

期間，將在地下設施中管理從母岩侵入設施的地下水進行監測，以確認其無放射性並予以排放，然而，OESA 報告並未對地下設施排放非放射性液體的任何影響進行評估。

在氣體的排放中，排放物可能是顆粒物或氣體，OESA 報告中評估的部分主要著重於地質處置設施活動產生的非空氣氣體。地上設施的運轉所導致的放射性氣體排放有限，主要由置放於地下的廢棄物所排放，地下設施空氣中排放的主要釋放點將來自於通風系統，並通過排放煙囪排出。空氣中非放射性氣體排放主要來自於置放廢棄物產生的易燃氣體(氫氣或甲烷)，可將其通過通風進行管理。

3.3.3.6 封閉後安全評估

地質處置通用封閉後安全評估報告(報告編號：NDA/DSSC/321/01)主要針對地質處置設施中放射性廢棄物處置的長期環境安全進行定量評估，其結果可提供通用環境安全證案的(Generic Environmental Safety Case, ESC)支持。環境安全證案旨在說明地質處置在環境安全方面的多條推理路線(定性和定量)。通用封閉後安全評估報告著重於量化不同處置概念中，不同障壁如何共同作用，以長期遏制放射性核種和非放射性物種釋出。

本通用封閉後安全評估報告中的評估方法和結果呈現，提供未來特定場址在理解環境安全證案上的定量分析，並為後續開發奠定基礎。本評估報告中所開發的模型雖然相對簡單，但其細節已足夠理解不同障壁在封閉後所提供的環境安全。由於無潛在處置場址的地質和水文地質的相關資訊，處置設施的設計只是概念性的。因此，不可能對 GDF 進行全面的效能評估。PCSA 的主要目的是展示在確定 GDF 場址時，如何進行關閉後安全評估。評估範疇如下：

- 介紹廢棄物封包中放射性核種釋放的模型和計算，以及處置條件下地下水的長期遷移。
- 描述評估 GDF 中非放射性物種危害的方法。
- 提供 GDF 中氣體生成和遷移影響的高階討論，包括氣體行為的說明性計算。

本通用封閉後安全評估報告內容還包括：

- 分析氣相中放射性核種的產生和影響。
- 探討為何不太可能發生無意闖入的人為入侵。
- 評估非放射性物種對地質處置環境安全的潛在影響。
- 分析影響地質處置設施性能的核臨界(Nuclear criticality)可能性。

封閉後地質處置設施的安全評估要求對系統及其演變有清晰的理解，包括瞭解處置系統的預期演變(基本情節)和可能破壞系統預期性能的未來事件的影響(變化情節)。由於與封閉後安全相關的時間跨度很長(數十萬年)，處置系統可能會如何演變存在相當大的不確定性，這些不確定性需要在 PCSA 的報告中進行分析。處置系統是由一系列工程與天然障壁所組成，這些障壁將提供在不同時間範圍內有效的環境安全功能，並共同確保地質處置設施的長期安全。RWM 對於與每個障壁系統組件相關的環境安全功能如何影響地質處置設施整體環境安全的理解與相對應功能列於表 3-22。

表 3-22 不同障壁系統可提供環境安全功能彙整

障壁組件	一般環境安全職能
地質環境	隔離廢棄物。 保護工程障壁。 限制污染物向地表環境的遷移。
廢棄物體	限制污染物的釋放。 穩定工程障壁的構造和幾何結構。 保護廢棄物容器的內表面。 限制核臨界的可能性。
容器	防止或限制污染物的釋放。 防止因氣體產生超壓作用而造成破壞。 穩定工程障壁的結構和幾何形狀。 限制核臨界的可能性。
緩衝/回填材料	保護容器。 穩定圍岩以及工程障壁結構和幾何形狀。 限制污染物的釋放。 防止因氣體產生超壓作用而造成破壞。

大規模回填	穩定圍岩以及工程障壁結構和幾何形狀。 限制污染物的釋放。 防止因氣體產生的過壓而造成中斷。
封塞和填封	限制污染物的釋放。 穩定圍岩以及工程障壁結構和幾何形狀。 防止因氣體產生超壓作用而造成破壞。

國際認可的封閉後地質處置設施的安全評估模型開發方法是基於識別可能影響地質處置設施性能的 FEP，安全評估的概念模型需反應可能影響地質處置設施的物理、化學和生物過程，提供可使用數據與解析，概念模型假設應具有一致性。為理解不同情境下，相關 FEP 的重要性，通常有必要開發和使用各種不同模型，以不同的尺度及詳細程度針對系統進行描述。為支持特定場址的 ESC，將開發一系列模型，以評估和瞭解系統如何演變，以及特定處置概念如何實現環境安全。在模型發展過程中，首先以描述性概念模型的形式對 FEP 和 FEP 相互作用的概念進行理解，然後再以數學模型的形式予以呈現，並使用數值方法進行求解。RWM 針對模型中的數據與模擬程序有一定的要求，模擬目的、建模條件以及所選用模型輸出相關的潛在風險都需考慮。考慮到封閉後安全證案所涉及的時間尺度較長，地質處置設施的性能不可避免地存在許多不確定性，即使是相對先進的安全證案，然而，這些不確定性可視為環境安全評估的一部分，一併納入報告中進行管理。RWM 已開發出一套管理不確定性的方法，如圖 3-63 所示。

在通用或特定場址的地質處置設施中，不確定性存在許多不同的面向之中，這些均會影響地質處置設施性能的評估方式，不確定性的來源包括：

- 處置設施未來狀態的不確定性：由於目前尚不清楚地質處置設施(及其周圍環境)在長時間內會如何演變。因此，安全評估需要考慮未來一系列不同情境的發展。
- 數據不確定性：地質處置設施性能評估所需的數據可能不完整或不準確，從而導致參數值的不確定性。原則上，部分參數的不確定性可以透過更多的測量或更多的實驗室實驗來降低。然而，部分參數的不確定性無法輕易降低，降低不確定性的效果可能有限。此外，部分參數不僅本身具有不確定性，而且在空間上也具有變異性。

- 模型不確定性：大多數的安全評估過程都可以在適當的尺度上得到良好的解析，然而對於部分 FEP 及其間的相互關係仍會受到限制，導致概念模型的選定存在著不確定性。
- 人類行為的不確定性：人類行為可能會對處置系統的功能產生重大影響，人類活動也可能會改變地質處置設施周圍的景觀，習慣的改變可能會影響地質處置設施對後代的影響。人類活動的不確定性是透過瞭解不同潛在暴露群體如何與環境互動，並根據輻射劑量和風險進行潛在影響評估。

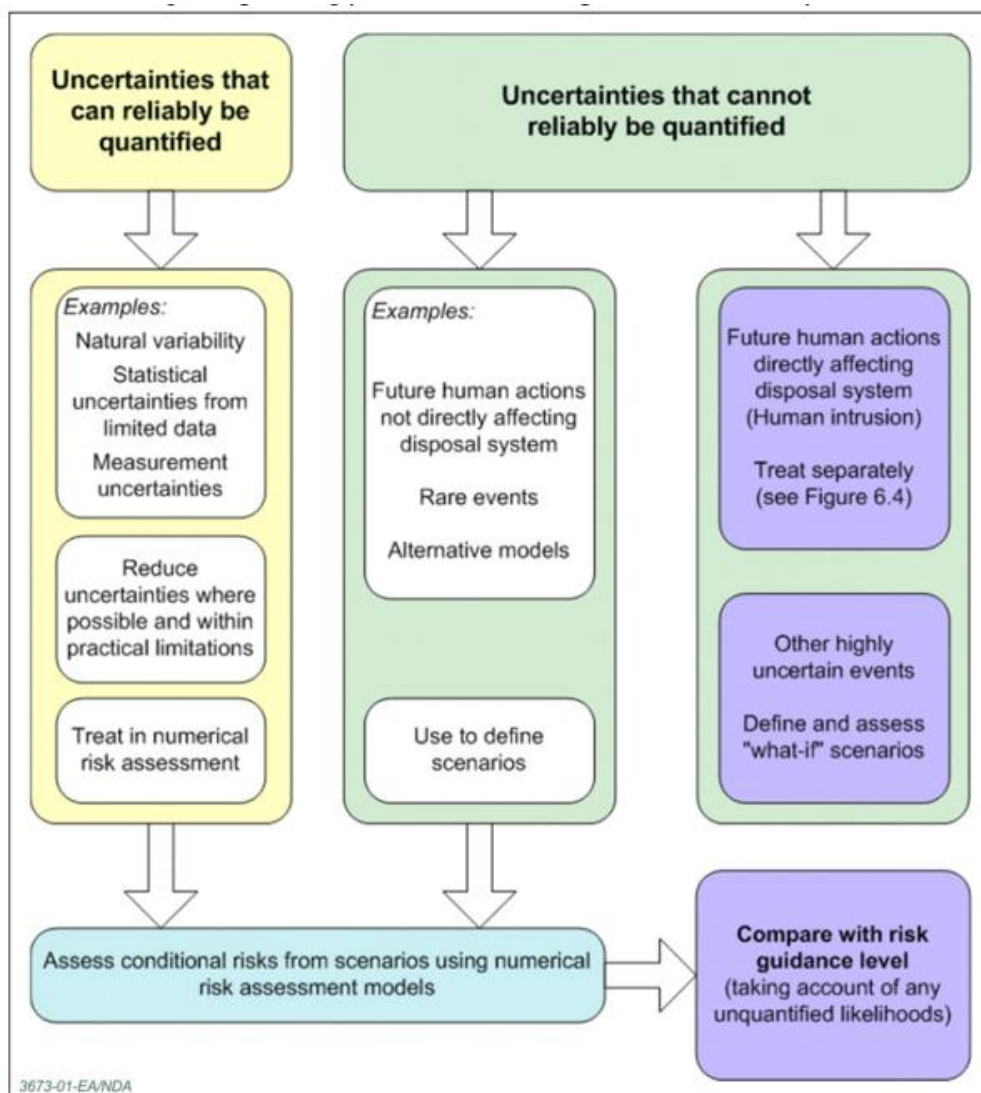


圖 3-63 模型不確定性處理方法

3.3.4 小結

英國 NDA 提出之通用處置系統安全評估的主要目的是讓外界相信 GDF 可以在英國安全實施。期透過描述和評估與高活度放射性廢棄物地質處置各方面相關的安全和環境影響來實現目標，並包括環境和可持續性評估考慮非放射學的社會經濟之影響。通用處置系統安全證案報告係為一系列文件，包括：第一層之概述報告(報告編號：NDA/DSSC/101/01)，介紹 RWM 如何確立廢棄物可以安全處置，提供文件摘要和指南。第二層之安全證案，包括放射性廢棄物運輸至 GDF(通用運輸安全證案-主報告，報告編號：NDA/DSSC/201/01)、設施運轉(通用運轉安全證案-主報告，報告編號：NDA/DSSC/202/01)及其封閉後的長期安全(地質處置一般環境安全證案-主要報告，報告編號：NDA/DSSC/203/01)。該安全證案透過第三層的評估，如：地質處置通用運轉安全評估-第 1 卷-施工及非輻射安全評估(報告編號：NDA/DSSC/311/01)、地質處置通用運轉安全評估第 2 卷-正常運轉安全評估(報告編號：NDA/DSSC/312/01)、地質處置通用運轉安全評估第 3 卷-意外事故安全評估(報告編號：NDA/DSSC/313/01)、地質處置通用運轉安全評估第 4 卷-臨界狀態安全評估(報告編號：NDA/DSSC/314/01)、地質處置通用運轉環境安全評估(報告編號：NDA/DSSC/315/01)、地質處置通用封閉後安全評估(報告編號：NDA/DSSC/321/01)，更深入說明這些安全論證案例，並考慮其他環境和可持續性。第四層之處置系統規範、設計和知識庫為第三層的評估提供基礎。最底層(第五層)為整個報告文件提供廣泛的參考資料作為支持。本計畫完成英國 NDA 提出之通用處置系統安全評估之安全評估，包括安全處置與文件指南、安全證案以及該安全證案進行之評估作業，建立處置系統規範、設計和知識庫，支持安全評估完整的參考資料等。其地質處置通用運轉安全評估之架構方式、通用處置系統安全論證案例及放射性廢棄物地質處置安全影響等資料，以及分析運轉環境安全評估與封閉後安全評估等項目，經本計畫完整研析 NDA 提出之通用處置系統安全評估成果，該通用處置系統安全評估重要概念及方法將可做為我國用過核子燃料最終處置場規劃設計及審查之重要參考。

3.4 日本 NUMO-TR-21-01 報告

日本原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)於 2000 年 10 月依據最終處置法所設立的專責機構，負責日本高放射性廢棄物最終處置計畫的規劃與研發，及處置設施選址、建造、運轉、及封閉等事務。2021 年 11 月出版了「NUMO 選址前以場址描述模式(Site Descriptive Model, SDM)為基礎之安全證案」報告(NUMO-TR-21-01)，內容共有八章。本(111)年度完成安全評估策略及管理系統建立(原報告第 2.4 節至第 2.5 節)、第五章「運轉的安全評估」、第六章「封閉後安全評估」(原報告第 6.1 節)及確保安全證案切合目標及信心建立(原報告第 7.3 節)的中譯及研析。

3.4.1 安全評估策略

運轉及封閉後的安全，是依據場址的相關資訊、處置場的設計、可用的科技知識、管制機關的法規標準及利害關係人的要求而進行評估。

3.4.1.1 運轉安全評估

運轉安全評估目的是在法規標準的基礎上，確認處置設施建造期(地表及地下設施)及運轉期(廢棄物運送、接收、檢視、封裝、置放及封閉)的工作人員及處置場附近居民的安全。值得注意的是，處置場的建造、運轉及封閉各個階段使用傳統的風險管理，對不致造成輻射影響的各種干擾，採取災害預防及工安措施。

根據「核子反應器管制法」的規定，如同其他放射性廢棄物處理設施一樣，處置設施通常會進行安全評估。然而，值得注意的是，建造及運轉處置場所涉及的挖掘坑道作業，可能涉及考量其他核子設施通常並不考量的災害。因福島第一核電廠的核子事故的發生，為了改善反應器及其他核子設施設計而制定新法規，包括高放射性廢棄物管理設施的新法規「廢棄物管理設施選址、結構及系統規則標準」(以下簡稱「申照計畫規則」)。

申照計畫規則不僅要求設計一個可確保正常的安全要求的處置場，例如屏蔽及圍阻。亦須證明處置場之選址及設計，適當的考量了主要干擾，例如地震、海嘯及其他外部影響(其他自然災害、人為災害如飛機失事等)。它需要採取對策措施防止非法進入或防止有害物質(例如爆炸物)進入處置場。在評估最大設計基準

事故時，儘管採取了安全對策的設計，但仍需評估處置場周圍當地居民因廢棄物包掉落等事故而受到輻射暴露的可能性。

IAEA 針對放射性廢物調理(conditioning)、貯存設施及其運轉的安全評估及安全證案出版了指導方針。在此指導方針中，安全評估方法基於對設施設計和運轉的分析，建立一系列條件和事件情節。在本指南中，安全評估方法以設施設計及運轉的分析為基礎，建立運轉階段可能導致人體輻射暴露及周圍環境污染各種序列條件情節及事件，並以這些情節為基礎而開發安全案例。根據這組情節，對人體及周圍環境的輻射效應進行評估，評估結果將與輻射防護標準進行比較，以確認處置場及運轉方法之設計可確保足夠的安全。

NUMO 將考慮到這些國際導則和相關的安全法規，開發技術以確認處置場封閉前可能影響輻射安全的事件，建立安全評估情節，並開發分析與評估模式及數據庫。基於此，NUMO 將確認適當的措施，以降低風險並將其納入處置場的設計。

3.4.1.2 運轉安全評估方法

目前申照計畫規則尚未訂定地質處置設施的標準。

此外在無特定處置場址的情況下，相關地表環境條件的定義範圍非常有限。這反過來限制了與場址有關外部干擾(如地震或海嘯)影響的合理評估。此外若要預防非法闖入處置場，未來重點是實施開發監測方案，訂定地質處置設施的標準及實施其他核設施中所實施的監測措施。然而，最大設計基準事故的安全評估是可能的。

因此，該研究報告將：

- 參照其他相關核設施的安全法規，說明運轉期間工作人員及當地居民的輻射安全評估的概念及方法；
- 說明特定處置概念下之運轉安全評估及其結果，同時評估降低相關風險可能對策的實用性。

3.4.1.3 封閉後安全評估

NUMO 對封閉後的長期安全評估，採用與國際所使用方法一致的方法。針對選擇場址的地質環境進行處置場設計，選定地點後，安全評估將定義具有代表

性的情節，以評估對周圍民眾的輻射影響並考量其不確定性。此類分析應確認處置場在評估期間符合安全標準，並且不會對生物圈造成顯著的影響。

安全評估的目的不是預測未來處置場的演變或人們的輻射暴露，而是全面評估是否可以實現所需的放射性廢棄物的隔離及圍阻。從本質上講，這樣的安全功能會隨著時間逐漸劣化並最終喪失其功能，但在取得目前科學知識及其相關不確定性情況下，可以定義具有代表性、具可信度的未來演化(情節)。

這種情況允許核種的未來可能外釋及遷移的定量評估，儘管由於未來地表環境及人類特生活方式的巨大不確定性，理想化的生物圈描述用來將放射性外釋轉化為可能的輻射影響。計算劑量所使用的參數值需非常謹慎，可作為處置場功能的指標，但可輔以其他補充性指標及論述。

安全評估的目的，重要的是考量處置場中所有可能發生的情況，但需聚焦在對處置場安全重要的可能情況。為此使用“FEP”目錄，其中描述了可能與安全功能相關的處置場每個元件的特徵(特徵)、影響這些特徵的事件(事件)以及處置場隨時間演化的作用(作用)。評估劑量使用數學模式及資料庫來描述核種從工程障壁系統(EBS)、母岩到生物圈的外釋及遷移。未來遷移到生物圈核種對人類輻射暴露取決於核種的傳輸，這取決於地表條件(地形、土地利用等)及人類生活方式導致的暴露方式(飲用水源、當地的農作物和牲畜等)。

NUMO 致力於與安全評估的基本組件相關的技術開發、情節開發、模式建立及所需資料庫的準備。此外，於場址特性的初步調查階段，已製作一個初步安全評估手冊，系統地概述了所需的程序和方法。為了隨後的選址、安全評估方法的擴充及精緻化及確認其對特定場址的適用性，這是必要的。安全評估分析套件的適當準備，對於客觀評估及替代處置概念的功能比較尤為重要，安全評估方法必須處理場址條件及處置場規格的各種不同的不確定性。

3.4.1.4 封閉後安全評估所使用的方法

日本未來將訂定安全評估的管制架構。因此，在該研究報告中國際組織所指出的安全標準及指引(例如 IAEA 安全標準叢書(IAEA, 2011) (IAEA, 2011) (IAEA, 2012)及 ICRP 建議(ICRP, 1999) (ICRP, 2013))、其他國家類似計畫的安全法規用於為未來人類暴露提供了參考功能目標。

近年來，已經討論了環境及非人類生物輻射防護的必要性(例如 ICRP 的建

議(ICRP, 2007))。此外，放射性廢棄物中所含的非放射性有害物質可能會對封閉後的人類和環境產生影響。該研究報告未考量此類議題，但將在未來處理。

對於情節框架，2000 年以來，將發生分類之可能性及情節後果意義結合起來的風險告知方法在國際組織及管制機關廣受歡迎(參見原報告第 6.1.5(1)節)。雖然通過地下水遷移導致輻射暴露的情節是安全評估的主要重點，但包括導致隔離功能的損失或圍阻功能的顯著減少事件的情節開發，需考量特定場址。

一般可考慮以下幾點，參考 IAEA(2012)、OECD/NEA(2009)及相關國家的安全法規，來決定安全評估的考量時間：

- 最大公眾劑量的發生時間；
- 放射性廢物的潛在危害已經衰變到可忽略水平的時間；
- 評估的不確定性太大而使評估變得無意義的時間；
- 評估緩慢過程的影響及極端、罕見事件發生所需的時間；
- 利害關係人所關心的時間表。

在某些國家，安全法規中明確規定定量評估期限應考慮到上述因素，在許多情況下，採用一百萬年的評估時間(例如 BUM 2010、U.S.NRC 2016、ENSI 2009)。在日本，地質處置場的安全評估時間正在討論中，並將會列入未來管制標準中。因此，該研究報告中選擇的安全評估時間並無科學依據，而是認為時間足夠長到可涵蓋地下水外釋情節發生最大劑量的時間。

基於上述，封閉後的安全評估，原報告第 6 章有更詳細的討論，包括：

- 引入風險告知方法，以適當處理各種不確定性。重點是建立一個適當的概念及方法，根據國際指引及其他標準，對安全進行定性評估；
- 開發了一種安全評估分析方法，以便對不同地質環境及相關處置場設計的功能進行客觀評估及比較；
- 原報告第 3 章所開發的 SDM，進行封閉後長期安全評估及原報告第 4 章的與場址有關的處置場設計，考慮描述未來演化的相關情節。根據暫定功能目標、接受現今可用知識、模式與資料庫的限制性的結果與討論；
- 通過適當的選址，假設母岩幾乎不受上昇、侵蝕的影響，有利的地質特徵將維持一段足夠長的時間(見原報告第 2.2.5 節)。然而，為確保這一點，考慮了長期隆起及侵蝕對圍岩安全功能的潛在影響(見支持報告 6-

10)。

- 與場址有關的地質環境、建造及運轉方法的事項，例如處置場建造及運轉過程中條件的干擾程度及其恢復過程，除非在安全評估中可保守地忽略它們，將可作為場址識別後所考量的問題。

3.4.2 管理系統

適當的管理工具及方法有助於根據上述要求訂定安全策略時應對面臨的挑戰。整合了所有已執行的行動，並確保各種地質環境開發處置場概念的一致性，涉及建造、運轉及封閉後的安全性、可行性、經濟效率及社會接受度的各種要求，同時還考慮了其中的權衡取捨。

因持續很長的一段時間，需要靈活的地質處置計畫，不僅能因應技術的進步，亦能因應社會邊界條件的變化。這已在「NUMO 結構化方法」(NUMO, 2007)及 2010 年報告(NUMO, 2013)中概念層次上進行了討論。關鍵組件保持彈性及確保安全的策略概括如下：

- 開發管理方法，將地質調查與現場評估、處置場設計與安全評估工作緊密結合；促進各學科工作人員之間的良好溝通(詳圖 3-64)。隨著處置計畫的進展，自選址及其隨後的申照階段，至建造、運轉及封閉，這種關聯性將自然而然地演化；
- 在處置計畫的所有階段，應對工人及公眾的輻射劑量及輻射風險進行綜合性評估。建立及分析適當的情節可以識別來自正常或干擾操作的潛在危險。因此確定可在任何需要的時間實施對策。
- 定期審查以確保技術維持在最先進的水平，反映系統的認識及科學的進步之發展。NUMO 執行的任何技術工作，包括選址及技術開發，均需定期接受外部專家的檢視及審查。
- 在處置計畫的每個階段需重新評估及更新安全證案，包括根據它所做出的重大決策。這是為了檢查是否遵循現今的管制標準及法規指引，並為公眾提供持續的保證。反應在安全證案的後續更新，也確定了技術議題。

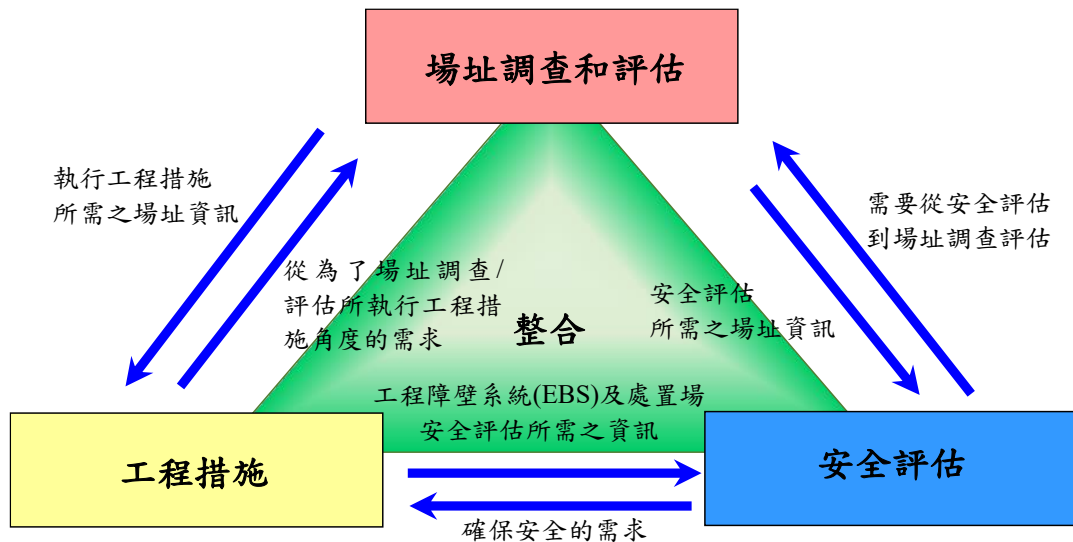


圖 3-64 場址特徵、處置場設計及安全評估的關聯性

處置場的設計應根據此資訊並包含足夠的安全餘裕。考量 SDM 和處置場設計中各種固有的不確定性，安全評估應確認處置場中的放射性物質不會對人類產生顯著的影響。如判斷是否未達所要求的安全水平，或評估結果的不確定性是否太大以致需要提高對結果的信心，應重新檢查處置場的設計及安全評估，例如通過擴增可用的地質資訊以減少不確定性。

如果在這些活動過程中增加或修改資訊，有必要了解資訊的增加或修改對現場調查和評估、處置場的設計、安全評估及整體安全論證的影響程度。為實現此一目標，重要的是 NUMO 綜理所需的整合結果及確定工作方向，確保不同學科的計畫經理間的密切溝通，使資訊及數據的修改能夠被他們接受，做出決策反應了所有相關人員的共識。

技術學科之間的協調、傳統輻射劑量及輻射風險的初步安全評估及因應措施的準備、地質處置技術的反覆審查，安全論證的開發，都是確保安全的必要管理工作。同時，應解決以下議題：

- 如何因應處置場封閉後長期社會環境的變化及安全方面的不確定性；
- 如何確保所有技術研究的品質；
- 如何在世代內及世代間共享大量積累的知識、資訊及數據；
- 如何促進技術的持續發展；
- 如何確保各種技術學科 人力資源的可用性。

3.4.2.1 不確定性的管理

如前所述，不確定性的處理非常重要。無論從處置計畫的持續時間和封閉後確保安全的時間尺度兩個角度來看，地質處置所涉及的時間尺度特別長久。且因為地質環境在所有空間尺度上具有內在的異質性特徵。

處理地質處置的不確定有四種基本方法，被稱為「識別」(identification)、「避免」(avoidance)、「減少」(reduction)及「評估」(assessment)(POSIVA, 2008)。在處置計畫每個階段開發的安全證案中，不確定性被「識別」、「避免」或「減少」。例如，難以理解或預測之性質或事件的不確定性，例如來自地質特徵在大尺度的空間分佈或預測未來地質處置系統隨時間演化時間分布的不確定性，可通過設計一個穩固的處置場來解決，儘管存在以下不確定性，無論採取務實或保守的評估，該處置場均可確保足夠的安全性。可透過持續的擴增及改進地質技術與科學知識庫，以降低不確定性，但無法完全消除不確定性。因此有必要在確保安全時，一併「評估」其剩餘不確定性，決定可否接受。在處置場的選址階段，可通過完善SDM 取得地質知識庫、適應特定需要的處置場設計、實施特定工程技術，量化及降低不確定性，同時採取必要的保守作法，考量安全評估中的剩餘不確定性。(詳見支持報告 2-8)

一般來說，不確定性可分為固有(或偶然)不確定性(aleatory uncertainty)及認知不確定性(epistemic uncertainty)。固有(或偶然)不確定性考量系統觀察值的固有差異或變化，認知不確定性係因缺乏參數的知識或資訊(Ogata, H, 2009)。例如在現場調查中，地質環境固有的時間與空間的異質性導致的固有(或偶然)不確定性，在SDM 的概念化因數據的不確定性(例如由測量誤差所引起)及其解釋，導致了認知不確定性。數公里的空間尺度及數十萬年或更長的時間尺度，顯然不可能獲得足夠的觀測數據來完全量化所有不確定性(POSIVA, 2008)。

然而，地質特性的異質性可在切實可行的範圍內實現量化(例如，用統計分析定義數據的平均值、方差及標準偏差)。對於影響處置場實施及封閉後安全的重要地質結構及自然事件/過程，不確定性的類型、原因、水平以及與這些相關的因素(如斷層與裂隙的網路結構)通過知識交流進行識別及回應。

處置場的設計，工程障壁及地下設施的規格之設置，即使在處置場地質及設計過程中使用分析模型及參數存在不確定性的情況下，也可確保所需功能。此外，

製造品質及其變異性將通過驗證測試(如模型測試、地下實驗室(URLs)中的大規模測試等)及定義的相關的品質保證協議進行評估，以確保構建處置場的組件符合要求。

安全評估中的不確定性通常被歸類並與情節、模式及數據有關。根據整合到SDM 及與處置場設計相關的資訊，處置場具可信度演化的情節發展，考量因缺乏對現象及過程之理解或知識而產生了不確定性。具體而言，情節分為可能發生的情節及不太可能發生(低機率事件)的情節。可能發生的情節基於當前的最佳理解，根據現今科學知識可以合理的建立不確定性。以及考慮發生概率低的事件。通過這種方式，考量不確定性對地質處置系統安全性的一些影響。

作為起點，FEP 目錄根據國內外最新知識進行擴增，並儘可能從現實情節中推導出來。如果現實作法並不實際，則情節應該充分的保守，必要時可利用專家對 FEP 適當性及完整性提出意見。通過這種方式，忽略安全關鍵情節或發展不適當描述情節的風險可以降低。

此外，由於本質上不可能預測遙遠未來人類活動(如第 3.4.1.3 節所述)，甚至無法評估其所涉及的任何不確定性，生物圈評估方法基於國際公認的程式化情節的概念(IAEA, 2012、ICRP, 2013)。針對可能的未來干擾開發了基於當前人類活動的程式化情節(人類闖入情節)。

來自安全評估模式及輻射後果分析相關數據庫的關鍵不確定性，應通過納入充分保守性來補償。若難以建立充分可靠的模式/數據庫，則應以能獲得保守結果的方式進行分析，例如忽略一些障壁的預期正面功能，或使用明確得到悲觀結果的模式及數據，而忽略其不確定性。

在選址每個階段訂定的安全證案確認了重要的不確定性，並反應在下一階段的調查及技術開發計畫中。這種逐步減少不確定性的方法可確保以安全方式建造處置場。在處置場封閉前，將按照「核子反應器管制法」的規定進行定期安全審查，以獲取最新知識及監測結果，從而降低運轉最適化及封閉後安全相關的不確定性。

在 100 年生命週期處置計畫內，可能出現影響處置場實施的社會政治和經濟邊界條件的變化。鑑於此類不確定性，將開發一系列技術選項(例如各種處置概念選項)，以彈性因應變化且最大限度地降低 NUMO 的相關管理風險。

一般而言，地質特徵的變異性因場址而異，而工程障壁系統品質的不確定性

取決於材料及製造方法。因此在該研究報告中，母岩的代表性特徵是經過全國性文獻評估而確定的，不確定性一般不直接在 SDM 中得到(涉及地下水化學除外，它在工程和天然障壁功能中扮演重要角色)。顯然在 SDM 更新中處理時有其限制。同樣，對於工程障壁材料的物理特性，代表值是根據報告的實驗數據設定的，目前不考慮這些特性的不確定性，但未來將會考量。不確定性之處理總結見原報告第 7.3.2 節。

3.4.2.2 品質管理(QM)

品質管理在開發安全處置場及產生如該研究報告都起著非常重要的作用，該研究報告整合了涉及的關鍵組件(IAEA, 2008)。NUMO 開發了以 ISO 9001 為基礎的品質管理系統(QMS)，以管理場址調查(LS、PI 及 DI)、處置場設計及相關的安全評估與系統地實施處置場(建造、運轉及關閉)所需的技術開發。在 NUMO QMS 中，確保處置場實施品質程序，包括：

- 處置場實施及相關技術文件的品質目標與要求；
- 檢查是否符合此類目標及要求的流程，包括品質稽查、監測及驗證(verification)活動；
- 確保符合品質水平所需的基礎設施及人力資源的可用性；
- 全面製作記錄並長期存檔；
- 糾正任何不合格項目及相關的預防措施，以防止重複出現；

為確保處置場的安全，必須針對關鍵活動量身訂定技術品質的管理。例如，自地質調查及潛在場址評估的準備，到啟動初步調查階段的期間，NUMO 已經製作了場址調查規劃手冊及品質管制(QC)指引。指定了一個系統地質調查方法、程序的品質及原始數據及綜合研判輸出(synthesized output)，由 NUMO 內部和外部專家進行審查。此外，還開發了地質資訊管理支援系統，協助確保產出的數據庫是完整且可以追溯的。處置場設計及安全評估的程序與方法已編寫了指引手冊，提供工作團隊在不同現場條件、設施的不同設計及安全評估，達到相同的品質水平。

通過適當的測試及檢查程序，確保 EBS 的組件符合設計規範的品質，並擴展到以下範圍 可能包括關於地質環境的輸入資訊及廢棄物包件特性等。

將根據支持報告 2-5 中的描述方法設置接收標準來確保廢棄物的品質。特別是針對處置場設計，目前階段的重點是驗證現有技術是否可以在考量到運轉物流限制(如預期的廢物安置率)及地下工作之挑戰的情況(主要是使用遙控操作/遠距操作系統)下，建造符合品質水平要求的工程障壁。這包括開發監控系統，直接確認 EBS 的品質、測試程序，以因應任何未達到所需品質的情況。

本質上封閉後的 EBS 功能的品質無法直接驗證，而是依賴安全評估分析。因此，用來驗證 EBS 功能品質的是根據 SDM 及未來演化情節代表性範圍之方法、模式及數據庫品質。單一系統模式及數據庫可以接受專家評審，檢視基本假設的品質，並通過替代模式及程式碼測試正式方法的互相校準來驗證。然而驗證則受限於短期測試，而使用實驗室、處置場內實驗或更具不確定性的天然類比(natural analogues)。有關分析程式碼品質保證(QA)的更詳細資訊及該研究報告使用的數據庫，見支持報告 2-9。

在場址特性調查的三個階段中，將產生大量數據，且將頻繁的更新設計及安全分析。龐大的多學科知識庫與場址調查、設計及安全之連結的管理與溝通的更新、改變。包括對關鍵幕僚累積隱性知識的管理 - 被認為是一項重要挑戰，是系統性品質管理體系及知識管理的重點系統(KMS)的開發(另見第 3.4.2.4 節)。

技術開發結果的品質保證，對於根據最佳可用技術(BAT)的安全論證非常重要。經過相關學科專家的技術審查及建議，技術開發的品質得到提升。將其他組織的研發成果納入地質處置計畫時，也需有適當的品質保證。因此，NUMO 採用既定方法來實現技術工作的必要品質。包括由第三方評審的同儕審查出版物及技術開發報告的科學論文。

上述品質管理框架已應用於該研究報告中處置場 SDM 的建立、設計及安全評估。此外，原報告第 1.4.2 節之圖 1.4-4 所示的系統確保該研究報告中的研究過程及結果經過專家審查，以確保安全論證的品質。如原報告第 1.4.2 節所述，該研究報告已根據日本原子能協會“NUMO 安全論證特別審查委員會”對 NUMO 安全論證報告(審查版)的審查意見(AESJ, 2019)進行了改進(發佈於 2018 年 11 月)。

3.4.2.3 需求管理

地質處置計畫的實施需要對各種要求進行分級考量。其中包括確保處置場安全的技術要求及上述品質管理要求，符合國家訂定的法律、法規及政策要求，以

及政府、管制機構或各種利害關係人的要求。為了管理這一點，NUMO 開發了一個需求管理系統(RMS)(NUMO, 2011)，RMS 旨在系統地識別各種需求，並以有效及透明方式管理它們。

此類要求及相關決策需要在計畫的每個階段及在 NUMO 經理和技術團隊實現的各種技術工作中保持一致。RMS 確保要求的完整性及提供了一種變更管理機制，具有透明度及可追溯性，因為需求隨著時間的推移而演化，與計畫的逐步進展相關，基於這些要求(例如設計規範)而影響決策。以相關知識的結構化管理(參見第 3.4.2.4 節)對此進行了補充，允許對邊界條件發生顯著變化的任何情況做出適當的回應，並參考過去決策或判斷作為記錄背景的基礎。

在該研究報告的編寫過程中，重新審視了當前對地質環境特徵、處置場設計和安全評估的要求。必要時此資訊將根據需要記錄在擴增及更新的 RMS 中。正如原報告第 7 章中進一步討論的情況，RMS 的開發將是必要的，因為涉及 NUMO 計畫所有相關技術學科及團隊之間的互動，也很複雜。

3.4.2.4 知識管理

日本地質處置計畫的開發將持續一段很長的時間，持續一個多世紀或更長時間。包括場址特徵、設計、施工、處置場的運轉及封閉，包括先前的研發期。處置每一階段日本國內外產生的大量知識、資訊及數據需要系統地編譯並傳遞給未來世代。參考 OECD/NEA 的研究(2019)，知識、資訊及數據定義如下：

- 知識：專業知識、理解、經驗、洞察力、有基礎的直覺及情境化資訊；
- 資訊：情境化、分類化、計算的及濃縮的資訊；
- 數據：與特定主題相關但未以任何方式組織的事實及數字。

如品質管理部分(第 3.4.2.2 節)所述，知識、資訊及數據(以下統稱為知識)的管理，包括多學科、協調的工作中可靠地提供資訊及數據的處理程序，包括場址調查、設計及安全評估。它還需要管理作為計畫每一階段各種決策基礎的知識及資訊，如需求管理部分(第 3.4.2.3 節)所述。體認此點，正在開發 KMS，可以安全整合、合成及建檔知識庫，同時確保透明度、可追溯性及可回收性。

構成地質處置基礎的知識隨著時間呈指數函數成長，傳統「以報告為基礎」的知識管理系統存在明顯的局限性。JAEA(Umeki et al., 2006)認識到這一點，而

開發了先進 KMS，KMS 可以連接到相關的品質及需求管理系統(Umeki et al., 2006)(JAEA website, 2016)。也開發了網路的交流平台 CoolRep(Umeki et al., 2011)。JAEAKMS 更進一步改善，旨在將其整合到上述 NUMO RMS 系統中，顯示 JAEA 作為獨立研發機構，提供 NUMO 及管制機構基礎科學及技術知識。由於 JAEA KMS 的開發概念為基於安全證案的結構，因此它非常適合系統性管理、品質保證、溝通及存檔該研究報告編寫過程中積累的知識，並將其呈現給所有利害關係人。安全證案是以廣泛專業學科的技術知識及資訊整合為基礎而開發的。基此，概述整個安全證案並不容易，即使對於特定學科專家也是如此。自不同學科的專家到非技術利害關係人，在不同層次上回應不同觀眾的需求，需要特別的努力溝通，來解釋安全證案。

為了促進這種安全交流，將根據讀者的知識水平，製作多份內容不同的文檔，以及一個網路交流平台(與上述 CoolRep 相關)。這增加了用戶訪問和輕易看到他們感興趣的知識及資訊的機會。

3.4.2.5 科技發展的管理

根據最終處置基本方針，為支持地質處置的實施，NUMO 及相關研究機構根據需要在策略技術開發及進行定期評估方面進行合作。NUMO 與研究機構之間的互動得到了 METI 於 2005 年成立的地質處置基礎研發協調委員會(以下簡稱協調委員會)會議的推動，該委員會將研發計畫與 NUMO 的技術開發的研發計畫連結，並進行更新以因應其中的變化。協調委員會後來進行了重組，除了更多的基礎研發之外，還考量實施因應實際研發需求的計畫(METI, 2017)。這將促進以經濟有效率的方式安全實施地質處置所需的技術發展。

NUMO 已經訂定了結構化計畫，用於開發及測試 LS 與初始 PI 階段所需的技術，如中期研發計畫中所述(NUMO, 2013)NUMO 在 2013 年至 2017 年的五個會計年度內實施。然而，正如原報告第 7.4 節中所討論的，該計畫將需要適應選址計畫的發現所獲得的調查結果。

該研究報告中所發現的技術問題(見以下章節)，以及從技術開發及基礎研發成果中所發現的問題，都反映在地質處置總體研發計畫(2018-2022 年)中。這是在協調委員會的基礎上編制的。根據此總體規劃，NUMO 制定了涵蓋 2018 會計年至 2022 會計年期間的中期技術發展計畫(NUMO, 2018)。

NUMO 將持續開發地質處置技術，在確定場址後，將根據場址特性以及時與分階段實施必要的技術，反應最新科學知識。技術開發計畫將促進計畫的管理，該計畫是在適當時機重覆總結安全證案，以釐清未來需解決的技術議題。在此過程中，PDCA(Plan-Do-Check-Act)循環被應用於各個層面，以促進地質處置技術的不斷改進及提昇。

3.4.2.6 人力資源的管理

地質處置涉及一個複雜的計畫，包括許多學科。所需人員是高素質的工作人員，包括每個相關專業學科專家及經驗豐富的通才，他們可對包含所有的學科產出進行全方位概述。招聘及培訓所需的人力資源及逐漸灌輸適當的工作文化，是品質及知識管理的關鍵組成部分。如上所述，通過這些領域開發的工具包提供了便利。技術開發的規劃及實施，在本質上受到可用人力的限制—無論是在 NUMO 還是在相關研發組織中—因此人力資源的管理被認為是極其重要的，並明確包含在研發計畫中(NUMO, 2018)。作為該計畫的一部分，NUMO 與日本的相關組織合作，建立了青年人才的培訓課程(NUMO, 2020)。

除了日本的國內資源外，鼓勵國際社會外部人力資源的參與也很重要。特別是在確保技術可靠度方面，國際網絡的參與是必不可少的，例如，準備合格的英文文件及審查安全證案，以確保其符合國際標準。

結合使用上述品質、需求及知識管理工具，NUMO 將正式管理人力資源，例如，當計畫系統的招聘與和培訓，並通過以下方式與日本國內外的相關組織合作：

- 根據已確認實施計畫的計畫時程及所需專業，招聘大學應屆畢業生及地質處置領域經驗豐富的工作人員。這將與維護關鍵基礎設施(例如 URL)及知識轉移合作相結合，相關研發機構通過長期任職幕僚人員及聯合研究計畫進行合作；
- 通過幕僚人員參與或參加 NUMO 與日本國內外涉及放射性廢棄物處理的其他專責單位/研發組織之間的合作計畫，提高隱性知識和實務能力；
- 確保 NUMO 的技術能力及隱性知識庫得到維護、改進，通過定期開發安全論證及參與聯合研究計畫，傳承給未來世代；
- 評估及引進計畫，以培養具有廣泛多學科知識與計畫管理技能的人力資

源(通才)。

在該研究報告的編寫過程中，通過年輕幕僚與相關研究機構合作、與外部專家的討論、參與計畫文件的撰寫以及參與日本國內外的審查過程，培養了下一代人力資源。

3.4.3 運轉安全評估

基於安全評估的策略，本節將討論：

- 建立評估在設施運轉期間，對鄰近公眾放射性衝擊的策略與方法，同時考量處理 HLW 與 TRU 廢棄物其他設施的相似處，以及核設施現有的法規；
- 對處置設施目前的設計規格，進行運轉安全的初步評估；
- 明確說明重要發現與未來展望。

3.4.3.1 節說明運轉安全評估的策略與方法。3.4.3.2 節說明運轉流程、廢棄物特性與數量，作為本項評估的基礎。3.4.3.3 與 3.4.3.4 節分別說明正常與異常情節的評估結果。基於這些評估結果，3.4.3.5 節說明事故後的應對方法，以及審查要項研析與建議的大綱。

3.4.3.1 運轉安全評估的策略

運轉安全評估涵蓋輻射防護與傳統災害兩者。本節基於設施設計與運轉計畫，將聚焦於處置場鄰近地區公眾的潛在放射性衝擊。所採用的事件樹乃是基於縱深防禦的原則，此亦表示運轉安全評估的結果，為將來改善設施設計的主要來源。

由於日本尚未建立深地層處置設施的安全法規，本節評估所採用的參考異常狀態，乃是選自其他處理放射性廢棄物的設施與相關法規並考量其相似處，以及 IAEA 所發表的安全證案方法與安全評估指引(IAEA, 2013)。在此必須強調，東京電力公司(TEPCO)福島第一核能發電廠發生事故所獲得的教訓，導致對核子反應器建立新的安全法規且已經執行，此法規強調設施的韌性，即使在低發生機率的潛在事故時。

將藉由評論地層處置設施與安全措施所建立的運轉情節來進行運轉安全評估。本節並沒有涵蓋傳統安全的評估，因為此需要詳細的設計資訊，此唯有在計

畫的晚期才會建立。而且，有關於地下建造與運轉的安全問題，在將來大部分取決於現行的採礦與隧道工程。

3.4.3.1.1 建立運轉安全評估情節的程序

藉由參考 IAEA 證案方法與安全評估的指引(IAEA, 2013)，建立正常與異常運轉的情節。此指引要求安全證案必須涵蓋緩解對工作人員與處置場鄰近公眾任何風險的措施。建立相關情節的策略說明如下：

(1) 建立正常運轉情節的程序

在設施正常運轉期間所規劃的活動情節，其目的在於評估運轉期間輻射屏蔽與圍阻的安全功能，在功能正常下對公眾所造成的放射性後果。建立正常運轉情節時，考慮下列各項：

- 綜合其他限制與偵測輻射曝露的輻射管制方法，輻射管制區的屏蔽牆，應確保防護工作人員；
- 對於 HLW，在封裝以前，放射核種的圍阻，應藉由玻璃基體與封焊的不銹鋼筒來確保，在封裝以後，則藉由額外的外包件與運送護箱來確保。對於預鑄工程障壁系統模組(Prefabricated Engineered Barrier System Module, PEM)，則由 PEM 殼層與緩衝來提供額外的圍阻；
- 這些限制，基本上與 TRU 廢棄物類似。

在該研究報告中所考慮的正常運轉情節，已經排除下列問題：

- 在設施周圍公眾的體內輻射曝露：放射核種確定被限制在操作放射性廢棄物的特定地區，如廢棄物接收/檢查/封裝設施的設計說明。
- 在正常運轉時，來自地下設施的放射性效應：有足夠厚的母岩屏蔽，因此不可能對公眾造成輻射曝露。
- 對輻射工作人員的總劑量：藉由管制進出含有放射性物料的區域、遙控操作方法、屏蔽、以及其他輻射管制，假設即可確保安全。

(2) 建立異常運轉情節的程序

建立異常運轉情節，以評估由於規劃活動受干擾，而從設施外釋放射核種的風險。安全措施如何受干擾，由正常運轉的順序轉換以事件樹圖表顯示。假設事

件樹中所有的安全措施均失效，作為最嚴重的異常情節案例。

異常運轉情節由初始事件開始，例如外部災害(自然事件與人為誘發事件)與內部初始事件(墜落、內部火災、爆炸、喪失場外電力、以及其他系統失效)。外部災害的情節包括地震衝擊、海嘯衝擊、外部電力損害、森林火災、電磁衝擊、以及由於外部災害對設施的其他衝擊。這些衝擊也可能導致內部初始事件(Yamashina, K. et al., 2017)，然而衝擊的大小可能強烈取決於場址的環境。在下列章節中，假設內部初始事件的發生與外部災害無關，所以情節將由通用場址與保守方式開始內部初始事件。此方法也涵蓋非由於外部災害所引起內部初始事件的情節。

建立異常情節的事件樹時，將考量下列要點：

- 事件樹展現假設初始事件導致異常狀態(例如墜落或火災)，結果使廢棄物受力學或熱衝擊的過程；
- 由於目的是評估事故結果導致放射核種由設施外釋的可能性，所以事件樹沒有包括在喪失圍阻後用以緩解效應與事故管理的措施；
- 工作人員的安全文化與教育是重要的安全措施。然而，事件樹並沒有明確包括此種措施，雖然其失效可能是導致異常運轉的根本原因。
- 雖然多重干擾可能同時發生(共模故障)，該研究報告並沒有考慮此點。僅在原報告 5.6.2(1)節將其強調，作為未來優先討論。

所建立的異常運轉情節可以分成五類：墜落、火災、爆炸、喪失外部電力、以及其他設備故障。如同 3.4.3.5 節所述，此列表可能不周全。例如，由於其他外部事件或不符合規格的廢棄物包件(生產品管失效)所導致的情節等，可在將來加以考量。

3.4.3.1.2 評估的程序

(1) 正常運轉情節評估的程序

本節評估對 HLW 與 TRU 廢棄物設施接收/檢查/封裝等，造成一般大眾所受到的輻射曝露。一旦選定處置場場址後，將基於考量當地地質、地理、以及環境條件來設定場址邊界。因此，該研究報告的評估在定量年有效劑量時，將設施至其邊界的距離作為一個變數。

在評估輻射屏蔽功能時，對來自 HLW/TRU 廢棄物操作設施的直接輻射與天空散射均加以考量，使用核子設施對一般大眾的法規劑量限值 50 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ，並且決定到達此限值的距離。

(2) 異常運轉情節評估的程序

由設施外釋放射核種僅限於 HLW 與其不銹鋼筒/外包件/運送護箱嚴重破損的情況(對於 TRU 廢棄物則為廢棄物本體、主要的容器、廢棄物包件、以及運送護箱)，在評估時，包括衡量這些項目的穩固性。假若發生破損，所排放放射核種的特性與濃度將用來估算放射性後果。然而，此種評估需要地形、氣象、以及當地生活方式的資訊，而這些僅能以特定場址為基礎來決定。因此，該研究報告僅評估廢棄物形態破損，導致放射核種外釋的風險。

採用保守的方法，在分析前對每一情節先評估衝擊的主要因素(在下一節有進一步的說明)，然後在分析時採用最嚴重的情況。

3.4.3.2 評估的前提

由於此項評估需要前提，本節說明：

- 運轉程序；
- 廢棄物的規格與數量；
- 處置場工程障壁、地面設施、以及處置場的規格。

3.4.3.2.1 在評估中所假設的運轉程序

在運轉期間，廢棄物裝在運送護箱內運送至地面設施，並在接收/檢查/封裝設施內被接收。在 HLW 被封裝入外包件前，HLW 不銹鋼筒暫時貯存，以供檢查確認其符合接收標準。此項貯存是在輻射屏蔽室內，且具有負的空氣壓力，以防止任何存在的表面污染外釋放射核種。在檢查後，HLW 被移至封裝室，藉由遙控操作設備封裝入外包件。這些程序所使用的操作設備，例如橋式起重機與升降機，均設計成可以防止廢棄物墜落。

對於 H12V 的情況，外包件將置於運送護箱內，經由連通斜坡運送至地下(在未來，也可能選擇其他進出方法，例如豎坑)。此外包件在連通斜坡底部被轉移至置放機器，然後再移動置入處置坑道。這些程序也是使用遙控執行，且有嚴謹的

輻射防護。當坑道被廢棄物填滿時，則再回填並封閉。在評估時，也參考在其他核子設施所執行的相關類似操作研究，例如 HLW 不銹鋼筒的墜落試驗已經在其他地方記載(CRIEPI, 1990)(Mano, T. et al., 1991)。該研究報告聚焦於針對地層處置的運轉程序。

對於 PEM 的情況，此時外包件置於 PEM 內部表面，然後運送至處置場，此項的詳細技術設計仍未決定。

對於 TRU 廢棄物的情況，廢棄物包件 B 置於運送容器內再運送至處置場。此廢棄物包件藉由橋式起重機在入口處轉送入處置窖(disposal vault)，並置於處置室(disposal cell)內的指定位置。一旦處置室填滿，其空隙則填以砂漿，在處置窖內所有的處置室均填滿後，則再回填並封閉。對於廢棄物包件 A(廢棄物包件使用內灌砂漿的不鏽鋼桶之謂)，操作程序如同廢棄物包件 B(廢棄物包件使用高強度/高密度混凝土，對 ^{14}C 可使用鈦容器且裝有頂蓋之謂)，只有安置方式不同，此時利用叉重車而非吊車來執行。

3.4.3.2.2 廢棄物存量與規劃的進出量

(1) HLW 處置場

HLW 在處置前可能暫時貯存 30 至 50 年。但是在執行屏蔽與熱分析時，則保守假設貯存 30 年。

規劃每年處置 1,000 筒的 HLW。假設每年執行兩次海上運送，每個運送護箱包含 28 個 HLW 筒，每次海運至少 18 個護箱。因此，廢棄物接收/檢查/封裝設施的貯存容量，設計為 20 個護箱。

在 H12V(日本高放射性廢棄物處置所建立的科學與技術基礎計畫 H12 報告的處置概念)置放的情況，外包件裝載入具有輻射屏蔽與實體防護功能的運送護箱，再利用運送載具經由連通斜坡，將每次兩個護箱移送至地下。這些程序也是藉由遙控與嚴謹的輻射防護來執行。當隧道填滿廢棄物，則再回填並封閉。

PEM 概念的程序與 H12V 一樣，直至外包件被封裝。此後外包件與緩衝材料一起被置入 PEM 操作殼。PEM 具有對外包件的輻射屏蔽與實體防護功能，因此不需要另外的運送屏蔽。

(2) TRU 廢棄物處置場

TRU 廢棄物運送包件，假設藉由船舶運送至處置場(NFT, 2020)，一年六次，運轉 25 年。在地面設施，對於廢棄物桶取決於其尺寸，兩個或四個灌漿裝入廢棄物包件容器後，再裝入一個運送護箱，然後移送至地下並置入處置窖。在混凝土窖卸載置放廢棄物包件，對於廢棄物包件 A 使用叉重車，而對於廢棄物包件 B 則使用橋式起重機。在達到處置室預定的置放廢棄物包件數量後，廢棄物包件間的空隙以灌漿填滿。對於叉重車安置的情況，還沒有決定回填的技術。在完成所有廢棄物包件的安置後，則將處置窖覆蓋回填材料並安裝封塞。

TRU 廢棄物的放射與熱性質，於屏蔽分析時必須考量。對於火災衝擊分析，在 TRU 廢棄物的類別中，瀝青廢棄物需要特別小心操作，因為當溫度大於失控的熱反應時會導致自發引燃(JAEA, 2018)。對於墜落情節的物理衝擊分析，則對於使用桶裝的廢棄物群組均加以評估。

3.4.3.3 正常運轉情節的評估

處置場對於公眾的放射曝露，以 3.4.3.1 節所述的策略為基礎加以評估。對於 HLW 處置場，在地面上接收/檢查/封裝設施內，當 20 個運送護箱存在緩衝貯存與在檢查前，每一個運送護箱貯存 28 個 HLW 不銹鋼筒時，放射性廢棄物的存量最大。對於此種情況，計算有效劑量並以至場界的距離函數表示。來自其他地區的輻射曝露，與其比較起來可以忽略，因為僅有少數幾筒 HLW 存在且均位於設施的地下室，受混泥土地板與鄰近的土壤所提供的輻射屏蔽。

在評估運送護箱暫存區時，由於這些護箱的規格(Kikuru, H. et al., 2013)符合運送法規(IAEA, 2012)，可以假設劑量率在護箱表面小於 2 mSv/h，而在離護箱 1 米處小於 0.1 mSv/h。

來自直接與天空散射的輻射均加以評估，以確保公眾年有效劑量小於 50 μ Sv/y 的目標，此可由設施至場界的距離為 200 米或更遠時得到證明。非常保守的屏蔽分析列於支援報告 5-1。對於 H12V 與 PEM 兩者而言，由接收至封裝 HLW 於外包件的程序相同，因此對於此項評估結果兩者並無差異。

對於 TRU 廢棄物，以與 HLW 相同的方式進行評估，輻射曝露考量運送護箱的緩衝貯存與廢棄物包件等待檢查兩者。結論是，假若設施至場界的距離大於 100 米時，則公眾的年有效劑量低於 50 μ Sv/y 的目標。詳細的分析結果列於支援報告 5-2。對於廢棄物包件 A 與 B，在廢棄物包裝前的程序皆相同，因此其評估

結果並無差異。

由上可知當 HLW 與 TRU 廢棄物設施位於相同的場址，則在評估時須將每一廢棄物的效應相加。由於 HLW 的輻射效應遠大於 TRU 廢棄物的，維持設施至場界的距離大於 200 米，即可以符合 50 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ 的劑量目標。假若在某特定場址，其至場界的距離小於 200 米，則可以增加屏蔽牆的厚度以降低劑量率。而且要特別說明，此項劑量計算非常保守，並沒有考慮周圍其他建築物所提供的屏蔽。此外，若有需要可以將緩衝貯存置於地下，以獲得更大的屏蔽。

3.4.3.4 異常運轉情節的評估

考量所建立的安全措施來評估異常情節的放射後果。對廢棄物操作的每一個別流程均進行正式的事件樹分析，來評估正常的縱深防禦以預防異常狀態的發生而可能失效。所考量的異常狀態，可以用相關的操作加以分類，當在評估其對 HLW 或 TRU 廢棄物的衝擊時，由於其具有相似性，而可以合併考量。

3.4.3.4.1 異常運轉情節的建立

異常運轉考量墜落、火災、爆炸、喪失外部電力，以及其他設備故障等干擾的結果。當安全措施失效或干擾超越設計所假設的情況時，則建立事件樹。會導致圍阻功能潛在失效的事件樹，被選用來建立異常運轉情節。

(1) 墜落

(i) HLW

仍未執行評估 PEM 在運轉期間墜落的情況，雖然其結果類似或小於 H12V 的結果。對於 H12V 的情況，HLW 運送護箱、不銹鋼筒、或外包件可能會導致墜落的操作包括：

- 在緩衝貯存吊卸與移動運送護箱的操作流程；
- 當 HLW 不銹鋼筒藉由橋式起重機吊出運送護箱、移動至檢查與暫存區、再裝入外包件的流程；
- 在封裝後，外包件藉由橋式起重機送至緩衝貯存，再裝載至運送載具的流程；
- 當外包件在連通斜坡的底部，藉由橋式起重機從運送載具轉移至安

置機器的流程；

- 外包件被吊下處置孔的流程。

緊握不完全、或在吊卸期間或運送期間抓爪錯誤放開、或是吊卸纜線斷裂均會導致外包件墜落。在此必須說明，目前僅聚焦於抓緊機制，而忽略其他可能性，例如絞盤故障或吊車脫軌，在未來的評估將考慮這些因素。為防護此種干擾，可以採用雙條吊卸纜線，並在抓緊裝置加裝互鎖。然而，假設這些安全措施失效，衝擊作用於外包件與其內裝的廢棄物。在此有設定操作高度的實際限制，以防止嚴重墜落。

在 3.4.3.4.2(1)(i)節，將評估墜落情節的效應。

(ii) TRU 廢棄物

廢棄物包件 A 以叉重車操作，而廢棄物包件 B 則以橋式起重機操作。因此，下列操作可能為廢棄物墜落的原因：

- 在緩衝貯存吊卸與移動護箱的流程；
- TRU 的主要容器藉由橋式起重機吊出運送護箱並移動至檢查與暫時貯存的流程；
- TRU 的主要廢棄物容器藉由橋式起重機吊入廢棄物包件的流程；
- 廢棄物包件移動至緩衝貯存，然後再移送至運送載具的流程；
- 在處置坑道的混凝土室堆疊與放置廢棄物包件的流程。

TRU 廢棄物墜落的事件樹基本上與 HLW 的相同，且具有安全措施(例如限制操作高度)。藉由橋式起重機安置時，有使用扭鎖夾持系統，但是若故障，也可能發生墜落。

廢棄物包件 A 假設以廢棄物輸送帶移動，僅在運送人員裝卸與廢棄物安置時藉由叉重車吊卸。由於廢棄物包件在處置窖內堆疊時的墜落高度為最大，因此建立此流程的廢棄物包件墜落情節。

叉重車採用互鎖系統，當叉子未完全插入吊卸口時，可以防止吊卸。其亦可以防止叉子撤出，除非安置完成。假若互鎖系統故障，例如在安置未完成前叉重車退出，廢棄物包件可能墜落於混凝土窖的地板。

最後，也必須提到廢棄物堆疊傾倒的潛在風險，然而對於此項風險仍未進行分析。

(2) 火災

(i) HLW

因為在地面設施評估火災的衝擊已經具有充足的經驗，下列僅討論在地下設施的火災。評估在地面設施火災的風險與防治措施將包含於本計畫的後來階段。當可行時，在設施內所有的建築均採用防火或火焰延遲材料。即使有可燃材料存在，限制引燃來源將可預防火災(與爆炸)的發生。此外，將在所有的敏感區域安裝火災、氣體及煙霧偵檢器、警報器、以及消防設備。

對於 H12V 的情況，下列設備與裝置仍然可能包含可燃材料：

- 在連通斜坡上：運送載具、柴油燃料、以及橡膠輪胎的輪子；
- 在連通斜坡的底部：將外包件由運送載具轉移至安置機器時，橋式起重機所使用的油壓與潤滑油；
- 將外包件運送至處置坑道並將其放置入處置孔的安置機器所使用的柴油燃料與橡膠輪胎。

斜坡運送載具可能具有大量的可燃物質，因此火災情節聚焦於此。在未來，可能禁止使用柴油，而更有可能使用電動載具，此時必須評估電動載具的災害。由於柴油與橡膠輪胎具有最高的潛在熱產量，因此將其設定為火災來源。

輪胎火災情節說明如下：

- 在連通斜坡上運送時，由於煞車系統故障，使運送載具後輪之一異常加熱，而導致輪胎引燃。或者由於小火災，例如變速箱漏油而擴散引燃輪胎；
- 操作員會發現此火災，但嘗試滅火的操作失敗，使得火災蔓延至鄰近輪胎；
- 空氣受火災加熱，熱傳過載具甲板，將使運送護箱加溫，且藉由熱傳導使其內含物加溫；
- 即使在火燒盡之後，甲板的溫度仍然很高且持續藉由熱傳導加熱護箱與其內含物；
- 在柴油貯存池火災的情況，情節假設燃料滲漏至坑道地板且被引燃，此已經包含於與運送載具有關的異常狀態。

在 PEM 的情況，由於包含 HLW 的外包件將由厚的膨潤土緩衝所包圍，

而限制了熱傳導，使其對 HLW 的熱衝擊低於 H12V 的情況。因此，在 3.4.3.4.2(i)節，僅對 H12V 評估火災對 HLW 的熱效應。

(ii) TRU 廢棄物

對於 TRU 廢棄物的火災情節，基本上與對 HLW 的相同。大部分的 TRU 廢棄物包含無機材料(砂漿與金屬)與不可燃廢棄物，因此不可能發生自發引燃(或爆炸)，且其火災衝擊評估與 HLW 的情況相同。例外的是有些廢棄物，在地下設施周圍溫度(大約 30 至 45°C)時為穩定的，但是假若廢棄物曝露於較高的溫度，瀝青與硝酸鹽混合物會有自發引燃的風險(JAEA, 2018)。由於相較於其他 TRU 廢棄物群組，其結果可能更為嚴重，因此火災聚焦於此廢棄物。

(3) 爆炸

本研究所採用的場址說明模式並沒有顯示來自潛在爆炸氣體的風險，且也假設不可能由廢棄物或其他處置場組件產生。因此，不考慮爆炸情節，但是正在建立其評估方法中，且討論於 3.4.3.4.2(3)節，假設甲烷氣體產生爆炸，此將於未來工作進一步討論。

(4) 喪失場外電力

在本節中將說明由於喪失場外電力，而停止運轉地面與地下設施。在建立此情節時，一般公認僅喪失場外電力，對於運轉不會有立即的衝擊，因為所有的系統可以使用不斷電系統、輔助發電機、以及電池等系統，將其安全停機。然而在限制情況與說明後果時，突然電力全黑的結果，可能導致許多安全功能同時故障，例如由於巨大天然或人為電磁脈衝，在未來值得評估。

突然喪失電力，可能引起正由橋式起重機操作的 HLW 不銹鋼筒或外包件墜落。然而，此基本上與 3.4.3.4.1(1)節所述的墜落情節相同。

在地下設施，喪失電力可能也會使排水系統停機。然而，對於 HLW 與 B 型 TRU 包件，排水並不會受到污染，除非放射性廢棄物的圍阻發生故障。對於這些廢棄物類型，在喪失場外電力時排水系統的停機，不可能直接引起放射核種排放。然而，須注意喪失排水功能的較長期衝擊並未評估，因此公認未來應優先考量。

在接收/檢查/封裝設施內，對於可能有污染的地區，須維持負壓。然而，即

使不能夠維持負壓，在排氣口的高效率濾器(HEPA)應能防止放射核種外釋。同理，在任何事件導致放射核種由地下設施排放被偵測到，若有備援的電力可用，將通風轉換到裝有 HEPA 濾器的緊急通系統，即可以防止放射核種由設施排放出去。然而，在包括場外與所有的備援電力全部喪失的情況，將導致所有的通風系統停機與喪失部分的圍阻功能，此時只要廢棄物形態沒有受損，放射核種就不會外釋。因此，通風停機情節導致放射結果的評估，僅在評估其他情節時有可能導致廢棄物形態受損時才包括。

此外，在通風系統停機事件時，在緩衝貯存 HLW 的溫度會上升，因此分析此情節。雖然通風系統並不是主要用來冷卻 HLW，但是評估這些作為喪失電力的效應。

最後須注意，除了上列評估的系統外，全部喪失電力也可能喪失控制功能、監測系統、照明、以及通訊。這些衝擊將在未來的研究中討論。

(5) 其他系統故障

如上所述，外部擾動、系統損壞、故障、以及人為失誤可能導致墜落、火災、爆炸、以及喪失電力。其他許多可能事件也可能衝擊放射核種的圍阻。在此，考量與斜坡運送載具有關的異常狀態。

定期維修與多重煞車互鎖以限制速率為針對載具故障所設計的對策。這些措施的失效，可能導致載具失控，而與坑道壁碰撞。為了降低碰撞衝擊，可以限制直斜坡的長度，以及在陡斜坡建立碰撞捕捉區/碰撞捕捉設備等設計。

對於 HLW 的此種異常操作情節，亦可直接適用於 TRU 廢棄物。此時，只要將“外包件”以“TRU 廢棄物包件”取代即可。

3.4.3.4.2 異常操作情節的結果分析

對於 3.4.3.4.1 節所述的異常操作情節，執行結果分析以決定所導致的損壞是否有喪失圍阻功能的風險。在目前計畫的一般性階段，仍未建立設施內設備的詳細設計。因此所假設的故障，沒有考慮用以限制發生機率或異常操作所導致衝擊的潛在韌性。

(1) 墜落

(i) HLW

基於運送法規，運送護箱設計成可以抗 9 米高度的墜落，因此只要單獨限制吊卸高度，即足以確保墜落後不會喪失圍阻(Kikura, H. et al., 2013)(IAEA, 2012)。

在評估 HLW 不銹鋼筒墜落時，分析以往的墜落測試顯示，當吊卸高度小於 9 米時，雖然不銹鋼筒可能會變形，但是不會產生穿透性的裂隙(CRIEPI 1990)(Mano, T. et al., 1991)。因此藉由限制吊卸高度顯著小於此值，可以達成防止喪失圍阻功能。

對於外包件進行評估時，則評估可能最大高度的墜落，亦即在接收/檢查/封裝設施內限制為 9 米，如同 3.4.3.1.2(2)節所述，採行保守的作法。在地下設施時，將外包件由場內運送載具轉移至安置機器，橋式起重機吊卸高度為外包件高度(1.9 米)的 3 倍，此值顯著低於 9 米。相同的，外包件由安置機器置入處置孔時，最大的墜落高度為 4.2 米(處置坑道的地板表面至處置孔底部)，雖然處置孔內存在有緩衝材料，將進一步降低墜落高度。

對於最大墜落高度為 9 米的情況，計算外包件碰撞到地板時的自由落體速度，並且採用彈性-塑性分析以評估撞擊混泥土地板時，決定產生貫穿裂隙的可能性。

墜落於混泥土地板時假設以一個角度發生，因此撞擊以更容易受損的邊緣發生。假若等效塑性應變大於所使用碳鋼(SF340A)的破損應變 0.23，且連接外包件的裏外，則會產生貫穿裂隙。分析結果證明超過破損應變限值的地區僅發生在碰撞點附近，因此不會產生貫穿裂隙。此項分析的細節列於支援報告 5-3。

對於 PEM 的情況，在外包件安置於操作殼後，墜落對其的衝擊會受 PEM 操作殼與緩衝材料降低，因此其損壞將更為減少。

(ii) TRU 廢棄物處置場

如同對 HLW，運送護箱的墜落不是問題。為預防喪失圍阻功能，如同對 HLW 的情況(Kikura, H. et al., 2013)(IAEA, 2012)，設備與系統在設計時即物理限制吊卸高度，使低於 9 米。

廢棄物固化入其他容器的力學耐久性仍未加以評估，因為這些容器的規格仍未決定。在確定這些規格後，如同其他廢棄物形態，將執行墜落結果的

評估，以決定吊卸高度限值。

對於 B 型廢棄物包件，藉由橋式起重機吊卸進入處置窖，最大墜落高度假設為最大吊卸高度 8 米。作為範例，執行含有桶的廢棄物包件 B 墜落的彈性-塑性分析模擬，以與 HLW 外包件相同的方式評估貫穿裂隙的可能性，使用碳鋼(SM400A)破損應變為 0.2(Japanese Standards Association, 2017)。

廢棄物包件最嚴重的墜落情況為具有扭鎖上層表面的角落，撞擊到混凝土地板，因此以此情況建模分析。分析結果證明等效塑性應變超過破損應變的區域極為有限，因此即不可能產生貫穿裂隙。

此外，對於其內所含桶計算出最大等效應變為 0.08，此遠低於所使用 SS400 型鋼鐵相關的破損應變(0.21)，且僅發生在撞擊點的附近。因此，顯然沒有放射核種外釋的風險。對於 B 型廢棄物包件，詳細的分析方法與相關計算列於支援報告 5-4。

對於廢棄物包件 A 的等效情節，假設在利用叉重車將其安置於處置窖的期間發生墜落。在一個堆疊中，含桶的廢棄物包件個數為 6。假若在放置頂層期間發生故障，導致廢棄物包件墜落，則墜落高度相當於第 5 層的頂部表面(5.75 米)。根據墜落測試(CRIEPI, 1980)，當墜落高度小於 6 米時，桶會變形，但其內含物不會外釋。此外，由於桶被以砂漿固化於廢棄物包件內，因此對桶的衝擊力遠小於直接墜落。所以認為包件破損的機率低，此將於未來研究確認。

(2) 火災情節的評估

在 3.4.3.4.1(2)節所考慮的火災情節，聚焦於斜坡運送載具，由此決定外包件(或 TRU 廢棄物包件)最後所增高的溫度。此載具在其平坦的甲板上安裝有格架，以支撐兩個外包件運送護箱(對 H12V 情況)或是一個護箱(對 TRU 廢棄物包件)。運送護箱具有輻射屏蔽的功能，且也防護其所含外包件/廢棄物包件，在異常狀態時，使不受力學撞擊與火災。運送護箱安裝於靠甲板中央的位置，且盡可能遠離燃料箱。

由運送載具的設計，可知柴油與橡膠輪胎為所存在的兩個主要可燃物。對於每一火災來源，計算火災持續時間並加以比較，選定較長持續時間的情節進行評估。

(i) HLW

(a) 輪胎火災的持續時間

根據公路車輛火災原因的報告(Brousse, B., 2005)，其共同原因為煞車系統鎖死，導致輪子異常加熱，直到引燃輪胎。在此項分析中，並沒有評估其相關的不確定性，因為只要分析一個代表性情節以展現評估流程，即已充分足夠。在後續研發階段，假若設計變更仍然沒有消除此項問題(例如變更為電力軌道運送)，將執行更詳細的評估。

此項計算假設在火災時，將停止通風以限制空氣流動，但沒有考慮用防火門以防止燃燒空氣經由連通斜坡排出，詳情請見支援報告 5-6。假設火災由一個輪胎蔓延至下列區域，並計算火災持續時間：

- 第 3 輪軸的右輪胎(標示為輪胎 3)，最靠近兩個運送護箱的輪胎引燃；
- 當此輪胎燃燒時，鄰近第 2 與第 4 輪軸的右輪胎(標示為輪胎 2 與輪胎 4)，受熱而引燃；
- 當第 4 輪軸的右輪胎燃燒時，鄰近第 5 輪軸的右輪胎(標示為輪胎 5)，受熱而引燃。

為了計算火災持續時間，採用運送載具的數值模型進行燃燒分析。並計算出以自引燃經過時間為函數的熱產生率。

對於橡膠輪胎的引燃條件為表面溫度大於 400°C 或熱通量大於 16.5 千瓦/平方米(Babrauskas, V., 2003)。

起初只有載具右側的輪胎 3 開始燃燒，接著鄰近的輪胎 2 與 4 在 1,500 秒後，達到引燃條件而著火。最後，輪胎 5 在 3,000 秒後著火。在此項模擬中，載具右邊的輪胎 1 與在左邊的輪胎並沒有達到引燃條件。

熱產生率在 3,460 秒後，達到最大值 3,300 千瓦，主要是來自輪胎 2 與 4，而在 5,700 秒後降至為零，此時火災燒盡。因此火災持續時間約為 90 分鐘。此項詳細的燃燒分析，列於支援報告 5-6。

所採用的火災模式非常簡單，將在未來進一步建立，例如評估在火災期間爆胎而導致載具傾倒，引起火焰到達另一邊的輪胎。

(b) 燃料火災的持續時間

此項分析假設柴油燃料由燃料箱滲漏至坑道的地板，例如由於與坑道牆壁碰撞或燃料箱破損，同時假設池火來計算火災持續時間。火焰的大小以日本建築學會所述的方法(Architectural Institute of Japan, 2008)為基礎來計算。滲漏燃料(200 公升)池的面積假設為 50 平方米，可獲得理論高度大約 11 米，因此火焰可達 7 米高的坑道頂部。基於柴油燃料的燃燒率與池的深度，由此計算的火災持續時間約為 60 秒。火災持續時間的詳細計算，說明於支援報告 5-5。同樣的，這些結果的潛在不確定性迄今仍未評估，由於聚焦於展現代表性情節的建立與評估。然而，由此項分析可知，輪胎火災為限制事件。

(c) 對 HLW 的火災衝擊分析

由於在輪胎火災的情況火災持續時間較長，因此分析此情況以評估結果。使用於外包件與廢棄物包件的碳鋼在溫度大於 727°C 時會產生相變(Japan Society of Mechanical Engineers, 2014)，而硼矽酸鹽玻璃在溫度大於 610°C 時可能會去玻璃化(AESJ, 2011)(Kawamura, K. et al., 2014)。假若超越這些溫度，可能會損壞外包件的完整性。因此將用這些溫度作為評估潛在熱衝擊對圍阻功能的參考。

採用由輪胎火災分析所得對甲板下面的熱輸入量，藉由熱傳導分析獲得在載具甲板表面與傳送護箱表面的溫度分布。由於輪胎燃燒僅限於右邊，因此主要的溫度上升僅限於其上面的區域。

在載具右邊甲板底板的溫度，在輪胎燃燒的地方最高可達 649°C，然而在甲板頂板的溫度僅上升至 99°C，此乃由於甲板的空心結構限制了熱傳導。此外，對於護箱所輸入的熱量最大約為 0.4 千瓦，顯著低於火災熱產生率。此乃由於來自輪胎的火焰被甲板阻擋並分散(見支援報告 5-6)。

以下列流程，決定出運送護箱、外包件、以及 HLW 的最大溫度：

- 執行穩態熱分析以決定在 HLW 外包件內的溫度分布；
- 受熱的外包件置於斜坡運送載具甲板上的運送護箱之內，假設期由裝載至移動至 500 米深的地方，需要 5 小時，且在該處發生火災，

執行瞬態熱分析；

- 來自載具甲板的熱通量與在傳送護箱周圍的受熱空氣，藉由燃燒分析來決定並用來作為熱的輸入；
- 即使在火災已經燒盡後，由於熱仍然由載具甲板傳送，因此熱分析在火災開始後持續 12 小時。

HLW 中央與表面以及運送護箱的表面與底部在火災時的溫度分別為 124°C、95°C、31°C、以及 34°C。HLW 中央與表面的溫度在火災期間與火災後，幾乎維持定值。在運送護箱表面與底部的溫度則分別上升至 37°C 與 42°C。這些結果遠低於臨界溫度標準，而可證明對於此情節而言，由於圍阻失效而導致放射核種外釋乃極不可能，即使目前仍未評估所有的不確定性。上述的火災衝擊分析，詳細說明於支援報告 5-7。

(ii) TRU 廢棄物

對於 TRU 廢棄物運送載具的輪胎火災情節，採用類似的方法加以評估，針對 HLW 情況相同的熱發生率。僅評估廢棄物包件 B 容器，但假設對其他廢棄物包件的結果也是類似。

如同前述，瀝青固化廢棄物於常溫時假設為穩定。然而，當溫度大於 180°C 至 200°C 時，硝酸與瀝青的反應是自催化，潛在導致失控的熱反應 (JAEA, 2018)，因此以此廢棄物為評估火災情節的標的。

對運送護箱最大的熱輸入為 4 千瓦，此值大於 HLW 情況的數值，因為運送護箱的表面更靠近甲板的邊緣。但同樣的基於與 HLW 情況相同的理由，此值顯著低於對甲板底部的熱輸入。相類似的，雖然與火焰接觸的甲板表面溫度高達 640°C，上甲板的溫度僅升高至大約 80°C。

對於瀝青固化廢棄物，來自放射源的熱產量通常是低至可忽略(小於或等於 1 瓦)，因此假設其初始溫度為 30°C，約等於地下 500 米深度周圍岩石的溫度。雖然熱的產生於 1.5 小時的時候即有效地終止，但分析持續進行至 12 小時才停止。

運送護箱表面的溫度在大約火災 1 小時後，達到 35°C 的最大值，然後逐漸降溫至周圍溫度。廢棄物包件與其內裝的瀝青溫度逐漸升溫，但在 12 小時以後上升速率變慢。因此，瀝青上升的溫度遠低於失控溫度。此項火災

評估的細節，請見支援報告 5-8(但在此註明，未來可能需要更完整的火災評估)。

(3) 爆炸

如同在 3.4.3.4.1(3)節所提，將採行監測與對策(例如充分的高通氣率、可燃氣體催化氧化劑)，以盡可能降低氣爆的風險。然而，尤其是在日本的某些坑道(例如幌延地下實驗室)曾有相當高甲烷流入的經驗，目前正建立方法以評估此種異常操作情節的後果。需要強調的，在此聚焦於對高度簡化的情節展示可運用的模式，而非考慮情節的真實度(以及所獲結果的解釋)。

對於此項氣爆評估，假設由於母岩排放氣體導致坑道內甲烷濃度產生，且因通風設備故障而升高。同時假設此問題沒有被偵測到與/或不能執行對策，此可能由於偵測/警報設備的共模故障(common mode failure)、失效等。

如同最嚴重的情況，由於未知來源引燃，導致在處置坑道產生爆炸，當此發生時，甲烷/空氣混合比使其爆炸威力最大。爆炸於是衝擊位於坑道地板的 HLW 外包件。對於指定的 H12V 選項，此外包件將位於運送容器內，直到被置入處置孔內，但是對於此情況，需要更複雜的分析，此僅在未來才會導入。

對於最嚴重的爆炸情況，藉由震波的數值分析，計算出來外包件位移的最大速率為 20 米/秒。假設外包件與坑道壁以此速率碰撞，進行彈性-塑性分析。

在碰撞點外包件表面的塑性應變大於破損應變，但是在外包件內部表面的變形卻處於彈性區域，因此不會產生貫穿裂隙。此項評估的細節列於支援報告 5-9。

此計算針對 H12V 概念執行，但是可以直接應用於 PEM 選項。然而，由於其較大的質量且外包件受 PEM 操作殼與周圍緩衝材料的保護，顯然對 PEM 的結果將顯著降低。在未來，將優先評估 TRU 廢棄物的爆炸風險，因為也要考量由廢棄物包件自己產生爆炸性氣體(主要為氫與甲烷)。在所有的情況，氣爆衝擊評估將著重於更真實的情況並提供回饋以設計改善韌性 - 降低此異常狀態的機率與降低發生後結果的嚴重程度。

(4) 喪失電力

基於 3.4.3.4.1(4)節所述，在此評估於 HLW 緩衝貯存喪失通風冷卻的說明性情節。在運送護箱卸載後，在緩衝貯存立即有 28 個 HLW 不銹鋼筒，且喪失通風將導致溫度升高。假設每個 HLW 不銹鋼筒的熱產量為 559 瓦(亦即暫時貯存

為 30 年而非 50 年)，來保守地執行熱分析。

在喪失通風後，HLW 表面溫度急速升高持續天，且在廢棄物的表面達到 200°C。此後，溫度上升顯著減緩，在大約 30 天後，達到大約 210°C 的平原區 (plateau region)。此溫度遠低於奧氏體不銹鋼的敏化溫度 (sensitized temperature)(450 至 850°C)(Japan Institute of Metals and Materials, 1985)與熔點 (1398 至 1427°C)(Japan Society of Mechanical Engineers, 2014)。因此極不可能發生 HLW 不銹鋼筒破損而使放射核種外釋。此外，HLW 中央的溫度遠低於反玻璃化(anti-vitrification)溫度限值 610°C(AESJ, 2011)(Kawamura, K. et al., 2014)，因此這不是問題。此項分析的細節列於支援報告 5-10。

對於 TRU 廢棄物的情況，最大的熱產率來自玻璃熔爐廢棄物，大約為每一容器 60 瓦。此熱產率與 HLW 相比起來較低(約為 10%)。而且每一運送批次僅接收 8 個容器，因此在檢查前沒有必要暫時貯存。在喪失通風的情況時，可能會緩和升溫，目前認為此是可忽略的安全衝擊，但未來將更嚴謹的評估。

(5) 設備故障情節的評估

如同 3.4.3.4.1(5)節所示，選定斜坡運送載具由於其煞車系統故障而失控的情況作為評估範例。即使保守的假設所有異常狀態的對策均失效，所計算出的碰撞速率不足以產生貫穿裂隙而嚴重損壞外包件(Suzuki, S. et al., 2015)。

對於失控情節，碰撞時的實際速率，必須由特定場址設計為基礎來決定，並考量失控路段的可能長度、以及任何碰撞捕捉路線與碰撞捕捉設備。這些對策將在未來說明，作為對特定場址處置場設計聯通斜坡的一部分。

3.4.3.4.3 來自處置場的潛在放射核種外釋

已經廣泛評估異常運轉情節，聚焦於潛在圍阻失效而導致放射核種外釋。必須注意由於墜落的力量導致部分變形，但是對於外包件(或廢棄物包件)造成足夠的破壞而導致放射核種外釋乃是極不可能。此外，由於火災或通風冷卻故障，而造成 HLW 或 TRU 廢棄物的溫度上升，目前的分析結果顯示不足以造成熱破壞的風險。

對於 PEM 安置的特定情況，與 H12V 的情況比較起來，PEM 殼與緩衝材料提供外包件額外的力學與熱防護。

在未來，為強化評估的可信度，基於場址實際環境條件，將建立更詳細的設備設計，以涵蓋建立與評估更完整範圍的干擾情節。

3.4.3.5 事故的緩解與恢復

依照 3.4.3.4 節評估的結果，廢棄物本身、主要容器、以及封裝後的外包件或處置包件等的性質，具有相當的物理與熱抗力，即使在異常運轉的條件下，也極不可能喪失任何放射核種的圍阻。

即使不可能，也要慎重考量潛在可能導致放射核種外釋的任何可能情節。因此需考量嚴重事故後的緩解與恢復，不論放射核種外釋是否實際發生。藉由美國廢棄物隔離先導廠(Waste Isolation Pilot Plant, WIPP)廠內事故後，所建立的恢復計畫來說明。

3.4.3.5.1 由 WIPP 事故所獲的教訓

在 WIPP 設施內於 2014 年發生兩件個別事故：岩石運送載具失火與由安置的廢棄物放射核種外釋。以下基於美國能源部與相關研究機構的報告，將事故與相關的恢復工作摘述如下：

(1) WIPP 事故概述

根據事故調查報告(U.S.DOE, 2014b)，於 2014 年 2 月 5 日，載有開挖鹽岩的卡車，在其引擎室附近開始載具失火。其原因為油(潤滑液或燃料)滲漏，且與炙熱的排氣系統接觸而導致引燃。剛開始駕駛載具的司機曾嘗試滅火，但沒有成功，在 10 分鐘內，前輪胎引燃，而火災猛烈燃燒大約 20 至 40 分鐘(此項事件序列證明 NUMO 所分析的火災情節的確會發生，而且火災油燃料蔓延至輪胎必須在未來列入考量)。

在偵測到火災的 50 分鐘內，地下設施內的工作人員就全部撤離。火災持續悶燒達 12 小時，直至最後由消防組用泡沫滅火劑將其撲滅。事故發生的工作區沒有用來操作放射性廢棄物，因此沒有放射核種外釋，但有 6 位工作人員因吸入煙霧而接受治療。

在載具失火之外，於 2014 年 2 月 14 日，在安置後的桶發生放射核種外釋事

件。在本項事故中，含有硝酸與有機物的低 pH 廢棄物，沒有符合廢棄物接收標準，被錯誤地接收並安置。在安置於處置格架後，由於失控的化學反應，產生熱與氣體爆裂桶蓋而導致放射核種外釋至設施內 (Savannah River National Laboratory, 2015)(U.S.DOE, 2014c)(U.S.DOE, 2015)。

在正常運轉時，空氣在排放前並沒有過濾。在事故當天，連續空氣監測器偵測到放射性，因此系統自動轉換至 HEPA 過濾，而能由排氣中移除大部分的放射核種。其結果，防止了重大排放至外面的可能性，然而由於重導通風至過濾系統閥的滲漏(U.S.DOE, 2014c)，在設施外面觀測到空氣中的放射性有稍微增加。

由於放射性外釋事故，美國能源部擬定 WIPP 的恢復計畫(U.S.DOE, 2014a)，暫停運轉直至 2016 年 12 月，以執行設施除污等恢復工作。

(2) 恢復工作

在 WIPP 的恢復工作分兩個階段執行，其步驟說明如下(U.S.DOE 2014a)：

● 恢復計畫 - 第 I 階段

- 隔離通風的流通：將允許有限氣流繞過 HEPA 濾器的兩個旁路阻尼器，以高密度泡棉加以封閉；
- 將監測儀器送入空氣進口的豎坑：監測器的數據顯示在地下豎坑的區域沒有放射性污染，而確保人員進入的安全；
- 恢復小組進入並調查狀況以建立兩條可用的出口 - 為未來地下工作所必要的。此小組與地面基地聯絡確認並建立地下作業基地；
- 恢復小組進一步調查情況，並向懷疑有外釋的位置移動，發現破損的廢棄物容器。成立一個由專家組成的技術支援小組來審視照片與影像，並分析碎片試樣以決定外釋的原因；
- 更換受污染的濾器：為了繼續運轉，需要有正常功能的通風系統，因此更換兩組過濾單元。

● 恢復計畫 - 第 II 階段

- 緩解污染源：由第 I 階段所獲得的知識，建立計畫並依計畫完成目標；
- 恢復支援運轉的條件：此包括放射性監測設備、穩定地面活動(例如螺栓連接)以維持礦區安全、設備與系統的維修、清潔、以及升

級；

- 採行改善活動：由火災與放射核種事件所獲得的教訓，用以在恢復運轉前強化方案與程序。

平行於上述恢復工作，執行確認事故的原因，並將結果公布於網站上(U.S.DOE, 2015)。要注意的是，根本原因基本上是由於廢棄物生產/特性化品保與廢棄物接收測試的失效 - 亦即不良的法規定義與接收標準再加上脆弱的人員訓練與安全文化。改善措施列於安全評估報告(U.S.DOE, 2016)，摘述如下：

- 火災防護措施(維修與檢查用於非輻射工作的設備、安裝自動滅火設備等)；
- 緊急應變計畫(持續評估緊急應變規定、教育訓練工作人員等)；
- 廢棄物確認(在接收時批准廢棄物、確認合格的廢棄物等)。

3.4.3.5.2 深地層處置設施的緩解與恢復計畫

基於 3.4.3.4.2 節所述的評估結果，對於所檢視的干擾情節，不可能有放射核種外釋，但是考量第 3.4.3.5.1 節所述 WIPP 的經驗，審慎安裝緊急通風系統，作為發生放射核種外釋效應的緩解措施。此外，與 WIPP 無關的條件，例如需要排水管理，也應加以考量。假若發生放射核種滲漏，參考 WIPP 恢復計畫，可以考慮採用下列的恢復程序：

- 將排放的放射核種圍阻於設施內；
- 採行措施以防止污染的擴散(通風與排水)；
- 分享與公布事故的資訊；
- 調查事故發生的現場並確認放射性排放，找出事故的原因；
- 研擬恢復工作計畫；
- 建立恢復工作的反應基地：訓練並教育恢復工作中的整治小組；
- 回收破損的廢棄物；
- 若有污染發生，對污染地區除污；
- 確認處置場恢復正常。

將於未來基於特定場址條件規劃運轉計畫時，擬定詳細的緩解與恢復計畫，且如原報告 5.6.2(3)節所述建立相關事故的反應技術。

3.4.4 處置場封閉後的安全評估

本章基於可能由選址所產生母岩的代表性場址描述模式(Site Description Model, SDM)與相關的處置場設計，進行安全評估。基於考量最新的科技發展，此項評估將作為討論處置場封閉後安全的基礎。其目的在於確認以往廣泛證明在日本進行深地質處置安全的基本可行性，並證明當確定候選場址後，即有可以執行必要安全評估之科學與技術基礎。

本章節說明基本安全評估概念的先決條件，包括放射性廢棄物的參考存量與處置場的設計規範。接著說明風險告知安全評估的基本框架，針對所指定的時間尺度，採用基於機率與環境的情節分類，與其所對應的劑量與風險目標。

3.4.4.1 安全評估的基本框架

3.4.4.1.1 安全評估程序

基於先進國家計畫研發與國際機構(OECD/NEA, 2012)(IAEA, 2012)所建議的一般指引，安全評估的方法已經是成熟的技術。在此將所採用的流程摘述如下：

- 對於預期符合所要求安全功能的場址，特徵化其地質環境條件；考量此地質環境條件之處置場設計；推導未來演化情節的邊界範圍。
- 基於所定義的情節與相關的參數集，以定量分析(模式化)處置系統的表現(這些在該研究報告中稱為分析證案)。
- 基於分析證案，選定分析模式與數據集，以定量放射核種遷移外釋至生物圈。決定處置場封閉後放射效應的結果/劑量、風險以及其他因素並與安全法規進行比較，以作為安全評估的基礎。

安全評估中所規定的評估時間尺度，以及對特定情節類別的劑量目標與風險限值，乃是討論安全的標準，且通常是根據已頒布的法規。在日本深地質處置的安全法規將在未來擬定頒布。因此在該研究報告中，基於國際機構的建議與日本相似設施的安全法規，來做初步的假設。

在 H12 與 TRU-2 兩份報告中，日本常見的地質環境通常以一般的結晶岩與

沉積岩為典型代表。對於 HLW 與 TRU 廢棄物兩者所規定的可行性驗證，乃是藉由高度穩固的工程障壁與足夠保守的安全分析來達成。然而，在該研究報告中所採用的安全評估方法，乃是要作為將來選址期間所要執行的範本(亦即會在未來階段做進一步發展)。因此，對於在日本廣泛分布代表性母岩，做進一步發展更真實的 SDMs。特定場址的處置場設計需要考量特定的 SDM 特徵，並輔以儘可能將其特性真實反應的分析，同時仍維持安全評估整體的保守性。因此，基於自 H12 與 TRU-2 兩份報告發表後的研發進展，特別考慮下列幾點：

- 為妥善處理處置場進展的時空不確定性，分別考量所建立情節的發生機率與所欲評估相關衝擊的大小。因此，安全評估的框架導入風險告知的考量，做為評估的一部分；
- 為確保處置場的設計妥善適用於已知的 SDM 特性，工程障壁系統(engineered barrier system, EBS)的組件、處置場的設計與布置，均配合安全相關特徵的空間分布制定，尤其是對斷層、裂隙以及在母岩的其他主要結構。評估地下水流與放射核種遷移行為的情節、模式以及數據集，目的在反應處置場行為的合理說明；
- 為確保安全評估結果的透明性與可靠度，必須努力進行改善建立情節過程的可追溯性，以便能夠評估所採用處理方法的完整性以及模式與數據集的合適性。

3.4.4.1.2 安全評估的先決條件

安全評估的先決條件包括 SDMs、相關的處置場設計以及放射性廢棄物的存量，這些為所有後續評估的基礎。

(1) 深地質處置場

已經對深成岩(plutonic rocks)、新第三紀(Neogene)與前新第三紀(Pre-Neogene)沉積岩建立 SDMs。對於每一類別的母岩，SDMs 顯示地質環境與相關的熱、水、力以及地球化學特性的分布。尤其是會影響 EBS 的演化與放射核種外釋/遷移的地下水化學特性，在此定義兩種水的模式(此後稱為低鹽度與高鹽度)。對於高放射性廢棄物(HLW)處置的 EBS 設計有兩種方式，在 H12 報告中所評估的垂直安置方式(H12V)的升級版與另一種水平安置預鑄 EBS 模組(PEM)。對於 TRU 廢棄

物處置，安置窖的幾何配合 SDM 的岩石力學條件，有兩種廢棄物包件(A 與 B)。這些不同的方式，綜合列於表 3-23，並稱之為深成岩、新第三紀與前新第三紀處置場。

表 3-23 安全評估所採用潛在處置場母岩

地質環境模式	處置場設計 (HLW 與 TRU 廢棄物共置(co-location))	
深成岩處置場 <ul style="list-style-type: none"> • 低鹽度 • 高鹽度 	HLW	H12V
		PEM
	TRU	包件 A
		包件 B
新第三紀處置場 <ul style="list-style-type: none"> • 低鹽度 • 高鹽度 	HLW	H12V
		PEM
	TRU	包件 A
		包件 B
前新第三紀處置場 <ul style="list-style-type: none"> • 低鹽度 • 高鹽度 	HLW	H12V
		PEM
	TRU	包件 A
		包件 B

表 3-24 顯示當執行安全評估時所考慮處置場的組件，但是目前並沒有全部明確評估。

表 3-24 包括處置場在建造與運轉期間所導入的組件，此亦包含於特徵、事件、過程列表(FEPs)。此三個處置場如圖 3-65、圖 3-66 及圖 3-67 所示。在該研究報告中，聚焦於說明深成岩處置場，只有在地質環境與相關的處置場設計有關特徵存在有明顯差異時，才會直接參考其他母岩。

表 3-24 安全評估時所考慮的處置場組件

Component	H12V					PEM				TRU (Gr.1, Gr.2, Gr.4HD, Gr.4HH)					TRU (Gr.3, Gr.4LD, Gr.4LC)				
	DT	MT	CT	AR	AS	DT	MT	CT	AR	DT	MT	CT	AR	AS	DT	MT	CT	AR	AS
HLW: Glass waste matrix	✓					✓													
HLW: Overpack	✓					✓													
HLW: PEM handling shell						✓													
HLW/TRU: Buffer	✓					✓				✓									
TRU: Waste matrix										✓					✓				
TRU: Waste package container										✓					✓				
TRU: Infill for waste package										✓					✓				
TRU: Infill between waste packages										✓					✓				
TRU: Structural framework										✓					✓				
Tunnel/vault: Grout	✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓	
Tunnel/vault: Steel support	*	*	*	*		*	*	*		*	*	*	*		*	*	*	*	
Tunnel/vault: Shotcrete	✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓	
Tunnel/vault: Rock bolt	✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓	
Tunnel/vault: Concrete liner		✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	*	✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓
Tunnel/vault: Invert concrete	*	*	*	✓		✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓	
Tunnel/vault: Central drain										✓					✓				
Tunnel/vault: Drain	✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓			✓	✓	✓			✓	✓	✓	
Tunnel/vault: Waterproof sheet	✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓	
Tunnel/vault: Backfill material	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Plug: Mechanical plug	✓					✓					✓					✓			
Plug: Permeable layer (crushed rock)	✓					✓					✓					✓			
Plug: Filter material (glass fibre)	✓					✓					✓					✓			
Plug: Drain pipe	✓					✓					✓					✓			
Plug: Embedded form (glass fibre reinforced cement)	✓					✓					✓					✓			
Plug: Hydraulic plug (mixed bentonite and silica sand)			✓	✓	✓		✓	✓	✓			✓	✓	✓			✓	✓	✓

DT-Disposal tunnel; MT-Main tunnel; CT-Connecting Tunnel; AR-Access ramp; AS-Access shaft, ✓: Constituent elements of repository considered for all host rocks. *: Considered only for Neogene sediments. Gr.4HD: Gr.4H (drum), Gr.4HH: Gr.4H (container as yet not specified – MHHRW – miscellaneous higher heat reprocessing waste), Gr.4LD: Gr.4L (drum), Gr.4LC: Gr.4L (box container).

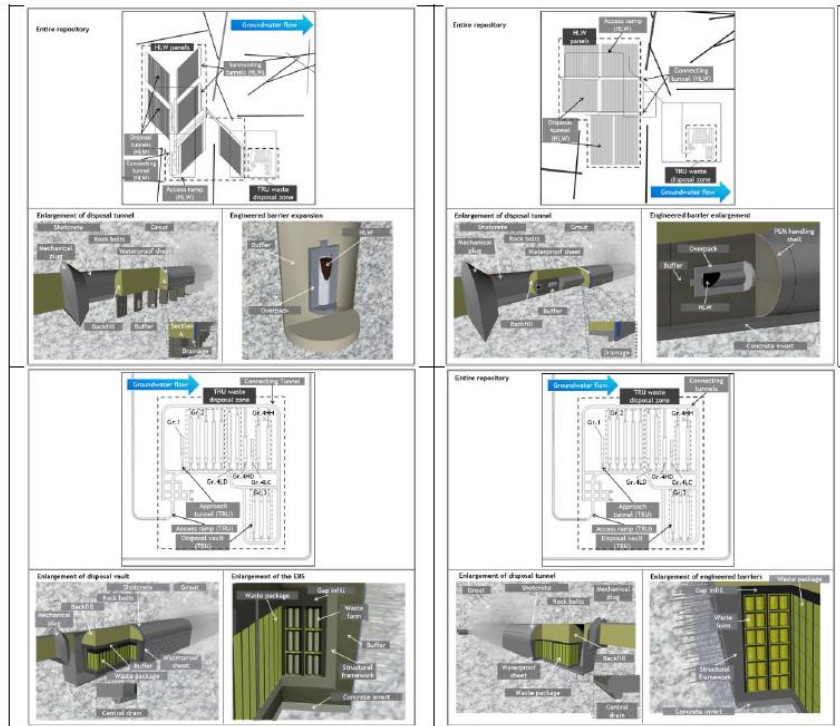


圖 3-65 深成岩處置場的組件圖示。頂左 HLW(H12)、頂右 HLW(PEM)、底部 TRU。

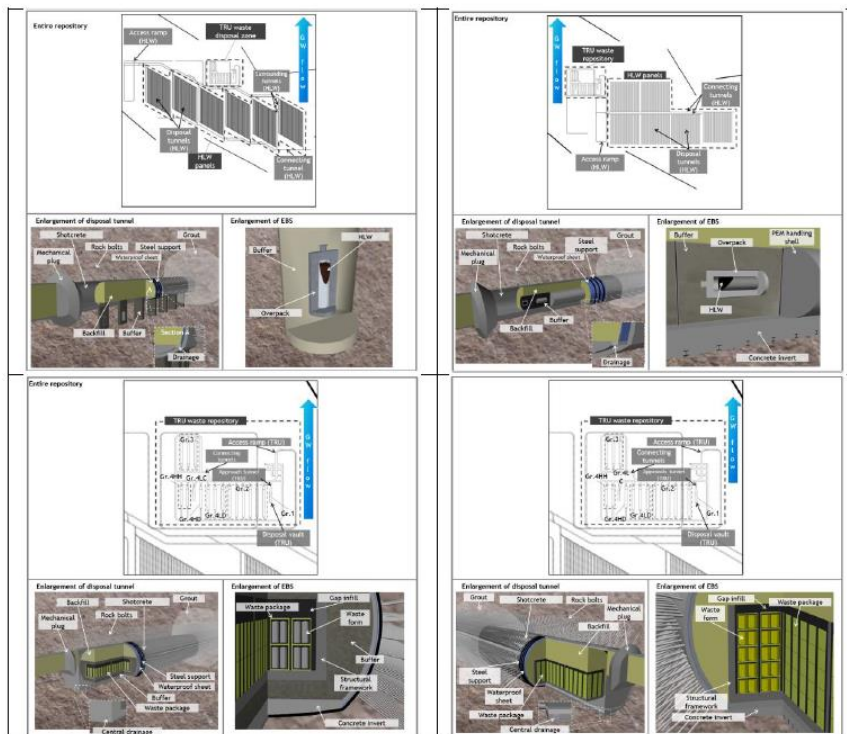


圖 3-66 新第三紀處置場的組件圖示。頂左 HLW(H12)、頂右 HLW(PEM)、底部 TRU。

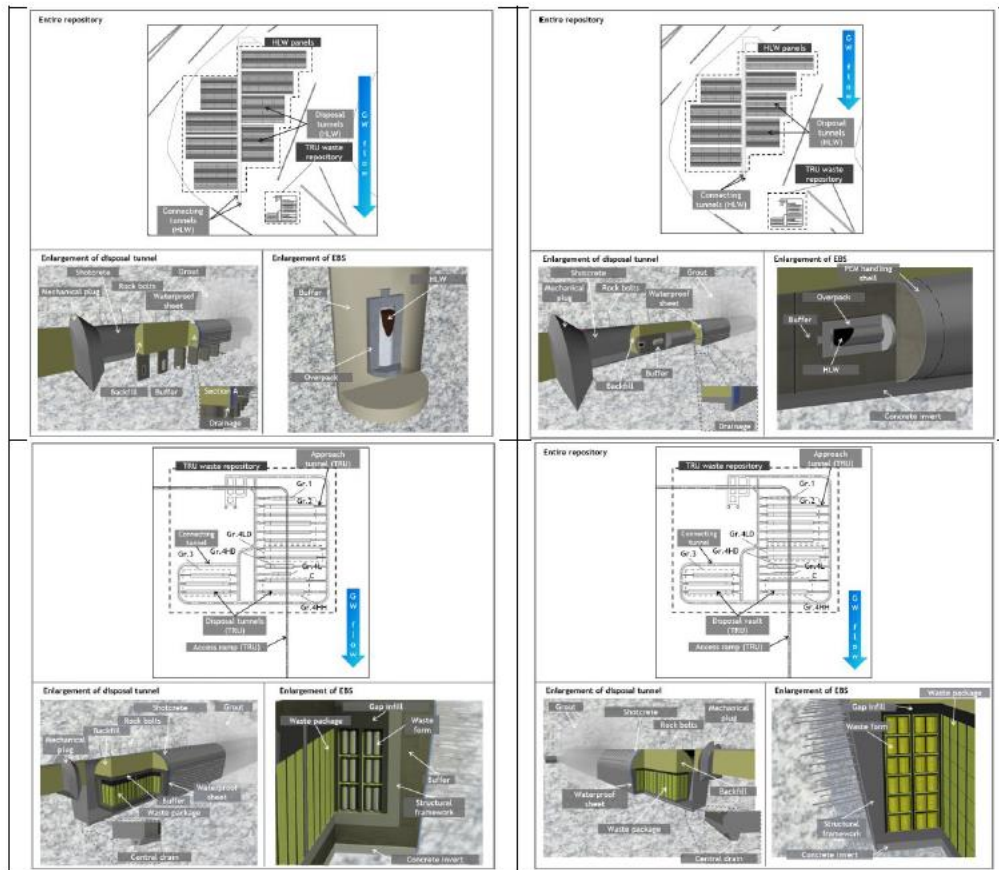


圖 3-67 前新第三紀處置場的組件圖示。頂左 HLW(H12)、頂右 HLW(PEM)、底部 TRU。

(2) 欲評估的放射核種與放射活度存量

在日本擬深地質處置的放射性廢棄物規格包括廣大範圍的分裂產物與活化產物的放射核種，其中多數在考量長期放射性效應時，由於短半化期與/或低濃度，並沒有必要列入考量。在此說明針對封閉後外釋與遷移分析，選擇放射核種的過程。於生物圈評估，當計算劑量轉換因子時，所考慮放射核種的選擇亦加以說明。

(i) 對 HLW 選擇相關的放射核種

自從 H12 報告以後，參考國內外的安全評估(JNC, 1999)(Negra, 2022)(M. C. Thorne, 2006)(ANDRA, 2005)(Sandia National Laboratories, 2007)(Posiva, 2013)(SKB, 2010)，發現有一共同點，即封閉後的分析聚焦於具有半化期大於某一定期間的有限個數放射核種，只要在衰變鏈中短半化期母核放射核種包含於射源項，且在生物圈評估中包含短半化期的子核。因此，放射核種的

選擇取決於相關的安全評估情節。

具體而言，參考其他國家選取放射核種的方法，首先由國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)(ICRP, 2008)所列 1,252 個放射核種中選出半化期大於六個月的放射核種。對於放射核種經由地下水遷移所涵蓋的情節，所選定的目標放射核種乃是基於 H12 報告中所選定的以及與其他國家執行處置 HLW 與/或用過燃料執行機構所選定的。安全評估的重點聚焦於放射核種高度溶於水且不易被吸附於工程障壁或地質圈的遷移途徑(OECD/NEA, 2011)。因此，將 C-14、Cl-36 及 I-129 新加入潛在重要放射核種的列表中，以進行分析。同時參考最近其他國家所進行的研究報告中所列主導劑量的放射核種，顯示 Pd-107 與 Sm-151 並不重要，因此將其排除。然而，必須了解放射核種的選擇仍在初步階段，在未來的研究可能仍需重新評估。

對於低機率的人類入侵情節，可能發生於早期階段，則加入 Sr-90 與 Cs-137，因為其雖然具有相對的短半化期，但具有高的初始存量。同時因為鈾系衰變系列的放射核種，對於體內曝露很重要，因此也決定加入。

由於 HLW 的處置，僅發生於產生後暫時貯存 30 年至 50 年，40,000 包件(參考存量)的放射活度，將代表處置場於封閉後的實際分布；然而此分布在目前仍未確定。在該研究報告中，處置場的設計乃是以 HLW 暫時貯存 50 年為基礎，而且是保守性的，並不考慮處置場運轉期間的放射性衰變。因此，在封閉後的安全評估，假設所有的廢棄物包件均貯存 50 年。然而，考量外包件的圍阻大於一千年，對於圍阻失效後的安全評估，放射核種的存量對於此一年限相對不敏感。

表 3-25 顯示每一玻璃塊在 50 年貯存後，所選定放射核種的放射活度。圖 3-68 顯示在外釋與遷移分析中，考慮鈾系的衰變鏈。

(ii) 對 TRU 廢棄物選擇相關的放射核種

基本上對 TRU 廢棄物的流程與對 HLW 的相同，但由於未來所產生廢棄物的特性與體積的不確定性(NUMO-TR-10-03, 2011)(NUMO-TR-10-04, 2011)，會顯得較為複雜。因此，選擇欲評估的放射核種，取決於 TRU-2 安全評估報告(FEPC JNC, 2005)所提及的最新資訊。

TRU 廢棄物比玻璃固化 HLW 更複雜的是因其巨大固有的放射核種濃度變化。因此，其亦難以求證引用其他國家針對長半化期低/中廢棄物所執行安全分析所使用的放射核種(與日本 TRU 廢棄物類似)。因此，在該研究報告中，除了對 TRU-2 地下水外釋情節與其他經由地下水外釋的干擾情節(例如人類入侵)所選定的放射核種外，決定加入銅系衰變系列，因為其對於體內曝露很重要。

目前，TRU 廢棄物在處置前並沒有具體規定要暫時貯存。因此，以 TRU-2 報告假設在產生後貯存 25 年作為參考，其結果為大約減少一個數量級的熱輸出，此乃是由於短半化期同位素的衰減。具體而言，在該研究報告中所採用於封閉時的放射活度存量，對所有的包件均考量在產生後有 25 年的放射性衰變(NUMO-TR-10-04, 2011)。然而，現有的某些 TRU 廢棄物已經貯存超過 25 年，其實際放射活度存量可能更低。

表 3-25 為安全評估所選定的放射核種與存量

Nuclide	Half-life (y)	Inventory (Bq/unit)	Nuclide	Half-life (y)	Inventory (Bq/unit)
C-14	5.7x10 ³	1.2x10 ⁸	U-234	2.5x10 ⁵	9.8x10 ⁷
Cl-36	3.0x10 ⁵	4.8x10 ⁸	U-235	7.0x10 ⁸	3.0x10 ⁶
Se-79	3.0x10 ⁵	3.2x10 ⁹	U-236	2.3x10 ⁷	4.6x10 ⁷
Sr-90	2.9x10	8.2x10 ¹⁴	U-238	4.5x10 ⁹	3.9x10 ⁷
Zr-93	1.5x10 ⁶	7.2x10 ¹⁰	Np-236	1.5x10 ⁵	2.3x10 ⁵
Nb-93m	1.6x10	6.4x10 ¹⁰	Np-237	2.1x10 ⁶	1.4x10 ¹⁰
Nb-94	2.0x10 ⁴	1.5x10 ⁸	Pu-236	2.9	2.9x10 ⁴
Tc-99	2.1x10 ⁵	5.2x10 ¹¹	Pu-238	8.8x10	5.4x10 ¹¹
Sn-126	2.3x10 ⁵	1.1x10 ¹⁰	Pu-239	2.4x10 ⁴	6.8x10 ¹⁰
I-129	1.6x10 ⁷	3.8x10 ⁷	Pu-240	6.6x10 ³	3.3x10 ¹¹
Cs-135	2.3x10 ⁶	1.8x10 ¹⁰	Pu-241	1.4x10	2.2x10 ¹²
Cs-137	3.0x10	1.2x10 ¹⁵	Pu-242	3.8x10 ⁵	4.2x10 ⁸
Pb-210	2.2x10	7.6x10 ²	Pu-244	8.0x10 ⁷	1.3x10 ²
Ra-226	1.6x10 ³	1.6x10 ³	Am-241	4.3x10 ²	3.5x10 ¹³
Ra-228	5.8	3.3	Am-242m	1.4x10 ²	2.0x10 ¹¹
Ac-227	2.2x10	8.8x10 ⁴	Am-243	7.4x10 ³	8.1x10 ¹¹
Th-228	1.9	5.6x10 ⁶	Cm-243	2.9x10	1.9x10 ¹¹
Th-229	7.3x10 ³	1.1x10 ⁴	Cm-244	1.8x10	1.4x10 ¹³
Th-230	7.5x10 ⁴	8.7x10 ⁴	Cm-245	8.5x10 ³	1.7x10 ¹⁰
Th-232	1.4x10 ¹⁰	3.3	Cm-246	4.8x10 ³	2.8x10 ⁹
Pa-231	3.3x10 ⁴	1.1x10 ⁵	Cm-247	1.6x10 ⁷	1.1x10 ⁴
U-232	6.9x10	5.5x10 ⁶	Cm-248	3.5x10 ⁵	3.4x10 ⁴
U-233	1.6x10 ⁵	3.0x10 ⁶			

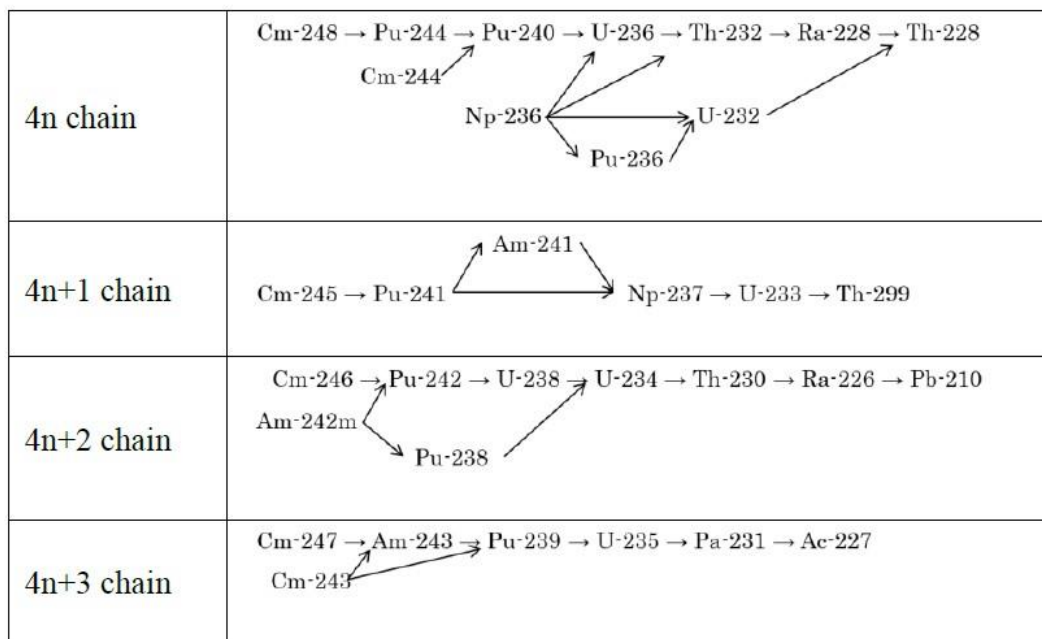


圖 3-68 針對放射核種遷移分析相關的錒系衰變系列

(iii) 為生物圈評估選擇相關的放射核種

在該研究報告中如同 H12 報告，進行生物圈評估時，以放射核種在近地表遷移而導致人類受輻射曝露。由已定義的地表水力特性與相關的食物鏈，可以由已定義的地質環境(在地質圈與生物圈介面 geosphere and biosphere interface, GBI)評估對人類所造成的輻射曝露，假設放射核種在生物圈曝露途徑的轉移遠快於其由地質環境的外釋與遷移(Advisory Committee for Natural Resources and Energy, 2014)。

處理放射核種於生物圈衰變時，以往的研究已經證明，在處理放射核種子核與其母核處於長期平衡(secular equilibrium)(Nagra, 2002)(Grolander, S. et al., 2013)(Posiva, 2014)(NWMO, 2011)(Lamber, B. et al., 2006)或單獨地處於平衡狀態，只要設定截止半化期為一個月(Nagra, 1985)或 25 天(JNC, 1999)(FEPC JNC, 2005)(Smith, G.M., 1996)(JAEA, 2015)。根據這些參考文獻，且為確保有考慮到所有相關的放射核種，在該研究報告中，半化期長於 25 天的放射核種均單獨評估。因此，除了前面章節所提到的放射核種外，亦考慮衰變系列的子核。對於此種證案，針對半化期長於 25 天的子核，均個別決定劑量轉換因子。對於半化期短於 25 天的子核，則假設其與一較長半化期的母核以長期平衡遷移，並將子核的有效劑量轉換因子加入母核的劑量轉

換因子。針對生物圈評估所選定的放射核種，列於表 3-26。詳細的選取流程，請見支援報告 6-1。

表 3-26 對生物圈評估所選定的放射核種

Nuclide	Half-life (y)	Nuclide	Half-life (y)
C-14	5.7×10^3	Pa-233	7.4×10^{-2}
Cl-36	3.0×10^5	U-232	6.9×10
Co-60	5.3	U-233	1.6×10^5
Ni-59	1.0×10^5	U-234	2.5×10^5
Ni-63	1.0×10^2	U-235	7.0×10^8
Se-79	3.0×10^5	U-236	2.3×10^7
Sr-90	2.9×10	U-238	4.5×10^9
Zr-93	1.5×10^6	Np-236	1.5×10^5
Nb-93m	1.6×10	Np-237	2.1×10^6
Nb-94	2.0×10^4	Pu-236	2.9
Mo-93	4.0×10^3	Pu-238	8.8×10
Tc-99	2.1×10^5	Pu-239	2.4×10^4
Pd-107	6.5×10^6	Pu-240	6.6×10^3
Sn-126	2.3×10^5	Pu-241	1.4×10
I-129	1.6×10^7	Pu-242	3.8×10^5
Cs-135	2.3×10^6	Pu-244	8.0×10^7
Cs-137	3.0×10	Am-241	4.3×10^2
Pb-210	2.2×10	Am-242m	1.4×10^2
Po-210	3.8×10^{-1}	Am-243	7.4×10^3
Ra-226	1.6×10^3	Cm-242	4.5×10^{-1}
Ra-228	5.8	Cm-243	2.9×10
Ac-227	2.2×10	Cm-244	1.8×10
Th-228	1.9	Cm-245	8.5×10^3
Th-229	7.3×10^3	Cm-246	4.8×10^3
Th-230	7.5×10^4	Cm-247	1.6×10^7
Th-232	1.4×10^{10}	Cm-248	3.5×10^5
Pa-231	3.3×10^4		

劑量計算乃是基於地質圈的外釋與對原報告 6.1.2 節所選定放射核種(此定義在 GBI 於特定時間的輸入)的遷移分析。此通率的衝擊於是藉由放射核種在地下水中的通率，乘以特定同位素的劑量轉換因子(此由相關生物圈環境所定義)來評估。

3.4.4.1.3 空間尺度的處理

SDMs 與處置場設計考慮不同的空間尺度。於安全評估中，也是以實用與一致的方式考量數個空間尺度。當評估處置場安全時，所考慮的主要情節包括廢棄物中的放射核種溶解於地下水，移動穿過地質環境，直至其最終到達生物圈。為嚴謹計算來自此情節的潛在劑量，需要三維模擬放射核種由個別的廢棄物包件擴散，穿過工程障壁與地質環境，並到達 GBI。

大尺度三維放射核種遷移模式，須考量工程與天然障壁的特性，因為其影響

溶質的遷移。不均質性存在於所有的空間尺度，且在此種遷移中扮演重要角色。對於地下水流，可以使用巢套模型(nested model)，以允許較小特徵的衝擊在較大尺度中平均處理；此大尺度模式提供外部邊界條件，而只有在較小尺度模式中，明確考量較小的特徵。然而，對於溶質遷移，此種簡化並不適用，因為水流途徑的微尺度特徵完全主導有效遲滯的量化。雖然計算機技術進展快速，仍未能執行詳細模擬放射核種在公里尺度的遷移，且仍能捕捉尺度是厘米或毫米級的遲滯相關特徵。

因此，採用巢套 SDMs 的概念以涵蓋多空間尺度來執行安全評估，並明確討論由此所導入的不確定性。

(1) 近場尺度

”近場”尺度的功能評估模式包括 EBS、處置坑道/窖以及覆以 100 米厚的母岩，此乃為配合解析程式 Partridge(NUMO, 2011)而設定，此程式開發來模擬工程障壁與安置坑道/窖的詳細組成、形狀以及尺寸。

由於在開挖時的詳細調查，在處置場啟用時，母岩不均質性的資訊將相當詳細(例如導水裂隙的空間分布與水力傳導特性、溶質遷移途徑的詳細結構)，可以進行三維放射核種外釋與遷移的分析。此可明確指出放射核種圍阻功能的差異(例如，以工程障壁設計的函數表示)，必要時可以回饋給設計團隊。然而，由於目前的模式相當簡單，須認知僅容許對處置概念的某些方面做有限度的回饋。對於詳細設計的回饋，在未來必然需要更完善的近場模式，而此已列為研發目標。

(2) 標區尺度(panel scale)

由於計算的原因，採用較大的標區尺度(數百米 x 數百米)來分析放射核種由整個 HLW 處置場的處置標區遷移，或者對 TRU 廢棄物的處置區進行分析。此利用近場尺度模式的輸出(此僅涵蓋數個處置坑道)，來評估較大尺度設施設計的影響，例如處置坑道的佈置、主要出入通道以及其他必要的基礎建設，並加以較大尺寸母岩的特性。

(3) 處置場尺度

在處置場尺度(數公里 x 數公里)，放射核種遷移分析涵蓋整個處置場，亦即

TRU 與 HLW 兩個區域(面積大約 10 平方公里)再加上數百公尺的周圍母岩。因此，可以評估處置場的功能，以評估設計特徵(例如坑道與窖的封塞)與母岩的遲滯能力兩者的衝擊，其面積大於近場與標區尺度模式所涵蓋的面積。

(4) 區域尺度

在區域尺度(數十公里 x 數十公里或更大，取決於環境)，來自處置場尺度模式的外釋，輸入來自處置場至 GBI 的整個水流途徑的脈絡。此基於一般方法[24]，以分析在此尺度下地下水流與溶質的遷移，並可以用來估算場址特定的資訊，例如放射核種在整個水流途徑的遲滯與彌散。此則可以評估對於特定地質環境所預期的安全功能。然而，須知此種方法可能無法掌握在不均質母岩水流場的特性，在未來將考慮採用精心製成的工具來掌握水流與放射核種的遷移。

上述對放射核種遷移分析所採用巢套空間尺度的基本理念，可以廣泛採用，而不論計畫的階段。此可以對特定場址逐漸改善調查。其亦可以彈性反應資訊的品質與數量而進行處置場設計的演化、迭代改善安全評估的結果。

在目前的情況下，包括 SDM 的不確定性與分析模式和計算機能力兩者的限制，建立實用的方法以對外釋與遷移建立模式。

3.4.4.1.4 評估週期的處理

考量隨時間增加的不確定性，因此決定了安全評估的時間尺度(OECD/NEA, 2009)。許多國家已經頒布定量評估所需要的安全法規並且規定評估週期：在這些證案中，採用一百萬年的時段(例如(BUM, 2010)(U.S.NRC, 2016)(ENSI, 2009))，在日本，將在未來建立安全法規，目前則規定安全評估的時間尺度。因此，在該研究報告中，目標與 H12 和 TRU-2 的評估一致，以了解特定 SDM 處置場的行為，因此決定執行評估已決定所計算最大劑量出現的時間。然而，須知場址演化在時間超過一百萬年以後，其不確定是很大的。對於此種長時間週期所計算出的劑量，不能就字面解釋，但是可作為證明處置場的圍阻功能。

3.4.4.1.5 風險告知安全評估與評估準則

(1) 基於情節發生機率的方法

在評估處置場安全時，必須考慮來自極長時間尺度與地質環境不均質性和大空間尺度所導致的各種不確定性。為反應此種不確定性，儘可能建立完整的未來處置場演化的情節，同時評估其發生的機率。此導入風險告知(risk informed)的方法，此與國際機構(ICRP, 1998)所建議的方法一致，且由某些國家(例如(BUM, 2010)(ENSI, 2009)(SSM, 2008)(ASN, 2008))具體列入其法規。此種風險告知的方法，構成該研究報告中安全評估的基礎。

應用風險告知的想法有兩個主要的方法：綜合方法與劑量/隨機方法。前者量化情節發生的機率，並將其乘以所計算出來的放射衝擊而導出總風險。後者分解情節發生的機率，由所計算出放射衝擊的結果允許定性判斷此參數。兩種方法均可用來確保放射防護，但是分解的(decoupled)劑量/機率方法提供更多的資訊，以支援系統評估與/或做決定的依據(ICRP, 1998)。此外，對於放射性廢棄物安全評估所需要的長期情節，有時候難以確定具體的量化機率(Basic Subcommittee, Radiation Council, 2010)。

在該研究報告中，所有的情節均基於原報告 6.1.4 節所述的評估週期加以量化分析，然而相關的情節機率卻會有問題，尤其是場址在目前並未確定的事實下。然而，用以量化特定情節機率的方法，已經在某些國家建立(例如(Chapman, N. et al., 2009)(Chapman, N. et al., 2012)(Connor, C. et al., 2013))，其他國家則在法規中定義機率(例如(ENSI, 2009)(SSM, 2008)(Environmental Agency and Northern Ireland Environment Agency, 2009))。在下列章節將進一步討論評估情節機率的方法。

(2) 在安全評估中情節的分類與使用

在選用分解的劑量/機率方法中，情節是基於發生的機率來加以分類，並對每一分類設定放射衝擊準則(劑量與/或風險)。這些情節包括”自然過程”與”人類入侵”事件(例如(IAEA, 2012)(ICRP, 1998)(IAEA No. SSR-5, 2011)(IAEA No. SSG-14, 2011)(NSC, 2004))。

處置場設計目標為確保放射衝擊顯著小於對一般大眾所建議 $300 \mu\text{Sv/y}$ 的劑量限值，或是風險限值為 $1 \times 10^{-5}/\text{y}$ ，且有執行相關的輻射防護最佳化(ICRP, 1998)(IAEA, 2011)(ICRP, 2013)。(每年來自處置場的放射風險(癌病或遺傳效應)=年劑量(Sv/y) x ICRP2007 建議的劑量與風險轉換係數 0.057(/Sv)。)

有兩組情節以涵蓋自然干擾的衝擊。”基本情節”假設處置場基於適當選址並適當考量場址的地質條件來設計建造。此應確保預期的安全功能可以依靠並反應處置場系統最可能的演化。另一個為”變異情節”，此偏離基本情節，已反應存在於地質環境條件與處置場本身之各種不同的固有不確定性。變異情節發生的機率應遠低於基本情節發生的機率，以確認評估具有較高的劑量限值。然而，此機率仍未被嚴謹量化。

在該研究報告中，分析基本情節稱為基本證案；這些綜合起來提供變異情節與相關變異分析證案的基礎。在變異情節的不確定性，包括在基本證案所使用模式與數據集相關的不確定性以及處置場和其演化的替代說明。於是將這些反應於變異分析證案中。

審視在其他國家所建立安全法規中所設定的劑量與風險標準，顯示基於自然干擾情節合理的一致性：劑量標準設定在 10 至 300 $\mu\text{Sv/y}$ 與風險設定在 10^{-5} 至 $10^{-6}/\text{y}$ 。 $10^{-6}/\text{y}$ 的風險對應的劑量大約是 20 $\mu\text{Sv/y}$ 。因此 10 $\mu\text{Sv/y}$ 是國際上最嚴格的標準。

未來評估處置場系統的穩固性，有必要考量機率很低但會嚴重影響障壁功能的自然干擾以及人類無意入侵的情節(IAEA, 2012)(ICRP, 2013)。然而，國際上處理此種情節缺乏一致性。

在其他國際評估中，也定義「無限可能假如情節」，基於假設或極不可能或實際上不可能的模式，但其目標僅為增進了解處置場的功能(特別是穩固性)(OECD/NEA, 2012)(IAEA, 2012)。

因此在該研究報告中，將基於自然過程的系統演化分類成「基本情節」、「變異情節」以及「低機率干擾情節」。關於人類無意入侵，則在選址期間避免存有重大經濟價值的地區，同時處置深度大於 300 米(如同最終處置法案，the Final Disposal Act)應可確保其發生的機率很低。

有關這些情節的定義，基於前述的國際準則而沒有具體的日本法規，延伸討論放射核種外釋所計算劑量的相關比較值。

(i) 基本情節

基本情節反應特定地質處置場經妥善選址、建造以及運轉後，最合理的演化代表。這些構成判斷處置場達成所設定的目標，對人類在未來的所有時

間均具最小化風險。對於此情節，在其他國家安全法規中所採用最嚴格的標準 $10 \mu\text{Sv/y}$ ，設定為「目標值(target value)」。

(ii) 變異情節

變異情節延伸基本情節中所建立的安全討論，將安全相關的不確定性列入考量，或另外假設地質處置場隨時間的演化，以及用以模擬此種演化的模式與數據集。IAEA(IAEA, 2011)與 ICRP(ICRP, 2013)以長期演化並考量具有相對高發生機率的自然干擾，均提供此種情節的指引。基於此，建議以 $300 \mu\text{Sv/y}$ (風險限值 $\doteq 10^{-5}/\text{y}$ ，假設發生機率為 1)為這類情節的劑量限值，並在該研究報告中採用以討論安全。

(iii) 低機率干擾情節

低機率干擾情節定義為：即使選址與設施設計均妥善執行，在描述非常長時間尺度的演化中，涵蓋所留存的固有不確定性。即使主要干擾的發生機率非常低，處置場系統的目標為即使在此證案，仍足夠穩固，而沒有重大的放射衝擊。

欲評估來自此種情節放射衝擊的嚴重性，採用 ICRP(ICRP, 2013)對深地質處置所說明的「破壞性自然事件」之想法(基於既有的曝露水平與緊急曝露水平做為比較標準)。具體對劑量而言，在發生後立即緊急曝露情況的參考水平範圍(一年，20 至 100 mSv)與對長期曝露(在第 2 年以後，1 至 20 mSv/y)，採用做為目標值。對於這些情節，也藉由定量所考慮干擾的發生頻率來估算風險。設定目標值為 $10^{-5}/\text{y}$ ，此為對所有可信情節風險的和之國際建議值。

(iv) 人類入侵情節

人類無意入侵定義為可能的事件且會導致地質處置系統顯著降低或喪失安全功能。此事件發生的機率，對於深達 300 米的處置場且在沒有主要礦產的地區而言，可說很低，尤其是盡力保存紀錄並建立警告標誌。因此，如同在低機率干擾情節的證案，主要是藉由證明沒有主要的放射衝擊，來強調驗證處置場的穩固。

關於人類入侵情節，ICRP(ICRP, 2013)的結論是估計未來人類活動與其

發生機率是沒有科學根據，因此執行定量評估以比較此種情節的劑量或風險是不妥當的。然而，在某些國家的安全法規中，卻有證案必須評估未來人類活動的潛在衝擊，例如英國 (Environmental Agency and Northern Ireland Environment Agency, 2009)。

此外，在 2011 年瑞典 SKB 為支援其用過燃料地質處置場的執照申請，所發表的安全證案報告中有計算程式化人類入侵情節的衝擊，包括對入侵者的劑量，但是為符合法規，此並沒有包含在風險總和內。依照美國環保署的法規標準 (Environmental Protection Agency, 1996)、美國 WIPP 的運轉執照 (U.S. DOE, 1996) 包括人類入侵情節作為其安全評估的主要論點，同時定量規定其發生機率。基於此背景資料，決定對此情節計算劑量與放射風險，以與低機率干擾情節相同的放射曝露目標。

表 3-27 摘述該研究報告中所使用的情節分類。在 H12 與 TRU-2 兩份報告中干擾現象，例如隆起/侵蝕、初始工程缺陷、未來人類活動等的影響，均認為是變異情節來處理，在基本情節中包括模式的變異與數據。然而，這些情節並沒有遵照明確風險告知的方法討論每一情節的機率來定義。因此，必須注意該研究報告中的情節分類定義與其不同，即使所採用的情節用詞類似。

表 3-27 安全評估情節分類與劑量目標

情節分類	情節的定義與相關的劑量目標	劑量目標
基本情節	<ul style="list-style-type: none"> 合理代表處置場演化的情節 為使輻射曝露最小化，所設定的劑量目標乃是基於其他國家所採用的最小值 	10 μ Sv/y
變異情節	<ul style="list-style-type: none"> 考量基本情節中不確定性的情節 基於 IAEA (IAEA No. SSR-5, 2011) 與 ICRP (ICRP, 2013) 所建議對一般大眾的劑量限值來設定目標 	300 μ Sv/y
低機率干擾情節	<ul style="list-style-type: none"> 對於處置場基於妥善選址與設計來建造時，自然干擾的情節，並被認為極不可能 對於此種情節，為確證沒有顯著放射衝擊，所採行的方法與參考值乃是基於 ICRP (ICRP, 2013) 所建議的不可能事故情節或其所採用的風險限值 	20 – 100 mSv (第 1 年) 1 – 20 mSv/y (此後)
人類入侵情節	<ul style="list-style-type: none"> 處置場位於並設計成以使人類入侵的風險最小化。然而此種入侵的機率非常難以評斷，因此採用對低機率干擾情節相同的放射曝露目標，被認為是適當的 	20 – 100 mSv (第 1 年) 1 – 20 mSv/y (此後)

3.4.5 確保安全證案「切合目標」(信心建立)

除上述問題外，在確定場址後制定安全證案還必須靈活應對場址特定的環境條件，並在極長的實施時間內適應未來科學技術的進步與社會條件的變化時期(以世紀為單位)。這些幾乎是任何技術專案計畫的獨特邊界條件，但採用與修改用於此安全證案的管理體系可以提供解決此類問題的結構。因此，目標是確保對於所有程序里程碑，決策都可以得到切合目標的安全證案的支持，從而有助於建立對處置場專案計畫可信度的信心。

因此，第 3.4.5.1 節評估安全評估基礎的要求，第 3.4.5.2 節討論妥善如何處理科學技術知識的極限與長期預測相關的其他不確定性，而第 3.4.5.3 節則考慮實際管理方面的問題。實現這樣一個有抱負的目標。在此基礎上，第 3.4.5.4 節根據該研究報告中記錄的安全證案的製作經驗總結可以實現這些目標的信心。

3.4.5.1 評估的技術基礎

(1) 技術品質保證

在編寫該研究報告時，應用 NUMO 內部建立的品質管理體系，該體系符合 ISO 9001 標準。然而，人們認識到，由於確保所涉及的複雜、多學科工作的技術品質的特殊挑戰，特別是考慮到在時間壓力及人力資源有限的情況下記錄的特殊問題，這樣的一般管理標準是必要的，但仍不夠。未來將實施有助於嚴格審查與相關問題解決的先進工具。

顯然，對於場址特性調查、處置場設計與安全評估的所有組成部分，評估基礎的可靠度(reliability)取決於以最新知識科學理解為基礎的應用。技術品質由傳統方法保證，包括概念、資料與假設的同儕審查；測試實施結構與流程；以及模式與資料庫的驗證及確認(V&V)。

原報告第 3 章至第 6 章的技術支援報告提供支持安全證案的詳細科學與技術知識，在許多情況下提供支持其品質的資訊，例如同儕審查科學文獻中的出版物。對於數學模式與計算代碼，特別是報告應用程序的追蹤記錄以及文件化的驗證與驗證。對於包含在安全評估中的整合過程，每個分析的輸入資料與結果輸出結果一起貯存在結構化資料庫中，以及用於設置分析條件的概念與假設，以確保過程的可追溯性與透明度。此外，如原報告第 7.2 節所述，透過與 H12 與 TRU-2 報告中包含的類似案例進行比較來檢查輸出的可信度。

在更具策略意義的層面上，該研究報告的技術基準在編寫過程中由 NUMO 成立的技術諮詢委員會(TAC)中的國內外專家進行審查。此外，由外部專家小組成的技術發展評估委員會的客觀評估，也對確保技術品質與持續改進發揮了重要作用。這種外部支持的歷史總結，詳技術支援報告 7-6。

如下文進一步所述，日本與國際合作夥伴的合作對一般品質管理的貢獻，特別是涉及地下實驗室(URLs)中的實地工作與專案計畫(第 3.4.5.3 節)，最初調查階段(PI)段以後，在這些實踐經驗中獲得的實踐經驗將隨著工作的進展而變得非常寶貴。儘管如此，需要使用最佳可用技術(BAT)並持續改進技術的品質保證，是實施處置場安全專案計畫的最大挑戰之一，也是主要目標。

(2) H12 與 TRU-2 專案計畫以來的主要進展

十多年前完成的 H12 與 TRU-2 專案計畫結果顯示，在日本安全處置高放射性廢棄物與 TRU 廢棄物，是可行的。然而，當 NUMO 在這些研究發表後開始採用志願方法選址時，人們意識到具有不同地質複雜程度的地點，需能進行特性調查與評估，一些潛在場址可能需要新的處置場概念。此外，需將重點從可行性研究轉移到為場址特性調查、場址選擇、處置場設計與實施做準備。因應這些挑戰一直是 NUMO 計畫的重點，前述計畫得到日本其他組織(如 JAEA 與 CRIEPI)的支持並與這些組織的研發密切相關。因此，日本所有提高安全證案的可信度提供支持的關鍵發展，綜述如下。

(i) 地質知識庫

自 NUMO 計畫啟動以來，地質知識庫得到顯著進展，為選址程序中的後續步驟做準備。眾所周知，選址程序要求 NUMO 對特異的場址環境做好準備，這是此類活動的一個關鍵方向。

通過在日本的兩個 URLs 的開展作以及與海外相關設施的合作，深入解一些潛在母岩的地質構造的詳細特性。日本地質環境中結晶與沈積系統構成的很大一部分，分別在瑞浪(Mizunami)與幌延(Honorobe)URLs 進行研究。這些 URLs 的研究允許在潛在場址的深度進行岩石類型研究，展示了詳細特性調查的技術，並允許進行各種測試與實驗，例如研究 EBS 與其他屬性在相對長時間內的演變，及累積關於如何建造與開發處置場的一般知識。此外，NUMO 與日本相關研究機構在海外設施中展開專案合作計畫，不僅擴增了對不同類型岩石研究，也增加了場址所遇到有關地下條件間差異的了解。

已開發了一個全國範圍的地質資料庫，並將成為即將來臨文獻調查階段(LS)的基礎。隨著更多志願場址的出現，該資料庫將逐漸擴充。使用該資料庫，代表日本三種不同地質環境的現有資料已被評估並整合為 SDM。反過來，這些 SDM 將用作發展特定地點的處置場設計及安全評估的輸入(見原報告第 3 章)。

來自這個全國規模的地質資料庫，可用於構建非特定場址的地質環境特性，但從 JAEA URLs 所獲得的資料例外。儘管如此，SDM 的開發顯示地質資訊應該如何以品質管制方式處理並反映在 SDM 中。特別是岩石結構特性與地下水成分的空間分布資訊的擴展對處置場功能很重要，有助於發展更實

際可行的處置場設計及安全評估。此外，還說明不同年代(新第三紀與前新第三紀)的沉積物如何在重要力學特性(對處置場設計很重要)與對安全很重要的水流路徑結構方面存在顯著差異。這在潛在母岩的 SDM 開發中得到認知。值得注意的是，與調查的其他兩種潛在母岩相比，前新第三紀沉積物的地質環境資訊相對有限。

除了提高這些地質環境的具體知識外，SDM 方法將成為從選址程序中可能產生的其他地質環境中綜合資料的關鍵工具。此外，NUMO 仍繼續開發 SDM 方法，包括如何評估與整合時間變化，例如海平面變化、抬升與侵蝕或構造演化。最後開發一種地殼構造危害的處理方法，這在某些場址可能是一個問題。NUMO 並推動一個國際專案計畫(NUMO, 2017)，評估與減輕可能在某些場址的地殼構造干擾所造成的風險。

(ii) 工程知識庫

原報告第 4 章列出已建立的需求導向設計過程，該過程考量廣泛的要求，將滿足執行單位的需要。包括建造與運轉安全的可行性，在選址程序不同階段中調整與最佳設計，並為新的場址環境開發處置概念。

迄今為止，H12 與 TRU-2 概念的評估及進一步發展一直是個焦點，特別是考慮到實際建造與運轉安全。這導致使用 PEM 替代 H12 設計，以因應廢棄物包件置放期間的可能挑戰。亦評估外包裝設計、材料與焊接的替代方案。關於 TRU 廢棄物，已經研究在運轉期間更加穩固的廢棄物包件設計，以及置放與回填廢棄物的替代方案。該研究報告亦側重於共同處置選項，考量 HLW 與 TRU 處置場之間的相互作用。最後，展示如何針對所評估的三種不同場址環境的處置概念調整處置場的配置。

正如原報告第 2 章所討論的，在逐步實施計畫的早期階段不可避免存在很大的不確定性，因此該計畫需具充分彈性，有能力因應各種條件的改變，並朝著所有利害關係人所接受的實施與最終封閉方案(NEA/OECD, 2021)。這可以透過判定最顯著的不確定性並集中研發直接減少不確定性或影響處置場功能來實現。在目前選址程序階段，需要開發穩固的處置場概念，以減少安全證案不確定性的影響。此外，特別是針對可能出現偏離三種研究環境的場址，可能需要開發新的處置概念，如原報告第 7.4 節中進一步討論。

依據特定地質條件，調整處置場設計與配置的過程。除了排除處置區位於活動斷層的基本要求之外，亦根據所目前斷層尺度或類似結構特徵的規模來評估應避免的項目。提供置放廢棄物與緩衝材料的標準。例如，長度為 1 公里或以上的斷層，斷層周圍損壞帶的寬度達斷層長度 1%者(Advisory Committee for Natural Resources and Energy, 2017)，應避免在該損壞帶內置放廢棄物。然而，由於斷層位置可能存在不確定性，因此也應避免在靠近損壞區邊界的位置置放廢棄物。此外，廢棄物置放地點需要考量運轉因素，例如廢棄物運輸、適當的排水及通風系統等。

通過這種方式，處置場配置應適應 SDM 中所顯示斷層、裂縫與滲透率的三維分佈等特性，可反映在安全評估的核種遷移分析模式中。因此，該過程將允許自安全評估中回饋到設計工作中場址特性調查與標準的制定。

工程障壁設計因此得到改進及判斷更為可靠，反應在外包裝腐蝕與緩衝材料膨脹的新測試結果(見原報告第 4.4 節)。此外，為靈活因應各種場址環境條件做準備，實施不同的設計方案(見原報告第 4.5.4 節)。例如 HLW 處置場，判斷在處置坑道中引入 PEM(prefabricated Engineered Barrier System System Module)容器水平置放廢棄物，以簡化緩衝區的置放作業與緩衝物的品質管制。與使用未受保護的膨潤土緩衝材料塊體的垂直置放相比，使其運轉及再飽和過程中對地下水進入的敏感度降低。針對封閉式與開放式處置坑道，比較其配置、可工作性、可操作性及地質環境的相容性。

TRU 廢棄物引入一種帶蓋子的替代廢棄物包件容器，可從頂部提起，提高正常運轉期間的吊卸作業及安全性，並減少異常狀態(例如廢棄物墜落)的易損性。

在外包裝焊接、非破壞檢測與緩衝材料製造與安裝(塊法、原位壓實法、顆粒填充法等)等領域工程技術也得到進展。其中一些技術之適用性已獲全尺寸實證研究來確認(見原報告第 4.4.1 與 4.4.2 節)。開發多種廢棄物處置技術、灌漿技術、坑道封塞建造技術等全尺寸驗證試驗(國內外 URLs)，展示其技術可靠性。此外，基礎研發結果顯示最終處置政策中所規定廢棄物的可再取出性技術具有基本可行性。

最後，實際計畫的實施是設計工作的一個關鍵面向。例如在運轉安全方面，地上與地下設施的安全措施均參照核子設施管制標準(福島第一核能電

廠事故後之安全審查)進行特別審查。這意味著需考量運轉階段之可能產生重大後果的低機率事件。地下設施除核能安全之外，亦涉及建造、通風、排水與工業安全的重要議題。

(iii) 安全評估知識庫

該研究報告中所展示的安全證案，展示了使用數種方法與方法論。這些方法與方法論確認了進一步的開發需求及處置場之選址與許可基礎。更具體地說，注意到了以下幾點：

- 運轉階段的發展情節中使用了故障樹方法。
- 開發及應用了故事板方法，確認及發展封閉後情節的各種正式過程。
- 如第 3.4.5.2 節所述，增加現實主義及減少保守主義，此方向進一步發展是必要的。
- 採用一個更具系統及充份書面證據的過程，處理核種遷移相關關鍵參數的採用。

這些要點將在以下小節中進一步闡述。

(a) 封閉前的安全措施與安全評估

有關處置場封閉前的安全，以福島第一核能電廠事故後對核子設施的管制標準進行審查，亦考量其他國家實施中或接近實施階段的處置計畫經驗，使該研究報告中所提出之運轉安全評估，更具系統與定量方法的基礎。

用事件樹方法確認及評估處置場異常或潛在有害情況的情節。此外，通過建立及持續擴充相關產業的事件資料庫，可確保情節發展過程的可追溯性與完整性。

使用事件樹方法技術確認與評估幾種潛在的有害情況，包括廢棄物墜落、火災與斷電。評估事件的機率及廢棄物與廢棄物包件圍阻能力的保持，並研究發生事故時的因應對策。所得結論是在正確程序及適當因應對策的情況下，事件的發生機率與後果均很低，對工作人員或公眾之輻射影響的可能性很小。

(b) 封閉後的安全評估方法事件

目前採用風險告知的方法來評估長期的輻射影響，使用系統方法開發特定情節，依據特定情節所計算的劑量與發生的機率得到風險。在正式描述封閉後地質處置系統的行為後，使用故事板用由上而下的方法考量處置場系統組件的預期安全功能，再與以 FEPs 作為評估基礎的由下而上的方法相結合。FEPs 是參考國際上最新開發的資料庫與先前日本安全評估中所使用 FEP 清單編輯而成，以確保產出的 FEP 清單(NUMO FEP 清單)是完整的。

在發展模式與建立情節後果分析所使用的資料庫時，考量儘可能真實地反應 SDM 與處置場特性。具體而言，使用三維模式根據地下水流與放射性核種(RN)在有限範圍周圍母岩內的特性，使用三維模式評估處置場組成的配置。然而選定場址安全證案中的情節需要更新，目前地下水與 RN 建模方法過於簡單，在 SDM 中處置場的組成配置並沒有充分考量整個處置場的三維特性。正如第 3.4.5.2 節所述，往此方向進一步發展是必要的。

(iv) 知識整合的進展

在各階段所提出一連串的安全證案中，編寫與整合地質、工程與安全評估的知識，是一項重要的挑戰。處置計畫中的地球科學家、設計師與安全評估員必須進行互動，並分別就其不同學科訓練的發展需求提供回饋。如原報告第 3 章所示，完整 SDM 的開發並應用於發展適當的場址設計(原報告第 4 章)及得到安全評估的計算案例(原報告第 5 章與第 6 章)是安全證案過程中的重要步驟。此外，這項工作可為回饋迴路提供框架，安全評估應能夠指引下一步的場址特性調查與處置場設計工作。

HLW 與 TRU 廢棄物的共同處置的評估，是知識整合的另一個領域。考量 TRU 廢棄物的程序的改進，例如 Gr.3 中所含硝酸鹽如何影響處置場中處置 HLW 部分的 RN 遷移。

如原報告 6.3.1 節所示，使用故事板使得處置場安全功能隨時間演化變為具體可見，有助於理解處置場系統的行為並促進不同領域專家間的對話。該方法基於對 SDM 與處置場設計的理解，可確保情節建立、情節分析案例的一致性與可追溯性。然而，人們認識到僅靠故事板不足以發展一套完整的

情節，特別是在不同的演化展現可能並非互相獨立的情況。因此將進一步規劃改善。

3.4.5.2 安全證案中不確定性的處理

在建立安全證案時，因科學與技術知識局限性，有必要採取謹慎的措施來處理相關的不確定性及未來演化預測的受限性。不確定性係來自評估基礎中(場址描述模式、處置場設計與安全評估方法)對系統理解的欠缺，需要區分知識欠缺及固有變異性所引起的不確定性，並理解其影響。

正如以下小節中的進一步概述，安全證案凸顯許多重要的不確定性。這將構成不確定性的管理基礎，以便隨著選址程序的進行，可用結構化的方式減少其影響。然而正如該研究報告中多處所指出的，此方面的進展仍有限。相反的，因選址所提出特定場址的資料尚不可用，且其詳細設計仍待開發。一般通過簡化描述、保守假設與引入風格化等方法來處理不確定性，目前具有正當性。然而也意味著，在現階段只能對關鍵議題得到的結論也是受限的(例如場址、廢棄物包件或配置之間的差異)。在接下來的步驟中，在安全證案的所有組件中引入更多符合場址現實情況以量化相關的不確定性，是未來的關鍵目標之一。

(1) 有關安全評估基礎的不確定性處理

(i) SDM 的不確定性

如原報告 2.5.1 節所述，與地質環境時間、空間特性調查與評估的相關不確定性來源包括測量誤差、測量限制(空間解析度、測量密度等)與資料欠缺。由於固有變異質性、相關解釋的限制性及由此產生的地質環境概念化也存在了不確定性。由於這些不確定性與場址地質條件與所採用的測量方法有關，因此現階段不可能對所有的不確定性進行量化。根據目前收集的全國性資料，建立該研究報告中 SDM 所使用的機械、水力與熱力特性等資料數值。為每個待檢視的母岩建立其具代表性的數值，但不直接處理不確定性。在場址特性調查階段，開發 SDM 時將考量這些不確定性，同時考量應用技術及實際場址的地質環境。此外，如上所述(原報告第 7.2.1 節)，現今的 SDM 並未反應地形或地質構造特性的時間變化。如原報告第 3.5.2 節所述，未來將建立四維 SDM，考量三維 SDM 隨時間演化及其相關不確定性。

斷層與裂縫的特性對 RN 遷移有很大的影響。如岩石基質的水力傳導係數與選擇的流狀構造(如斷層與裂縫)等參數的固有變異性以機率分佈來表示，目前大斷層用平均滲透率表示。往後的場址特性調查描述中，將明確描述大尺度斷層與長度大於 10 公里活動斷層的位置與方向，具此特性的地點需從選址中排除。較小的斷層與裂縫將根據其特性及評估分佈作隨機處理。在安全評估中，相關不確定性將依據機率分佈所產生與分析不同的現實呈現來處理，而得到這些特性異質性的影響。然而隨著特性資料庫的擴充，此類不確定性將減少。

(ii) 處置場設計與工程的不確定性

在處置場的設計中，在一定程度上考量 SDM 中所包含的不確定性。處置場採用的規格已為工程障壁與地下設施設定了裕度，以確保所預期的安全功能不會因母岩特性的廣泛差異而受到影響。例如在工程障壁的設計中(見原報告第 4.4 節)，外包裝的規格設定為確保在 3 個被檢視母岩的處置場封閉後均能維持緊密至少 1 千年。根據更貼近現實的評估，安全裕度將使處置場的設計具有抑制玻璃固化廢棄物與地下水接觸時間超過 1 萬年的安全功能。此外，目前對各種現象的力學效應，如重複地震活動、金屬腐蝕膨脹、緩衝物化學改變、基岩與緩衝材料潛變變形等，目前均採用保守的參數進行評估，這些參數可能會大大高估對安全功能的潛在影響。因此將根據地質及環境的條件，重新檢視目前採用裕度及標準。

在選定場址以前，有必要為場址環境條件與社會經濟要求的不確定性做準備。基此，如原報告第 4.8.3 節所述，以多項要求為基礎進行調適，包括不同地質及環境條件的安全與工程實務面、材料採購的便利性以及經濟/環境影響等。同時也開發工程障壁的替代材料與進一步的各種設計方案。為降低 EBS 長期功能的不確定性，評估 EBS 長期行為與評估其於製造、建造期間與品質有關的不確定性是很重要的。將進一步展開驗證測試，以確認工程技術適用性，在減少與處置場設計有關不確定性的基礎上，來檢視降低安全裕度的各種措施。

(iii) 與安全評估相關的不確定性

封閉前安全評估，開發安全措施無法正常發揮作用的異常情節，藉由參

與地質處置運轉安全的國際處置計畫，致力改進地質處置運轉安全情節的評估(OECD/NEA website, 2021)，減少相關的不確定性。

處置場於封閉後的行為，現今階段評估所使用的可用知識與資料範圍被認為是充分的。考量到不確定性，評估分為基本情節、變異情節與低機率干擾情節。目前安全評估係採取保守的方法，以確認安全證案的可行性。刻意使用高估後果的模式與資料，不僅適用於變異情節，也適用於基本情節的分析案例。此外，不僅考量符合國際組織建議的劑量約束值(300 $\mu\text{Sv}/\text{y}$)，而且還將其他國家安全法規中最嚴格限值設定為基準情節的目標值(10 $\mu\text{Sv}/\text{y}$)。此外，在安全評估情節中，如果沒有可靠的資料或模式進行量化，被認為對安全有利的 FEPs(通常稱為保留 FEPs，參見原報告第 6.3.2(3)節)，不包括在 NUMO 的 FEPs 清單內。

建立模式的重點是評估處置場的圍阻功能，並假設從處置場的尺度區域(幾公里 x 幾公里)遷移的 RN 直接進入生物圈進行劑量計算(見原報告第 6.4.1 節(5))。因此在考量處置場與生物圈之間的大量岩石中 RN 的吸附與遷移，安全功能的評估是保守的。

對於 RN 遷移參數，如原報告第 6.4.2 節所述，選擇保守的溶解度與吸附係數值。此外通過考量更廣泛的遷移參數值，進行敏感度分析。除了參數值的組合不切合實際的情況外，所有評估結果均未超過 300 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ 。

低機率干擾情節與人類闖入情節，按照國際慣例採用程式化的方法處理。使用保守假設的參數值，以高估這些現象的影響(見原報告第 6.4.3 與 6.5 節)。然而即使這種程式化的方法意味著可能不需要進行場址有關的詳細分析，目前的假設也可能過於簡單，將在未來評估中修改。

在該研究報告中的過程評估與 RN 遷移分析中，已考量處置系統中某些現象的模式受限制的計算能力及 RN 遷移的規模。此外，遷移資料也受到現有資料庫的限制。例如，目前缺乏高碳酸鹽濃度地下水中 U-233 遷移資料，需通過保守的方法來處理，在沒有可靠資料的情況下，不考量近場與遠場中的吸附。

如原報告第 6.6.2 節中的進一步討論，計畫採取若干行動進一步改進安全評估的技術基礎並進行敏感度分析，以確認並降低重要的不確定性。包括以下措施：

1. 使評估更加貼近現實，並考量特定地質環境中處置場系統的所有組成。特別是使 RN 在 EBS 與地質圈的外釋及遷移更為接近現實，使遷移模式最佳的反應特定場址及為其量身訂定處置概念的三維特性，並與處置知識庫的階段式改進一致。此外在此過程後期加強模式測試、驗證與確認(Verification and validation)是有必要的。但是，當不確定性較大且難以量化時，未來需作保守的假設。
2. 為改進可追溯性，工作流程中的組件，從情節開發到以處置場系統行為的理解為基礎分析案例的設置，將採用更系統的方式並利用先進的知識管理工具。
3. 技術發展的重點放在志願場址，以確保為其量身訂做的處置場安全功能進行更可靠的評估，可有效的促進場址間的比較與處置場的設計最佳化。
4. 對於相關地質環境及 EBS 的演化，持續擴充 RN 釋出與遷移資料庫。

(2) 處理不確定性的信心

如上所述，在該研究報告的封閉後安全評估中，需以現今階段的可用知識為基礎，整合每個評估過程中的確保信心。因此，可使用劑量以外的補充指標評估其安全性。補充指標的選擇通常不受未來人類生活方式、地表環境條件或主要分析中假設長期地質穩定性之不確定性的影響。即使在這種不確定性存在的情況下，也能建立結論的可信度。

與場址特性調查與模式建立相關的不確定性資訊，應納入 SDM 並反應在處置場設計與安全評估中。使用者聚焦於對進一步的特性調查工作提供回饋。以安全證案為基礎，確認一些與可能對處置場工程可行性與安全性產生重大影響地質環境相關的因素，並為即將到來的場址特性調查階段設定目標及與優先辦理事項時，可減少相關的不確定性。將持續使用安全的敏感度分析，集中於場址特性調查與設計工作，隨著處置計畫的推動得到進一步進展。

一旦開始對特定場址進行特性調查工作，加強對地質環境的了解，並在 SDM 中評估與更好的描述與不確定性高度相關的因素(如斷層的空間分佈與水文特性)，以減少不確定性。同時未來更加集中於場址特性調查、處置場設計與安全評

估各團隊間不斷重覆的合作。

為促進整合與合作，在建立安全證案時應考量在長期處置計畫期間可能出現的地質與各種其他條件的變化。因此，第 3.4.5.3 節介紹應對與 SDM 發展、處置場設計與安全評估相關的不確定性的管理體系與方法，這將增加對整個專案計畫的信心。

3.4.5.3 安全證案發展的結構化管理

(1) 研發管理

為不斷完善安全證案，需要釐清關鍵的開放性議題，並建立研發團隊體系來解決這些問題。在日本，已經建立框架持續接受審查，以確保其符合 NUMO 與其他利害關係人的要求。

如原報告第 2.5.5 節所述，由 METI、NUMO 與相關研究機構已經成立地質處置研發協調委員會，提供框架處理與地質處置相關的研發問題。總體研發計畫 (Coordination Council on Research and Development of Geological Disposal, 2020) 中達成共識及提出目標與優先事項，並進行適當的審查，以反映科學技術的進步、需求的改變及研發成果。

根據總體規劃，NUMO 每五年提出一份中期技術研發計畫，明確區分各研究機構的角色。確認未來里程碑所需安全證案的進展，現今重點是規劃概要調查階段(PI)與整合輸出做為選址的基礎(NUMO-TR-20-05, 2020)。在政策層面，該計畫的關鍵部分是由 NUMO 技術諮詢委員會(TAC)的日本與國際專家進行定期審查。以前這一角色由 ITAC(國際技術諮詢委員會)與 DTAC(國內技術諮詢委員會)分開負責，但整合後可提高效率與發展國內/國際共同觀點。

通過定期於科學期刊、國內與國際研討會發表論文，及參與關鍵議題的國家、國際審查工作會議，以確保能產出足夠品質並代表最先進技術的研發成果。

(2) 推動研發合作

為有效提昇技術發展，NUMO 參與日本相關組織的聯合研究及國際合作夥伴的合作計畫。這有助於獲取隱性與顯性知識以及進入到 NUMO 所沒有的基礎設施，特別是傳統實驗室、測試設施與 URLs。

在國際上此類合作研究被認為對地質處置計畫的發展與實施做出巨大貢獻

(例如，OECD/NEA(OECD/NEA, 2020))，由 IAEA、NEA、EU 與類似機構進行廣泛的合作或贊助。NUMO 與支持的研發組織積極參與很多此類的國際共同計畫，但也在雙邊或多邊研發計畫中與夥伴合作(NUMO website, 2021)。除得到國際研究成果外，NUMO 通過分享日本技術研發成果及國際合作論壇上建立安全證案的經驗，對國際也積極做出貢獻。

合作研究也有利於人力資源開發(見下文(5))，中高階技術水平人員參與海外專案計畫，以保持與擴展技術能力與國際接軌。在解決問題的同時，NUMO 嘗試透過參與國際專家網絡來提高技術能力。建立年輕人員的合作框架，讓他們從測試規劃、測試實施與資料蒐集的實際工作中去體驗，從而成為未來推動 NUMO 前進的重要科學家與工程師。

未來基於國際合作夥伴共同利益的考量，將檢視合作主題。例如設計與評估沿海處置場的安全、處置場設計最佳化及開發新的類似物以測試安全證案的關鍵領域(例如 RN 釋出與傳輸)。NUMO 預期將比過去扮演更具主導作用的角色。

(3) 邊界條件變化的結構化應變

據了解，安全證案的邊界條件將隨著時間與選址計畫的進行而改變。此類變化需以結構化的方式進行管理。

隨著日本核能發電計畫的發展，將影響最終需要處置的放射性廢棄物的數量與類型。因為可能需要新的設計來處理其他類型的廢棄物，或需要更大的處置場及其設計工作，而可能影響選址計畫。然而，發展 SDM 的一般方法與需求導向的設計過程具充分的彈性，可處理核電潛在發展的議題。

核能安全法規也可能會發生改變，例如處理風險的方法或在多大程度上或多或少地提出場址或工程障壁的具體要求。安全證案的方法需具有充分彈性以處理此類改變。NUMO 的安全證案建立在適用非常廣泛的管制環境及國際公認原則與實踐之上，方法上具有彈性。

隨著各個潛在場址的出現，場址特性及其他條件的調查目前在很大程度上是未知的。在概要調查(PI)及詳細調查(DI)階段，需要可用、詳細的地下資料時，意料之外的事可能隨後出現。這意味著可能需要修改處置場的設計，並需具備評估這些意料之外的事相關安全的方法。完整 SDM 方法的發展與應用與需求導向的設計過程，能夠提供充分的彈性，處理條件的改變及因應相關挑戰的能力。NUMO

安全證案方法可符合適用全球非常廣泛的選址環境的原則與實踐的這一事實，而增加信了心。

如原報告第 4.1 節所述，處置場設計將從概念設計開始逐步最佳化，然後是基本設計，最後是詳細設計。將根據對場址環境發展的了解而提出設計。「最佳化」一詞在輻射防護中具有特殊含義，但需對地質處置場進行特別考量。因此，NUMO 處置計畫的最佳化不只侷限於輻射安全，亦包括尋找更實用、更高效的處置場設計，同時確保將輻射及其他的環境影響維持在夠低的水平。此外，最佳化需平衡不同的、通常是相互衝突的需求。例如，原報告第 4.7 節中所顯示技術發展支持可再取出性是對不確定社會因素的一種因應改變，例如利害關係人要求要改變。完整取向的最佳化方法可併行考量許多相關問題，包括效率、處置場建造期間工作人員的安全、運轉期間的輻射安全、封閉後的安全、環境影響與自然資源的有效利用等。對於這些情況，ICRP(ICRP, 2013)指出，最佳化過程應該是設施在建造、運轉與封閉時組件品質直接或間接的決定，使組件穩固執行圍阻與隔離安全功能的能力。系統組件品質的評估與判斷，主要包括場址特性調查、BAT 的要素，良好實踐的概念及良好的工程與管理原則。

最佳化與最佳可用技術(BAT)的概念有關，但並非同一件事。在歐盟，BAT 是指處置場開發活動個階段的最有效與最先進的技術。”表明特定技術為排放限值與其他許可條件提供基礎的實際適用性，旨在防止與在非實際的情況下降低排放與對整個環境的影響”(IED(2010/75/EU)(The European Parliament and the Council of the European Union, 2010))。

BAT 在地質處置的應用，於處置場選址、設計、建造、運轉與封閉各階段，在實際可能的情況下，應可適當防止、限制與延遲 RN 自工程與地質障壁中外釋的總體目標。由於最終處置設計尚未選定，BAT 也可以被認知為對當前最先進技術，以確保處置場的開發不會中斷，處置技術的概念及設計於適當時機可進一步的發展及修正。一旦決定最佳化的概念後，將選擇 BAT 來實施。

將在處置場計畫的過程中持續改進科技，技術的突破將可能會帶來新穎或更好的最佳化設計。為因應此挑戰，處置計畫應具備保留並進一步發展更先進科技的能力。基此，確保全面性了解 NUMO SC 的結構與內容至為重要。為因應此挑戰，NUMO 開發了一個系統性管理知識與人力資源的系統(下文第(4)與(5)節)。

(4) 需求與知識管理

安全證案需以結構化及品質保證的方式彙編、整合與合成大量多種與多學科的知識。此外，這樣知識庫預計在處置計畫期間(大約一個世紀，若考量管制，則需更長時間)，正在以指數的速度擴增。H12 與 TRU-2 報告中使用的傳統知識管理(KM)方法明顯不再適合，其它處理“大數據”的領域也得到相同的認知。JAEA 作為支持地質處置執行者及管制者的研發機構，於 2005 年成立一個專案計畫，開發改進知識管理的方法與工具(例如(JNC, 2005)(Umeki, H. et al., 2008))。應用最先進資訊與知識工程工具，納入顯性與隱性知識，應用在這種先進的知識管理系統(KMS)的開發。KMS 集中於安全證案的開發及其在 H22 計畫中所展示的有效性，可在“CoolRep”網絡的通信平台基礎上使用(例如，(Umeki, H. et al., 2009)(Umeki, H. et al., 2018))。

在安全評估中所包含的國際導則，例如由 OECD/NEA(OECD/NEA, 2013)所提供的導則，在很大程度上源自為廣泛的地質環境、廢棄物存量與開發階段安全評估之間的相互比較。由於 NUMO 安全證案的目標是與此類建議一致(原報告第 1.4.2 節)，對於達成工作完整性的這個目標，進一步強化了信心，並且是擴充知識庫的主要來源。

然而，納入安全評估的資訊、資料與知識正在戲劇性地增加，因此安全評估之間的相互比較非常具有挑戰性，需有不同學科的專家參與安全證案的建立。安全評估的相互比對是國際合作的一個關鍵領域，先進的知識管理系統為所有參與者提供一個一般性的結構化架構，幫助很大。如第 3.4.2.3 節與 3.4.2.4 節所述，NUMO 正在開發處置場執行者所使用的需求與知識管理系統(Umeki, H. et al., 2019)。在推動處置長期計畫實施期間不斷開發但又可保持可追溯性的安全證案時，引入需求管理系統(RMS)是國際公認的良好作法，可確保決策公開透明。正如 IAEA(IAEA, 2005)所建議，整合了環境保護、社會接受度與經濟學所設定地質處置基本原則、法規與準則的各種約束。因此，RMS 以明顯認知的適當平衡及權衡的情況下，促進了提供滿足偶爾互相衝突各項需求的的解決方案。

RMS 與 KMS 存在一種很清楚的關係，RMS 定義如何做出決策，KMS 則提供建立在合理的基礎上的決策知識，在 JAEAKMS 的開發期間得到認可(例如，(JNC, 2005)(Umeki, H. et al., 2008))。

開發此種地質處置的需求與知識管理綜合系統，已納入上述最新的總體研發

計畫與 NUMO 中期技術發展計畫中。放射性廢棄物管理中的知識管理越來越被認為是個重要議題，導致諸如 OECD/NEA 國際處置計畫 WP-IDKM(資訊、資料與知識管理工作小組(OECD/NEA website, 2021))。NUMO 將積極參與此類活動，以確保處置系統的開發，仍保持當前最先進技術的水平。

(5) 人力資源管理

為使長期地質處置於實施期間具有可持續性，需提供所需的人力資源，同時保存關鍵的隱性知識，並在跨世代間進行傳達/轉移。日本總體研發計畫與 NUMO 的中期技術發展計畫中都強調此點。傳統上，一種有效的方法是讓經驗豐富的專家通過在職培訓(OJT)將他們的經驗與專業知識傳授給年輕員工。

這種 OJT 是通案研發與合作計畫的關鍵部分，也得到 NUMO 的認可。事實上這是該研究報告的一個明確目標，報告主要由年輕團隊撰寫，而非由負責 H12 與 TRU-2 報告的資深專家撰寫。即使這不是產生安全證案的最有效方式，藉由安全證案團隊與國內、國際評審專家間的接近互動，提供了知識轉移的珍貴機會。

重要的是，他們是新知識的主要產生者，人力資源開發工作不再侷限於處置執行者 NUMO，此種作法亦受到管制機關、相關研究機構與相關產業的廣泛推動。為因應總體研發計畫，日本經濟產業省(METI)、NUMO 與相關研究機構正在努力推動共同舉辦產業及大學青年員工的培訓課程。

在日本，隱性知識的取得是個特別受到關切的議題，因為過去參與地質處置規劃具高度經驗的專家與通才的高齡化，產生了機構知識與技能知識流失的風險。很難取得這樣的經驗與技能知識，並將其轉化為顯性知識，而在職訓練是一個費時的過程，是將支持隱性知識保存的使用工具(如以專家系統為基礎的工具)的優先應用領域。

(6) 與利害關係人溝通安全證案

安全證案為利害關係人提供了重要的背景資訊，使其了解與地質處置相關的重要議題，鼓勵對話並確保對決策做出貢獻。為扮演好此一角色，需在不同利害人的相關群體，以適合其技術水平的安全證案進行溝通。國際層面利害關係人之溝通也被認為是個挑戰，例如長期舉辦的 OECD/NEA 利害關係人信心論壇(FSC；成立於 2000)(OECD/NEA website, 2021)。為特別提倡安全證案的交流，NUMO 將積極參與此類國際活動。

這份特別的報告是以技術專業層面制定的，特別針對地質處置領域的專家，因此非專家不易理解。基此，為回應利害關係人的利益並促進交流，還附有一份小冊子，說明該研究報告旨在呈現的要點(「確保地質處置安全的概念」(NUMO website, 2021)，只有日語)。「為何要進行地質處置」(NUMO-TR-20-04, 2020)的報告(也只有日語)提供更廣泛的視野，包括更多的國際背景。

為促進可存取性，NUMO 開發了一個網路系統，可查看整份安全證案報告(目前只有日語)，可方便閱讀或下載整份報告或摘要報告(即主報告與技術支援報告)。具體來說，技術支援報告直接連結到引用章節，從而更方便瀏覽特定主題。此外在可能的情況下，該研究報告中引用的參考文獻也與正文連結，可直接以 pdf 格式存取(包括 NUMO 技術報告、JAEA 研發報告以及其他一些支持組織的報告)。為擴大可利用性，可以從個人電腦及其他設備(如平板電腦)進行存取。除報告之外，可由具資格的專家直接地向利害關係人解釋安全證案(NUMO website, 2021)。

通過互動簡報(NUMO website, 2021)與全國性的利害關係人進行溝通，並在初步文獻調查階段(LS)所接受的志願場址區域建立公開透明的對話，NUMO 將持續與關切安全證案的利害關係人進行對話，並反應在未來計畫中。當處置計畫進展到特定場址時，將致力推動與所有利害關係人進行更廣泛與更具體的溝通，以確保不同學門的利害關係人可參與未來安全證案相關部分的提出。

3.4.5.4 安全證案內容的接受度

前述有關致力於開發與改進安全證案的各個組件是必要的，但仍不夠充分。為確保安全證案切合於特定目標，對整個安全證案進行獨立審查是非常重要的。如原報告第 1 章所述，在編寫該研究報告時，NUMO 出版了日語審查版本，並要求日本原子能學會(AESJ)組織未直接參與安全證案的具資格專家進行審查。用技術審查來修正現今報告，然後假定該報告以適合選址前階段的角色而被接受。未來 NUMO 將審查英文版安全證案報告，第一個實例通過 TAC 的審查，然後再通過國際組織(如 NEA)進行英文版的審核，來確認此審查。

未來將由國家及國際組織持續進行獨立的安全證案審查，可確保經審查後的安全證案可反映科技的進步、安全法規的趨勢等，使不斷演化的處置計畫可切合里程碑所設定的特定目標。

3.4.6 小結

綜合整理 NUMO 2012 年的報告 NUMO Pre-siting SDM-based Safety Case，可以獲得下列結論：

1. 安全評估的策略是對運轉及封閉後的安全，是依據場址的相關資訊、處置場的設計、可用的科技知識、管制機關的法規標準及利害關係人的要求而進行評估。
2. 運轉安全評估目的是在法規標準的基礎上，確認處置設施建造期(地表及地下設施)及運轉期(廢棄物運送、接收、檢視、封裝、置放及封閉)的工作人員及處置場附近居民的安全。
3. 異常運轉考量墜落、火災、爆炸、喪失外部電力，以及其他設備故障等干擾的結果。當安全措施失效或干擾超越設計所假設的情況時，則建立事件樹。會導致圍阻功能潛在失效的事件樹，被選用來建立異常運轉情節。
4. 在評估處置場安全時，必須考慮來自極長時間尺度與地質環境不均質性和大空間尺度所導致的各種不確定性。為反應此種不確定性，儘可能建立完整的未來處置場演化的情節，同時評估其發生的機率。
5. 在該研究報告的封閉後安全評估中，需以現今階段的可用知識為基礎，整合每個評估過程中的確保信心。因此，可使用劑量以外的補充指標評估其安全性。補充指標的選擇通常不受未來人類生活方式、地表環境條件或主要分析中假設長期地質穩定性之不確定性的影響。即使在這種不確定性存在的情況下，也能建立結論的可信度。
6. 在確定場址後制定安全證案還必須靈活應對場址特定的環境條件，並在極長的實施時間內適應未來科學技術的進步與社會條件的變化時期(以世紀為單位)。這些幾乎是任何技術專案計畫的獨特邊界條件，但採用與修改用於此安全證案的管理體系可以提供解決此類問題的結構。因此，目標是確保對於所有程序里程碑，決策都可以得到切合目標的安全證案的支持，從而有助於建立對處置場專案計畫可信度的信心。

3.5 國際高放處置報告審查要項研析及建議

3.5.1 法國 ANDRA 安全選項報告研析要項建議

綜整法國 ANDRA 於 2016 年出版的《Safety Options Report -Post-Closure Part》(ANDRA, 2016a)以及《Safety Options Report -Operating Part》(ANDRA, 2016b)兩份報告書中有關《背景、目標、安全策略》及《安全評估》專冊，其中對於 Cigéo 處置計畫之歷程、處置場設施的概述和安全功能，以及對於處置場的安全評估，提供我國高放處置之相關研析要項，建議如下：

1. 法國 Cigéo 處置計畫從法規制定、選址、建造地下研究室、進行一系列之研究、設施設計以及公開辯論等，在各層面對高放處置之安全做足準備，透過公開辯論讓民眾了解高放處置作業，使處置計畫能順利推動，值得我國參考。
2. 此報告對於高放處置設施之安全功能包含運轉中及封閉後，運轉中之安全功能主要以防止放射性物質擴散、保護人員免受游離輻射、去除廢棄物廢熱及受輻射分解的氣體。封閉後之安全功能主要是以隔離及限制放射性物質進入生物圈。我國在進行高放處置審查時，上述之議題也值得我國參考。
3. 廢棄物包件之轉移和安置相關之操作，整理 ANDRA Safety Options Report-Operating Part 報告中考量之風險，包含內部核風險、內部風險、外部風險、其組合之風險、惡意行為造成之風險、處置場待封閉時之風險，以及再取出之風險等，可做為我國高放安全分析審查之參考依據。
4. 對於 ANDRA 所考量之不確定性(例如輸入資料的不確定性、處置場結構特徵的不確定性、處置場內部演變的不確定性以及技術上的不確定性等)、風險分析以及所假設的情節，皆可作為我國高放安全分析審查時之重要參考依據。

3.5.2 加拿大 NWMO 報告審查要項及建議

品質保證計畫需規劃工作的權責、程序、查核與審驗等作業執行程序與依循，不論是在作業執行過程或是工作介面間傳遞，均需能確保成果品質符合預期。我

國目前品質保證審查要項主要採核能品保十八章架構，與國際常見之 ISO 品保系統雖於架構編排有異，但實質精神相同。品質保證章節之審查要項內容，應不需要改為 ISO 架構。

與安全相關之組件與系統製程與檢驗，將可能會影響安全功能的表現。此類安全考量，可能會被列為正常情節的保守假設，亦可能會於其他情節或敏感度分析作業中，採用不同的保守參數設定進行評估。審查者為了判釋參數設定是否足夠保守與合理，需以該組件之製程與品保程序作為研判依據，故建議可於安全評估審驗章節中，適度納入情節與品保計畫關聯說明之要求。

基於風險管理概念，對於不同發生機率事件，採對應之後果管理策略。NWMO 對於公眾輻射劑量限值於正常情節評估時，採有效劑量需低於 0.3 mSv/yr，於低發生機率之破壞事件情節時，採有效劑量需低於 1 mSv/yr，可作為劑量風險管理參考。相同概念，亦可適用於對於環境保護限值訂定參酌。

場址封閉後須詳細評估的主要情節應包含以下三類：(1)人類的無意闖入事件；(2)廢料罐全數失效事件、(3)處置設施封塞失效事件。因此屆時審查時，須考慮在我國民生活動的特殊性以評估考慮無意闖入時機點。並依據封塞時施工技術成熟度納入評估考慮。

在人類的無意闖入事件中，最可能的情節是被鑽探或鑽井破壞了廢料罐，使用過核燃料在無意間被帶到地面。而被曝露的對象可分為二類：(1)鑽機人員曝露在鑽機周圍地表面受污染的鑽探泥漿和含有用過核燃料的岩心。(2)附近居民被曝露或在被鑽探泥漿所污染的土壤上種植食物而被曝露。因此審查時，屆時須斟酌將我國內鑽探技術品管之品質與施工習慣納入評估考慮。

假若廢料罐全數失效，應評估向水井傳輸的碘 I-129 的劑量貢獻，主要是因飲用了井水而攝入。

處置場整體安全指標除使用劑量峰值之外，若為降低長期預測評估的不確定性，可採用生物圈「放射毒性濃度指標」與「放射毒性傳輸指標」作為補充協助判斷。其中「放射毒性濃度指標」僅考量地表水體對於濃度稀釋的能力，而「放射毒性傳輸指標」則是避開使用地表水體稀釋能力相關參數影響。

3.5.3 英國 NDA 通用處置系統安全評估報告研析審查要項及建議

初步提出可提供我國高放處置之審查要項及建議如下：

1. 對於封閉前(運轉期間)安全評估，為證明處置設施安全，考慮第一次施工活動到最終封閉期間可能存在危險，並證明此風險是最佳合理可行。建議應針對施工和非輻射安全評估、正常運轉安全評估、意外事故安全評估、臨界狀態安全評估分別提出其具體方法、結果和未來行動，建議如下：

(1) 施工和非輻射安全評估

傳統安全評估的重點是制定可靠的危險管理策略，盡早識別此類問題並規劃解決方案，以確保採用設計原則，為未來的設計開發和優化提供資訊。相關報告已彙整出 12 個高階通用的常規故障序列組合(Conventional generic fault sequence groups, CgFSGs)，包括：1.工作場所交通，2.高空作業和載重，3.結構坍塌，4.設備/機械，5.火災和爆炸，6.爆裂拋射和爆炸後超壓，7.空氣中有害物質和空氣品質(包含窒息)，8.溢流水，9.電氣危害，10.噪音和震動，11.同時作業活動(也稱為“衝突危險”)，12.職業性災害。並在安全評估過程中納入考量；其中，針對施工階段的潛在危害而言，以下常規故障最為重要，包括：地下結構坍塌(包括落石)、火災和爆炸(尤其是在地下環境中)、溢流水(尤其是在地下環境中)、交通事故及地下空氣品質。

(2) 正常運轉安全評估

正常運轉安全評估的重點是判識需要優化或支持的相關作為，以確保工程設計在運轉上的安全性。正常運轉的標準評估機制主要是以地質處置設施操作員、其他現場工作人員和公眾在正常操作下所接受的輻射劑量，包括：直接劑量形式的外部輻射及現場活動產生的內部輻射(如吸入顆粒物質或氣體排放)。評估操作員或其他現場工作人員所接受劑量的要求如下：

- 基於 GDF 功能之 PFD 評估劑量的重要能力。這可快速、明確地評估工作人員群體、廢棄物流、包件、位置和時間表對整體正常運轉劑量負擔的貢獻。
- 確定作業處理區域及其相關操作和位置，並需要相關工程規定，例如：在處理未屏蔽的中放射性廢棄物(Unshielded Intermediate Level Waste; UILW)的地方，將實施屏蔽遠端處理設施。

- 判識地質處置設施中需要關注或最佳化設計的區域，以及發展為處置作業需要和處置任務要求的領域方向。
- 透過核工業標準解決方案來實現所需的劑量減少因子，任何提出的解決方案都需透過方案選擇和適當的任務設計得出，以確保地質處置設施正常運轉的劑量被證明是最低合理可行。
- 分析運轉期間的氣體外釋峰值，推估空氣中排放對公眾的年劑量是非常低且為可以接受的。

(3) 意外事故安全評估

意外事故安全評估根據初步故障時間表得出七個危險分析(Hazard Analysis, HAZAN)組。每個評估都會考慮所有廢棄物類型的最重要潛在故障失效。危險分析組包含了以下問題：

- 屏蔽故障失效：由於系統或操作員錯誤導致屏蔽功能故障失效，造成廢棄物包件物放射性直接曝露意外。
- 封裝故障失效：處置廢棄物由於擾動、累積或運送而導致空氣中產生放射性物質濃度。
- 負載物墜落或碰撞：由於廢棄物包件或設施的影響導致屏蔽功能和封裝容器故障失效。
- 火災：因場址內部作用或系統故障失效引起的火災事故。
- 外部危險：由外部危險引發的故障失效(不在運轉工作人員的控制下，可發生於場址內空氣中/地面/場外)。
- 內部危險：由內部危險引發的故障失效(在運轉工作人員的控制下(包括火災)會影響到其他設施安全功能)。
- 臨界性：評估由幾何變化、添加減速劑或額外反射、易分裂材料的移動和積累以及不合規格的包件引發的臨界故障。

(4) 臨界狀態安全評估

臨界性安全評估應提供已遵循的流程、評估範圍、需要設計規定的已識別危險性質與相關監管要求，以及預防或儘量減少臨界性事故後果所需採取危險管理策略相關證據。由於廢棄物物料的性质本質上不利於臨界狀態，對廢棄物包件控制失效並不會導致單個包件或組合中的臨界配置，地質處置設

施的正常運轉應不會導致廢棄物配置從次臨界變為臨界。

但仍須提出廢棄物包件的分裂質量限值，以及支持任何限值推導的臨界性評估。基於保守假設，分裂質量限值和臨界狀態所需的最小臨界質量之間存在的安全餘量需維持確保不存在臨界性邊緣效應，則正常的 GDF 運轉不會引發臨界事件。對廢棄物包件和地質處置設施的程序和流程進行詳細定義後，須全面制定臨界安全論證案例，進行全面評估。並將臨界事故的可能性降低到可容忍的水準和合理抑低。並需要進一步發展與地質處置設施設計開發有關之解決方案，包括廢棄物包件的設計、具體包件的詳細臨界安全評估以及未來行動計畫。

2. 環境安全證案係為證明放射性廢棄物的地質處置能確保環境安全，不僅在廢棄物處理時，亦包含廢棄物安置和處置設施封閉後。對於環境安全的目標須與環境監管機關於放射性廢棄物地質處置設施授權要求之基本保護目標一致。且該環境安全的目標也須符合國際原子能總署的基本安全目標，即保護公眾和環境免受游離輻射的有害影響。針對環境安全論證，必須證明完成放射性廢棄物的地質處置時，確保環境安全，並提交環境監管機關，以獲得在特定現場開始現地調查(如鑽孔)所需的許可。環境安全證案之發展策略可分為三個部分：定性評估、不確定性管理及定量評估，其建議涵蓋內容如下：
 - (1) 所選場址及其設置的地質、水文地質、地球化學、大地工程特徵和地表環境。
 - (2) 廢棄物的特性，包括：放射性核種種類及含量，廢棄物處理和廢棄物包件。
 - (3) 處置設施的設計和配置，包括工程障壁的設計，以及設施的建造、運轉和封閉。
 - (4) 障壁系統各處置單元提供的環境安全功能。
 - (5) 地質處置設施封閉後多重障壁系統的演變。
 - (6) 基於電腦模型的模擬，評估處置系統及其障壁功能。
 - (7) 以定量和定性證據建立環境安全聲明信心。

3. 封閉後安全評估著重於量化不同處置概念中，不同障壁如何共同作用，以長期遏制放射性核種和非放射性物質釋出。處置系統規範中與地質處置設施封閉後安全相關的長期安全要求，建議涵蓋內容如下：
- (1) 工程障壁系統功能的維護：處置系統所處的環境中，其工程障壁系統的功能將保持一段時間，以防止放射性核種和有毒物質大量外釋出，進而造成危害生物圈。
 - (2) 封閉後的安全：處置系統應確保進入地下水的放射性核種或有毒物質的量不會影響安全。
 - (3) 氣體生成和遷移：處置系統應確保設施中產生的任何氣體不會危及安全地質處置設施的設計，並確保處置系統內不會產生氣體壓力，從而導致：
 - 對工程障壁構造或母岩造成重大損害
 - 形成溶解放射性核種之傳輸途徑
 - (4) 自然事件與氣候變遷：環境中自然事件與氣候變遷不會影響封閉後的安全功能。
 - (5) 場址特徵：處置系統所處的環境中，充分的場址特徵描述，可證明其安全性。
 - (6) 長期演變的理解：對於處置系統所處的環境，其長期演變
 - (7) 對安全的影響應該要能夠理解。
 - (8) 人類入侵：處置系統的開發能夠評估人類入侵的後果，並採取任何實際措施來降低此可能性。
 - (9) 被動安全：應盡可能通過被動方式確保處置系統設計的安全。
 - (10) 多重安全功能：工程障壁的設計應確保提供多種安全功能，處置系統的整體性不能依賴於單一安全功能。
 - (11) 不確定性：由於封閉後安全相關的時間跨度很長(數十萬年)，處置系統可如何的不確定性須納入分析。

3.5.4 日本 NUMO-TR-21-01 報告審查要項研析與建議

1. 運轉安全評估的重要發現

處置場運轉期間的潛在放射性結果，基於所建立的處置場設計與運轉流程，並參考操作放射性物質類似設施安全評估的指引與法規。主要發現總結如下：

- 在評估正常運轉情節時，由於屏蔽與至設施邊界距離的妥善設計，對公眾的有效劑量低於 50 $\mu\text{Sv/y}$ ；
- 評估異常條件情節時，使用事件樹說明對異常狀態的干擾，可能破壞廢棄物而喪失圍阻。假設的異常運轉可分類為墜落、火災、爆炸、喪失電力、以及其他設備故障。保守假設所設計的對策失效，來評估圍阻的穩固性；
- 即使在異常運轉條件下，在已知包含於設計中的基本安全措施例如限制操作高度，所述的圍阻系統證明足夠穩固。在目前的研究中，所考慮的情節沒有一個會導致破壞而使放射核種外釋。

基於上述結果，評估所設計設施發生事故導致放射核種外釋的可能性非常低。然而須注意，本項運轉安全評估仍在初始階段。需進一步探討數個問題，而且當處置場設計進一步建立時，評估也必須更新。

2. 運轉安全評估的建議

為增進對運轉安全評估的信心，表 3-28 列出將來須進一步考量的重要研發問題。

表 3-28 與運轉安全有關，將來主要的技術工作

分類	主要工作項目
建構運轉安全評估情節	<ul style="list-style-type: none">• 建構情節使其包括複雜事件鏈(例如共模故障)• 更新災害資料庫
發展運轉安全評估技術	<ul style="list-style-type: none">• 獲取關鍵數據以支援安全評估• 對複雜事件的評估方法
發展事故反應技術	<ul style="list-style-type: none">• 檢查措施以處理事故與相關的恢復

(1) 對運轉安全評估建立情節

建立說明性的運轉情節，確保情節的全面性，以增進對評估的信心，符合對特定場址環境制定處置場設計的需要。特別是僅評估單一故障模式，然而多重故障模式或共模故障情節需要建立與分析，以支援處置場與相關運轉程序的詳細設計。而且具有潛在巨大衝擊的具體干擾(例如水災)已被確認，而需要更完整的評估。

情節發展的程序必須審視相關環境的事故，以儘可能完全降低意外的異常狀態(有時稱為黑天鵝)，此為以往許多異常狀態所獲得的教訓。審視國內外相關異常狀態的經驗，並將結果記錄在資料庫內，作為建構運轉安全知識管理系統的一部分。綜合此資料庫並持續審視情節的細節，將有助於確保其完整性。

最後，須注意處置場建造期間所發生的傳統事故，為處置場發展中的重要災害，但就所涵蓋核能管制法規而言，並沒有正式列入運轉安全的一部分。取代的是，將於未來闡明有關於工作人員防護的處理規定。

(2) 建立運轉安全評估的分析方法

墜落與碰撞的力學分析和火災的熱分析，對所呈現運轉穩固性評估極為重要。驗證分析程式、所採用模式以及數據的品質保證，並驗證分析的結果均是必要的。特別是，需要執行相關條件下，墜落與火災的全面模擬。

雖然聚焦於放射安全，在輻射管制區內，對於所提到的異常條件，任何工作人員的傳統安全也需要評估。例如在地下發生火災，對於設施與設備可能造成嚴重破壞，而導致工作人員受風險。對於此種情況，將基於國際經驗，採用可行的地下火災分析模式。

(3) 建立緩解與恢復技術

對於會導致放射核種外釋的干擾情節，將建立除污計畫。將採用事故所獲得的教訓，例如在 WIPP 設施的事故(雖然必須認清其場址與處置場條件和日本的不同的)。例如，設計地下設施的平面圖與重要的支援基礎設施，以降低此種事故的衝擊，可能為有效的緩解措施。而且必須建立並記載恢復程序並發展必要的技術，尤其是藉由遙控所執行的動作。

此外，受干擾條件影響任何廢棄物的處理，建立必要的恢復準則與其後

必須進行的處理等，均將列入考量。

3. 處置場封閉後安全評估的重要發現

聚焦於評估在處置場封閉後的潛在放射性結果，基於可能由選址所產生母岩的 SDM 與相關的處置場設計，進行安全評估。主要發現總結如下：

- 安全評估程序 - 基於先進國家計畫研發與國際機構所建議的一般指引，安全評估的方法已經是成熟的技術。
- 安全評估的先決條件 - 安全評估的先決條件包括 SDMs、相關的處置場設計以及放射性廢棄物的存量，這些為所有後續評估的基礎。
- 空間尺度的處理 - SDMs 與處置場設計考慮不同的空間尺度。於安全評估中，也是以實用與一致的方式考量數個空間尺度。當評估處置場安全時，所考慮的主要情節包括廢棄物中的放射核種溶解於地下水，移動穿過地質環境，直至其最終到達生物圈。為嚴謹計算來自此情節的潛在劑量，需要三維模擬放射核種由個別的廢棄物包件擴散穿過工程障壁與地質環境。
- 評估週期的處理 - 考量隨時間增加的不確定性，因此決定了安全評估的時間尺度。許多國家已經頒布定量評估所需要的安全法規並且規定評估週期：在很多這些證案中，採用一百萬年的時段。
- 風險告知安全評估與評估準則 - 在評估處置場安全時，必須考慮來自極長時間尺度與地質環境不均質性和大空間尺度所導致的各種不確定性。為反應此種不確定性，儘可能建立完整的未來處置場演化的情節，同時評估其發生的機率。

4. 處置場封閉後安全評估的建議

為增進對處置場封閉後安全評估的信心，表 3-29 列出安全評估情節分類與劑量目標。

表 3-29 安全評估情節分類與劑量目標

情節分類	情節的定義與相關的劑量目標	劑量目標
基本情節	<ul style="list-style-type: none"> 合理代表處置場演化的情節 為使輻射曝露最小化，所設定的劑量目標乃是基於其他國家所採用的最小值 	10 μ Sv/y
變異情節	<ul style="list-style-type: none"> 考量基本情節中不確定性的情節 基於 IAEA 與 ICRP 所建議對一般大眾的劑量限值來設定目標 	300 μ Sv/y
低機率干擾情節	<ul style="list-style-type: none"> 對於處置場基於妥善選址與設計來建造時，自然干擾的情節，並被認為極不可能 對於此種情節，為確證沒有顯著放射衝擊，所採行的的方法與參考值乃是基於 ICRP 所建議的不可能事故情節或其所採用的風險限值 	20 – 100 mSv (第 1 年) 1 – 20 mSv/y (此後)
人類入侵情節	<ul style="list-style-type: none"> 處置場位於並設計成以使人類入侵的風險最小化。然而此種入侵的機率非常難以評斷，因此採用對低機率干擾情節相同的放射曝露目標，被認為是適當的 	20 – 100 mSv (第 1 年) 1 – 20 mSv/y (此後)

5. 確保安全證案切合目標的重要發現

- (1) 建立安全評估的技術基礎；
- (2) 安全證案中不確定性的處理；
- (3) 安全證案發展的結構化管理；
- (4) 安全證案內容的接受。

6. 確保安全證案切合目標的建議

(1) 建立安全評估的技術基礎

A、技術的品質保證；

- (a) 建立先進的品質保證工具，如符合 ISO 9001 的國際品質保證標準；

- (b) 採用 BAT 來評估可靠度；
- (c) 採用傳統品質保證方法：如進行國內及國際同儕審查、實施框架及流程的測試、建立程式數據庫及驗證及確認(V&V)。

B、H12 與 TRU-2 專案計畫的主要進展：採用簡化及保守的假設，並用風格化方法處理不確定性。

- (a) 建立地質知識庫；
- (b) 建立工程知識庫；
- (c) 建立安全評估知識庫(封閉前安全措施及安全評估/封閉後安全評估)；
- (d) 知識的整合。

(2) 安全證案中不確定性的處理

A、有關安全評估基礎的不確定性處理，包括 SDM 的不確定性、處置場設計與工程的不確定性、與安全評估相關的不確定性的處理及其信心建立。

- (a) 使用劑量及風險以外的補充指標，評估其安全性，建立報告可信度；
- (b) 使用敏感度分析，聚焦研究重要參數，回饋場址調查與設計工作，降低不確定性；
- (c) 對於可能發生邊界條件的變化，加強場址、工程障壁及安全評估團隊間的對話及合作。

(3) 安全證案發展的結構化管理

- A、研發管理；
- B、推動研發合作；國內/國際雙軌進行；
- C、邊界條件改變的結構化應變：應變需具有彈性、需求導向，並採用國際認可的原則及實踐。另外，概念設計需要最佳化(再取出性、回復性、場址特性調查及良好的實踐及工程管理原則)。
- D、需求與知識管理；
 - (a) 擴增結構化的各學科知識庫；

(b) 採用品質保證管理方案；

(c) 公開透明(具可溯性)。

E、人力資源管理；

(a) 經驗知識的傳承；

(b) 管制機關、研發單位及業者共同推動制度化的人力資源管理；

(c) 透過在職訓練、國際合作(同儕審查)，培養年輕人獨當一面的能力；

F、與利害關係人溝通安全證案：與不同學科、領域及專業水平的利害關係人進行對話，建立回饋制度並可影響決策，達成有效溝通。

(4) 安全證案內容的接受。

A、開發與改進處置系統的各個組件；

B、進行國內/國際獨立審查：包括日文版/英文版安全證案的同儕審查，這些技術審查結果可用來修正現今報告。

C、持續精進以上獨立審查，確保安全證案可以反映科技的進步、安全法規的趨勢等，使處置計畫切合里程碑所設定的目標。

第四章、設施之安全評估與品質保證計畫專章草案研擬

原子能委員會放射性物料管理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、及國際間高放最終處置設施階段性安全證案報告案例，推動我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則草案研擬工作。109 年率先提出安全分析報告導則專章架構共計十三章，及第三章「設施之設計基準」與第四章「設施之建造」專章內容草案；110 年則提出第二章「場址之特性描述」與第五章「設施之運轉」專章內容草案，本(111)年度則以研擬第七章「設施之安全評估」與第九章「品質保證計畫」專章內容草案為目標，繼續安全分析報告導則內容發展工作，以期完備我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則草案。

4.1 章節架構研擬

前二年(109-110)計畫執行時，即參考原能會 105 年發布修正之「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」，以及物管局 104 年委託核能研究所執行「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範之研究」計畫報告(紀立民，2015)，進行安全分析報告草案研擬。本(111)年度延續前期相關資料，同時參考原能會 108 年 1 月 18 日發布之「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」及 109 年 11 月 2 日發布之「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」，研擬本年度「設施之安全評估」與「品質保證計畫」兩專章草案內容，經本計畫研究團隊於工作會議討論，同時參酌專家會議中專家所提出之建議，初步提出「設施之安全評估」與「品質保證計畫」之章節架構標題，如表 4-1 所示。

表 4-1 「設施之安全評估」與「品質保證計畫」專章之初步章節架構

第七章、設施之安全評估

- 一、安全評估之目標與範疇
 - (一) 安全評估之目標
 - (二) 安全評估之範疇
 - 二、處置系統描述
 - (一) 處置系統空間特性
 - (二) 處置系統演化特性
 - (三) 安全評估所需的資訊
 - 三、運轉期間(封閉前)安全評估
 - (一) 非輻射安全評估
 - (二) 輻射安全評估
 - (三) 臨界狀態安全評估
 - (四) 意外事故安全評估
 - (五) 評估方法、工具與重要參數
 - (六) 評估案例建構與分析
 - (七) 評估結果
 - 四、封閉後安全評估
 - (一) 概念模型建構
 - (二) 情節分析
 - (三) 臨界狀態安全分析
 - (四) 評估方法、工具與重要參數
 - (五) 評估案例建構與分析
 - (六) 評估結果
-

第九章、品質保證計畫

- (一) 組織。
 - (二) 品質保證計畫。
 - (三) 設計管制。
 - (四) 採購文件管制。
 - (五) 工作說明書、作業程序書及圖面。
 - (六) 文件管制。
 - (七) 採購材料、設備和服務之管制。
 - (八) 材料、零件和組件的標識與管制。
 - (九) 特殊製程管制。
 - (十) 檢驗。
 - (十一) 試驗管制。
-

-
- (十二) 量測及試驗設備管制。
 - (十三) 裝卸、儲存及運輸。
 - (十四) 檢驗、試驗和運轉狀況之管制。
 - (十五) 不符合材料、零件或組件管制。
 - (十六) 改正行動。
 - (十七) 品質保證紀錄。
 - (十八) 稽查。
-

4.2 專章(草案)研擬審查要項

我國高放最終處置計畫之發展，係以瑞典與芬蘭 KBS-3 之深地層處置概念為基礎，而台電公司提出之「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估(SNFD2017)」報告，亦以相同處置概念說明處置計畫之階段性成果。本計畫 109 年度已針對設施設計及建造專章等兩章，110 年度針對場址之特性描述與設施之運轉等兩專章進行研擬，並且提出審查要項重點；今(111)年度則針對設施之安全評估與品質保證計畫兩專章為重點，研擬審查要項及專章內容草案。

根據 IAEA 安全系列叢書 SSG-23(2012)放射性廢棄物處置之安全論證案例與安全評估之 4.4 節指出，安全評估的基本要素是輻射劑量和輻射風險對於人類和環境的放射性影響評估。隸屬於安全評估的其他重要方面包括場址和工程方面、運轉安全、非輻射影響和管理系統，安全評估構成要素及場址調查、處置設施規劃與資料庫之關聯示意圖如圖 4-1 所示。

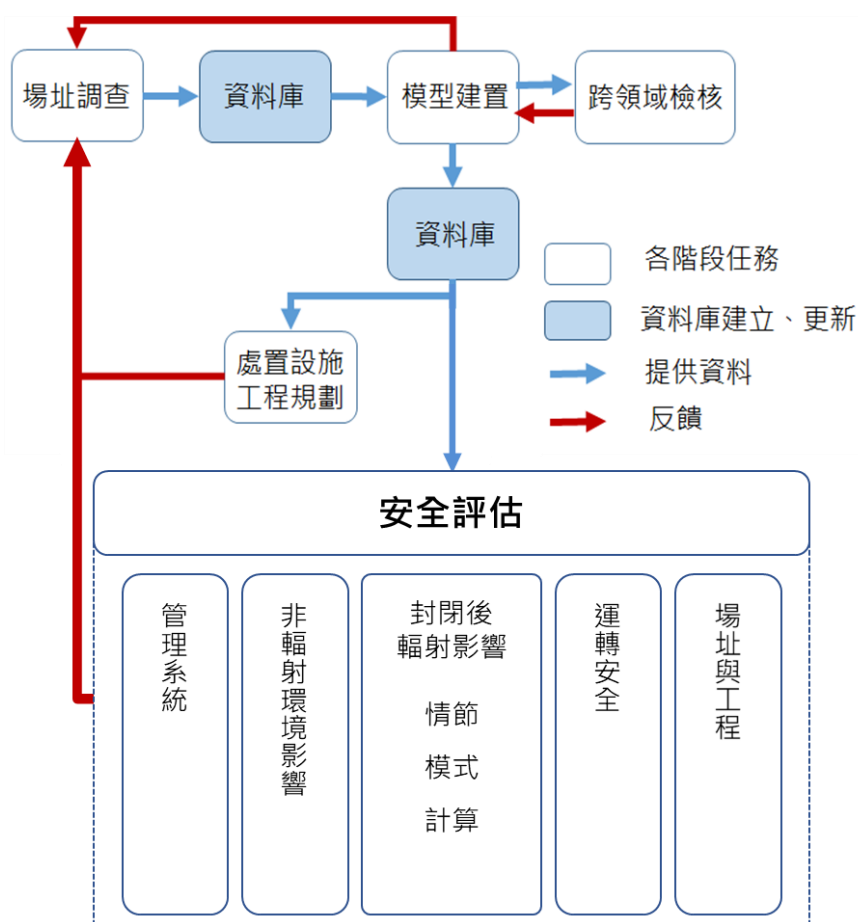


圖 4-1 安全評估構成要素及場址調查、處置設施規劃與資料庫之關聯示意圖

場址之安全評估必需評價處置系統的功能及量化對於人類健康與環境的潛在放射性影響。安全評估是處置設施安全證案(即：安全論證案例)的主要構成要素，應考慮設施於運轉與封閉後的潛在放射性影響。放射性影響可能從封閉後漸進的作用產生，這些作用可能引起設施及其系統組件(例如天然與工程障壁)的功能退化，也可能來自於不連續的擾動事件，這些事件可能影響廢棄物的隔離作用(例如地震、斷層作用、人類無意闖入)。安全評估應證明此處置設施是否符合適用的管制要求。

基於以上的說明，根據國際有關放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估發展，以及國內放射性廢棄物相關之安全分析技術報告與導則，包含物管局「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範研究(104FCMA001-3)」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(105年)」、「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則(108年)」等。提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告第七章設施之安全評估的審查要項，除根據國際間之處置經驗外，亦對我國放射性廢棄物相關之安全分析技術報告與導則進行整體檢視，此審查要項亦為場址之安全評估專章內容之主體架構，如表 4-2 所示。

表 4-2 安全分析報告導則「設施之安全評估」專章審查要項

第七章、場址之安全評估	
一、安全評估之目標與範疇	<ul style="list-style-type: none"> • 安全評估之目標 • 安全評估之範疇
二、處置系統描述	<ul style="list-style-type: none"> • 處置系統空間特性 • 處置系統演化特性 • 安全評估所需資訊
三、運轉期間(封閉前)安全評估	<ul style="list-style-type: none"> • 非輻射安全評估 • 輻射安全評估 • 臨界狀態安全評估 • 意外事故安全評估 • 評估方法、工具與重要參數 • 評估案例建構與分析 • 評估結果
四、封閉後安全評估	<ul style="list-style-type: none"> • 概念模型建構 • 情節分析 • 評估方法、工具與重要參數

	<ul style="list-style-type: none"> • 臨界狀態安全分析 • 評估案例建構與分析 • 評估結果
--	---

品質保證計畫需規劃工作的權責、程序、查核與審驗等作業執行程序與依循，不論是在作業執行過程或是工作介面間傳遞，均需能確保成果品質符合預期。在安全分析報告「品質保證計畫」專章審查要項部分，參照我國相關法規規範主要採用核能品保十八章架構，故審查要項需先確認品質保證計畫確實依核能品保十八章之章節架構與對應內容進行編定，如表 4-3 所示。

此外，由於廢料罐屬於高放處置重要之障壁系統，其製程與檢驗之品保程序攸關廢料罐良率，而其潛在成品缺失樣態將可能會被納入安全評估情節設計之中。審查者為了判釋參數設定是否足夠保守與合理，需以該組件之製程與品保程序作為研判依據。

表 4-3 安全分析報告導則「品質保證計畫」專章審查要項

第九章、品質保證計畫	
品質保證計畫	<ul style="list-style-type: none"> • 組織。 • 品質保證計畫。 • 設計管制。 • 採購文件管制。 • 工作說明書、作業程序書及圖面。 • 文件管制。 • 採購材料、設備和服務之管制。 • 材料、零件和組件的標識與管制。 • 特殊製程管制。 • 檢驗。 • 試驗管制。 • 量測及試驗設備管制。 • 裝卸、儲存及運輸。 • 檢驗、試驗和運轉狀況之管制。 • 不符合材料、零件或組件管制。 • 改正行動。 • 品質保證紀錄。 • 稽查。

4.3 設施之安全評估與品質保證計畫專章條文內容初擬

本(111)年度執行之高放最終處置設施安全分析報告導則「第七章、設施之安全評估」與「第九章、品質保證計畫」專章內容研擬工作，研究團隊累積 105 – 108 年執行四年期科技發展中程個案計畫之分項計畫「用過核子燃料處置安全審查平行驗證技術發展」所獲成果，109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究計畫針對設施設計及建造專章研擬所獲之經驗，及 110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁特性之管制技術研究計畫針對場址之特性描述與設施之運轉專章研擬之經驗，加上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、案例報告等準備工作，透過研究團隊多次工作會議討論，以及專家座談會中委員之建議，逐步發展完成專章內容草案。本年度導則專章研擬發展過程，概略陳述如下：

- 第一季進行國際資訊蒐集與研析，展開章節架構概要之討論。
- 第二次線上工作會議(6 月 2 日)完成導則專章架構的研議。
- 第三次線上工作會議(9 月 16 日)由團隊成員 B 組與 C 組於此次會議中彙整團隊夥伴所討論的意見，完成條文內容調整與修訂，並提出審查版本供專家進行審閱。
- 10 月 11 日彙整各組精修完成版本之專章內容，送交團隊邀請之各界專家進行會前審閱。
- 10 月 21 日舉辦專家座談線上會議，邀請黃慶村先生、魏聰揚先生、鄭武昆先生、曾雅真教授、紀立民先生等專家，及台電公司核能後端營運處魏昌錫組長、林正中先生等專家出席會議，與團隊成員共同齊聚討論交換意見，提出多項建議及修正，同時物管局與台電公司亦提供書面意見，專家會議紀錄列於本報告附錄 1。
- 針對專家座談會之建議修訂專章條文，於 11 月 4 日之第四季查核會議(第四次工作會議)中逐條詳細討論、修訂，並由負責編撰之分組進行文字綜整，再經團隊成員進行內部審閱，提出參考修正意見或修訂建議。
- 11 月 8 日提供給團隊成員草案修訂內容確認，於 11 月 9 日完成「第七章、設施之安全評估」與「第九章、品質保證計畫」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

設施之安全評估與品質保證計畫專章草案條文內容及說明列於表 4-4 與表 4-5，完整的導則章節架構及目前所研擬之專章具體條文，列於本報告附錄 2。

表 4-4 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施之安全評估專章(草案)條文及說明

條文	說明
<p>第七章、設施之安全評估</p>	<ul style="list-style-type: none"> 第七章主要內容係根據「104FCMA001-3」計畫安全分析技術規範之研究(高放導則草案)為初稿，並以英國 NDA 安全評估報告、法國 ANDRA 安全操作報告，其重點內容加以補充增加條文，輔以「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(物管局公告版)」之部分內容。
<p>一、安全評估之目標與範疇：</p>	
<p>(一) 安全評估之目標：說明安全分析之目的。</p>	
<p>1. 說明設施運轉期間，廢棄物可以安全的進行處置作業</p>	
<p>2. 說明設施運轉期間，處置設施能提供工作人員安全施工環境，並避免公眾接受超過法規標準之遊離輻射。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 處置系統係屬於多重障壁系統，包含天然障壁。應修改為「處置設施」，處置設施係包含地面及地下設施。 遊離輻射防護法之法規，用「公眾」一詞。
<p>3. 說明設施封閉後，處置系統能提供安全功能以限制放射性核種釋出到生物圈，並有效保護公眾與降低人員無意闖入廢棄物的可能性。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 參考「IAEA, 2020, Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories, International Atomic Energy Agency (IAEA) Nuclear Energy Series No. NW-T-1.27.」報告之 Page 15-16 有關多重障壁系統安全概念之部分文字。
<p>(二) 安全評估之範疇：說明廢棄物特性、安全評估方法與模擬計算(含風險評估)、安全功能指標、評估對象、評</p>	<ul style="list-style-type: none"> 參考「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(物管局公告版)」要求，增加說明廢棄物特性，

<p>估的時間與空間尺度、評估結果的法規符合性等。</p>	<p>並增列廢棄物特性描述。</p>
<p>1. 廢棄物特性描述：說明廢棄物種類、數量、活度及物理化學特性資料。</p>	
<p>2. 應分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後時期的安全評估。運轉時期須考慮開始運轉到最終封閉期間可能存在的危險項目，並說明此項目之風險可合理抑低。封閉後時期之評估時間尺度應達劑量峰值出現時間或至少達一百萬年。</p>	
<p>3. 安全評估應反覆精進與經驗回饋，安全評估的結論與發現應持續精進，並回饋於相關的設計變更與實務作業的改進措施。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 原本「104FCMA001-3」於第六章之四、(七)只針對封閉後安全分析反覆精進與經驗回饋：安全評估的結論與發現應反映於下一階段的報告精進中，並回饋於相關的設計變更與實務作業的改進措施。建議所有安全評估均應遵照此反覆精進與經驗回饋要求。
<p>4. 安全評估的範疇應說明所有安全相關方面的場址設施設計、各種障壁提供的安全功能、場址管理措施、評估策略及法規符合性。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 地質處置-通用運轉安全證案-主報告(報告編號：NDA/DSSC/202/01)增列各種障壁提供的安全功能、場址管理措施及評估策略。
<p>5. 評估對象應說明關鍵群體的定義與相對於設施的位置與距離，及其假定的生活習性。</p>	
<p>二、處置系統描述：說明跟安全評估相關的處置系統資訊，此資訊應隨處置計畫的進展而逐步精進。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 物管局「104FCMA001-3」安全分析技術規範之研究參考 IAEA SSG-23 第 4.37-4.40 節，列出「處置系統界定」文字。惟 IAEA SSG-23 第 4.37-4.40 節原條文係以「處置系統描述」為大標題。目前依據 IAEA SSG-23 原條文精神，修改為「處置系統描述」，以符合原意。

<p>(一) 處置系統空間特性：</p>	
<p>1. 近場：廢棄物特性(例如數量與核種存量等)；工程障壁系統特性(例如處置容器、緩衝與回填材料、其他功能性結構與系統等)；開挖擾動帶範圍與特性。</p>	
<p>2. 遠場：天然障壁系統特性(例如地質、場址地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震等)。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 物管局「104FCMA001-3」安全分析技術規範之研究，列出「侵蝕速率」，係參考 IAEA SSG-23 第 4.37 節所訂。該因素應係考慮影響處置設施設計、建造及運轉時之場址特性因素，或是屬於淺地層地表處置安全評估的地表侵蝕問題。由於高放係採深層地質處置，因此某些地表作用僅會對運轉期間產生影響。建議刪除「侵蝕速率」。
<p>3. 生物圈：環境(例如氣候與大氣、水體、土壤、生態、處置設施所處地形與地理位置等)與人類活動特性(例如當地人口、人類活動等)。</p>	
<p>(二) 處置系統演化特性：</p>	
<p>1. 處置系統各組成的規格及其間的介面關係與可能的交互作用。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 IAEA SSG-23 第 4.38 節根據處置設施的類型，處置系統的描述應包括以下內容：
<p>2. 處置系統整體安全概念與安全功能。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 明確的系統組件規範與描述，以及其介面和不確定性；
<p>3. 處置系統在預期演化或可能事件影響下如何維持其安全功能</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 整體安全概念和安全功能的描述；
<p>4. 放射性、熱能、水力、應力、化學與生物對處置系統的可能影響機制。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 描述系統組件將如何能夠持續履行其指派的安全功能，無論是系統預期的演進或是可能性較低的事件；
<p>5. 處置系統隨時間演化可能產生的劣化或失效情況，及其不確定性。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 討論如何將管制或其他要求納入設施設計中的系統組件；
<p>6. 處置場址描述模型與演化，以及長期環境變遷對處置系統的影響。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 描述放射學，熱，液壓，機械，化工以及生物可能影響處置系統的過程；
<p>7. 放射性核種可能的傳輸特性與遷</p>	

<p>移路徑，含系統預期的演化或是可能性較低的事件。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 描述可能發生在系統組件之間的相互作用； ■ 描述廢棄物的空間異質性如何被納入考慮，包括不確定性； ■ 描述在系統組件的性質與行為中可能與時間相關的變化及其介面，包含組件如何劣化或失效以及不確定性； ■ 描述可能的環境變化與其對處置系統組件的影響； ■ 描述放射性核種可能的遷移路徑，無論是系統預期的演進或是可能性較低的事件。
<p>(三) 安全評估所需資訊：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 說明安全評估的數據來源。 2. 說明安全評估分析參數數據之不確定性與數據資料管理措施。 3. 說明場址特性資料取樣規劃(例如場址特性調查項目、取樣數量與位置等)，及場址特性調查資料之不確定性。 4. 未來處置設施區域內可能人類行為的資訊(例如該地區當前人類活動，礦產開採紀錄等)。 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 IAEA SSG-23 第 4.39 節所訂。原條文：處置系統的描述應提供安全評估所需的資訊，包括： <ul style="list-style-type: none"> ■ 管理系統將如何確保所有被使用與安全相關數據品質的概要； ■ 所有使用數據的來源(像是參考自直接量測與報告)； ■ 場址特性調查計畫(如樣本選擇，取樣位置)背後的理由—數據採集計畫應該反映來自之前基於後續反覆精進評估所需資訊的任何安全評估結論； ■ 描述已經被應用在場址特性調查、監測數據蒐集的技術，以及這些技術和數據的不確定性； ■ 描述放射性核種存量如何被估計以及與存量相關的不確定性； ■ 任何用於支持瞭解未來處置設施區域內可能人類行為的資訊(像是該地區目前的人類活動，礦業開採紀錄)。 • 物管局「104FCMA001-3」安全分析技術規範之研究，列出本條文，該本條文當初係參考 IAEA SSG-23 第 4.39 節所訂。4.39 節條文係為：任何用於支持瞭解未來處置設施區域內可能人類行為的資訊(像是該地區目前的人類活動，礦業開採紀

	錄)。 <ul style="list-style-type: none"> • 目前依據 SSG-23 第 4.39 節所訂重新修改本條文。並參考原條文歸類，移至三。
<p>三、運轉期間(封閉前)安全評估：</p>	
<p>(一) 非輻射安全評估：</p>	
<p>1. 常規危險至少分為 14 個危險組合，需要提出危險管理策略和穩健工程設計。至少包括：</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考法國 ANDRA Safety Options Report -Operating Part(DoS-Expl)(VOLUME III)報告，增加及修改危險組合項目內容。
<p>(1) 工作場所交通</p>	
<p>(2) 作業和載重</p>	
<p>(3) 結構坍塌與岩土崩落</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 增加「岩土崩落」文字，以具備「抽坍」之含義。
<p>(4) 設備/機械(儀器、設備失效)</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 報告內文字。以符合具有通風的要求。
<p>(5) 火災和爆炸</p>	
<p>(6) 爆裂拋射和爆炸後超壓</p>	
<p>(7) 空氣傳播的有害物質和空氣品質</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 修改為湧水符合工程常用用詞。
<p>(8) 湧水</p>	
<p>(9) 斷電、電氣危害</p>	
<p>(10) 噪音和震動</p>	
<p>(11) 施工作業運轉並行相衝突</p>	
<p>(12) 職業性災害</p>	
<p>(13) 監測系統失效</p>	
<p>(14) 設備老化</p>	
<p>2. 針對常規危險至少 14 個危險組合，處置設計和運轉操作需考慮符合消除、減少、隔離、控制、保護原則，提出所有合理可行的步</p>	

驟。

(二) 輻射安全評估：

1. 作業輻射劑量評估：評估運轉期間正常作業程式可能對工作人員及公眾造成的輻射劑量影響。說明運轉作業方式、傳輸機制、情節分析、人員曝露途徑及輻射劑量評估等。
2. 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程式，評估運轉期設備操作之安全性。

(三) 臨界狀態安全評估：分析設施在封閉前，廢棄物之接收、暫存、封裝、運搬與處置等作業，以及意外事故時，均能維持次臨界狀態。至少應說明：(1)臨界設計規範；(2)廢棄物性質；(3)臨界計算；(4)臨界基準驗證。

(四) 意外事故安全評估：應依據設計基準事件說明嚴重天然事件與人為誘發事件，而可能導致在建造與運轉同步時、或運轉期間發生的事故。

1. 處置設施於接收、暫存、封裝、運搬與處置廢棄物若發生作業失誤及功能失效的意外事件，導致工作人員和公眾造成潛在輻射劑量曝露的分析。

2. 嚴重天然事件的推估，應根據相關參數的歷史資料、實際資料、或相關自然作用上限值(或保守條件)的分析進行考量。

3. 超越設計基準事故分析，應就場址、設施及作業特性，合理地進行超越設計基準事故分析並提出

- 物管局「104FCMA001-3」安全分析技術規範之研究之版本文字。原版本係參考 10 CFR 63.2(1)~(2)；63.21(c)(5)；63.112(e)。及參考「乾貯導則」所訂。目前刪除核種兩字，保留原版本「傳輸機制」。

- 物管局「104FCMA001-3」安全分析技術規範之研究之版本文字：嚴重天然事件的推估，應根據相關參數的歷史資料、實際資料、或相關物理作用上限值的分析進行考量。
- 過去係將「物理」修改為「自然」。目前台電建議上限值較無法實質或量化定義，目前增加「或保守條件」。

<p>說明。</p>	
<p>4. 嚴重內部人為作業疏失誘發事件的推估。</p>	
<p>5. 嚴重外部人為誘發事件推估。</p>	
<p>(五) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用的方法、程式工具與重要參數。</p>	
<p>(六) 評估案例建構與分析：說明呈現於報告中的案例內容，及其考量因素。運轉期間安全評估應依廢棄物接收的最大能力與速率進行估算。</p>	
<p>(七) 評估結果：說明評估結果的涵義，比較不同案例的結果差異，並說明法規符合性。評估結果應包含敏感度及不確定性分析。</p>	
<p>四、封閉後安全評估：</p>	
<p>(一) 概念模型建構：</p>	
<p>1. 應根據場址特性與處置系統設計功能，經過合理分析，建立場址封閉後處置系統概念模型，並發展數值模式。</p>	
<p>2. 說明此概念模型中各種障壁及重要組成的空間分佈與尺寸，以及數值模式的基本假設、邊界條件與使用參數等。</p>	
<p>(二) 情節分析：</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 經團隊討論將正常情節與異常情節分析合併，名詞部分明確化且更簡潔說明，並將語句修正。
<p>1. 特徵、事件與作用：應判定可能影響高放處置設施長期安全的特徵、事件與作用，說明其理由與篩選結果，並將之組合成可能的合理情節。</p>	
<p>2. 正常情節：應界定處置系統隨時間正常或預期演化之情節。</p>	

<p>3. 異常情節：應界定因發生破壞性事件或作用而導致處置系統一項或多項障壁或安全功能全部或部分失效之情節。</p>
<p>4. 人類無意闖入情節：應界定因人類無意闖入處置系統而影響長期安全的情節。</p>
<p>(三) 臨界狀態安全分析：說明處置設施封閉後能維持次臨界狀態(包括意外事故)。</p>
<p>(四) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用的方法、程式工具、重要參數與資料庫。</p>
<p>1. 應採取實務可行的最佳技術做為安全評估的方法。</p>
<p>2. 評估方法應考量不確定性與參數變異性。</p>
<p>3. 所使用的程式工具應有適當的確認，例如跟其他程式的詳細輸出結果比對，及/或跟經驗觀察結果(例如實驗室測試、現地調查與天然類比)進行比較。</p>
<p>4. 安全評估所使用的重要參數應建立數位化資料庫並進行版次管理。</p>
<p>(五) 評估案例建構與分析：</p>
<p>1. 說明呈現於報告中的案例內容，及其考量因素。</p>
<p>2. 案例分析應包含各種障壁劣化造成安全功能減損與失效的分析。</p>
<p>3. 案例分析的時間尺度應達劑量峰值出現時間或至少達一百萬年。</p>
<p>4. 案例分析應包含所有的重要核種傳輸途徑與潛在的環境曝露途徑。</p>

(六) 評估結果：	
1. 說明處置場整體的安全分析及評估結果的涵義，比較不同案例的結果差異，並說明法規符合性。	<ul style="list-style-type: none"> • 根據台電公司建議:ICRP-122 報告，只有正常演化的情節其劑量曝露為規劃曝露，所計算之結果需與法規進行比較。
2. 評估結果應包含敏感度及不確定性分析。	

表 4-5 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則品質保證計畫專章(草案)條文及說明

條文	說明	
第九章、品質保證計畫		
<p>對安全重要及影響品質之相關作業，應建立管制程序以管制品質，並訂定有效之稽查與改正作業程序。品質管制程序應述明各權責單位與負責人員之責任劃分，須將分包商與製造商等納入品質管制範圍。品質保證計畫內容至少應包含下列各項：</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 考量品質保證計畫精神在於建立程序、區分與落實權責、並留存相關資料。 	
(一) 組織。		
(二) 品質保證計畫。		
(三) 設計管制。		
(四) 採購文件管制。	<ul style="list-style-type: none"> • 依核能品質保證系統 18 章之內容區分定義，(四)(五)(六)所述內容並不相同。(四)主要是管制採購行為與其成果品質、(五)主要是規範作業程序與相關紀錄要求、(六)主要是管理文件的發行與管制程序。章節名稱均採用核能品質保證系統 18 章之標題。 	
(五) 工作說明書、作業程序書及圖面。		
(六) 文件管制。		
(七) 採購材料、設備和服務之管制。		

(八) 材料、零件和組件的標識與管制。	
(九) 特殊製程管制。	
(十) 檢驗。	
(十一) 試驗管制。	
(十二) 量測及試驗設備管制。	
(十三) 裝卸、儲存及運輸。	
(十四) 檢驗、試驗和運轉狀況之管制。	
(十五) 不符合材料、零件或組件管制。	
(十六) 改正行動。	
(十七) 品質保證紀錄。	
(十八) 稽查。	

第五章、結論與建議

5.1 成果與結論

本(111)年度計畫工作範圍主要可分為兩部分。一為針對國際高放射性廢棄物最終處置相關文獻進行研析，並提出審查要項及建議，作為安全分析報告導則內容研擬之參考依據，包括國際組織所發表有關地質處置之安全導則、溝通文件、及技術報告等，以及各國高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的安全證案報告案例及研發報告等，進行擇要研析與審查要項建議；二為研提我國高放最終處置設施安全分析報告導則「設施之安全評估」及「品質保證計畫」專章(草案)章節架構，以及專章條文與說明內容。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. 經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)於 2012 年所發表的「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告，即 NEA No. 6923 號文件，進行研析討論與中文化。
2. 法國國家放射性廢棄物管理局(ANDRA)於 2016 年發表的《Safety Options Report》報告，包括《Safety Options Report – Post-Closure Part》及《Safety Options Report – Operating Part》。
3. 加拿大核能廢棄物管理組織(NWMO)於 2017 年發表的「結晶岩層中用過燃料處置場封閉後長期安全評估」(NWMO-TR-2017-02)技術報告。
4. 英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)於 2016 年發表的地質處置-通用處置系統安全證案概述及系列報告。
5. 日本原子力發電環境整備機構(NUMO)於 2021 年 11 月發表的「NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案」報告。

以上國際高放最終處置相關資訊的研析，尤其是各國高放最終處置計畫階段性安全證案之案例報告，具有很高的參考價值，對於年度工作目標專章的研擬，提供了直接的幫助。

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「設施之安全評估」及「品質保證計畫」兩專章，具體成果包括：

1. 針對我國高放射性廢棄最終處置設施安全分析報告「設施之安全評估」及「品質保證計畫」發展章節架構，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「設施之安全評估」及「品質保證計畫」專章(草案)條文內容初稿。
3. 邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊共同諮詢討論，彙整專家座談會之具體意見，透過研究團隊內部討論，進行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則專章內容之精進修訂，完成專章(草案)條文內容。

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、各國最終處置計畫安全證案案例等重要資訊，建構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；所提出的設施安全評估及品質保證計畫專章條文草案，足以作為持續發展完整安全分析報告導則的範例，有助於後續完成高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則全部內容，使我國放射性廢棄物相關管制法規趨於完備。

5.2 建議

本計畫研究過程中團隊成員歷經四次內部工作會議與專家座談會議，詳細討論高放最終處置設施安全分析報告導則「設施之安全評估」及「品質保證計畫」專章(草案)條文內容研擬，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. 本年度研析四個核能先進國家高放最終處置計畫階段性安全證案報告，顯示高放地質處置議題受到各國重視，持續投入資源進行相關研發工作，研究成果也持續發表與更新。我國除繼續關注國際相關動態，仍要求台電公司持續發展階段性安全證案報告(如 SNFD2025)，以符合國際趨勢的發展，取得最佳可行的技術，以推動國內高放最終處置計畫的長期發展。
2. 考量目前國際上對於高放射性廢棄物最終處置於場址特性描述、安全評估、安全證案等方面仍處於動態發展階段，因此建議安全分析報告導則章節內容宜採原則性陳述的簡要原則，以保持配合處置技術發展的彈性

空間，並符合未來安全證案發展的需求。

3. 安全證案(safety case)技術是近年國際上高放最終處置發展重點，本年度所研析的四個國家級計畫階段性安全證案報告案例，不僅顯示安全評估成果反覆論證的必要性，也說明透過對處置設施安全性的研發活動長期累積論據，是對最終處置安全建立信心的基礎。因此，國內高放最終處置計畫的長期研發工作，以及相應的計畫管制作為，需要持之以恆推動相關工作，以利我國整體處置計畫安全證案的發展。
4. 國際原子能總署(IAEA)於 2022 年 10 月發表新版「核安詞彙」(IAEA Nuclear Safety and Security Glossary)，提供各界應用，有助於相關名詞的了解與使用。

參考文獻

低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則，中華民國 105 年 09 月 02 日，
行政院原子能委員會會物字第 10500127031 號令修正發布。

低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則，中華民國 109 年 11 月 02
日，行政院原子能委員會會物字第 10900121554 號令訂定發布。

黃偉慶等，2020，109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究，原
能會物管局委託研究計畫成果報告，計畫編號：109FCMA004。

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。

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2014), *Reassessment of geological disposal technology based on the latest scientific knowledge: Geological environment characteristics and long-term stability of the geological environment*, Geological Disposal Technology WG, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity and Gas Industry Committee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2017), *Results of the examination of the requirements and criteria for the presentation of regional scientific characteristics of geological disposal (summarised by the Geological Disposal Technology WG)*, Geological Disposal Technology WG, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity and Gas Industry Committee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

AESJ (Atomic Energy Society of Japan), (2011), *Quality management report on radioactive waste for geological disposal: Functions of and requirements for vitrified highlevel radioactive waste necessary for final disposal*, Special Technical Committee for the Quality Management of Radioactive Waste Subject to Geological Disposal (in Japanese).

AESJ (Atomic Energy Society of Japan), (2019), *Report of the Special Review Committee on the NUMO safety case*, Special Review Committee on the NUMO Safety Case,
https://www.numo.or.jp/en/what/pdf/The_review_of_the_NUMO_safety_case.pdf
(accessed 2021-01-12).

Andra, (2005) *Évaluation de sûreté du stockage géologique – Dossier argile 2005*, Rapport Andra n° C RP ADSQ 04-0022,

<http://www.andra.fr/international/pages/en/dossier-2005-1636.html>.

- ANDRA, (2005), *Évaluation de la faisabilité du stockage géologique en formation argileuse. Dossier 2005 Argile: Évaluation de sûreté du stockage géologique.*
- ANDRA, (2016a), *Safety Options Report – Post-Closure Part*, ANDRA CG-TE-D-NTE-AMOA-SR2-0000-15-0062, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, France.
- ANDRA, (2016b), *Safety Options Report – Operating Part*, ANDRA CG-TE-D-NTE-AMOA-SR1-0000-15-0060, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, France.
- Architectural Institute of Japan, (2008), *AIJ (Architectural Institute of Japan) recommendations for fire resistant design of steel structures*, Maruzen Publishing.
- ASN, (2008), *Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde.*
- Babrauskas, V., (2003), *Ignition handbook*, Fire Science Publishers.
- Basic Subcommittee, Radiation Council, (2010), *Basic concepts of radiation protection related to burial disposal of solid radioactive wastes and clearance* (in Japanese).
- Becker, D-A., D. Buhmann, R. Storck, J. Alonso, J-L. Cormenzana, M. Hugli, F. van Gemert, P. O’Sullivan, A. Laciok, J. Marivoet, X. Sillen, H. Nordman, T. Vieno and M. Niemeyer, (2003), *Testing of Safety and Performance Indicators (SPIN)*, EUR 19965 EN, European Commission, Brussels.
- Becker, D-A., J-L Cormenzana, A. Delos, L. Duro, J. Grupa, J. Hart, J. Landa, J. Marivoet, L. Orzechowski, T.J. Schröder, A. Vokal, J. Weber, E. Weetjens and J. Wolf, (2009), *Safety Indicators and Performance Indicators*, <http://www.ip-pamina.eu/downloads/pamina3.4.2.pdf>.
- BMU, (2010), *Safety requirements governing the final disposal of heat-generating radioactive waste.*
- Bodenez P, K-J. Röhlig, F. Besnus, J. Vigfusson, R. Smith, V. Nys, G. Bruno, P. Metcalf, C. Ruiz-Lopez, E. Ruokola and M. Jensen, (2008), *European Pilot Study on the Regulatory Review of the Safety Case for Geological Disposal of Radioactive Waste, Safety Cases for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand?* , Symposium Proceedings, Paris, France, 23-25 January 2007, OECD/NEA, Paris.

- Brousse, B., (2005), *Technical report: part 2 fire safe design*, Thematic network FIT – Fire in tunnels.
- Chapman, N., Apted, M., Beavan, J., Berryman, K., Cloos, M., Connor, C., Connor, L., Jaquet, O., Litchfield, N., Mahony, S., Smith, W., Sparks, S., Stirling, M. and Wallace, L., (2009), *Development of methodologies for the identification of volcanic and tectonic hazards to potential HLW repository sites in Japan*, The Tohoku case study, NUMO-TR-08-03.
- Chapman, N., Apted, M., Beavan, J., Berryman, K., Cloos, M., Connor, C., Connor, L., Hasenaka, T., Jaquet, O., Kiyosugi, K., Litchfield, N., Mahony, S., Miyoshi, M., Smith, W., Sparks, S., Stirling, M., Villamor, P., Wallace, L., Goto, J., Miwa, T., Tsuchi, H. and Kitayama, K., (2009), *Development of methodologies for the identification of volcanic and tectonic hazards to potential HLW repository sites in Japan*, The Kyushu case study, NUMOTR-09-02.
- Chapman, N., Apted, M., Aspinall, W., Berryman, K., Cloos, M., Connor, C., Connor, L., Jaquet, O., Kiyosugi, K., Scourse, E., Sparks, S., Stirling, M., Wallace, L. and Goto, J., (2012), *TOPAZ project: Long-term tectonic hazard to geological repositories: An extension of the ITM probabilistic hazard assessment methodology to 1 Myr*, NUMO-TR-12-05.
- CNSC, (2006), *Regulatory Guide G-320 : Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management*, Canadian Nuclear Safety Commission, Ottawa, Canada.
- Connor, C., Connor, L., Jaquet, O., Wallace, L., Kiyosugi, K., Chapman, N., Sparks, S. and Goto, J., (2013), *Spatial and temporal distribution of future volcanism in the Chugoku Region*, NUMO-TR-13-03.
- Coordination Council on Basic Research and Development of Geological Disposal, (2013), *General basic research and development plan for geological disposal (FY2013–FY2017)* (in Japanese).
- Coordination Council on Basic Research and Development of Geological Disposal, (2014), *General basic research and development plan for geological disposal [Research and development map] (FY2013–FY2017)* (in Japanese).
- Coordination Council on Research and Development of Geological Disposal, (2020), *General research and development plan for geological disposal (FY2018–FY2022)*, revised in March 2020 (in Japanese).
- CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry), (1980), *Safety*

- demonstration test for dropping waste package*, (in Japanese).
- CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry), (1990), *Drop tests for assessing the integrity of vitrified waste*, Research material of CRIEPI, U90904 (in Japanese).
- CSA N286-12, *Management System Requirements for Nuclear Facilities*, Canadian Standards Association, Canada.
- ENSI, (2009), *Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case*, Guideline for Swiss nuclear installations, G03/e.
- Environmental Protection Agency, (1996), *40 CFR 194: Criteria for certification of the waste isolation pilot plant's compliance with the 40 CFR 191 disposal regulations : final rule*.
- Environmental Agency and Northern Ireland Environment Agency, (2009), *Geological disposal facilities on land for solid radioactive wastes*, Guidance on requirements for authorisation.
- FEPC (The Federation of Electric Power Companies of Japan) • JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute), (2005), *Second progress report on research and development for TRU waste disposal in Japan; Repository design, safety assessment and means of implementation in the generic phase*, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (in Japanese).
- Gierszewski P., L. Bailey, U. Noseck and J. Wollrath, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 4: “Modelling strategy”.
- Grolander, S. and Sara Grolander Miljökonsult AB, (2013), *Biosphere parameters used in radionuclide transport modelling and dose calculations in SR-PSU*, SKB, R-13-18.
- IAEA, (2000), *Application of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Waste Disposal Facilities (ASAM)*, IAEA, Vienna, Austria.
- IAEA, (2003), *Safety Indicators for the Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal*, Sixth report of the Working Group on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal, IAEA-TECDOC-1372, Vienna, Austria.
- IAEA, (2004), *Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities (ISAM)*, Vol. I – Review and Enhancement of Safety Assessment Approaches and Tools; Vol. II – Tests Cases, IAEA, Vienna, Austria.

- IAEA, (2005), *Natural Activity Concentrations and Fluxes as Indicators for the Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal. Results of a Coordinated Research Project*, IAEA-TECDOC-1464, Vienna, Austria.
- IAEA, (2005), *Assessment of defence in depth for nuclear power plants*, Safety Reports Series, No. 46.
- IAEA, (2006), *Geological Disposal of Radioactive Waste. Safety Requirements*, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4, Wien, 2006, [http:// www-pub.iaea.org/MTCD/publications/ PDF/Pub1231_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1231_web.pdf).
- IAEA, (2007), *IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*, Vienna.
- IAEA, (2008), *The management system for the disposal of radioactive waste*, Safety Guide, IAEA Safety Standards Series, No. GS-G-3.4.
- IAEA, (2011), *Disposal of radioactive waste, Specific Safety Requirements*, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5.
- IAEA, (2011), *Geological disposal facilities for radioactive waste, Specific Safety Guide*, IAEA Safety Standards Series, No. SSG-14.
- IAEA, (2011), *Disposal of radioactive waste, Specific Safety Requirements*, IAEA Safety Standards Series, No. SSR-5.
- IAEA, (2012), *The safety case and safety assessment for radioactive waste*, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series, No. SSG-23.
- IAEA, (2012), *Regulations for the safe transport of radioactive material 2012 Edition*, Specific Safety Requirement, IAEA Safety Standards, No. SSR-6.
- IAEA, (2013), *The safety case and safety assessment for the predisposal management of radioactive waste*, General Safety Guide, IAEA Safety Standards Series, No. GSG-3.
- ICRP, (1998), *Radiation protection recommendations as applied to the disposal of longlived solid radioactive waste*, Publication 81, Annuals of the ICRP, Vol. 28, No. 4.
- ICRP, (1999), *Radiation protection recommendations as applied to the disposal of longlived solid radioactive waste*, Publication 81, Annuals of the ICRP, Vol. 28, No. 4.
- ICRP, (2007), *The 2007 Recommendations of the International Commission on*

- Radiological Protection*, ICRP (International Commission on Radiological Protection), Publication 103, Annals of the ICRP 37:2-4.
- ICRP, (2008), *Nuclear decay data for dosimetric calculations*, Publication 107, Annals of the ICRP, Vol. 38, No. 3.
- ICRP, (2013), *Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste*, Publication 122, Annals of the ICRP, Vol. 42, No. 3.
- ISO 9001: 2008, *Quality Management Systems Requirements*, International Organization for Standardization.
- JAEA (Japan Atomic Energy Agency), (2015), *Preliminary assessment of geological disposal system for spent fuel in Japan: First progress report on direct disposal*, JAEA Research 2015-016 (in Japanese).
- JAEA (Japan Atomic Energy Agency) website: Knowledge Management System, http://kms1.jaea.go.jp/kmsif/kms_login.html (accessed 2016-07-01) (in Japanese).
- JAEA (Japan Atomic Energy Agency), (2018), *Report on technological developments for assessing and verifying disposal systems*, FY2017 Technological development project for geological disposal of high-level radioactive waste (in Japanese).
- Japan Institute of Metals and Materials, (1985), *Modern metallurgy course: Materials edition*, Vol. 4, Steel materials, Maruzen Publishing (in Japanese).
- Japan Society of Mechanical Engineers, (2014), *JSME mechanical engineers' handbook*, DVD-ROM, Maruzen Publishing (in Japanese).
- Japanese Standards Association, (2017), *JIS handbook*, Iron and steel I (Glossary/qualifications and certification/ inspections and tests/ steel for special purposes/ cast and forged products/ others) (in Japanese).
- Japanese Standards Association, (2017), *JIS handbook*, Iron and steel II (sticks, molds, plates and belts/ steel pipes/ wires and secondary products) (in Japanese).
- JNC, (Japan Nuclear Cycle Development Institute) (1999), *H12: Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan*, Supporting report 3: Safety assessment of the geological disposal system, JNC-TN1410 2000-004.
- JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute), (2005), *H17: Development and management of the technical knowledge base for the geological disposal of HLW: Knowledge management report*, JNC-TN1400 2005-022 (in Japanese).
- Kawamura, K., Koide, M. and Matsushita, K., (2014), *Evaluation of*

- temperature dependence of viscosity and crystallization time for Japanese HLW glass*, Transactions of the Atomic Energy Society of Japan, Vol. 13, No. 1, pp. 27-33 (in Japanese).
- Kikura, H., Watari, M., Mizobuchi, H. and Takatsuki, H., (2013), *Fundamentals of safe transportation of nuclear fuels*, revised, Aritomi, M. and Shimura, S. (supervisors), ERC Publishing Company (in Japanese).
- Lambers, B. and Thorne, M.C., (2006), *Using Sciences to create a better place: Initial radiological assessment methodology—part 2 methods and input data*, Environmental Agency, Science Report: SC030162/SR2.
- Makino, H., Sawada, A., Maekawa, K., Shibata, M., Sasamoto, H., Yoshikawa, H., Wakasugi, K., Koo, S., Hama, K., Kurikami, H., Kunimaru, T., Ishii, E., Takeuchi, R., Nakano, K., Saegusa, H., Takeuchi, S., Iwatsuki, T., Ota, K. and Seo, T., (2005), *A structure for the series of research activities ranging from site investigation and evaluation to mass transport analysis: A study using geological information from the Phase I Programmes (surface-based investigations) at two generic underground research laboratories (Research report)*, JNC TN1400 2005-021 (in Japanese).
- M. C. Thorne, (2006), *Screening of radionuclides for inclusion in post-closure biosphere assessment calculations*, Mike Thorne and associates limited report to United Kingdom Nirex Limited MTA/P0011c/2006-3, Issue2.
- Mano, T. and Otaka, H., (1991), *Drop tests of vitrified waste*, PNC TN1410 91-035 (in Japanese).
- Medri, C, (2015), *Human Intrusion Model for the Mark II Container in Crystalline and Sedimentary Rock Environments : HIMv2.1*, Nuclear Waste Management Organization Report NWMO TR-2015-04, Toronto, Canada.
- METI (Ministry of Economy, Trade and Industry), (2017), *On the “Coordination Council on Research and Development of Geological Disposal”*, *Coordination Council on Research and Development of Geological Disposal (1st Meeting), Document 1*, https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/chiso_shobun/pdf/001_01_00.pdf (accessed 2021-01-12) (in Japanese).
- Mönig J., L. Bailey, M. Capouet, A. Van Luik and S.D. Sevougian, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 6: “Treatment of uncertainties”.
- Nagra, (1985), *Project Gewähr 1985: Nuclear waste management in*

Switzerland: Feasibility studies and safety analysis, Nagra NGB 85-09.

Nagra, (2002), *Project Opalinus Clay : Models, codes and data for safety assessment : Demonstration of disposal feasibility for spent fuel*, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste, Nagra NTB 02-06.

Navarro, M., D. Ilett, F. Lemy, N. Marcos, B. Sagar and G. Wittmeyer, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 7: “Regulatory issues”.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Overview of the generic Disposal System Safety Case*, NDA Report no. DSSC/101/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Case - Main Report*, NDA Report no. DSSC/202/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Environmental Safety Case - Main Report*, NDA Report no. DSSC/203/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 1 - Non Radiological & Construction Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/311/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 2 - Normal operations Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/312/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 3 - Accident Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/313/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 4 - Criticality Assessment*, NDA Report no. DSSC/314/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Environmental - Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/315/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Post-closure Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/321/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

- NEA, (1991), *Disposal of Radioactive Waste: Review of Safety Assessment Methods*, OECD/NEA, Paris, France.
- NEA, (1997), *Lessons Learnt from Ten Performance Assessment Studies*, OECD/NEA, Paris, France.
- NEA, (1999), *Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories: Its Development and Communication*, OECD/NEA, Paris, France.
- NEA, (2004), *Post-closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose*, NEA Report No. 3679, OECD/NEA, Paris, France.
- NEA, (2007a), *Programme of Work for the NEA Integration Group for the Safety Case (2007-2011)*, NEA/RWM/IGSC(2007)16/REV1.
- NEA, (2007b), *Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal. Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria*, OECD/NEA, Paris, France.
- NEA, (2009), *International Experiences in Safety Cases for Geological Repositories (INTESC)*, OECD/NEA, Paris, France.
- NEA, (2012), *Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste*, NEA No.6923, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA/OECD, (2021), *Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Ten Years On: Progress, Lessons and Challenges*. OECD 2021, NEA No. 7558.
- NFT (Nuclear Fuel Transport), *Spent fuel transport vessels*, <http://www.nft.co.jp/equipment/equipment1.html> (accessed 2020-12-24) (in Japanese).
- Noseck, U., A. Hedin, J. Marivoet, W. Miller, M. Navarro, K-J. Röhlrig, A. Vokal and J. Weber, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 5:“Indicators for safety assessment”.
- NSC (Nuclear Safety Commission of Japan), (2004), *Common significant matters in the safety regulations for radioactive waste disposal (in Japanese)*.
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2007), *Structured approach and requirements management for phasal business promotion*, NUMO-TR-07-01 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2011), *Technology and safety for geological disposal of low-level radioactive waste, Explanatory document*

- for the “Overview of repositories”, NUMO-TR-10-03 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2011), *Technology and safety for geological disposal of low-level radioactive waste (Annex): Explanatory document for the “Overview of repositories”*, NUMO-TR-10-04 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2011), *Development of safety assessment technologies for geological disposal projects (II): Advances in the nuclide migration analysis model*, NUMO-TR-10-10 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2011), *Technologies for requirements management for geological disposal*, NUMO-TR-10-12 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2013), *Safety of the geological disposal project 2010*, NUMO-TR-13-05.
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2013), *Technological development plan for a geological disposal project: Technological development for the conceptual research phase and the detailed survey phase*, NUMO-TR-13-02 (in Japanese).
- NUMO, (2017), *TOPAZ Project Long-term Tectonic Hazard to Geological Repositories - Toward practical application of the ITM-TOPAZ methodology.*, NUMO-TR-16-04, February 2017.
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2018), *Technological development plan for a geological disposal project (FY2018–FY2022)*, NUMO-TR-18-01 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2020), *Current state of technological development, Coordination Council on Research and Development of Geological Disposal (5th Meeting)*, Document 3-2, https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/chiso_shobun/pdf/005_03_02.pdf (accessed 2021-01-12) (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2020), *Technological development plan for a geological disposal project (FY2018-FY2022)*, revised edition, NUMO-TR-20-05 (in Japanese).
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan), (2020), *Why geological disposal?*, NUMO-TR-20-04 (in Japanese).
- NUMO, (2021), *The NUMO Pre-siting SDM-based Safety Case*, Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO), NUMO-TR-21-01, November 2021,

Japan.

NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) website: Cooperative relationships with domestic and international institutions,

https://www.numo.or.jp/about_numo/technical_co_operation/ (accessed 2021-01-12) (in Japanese).

NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) website: Principles for assuring safety in geological disposal,

https://www.numo.or.jp/kagakutekitokusei_map/pdf/anzen_a4.pdf (accessed 2021-01-12) (in Japanese).

NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) website: Explanatory meeting for external experts regarding “NUMO safety case: Realisation of safe geological disposal of high-level radioactive waste and TRU waste in Japan” (Review edition),

<https://www.numo.or.jp/technology/techpublicity/lecture/190906.html> (accessed 2021-01-12)(in Japanese).

NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) website: Dialogue-based meetings on final disposal of high-level radioactive waste,

<https://www.numo.or.jp/taiwa/2018/> (accessed 2021-01-12) (in Japanese).

NWMO, (2011), *Postclosure Safety Assessment*, NWMO DGR-TR-2011-25.

NWMO, (2014), *APM Deep Geological Repository Project Quality Assurance Documents*, Nuclear Waste Management Organization List APM-LIST-08133-0001-R001, Toronto, Canada.

NWMO, (2016), *APM Design and Technical Project Quality Plan*, Nuclear Waste Management Organization Plan APM-PLAN-01913-0222-R000, Toronto, Canada.

NWMO, (2017), *Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Crystalline Rock*, NWMO-TR-2017-02, Toronto, Canada.

OECD/NEA, (2009), *Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste*, NEA No. 6424.v

OECD/NEA, (2011), *Spent nuclear fuel assay data for isotopic validation state-of-the-art report*, NEA/NSC/WPNCS/DOC(2011)5.

OECD/NEA, (2012), *Methods for safety assessment of geological disposal facilities for radioactive waste*, NEA No. 6923.

- OECD/NEA, (2013), *The nature and purpose of the post-closure safety cases for geological repositories*, NEA/RWM/R (2013)1.
- OECD/NEA website: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_31093/expert-group-onoperational-safety-egos (accessed 2021-01-12).
- OECD/NEA website: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_29865/idkm-of-radioactivewaste-management (accessed 2021-01-12).
- OECD/NEA website: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_40376/stakeholder-confidencein-radioactive-waste-management (accessed 2021-01-12).
- OECD/NEA, (2020), *International roundtable on the final disposal of high-level radioactive waste and spent fuel*, summary report, message on international co-operation from high-level government representatives, NEA No. 7529.
- Ogata, H., (2009), *Uncertainty in risk analysis*, *Japanese Journal of Risk Analysis*, Vol. 19, No. 2 (in Japanese).
- PAMINA, (2006-2009), *European Project PAMINA (Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case)*, <http://www.ip-pamina.eu/>.
- POSIVA, (2008), *Safety case plan 2008*, POSIVA 2008-05.
- Posiva, (2013), *Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto—Models and data for the repository system 2012*, Posiva 2013-01.
- Posiva, (2014), *Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto radionuclide transport and dose assessment for humans in the biosphere assessment BSA-2012*, Posiva 2012-31.
- Röhlig K-J. and E. Plischke, (2009), *Review of Existing Fully Probabilistic Assessments: The Regulator's Perspective on the PSA Approach*, PAMINA Milestone M2.2.E.5, www.ippaminaeu/downloads/pamina.m2.2.e.5.pdf
- Röhlig, K-J., L. Griffault, M. Capouet, H. Makino, N. Marcos, P. Smith, A. Vokal and J. Wollrath, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 3: “System description and scenarios”.
- Sandia National Laboratories, (2007), *Radionuclide Screening*, ANL-WIS-MD-000006 REV 02, DOC.20070326.0003, ACN-001, DATED 05/18/2007, March 2007.
- Savannah River National Laboratory, (2015), *Waste Isolation Pilot Plant technical assessment team report*, SRNL-RP-2014-01198.

- Schneider, J., L. Bailey, L. Griffault, H. Makino, K-J. Röhlig and P.A. Smith, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 2: “Safety assessment and safety case flowcharts”.
- SKBBF, (1983), *KBS 3 – Final storage of spent nuclear fuel*, Swedish Nuclear Fuel Supply Co/Division KBS (SKBF/KBS), available through Svensk Kärnbränslehantering AB.
- SKB, (2006), *Long-term Safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar – A First Evaluation*, Main report of the SR-Can project, SKB TR-06-09, Svensk Kärnbränslehantering AB, <http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-06-09webb.pdf>.
- SKB, (2010), *Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site*, Swedish Nuclear and Waste Management Company Technical Report TR-10-53, Stockholm, Sweden.
- SKB, (2010), *Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site*, SKB TR-10-50.
- SKB, (2011), *Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark*, Main report of the SR-Site project, Volume III, SKB TR-11-01.
- Smith, G.M., Watkins, B.M., Little, R.H., Jones, H.M. and Mortimer, A.M., (1996), *Biosphere modeling and dose assessment for Yucca Mountain*, EPRI TR-107190.
- Suzuki, S., Kubota, S., Hyodo, H. and Fujihara, H., (2015), *Assuring operational safety of a Japanese geological repository*, *Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (Global 2015)*, Paris, France, 20-24 September 2015, Paper 5290, pp. 2286-2291.
- SSM, (2008), *The Swedish radiation safety authority’s regulations concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste*, SSMFS2008:21.
- The European Parliament and the Council of the European Union, (2010), *Directive 2010/75/EU of the European Parliament and of the Council of 24 November 2010 on industrial emissions (integrated pollution prevention and control)*, <http://data.europa.eu/eli/dir/2010/75/oj> (accessed 2021-10-29).
- Umeki, H., Osawa, H., Naito, M., Nakano, K. and Makino, H., (2006), *Fundamental concept of knowledge management system of geological disposal technology*, JAEA Research 2006-078 (in Japanese).

- Umeki, H., Hioki, K., Osawa, H., Fujita, T., Shibata, M., Makino, H., Iwatsuki, T., Takeuchi, S. and Ishimaru, T. (Editors), (2011), *Synthesis Report on R&D results on geological disposal up to 2009: CoolRep H22*, JAEA-Review 2010-073 (in Japanese).
- Umeki, H., Fujiyama, T., Nishikawa, S. and McKinley G. I., (2019), *Advanced KM: Sine qua non for holistic management of radioactive waste*, Proc. IHLRWM 2019, Knoxville, TN, April 14-18, 2019, pp. 83-90.
- U.S. DOE, (1996), *40 CFR Part 191: Compliance certification application for the waste isolation pilot plant*, DOE/CAO 1996-2184.
- U.S.DOE, (2014a), *Waste Isolation Pilot Plant recovery plan*.
- U.S.DOE, (2014b), *Accident investigation report*, Underground salt haul truck fire at the Waste Isolation Pilot Plant February 5, 2014.
- U.S.DOE, (2014c), *Accident investigation report*, Phase 1, Radiological release event at the Waste Isolation Pilot Plant, February 14, 2014.
- U.S.DOE, (2015), *Accident investigation report*, Phase 2, Radiological release event at the Waste Isolation Pilot Plant, February 14, 2014.
- U.S.DOE, (2016), *Safety evaluation report*, DOE/WIPP 16-3565. assessing the integrity of vitrified waste, Research material of CRIEPI, U90904 (in Japanese).
- U.S.DOE, (2018), *WIPP recovery: Plans and reports*, http://wipp.energy.gov/wipprecovery-plans_reports.asp (accessed 2020-03-24).
- U.S.NRC, (2016), *10 CFR Part 63: Disposal of high-level radioactive wastes in a geologic repository at Yucca Mountain*, Nevada.
- Umeki, H., Osawa, H., Naito, M., Nakano, K., Makino H. and McKinley G. I., (2008), *Knowledge management: the cornerstone of a 21st century safety case*, Proc. OECDNEA/EC/IAEA Int. Symp. Safety Cases for the Deep Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand?, Paris La De´fense, France, January, 2007.
- Umeki, H., Hioki, K., Takase H. and McKinley G. I., (2009), *Overview of the JAEA KMS supporting implementation and regulation of geological disposal in Japan*, Proc. ICEM’ 09, Liverpool, UK, October, 2009.
- Umeki H. and Takase H., (2018), *Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste: Chap. 19: Application of knowledge management systems for safe geological disposal of radioactive waste*, Ahn, J. and Apted, J. M., 2nd Ed., Woodhead Publishing Limited.

Van Luik A., E. Forinash and N. Marcos, (2011), *OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA)*, Issue Paper No. 1: “Safety assessment in the context of the safety case”.

Vigfusson, J., J. Maudoux, P. Raimbault, K-J. Röhlig and R.E. Smith, (2007), *European Pilot Study on the Regulatory Review of the Safety Case for Geological Disposal of Radioactive Waste Case Study: Uncertainties and their Management*, January 2007. See: www.grs.de/module/layout_upload/europe_pilot_uncertainty_final.pdf

Winterle, J.R. and A.C. Campbell, (2008), *Perspectives on Developing Independent Performance Assessment Capability to Support Regulatory Reviews of the Safety Case, Safety Cases for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand? Symposium Proceedings*, Paris, France, 23-25 January 2007, OECD/ NEA, Paris, France, pp. 313-320.

Yamashina, K., Suzuki, S. and Kubota, S., (2017), *Pre-closure safety assessment in safety case development*, the proceedings of IHLRWM 2017, Charlotte, NC, April 9-13, 2017, pp.741-749.

支援報告(SRs)

SR 2-1 Definition of specified waste for geological disposal

SR 2-2 Characteristics and quantity of waste (HLW)

SR 2-3 Waste inventory for design and safety assessment

SR 2-4 Characteristics and quantity of waste (TRU)

SR 2-5 The concept of waste acceptance criteria

SR 2-6 The approach to environmental conservation

SR 2-7 The concept for monitoring

SR 2-8 Managing uncertainty

SR 2-9 Assessment of the reliability of numerical analyses

SR 5-1 Evaluation of direct irradiation and skyshine from the HLW surface facility

SR 5-2 Evaluation of direct irradiation and skyshine from the TRU waste surface facility

SR 5-3 Evaluation of HLW overpack impacts

SR 5-4 Evaluation of TRU waste package impacts

SR 5-5 Assessment of fuel fires

SR 5-6 Evaluation of tyre fires

SR 5-7 Impact of a tyre fire on HLW overpacks

SR 5-8 Impact of a tyre fire on TRU waste packages

SR 5-9 Calculations of physical impact by a methane gas explosion

SR 5-10 Evaluation of temperature rise in the HLW buffer store due to loss of ventilation

SR 6-1 Biosphere assessment models and parameters

SR 6-2 Time period for safety assessment

SR 6-3 International approach to scenario section and setting performance goals

SR 6-4 NUMO FEP list

SR 6-5 FEP screening and integration

SR 6-6 Safety function diagrams used for scenario construction

SR 6-7 Factor analysis diagrams

SR 6-8 Process analysis used for impact assessment

SR 6-9 Impact analysis tables for safety functions

SR 7-1 The concept of complementary performance indicators

SR 7-2 Evolution of radioactivity in components of the geological disposal system

SR 7-3 Evolution of radiotoxicity in components of the geological disposal system

SR 7-4 Alternative indicator of release: potential radiotoxicity in river water

SR 7-5 Natural analogues

SR 7-6 History of external review

附錄 1

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及設計之審驗與 管制技術研究 - 專家座談會議記錄



時間：111 年 10 月 21 日 星期五 AM 10:00

地點：Google meet 線上視訊會議

主持人：黃偉慶教授

出席人員：黃慶村、鄭武昆、魏聰揚、曾雅真、魏昌錫、林正中、紀立民、王士榮、周冬寶、林文勝、林善文、邱永嘉、黃蕙珠、楊長義、林伯聰、鍾沛宇、鄭敬瀚、王清鍾、梁興樑

紀錄：羅欣蕙

頁數：3

一、主持人簡報(10:00 起)。

二、座談會議討論及專家建議事項(10:15 起)：

針對高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則第七章「設施之安全評估」及第九章「品質保證計畫」章節(草案)條文，專家提出問題與建議。

(一)、曾雅真教授

1. 第七章安全評估之目的與範疇部分，安全評估分類的部分是否涵蓋分期施工交錯期？針對封閉前與封閉後，是否有需要增列施工運轉封閉交錯期的安全評估。

→**鄭武昆先生建議**：針對施工與運轉同步的部分已在先前完成導則第四章第二節的第二項、第五章第一節的第二項都有所提及，因此建議於第七章修訂部分相關文字內容，配合之前已完成的部分可交代這部分。

2. 導則第七章建議增列「再取出」與「再封閉」之安全評估要項。

3. 導則第七章第四節的第五項，建議參考 IAEA 之 SSR-4 內容修正環境安全特性的不利影響來進行修正。

→**鄭武昆先生建議**：針對「再取出」部分，先前完成導則第三章第九節有包括相關說明，更詳細的部分建議於未來研擬”審查導則”時再詳加說明與加強。

4. 導則第九章品質保證計畫名稱是否依據 IAEA 建議格式調整為”最終處置設施管理系統”？

(二)、黃慶村先生

導則裡面參考各國相關規定，在 IAEA 安全要求地質處置的安全要求須具備被動安全，故建議導則部份納入相關要求，對被動安全性有所描述。

→魏聰揚先生提出建議：被動安全(Passive Safety)，Passive 因翻譯上的差異，建議團隊再注意陳述時要如何讓民眾更為瞭解。

(三)、魏聰揚先生

導則第七章部分條文建議修訂文字內容，讓架構更為完整。第四節的第二項與第三項情節分析名詞做更簡潔的說明，第六項評估結果建議增加整體分析。第九章第三節的第二項品質保證計畫是否重複？第四項採購文件管制、第五項工作說明書與第六項文件管制，這三者是否有重疊或有所區別，建議釐清。

(四)、紀立民先生

1. 第七章第四節的第二項與第三項，情節分析於封閉後安全評估所佔權重不是很大一部份，正常情節與異常情節分析可以合併，權重適合且邏輯上也較清晰，名詞部份明確化，目前文字寫的高機率、低機率並沒有一個明確方法去定義，所以建議語句再做修正。
2. 今年 10 月 IAEA 發布核子安全與保安辭彙更新版，針對處置系統、處置設施、安全分析等相關名詞有可參考定義，建議辭彙更新版納入後續研究範疇。

(五)、鄭武昆先生

第七章第三節的第三項，建議參考乾式貯存設施安全分析報告導則增加說明。

(六)、魏昌錫先生

1. 導則中名詞用語盡量與常見法規用語一致，以便之後解讀。
2. 目前最終處置於芬蘭、瑞典進度較領先，法國加拿大英國日本進度是較後面的，法規是否有著重哪部份？北歐國家的做法也建議列入考量。

(七)、物管局及台電公司提供之書面意見，如附件 1 及附件 2 所示。

三、總結

針對各位專家所提出導則專章條文內容之問題與修正建議，將由研究團隊成員討論後於後續工作會議中修訂確認，完成之修訂版再送請與會專家指正。

四、散會(11:24)。

專家座談會議錄影檔連結

<https://drive.google.com/file/d/1X7ZkyjPrBCHPFdv5izm2MAH48QjEdNq7/view?usp=sharing>

附件 1 - 物管局提供修正意見

高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則第七章及第九章

修正意見

1. 本會近年訂定之導則，架構多數未有附件 2 之「依據、目的、報告內容概要、修改」等部分，而是直接以附件 2 之附錄為導則本體，建請研訂單位參酌。
2. 草案第七章三、運轉期間（封閉前）安全評估，修正意見如下：
 - (1) 本節既有「非輻射安全評估」小節，即看似對於輻射採用二分法，理應有「輻射安全評估」乙小節之存在。
 - (2) 相對於「意外事故安全評估」者即為「正常運轉安全評估」。另非輻射安全評估、輻射安全評估及臨界安全評估均為「正常運轉安全評估」之範疇（因臨界安全評估係指在正常運轉下維持次臨界狀態，故屬正常運轉安全評估之一環）。
 - (3) 綜上，建議分類如下：非輻射安全評估、輻射安全評估、臨界安全評估、意外事故安全評估等類別。另原草案內容亦應依上述分類進行調整。
3. 草案第九章一及二，內容應可包括在三內。建議參考低放處理、低放貯存或乾式貯存等安全分析報告導則作法，以一段緒言說明訂定品保計畫之目的做為本章開頭。
4. 草案多處提及「安全分析」與「安全評估」，建議重新檢視並確認其適用之範圍。
5. 「(三)安全評估數據資料品質」與「二、處置系統界定」關聯性相較薄弱，且草案另有品質保證計畫乙節，建議調整其內容。
6. 草案多處提及相關文件名稱如「場址特性資料取樣計畫」、「綜合危險日誌」等，無法釐清其文件之來源依據與內容，建議進行調整、修正。

附件 2 - 台電公司提供修正意見

2022 高放導則專家座談會議

建議事項

項次	條目	原文內容	建議
1	第七章、一、(一)	安全評估之目的：說明安全分析之目的。	安全評估跟安全分析定義上仍有差異，最新 IAEA(2022) 核子安全與保安詞彙 (IAEA Nuclear Safety and Security Glossary) 中有加以定義，建議需進一步釐清，並建議內文統一，避免混淆。
2	第七章、一、(一)、1	證明設施運轉期間，廢棄物可以安全的進行處置作業。	建議參考修改為「證明設施運轉期間，人員與機具能夠安全執行廢棄物處置作業」。
3	第七章、一、(一)、2	證明設施運轉期間，處置系統能保護工作人員與一般公眾。	建議參考修改為「證明設施運轉期間，處置系統能夠提供工作人員安全施工環境，並避免一般民眾接受超過法規標準之游離輻射」。
4	第七章、一、(一)、4	處置系統能保護一般公眾與無意闖入的個人	(1) 保護一般公眾的意義與第七章、一、(一)、3 重複。 (2) 另處置設施無法保護無意闖入的人，而是透過選址來降低無意闖入的可能性以及闖入後所受的危害程度。 (3) 建議刪除第七章、一、(一)、4。
5	第七章、一、(二)、2 及 第七章、四、(五)、3	應分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後時期的安全評估。封閉後時期之評估時間尺度應達劑量峰值出現時間且至少達一百萬年。 案例分析的時	根據過往評估經驗，在部分情節下，於處置設施封閉後 100 萬年時，當地質圈之條件不變，部分自用過核子燃料釋出之放射性核種釋出至生物圈時，其所造成的年有效劑量可能仍未達峰值；然而，在長遠時間下，用過核子燃料中的鈾活度於處置設施封閉後 100 萬年內可降至與天然鈾活度近似，但處置設施及其外圍地質條件或地景/地貌的不確定性將隨時間上升，評估的意義也將逐漸降低，此情況也在 IAEA 的 SSG-23 報告 (Page 76) 中被提及。

		間尺度應達劑量峰值出現時間且至少達一百萬年。	因此，建議修改為「封閉後時期之評估時間尺度應達劑量峰值出現時間或至少達一百萬年」。 第七章、四、(五)、3 建議一併修改。
6	第七章、一、(二)、2	2. 應分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後時期的安全評估。封閉後時期之評估時間尺度應達劑量峰值出現時間且至少達一百萬年。	過去曾要求將「運轉」改用「營運」一詞，建議確認本審查導則是否須比照？
7	第七章、一、(二)、5	5. 評估對象應說明輻射劑量接受者的定義與相對於設施的位置與距離，及其假定的生活習性。	參考 BIOMASS 方法論，輻射劑量接受者建議修訂為「潛在曝露群體」。
8	第七章、二	處置系統演變特性	過去慣用「演化」一詞，建議「演變」修訂為「演化」，並檢視全文並修訂一致。
9	第七章、二、(一)	1. 近場：廢棄物特性(例如數量與核種存量等)；工程障壁系統特性(例如處置容器、緩衝與回填材料、其他功能性結構與系統等)；開挖擾動帶範圍與特性。 2. 遠場：天然障壁系統特	1.建議應明確界定「近場」、「遠場」、「生物圈」的範圍定義。 2.建議確認遠場系統特性是否針對材料"物理特性"描述，「侵蝕速率」為"作用特性"，相較於其他"物理特性"顯得較不一致。

		性(例如地質、地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震、侵蝕速率等)。	
10	第七章、二、(一)、2	遠場：天然障壁系統特性(例如地質、地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震、侵蝕速率等)。	建議釐清「地表水文」屬遠場或是生物圈的環境。
11	第七章、二、(二)、4	放射性、熱能、水力、應力、化學與生物對處置系統的可能影響機制。	建議「放射性」修訂為「輻射」。
12	第七章、二、(二)、8	處置設施區域內未來可能人類行為評估，以及當前人類活動，過去礦產開採紀錄等。	據國際文獻對未來人類活動的說明，因科技與社會變化快速(以幾十至百年的時間尺度在變化)，只能以現今人類的行為為代表去模擬未來人類的行為，無法進行預測或評估。
13	第七章、三、(一)、	(一) 非輻射安全評估：	建議確認是否已考量隧道工程相關危害項目，如：抽坍、岩爆、通風與湧水等。
14	第七章、三、(二)、1	1. 作業輻射劑量評估：評估運轉期間正常作業程序可能對工作人員	此段為正常運轉安全評估項下論述，而正常運轉期間應不涉及核種傳輸。

		及公眾造成的輻射劑量影響。說明運轉作業方式、核種傳輸機制、情節分析、人員曝露途徑及輻射劑量評估等。	
15	第七章、三、(三)、1	1. 處置設施於接收、暫存、封裝、運搬與處置廢棄物若發生作業失誤及功能故障失效的意外事件，導致工作人員和公眾受到造成潛在輻射劑量曝露的分析。	故障和失效若有不同的定義，建議修訂為「功能故障或失效」。若兩者的定義相同，建議修改為「功能失效」。
16	第七章、三、(三)、2	2. 嚴重天然事件的推估，應根據相關參數的歷史資料、實際資料、或相關自然作用上限值的分析進行考量。	此論述「自然作用上限值」較無法實質或量化定義，建議修訂「自然作用保守條件」進行論述。
17	第七章、四、(一)、1	1. 應根據場址與處置系統特性，經過合理分析，建立場址封閉後處置系統概念模型，並發展數值模式。	1.安全評估的概念模型，應該建立在場址描述模型與處置設施工程設計的結果下，故建議修改為「應根據場址特性與處置設施設計結果，經過合理分析，建立場址封閉後處置系統概念模型，並發展數值模式」。

18	第七章、 四、(一)、2	2.說明此概念 模型中各種障 壁及重要組成 的空間分布與 尺寸，以及數 值模式的基本 假設、邊界條 件與指定參數 等。	「指定參數」是否有特別意涵，若有， 建議定義之。
19	第七章、 四、(二)； 第七章、 四、(三)	(二) 正常情節 分析 (三)異常情節 分析	目前相關用詞使用「設計基準情節」、 「非設計基準情節」，建議納入
20	第七章、 四、(三)	(三) 異常情節 分析：	此情節分類是因為存在演化之不確定性 所設置的情節，故各國通常稱為 Less- likely /Altered evolution /Variant/Additional 情節，較不會稱之異 常情節，建議修訂為變異情節或進一步 討論修訂。
21	第七章、 四、(三)、1	1. 應考慮較 高機率事件 可能導致的異 常情節(或稱 變異情節)。	以演化的可能性來說，會出現較高機率 的事件應歸類在正常情節中進行探討， 而非直接歸類於異常情節中。 可參考 NEA(2016), Scenario Development Workshop Synopsis.
22	第七章、 四、(四)	評估方法應含 機率式評估方 法	未來評估最佳技術不一定是機率式評估 方法，建議文字上保留彈性。
23	第七章、 四、(六)、1	1. 說明評估 結果的涵義， 比較不同案例 的結果差異， 並說明法規符 合性。	根據 ICRP-122 報告，只有正常演化的情 節其劑量曝露為規劃曝露，所計算之結 果需與法規進行比較(故上述異常情節中 的高機率情節才建議放在正常情節中)， 其他低機率的變異情節，其所造成的曝 露可視為緊急曝露或既存曝露。
24	第九章、 三、(十)	檢驗	建議參考原能會備查之「核能營運品質 保證方案」，將第九章、三、(十)「檢 驗」修訂為「檢驗要求」。
25	全文	、與	建議刪除「、」。

附錄 2

高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則草案研擬

第一章、綜合概述

第二章、場址之特性描述

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

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

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

(二) 範疇界定：說明調查項目、調查範圍與調查頻率的界定原則。

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

(四) 場址適宜性準則：說明評定場址適宜性的準則。

二、一般場址特性：說明場址及附近地區可能影響高放處置設施運轉與封閉後長期安全之背景環境資訊，以及相關參數之不確定性、可信度之評估結果。

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

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

動地形)。

- (三) 氣象：說明場址附近之氣象資料，包括風向、風速、溫度、濕度、降水量、降水強度、颱風、蒸發量、氣壓、日照時間、日射量等歷史紀錄，並提供有紀錄以來之年平均值及極端值。
- (四) 地質與地震：說明場址及附近地區之地層、地體構造、區域之線性構造、活動斷層、歷史地震等之調查成果等，並說明斷層與地震危害度之調查及評估方法。
- (五) 地表水文：說明場址及附近地區之地表水體水文、水質特性、水資源使用狀況及其調查方法。
- (六) 地下水文：說明場址及附近地區之地下水文及水文地質(如：地下水流速與流向、地下水補注與流出、水文地質架構與水文地質參數等等)、水質特性、水資源使用狀況等資料及其調查方法。
- (七) 地球化學：說明場址及附近地區之可能影響場址安全及核種遷移之水化學、土壤與岩石之分類組成及地球化學特性，以及相關之地化模擬資料。地球化學調查因子涵蓋場址及附近地區之無機質成分、有機質含量、氧化還原電位、酸鹼值、分配係數、遲滯因子、離子交換能力、放射性核種之溶解度與化學型態、價數與性質等。
- (八) 天然資源：說明場址及附近地區之既有與潛在之重要地下天然資源，包含礦產與地下水資源等。
- (九) 生態：說明場址及附近地區之生態調查資料，包括主要生物種類、數量、分布、組成、棲息地，及可能影響處置場安全之生物活動與人為活動等。
- (十) 輻射背景偵測：說明場址及附近地區之運轉前環境輻射背景偵測結果及偵測方法。
- (十一) 大地工程特性：說明場址及附近地區之大地工程特性與測量方法，並界定影響處置設施設計、建造、運轉、與封閉之地工參數，包含土壤

與母岩的幾何型態(深度、厚度、延伸範圍)，以及母岩的熱力學、滲透性、傳輸特性、力學、核種遲滯性質等。

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

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

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

(一) 地質學：說明處置場址地質模型建置之方法和結果。

(二) 水文地質：說明處置場址水文地質模型建置之方法和結果。

(三) 水文地球化學：說明處置場址水文地球化學模型建置之方法和結果。

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

(五) 母岩之傳輸特性：說明處置場址母岩之傳輸特性模型建置之方法和結果。

(六) 地表生態系統：說明處置場址地表之生物圈生態系統描述模型(例如：農林漁牧業活動、土地使用型態、生態系統調查與地景等等)之方法和結果。

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

(一) 地震。

- (二) 活動斷層。
- (三) 火山。
- (四) 海嘯。
- (五) 洪水。
- (六) 崩塌滑動與土石流。
- (七) 侵蝕與沖刷。
- (八) 地殼變動與海平面變動(含冰河作用與氣候變遷之影響)。
- (九) 其他場址特性因素等。

第三章、設施之設計基準

一、設計目標與功能需求：說明處置設施之設計基準、設計要項與設計規格等。

(一) 設計準則：高放處置設施之設計準則，至少包括下列：

- 1. 法規依據。
- 2. 輻射安全：保護工作人員、一般大眾以及其他物種，使不受輻射傷害。

(二) 安全功能：以深層地質處置與多重障壁之整合設計隔離廢棄物並遲滯核種釋出，並能抵抗天然事件及防止人類未來活動無意闖入處置設施。包括下列：

- 1. 運轉期間處置設施安全功能目標。
- 2. 封閉後處置系統安全功能目標。

(三) 影響設計的因素與設計基準：說明高放處置設施對於各類影響因素之設計基準考量，包括下列各項：

- 1. 廢棄物因素：包括廢棄物的輻射與衰變熱特性、設施接收與處置作業能力等。
- 2. 場址特性因素：包括場址的地形、水文與地質等環境條件。
- 3. 天然事件/作用因素：天然事件/作用可能對運轉期間與封閉後長期安全導致的危害。

4. 作業影響因素：施工及運轉作業的安全性，且作業需避免損及障壁系統長期安全功能。
5. 人類無意闖入因素：未來人類活動對設施的干擾。
6. 深層地質處置因素：應採取深層地質處置方式。
7. 多重障壁因素：應採取多重障壁系統方式進行設計。

二、地面設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。

(一) 地面設施類型與功能：說明高放處置設施之地面設施類型與設計功能，包括以下各項：

1. 運輸與交通設施。
2. 包封廠房。
3. 施工/維修廠房。
4. 緩衝/回填材料廠房。
5. 行政管理建物。
6. 岩屑堆置區。
7. 其他相關法規所要求之設施。

(二) 地面設施設計之考量：說明影響高放處置設施之地面設施的因素與設計考量。包括以下各項：

1. 廢棄物接收與暫貯設施之功能目標與設計考量。
2. 廢棄物包封設施之功能目標與設計考量，及其結構、系統與組件分類。
3. 前述設施因應場址特性之設計考量。
4. 天然事件/作用可能對前述地面設施於運轉期間導致的危害，所進行之設施設計考量。
5. 前述地面設施對於作業安全之設計考量。

三、連通設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相

關重要結構、系統、與組件之設計。連通設施設計包括以下各項：

- (一) 應有至少二處以上的斜坡道/豎井設施設計，以確保兼顧人員進出、材料與設備運輸、處置容器運輸、通風、水電供應、緊急逃生與事故應變等用途。
- (二) 若為豎井設施，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、捲揚系統等。
- (三) 若為斜坡道，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統，並應有避車道、排水系統、防落石、防止車輛失速滑移之設計等。

四、地下設施：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。

- (一) 地下設施之設計：說明地下設施/作業區之設計。包括所處之地質環境與深度、地下設施規劃配置、支撐設計、變形監測系統、通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、排水系統之設計等，並應考慮適當的備援系統。設施至少包含：

1. 地下控制中心：包含主要設計功能之說明。
2. 作業準備區：包含作業車輛停車間、材料/零件暫貯區之設計。
3. 運轉隧道：包含隧道斷面大小、跟處置坑道的連結、及隧道監測維護等之設計。
4. 處置坑道：包含處置孔、處置容器置放方式、處置孔間距等之設計；以及完成處置後的坑道，如何持續進行維護或分區封閉的設計考量。
5. 其他設施之功能說明。

- (二) 地下設施設計之考量：

1. 處置坑道及處置孔以模組化佈局設置，以便在特定場址調整設計時可提供靈活性；這些模組可根據母岩地質環境的構造進行佈置。

2. 處置坑道軸向應盡可能與最大水平主應力方向平行。
3. 鑽孔、斜坡道/豎井、及其他隧道之設計應對處置岩體造成的損害為最小。若這些設施不再需要時，則應進行封塞或密封。

五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計，含適用的工業規範與標準、所使用的尺寸、數量、材料性質、與設計方法等。多重障壁系統之設計包括下列各項：

- (一) 處置容器：應具有長時間保持完整性、能抵抗處置環境影響、能限制近場之熱與輻射影響、維持廢棄物於次臨界狀態等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
- (二) 緩衝層：應具有長期完整包圍及保護處置容器抵抗外部應力/水流/化學腐蝕、適當導熱性、吸附與遲滯核種等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
- (三) 處置母岩：需具有長期維持處置孔力學穩定、工程障壁熱穩定，及有利於多重障壁系統遲滯功能等特性。
- (四) 回填層：應具有長期維持處置坑道穩定、保護緩衝材料於處置孔中、限制地下水流動等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
 1. 回填材料依據地質環境母岩特性進行選擇，提供處置場封閉後安全功能。
 2. 處置孔與處置坑道應及早回填，以減少發生失效的可能性及對操作人員的劑量影響。
- (五) 封塞與密封材料：應具有長期封塞地下坑道與密封地下孔洞/裂隙之能力，以防止因人工開挖/鑽鑿之地下空洞/鑽孔成為核種傳輸捷徑。
- (六) 其他多重障壁系統替代設計方案：前述各項設計，申請者若採用其他多重障壁系統替代方案時，需說明能達到相同之安全功能與障壁能力。

六、輻射安全設計：

- (一) 安全限值：說明設施內外各區域或作業之輻射限值與輻射防護分區規劃。
- (二) 輻射屏蔽設計：針對暫貯廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，說明暫貯設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
- (三) 職業曝露合理抑低：說明設施運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少包括下列各項：
 - 1. 輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。
 - 2. 廢棄物接收、包封、暫貯、搬運、置放、回填、封塞、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。

七、輔助系統及設備：說明如吊卸系統、通訊系統、通風冷卻系統、供水系統、壓縮空氣系統、捲揚系統、排水系統等輔助系統及設備之設計。包括下列各項：

- (一) 處置作業輔助系統及設備設計。
- (二) 運轉作業輔助系統及設備設計。
- (三) 再取出作業輔助系統及設備設計。

八、公用系統及設備：說明各項公用系統及設備之設計，至少包括下列各項：

- (一) 電力。
- (二) 通訊。
- (三) 通風。
- (四) 供水。
- (五) 防火。
- (六) 照明。
- (七) 緊急應變。

九、再取出設計：高放處置設施之設計，需確保高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出。至少包括：

- (一) 說明再取出的時機、作業流程及高放處置設施備有將高放射性廢棄物從處置孔再取出的作業可行性。
- (二) 說明高放射性廢棄物再取出的規劃作業方式與可行技術；再取出設計需考量異常狀況、意外事故及自然災害。
- (三) 說明再取出設計不會降低最終處置場的運轉安全及長期安全。
- (四) 說明再取出之作業人員作業安全及輻射安全規劃、再取出後暫貯或處理設施的規劃。

十、封閉設計

- (一) 逐步回填：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等的密封與回填規劃。
- (二) 回填材料種類：說明回填材料選擇的根據，以盡可能合理地恢復母岩的自然條件。
- (三) 封閉時環境初始狀態：說明封閉時高放處置設施存在的環境初始狀態，以供封閉後處置設施演變過程模擬之基本資料。
- (四) 地表環境復原：說明地面設施拆除後對地表環境之修復和美化。
- (五) 封閉後監測：說明高放處置設施封閉後之監測計畫，包括監測設施、監測期間、監測作業方式、監測記錄資料管理等。

十一、設計成果檢附適當比例尺之詳細圖說，細部設計或分析資料得列為報告附冊備查。

第四章、設施之建造

高放處置設施的建造應配合設計與安全評估，持續進行場址調查，額外取得地質、地球物理、地球化學、水文、氣象、與其他材料與設計資料，以確認與安全功能相關設計、概念模式、參數值、與評估的適當性，並反映於申請運轉執照之報告中。說明高放處置設施之建造考量，至少須包括下列各項：

一、施工計畫：處置設施之建造為長期且大規模的施工計畫，應擬具可行施工計

畫，包括工程經營管理、施工佈置、施工材料、施工方法、施工機具設備、施工程序、施工時程、職業安全衛生、水土保持與環境保護、品管與品保方案及緊急應變處理等。

二、同步施工與運轉：

- (一) 說明進行同步施工與運轉前，需先完成之公用系統及設備與輔助系統及設備。
- (二) 分期施工：若採分期施工規劃，於運轉期間仍同時分區分期施工者，應說明施工作業如何避免對運轉作業與已完成處置的地點產生干擾。

三、地下工程：

- (一) 施工技術與機具：說明採用的隧道施工方式，並評估對周圍岩體的擾動程度。
- (二) 隧道支撐與襯砌作業：說明施工階段支撐與襯砌作業方式，並評估施工材料是否對障壁長期功能產生不利影響。
- (三) 地質處置設施的地下結構，包括斜坡道、運轉隧道、處置坑道等之開挖剖面形狀及尺寸，應根據母岩的大地工程特性及現地應力情況來決定，須於建造、運轉、封閉階段提供足夠的長期穩定性。
- (四) 開挖剖面與岩石支撐系統設計應參考國內及國際隧道開挖相關經驗來決定，並須建立地盤監測系統，以提供對開挖維護之決策需要。

四、施工期間地下水管理：

- (一) 地下設施及連通設施之施工作業需充分考慮場址內母岩的詳細水文地質特徵。
- (二) 根據鑽孔探測詳細資料，說明各局部地下水管理的規劃與措施。

第五章、設施之運轉

一、運轉管理：本節說明設施運轉管理。

- (一) 試運轉結果：說明試運轉時程及測試方案。

- (二) 運轉與建造同步：運轉期間執行建造工程必須妥善規劃，兩者不得互相干擾，且不會過度影響地質處置設施的長期安全。
- (三) 地表設施管理：說明地表設施管理規劃與運轉技術規範；含重要結構、系統與組件之檢測與維護。
- (四) 聯通設施管理：說明聯通設施管理規劃與運轉技術規範；含捲揚系統與通風過濾系統之檢測與維護。
- (五) 地下設施管理：說明地下設施管理規劃與運轉技術規範；含隧道管理、檢測、與維護。

二、廢棄物接收與暫存：

(一) 廢棄物接收：

1. 運送文件之查驗。
2. 運輸設備之污染偵檢與除污。
3. 廢棄物包件表面劑量率及核種之偵檢。
4. 廢棄物相關文件之管理與保存。
5. 廢棄物運送包件卸載作業，說明於廢棄物接收區自運送包件中取出廢棄物送至暫存區所需之運轉作業設施與流程。

(二) 廢棄物暫存：暫存區之使用規劃及暫存作業。

三、處置作業：

- (一) 封裝：說明欲封裝之用過核子燃料識別確認與完整性檢測方法、處置容器檢查、封裝、密封焊接、封裝後包件密封測試等作業程序及標準等。
- (二) 運搬：說明處置容器包件從封裝廠房/貯存地點運送至地下處置之作業程序。含機具與包件檢查、裝載、除污、吊卸操作等，以及執行作業時的安全與輻射防護措施。
- (三) 處置：說明處置包件置放於處置孔與填入緩衝材料之處置作業方式，以及完成後之檢查程序與標準等。

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

四、輔助與公用系統設備：

- (一) 輔助系統及設備之運轉：說明輔助系統及設備之運轉規劃。
- (二) 公用系統及設備之運轉：說明公用系統及設備之運轉規劃。
- (三) 設施各項系統及設備之維護保養：說明各項系統及設備之維護保養規劃。

第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

第七章、設施之安全評估

一、安全評估之目標與範疇：

- (一) 安全評估之目標：說明安全評估之目的。
1. 說明設施運轉期間，廢棄物可以安全的進行處置作業。
 2. 說明設施運轉期間，處置設施能提供工作人員安全施工環境，並避免公眾接受超過法規標準之游離輻射。
 3. 說明設施封閉後，處置系統能提供安全功能以限制放射性核種釋出到生物圈，並有效保護公眾與降低人員無意闖入廢棄物的可能性。
- (二) 安全評估之範疇：說明廢棄物特性、安全評估方法與模擬計算(含風險評估)、安全功能指標、評估對象、評估的時間與空間尺度、評估結果的法規符合性等。
1. 廢棄物特性描述：說明廢棄物種類、數量、活度及物理化學特性資料。
 2. 應分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後時期的安全評估。運轉時期須考慮開始運轉到最終封閉期間可能存在的危險項目，並說明此項目之風險可合理抑低。封閉後時期之評估時間尺度應達劑量峰值出現時間或至少達一百萬年。
 3. 安全評估應反覆精進與經驗回饋，安全評估的結論與發現應持續精進，並回饋於相關的設計變更與實務作業的改進措施。

4. 安全評估的範疇應說明所有安全相關方面的場址設施設計、各種障壁提供的安全功能、場址管理措施、評估策略及法規符合性。
5. 評估對象應說明關鍵群體的定義與相對於設施的位置與距離，及其假定的生活習性。

二、處置系統描述：說明跟安全評估相關的處置系統資訊，此資訊應隨處置計畫的進展而逐步精進。

(一) 處置系統空間特性：

1. 近場：廢棄物特性(例如數量與核種存量等)；工程障壁系統特性(例如處置容器、緩衝與回填材料、其他功能性結構與系統等)；開挖擾動帶範圍與特性。
2. 遠場：天然障壁系統特性(例如地質、場址地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震等)。
3. 生物圈：環境(例如氣候與大氣、水體、土壤、生態、處置設施所處地形與地理位置等)與人類活動特性(例如當地人口、人類活動等)。

(二) 處置系統演化特性：

1. 處置系統各組成的規格及其間的介面關係與可能的交互作用。
2. 處置系統整體安全概念與安全功能。
3. 處置系統在預期演化或可能事件影響下如何維持其安全功能。
4. 放射性、熱能、水力、應力、化學與生物對處置系統的可能影響機制。
5. 處置系統隨時間演化可能產生的劣化或失效情況，及其不確定性。
6. 處置場址描述模型與演化，以及長期環境變遷對處置系統的影響。
7. 放射性核種可能的傳輸特性與遷移路徑，含系統預期的演化或是可能性較低的事件。

(三) 安全評估所需資訊：

1. 說明安全評估的數據來源。

2. 說明安全評估分析參數數據之不確定性與數據資料管理措施。
3. 說明場址特性資料取樣規劃(例如場址特性調查項目、取樣數量與位置等)，及場址特性調查資料之不確定性。
4. 未來處置設施區域內可能人類行為的資訊(例如該地區當前人類活動，礦產開採紀錄等)。

三、運轉期間(封閉前)安全評估：

(一) 非輻射安全評估：

1. 常規危險至少分為 14 個危險組合，需要提出危險管理策略和穩健工程設計。至少包括：
 - (1) 工作場所交通
 - (2) 作業和載重
 - (3) 結構坍塌與岩土崩落
 - (4) 設備/機械(儀器、設備失效)
 - (5) 火災和爆炸
 - (6) 爆裂拋射和爆炸後超壓
 - (7) 空氣傳播的有害物質和空氣品質
 - (8) 湧水
 - (9) 斷電、電氣危害
 - (10) 噪音和震動
 - (11) 施工作業與運轉並行相衝突
 - (12) 職業性災害
 - (13) 監測系統失效
 - (14) 設備老化
2. 針對常規危險至少 14 個危險組合，處置設計和運轉操作需考慮符合消除、減少、隔離、控制、保護原則，提出所有合理可行的步驟。

(二) 輻射安全評估：

1. 作業輻射劑量評估：評估運轉期間正常作業程式可能對工作人員及公眾造成的輻射劑量影響。說明運轉作業方式、傳輸機制、情節分析、人員曝露途徑及輻射劑量評估等。
2. 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程式，評估運轉期設備操作之安全性。

(三) 臨界狀態安全評估：分析設施在封閉前，廢棄物之接收、暫存、封裝、運搬與處置等作業，以及意外事故時，均能維持次臨界狀態。至少應說明：(1)臨界設計規範；(2)廢棄物性質；(3)臨界計算；(4)臨界基準驗證。

(四) 意外事故安全評估：應依據設計基準事件說明嚴重天然事件與人為誘發事件，而可能導致在建造與運轉同步時、或運轉期間發生的事故。

1. 處置設施於接收、暫存、封裝、運搬與處置廢棄物若發生作業失誤及功能失效的意外事件，導致工作人員和公眾造成潛在輻射劑量曝露的分析。
2. 嚴重天然事件的推估，應根據相關參數的歷史資料、實際資料、或相關自然作用上限值(或保守條件)的分析進行考量。
3. 超越設計基準事故分析，應就場址、設施及作業特性，合理地進行超越設計基準事故分析並提出說明。
4. 嚴重內部人為作業疏失誘發事件的推估。
5. 嚴重外部人為誘發事件推估。

(五) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用的方法、程式工具與重要參數。

(六) 評估案例建構與分析：說明呈現於報告中的案例內容，及其考量因素。運轉期間安全評估應依廢棄物接收的最大能力與速率進行估算。

(七) 評估結果：說明評估結果的涵義，比較不同案例的結果差異，並說明法

規符合性。評估結果應包含敏感度及不確定性分析。

四、封閉後安全評估：

(一) 概念模型建構：

1. 應根據場址特性與處置系統設計功能，經過合理分析，建立場址封閉後處置系統概念模型，並發展數值模式。
2. 說明此概念模型中各種障壁及重要組成的空間分佈與尺寸，以及數值模式的基本假設、邊界條件與使用參數等。

(二) 情節分析：

1. 特徵、事件與作用：應判定可能影響高放處置設施長期安全的特徵、事件與作用，說明其理由與篩選結果，並將之組合成可能的合理情節。
2. 正常情節：應界定處置系統隨時間正常或預期演化之情節。
3. 異常情節：應界定因發生破壞性事件或作用而導致處置系統一項或多項障壁或安全功能全部或部分失效之情節。
4. 人類無意闖入情節：應界定因人類無意闖入處置系統而影響長期安全的情節。

(三) 臨界狀態安全分析：說明處置設施封閉後能維持次臨界狀態(包括意外事故)。

(四) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用的方法、程式工具、重要參數與資料庫。

1. 應採取實務可行的最佳技術做為安全評估的方法。
2. 評估方法應考量不確定性與參數變異性。
3. 所使用的程式工具應有適當的確認，例如跟其他程式的詳細輸出結果比對，及/或跟經驗觀察結果(例如實驗室測試、現地調查與天然類比)進行比較。
4. 安全評估所使用的重要參數應建立數位化資料庫並進行版次管理。

(五) 評估案例建構與分析：

1. 說明呈現於報告中的案例內容，及其考量因素。
2. 案例分析應包含各種障壁劣化造成安全功能減損與失效的分析。
3. 案例分析的時間尺度應達劑量峰值出現時間或至少達一百萬年。
4. 案例分析應包含所有的重要核種傳輸途徑與潛在的環境曝露途徑。

(六) 評估結果：

1. 說明處置場整體的安全分析及評估結果的涵義，比較不同案例的結果差異，並說明法規符合性。
2. 評估結果應包含敏感度及不確定性分析。

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

第九章、品質保證計畫

對安全重要及影響品質之相關作業，應建立管制程序以管制品質，並訂定有效之稽查與改正作業程序。品質管制程序應述明各權責單位與負責人員之責任劃分，須將分包商與製造商等納入品質管制範圍。品質保證計畫內容至少應包含下列各項：

- (一)組織。
- (二)品質保證計畫。
- (三)設計管制。
- (四)採購文件管制。
- (五)工作說明書、作業程式書及圖面。
- (六)文件管制。
- (七)採購材料、設備和服務之管制。
- (八)材料、零件和組件的標識與管制。
- (九)特殊製程管制。
- (十)檢驗。

- (十一)試驗管制。
- (十二)量測及試驗設備管制。
- (十三)裝卸、儲存及運輸。
- (十四)檢驗、試驗和運轉狀況之管制。
- (十五)不符合材料、零件或組件管制。
- (十六)改正行動。
- (十七)品質保證紀錄。
- (十八)稽查。

第十章、消防防護計畫

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

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及
設計之審驗與管制技術研究

子項計畫二：高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合
作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：張瑞宏

子計畫主持人：張瑞宏

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：111FCMA003

中華民國一一一年十二月

行政院原子能委員會放射性物料管理局

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及
設計之審驗與管制技術研究

子項計畫二：高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合
作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：張瑞宏

研究期程：中華民國 111 年 2 月至 111 年 12 月

研究經費：新台幣參拾玖萬元整

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 111 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

針對高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算、多孔處置設施間距及通風效應影響分析，茲分項說明如後。首先，鑑於用過核子燃料所產生的大量熱能係藉由天然母岩障壁進行隔絕，為觀察熱載重對於整個母岩區的影響，在規劃階段，必須針對處置場遠場進行大尺度且長時間進程的熱傳導行為分析；本研究因此參考瑞典或其他國際評估報告所提供之遠場設置的設計概念，針對熱傳導效應分析，進行熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場處置場的溫度分佈狀況。其次，本研究將依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。此外，處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式進行作業，為了解平行處置隧道的相互影響關係，須進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。

在相關之驗證觀察後，亦將就遠場熱傳導參數、處置場組成部件間之間隙、母岩裂縫幾何參數等影響效應，進行進一步研議，以完備分析結果。

目錄

摘要.....	I
目錄.....	II
圖目錄.....	V
表目錄.....	VIII
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、高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析 之資訊研析.....	4
2.1 國際母岩裂縫水力影響分析之資訊研析	4
2.1.1 DECOVALEX III, SKI Report 2005:26[3].....	4
2.1.2 SKB R-03-19[4]	5
2.1.3 SARA KVARTSBERG, Master's Thesis 2010:88. [5].....	7
2.1.4 SKB TR-06-14 [6].....	9
2.2 高放最終處置遠場熱傳導分析之資訊研析	10
2.2.1 SKB TR-10-23 [7].....	10
2.2.2 SKB P-10-18 [8].....	13
2.2.3 SKB P-19-19[9].....	15
2.2.4 SKB P-20-17[10].....	16
第三章、高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算.....	19
3.1 前言	19
3.2 遠場熱傳導驗證	19
3.2.1 熱傳導及熱衰變函數.....	20
3.2.2 文獻[7]分析模型及幾何配置	21
3.2.3 文獻[7]分析結果說明	22
3.2.4 本研究驗證模型說明	25
3.2.5 案例結果驗證觀察	27
3.3 熱傳導參數影響分析	29

3.3.1 台灣地區熱傳導參數.....	29
3.3.2 其他地區熱傳導參數.....	29
3.4 地溫梯度影響分析.....	30
3.4.1 台灣案例.....	31
3.4.2 其他案例.....	31
第四章、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算.....	33
4.1 前言.....	33
4.2 文獻[3]分析模型之概念說明.....	33
4.3 本研究驗證模型說明.....	41
4.4 文獻分析結果說明及驗證觀察.....	43
4.4.1 SKI 案例結果比較.....	43
4.4.2 CNSC 案例結果比較.....	45
4.4.3 JNC 案例結果比較.....	46
4.5 母岩裂縫幾何參數之影響分析.....	48
4.5.1 裂縫厚度影響分析.....	48
4.5.2 裂縫數量影響分析.....	52
4.5.3 裂縫位置影響分析.....	53
第五章、多孔處置設施間距及通風效應影響分析.....	55
5.1 前言.....	55
5.2 分析模型敘述.....	55
5.2.1 模型幾何.....	55
5.2.2 初始條件及邊界條件.....	57
5.2.3 等效模型建立.....	59
5.3 多孔處置設施溫度及飽和度影響分析.....	60
5.3.1 案例說明.....	60
5.3.2 溫度場分析結果.....	63
5.4 處置場組成部件間之間隙效應影響分析.....	66
5.4.1 處置罐與緩衝材料間隙效應.....	69
5.4.2 緩衝材料與母岩間隙效應.....	70
5.4.3 處置罐與緩衝材料、緩衝材料與母岩間隙效應.....	70

第六章、提出高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響 分析之相關審查重點與注意事項.....	72
6.1 高放最終處置遠場熱傳導分析相關審查重點與注意事項	72
6.2 國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析之相關審查重點與注意事項	73
第七章、結論.....	75
7.1 國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證計算結論	75
7.2 國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算結論	75
7.3 多孔處置設施間距及通風效應分析結論	76
參考文獻.....	77

圖目錄

圖 2-1 裂縫示意圖[3].....	5
圖 2-2 文獻模型示意圖[4].....	6
圖 2-3 3D 模型示意圖一[5].....	8
圖 2-4 3D 模型示意圖二[5].....	8
圖 2-5 裂縫模型示意圖.....	9
圖 2-6 「量測(MEAN)平均值」.....	11
圖 2-7 「尺寸規範(DIMENSIONING)值」.....	12
圖 2-8 FORSMARK 全域(遠場)洩降(DRAWDOWN)分布圖.....	14
圖 2-9 FORSMARK 全域(遠場) 鑽孔分布圖.....	16
圖 2-10 FORSMARK 地區(遠場)之鑽孔位置.....	17
圖 3-1 熱衰變與時間的關係圖.....	21
圖 3-2 LAYOUT D2 處置區([7]) (藍區母岩 RFM045，紅區 RFM029).....	22
圖 3-3 表三條垂直於地表的觀測線域([7]).....	22
圖 3-4 放熱雲彩圖(50 年)[7].....	23
圖 3-5 放熱雲彩圖(200 年)[7].....	23
圖 3-6 SKB 中 SCANLINE A 的溫度增量分佈結果 [7].....	24
圖 3-7 SKB 中 SCANLINE B 的溫度增量分佈結果 [7].....	24
圖 3-8 SKB 中 SCANLINE C 的溫度增量分佈結果 [7].....	24
圖 3-9 遠場模型幾何配置的示意圖.....	25
圖 3-10 遠場網格切割後的有線元素模型示意圖.....	25
圖 3-11 初始條件設置示意圖.....	26
圖 3-12 邊界條件設置示意圖.....	27
圖 3-13 本研究 SCANLINEA 的隨深度變化的溫度增量驗證結果([1]).....	28

圖 3-14 本研究 SCANLINEB 的隨深度變化的溫度增量驗證結果([1]).....	28
圖 3-15 本研究 SCANLINEC 的隨深度變化的溫度增量驗證結果([1]).....	28
圖 4-1 KBS-3V 的處置概念.....	34
圖 4-2 代表體積單元([3])及其截面示意圖	34
圖 4-3 文獻分析模型示意圖([3]).....	35
圖 4-4 衰變熱熱能與時間之對應關係([15]).....	40
圖 4-5 本研究模型幾何示意圖	41
圖 4-6 溫度及水力邊界示意圖	42
圖 4-7 力學邊界條件示意圖	42
圖 4-8 參考點位示意圖[15].....	43
圖 4-9 SKI 案例參考點之溫度歷時	44
圖 4-10 CNSC 案例參考點之溫度歷時圖	45
圖 4-11 JNC 案例參考點之溫度歷時圖.....	47
圖 4-12 裂縫分析之模型網格示意圖	49
圖 4-13 模型參考點示意圖	50
圖 4-14 B5 參考點飽和度歷時圖	51
圖 4-15 裂縫示意圖	52
圖 5-1 代表體積單元模型示意圖([2]).....	56
圖 5-2 熱源衰變歷時圖([2]).....	58
圖 5-3 邊界熱對流係數及孔隙壓力示意圖	58
圖 5-4 力學邊界條件示意圖([2]).....	59
圖 5-5 網格簡化示意圖([2]).....	59
圖 5-6 雙排之多孔幾何模型示意圖.....	60
圖 5-7 參考點示意圖.....	61

圖 5-8 處置隧道孔壁邊界示意圖.....	62
圖 5-9 上下邊界溫度設置示意圖.....	62
圖 5-10 單雙排溫度歷時圖.....	63
圖 5-11 雙排通風溫度歷時圖.....	63
圖 5-12 第八年飽和度場雲彩圖.....	64
圖 5-13 第八年飽和度場空間分布圖.....	65
圖 5-14 單雙排飽和度場比較圖.....	65
圖 5-15 通風效應之隧道輸出點溫度歷時圖.....	66
圖 5-16 代表體積單元幾何模型示意圖.....	67
圖 5-17 處置設施對應位置示意圖.....	68
圖 5-18 參考點位示意圖.....	69

表目錄

表 3-1 衰變熱計算所使用係數[7].....	21
表 3-2 熱傳導分析的材料參數[7].....	26
表 3-3 台灣案例之熱傳導係數及結果.....	29
表 3-4 芬蘭案例之熱傳導係數及結果.....	30
表 3-5 日本案例之熱傳導係數及結果.....	30
表 3-6 台灣案例加入地溫梯度影響後之結果.....	31
表 3-7 芬蘭案例加入地溫梯度影響後之結果.....	32
表 3-8 日本案例加入地溫梯度影響後之結果.....	32
表 4-1 初始熱傳母岩/裂縫材料參數表([3]).....	35
表 4-2 初始熱傳緩衝材料參數表([3]).....	35
表 4-3 初始熱傳回填材料參數表([3]).....	36
表 4-4 初始熱傳外包件材料參數表([3]).....	36
表 4-5 初始熱傳處置罐材料參數表([3]).....	36
表 4-6 緩衝材料及回填材料之熱傳導係數對應表([3]).....	36
表 4-7 初始水-力母岩材料參數表([3]).....	37
表 4-8 初始水-力緩衝材料參數表([3]).....	37
表 4-9 初始水-力回填材料參數表([3]).....	37
表 4-10 初始水-力裂縫材料參數表([3]).....	38
表 4-11 初始水-力處置罐/外包件材料參數表([3]).....	38
表 4-12 相對滲透係數與飽和度之關係([3]).....	38
表 4-13 孔隙材料飽和度對應吸力之關係([3]).....	39
表 4-14 處置場緩衝及回填材料之初始條件([3]).....	40
表 4-15 處置場母岩材料之初始條件([3]).....	40

表 4-16 本研究與 SKI 案例之溫度峰值比較.....	44
表 4-17 本研究與 SKI 案例之到達再飽和時間比較	44
表 4-18 本研究與 CNSC 案例之溫度峰值比較	46
表 4-19 本研究與 CNSC 案例之到達再飽和時間比較	46
表 4-20 本研究與 CNSC 案例之到達再飽和時間比較	46
表 4-21 本研究與 JNC 案例之溫度峰值比較.....	47
表 4-22 本研究與 JNC 案例之到達再飽和時間比較.....	47
表 4-23 各案例之裂縫厚度.....	49
表 4-24 裂縫厚度各案例到達 99%飽和時間比較	51
表 4-25 各案例之裂縫數量.....	53
表 4-26 裂縫數量各案例到達 99%飽和時間比較	53
表 4-27 各案例之裂縫位置.....	54
表 4-28 裂縫位置各案例到達 99%飽和時間比較	54
表 5-1 各材料所使用之材料參數([2]).....	56
表 5-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係([2]).....	57
表 5-3 孔隙材料飽和度對應吸力之關係([2]).....	57
表 5-4 空氣與含雜質之間隙材料參數(維基百科).....	68
表 5-5 考慮內部間隙效應之溫度比較表.....	69
表 5-6 考慮外部間隙效應之溫度比較表.....	70
表 5-7 考慮混合間隙效應之溫度比較表.....	71

第一章、緒論

1.1 前言

在各個國家，電力在各項產業上都扮演著重要的角色。對於核能發電來說，其發電時所排放的汙染相對小於燃煤與天然氣，外部成本較低，且核電在台灣的用電也佔有一定比例，是重要的電力來源之一。惟核能發電也有它的風險所在，如 2011 年日本海嘯導致福島電廠發生事故，致使大規模的放射性物質傳遞，汙染周邊的區域以及海域。此外發電過後的用過核子燃料，仍會有一定程度的衰變熱以及輻射汙染，因此用過核子燃料的處置也成為核能發電的重要問題之一，且台灣位於板塊的交界帶，地震發生的頻率高，針對地震所產生的問題也需要一併考慮。

就目前國際間經多年的研究普遍認為，深層地質的處置是最有效且安全的處置方式，其概念是將用過核子燃料處置場建置於深度 500 公尺深的地底下，而處置場的設計概念需先選定場址，接著進行隧道開挖、處置孔開挖，完成工程前置設置後，再將處理過的用過核子燃料埋入處置孔中，最後用回填材料封閉才完成整個處置流程，以確保衰變熱與放射性物質對於地表的影響降到最低。藉由多重障壁的功能發揮，確保用過核子燃料與人類環境隔絕。

1.2 研究動機

從核子反應器退出的用過核子燃料具有的衰變熱的性質，其大量的衰變熱能將經由處置母岩進行隔絕，形成天然壁障系統。在處置母岩環境溫度急遽上升的過程中，可能讓岩體內的溫度超過臨界值，進而改變母岩本體的材料性質。此外處置母岩溫度的上升會造成深層地質的應力場發生改變，應力場可能會加劇地震的效應，使得母岩中的潛在裂縫的擴大與生成，而當地震發生於處置場附近時，其裂縫將會影響工程安全性以及處置孔的使用率，進而增加處置場的空間需求與成本增加。

此外，當處置場隧道開挖期間所進行的抽水作業時，將致使處置場周遭的母岩飽和度降低。待處置場的處置作業完成進行封閉後，地下水將從處置場系統的遠場流回近場並滲入處置孔周圍，進而使膨潤土緩衝材料及回填材料達到飽和，

此時材料性質也將再度改變，需考慮其對處置場安全性有否有影響。另外，於地下埋設的大量處置容器，受到地表之覆土壓力、周遭膨潤土造成的不均勻圍壓、地震等力學效應，是否會影響到處置容器使其產生裂紋甚至破裂，造成用過核子燃料外洩汙染環境，對於安全性而言這也是不可忽視的問題。再者，如處置場各隧道及各處置孔的間距、處置場母岩岩床的裂縫問題亦或是處置場所使用的材料特性皆是必須探討的重要議題。

在考慮以上威脅及問題的前提下，分析過程將會十分複雜且互有牽扯；為此本研究採用熱-水-力耦合方法進行分析，透過連結各材料及各方法的物理效應，使數值分析結果與真實情形更為相近，並透過改變相關材料參數，探討各材料對於處置場的影響為何，這將使未來處置場之選址與材料選用有更精確的選取方向。

1.3 研究主題與方法

1. 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作母岩裂縫水力影響分析之資訊研析

針對高放最終處置遠場熱傳導分析與母岩裂縫水力影響分析之議題，蒐集、綜整、研讀及分析國際相關研究資訊。

2. 高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算

鑑於用過核子燃料所產生的大量熱能係藉由天然母岩障壁進行隔絕，為觀察熱載重對於整個母岩區的影響，在規劃階段，必須針對處置場遠場進行大尺度且長時間進程的熱傳導行為分析；本研究因此參考瑞典評估報告所提供之遠場設置的設計概念，針對熱傳導效應分析，進行熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場處置場的溫度分佈狀況。

3. 國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算

本研究依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。

4. 多孔處置設施間距及通風效應影響分析

處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式進行作業，為了解平行處置隧道的

相互影響關係，須進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。

本研究係以本團隊稍早獨立進行的研究內容([1]、[2])為前導，就上述之各研究主題據以提出進一步之深入研析成果。

第二章、高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母

岩裂縫水力影響分析之資訊研析

2.1 國際母岩裂縫水力影響分析之資訊研析

2.1.1 DECOVALEX III, SKI Report 2005:26[3]

此文獻[3]中 DECOVALEX 是一個由多國政府機構組成的國際聯盟，其中聯盟國包含加拿大、芬蘭、法國、德國、日本、西班牙、瑞士、瑞典、美國等。該聯盟的使命針對用過核子燃料的最終處置，建立耦合模型並進行研究以及使用耦合模型對試驗進行數值分析及驗證。

本報告[3]是 DECOVALEX III 中的 BMT1C，研究 THM 耦合用於評估不同斷裂模式對於隧道周圍母岩之近場的影響分析，BMT1C 工作任務由四個研究團隊進行：SKI/KTH(瑞典)、CNSC(加拿大)、IRSN/CEA(法國)和 JNC(日本)，使用有限元素模型方法使進行數值分析。

本報告[3]介紹了 1999-2002 年期間 DECOVALEX III 工作項目的 BMT1 中第三階段 BMT1C 的工作。BMT1 的工作分為三個階段：BMT1A、BMT1B 和 BMT1C。

其中 BMT1C 工作任務，針對處置隧道處置罐罐體周圍之裂縫案例，如圖 2-1，進行耦合各案例組合，並施加相關裂縫水力邊界條件從中了解裂縫是否對處置場造成水文特性的影響。

此外，SKI/KTH 團隊對高度破裂的岩體進行了額外的分析案例，其中包含兩個間距為 0.5 m 的正交裂縫組。其目的是為評估處置場長期安全性和用過核子燃料衰變熱所產生之最高溫度、緩衝區再飽和的時間、緩衝區中產生的最大膨脹應力、岩體結構完整性和岩體滲透率的演化。

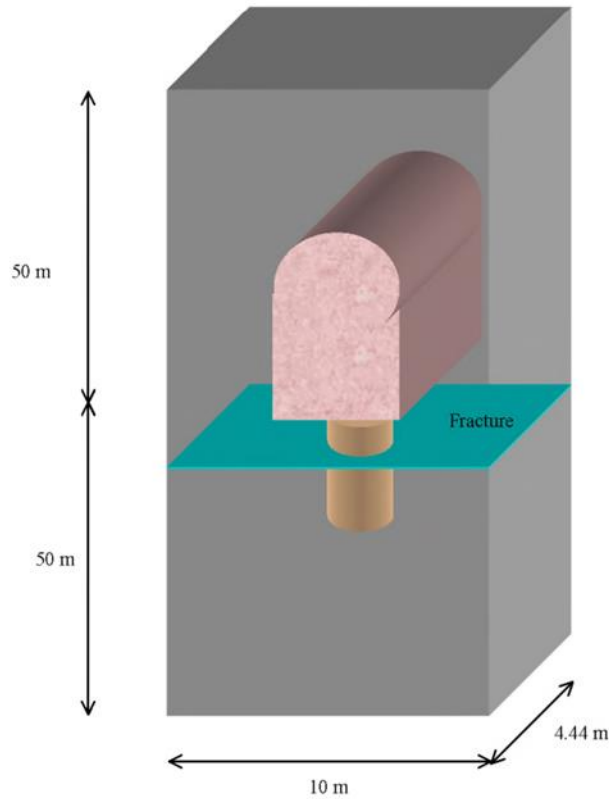


圖 2-1 裂縫示意圖[3]

文獻[3]結果說明：

文獻[3]結果顯示，在未考慮水力與力學的耦合效應下，即可準確預估處置場的依時溫度分布行為；然而，對處置場區的力學行為而言，則必須在考慮溫度及水壓效應的影響下，方能進行其應力演變過程的計算；此外，本文獻的結果尚不足以判定處置場的水力相關行為(如緩衝區的再飽和及核放射性的擴散)是否會明顯的受到熱和力學效應的影響。另一方面，文獻中之參數分析結果也顯示，處置場的溫度效應對其再飽和時間有「些許」(slight)的影響，而力學行為引致的滲透率變化，對再飽和過程則不會有「顯著」(significant)的效應。同時，本文獻在考慮稀疏裂縫下進行的多組 THM 耦合分析中，其一般結果與均質低滲透母岩 (BMT1B) 之分析結果相較，二者展現相近的趨勢；主要區別在於裂縫提供了額外的水供應量，阻隔母岩的逆飽和行為，因而加速緩衝材料的再飽和過程。

2.1.2 SKB R-03-19[4]

該文獻[4]對用過核子料處置隧道和周圍母岩的力學行為分析。使用 KBS-3

概念之處置區部分隧道進行數值模型，研究處置隧道及處置孔開挖及既存裂縫斷裂系統造成的力學效應。

根據 Äspö HRL 的 TBM 鑽掘隧道的岩體中普遍存在的條件，開挖幾何形狀、初始應力狀態和裂縫斷裂系統的幾何特徵如圖 2-2 所示，將以不考慮裂縫的結果與包含裂縫系統的結果進行比較，其中重點是隧道和處置孔交叉處周圍的區域。

在 TBM 隧道岩體中發現的裂縫系統類型對處置孔的穩定性沒有決定性的影響。若要預估「剝落破壞可能發生的範圍」(expected extent of spalling)，其他條件的資訊(例如初始應力的方向和岩體強度的特性等) 比裂縫系統的資訊更為重要。

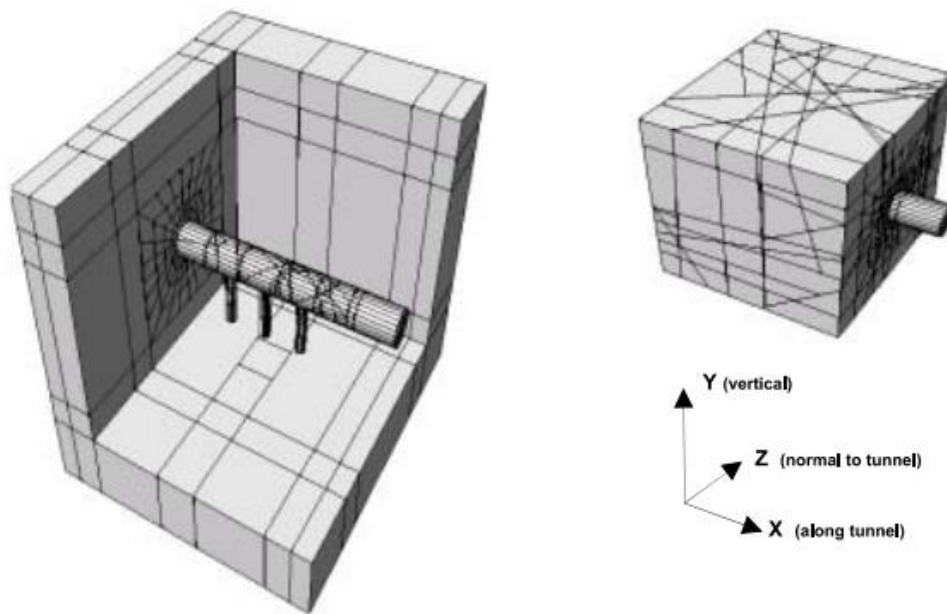


圖 2-2 文獻模型示意圖[4]

文獻[4]結果說明：

1. 文獻[4]分析結果顯示，近場岩石的變形主要是由隧道及處置孔的開挖所造成，而本文分析之既存裂縫系統類型對於岩石變形沒有顯著的直接影響。此外，就力學觀點而言，岩石主要的變形量係由岩體的瞬時彈性反應所造成，其占比約在總變形量70%和95%之間，與造成破裂之剪切強度假設有關係。
2. 雖然既存裂縫對開挖引起的變形量沒有決定性的影響，但由於此類裂縫無法傳遞其表面的剪切力，因此可能導致「小區域」(small regions)的母岩破裂，

並且也可能是造成「單個」(individual)處置孔力學不穩定行為的最重要影響因素。

3. 由基於潛盾開挖隧道之岩體離散裂縫網絡模型的計算結果顯示，既存裂縫位移對應力的影響不大。然而，文獻中模型的結果亦表明，既存裂縫的存在可能導致沿裂縫面滑動情況的發生，例如非常靠近開挖邊界的切向裂縫即可能會產生相對較高的應力。
4. 基於潛盾開挖隧道引發的應力增加足以使原來無損之岩石產生破裂，特別是位於既存裂縫和開挖邊界之間的母岩。
5. 本文獻結果顯示，隧道及處置孔的開挖及既存裂縫會引致原來無損之母岩產生剪切或其他類型的破裂；綜合文獻[3]的結果可知，此類既存裂縫及其衍生之裂縫會加速緩衝材料的再飽和過程。

2.1.3 SARA KVARTSBERG, Master's Thesis 2010:88 [5]

該文獻主要於 220 公尺深 Äspö 硬岩實驗室(HRL)中用於處置概念為 KBS-3H 的兩排處置隧道，對於隧道周圍之裂縫系統及水文地質條件進行研究，KBS-3H 設計的可行性可能最終取決於地下水的影響，了解母岩中導水裂縫系統的特性，對於開挖前的預測以及避免水滲入量過高之部分十分重要。因此需先了解裂縫系統的特性，以更好判斷地下水在母岩中的滲透情況。

該文獻主要針對現有的水文地質數據的整理及評估，該數據於 KBS-3H 項目中不同階段所產生。首先研究裂縫系統的組成部分，並對適當的統整表示方法進行調查，以了解項目的所有階段對母岩的影響，並以不同的研究方法應用於數據之收集。其目的是為了了解母岩相關水力特性，亦可解釋岩體受到鑽孔及注漿的影響。

兩個處置隧道長分別為 15 m 和 95 m，其隧道有相應預鑽孔分別為 30 m 和 100 m。在此文獻中，僅使用部分收集的岩石數據。在進行各水力測試中所使用之數據不完全一致，導致此數據不完整因此無法比較，因而在此情況下必須會做出合理之假設，方能進行統合表徵。

為了更清楚地了解裂縫幾何，對裂縫系統進行了 3D 建模如圖 2-3、2-4 所示。該模型僅描述裂縫特性，並未嘗試對裂縫內的水流進行建模。

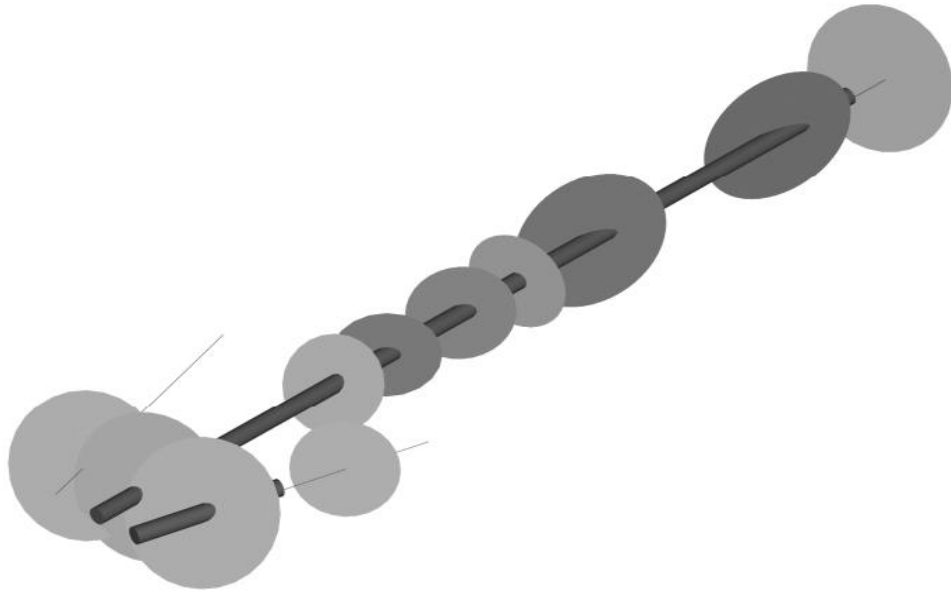


圖 2-3 3D 模型示意圖一[5]

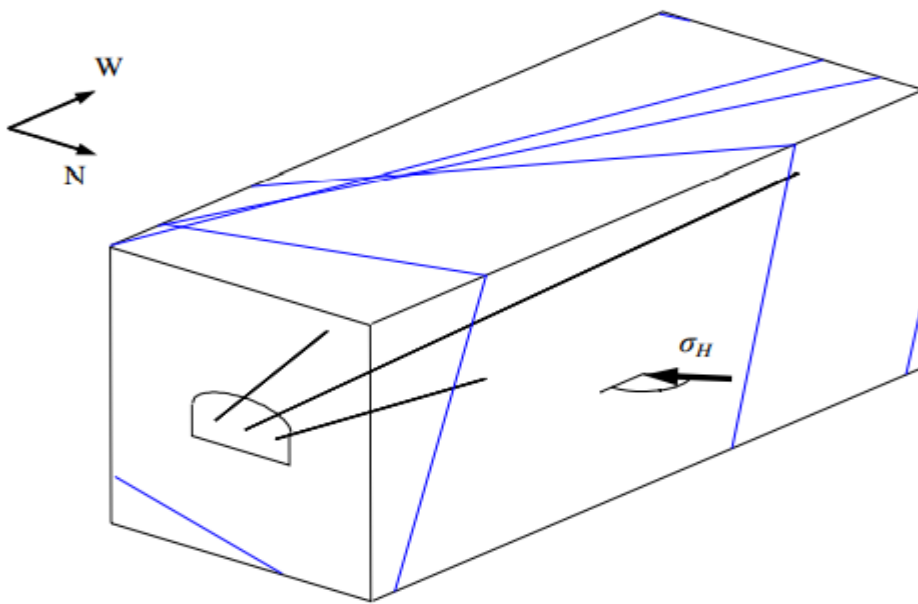


圖 2-4 3D 模型示意圖二[5]

文獻[5]結果說明：

可透過滲入預測和導水裂縫系統的分析，對處置場規劃具有高利用性。對 Äspö HRL 的評估結果表明，關於水文地質條件的部分資訊可由基本水力測試來評估。若在數據良好的狀況下，即可使用此方法預測裂縫強度、裂縫組方向、水力孔徑分布等。但是要了解整個裂縫系統的整體情況以及對地下水流量做出準確的預測是非常困難的。該文獻中使用不同方法了解 Äspö HRL 周圍的裂縫幾何形、流動特性和灌漿效果的可能性。儘管水-力測試不一致，但仍可以做為數據參

考，若測試程序更加完整，必然可避免一些不需要之假設及不確定性。

2.1.4 SKB TR-06-14 [6]

該文獻透過大量不同的有限元素模型計算，研究 KBS-3V 型處置場中母岩裂縫和回填材料之飽和率。該文獻大多數模型都使用有限元素計算程式 ABAQUS 進行分析，包括水-力分析以及依序熱-水-力分析，而對於完全耦合熱-水-力模型分析，則需額外使用程式 Code Bright 輔助進行，該文獻進行以下分析：

1. 使用早期SR-97文獻中之有限元素模型進行飽和計算，研究對回填材料特性對飽和過程影響。
2. 考慮三種不同回填類型的處置隧道、周圍母岩條件對於回填區飽和過程的影響分析。
3. 含空氣之回填材對處置隧道中回填區飽和過程之影響。此計算使用Code Bright完成，其材料模型包括空氣項。
4. 使用三維模型模擬處置區周圍母岩與裂縫相交情況。以觀察其母岩、緩衝區和回填材料之間的熱-水-力學關係影響，該文獻模擬了四種岩石裂縫配置。如圖2-5所示。

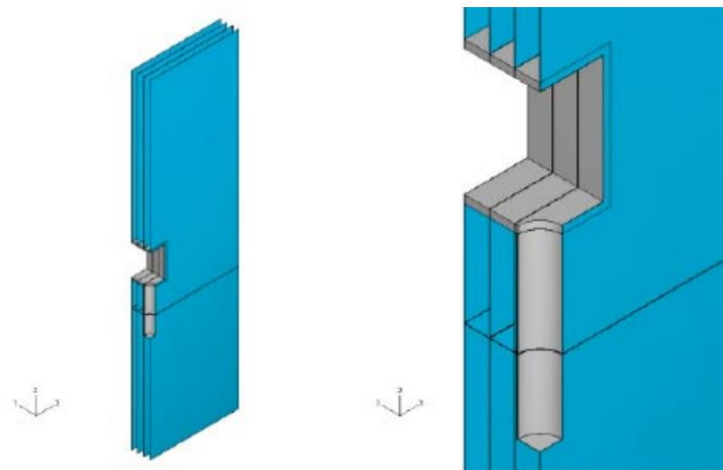


圖 2-5 裂縫模型示意圖

文獻[6]結果說明：

當岩石相當乾燥時，回填土之飽和情形較為明顯。於 30/70 回填(30%膨潤土 MX-80 和 70%碎石組成，但於夾層回填土中它們並未混合，而是以 35° 的傾角分層壓實並回填)的情況下，緩衝材料由回填區的初始含水量給水。

30/70 回填和弗里德蘭粘土在回填給水的可能性差異很大，主要是因為孔隙水壓造成之吸力差異而導致，而部分原因則是水力傳導率的差異造成之影響。

30/70 回填土，其初始孔隙壓力為 $-1,050$ kPa，與完全飽和時的水壓為 $+5,000$ kPa 相比較，在未飽和的情況下，將有助於飽和。30/70 回填在所有可預見的母岩條件下將於 100 年內達到飽和，因此不會出現完全乾燥的母岩（需要 2,000 年才能達到平衡）之極端條件。

就弗里德蘭粘土而言，回填土的初始吸力較高，除非母岩的水完全滲透至回填土，否則回填區的水不會流向緩衝區。若於乾燥的條件下，回填材料具有較高之吸力甚至可能造成緩衝材料部分乾燥，若因此導致回填材料吸力降低，將會造成達到飽和之時間超過 100 年。

然而，即使處置孔周圍母岩在完全乾燥的極端條件下，回填材料也需在幾百年內達到足夠的飽和度，以防止緩衝區過度乾燥。

四種不同裂縫配置的 3D 模型計算，顯示在飽和過程中緩衝區、回填區、母岩和母岩裂縫之交互作用。結果在很大程度上驗證了早期二維軸對稱模型計算的結果。

2.2 高放最終處置遠場熱傳導分析之資訊研析

2.2.1 SKB TR-10-23 [7]

Forsmark 最終處置場設計方式稱為 LayoutD2，本文獻的研究進行包括遠場的熱、力、水力耦合的相關行為進行保守的計算，期望在滿足緩衝材料的臨界溫度條件下，仍可以保持安全餘裕值。

對遠場熱傳導分析而言，供水量很大程度的影響各組成部件的熱傳性質，但在不同的處置孔中會面臨不同的飽和度，因此要考慮相關可能的情況，因此在研究中分析了不同的熱傳導性質以及各樣的隧道間距，以觀察其對於溫度之影響。在 Layout D2 的設計下，處置隧道的間距將採用 40 m 的距離，每個處置罐的放熱能量假設為 1700 w。從分析的角度來看，熱傳導係數為主要控制峰值溫度的參數，因此在進行熱傳導係數以及空間變異性分析後，可以得到一個適用於實際狀況的標準熱傳導係數，驗證 Layout D2 設計下的尺寸標準是否可行。

完成熱傳導的分析後，本文獻亦考慮處置場因溫度變化所造成的變形，利用

較小的模型作為力學分析之樣本，在材料性質上只考慮編號為 RFM029 的母岩進行分析，其中處置罐的間距為 6 m，隧道間距為 40 m，使用的分析方式為依序耦合，觀察應力及其導致破裂的擴大，以及滲透性質的改變，並進行的相關材料參數的敏感度分析。由於處置場衰變熱的影響，使得地表產生一定程度上的隆起。

本文獻也將應力分析結果帶入包含 layout D2 的處置場設計之大尺度的破裂帶模型進行分析，這些研究使用熱水力耦合進行分析，其潛在的母岩破裂可能因為應力應變的改變迫使裂縫擴大，同時改變滲透係數且進水率增加。

本文獻在前導之理論論述中，引用兩組不同概念之熱傳導係數，包括「量測(mean)平均值」(圖 2-6)與「尺寸規範(dimensioning)值」(圖 2-7)，二者分別對應「5 m 範圍量測區平均值」及「6/6.8 m 處置孔間距之 100°C溫度上限規範值」之不同定義方式，其量測結果亦顯差異。以 RFM029 為例，二者所得之熱傳導係數值分別為 3.57 及 2.9 W/(m·K)；而 RFM045 則分別為 3.56 及 2.55 W/(m·K)。

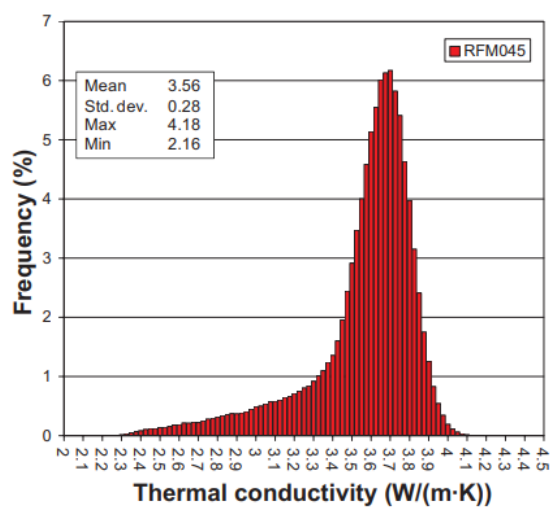


圖 2-6 「量測(mean)平均值」

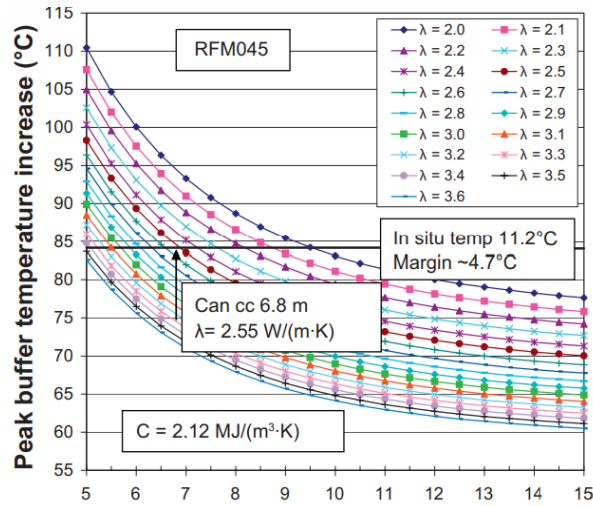


圖 2-7 「尺寸規範(dimensioning)值」

由於文獻在後續之遠場熱傳導數值分析中，僅針對「量測(mean)平均值」進行計算分析，因此本計畫亦就此值進行相關之平行驗證。

文獻[7]結果說明：

在 Layout D2 的設計下，最高溫度大約會出現在 5 到 15 年之間。處置罐的溫度除了自身提供的熱能之外，也包含鄰近的處置罐溫度互相重疊。此外，在其設計中，並未考慮到長時間的熱傳導問題。力學分析結果，觀察到放熱 1000 年後，地表的隆起出現 75 mm 的高度變化，並且隆起區域面積大約為 400x400 平方公尺。大尺度的破裂帶模型分析結果顯示，潛在的母岩破裂可能改變滲透係數且進水率增加。SKB 將這些研究的數據整理，放進「數值報告」(Data Report)以供工程建造的參考依據。

2.2.2 SKB P-10-18 [8]

本報告描述對 Forsmark 全域(遠場)地表水位和地下水位監測計畫的擬議更新。這樣做是為了之後可以對地表系統進行調查、監測和建模。總體來說，在本工作中，建議安裝 7 個地表水位計和 23 個地下水監測井，以及在現有的三口井中開始監測。

在用過核子燃料處置場的模擬水力影響區之外，已經確定了三個局部參考區，分別為 Eckarfjärden 湖、Gunnarsboträsket 湖和 Vambörsfjärden 湖，建議安裝三個地表水位計和五個地下水井，以獲得較佳的代表性。

監測網路中大部分水井的狀態被認為是良好的。然而，在一些井中可能存在管道連接處的洩漏，並且有跡象表明，在水井中已經累積了大量的沉積物。因此，建議(i)使用井眼電視攝影機等設備檢查水井，並清除沉澱物；(ii) 更換兩口水井，(iii) 檢查水井的幾何形狀，以確定地下水最低水位和井網下層之間負差的井，以及 (iv)進行徹底的時間序列篩選，以消除受干擾影響的資料。以便在早期預警系統中充分利用現有資料，由於預測會變乾的水井都有一部分在岩床中，因此不建議在這些地方安裝新的、更深的水井。

為了填補代表性的缺口，(i)建議在地下水補給區的粘土層中打一口地下水監測井，(ii)建議在一個偏遠的濕地中打一個地表水位計，根據結果，那裡的地下水位可能會下降，以及(iii)在一個與該地區相連的斷裂帶中打一口地下水監測井。

此外，在處置場造成明顯下降的地區和沒有水井的地區，建議補充四個地下水監測井。現有的幾個地下水監測井的位置，在某個時間點必須拆除和更換。如情況允許，目前已經提議在石膏板上打三口新井，用於地下水位監測和水樣採集。

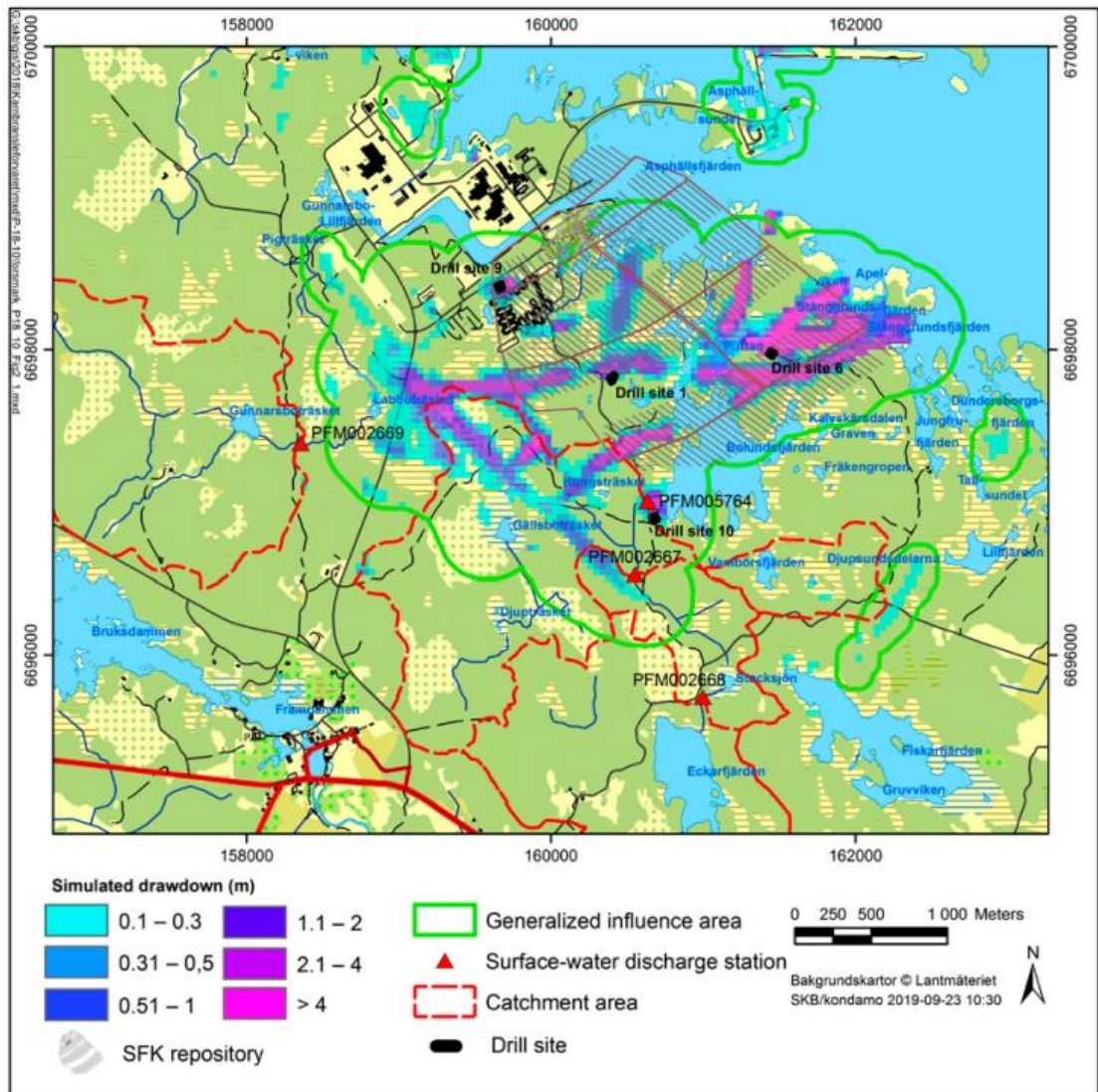


圖 2- 8 Forsmark 全域(遠場)洩降(drawdown)分布圖

文獻[8]結果說明：

文獻提出 7 個擬建的地表水位計（包括兩個延時相機）和 23 個新增地下水監測井，及其初步規劃位置之建議。除了對新裝置進行監測外，也建議對目前未監測的三口地下水井進行監測，分別為 SFM0017、SFM0020 和 SFM0090。此外，在開始建造處置區之前，文獻建議在被認為對監測最重要的地下水監測井安裝 GSM 設備，以便收集和傳輸數據。另一方面，需要強調的是，本報告中建議的監測應盡快恢復或啟動，以便在處置區建設開始前的”基線階段”(baseline stage) 也獲得足夠的監測數據周期。

2.2.3 SKB P-19-19[9]

本報告將介紹 2018 年 11 月和 2018 年 12 月在瑞典 Forsmark 全域(遠場)的 KFM14、KFM15、KFM16、KFM20、KFM21、KFM22 和 KFM23 鑽孔中進行溫度、電導度等測量之主要原理以及結果。

在主要原理方面，Posiva 流量測井差流法 (PFL DIFF) 使用帶有流量導向裝置的流量計，可相對快速地確定鑽孔中裂縫/裂縫區的水力傳導率和水頭。通過以 0.5 m 步長移動測量工具，在 5 m 的測試部分進行了第一次流量測量。該方法用於在鑽孔未抽水時，以及當水從鑽孔中被抽出導致降低所測鑽孔中的水位時，對鑽孔的整個可測量部分進行量測。使用 1 m 長的測試段以 0.1 m 步長重複抽水條件下的流量測量。

同時，使用「高分辨絕對壓力傳感器」測量沿鑽孔的絕對總壓力並與流量測量一起進行。在未受干擾的條件下測量套管下方沿著鑽孔的流量，以檢測套管可能的洩漏量。

此外，還測量了鑽孔水的電導率 (EC) 和溫度。電導率測量用於研究在未抽水和抽水條件下鑽孔中鹽水的出現情況。在選定的裂縫處測量裂縫特定水的電導率 (1 m 測試部分)。在鑽孔停止抽水後，測量鑽孔中地下水位的恢復量。

本文獻使用 Posiva Flow Log, Difference Flow Method 於瑞典 Forsmark 全域鑽孔(包括 KFM14、KFM15、KFM16、KFM20、KFM21、KFM22、KFM23 和 KFM23)，量測鑽孔內”流動裂縫或結構”(flowing fractures or structures)的位置和流速，在鑽孔靜止和抽水期間都進行測量。通過鑽孔水的電導率和溫度測量記錄鹽水沿鑽孔的分佈。此外，在選定的流動裂縫中測量其電導率。另外還測量了抽水期間鑽孔中的水位和抽水機關閉後的恢復情況。

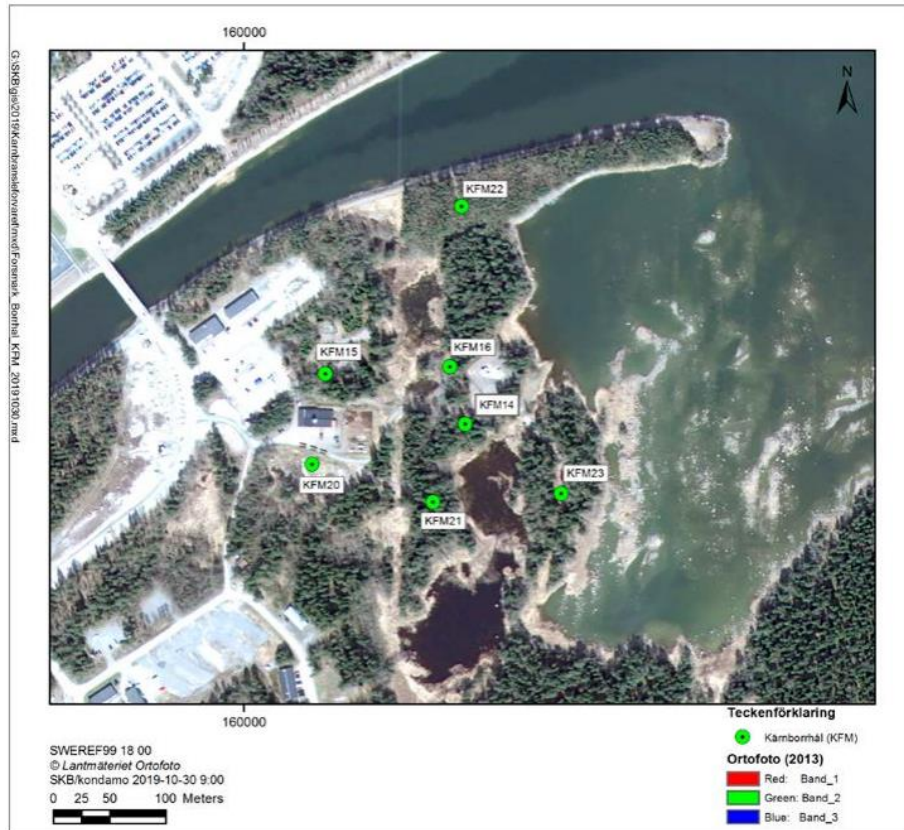


圖 2- 9 Forsmark 全域(遠場) 鑽孔分布圖

文獻[9]結果說明:

裂縫出現頻率非常高，在某些情況下甚至很難區分各單個裂縫，另外還檢測到高於 30 mL/h 的流量。高流量也導致高抽水率。由於可裝入鑽孔的潛水抽水機容量有限，僅能在兩個鑽孔 (KFM15 和 KFM16) 中以 5 m 洩降量測。在一些鑽孔中，在套管和鑽孔的接合處檢測到高流速。本文獻總共對 59 個裂縫進行了電導率測量。在某些情況下，由於單個裂縫彼此非常接近，以至於在測量電導率時，測量部分內有多個裂縫。在這些情況下，電導率值並不僅代表來自單一裂縫的地下水。測得的最高電導率為 0.95 S/m。

2.2.4 SKB P-20-17[10]

本文獻介紹 2019 年 10 月和 11 月在瑞典 Forsmark 地區(遠場)的 KFM25、KFM26 和 KFM27 鑽孔中進行的水壓、電導度及溫度之測量結果。Posiv 使用「流量測井」(PFL)、「差流法」(DIFF)，可相對快速地確定與鑽孔相交的裂縫/裂縫區的滲透率和水頭。

流量測井首次測量是在 5 m 長的測試區域進行，通過以 0.5 m 長的增量移動測量工具，在保持鑽孔不受干擾的條件下，覆蓋其整個可測量長度。此外，在不受干擾的條件下，以 1m 長的測試區域和 0.1 m 長的增量亦進行了額外的流量測井；在 KFM26 和 KFM27 中，整個可測量長度是用 1 m 長的測試部分測量，而在 KFM25 中則不進行測量。另一方面，在抽水條件下，重複具有 5 m 長測試段和 0.5 m 長增量的流量測井測量裝置，此時因將水從鑽孔中抽出而造成測量鑽孔中水位的降低；抽水條件下的流量測井測量也使用 1m 測試段進行，步長為 0.1 m。在此系列研究中，使用高解析度絕對壓力感測器量測沿鑽孔的絕對總壓力。在進行上述之量測時，也同步進行流量測量。在未受干擾的條件下，在套管下方測量沿鑽孔的流量，以檢測套管和岩床之間可能存在的洩漏量。同時也進行電導率(EC)和鑽孔水溫度的測量。測量電導率為用於研究在未抽水和抽水條件下鑽孔中鹽水的出現情況。

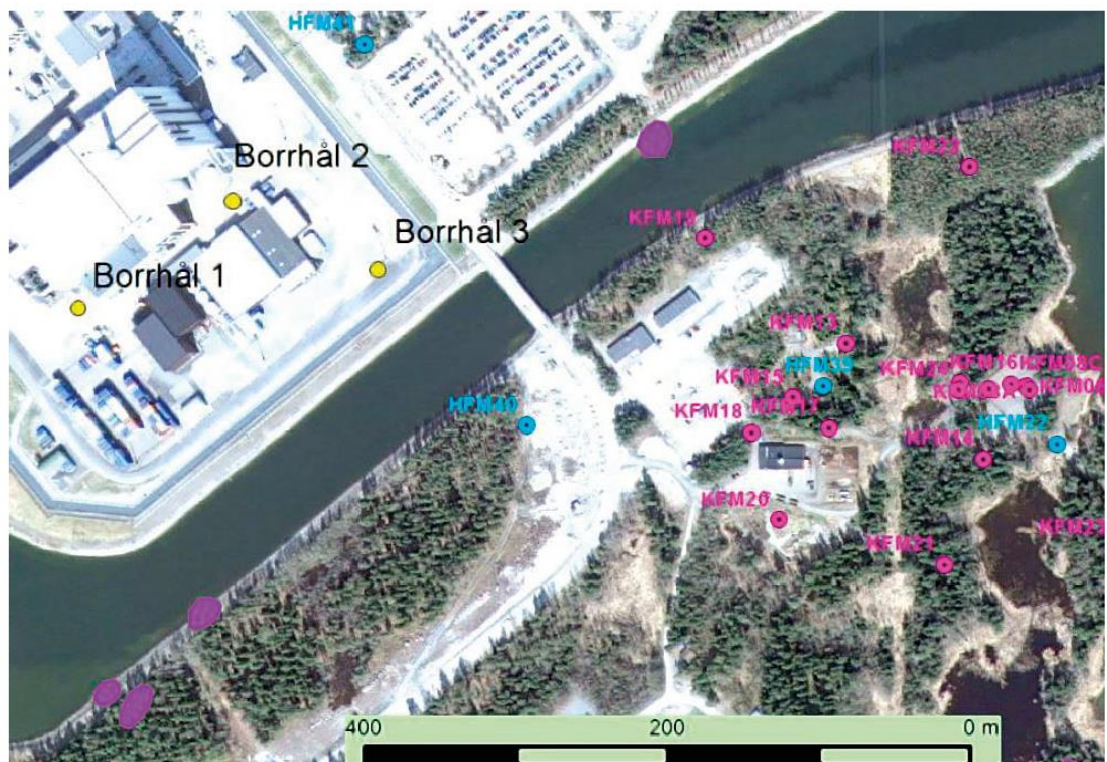


圖 2- 10 Forsmark 地區(遠場)之鑽孔位置

文獻[10]結果說明：

在所有鑽孔中皆測量到高流率。在 KFM25、KFM26 和 KFM27 中，其抽水過程可造成的最大洩降分別為 5 m、1 m 和 2.8 m。所有鑽孔均發現大量的流動裂縫，其中 KFM25 包含 44 條 (0.49 條/m)、KFM26 包含 49 條 (0.54 條/m) 和

KFM27 包含 70 條 (0.80 條/m)。在 KFM25 和 KFM26 中，所有測得的流量都明顯低於流量測量範圍的上限；但在 KFM27 中，一測得的裂縫 (裂縫 86.8 m) 其流量接近上限，而其洩降為 2.8 m。在這種情況下，將探頭移動到裂縫深度會改變其位置所測量到的壓力值；文獻結果顯示，這雖然會影響測量結果，但不致使測量結果產生過大之差異。

第三章、高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算

3.1 前言

深層地質最終處置遠場一般稱為「天然障壁」，係藉由地底下的母岩岩層達到天然隔絕的效應，適當阻隔用過核子燃料產生的輻射因子，以降低其對地表生態行為的影響。在深層處置設施中，用過核子燃料的衰變熱是造成障壁系統劣化損壞的主要原因之一，其大量的熱能將藉由母岩進行隔絕，在溫度急遽上升的過程中，可能讓岩體內的溫度超過臨界值，繼而改變母岩本體的材料性質；同時，溫度的上升也可能會引發或加劇其他災變效應，影響工程安全性以及處置孔的使用率，進而降低處置效能。有鑑於處置場在開始運作之後，需長時間維持其安全性，因此在規劃階段，必須針對處置場遠場進行大尺度且長時間進程的熱傳導行為分析，期能觀察及評估熱載重對於整個母岩區的影響。

鑑於用過核子燃料所產生的大量熱能係藉由天然母岩障壁進行隔絕，為觀察熱載重對於整個母岩區的影響，在規劃階段，必須針對處置場遠場進行大尺度且長時間進程的熱傳導行為分析。

由於參考文獻之遠場熱傳導分析僅考慮瑞典 Forsmark 當地之熱傳導參數，且未考慮地溫梯度，因此本研究在驗證觀察後，為了完備分析結果，將就熱傳導參數以及地溫梯度兩項議題進行後續之參數分析。同時，在相關的影響效應分析中，將以符合溫度不超過 100°C 規定作為觀察之前提。

3.2 遠場熱傳導驗證

本研究參考瑞典 SKB 評估報告所提供之 LayoutD2 遠場設置的設計概念[7]，針對熱傳導效應分析，進行數值模擬驗證，探討遠場處置場的溫度分佈狀況。此處置場域位於 470 公尺深的位置、面積約為 3.6 平方公里、總岩石體積約為 2.2×10^6 立方公尺，預計可以放置 6000 個處置罐。此處所作的分析為大尺度的處置場分析，忽略回填材料以及緩衝材料的材料參數，直接利用母岩的性質進行分析與觀測。另外參考瑞典 Forsmark 場址的地理特性，將使用兩種擁有不同熱傳導性的母岩進行分析，其中編號名稱為 RFM029 的母岩混合了中顆粒的花崗岩與花崗閃長岩，而編號 RFM045 的母岩則主要包含細晶質的花崗岩、及部分的偉晶岩與

花崗閃長岩等；在 D2 設計概念的配置模型中，RFM029 母岩的處置孔間距為 6m，而 RFM045 則為 6.8m。

3.2.1 熱傳導及熱衰變函數

熱傳遞主要可經由下列三種模式來進行：(一)熱傳導、(二)熱對流、(三)熱輻射。一般非放射性物質主要的熱傳遞方式為熱傳導與熱對流。研究顯示，處置場內部岩體若存在天然斷層裂縫區，則此處會有熱對流效應，但此熱對流效應相對於整體熱傳效應可忽略，亦即處置場的熱傳性質主要由熱傳導現象控制。

本研究使用參考文獻[7]的衰變熱公式進行計算，其有效時間為兩萬年，如公式(3-1)所示，

$$P(t) = P_0 \left[\sum_{i=1}^7 a_i \exp\left(-\frac{t}{t_i}\right) \right] \quad \text{式(3-1)}$$

其中 P_0 、 t 、 t_i 、 a_i 分別為初始衰變熱、處置時間、時間常數、衰變熱回歸參數。此公式描述在進行處置罐處置時之依時放熱變化結果，在模型中利用此公式計算其數值，與初始衰變熱相乘，即為整個處置罐的隨時間變化放熱。

圖 3-1 顯示衰變熱在放熱時所產生的熱能變化。相關參數如表 3-1 所列，表現了處置罐一萬年的放熱行為。圖中顯示其衰變過程可分為三個階段，分別以 10 年及 100 年作為分隔，在初期的 10 年內，熱效應十分明顯，隨後之 10~100 年間則逐漸退減。衰變熱函數圖顯示，當衰變熱放熱時間達到 100 年以後，熱量會降低致初始熱量的三分之一，但其衰變熱仍會維持一段很長的時間，甚至長達一萬年，因此仍需要考慮較長時間內之放熱行為，以確保是否會對生物環境造成安全疑慮。

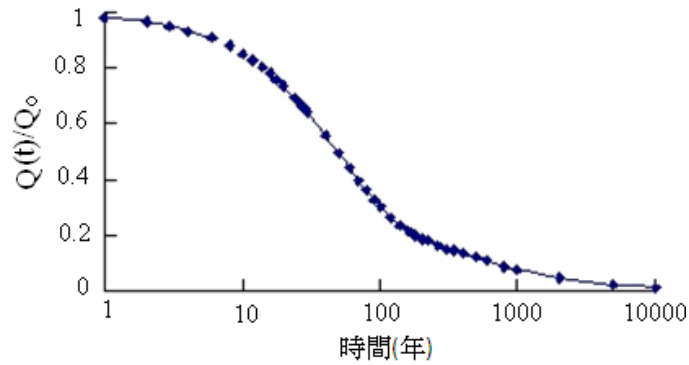


圖 3-1 熱衰變與時間的關係圖

表 3-1 衰變熱計算所使用係數[7]

I	t_i (years)	a_i (-)
1	20	0.060147
2	50	0.705024
3	200	-0.054753
4	500	0.249767
5	2,000	0.025408
6	5,000	-0.009227
7	20,000	0.023877

在 Layout D2 的設計當中，規定初始衰變熱不可以超過 1700w，本研究因此使用 1700w 作為初始衰變熱能。同時將整個處置場設定為熱源，將初始的衰變熱 1,700w，乘上預計的 6000 埋放處置罐數，並且除以處置場總體積即為體積熱的計算值。

3.2.2 文獻[7]分析模型及幾何配置

文獻[7]參考 Layout D2 之 SKB-Site 報告的幾何配置，兩個區域的組合成 Layout D2 設計，為位於瑞典 Forsmark 的假想處置場。整個設計總面積為 3.6 km²，處置隧道的總長度 72 km，分別為 RFM029 以及 RFM045 兩種不同的母岩類型編號，其區域示意如圖 3-2([7])。兩個區域有不同的處置罐擺放設計間距，RFM029 使用 6 m 母岩處置孔的間距，RFM045 則使用處置孔 6.8 m 間距，係根據其熱傳特性及相關材料性質而定。圖 3-3[7]中的 Scanline A、Scanline B、Scanline C，代

表三條垂直於地表的觀測線域。文獻[7]亦針對處置罐的不同擺放順序進行研究，但其影響並不顯著，因此本研究考慮處置罐同時施放衰變熱，作為影響溫度的保守估計考量。

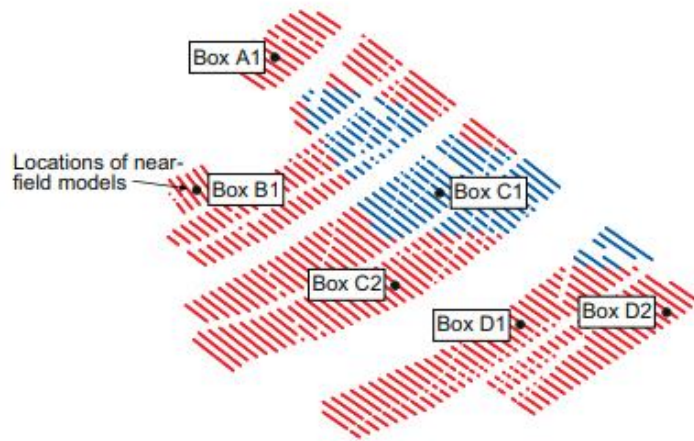


圖 3-2 Layout D2 處置區([7]) (藍區母岩 RFM045，紅區 RFM029)

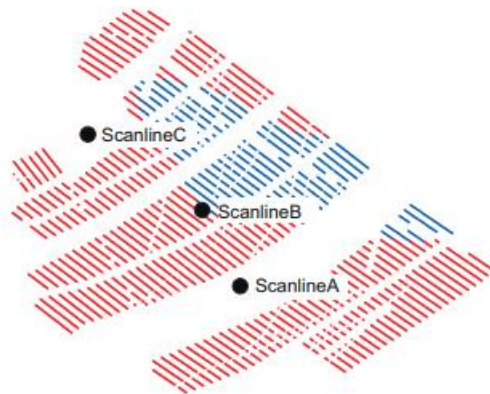


圖 3-3 表三條垂直於地表的觀測線域([7])

3.2.3 文獻[7]分析結果說明

圖 3-4 及圖 3-5 分別為 50 年及 200 年之放熱雲彩圖。三個垂直地表的觀測線 Scanline A、Scanline B、Scanline C，其中 Scanline A 與 Scanline C 分別位在處置場兩區塊的夾層位置，以及被處置區塊包圍的中間位置，以觀察熱傳導的溫度重疊區域；Scanline B 處置場中間區塊，且與處置場的放熱位置相交，便於觀察溫度高點的發生。文獻[7]觀察的深度取至處置場放熱的附近，進行驗證時其結果表示於 0~700 公尺的位置區間(分別如圖 3-6、圖 3-7、圖 3-8 所示)。

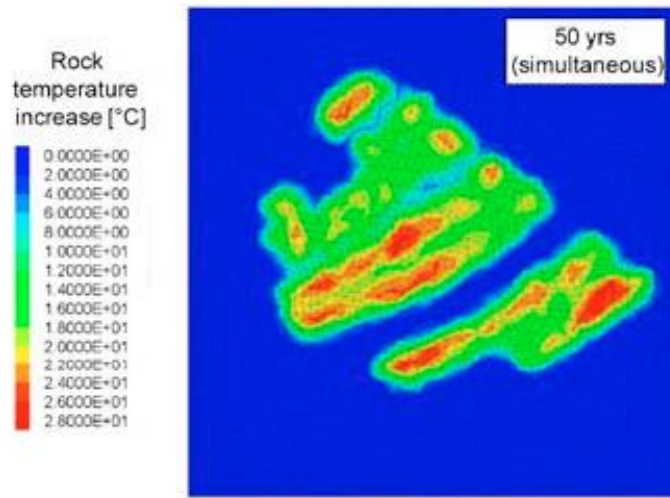


圖 3-4 放熱雲彩圖(50 年)[7]

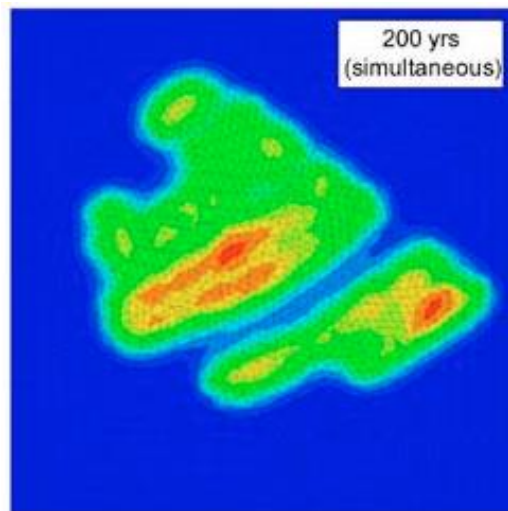


圖 3-5 放熱雲彩圖(200 年)[7]

文獻[7]的觀察結果顯示，Scanline B 與於處置場放熱區相交，相較其他兩個點位溫度較高，且在較早的時間達到溫度峰值，其高溫約出現在第一百年，但相對於 Scanline A、C 兩個觀測線，溫度的峰值會延後出現，Scanline A 的峰值溫度大約會出現在 300~500 年左右出現，而 Scanline C 則是 500~1000 年達到最高溫度。

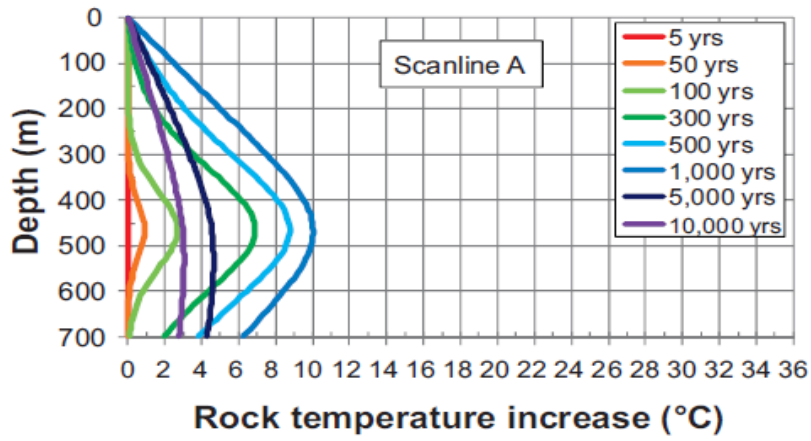


圖 3- 6 SKB 中 Scanline A 的溫度增量分佈結果 [7]

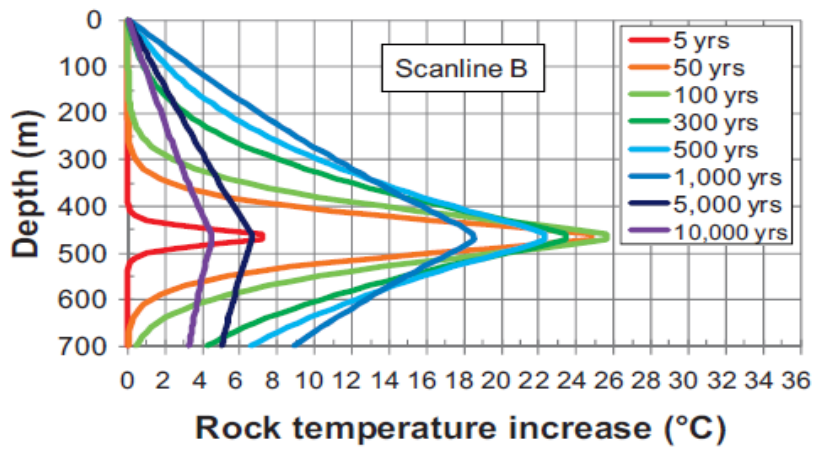


圖 3- 7 SKB 中 Scanline B 的溫度增量分佈結果 [7]

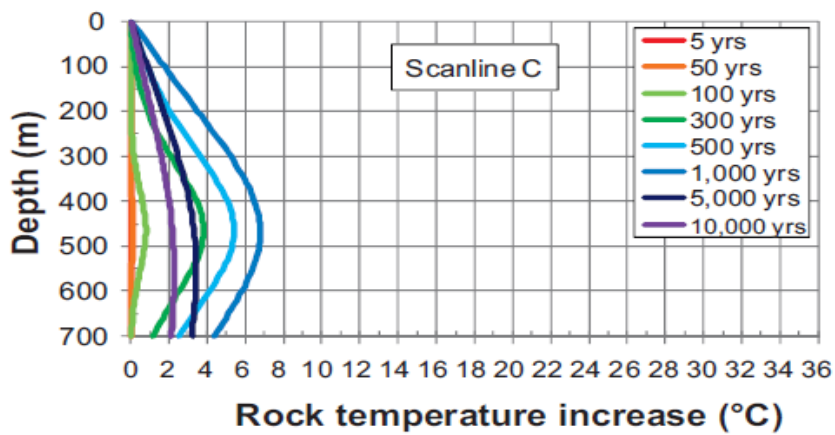


圖 3- 8 SKB 中 Scanline C 的溫度增量分佈結果 [7]

3.2.4 本研究驗證模型說明

本研究使用有限元素程式 ABAQUS 建立幾何模型，本研究建立之分析模型如圖 3-9 所示，長、寬分別為 40 公里與 30 公里，深度為 12 公里，使用超大尺度模型的原因，在於降低邊界條件對處置場區域之計算結果的影響。

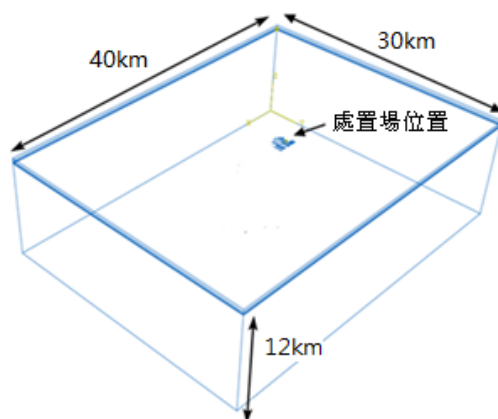


圖 3-9 遠場模型幾何配置的示意圖

為了因應模型幾何的複雜性，本研究熱傳導分析模型使用 DC3D10 元素，其為三維十個節點的二次熱傳導四面體元素，較能適應複雜幾何模型的切割以及計算，切割後的模型示意如圖 3-10。

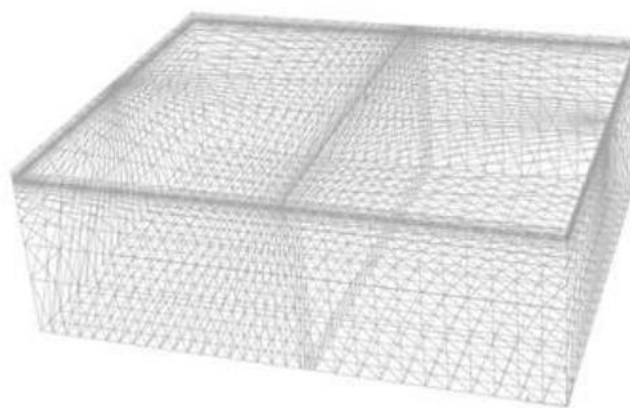


圖 3-10 遠場網格切割後的有線元素模型示意圖

本研究所用的材料參數參考文獻[7]，將熱傳導分析中主要的材料參數包含比熱容量、熱傳導係數與密度，如表 3-2 所示。

在此考慮的材料主要為母岩，RFM029 的母岩類中混合了中顆粒的花崗岩與

花崗閃長岩，RFM045 的母岩類型主要含細晶質的花崗岩及部分的偉晶岩與花崗閃長岩。由於本研究係為遠場天然壁障系統的分析，故不考慮處置罐、緩衝材料、回填材料的影響。

表 3-2 熱傳導分析的材料參數[7]

材料參數	RFM029	RFM045
比熱容量 MJ/(m ³ ·K)	2.06	2.12
熱傳導係數 W/(m·K)	3.57	3.56
密度 Kg/m ³	2700	2700

在初始條件的設置上，本文的初始熱能由前節所描述的衰變熱函數進行設定。由於初始的溫度並不會對於溫度增量的計算造成影響，因此在計算中設定整個處置場的溫度為零度，如圖 3-11，以觀察溫度變化的結果。在邊界條件的設定上，於模型頂部的邊界上，模擬文獻[7]的模型，整個的頂部所設的邊界溫度也為零度，如圖 3-12。

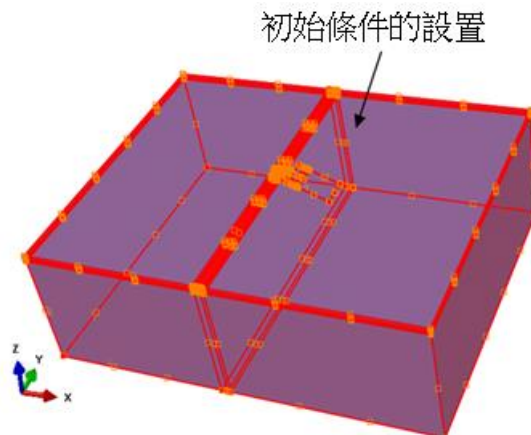


圖 3-11 初始條件設置示意圖

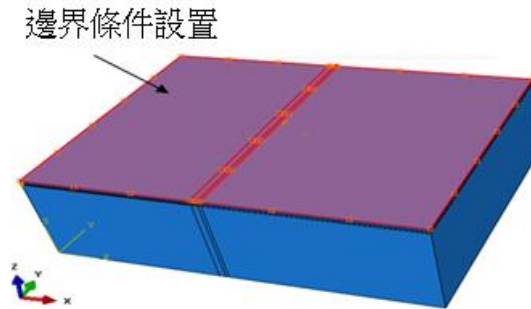


圖 3-12 邊界條件設置示意圖

3.2.5 案例結果驗證觀察

本研究針對三個垂直於地表的觀測點 Scanline A、Scanline B、Scanline C 進行驗證，進行驗證時也將結果表示於 0~700 公尺的位置區間，如圖 3-13、圖 3-14、圖 3-15 所示。觀察結果顯示，本文的溫度變化趨勢與文獻[7](如圖 3-6、圖 3-7、圖 3-8 所示)一致。

本研究在 Scanline B 最高溫度為 27.1°C ，文獻的最高溫度則為 25.8°C ；Scanline A 本研究的最高溫度為 10.2°C ，而文獻的最高溫 10.0°C ；Scanline C 本研究最高溫為 6.4°C ，而文獻的最高溫為 6.9°C 。

另一方面，當放熱時間更久以後，Scanline A 溫度的增量與文獻有相近的結果，在放熱的各列出年份之溫度分布趨勢與數值皆與文獻接近，但在本文的研究中，起始放熱的溫度值上升速度比文獻稍微快，係因文獻[7]並未提供精確的模型幾何，因此幾何模型的不同可能造成有此溫度結果的差異。同時，本文的 Scanline B 整體的趨勢與溫度趨勢皆有相似的結果，不過在溫度增量上升的速度比文獻稍慢一些，在 50 年、100 年的溫度增量比文獻的溫度高一些，在放熱 300 年以後，溫度增量的降低幅度則比文獻快，溫度也稍低於文獻，理由同上。另外，本文 Scanline C 的溫度增量趨勢隨深度變化的數值皆與文獻[7]相近，不過本文的起始溫度上升的速度比文獻快，最高溫發生的時間也與文獻不同，但溫度的溫差僅有 1 度內的差距，另外最高溫度增量稍低於文獻結果，但仍可接受，此差異除了上述原因外，也可能是因為此處的模型幾何較 Scanline A、B 複雜的多，網格分割的元素較複雜，造成分析結果的差異。

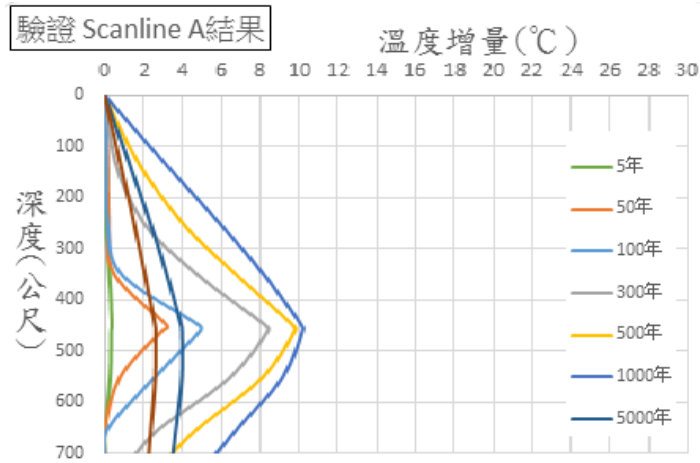


圖 3- 13 本研究 ScanlineA 的隨深度變化的溫度增量驗證結果([1])

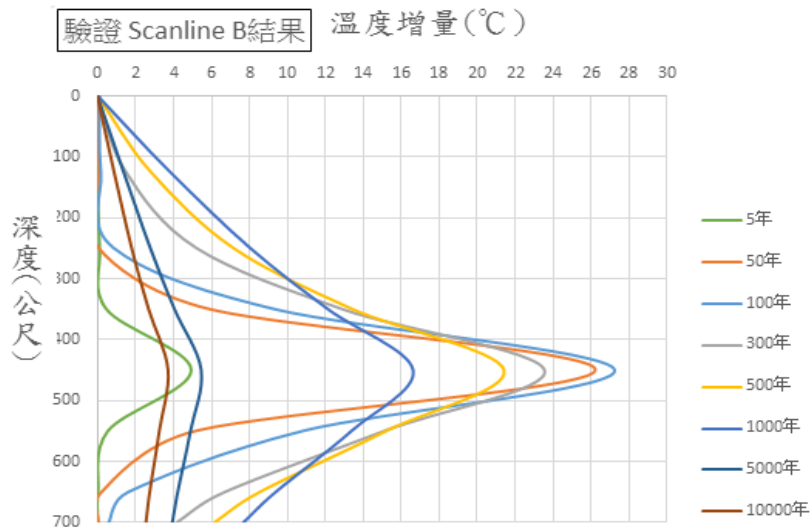


圖 3- 14 本研究 ScanlineB 的隨深度變化的溫度增量驗證結果([1])

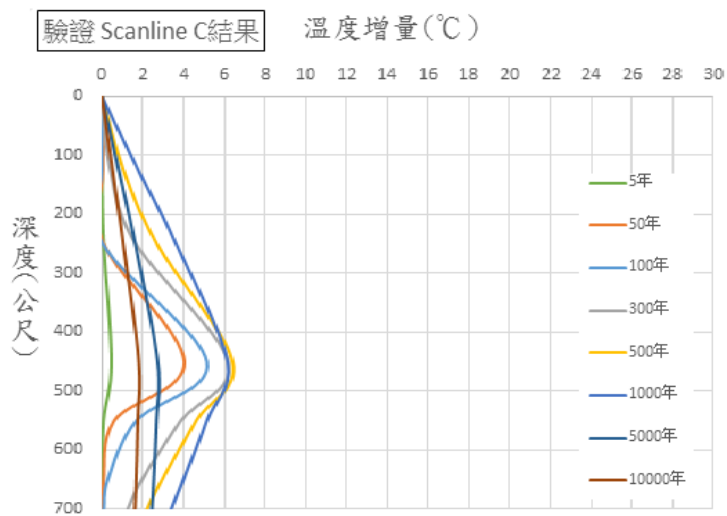


圖 3- 15 本研究 ScanlineC 的隨深度變化的溫度增量驗證結果([1])

3.3 熱傳導參數影響分析

本節將根據文獻[11]提供之材料參數，繼續使用前章節所建立之模型，分析不同地區因為熱傳導參數改變之結果，包括台灣地區以及其他地區之熱傳導參數分析。

本文 3.2.5 節及文獻[7]皆顯示 Scanline B 在分析之特定年份中，第 100 年時會出現最高溫度，且在 0 至 700 公尺深度間，460 公尺位置會出現最高溫度，所以我們將特別關注在第 100 年時，Scanline A、B、C 在深度 460 公尺之結果。另外特別觀察在參考案例 460 公尺深，出現最高溫度的位置。

3.3.1 台灣地區熱傳導參數

根據文獻[11]，台灣離島結晶岩測試區的太武山花崗片麻岩體之熱傳導係數範圍為 2.85 W/(m·K) 至 2.94 W/(m·K)。因此我們將 2.85 W/(m·K) 和 2.94 W/(m·K) 作為台灣案例一及台灣案例二之熱傳導係數，其結果在 Scanline A 上分別為 4.91°C 及 4.93°C；在 Scanline B 上分別為 29.62°C 及 29.25°C；在 Scanline C 上分別為 4.86°C 及 4.88°C；在參考案例出現最高溫位置上分別為 31.92°C 及 31.49°C，如表 3-3。

表 3-3 台灣案例之熱傳導係數及結果

	案例一	案例二
熱傳導係數 (W/m·K)	2.85	2.94
Scanline A 460m 處 (°C)	4.91	4.93
Scanline B 460m 處 (°C)	29.62	29.25
Scanline C 460m 處 (°C)	4.86	4.88
參考案例 460m 最高溫處 (°C)	31.92	31.49

3.3.2 其他地區熱傳導參數

本節將分析芬蘭和日本之熱傳導係數對結果之影響。

根據文獻[11]，芬蘭之熱傳導係數為 2.91 W/(m·K)及 2.92 W/(m·K)，分別作為芬蘭案例一及案例二之熱傳導係數，其結果在 Scanline A 上均為

4.92°C；在 Scanline B 上分別為 29.37°C 及 29.33°C；在 Scanline C 上均為 4.88°C；在參考案例出現最高溫位置上分別為 31.63°C 及 31.59°C，如表 3-4。

表 3-4 芬蘭案例之熱傳導係數及結果

	案例一	案例二
熱傳導係數 (W/m · K)	2.91	2.92
Scanline A 460m 處 (°C)	4.92	4.92
Scanline B 460m 處 (°C)	29.37	29.33
Scanline C 460m 處 (°C)	4.88	4.88
參考案例 460m 最高溫處 (°C)	31.63	31.59

根據文獻[11]，日本之熱傳導係數範圍為 2 W/(m · K) 至 3 W/(m · K)。因此我們將 2 W/(m · K) 和 3 W/(m · K) 作為日本案例一及日本案例二之熱傳導係數，其結果在 Scanline A 上分別為 4.65°C 及 4.94°C；在 Scanline B 上分別為 33.69°C 及 29.02°C；在 Scanline C 上分別為 4.43°C 及 4.90°C；在參考案例出現最高溫位置上分別為 36.69°C 及 31.22°C，如表 3-5。

表 3-5 日本案例之熱傳導係數及結果

	案例一	案例二
熱傳導係數 (W/m · K)	2	3
Scanline A 460m 處 (°C)	4.65	4.94
Scanline B 460m 處 (°C)	33.69	29.02
Scanline C 460m 處 (°C)	4.43	4.90
參考案例 460m 最高溫處 (°C)	36.69	31.22

3.4 地溫梯度影響分析

本文 3.3 節所得之結果均為溫度增量，因為各個地區之地表溫度以及地溫梯

度不同，本節將接續前一節之結果，另外考慮不同地區之地表溫度和地溫梯度。

3.4.1 台灣案例

根據文獻[11]，台灣離島結晶岩測試區的太武山花崗片麻岩體之地表溫度為 20.8°C，地溫梯度為 1.7°C/100m，故可推得在 460 公尺深之溫度增量結果，須再加上 28.62°C。台灣案例加入地溫梯度影響之結果，如表 3-6，數值皆小於 100°C。

表 3-6 台灣案例加入地溫梯度影響後之結果

	案例一	案例二
熱傳導係數 (W/m · K)	2.85	2.94
Scanline A 460m 處 (°C)	33.53	33.55
Scanline B 460m 處 (°C)	58.24	57.87
Scanline C 460m 處 (°C)	33.48	33.50
參考案例 460m 最高溫處 (°C)	60.54	60.11

3.4.2 其他案例

本節將分析芬蘭和日本之地溫梯度對結果之影響。

根據文獻[12]，芬蘭在 400 公尺深岩石的溫度為 10.5°C，地溫梯度為 1.5°C/100m，故可推得芬蘭在 460 公尺深之溫度增量結果，須再加上 11.40°C。芬蘭案例加入地溫梯度影響之結果，如表 3-7，數值皆小於 100°C。

表 3-7 芬蘭案例加入地溫梯度影響後之結果

	案例一	案例二
熱傳導係數 (W/m · K)	2.91	2.92
Scanline A 460m 處 (°C)	16.32	16.32
Scanline B 460m 處 (°C)	40.77	40.73
Scanline C 460m 處 (°C)	16.28	16.28
參考案例 460m 最高溫處 (°C)	43.03	42.99

根據文獻[13]，日本地表溫度為 15°C，地溫梯度為 3°C/100m，故可推得日本在 460 公尺深之溫度增量結果，須再加上 28.80°C。日本案例加入地溫梯度影響之結果，如表 3-8，數值皆小於 100°C。

除了表 3-8 所列之結果以外，因日本案例一為出現最高溫度之案例，特別觀察此案例之最高溫，其溫度增量加上地溫影響後為 65.52°C。

表 3-8 日本案例加入地溫梯度影響後之結果

	案例一	案例二
熱傳導係數 (W/m · K)	2	3
Scanline A 460m 處 (°C)	33.45	33.74
Scanline B 460m 處 (°C)	62.49	57.82
Scanline C 460m 處 (°C)	33.23	33.70
參考案例 460m 最高溫處 (°C)	65.49	60.02

第四章、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行 驗證計算

4.1 前言

在處置場的運作期間，用過核燃料所產生的衰變熱與地下水的入侵是造成障壁系統劣化損壞的主要原因；此外，在處置過程中，亦極可能因為地震及地層變動等不可預期之因素，在處置場之障壁系統中形成裂縫(fracture)，其伴隨發生的災損效應將會加速障壁之劣化。DECOVALEX 為多國政府組織於 1992 年成立的一個國際合作計畫，該計畫主要研究用過核子燃料的最終處置，並對耦合模型進行開發研究及使用耦合模型對試驗進行平行驗證；而 DECOVALEX 中亦針對上述之裂縫要項提出的相應的工作任務(文獻[3])。在該任務中設置之地理條件為將處置罐埋放於地下 500-1000 公尺深，於處置罐體附近之母岩具有一條裂縫帶，分析上採完全耦合 T-H-M 模擬處置場近場的效能，並從中了解具有裂縫之地質環境對處置場總體水文特性所產生的影響。至此，我國在規劃施工前必須針對上述之相關變因，就其可能引致之相應災損效應進行評估。

本研究將依據 DECOVALEX(文獻[3])中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務 BMT1C，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。

由於國際合作計畫中係針對特定位置及厚度之裂縫進行分析，因此本研究在驗證觀察後，將就母岩裂縫之其他重要之幾何參數(包含厚度、數量與位置等)進行後續之參數分析。

4.2 文獻[3]分析模型之概念說明

文獻[3]中之處置場係使用 KBS-3V 的 BMT1C 處置概念所建置而成(圖 4-1)，處置場之詳細幾何配置包括分析模型總高、短向間距、長向間距。因使用代表體積單元的概念進行分析，故建置模型時需定義適當之寬度、長度，並於處置罐及外包件中心外圍處設置厚度為 0.05 公尺之裂縫。同時，使用代表體積單元進行

分析，代表體積單元及其截面示意列示於圖 4-2([3])。分析模型示意列示於圖 4-3[3]，總高為 100 公尺、短向間距為 4.44 公尺、長向間距為 10 公尺。

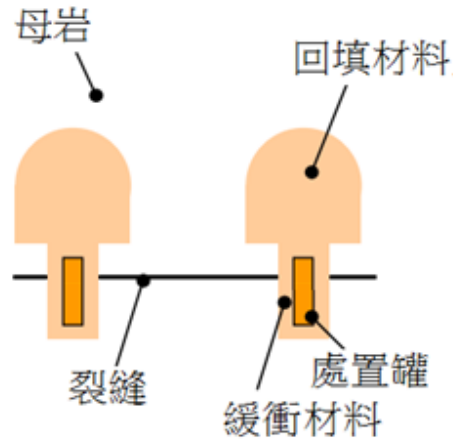


圖 4-1 KBS-3V 的處置概念

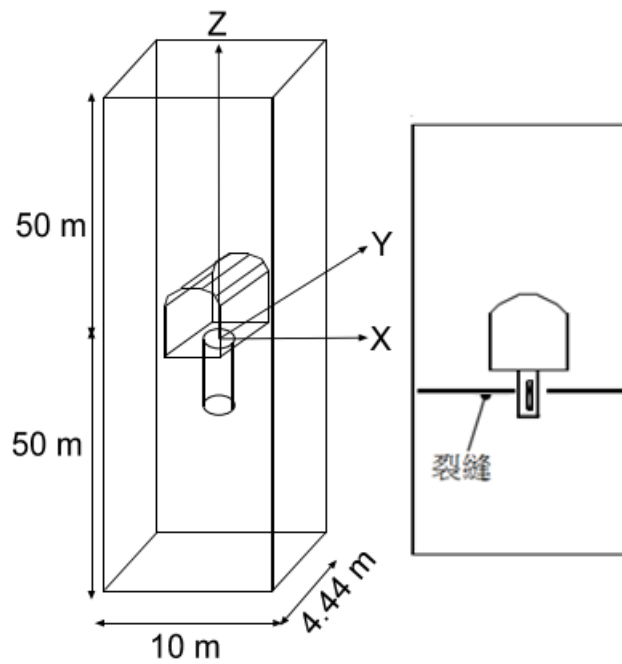


圖 4-2 代表體積單元([3])及其截面示意圖

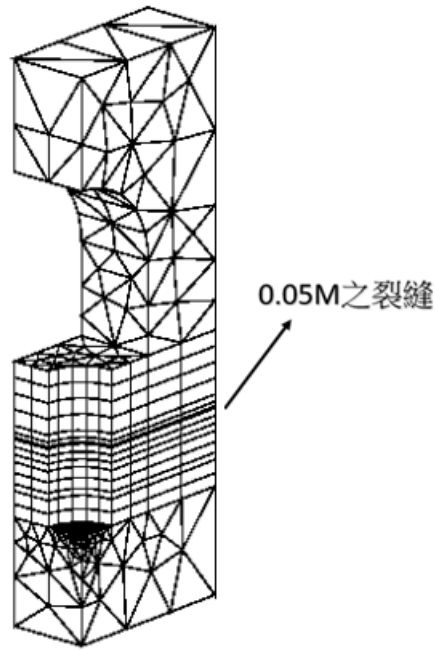


圖 4-3 文獻分析模型示意圖([3])

文獻[3]考慮的材料包含處置罐、外包件、緩衝材料、回填材料及母岩；熱傳分析所使用的材料參數包含密度、熱傳導係數及比熱等；由於各國所使用的參數並不一致，故將對各國案例分別進行探討。表 4-1 至表 4-5 為各國初始熱傳分析材料參數；另緩衝材料及回填材料之熱傳導係數與飽和度呈正比，其對應關係於表 4-6 所示。其中，SKI 為瑞典團隊；CNSC 為加拿大團隊；JNC 則為日本團隊。

表 4-1 初始熱傳母岩/裂縫材料參數表([3])

母岩/裂縫材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	2746	2746	2670
比熱(Ws/K·kg)	833	833	1000
熱傳導係數(W/m·K)	2.7	2.6	2.8

表 4-2 初始熱傳緩衝材料參數表([3])

緩衝材料材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	1650	1650	1600
比熱(Ws/K·kg)	915.652	915.652	915.652
熱傳導係數(W/m·K)	1.28	1.475	1.653

表 4-3 初始熱傳回填材料參數表([3])

回填材料材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	1800	1800	1800
比熱(Ws/K·kg)	915.652	915.652	841.739
熱傳導係數(W/m·K)	1.28	1.475	1.653

表 4-4 初始熱傳外包件材料參數表([3])

外包件材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	7800	7800	7800
比熱(Ws/K·kg)	460	460	460
熱傳導係數(W/m·K)	53	53	53

表 4-5 初始熱傳處置罐材料參數表([3])

處置罐材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	2800	2800	2800
比熱(Ws/K·kg)	960	960	960
熱傳導係數(W/m·K)	1.2	1.2	1.2

表 4-6 緩衝材料及回填材料之熱傳導係數對應表([3])

飽和度	SKI/CEA	CNSC	JNC
0.1	0.62	0.65	0.618
0.2	0.74	0.80	0.733
0.3	0.86	0.95	0.848
0.4	0.98	1.10	0.963
0.5	1.10	1.25	1.078
0.6	1.22	1.40	1.193
0.7	1.34	1.55	1.308
0.8	1.46	1.70	1.423
0.9	1.58	1.85	1.538
1.0	1.70	2.00	1.653

表 4-7 至表 4-11([3])為各國於水-力分析時所使用的材料參數，其中處置罐及外包件為不透水材料，故不須設置滲透率；另文獻[14]指出母岩之滲透率將隨孔隙率變化而改變，在分析軟體中，滲透率將以水力傳導係數表示，故另須轉換。根據文獻([3])中的公式(4-1)可得緩衝材料的相對滲透係數對應飽和度之關係；表 4-12 為回填材料與母岩的相對滲透率對應飽和度之關係；表 4-13 為孔隙材料飽和度對應吸力之關係。

表 4-7 初始水-力母岩材料參數表([3])

母岩材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	2746	2746	2670
彈性模數(kPa)	6.1×10 ⁷	6.1×10 ⁷	3.7×10 ⁷
波松比	0.3	0.303	0.25
熱膨脹係數(1/°C)	8.21×10 ⁻⁶	2.46×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁶
滲透率(m ²)	1.0×10 ⁻¹⁹	1.0×10 ⁻¹⁸	1.0×10 ⁻¹⁸

表 4-8 初始水-力緩衝材料參數表([3])

緩衝材料材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	1650	1650	1600
彈性模數(kPa)	3.0×10 ⁴	1.5×10 ⁵	5.0×10 ⁵
波松比	0.3	0.45	0.3
熱膨脹係數(1/°C)	3.0×10 ⁻⁵	3.0×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶
滲透率(m ²)	1.6×10 ⁻²⁰	1.6×10 ⁻²⁰	4.0×10 ⁻²⁰

表 4-9 初始水-力回填材料參數表([3])

回填材料材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	1800	1800	1800
彈性模數(kPa)	3.0×10 ⁴	3.0×10 ³	3.0×10 ³
波松比	0.3	0.4	0.4
熱膨脹係數(1/°C)	3.0×10 ⁻⁵	3.0×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶
滲透率(m ²)	6.0×10 ⁻¹⁹	6.0×10 ⁻¹⁹	6.0×10 ⁻¹⁹

表 4- 10 初始水-力裂縫材料參數表([3])

裂縫材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
密度(kg/m ³)	2746	2746	2670
彈性模數(kPa)	6.1×10 ⁷	6.1×10 ⁷	3.7×10 ⁷
波松比	0.3	0.303	0.25
水力傳導係數(m/s)	1.67×10 ⁻⁹	1.85×10 ⁻⁸	1.67×10 ⁻⁸

表 4- 11 初始水-力處置罐/外包件材料參數表([3])

材料性質	處置罐	外包件
密度(kg/m ³)	2800	7800
彈性模數(kPa)	8.2×10 ⁷	2.0×10 ⁸
波松比	0.3	0.3
熱膨脹係數(1/°C)	1.0×10 ⁻⁶	1.64×10 ⁻⁶

$$k_r = S_e^{1/2} \left\{ 1 - \left(1 - S_e^{1/m} \right)^m \right\}^2 \quad \text{式(4-1)}$$

其中 k_r 為相對滲透係數、 S_e 為飽和度、 m 為常數

表 4- 12 相對滲透係數與飽和度之關係([3])

回填材料		母岩	
飽和度	相對滲透係數	飽和度	相對滲透係數
0.613	0.100	0.809	0.202
0.733	0.209	0.911	0.401
0.823	0.339	0.923	0.445
0.909	0.538	0.943	0.520
0.920	0.570	0.950	0.543
0.941	0.634	0.960	0.588
0.960	0.732	0.732	0.647
0.968	0.764	0.764	0.721
0.981	0.832	0.832	0.766
0.990	0.896	0.896	0.819
0.995	0.929	0.929	0.899
0.998	0.960	0.960	0.948
1.000	1.000	1.000	1.000

表 4- 13 孔隙材料飽和度對應吸力之關係([3])

緩衝材料		回填材料		母岩	
飽和度	吸力(kPa)	飽和度	吸力(kPa)	飽和度	吸力(kPa)
0.1	-118181.126	0.1	-2085.724	0.111	-5614.263
0.2	-49099.758	0.2	-1444.872	0.212	-3256.920
0.3	-28898.563	0.3	-1146.468	0.318	-2342.922
0.4	-19431.066	0.4	-956.436	0.407	-1878.713
0.5	-13907.656	0.5	-815.207	0.502	-1503.481
0.6	-10216.158	0.6	-698.795	0.613	-1167.586
0.636	-9150.547	0.636	-660.290	0.727	-903.109
0.7	-7483.110	0.7	-594.034	0.820	-677.675
0.8	-5257.336	0.8	-430.196	0.912	-457.146
0.9	-3204.587	0.9	-370.188	0.930	-401.916
0.95	-2047.863	0.95	-281.231	0.977	-234.979
1	0	1	0	1	0

在熱傳分析之初始及邊界條件上，文獻[3]中說明 BMT1C 工作任務各國團隊皆進行預先通風 25 年的處理，故在進行熱傳導分析時須考慮靜置通風及處置罐放熱兩階段。

靜置通風階段，本研究設定母岩初始溫度為 45°C，處置隧道則為 20°C，於隧道孔壁上設置 20°C 的邊界溫度、上下邊界處則設置 45°C 的邊界溫度，並施行為時 25 年的熱傳導分析。但由於文獻[3]針對 CNSC 之邊界溫度的文字與圖示說明並不相符(分別為 50°C 與 45°C)，因此在後續 CNSC 熱傳導案例將會增列 50°C 計算結果以進行比較。此為藉由延長經開挖後處置場的熱傳導分析以模擬隧道開挖後的靜置通風冷卻效應，並可從中了解周圍母岩之溫度場變化情形。待靜置通風階段分析完成，即進入處置罐放熱階段，其初始熱衰變函數為 350 W、熱能與時間之對應關係如圖 4-4 所示。

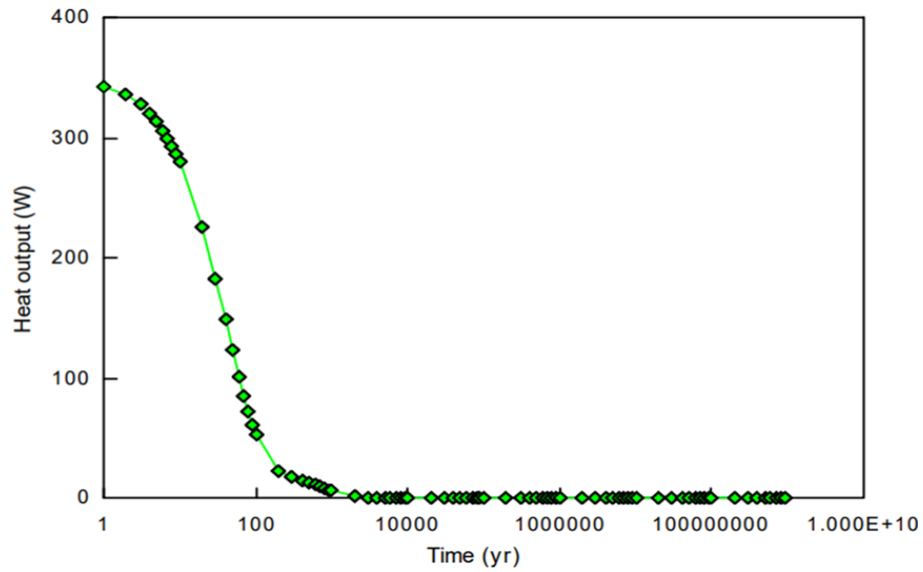


圖 4-4 衰變熱熱能與時間之對應關係([15])

另一方面，在水力分析之初始及邊界條件上，文獻[3]所使用緩衝及回填材料、母岩材料等的初始條件如表 4-14 及表 4-15 所示。

表 4-14 處置場緩衝及回填材料之初始條件([3])

材料性質	緩衝材料	回填材料
孔隙比	0.636661	0.49925
孔隙水壓(kPa)	-9611	-479
飽和度	0.63	0.81
有效應力(kPa)	-5959	-388

表 4-15 處置場母岩材料之初始條件([3])

母岩材料性質	SKI/CEA	CNSC	JNC
孔隙比	0.00275	0.00306	0.00306
孔隙水壓(kPa)	-143	-143	-143
飽和度	0.990	0.990	0.990
有效應力(kPa)	-141	-141	-141

4.3 本研究驗證模型說明

本研究之模型將參照 DECOVALEX 文獻[3]中之處置概念建置而成，並使用四分之一代表體積單元進行分析。由於國際合作計畫中各國所使用的參數並不一致，故將對各國案例分別進行探討，參酌的團隊包括瑞典 SKI、加拿大 CNSC 及日本 JNC。在處置場之配置下，於處置罐及外包件中心外圍處設置厚度為 0.05 公尺之裂縫如圖 4-5。

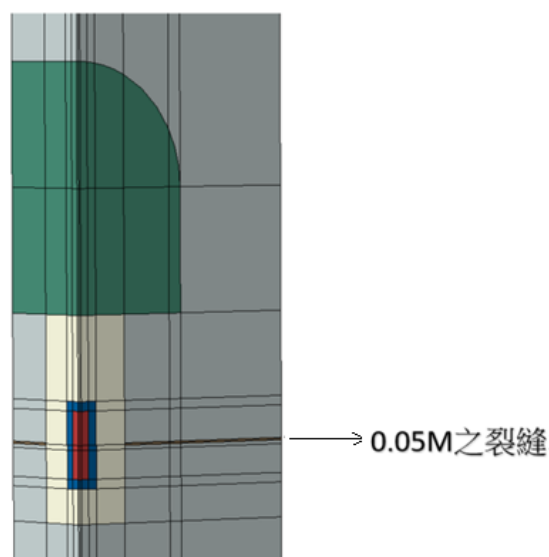


圖 4-5 本研究模型幾何示意圖

在熱傳導分析中，於處置罐處設置熱載重模擬用過核子燃料的衰變熱，並設定其熱衰變函數及邊界溫度；於水力分析模型中須定義各孔隙材料之初始孔隙比、孔隙水壓、飽和度及有效應力，另須設定相應之初始條件、母岩邊界孔隙水壓，如圖 4-6 所示；於力學邊界條件設定上，則以滾支承束制各垂直方向的位移，如圖 4-7 所示。此外，在裂縫的部分，由於裂縫的水文特性，其擁有比一般母岩更高的水力傳導係數，本研究係以前述文獻[3]的數值模型作為參考，進行相應之計算分析。

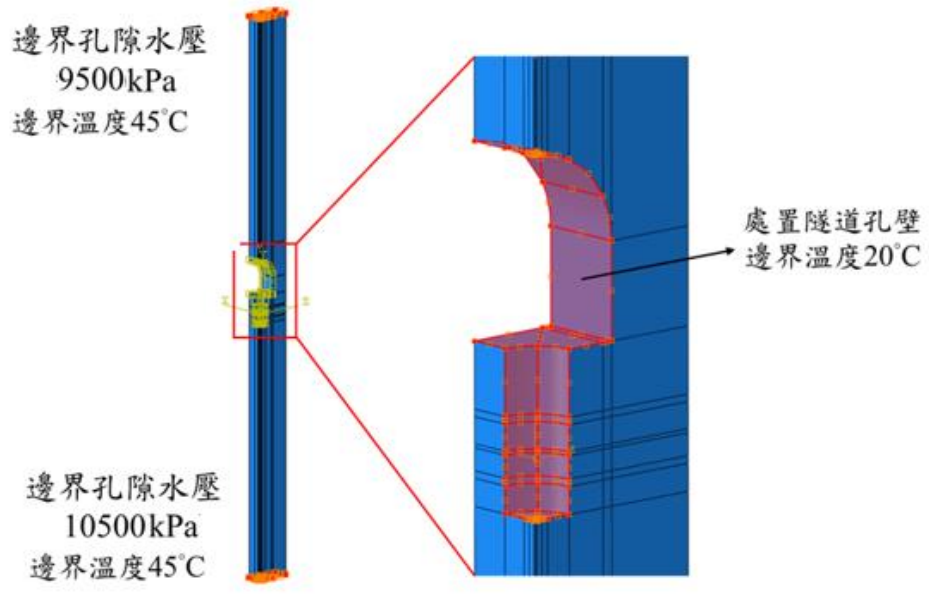


圖 4-6 溫度及水力邊界示意圖

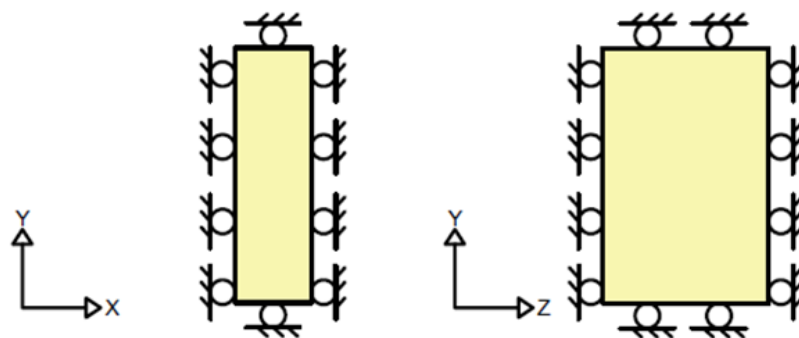


圖 4-7 力學邊界條件示意圖

4.4 文獻分析結果說明及驗證觀察

本節將使用熱-水-力耦合方式進行熱傳導分析與水力分析，其中水力分析將以熱傳導之分析結果作為水-力分析的熱載重使用；分析所使用的模型幾何、材料參數及初始、邊界條件於 4.1~4.3 節所述，本研究將與文獻中的 SKI 瑞典團隊、CNSC 加拿大團隊與 JNC 日本團隊進行熱傳溫度與飽和度結果之數值比較，其中與文獻比較的參考點為 B4 點位，為外包件與緩衝材料交界處的中間點，如圖 4-8 所示。

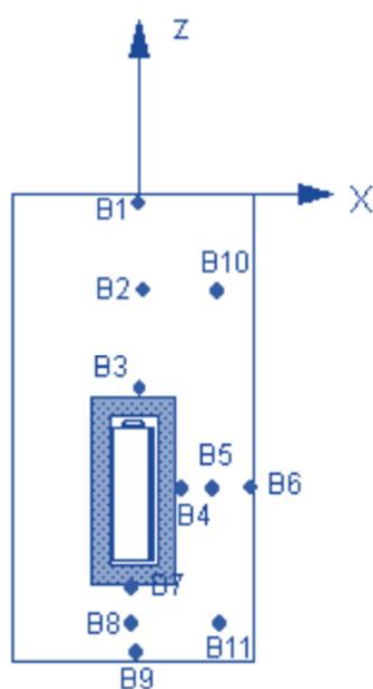


圖 4-8 參考點位示意圖[15]

4.4.1 SKI 案例結果比較

比較結果如表 4-16 所示，SKI 案例以 B4 為參考點輸出的溫度歷時圖中最高溫度為 80°C，發生時間為 30 年左右；本研究分析結果為最高溫度 81.8°C，發生時間為 33 年，由曲線圖中可看出溫度變化趨勢幾近相同，從圖 4-9 結果可以看出在最高溫度有些許差異。

表 4-17 為 SKI 案例輸出的到達再飽和時間比較表，從表中可得出 SKI 案例

緩衝材料到達再飽和時間為 14 年，本研究則為 16 年。

綜合上述兩者結果本研究與 SKI 案例皆具有些許的差異，其原因可能是數值模型中網格建置差異所導致。

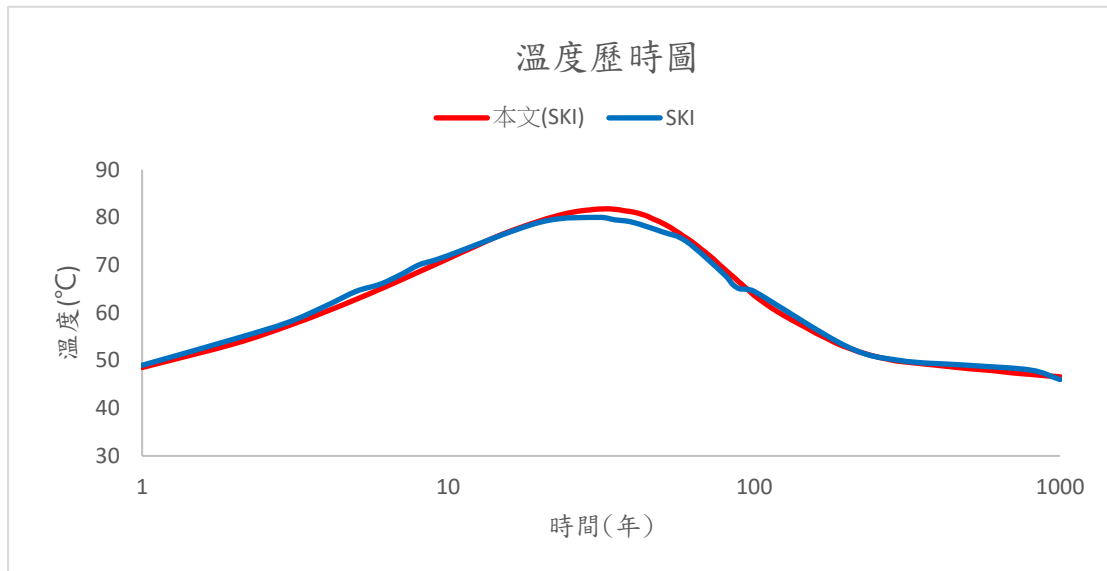


圖 4-9 SKI 案例參考點之溫度歷時

表 4-16 本研究與 SKI 案例之溫度峰值比較

案例	最高溫度(°C)	發生時間(年)
SKI	80	30 年左右
本研究(SKI)	81.8	33

表 4-17 本研究與 SKI 案例之到達再飽和時間比較

案例	到達再飽和時間 (年)
SKI	14
本研究(SKI)	16

4.4.2 CNSC 案例結果比較

比較結果如表 4-18 所示，CNSC 案例以 B4 為參考點輸出的溫度歷時圖中最高溫度為 75°C，發生時間為 40 年左右；本研究於邊界條件 50°C 分析結果為最高溫度 84.97°C，發生時間為 36 年，由曲線圖中可看出峰值溫度發生時間近似但溫度峰值有明顯落差，其差異來到 9.97°C；本研究於邊界條件 45°C 分析結果為最高溫度 81.25°C，發生時間為 34 年，其峰值溫度更加接近 CNSC 案例之 75°C，但發生時間較 CNSC 之案例快 6 年。

表 4-19 為 CNSC 案例輸出的到達再飽和時間比較表，由表中可得出 CNSC 案例計算出緩衝材料到達再飽和時間為 4 年，本研究則為 5 年；另 CNSC 案例有額外列出一參考點 B5(緩衝材料外圍與中心點之連線中間處如圖 4-8)，其結果如表 4-20 所示，到達再飽和時間為 2 年左右。

綜合上述兩者結果本研究與 CNSC 案例在熱傳導分析有些許的差異，其原因可能是數值模型的網格差異所致；亦可能為文獻[3]給定之邊界條件與初始溫度圖文二者說明不符所致；在水-力分析結果與熱傳導分析結果不同，數值結果十分近似，由此推測是使用相同的模型邊界條件所致。

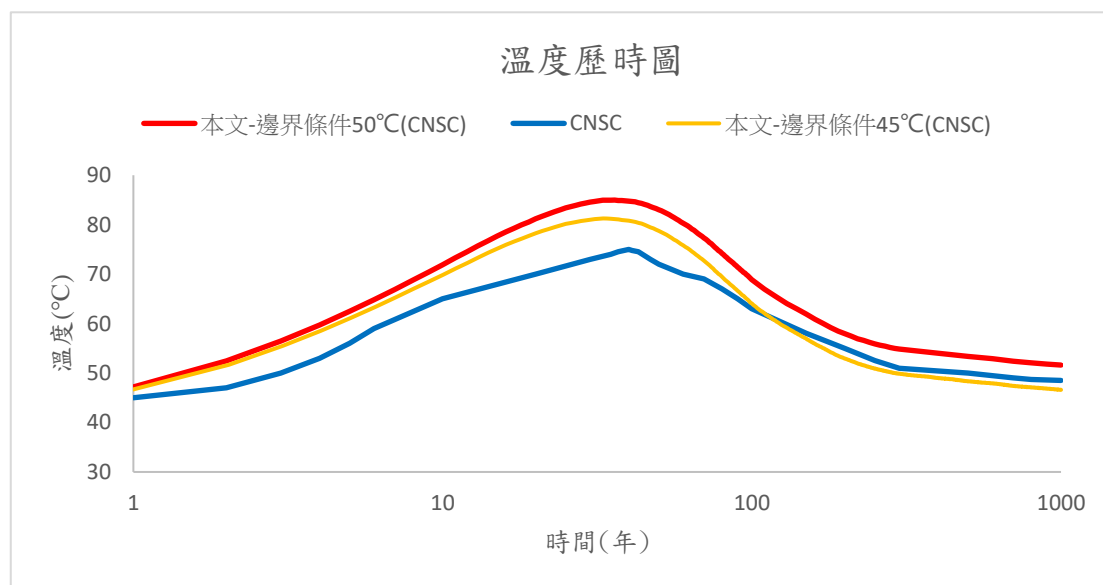


圖 4-10 CNSC 案例參考點之溫度歷時圖

表 4-18 本研究與 CNSC 案例之溫度峰值比較

案例	最高溫度(°C)	發生時間(年)
CNSC	75	40 年左右
本研究-邊界條件 50°C(CNSC)	84.97	36
本研究-邊界條件 45°C(CNSC)	81.25	34

表 4-19 本研究與 CNSC 案例之到達再飽和時間比較

案例	到達再飽和時間 (年)
CNSC	4
本研究(CNSC)	5

表 4-20 本研究與 CNSC 案例之到達再飽和時間比較

案例	到達再飽和時間 (年)
CNSC	2
本研究(CNSC)	2.5

4.4.3 JNC 案例結果比較

比較結果如表 4-21 所示，JNC 案例以 B4 為參考點輸出的溫度歷時圖中最高溫度為 78°C，發生時間為 30 年左右；本研究分析結果為最高溫度 78.7°C，發生時間為 34 年，由曲線圖中可看出溫度峰值和發生時間趨勢幾近相同。

表 4-22 為 JNC 案例輸出的到達再飽和時間比較表，由表中可得出 JNC 案例計算出緩衝材料到達再飽和時間為 3 年，本研究則為 3.36 年。

綜合上述兩者結果本研究與 JNC 案例分析的結果相近，其原因可能是本研究所使用的模型幾何、材料參數、初始條件、邊界條件及數值網格等分析要素與 JNC 案例近似。

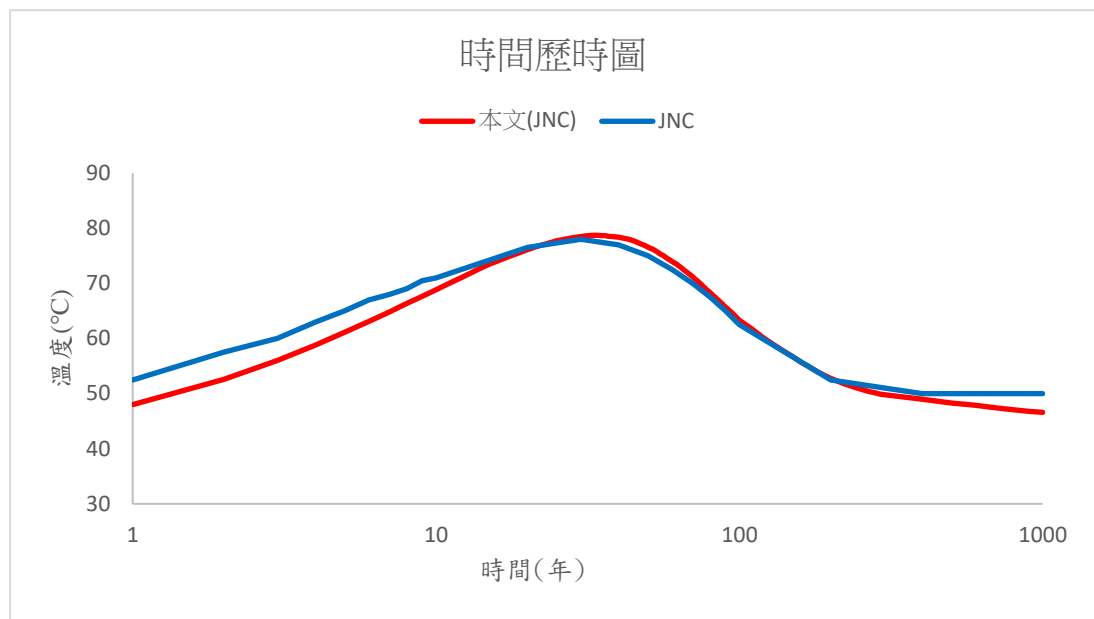


圖 4- 11 JNC 案例參考點之溫度歷時圖

表 4- 21 本研究與 JNC 案例之溫度峰值比較

案例	最高溫度(°C)	發生時間(年)
JNC	78	30 年左右
本研究(JNC)	78.7	34

表 4- 22 本研究與 JNC 案例之到達再飽和時間比較

案例	到達再飽和時間 (年)
CNSC	3
本研究(JNC)	3.36

4.5 母岩裂縫幾何參數之影響分析

DECOVALEX 國際合作計畫中的 BMT1C，主要探討的部分是母岩裂縫破裂帶在各個案例中，所造成處置場到達飽和的時間，於是於處置罐體附近設置母岩裂縫，使觀察是否會對於處置場飽和度產生影響。本節將改變處置場中的裂縫之厚度、數量、位置，來觀察處置場中各觀察點的再飽和時間且觀察其影響。

4.5.1 裂縫厚度影響分析

本節使用的是 SKI 的數值模型中使用的材料參數及初始、邊界條件於 4.2~4.3 節所述，圖 4-12 為本節分析之模型網格。表 4-23 為此節之分析案例，將裂縫厚度分為 0.025m、0.05m、0.25m、0.5m，四種不同的裂縫厚度來進行觀察緩衝材料各點的再飽和時間。

由於文獻[6]中提到破裂帶的水文特性，擁有比一般母岩更高的水力傳導係數，使原本於母岩中流動至處置孔的地下水，部分轉而母岩裂縫中進行流動。

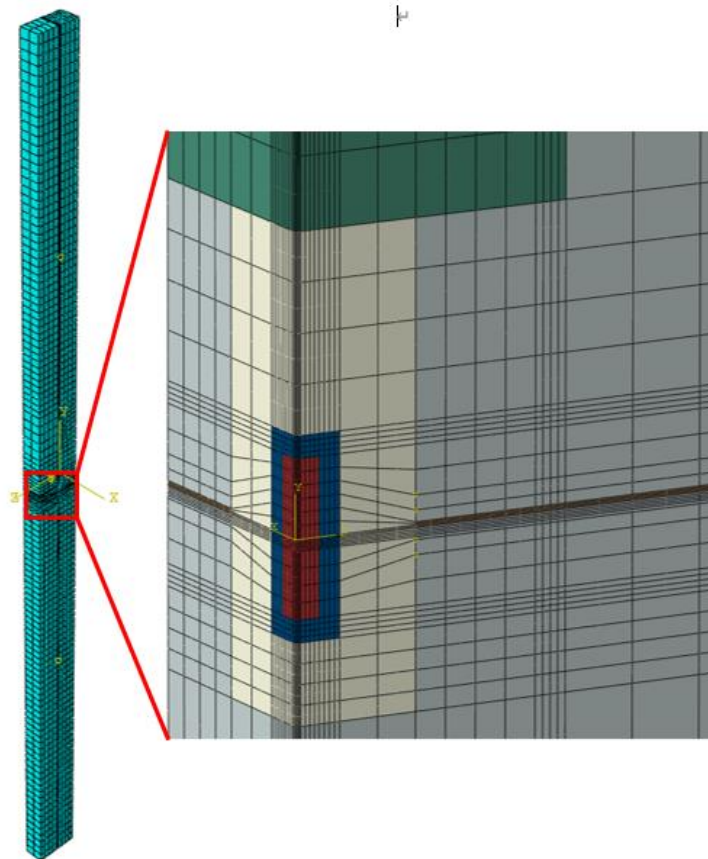


圖 4-12 裂縫分析之模型網格示意圖

表 4-23 各案例之裂縫厚度

案例	裂縫厚度(m)
CASE 1	0.025
CASE 2	0.05
CASE 3	0.25
CASE 4	0.5

在水力分析之結果驗證中，主要觀察的是破裂帶在各個裂縫厚度中，所造成於緩衝材料到達再飽和的時間，因此表 4-24 統整了各個案例到達 99%飽和度的時間，由於圖 4-8 中所述參考點 B5、B6 與母岩裂縫水平位置相同，進而選擇觀察此點，且在 B5 之上與下方各 86.5cm 處取 B12、B13 及較靠近裂縫處之參考點 B14、B15，共五個參考點進行觀察緩衝材料各區的影響。

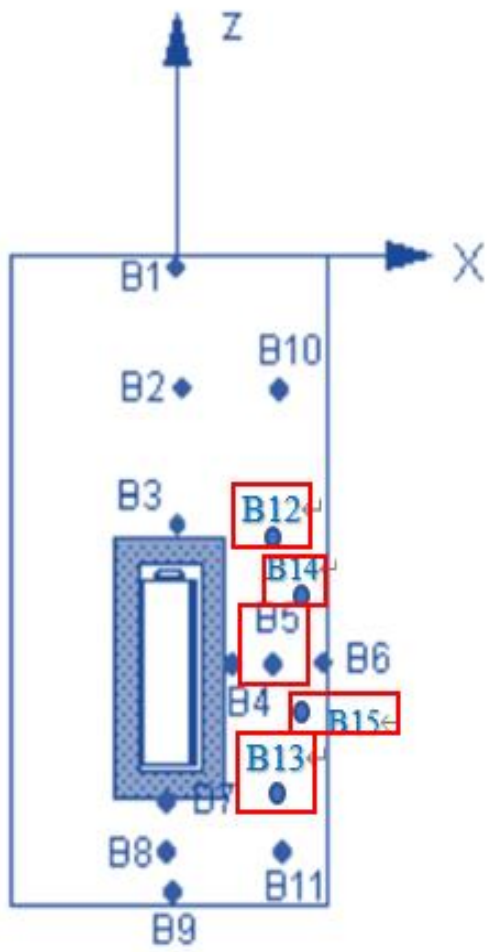


圖 4-13 模型參考點示意圖

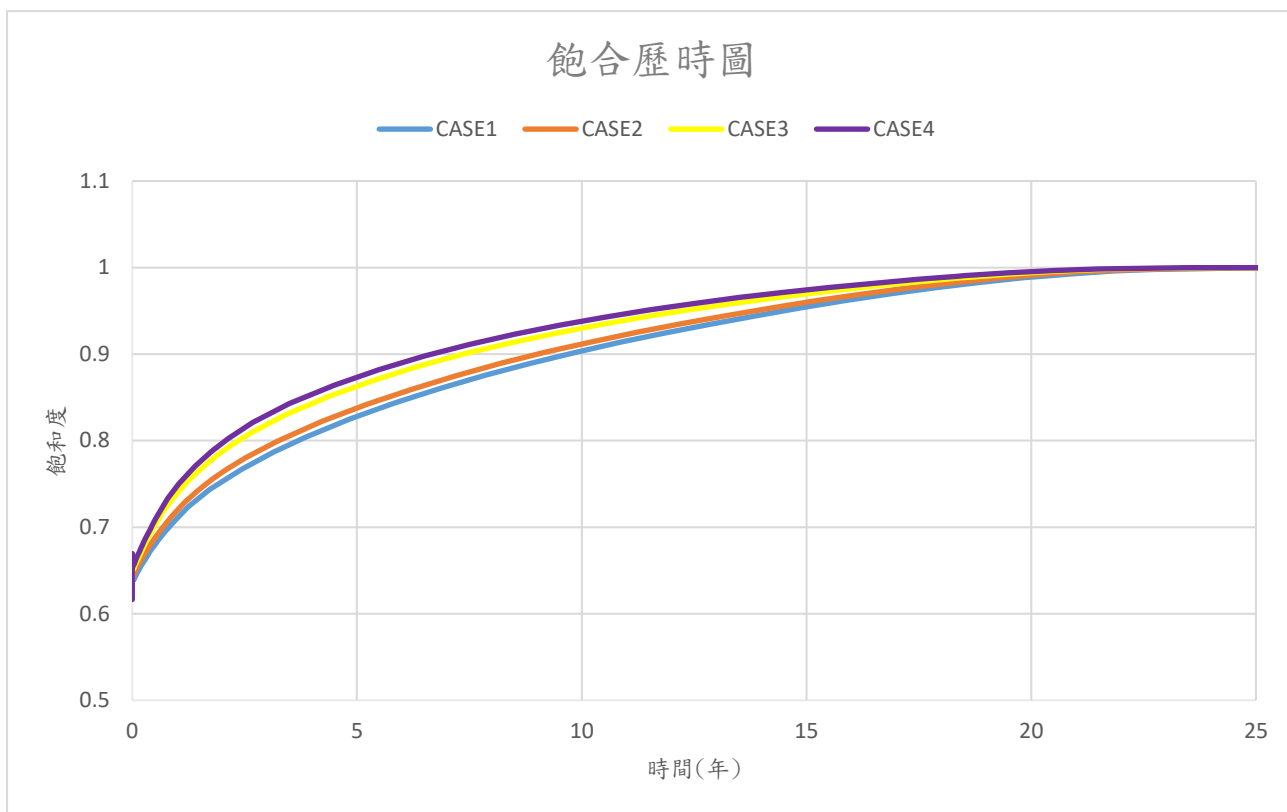


圖 4- 14 B5 參考點飽和度歷時圖

表 4- 24 裂縫厚度各案例到達 99%飽和時間比較

案例	飽和度到達 99%的時間(年)				
	B12	B5	B13	B14	B15
CASE 1	27.83	20.24	17.16	19.66	17.36
CASE 2	27.79	19.73	17.13	19.07	16.91
CASE 3	27.02	18.89	17.12	17.83	16.04
CASE 4	26.23	18.36	17.12	17.23	15.88

表 4-24 中的 B5 參考點到達再飽和的時間比較表，可得知當 0.025 公尺的裂縫下，緩衝材料達到再飽和時間為 20.24 年，0.05 公尺為 19.73 年，0.25 公尺為 18.89 年，0.5 公尺則為 18.36 年。在 CASE1 之 B13 參考點在靜水壓力之影響下，位於緩衝材料下部之飽和度達到再飽和的速度本身就會較快，而 B15 水平位置相比之下較 B13 高，因此可看到 B13 受到靜水壓力控制；但隨著裂縫厚度增加，

可看到越接近裂縫之參考點的再飽和時間加快，再飽和時間轉由裂縫厚度控制；由上述結果可知因裂縫額外提供地下水的供應量，使母岩產生逆飽和行為，進而加速緩衝材料的再飽和速度。

4.5.2 裂縫數量影響分析

在水力分析之結果驗證中，主要探討的是裂縫在不同數量下，所造成於裂縫周圍之緩衝材料到達再飽和的時間。表 4-25 為此分析之案例，將裂縫分為四個不同的案例組合，而圖 4-15 為此裂縫位置示意圖，其中在表 4-26 統整當裂縫厚度為 0.05 公尺下，四個不同之裂縫數量，於三個緩衝材料之觀察點到達 99%飽和度的時間。

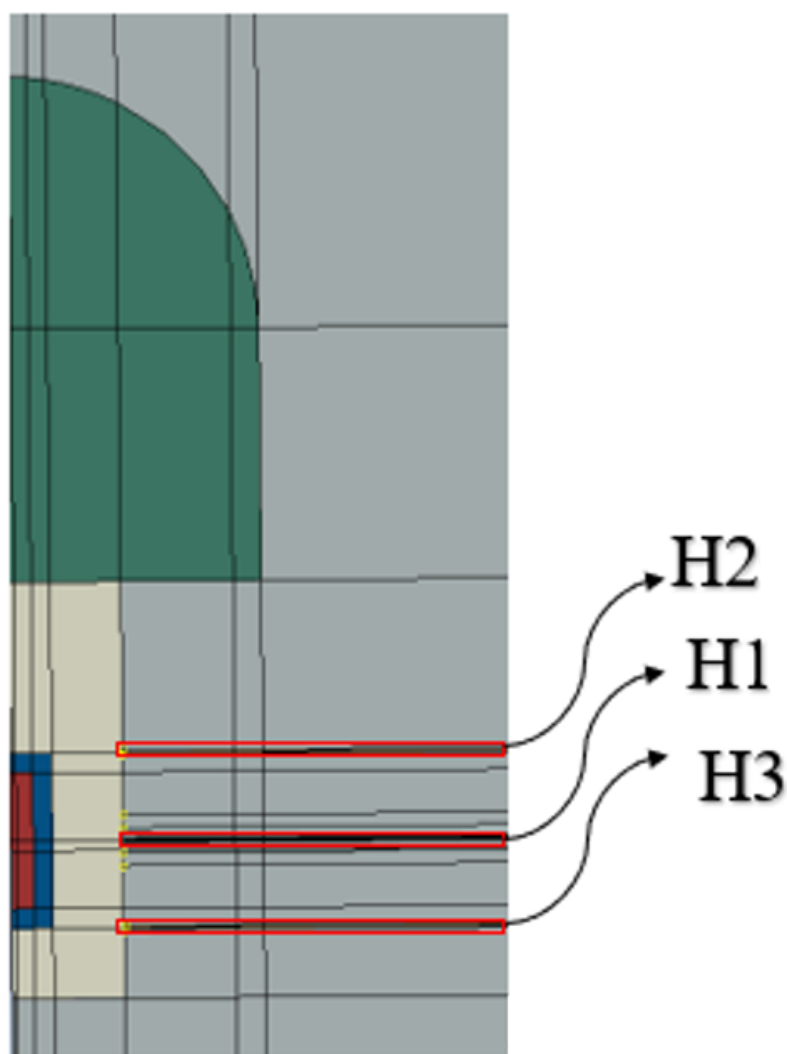


圖 4-15 裂縫示意圖

表 4-25 各案例之裂縫數量

案例	裂縫數量
CASE 1	H1,H2
CASE 2	H1,H3
CASE 3	H2,H3
CASE 4	H1,H2,H3

表 4-26 裂縫數量各案例到達 99%飽和時間比較

案例	飽和度到達 99%的時間(年)		
	B12	B5	B13
CASE 1	21.09	17.88	17.15
CASE 2	26.23	16.92	12.17
CASE 3	21.44	20.57	12.15
CASE 4	20.95	16.11	11.67

本節進行了裂縫數量之影響分析，分析的點位同上一節中的其中三點。表 4-26 是各個案例中的再飽和時間，從 CASE1、CASE2、CASE3、CASE4 相互比較中，可以得到當三個裂縫同時存在時，三個觀察點皆為最快達到再飽和，且水平位置最低處之觀察點，會加快至 11.67 年達到再飽和。在 CASE2 的案例中，可發現 B12 的再飽和時間為 26.23 年，為所有案例中最久的，推測 B12 觀察點為緩衝材料之上部，且 CASE2 中的 H1、H3 裂縫，為此點較遠的裂縫，因此地下水並未能直接灌入緩衝材料，因此達到再飽和最久。

4.5.3 裂縫位置影響分析

由前兩節的數值結果來看，可發現裂縫產生之位置將影響緩衝材料達到再飽和的時間。表 4-27 為本節將改變圖 4-15 裂縫位置之案例，來探討裂縫位置對於緩衝材料達到再飽和之影響。

表 4-27 各案例之裂縫位置

案例	裂縫位置
CASE 1	H1
CASE 2	H2
CASE 3	H3

表 4-28 裂縫位置各案例到達 99%飽和時間比較

案例	飽和度到達 99%的時間(年)		
	B12	B5	B13
CASE 1	26.03	17.05	16.11
CASE 2	22.28	23.56	19.52
CASE 3	30.24	21.85	10.77

表 4-28 列出了各個案例的再飽和時間。由 CASE1、CASE2、CASE3 相互比較下，當 CASE3 之案例 B12 觀察點的再飽和時間為 30.24 年，B5 為 21.85 年而 B13 為 10.77 年，此案例可看出緩衝材料的上下半部的再飽和時間差異較大，當裂縫位於水平位置較低處時，會使地下水由裂縫往緩衝材料不斷灌入，使下部緩衝材料先達到再飽和，H3 之裂縫使上部母岩周圍的地下水吸入，使上部之緩衝材料會比其他案例更為緩慢達到再飽和，除了裂縫的存在會加速緩衝材料的再飽和歷程之外；由於深度所造成靜水壓力的加大也會加速再飽和歷程，即使在本案例僅 4 公尺深度的差距情況下，也會造成顯著的影響。本節多處參考點僅考慮一條裂縫情況下，母岩之地下水僅透過此單一裂縫進入緩衝材料中，而 4.5.2 節裂縫數量具有 2 或 3 條裂縫時，母岩中之水份會分散至多條裂縫後進入緩衝材料，因此在單一裂縫情況下，較接近觀察點的再飽和時間會較快。從 B13 觀察點可知，當裂縫位於任一處時，再飽和時間皆是 B13 最短，綜合三個案例可知，控制緩衝材料再飽和時間，主要控制機制為深度所造成淨水壓力影響。

第五章、多孔處置設施間距及通風效應影響分析

5.1 前言

在處置罐埋放的進行過程中，各處置罐係逐隧道置入處置場中，因此探討平行雙排處置隧道的相互影響關係確有必要，為因應相關研議所需，須建置雙隧道處置場數值運算模型，以便進行多孔處置設施間距效應之分析與觀察；依此需求，應在不需消耗大量計算資源的概念下，建置適當之大域整體模型，使能在更接近真實處置場運行的狀況下，完備後續之相應參數影響評析。另一方面，在處置場開挖建置期間，經由開挖所形成的隧道空間將與外界保持開放，使隧道內外之空氣流動，將造成隧道及周遭母岩溫度下降，形成通風冷卻的效應。

在處置過程中，處置場組成部件間之間隙效應(包含處置罐與緩衝材料之間隙以及緩衝材料與母岩之間隙)對其溫度之分布結果具有顯著之影響，因此本議題在觀察多孔處置設施之溫度影響效應之後，將就此間隙效應進行後續之參數分析。

5.2 分析模型敘述

處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式進行作業，為了解眾多處置罐放熱時對處置場的總體影響，須進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。

5.2.1 模型幾何

數值模擬模型的建造配置參數包括，處置場位於地下之深度、處置隧道間距、處置罐間距、處置孔半徑、孔深、處置罐半徑及罐高等，以上述尺寸參數建立組成數值模型；相關的材料包括母岩、緩衝材料、回填材料及處置罐，其中緩衝材料的飽和度會受熱傳導係數變化，而緩衝材料、回填材料及母岩等多孔材料隨飽和度及吸力變化。

本研究根據文獻[16]的配置建造數值模擬模型：處置場中相鄰隧道及相鄰的處置罐間距分別為 40 公尺和 6 公尺；處置孔半徑為 0.875 公尺，孔深為 7.91 公尺、處置罐的半徑為 0.525 公尺、罐高為 4.91 公尺；處置場位於地下 500 公尺

深，將以上述尺寸建立一代表體積單元，亦可將其陣列組成多孔數值模型，如圖 5-1 所示。

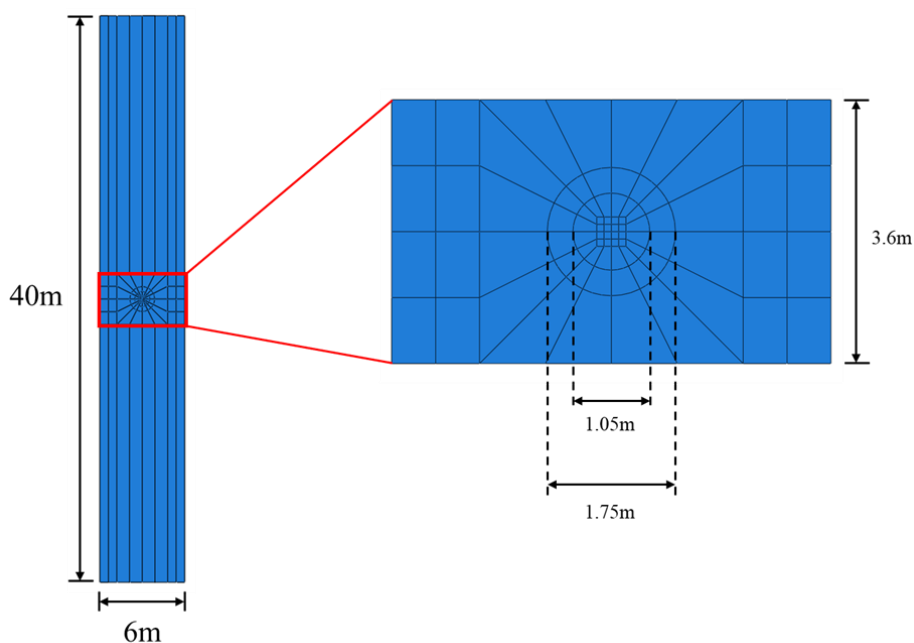


圖 5-1 代表體積單元模型示意圖([2])

各組成材料於熱傳及水力分析所需之材料參數列於表 5-1，其中緩衝材料的熱傳導係數會隨飽和度變化，其對應關係如表 5-2 所示；緩衝材料、回填材料及母岩等多孔材料的飽和度及吸力關係附於表 5-3。

表 5-1 各材料所使用之材料參數([2])

材料性質	處置罐	緩衝材料	回填材料	母岩
密度 (kg/m ³)	7800	1600	1400	2650
比熱 (J/kg·K)	460	800	800	850
熱傳導係數(W/m·K)	59	1.3	1.25	3
楊氏模數 (kPa)	2×10^8	2.04×10^4	1.74×10^3	6×10^7
波松比	0.3	0.3	0.3	0.3
熱膨脹係數 (1/°C)	1.4×10^{-5}	1×10^{-5}	1×10^{-5}	1×10^{-5}
滲透率 (m ²)	-	6.5×10^{-21}	5×10^{-18}	6.9×10^{-19}
孔隙率	-	0.41	0.63	0.02

表 5-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係([2])

飽和度	熱傳導係數(W/m·K)
0.2	0.3
0.3	0.4
0.4	0.55
0.5	0.75
0.6	0.95
0.7	1.1
0.8	1.3
0.9	1.35
1.0	1.4

表 5-3 孔隙材料飽和度對應吸力之關係([2])

緩衝材料		回填材料		母岩	
飽和度	吸力(kPa)	飽和度	吸力(kPa)	飽和度	吸力(kPa)
0.01	-400000	0.01	-400000	0.01	-20000
0.1	-240000	0.28	-50000	0.1	-10000
0.2	-160000	0.33	-20000	0.2	-9000
0.3	-100000	0.4	-12000	0.3	-8000
0.4	-70000	0.43	-5000	0.4	-7000
0.5	-47000	0.48	-3000	0.5	-6000
0.6	-31000	0.58	-1050	0.6	-5000
0.7	-22000	0.67	-500	0.7	-4000
0.8	-17000	0.77	-230	0.8	-3000
0.9	-11000	0.87	-110	0.9	-2000
0.95	-8000	0.97	-50	0.997	-500
0.99	-1000	1	0	0.999	-100
0.995	-100			1	0
0.999	-10				
1	0				

5.2.2 初始條件及邊界條件

熱傳分析中，處置場位於地下 500 公尺處，假設地表溫度為 20°C，因每向下 100 公尺溫度上升 3°C，故初始溫度設為 35°C，處置隧道則設為 25°C。單一處置罐釋放之熱能為 1,714 W，發散熱強度將隨時間進行而衰減，總熱能隨時間之變化趨勢，如圖 5-2 所示。另於多孔處置場分析中，因長向間距及短向間距無熱量流動，故熱對流係數僅需設於模型之上下邊界，其熱對流係數為 10 W/m²·K，如圖 5-3 所示。

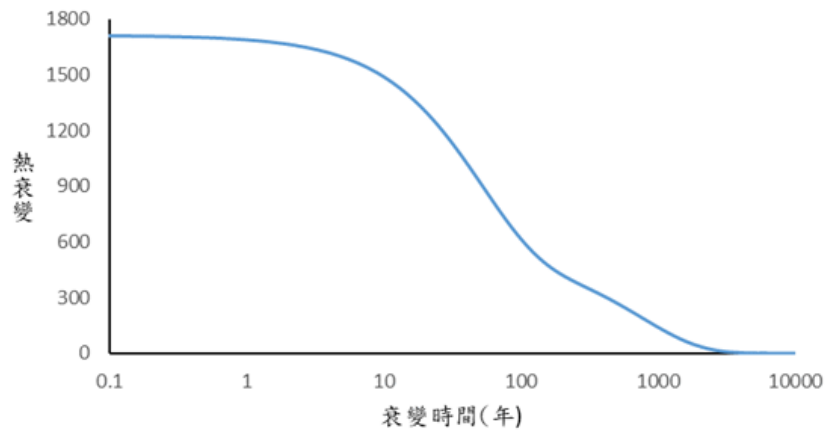


圖 5-2 熱源衰變歷時圖([2])

如圖 5-3，水力分析中處置場位於地表下 500 公尺，依此可得出母岩邊界孔隙水壓為 5,000 kPa。力學邊界條件中，由於模型設置於地表下 500 公尺，將承受覆土載重，故以滾支承束制模型各垂直面位移，如圖 5-4 所示。

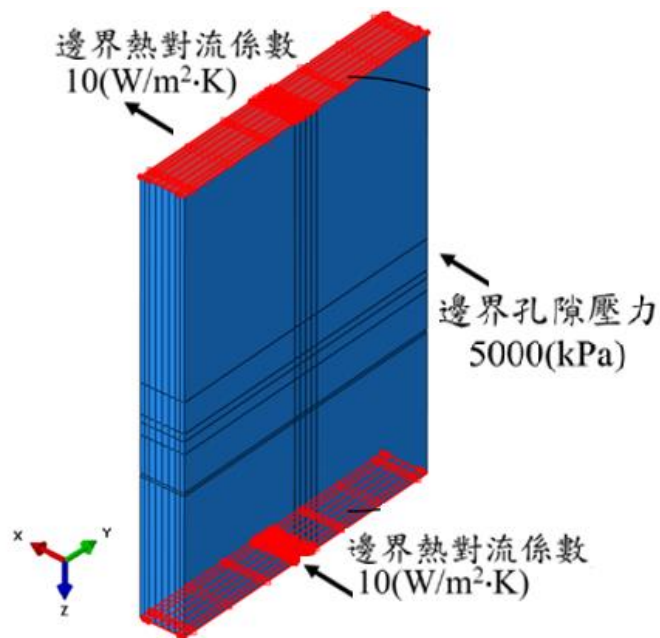


圖 5-3 邊界熱對流係數及孔隙壓力示意圖

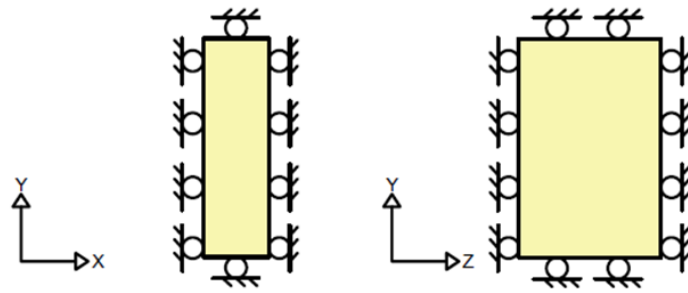


圖 5-4 力學邊界條件示意圖([2])

5.2.3 等效模型建立

對於利用有限元素分析軟體而言，在進行多處置孔分析時，由於模型網格數目眾多，計算較大場域之模型將耗費大量時間及計算資源，將使程式計算受到限制；因此本研究在多處置孔問題，將以「等效模型」進行分析，在不影響數值結果精確性及正確性的前提下，精簡模型以進行多孔數值模型分析，如圖 5-5。

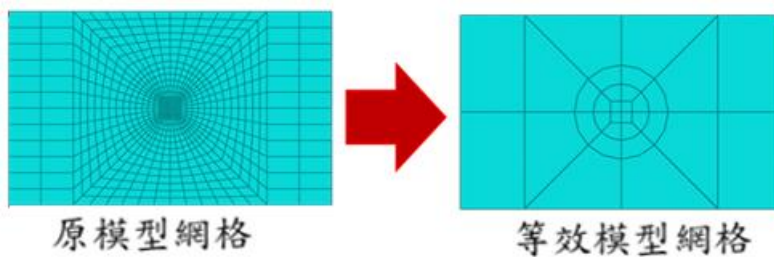


圖 5-5 網格簡化示意圖([2])

5.3 多孔處置設施溫度及飽和度影響分析

處置設施開挖過程，由開挖所形成的隧道與外界保持開放，使隧道內外空氣流通將隧道及周遭母岩溫度下降，達到通風冷卻的效應。本節將採熱-水-力耦合分析，使用雙排(T1、T2)之多孔數值模型進行通風與否對於處置隧道的溫度場影響分析，其模型利用代表體積單元進行陣列組成，如圖 5-6 所示，在此模型中的隧道內含二十個處置孔。

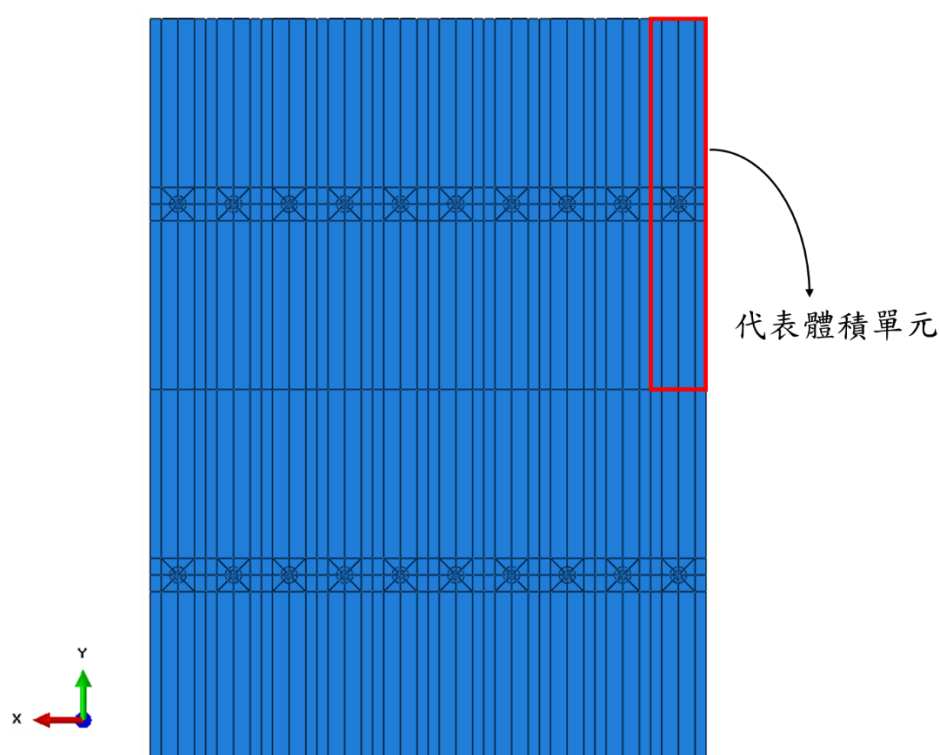


圖 5-6 雙排之多孔幾何模型示意圖

5.3.1 案例說明

本節將採用熱-水-力耦合分析，並以各隧道內由左至右第五個處置孔內處置罐頂部中心與緩衝材料交界處作為參考點，如圖 5-7 所示。

模擬通風冷卻效應，其數值模型之邊界條件設置：

第一步：設置母岩初始溫度為 35°C，處置隧道孔壁設置 25°C 的邊界溫度(如

圖 5-8)及上下邊界設置 35°C 的邊界溫度(如圖 5-9)，並根據不同的通風時間進行初始溫度場之熱傳導分析。

第二步：將第一步所得之結果作為初始溫度場，並取消處置孔壁之邊界溫度，再於處置罐處模擬衰變熱載重，以此進行本節之熱傳導分析。

本節將以三組不同的通風冷卻時間作為案例分析，分別為：0 年、5 年、25 年。

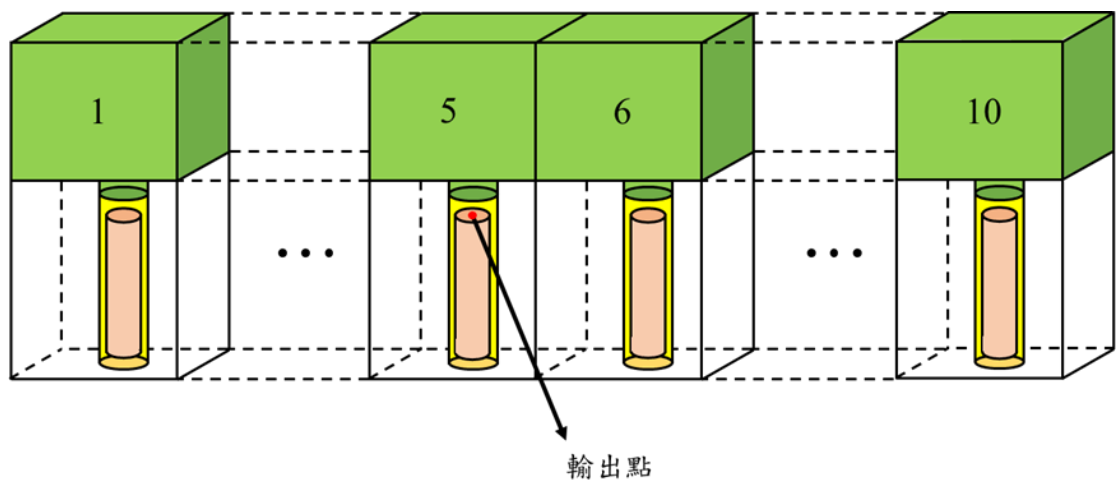


圖 5-7 參考點示意圖

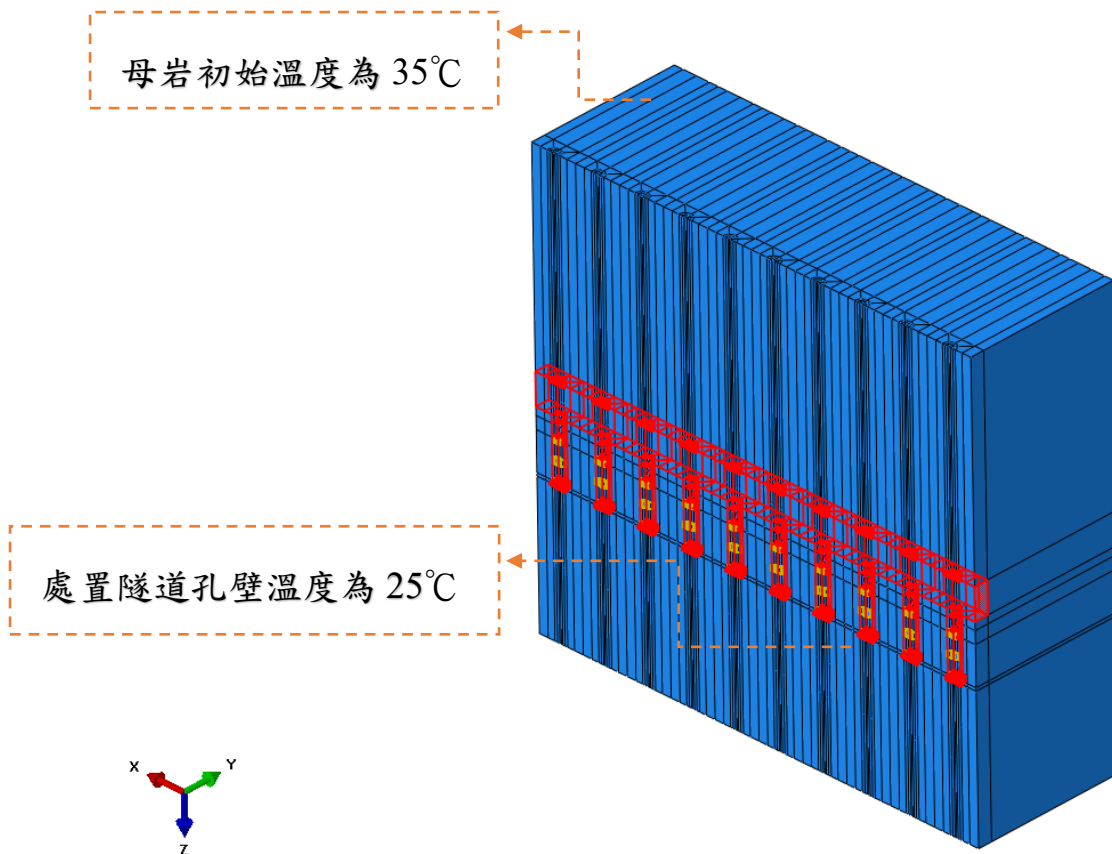


圖 5-8 處置隧道孔壁邊界示意圖

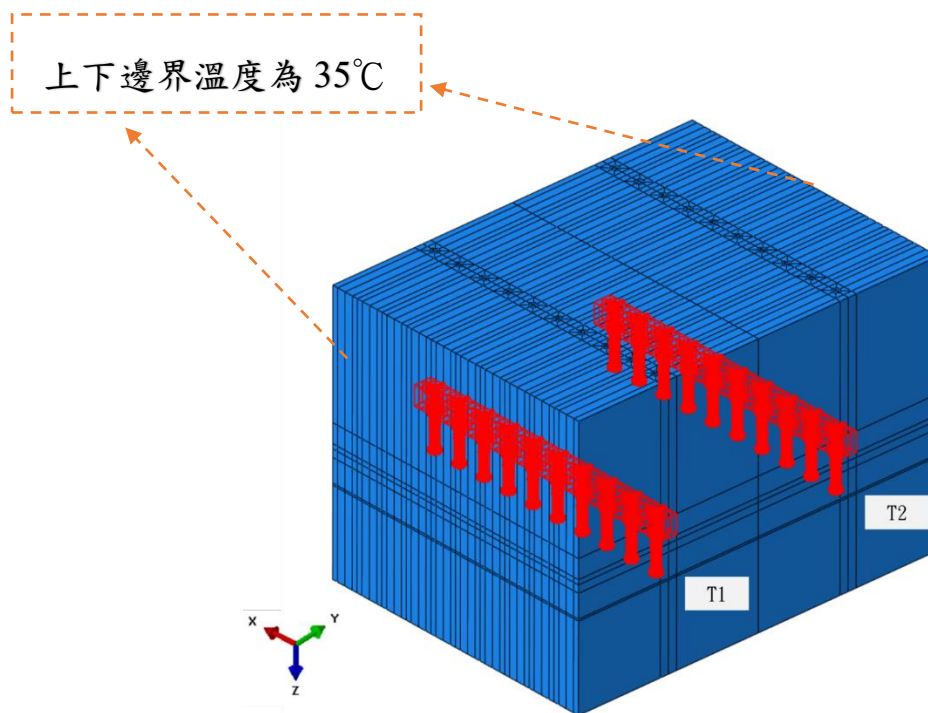


圖 5-9 上下邊界溫度設置示意圖

5.3.2 溫度場與飽和度場分析結果

由平行雙排案例了解到長向間距 40 公尺、短向間距 6 公尺的狀況下，單/雙排隧道相互放熱將造成溫度影響很小(低於 1.5%)，由圖 5-10、圖 5-11 可知，高峰值溫度差異僅上升了 1.24°C，後續分析將改採用單排的數值模型模擬案例。

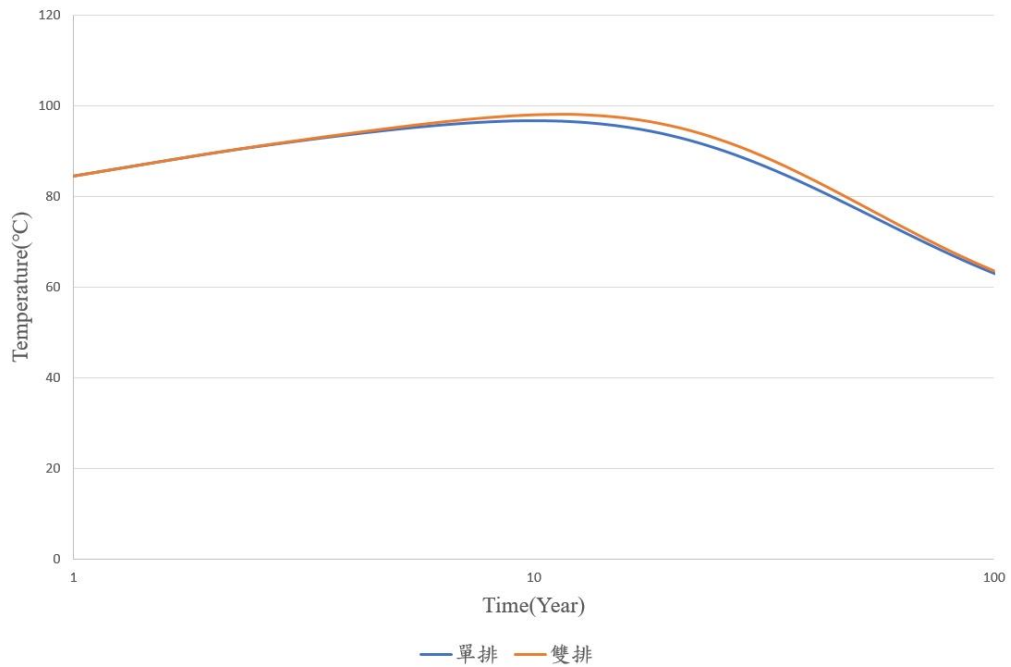


圖 5-10 單雙排溫度歷時圖

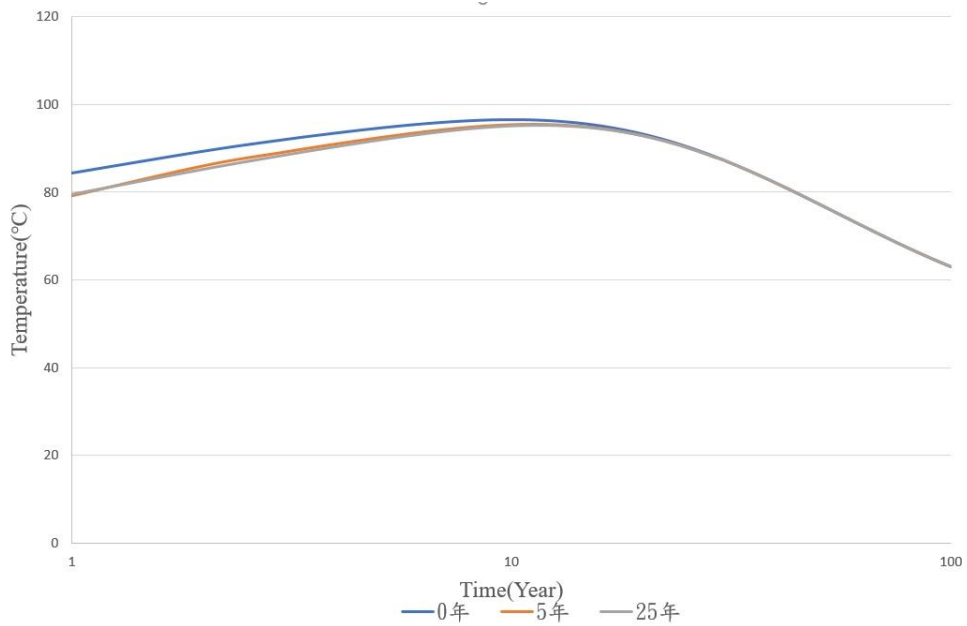


圖 5-11 雙排通風溫度歷時圖

而更改母岩熱傳導係數影響分析，結果顯示母岩的熱傳效率越高，能有效地將熱能傳遞至周遭區域，使熱能不易堆積於一處致使溫度升高，因此較高的母岩熱傳導係數會造成最高溫度的下降以其發生時間的提前；而熱傳導係數較低者則相反。

在飽和度場之分析方面，平行雙排案例在長向間距 40 公尺、短向間距 6 公尺的狀況下，圖 5-12 為第八年飽和度場的雲彩圖，圖 5-13 為飽和度場的空間分布圖，此二圖顯示，各處置孔具有幾近相同的之飽和度行為。此外，圖 5-14 為平行雙排隧道及單隧道之情況下，在中間處置孔上端中點處其飽和度之依時分析結果，可知飽和度在單/雙排處置之情況下幾近相同，幾乎無法辨識二曲線之差異，顯示飽和度場的關係未受雙排效應之影響，因此後續分析將採用單排的數值模型模擬案例。

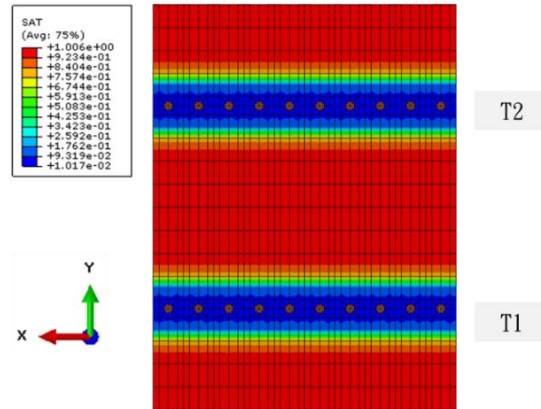


圖 5-12 第八年飽和度場雲彩圖

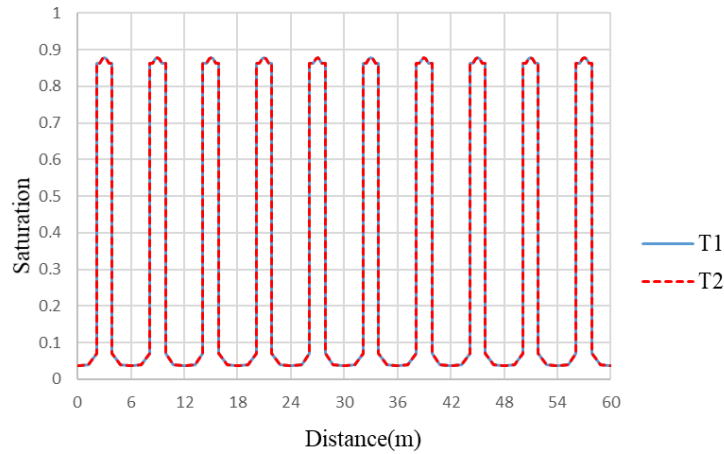


圖 5-13 第八年飽和度場空間分布圖

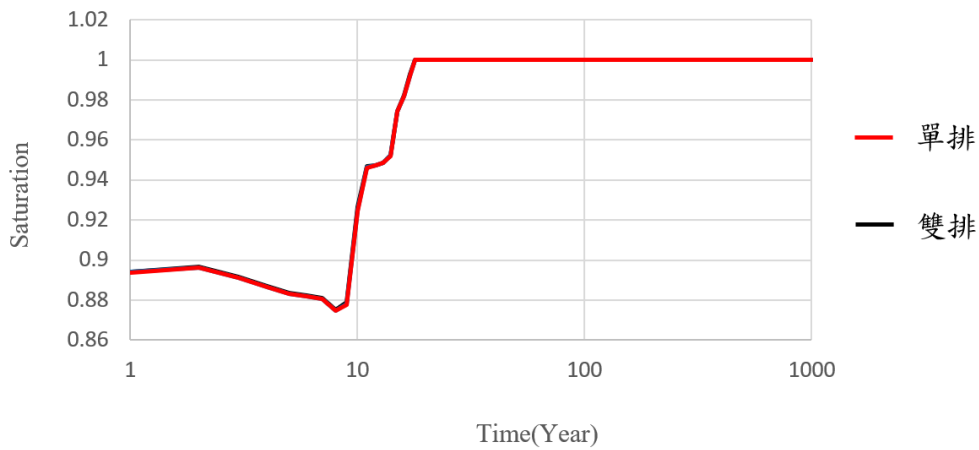


圖 5-14 單雙排飽和度場比較圖

圖 5-15 為不同時間下對應參考點輸出的溫度歷時圖，可以看出溫度增減趨勢相近；考慮無通風及通風 5 年，溫度差為 1.53°C ，另通風 5 年及 25 年，差值則為 0.39°C ；而對比 0 年及 25 年的通風時間，最高溫度發生時間從 10 年延後至 13 年；隨後時間到 50 年左右，無論有無通風，曲線逐漸交疊，溫度場也逐漸穩定。

可以由此結果觀察到有無通風對最高溫之峰值溫度有些許影響，且會延後到達峰值溫度的時間，但對於百年後處置場之溫度場影響不大；原因研判為用過核子燃料所釋放的衰變熱能過大，使隧道之通風冷卻效應造成的溫度場影響減緩。

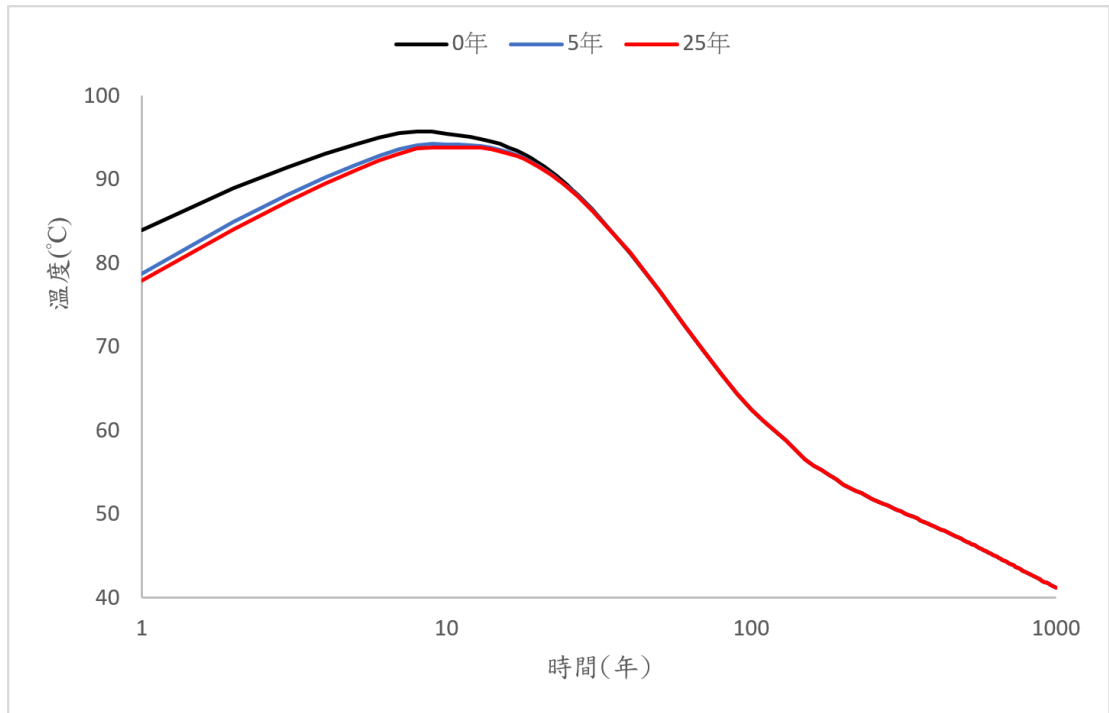


圖 5-15 通風效應之隧道輸出點溫度歷時圖

5.4 處置場組成部件間之間隙效應影響分析

本節將延續 5.2 小節之設定條件，在熱傳分析中，由於長向間距及短向間距無熱量流動，所以只使用一個代表體積單元，如圖 5-16 所示，進行間隙對處置場部件溫度場影響分析。

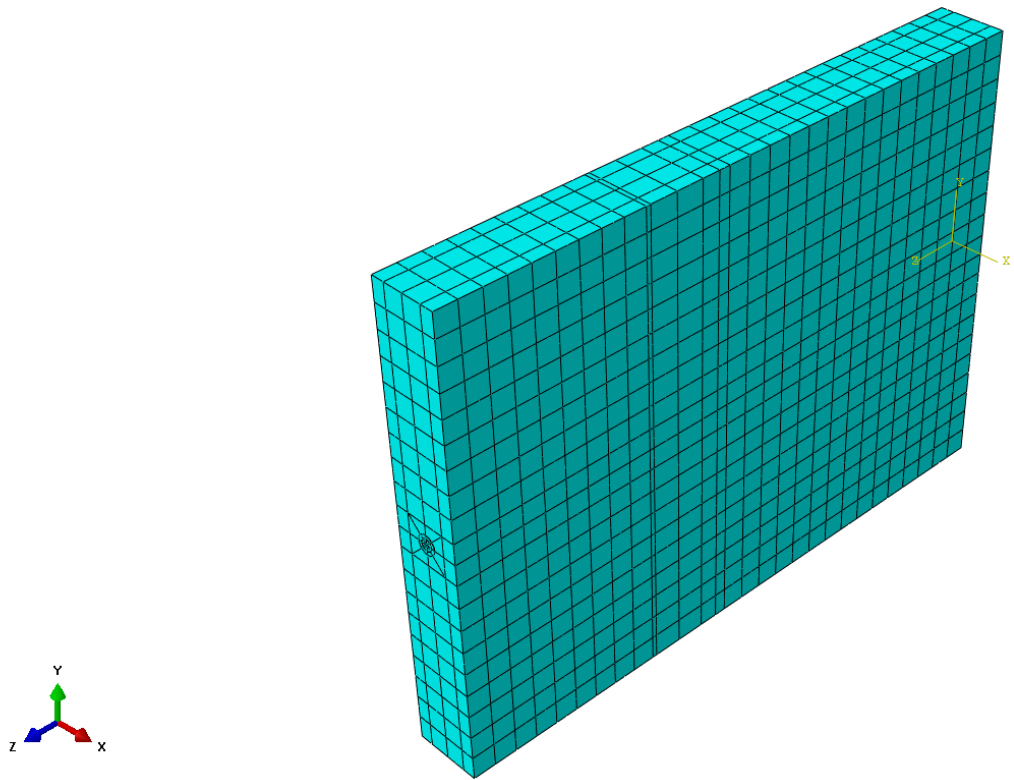


圖 5-16 代表體積單元幾何模型示意圖

參考文獻[17]，設計兩個不同厚度的間隙：處置罐與緩衝材料之間間隙設計為厚度 10^{-2}m 的間隙，緩衝材料與母岩之間間隙設計為厚度 $3.5 \times 10^{-2}\text{m}$ 的間隙，如圖 5-17，並更改不同間隙性質，包括原始案例、含雜質間隙、空氣，進行參數分析，其材料參數列於表 5-4。

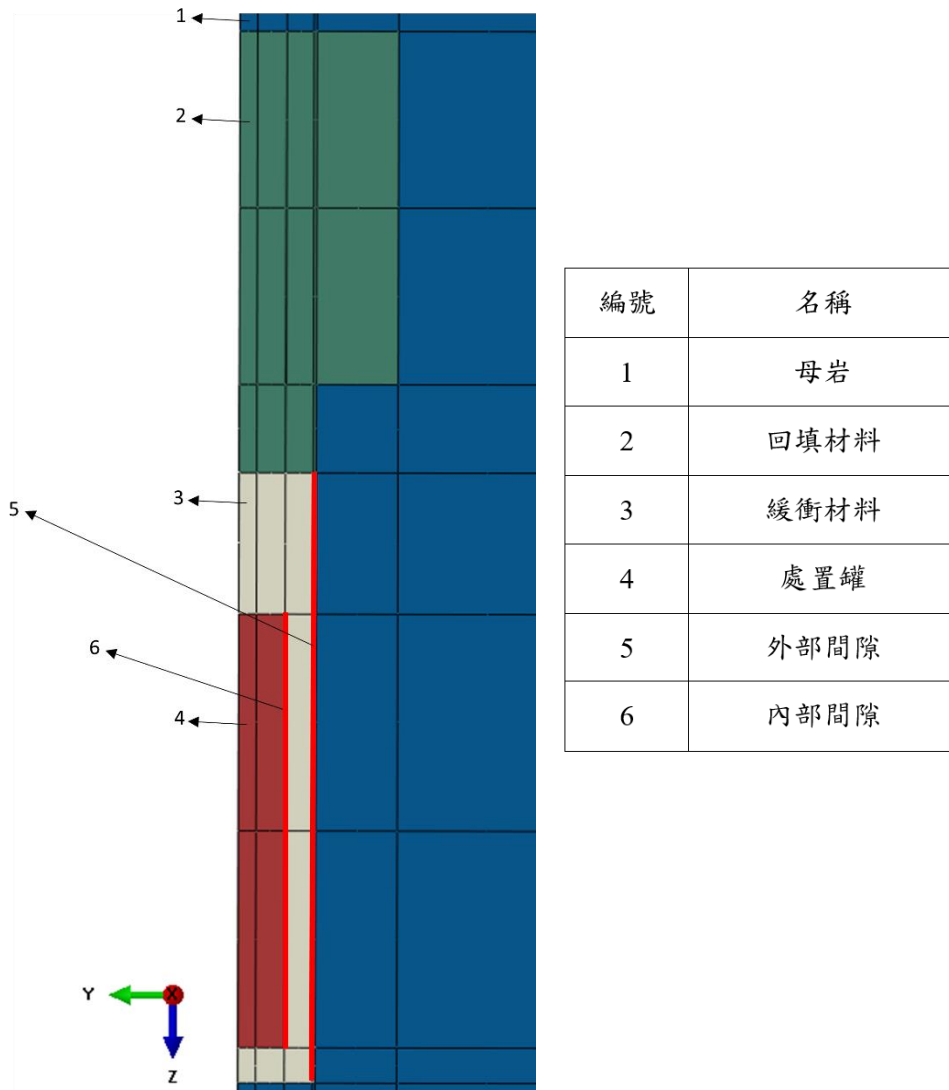


圖 5-17 處置設施對應位置示意圖

表 5-4 空氣與含雜質之間隙材料參數(維基百科)

材料參數	空氣	含雜質間隙
密度(kg/m ³)	1.225	1000
比熱(J/kg·K)	3.2×10 ⁻⁵	0.000133
熱傳導係數(W/m·K)	0.03	0.5

溫度最主要觀察的點位，選擇在緩衝材料最靠近處置罐頂面圓心之正上方 (TOP)，比較間隙對處置罐以及緩衝材料的溫度影響，分別設置處置罐-間隙(B1)、間隙-緩衝材料(B2)，如圖 5-18。

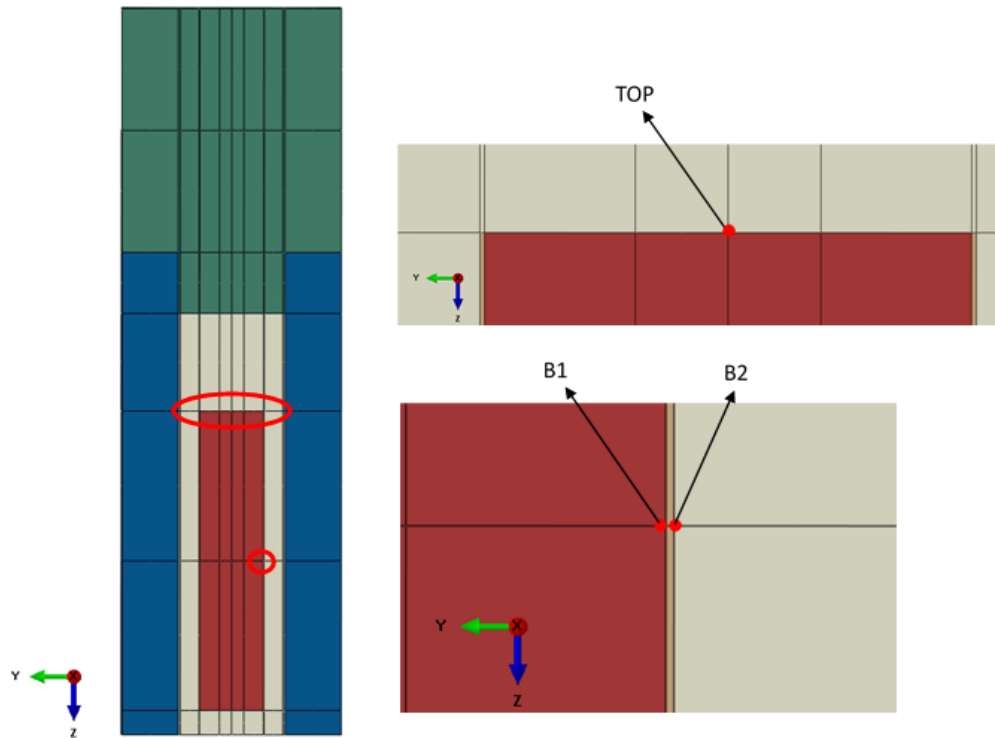


圖 5-18 參考點位示意圖

5.4.1 處置罐與緩衝材料間隙效應

表 5-5 為三種不同參考點的原始案例、內部間隙為空氣與內部間隙為含雜質間隙之溫度比較表。可以看出在不同材料參數中，三種的溫度增減趨勢相似，惟內部間隙為空氣時會使 TOP 以及 B1 參考點溫度整體上升；間隙材料為空氣時，在參考點 B1 發生最高溫的時間大約為第 9 年，溫度為 115.88°C，TOP 參考點溫度為 110.71°C，已明顯不符合規範要求；間隙材料為含雜質之間隙時，參考點 B1 發生最高溫的時間大約為第 9 年，溫度為 99.95°C，與原始案例差值約為 0.85°C；其餘參考點皆不會超過 100°C。

表 5-5 考慮內部間隙效應之溫度比較表

	TOP(°C)	B1(°C)	B2(°C)
原始	96.62	99.10	98.43
空氣	110.71	115.88	97.58
含雜質	97.40	99.95	98.4

若是考慮通風效應，沿用 5.3.2 小節之溫度場分析結果，通風 5 年會與通風 0 年差異 1.53°C、通風 25 年會與通風 0 年差異 1.92°C。

5.4.2 緩衝材料與母岩間隙效應

表 5-6 為三種不同參考點的原始案例、外部間隙為空氣與外部間隙為含雜質間隙之溫度比較表。可以發現外部間隙為空氣時，三個參考點的溫度有大幅度上升，最高溫度會到達接近 140°C；外部間隙為含雜質材料時，B1 與 B2 參考點也會稍微超過 100°C，以上兩種案例已不符合規範要求。參考點 TOP 發生最高溫的時間大約為第 9 年，溫度為 136.67°C，與原始案例差值約為 40°C；間隙材料為含雜質之間隙時，發生最高溫的時間大約為第 9 年，溫度為 98.44°C，與原始案例差值約為 2°C。

表 5-6 考慮外部間隙效應之溫度比較表

	TOP(°C)	B1(°C)	B2(°C)
原始	96.62	99.10	98.43
空氣	136.67	139.64	138.95
含雜質	98.44	100.95	100.29

5.4.3 處置罐與緩衝材料、緩衝材料與母岩間隙效應

以下分成五組不同的案例進行探討，分別是原始案例、內外部皆是空氣間隙、內外部皆是含雜質間隙、內部為空氣間隙外部為含雜質間隙、內部為含雜質間隙外部為空氣間隙，並整理於表 5-7。

發現案例「內部為空氣間隙外部為空氣間隙」會發生最高溫，發生時間會提前至第 5 年，溫度為 152.94°C，與原始案例差值約為 54°C；第二高溫的案例是「內部為含雜質間隙外部為空氣間隙」，發生時間大約也在第 9 年，最高溫為 140.38°C，與原始案例差值約為 41°C，這兩組案例皆與原始案例比較相差甚大；而第三高溫的案例是「內部為空氣間隙外部為含雜質間隙」，發生時間大約在第 9 年，最高溫為 117.62°C，與原始案例差值約為 18°C；第四高溫的案例是「內外部皆是含雜質間隙」，發生時間大約在第 9 年，最高溫為 101.80°C，與原始案例差值約為 3°C。以上所有分析案例最高溫皆超過安全規範。

表 5-7 考慮混合間隙效應之溫度比較表

	TOP(°C)	B1(°C)	B2(°C)
原始	96.62	99.10	98.43
內部空氣、外部空氣	148.59	152.94	135.56
內部含雜質、外部含雜質	99.21	101.80	100.29
內部空氣、外部含雜質	112.53	117.62	99.28
內部含雜質、外部空氣	137.36	140.38	138.86

綜合以上五組實驗數據以及前兩小節的結論推測，造成與原始案例差異最大的高溫原因，是「間隙材料為空氣」時，不論空氣間隙在外部或是內部，都會讓處置罐的熱量無法藉由母岩以及回填材料散出，空氣將處置罐的熱量包圍，而造成處置罐頂部接近緩衝材料側的溫度大幅上升，為了避免超過規範所要求之不能超過 100°C 規定，必須避免內部以及外部造成空氣間隙。

第六章、提出高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計

畫母岩裂縫水力影響分析之相關審查重點與注意事項

6.1 高放最終處置遠場熱傳導分析相關審查重點與注意事項

在遠場熱傳導的問題中，衰變熱的高溫可能使處置孔內容材料發生變質，導致材料無法發揮隔絕的效果，因此本節觀察遠場處置場的溫度分佈行為，分析 Layout D2 設計下的衰變熱，探討整體隨時間的溫度分佈趨勢，並與 SKB 的結果進行驗證

本節將統整相關文獻結果與本報告該部分之研究內容，列出與高放最終處置場遠場熱傳導分析之審查重點以及注意事項。

審查重點部分：

1. 在遠場的熱傳導分析當中，須考慮因台灣地區的地溫梯度所能夠容許放置的處置罐數量。
2. 在熱傳導遠場數值模型分析時，由於邊界條件與模型網格會影響數值結果，審查時應確認此二項之數值正確性。
3. 在進行遠場熱傳導平行驗證分析時，應確認其使用之模型幾何、材料參數、初始條件、邊界條件及網格建置是否有詳細說明。若數值分析結果出現落差，則須就以上及其它可能項目進行查核。
4. 不同的地質環境會有不同的母岩性質，須就各可能候選場址之熱傳導係數進行廣泛之研析，觀察其對溫度分佈變化之影響。
5. 由於最終處置的概念為希望處置罐能夠永久放置，因此在遠場分析中，須廣泛考量並納入近程、中程及遠程之預期計算成果，以提供完備之設計參考依據。

注意事項部分：

1. 進行平行驗證分析中，須確認其幾何尺寸是否有相關說明或其合理性前提下，方能進行相關之熱傳導影響分析。
2. 依據本次增列文獻[11]-[13]推估，我國、芬蘭及日本在 460 公尺深的處置區之母岩溫度分別為 28.62°C、11.40°C 及 28.80°C 差異甚大，在處置

場之細部分析與設計中，須就此溫度特性進行特別之考量。

3. 為使分析結果更接近真實處置情況，建議在進行相關之遠場分析時，須針對各不同設定之處置罐擺放順序進行研析。
4. 在相同處置場配置、不同材料案例下，其最高溫不一定發生在同一位置，即參考案例出現最高溫處不一定和其他案例相同。使用不同材料性質分析為其觀察重點。

6.2 國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析之相關審查重點與注意事項

DECOVALEX 文獻中 BMT1C 工作任務由各國研究團隊(SKI/KTH、CNCS、IRSN/CEA、JNC)進行，主要研究 THM 耦合用於評估不同斷裂模式對於隧道周圍母岩之近場的影響分析，在處置隧道廢料罐周圍岩體之裂縫案例，施加相關裂縫水力邊界條件，從中了解處置場水文特性是否被裂縫影響。

本節將統整相關文獻結果與本報告該部分之研究內容，列出與母岩裂縫水力影響之審查重點以及注意事項。

審查重點部分：

1. 於熱傳分析溫度場結果，為了避免緩衝材料變質，根據安全功能指標中緩衝材料最高溫度不得超過 100°C，因此在審查中須確認其溫度結果必須符合最高容許溫度之安全規範。
2. 在熱-水-力耦合之分析中，邊界條件與網格建置會影響數值結果，若結果產生落差，須對模型幾何、材料參數、初始條件、邊界條件及網格建制進行檢查，因此審查時須確認以上各項是否有明確說明。
3. 處置場近場周圍母岩，對於存在水平裂縫、垂直裂縫，裂縫頻率及位置會對飽和時間造成影響，須考慮不同裂縫組合案例，以此幾何配置進行評估其裂縫可能發生率。
4. 在進行水-力數值模擬分析之各項分析時，其初始母岩之滲透率對緩衝材料達到再飽和的時間會有顯著影響，因此審查時須確認其該項進行考量。

注意事項部分：

1. 須在確保邊界孔隙水壓及飽和度固定及有限的前提下，方能進行裂縫(fracture)厚度對緩衝材料達到再飽和時間之影響分析。
2. 處置設施設計可行性取決於地下水的影響，為了能更精確的判斷地下水在母岩中的滲透情況，須先了解裂縫系統的特性。
3. 對於處置孔力學行為而言，既存裂縫造成小區域的母岩破裂，是導致力學不穩定行為的最重要影響因素；而在水-力行為中，隧道及處置孔的開挖及既存裂縫會加速緩衝材料的再飽和過程。因此審查時，須就此要項進行確認，是否納入評估。
4. 審查時須確認進行緩衝材料再飽和分析時，是否有對岩之初始滲透率及回填料之滲透率進行評估，以確保分析結果與真實情況更加接近。
5. 研究分析結果顯示於鄰近緩衝材料之母岩處產生破裂，將會使大量地下水灌入其中，使緩衝材料之再飽和時間縮短。因此，在審查時是否有確認鄰近處置孔母岩之裂縫幾何特性（包括厚度、位置、數量等）之影響。

第七章、結論

7.1 高放最終處置遠場熱傳導分析結論

1. 高放最終處置遠場熱傳導分析

- (1) 本節依文獻中給予的條件建立模型，不過文獻中沒有給予非常精確的幾何尺寸，僅描述其涵蓋範圍。
- (2) 本節所用的熱衰變函數與文獻相同，初始衰變熱為 1700 W，其衰變熱函數表現長達一萬年的熱衰變行為。
- (3) 本文利用三個觀察點 Scanline A、B、C 與文獻驗證。溫度分佈以及溫度隨時間的變化皆與文獻的結果有一致的趨勢。
- (4) Scanline B 與處置場主要放熱區相交，相較其他兩個點位溫度會比較高，且會在較早的時間達到最高溫度，高溫度約在處置罐放熱一百年後出現，相對於 Scanline A、C 兩個觀測點，溫度的峰值會延後出現。
- (5) 本文 Scanline C 的溫度增量趨勢隨深度變化的數值皆與文獻相近，不過本文的起始溫度上升的速度比文獻稍微快一些，最高溫發生的時間與文獻不同，但其溫度的溫差僅有 1 度內的差距。
- (6) 文獻也針對不同處置罐的擺放順序進行研究，分別為同時處置以及照順序處置。從長時間的結果看來，兩者之間的差異並不顯著。
- (7) 比較不同地區案例結果後，最高溫度增量出現在日本案例一，即熱傳導係數為 $2 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ 之案例，在參考案例出現最高溫處之溫度增量結果，加入地溫影響後為 65.49°C 。另外觀察此案例之最高溫，其加入地溫影響後為 65.52°C ，兩值非常接近且符合規範皆小於 100°C 。

7.2 國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算結論

算結論

1. 熱傳分析之平行驗證

本文與文獻熱傳分析溫度場平行驗證結果，SKI 最高溫度相差 1.8°C ，發生

時間分別為 33 及 30 年；JNC 最高溫度相差 0.7°C，發生時間分別為 34 及 30 年，SKI 與 JNC 相似，而 CNSC 之最高溫度相差 9.97°C，發生時間分別為 36 及 40 年，造成較大差距之原因可能為邊界條件設置不同所導致。

2. 水-力分析之平行驗證

本文與文獻的水-力分析飽和度平行驗證結果，SKI 達飽和之時間分別為 16 年及 14 年；CNSC 達飽和之時間分別為 5 年及 4 年；JNC 達飽和之時間分別為 3.36 年及 3 年，數值結果均相似，因此可判斷所使用的模型幾何、材料參數、初始條件、邊界條件及網格建置均與各機構近似。

3. 母岩裂縫幾何參數之影響分析

- (1) 在邊界孔隙水壓及飽和度固定及有限的前提下，由於裂縫之水力傳導係數較緩衝材料大，因此地下水則會先被裂縫所吸收，導致緩衝材料達到再飽和的時間會受到裂縫厚度影響，裂縫厚度越厚則會使緩衝材料達到再飽和的時間縮短。
- (2) 於裂縫數量及位置的案例中，可了解緩衝材料以及回填材料的飽和時間，會受到裂縫的數量以及裂縫位置影響；本研究結果顯示，當裂縫位於緩衝材料下方時，會使上下部份之緩衝材料到達再飽和時間產生較大之差異，造成較不均勻之再飽和現象。

7.3 多孔處置設施間距及通風效應分析結論

1. 通風效應影響分析

處置場在考慮通風 5 年及 25 年之歷時曲線趨勢相似；不考慮及考慮通風之案例歷時最高溫度差約為 2°C，而所有案例時間到 50 年左右，無論有無通風，曲線逐漸交疊，溫度場也逐漸穩定。可由此推測出處置隧道有無通風將影響處置場之峰值溫度的最高溫度及發生時間，但對於百年後之溫度場不會造成影響。

2. 處置場組成部件間之間隙效應影響分析

處置場溫度峰值主要受到廢料罐周圍空氣間隙影響，不論空氣間隙在外部或是內部，空氣皆會將熱量包住，無法藉由母岩以及回填材料散出。

參考文獻

- [1] 石哲愷，「用過核子燃料最終處置場之遠場熱傳導分析及不同環境外因下的地震數值模擬分析」，國立中央大學碩士論文，2021.
- [2] 吳昭智，「用過核子燃料最終處置場之放熱時序影響、含裂縫之近場數值模擬及處置罐圍壓影響分析」，國立中央大學碩士論文，2021.
- [3] DECOVALEX III/BENCHPA RPROJECTS, “Evaluation of the Impact of ThermalHydro-Mechanical Couplings in Bentonite and Near-Field Rock Barriers on a Nuclear Waste Repository in a Sparsely Fractured Hard Rock”, SKI Report 2005:26, February 2005.
- [4] SKB, “Canister positioning Influence of fracture system on deposition hole stability”, R-03-19, November 2003.
- [5] SARA KVARTSBERG, “Hydrogeological characterisation of a fracture network”, Master’s Thesis 2010:88.
- [6] SKB, “Water saturation phase of the buffer and backfill in the KBS-3V concept”, TR-06-14, August 2006.
- [7] Harald Hökmark, Margareta Lönnqvist, Billy Fälth Clay Technology AB. “THM-issues in repository rock. Thermal, mechanical, thermo-mechanical and hydro-mechanical evolution of the rock at the Forsmark and Laxemar sites”, TR-10-23, May 2010.
- [8] SKB, “Surface-water levels and groundwater levels in regolith at the Forsmark site”, P-18-10, December 2019.
- [9] SKB, “Difference flow logging in boreholes KFM14, KFM15, KFM16, KFM20, KFM21, KFM22 and KFM23”, P-19-19, September 2019.
- [10] SKB, “Difference flow logging in boreholes KFM25, KFM26 and KFM27”, October 2020.
- [11] 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)
- [12] POSIVA, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Models and Data for the Repository System 2012. POSIVA 2013-01, Posiva POSIVA 2013-01, Posiva Oy
- [13] Optimal waste loading in high-level nuclear waste glass from high-burnup spent fuel for waste volume and geological disposal footprint reduction. Tomofumi Sakuragi, Tomohiro Okamura, Ryo Hamada, Hidekazu Asano, Eriko

Minari, Masahiko Nakase, Kenji Takeshita, Toshiro Oniki, Midori Uchiyama

- [14] Svensk Kärnbränslehantering AB, “Data report for the safety assessment SR-Site”, TR-10-52, December 2010.
- [15] DECOVALEX III, “DECOVALEX III project Final report of Task 3 BMT 1B”, SKI Report 2005:25, February 2005.
- [16] Selvadurai, A.P.S, and Nguyen T.S., “Scoping analyses of the coupled thermal-hydrological-mechanical behaviour of the rock mass around a nuclear fuel waste repository Engineering Geology”, Vol. 47, pp.379-400, 1996.
- [17] SKB, ‘‘Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel ‘’, R-09-04, (2009b).

行政院原子能委員會放射性物料管理局

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及
設計之審驗與管制技術研究

子項計畫三：鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與
回脹性能折損評估
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：張瑞宏

子計畫主持人：楊樹榮

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：111FCMA003

中 華 民 國 一 一 一 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

111 年用過核子燃料最終處置設施安全評估及
設計之審驗與管制技術研究

子項計畫三：鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與
回脹性能折損評估

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：楊樹榮

研究期程：中華民國 111 年 2 月至 111 年 12 月

研究經費：新台幣參拾玖萬元整

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 111 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

國際間高放射性廢棄物處理方式常以多重障壁的深地層處置為最佳選擇，將用過核子燃料束安置於處置罐之中，再藉由緩衝材料、回填材料與其他工程設施將處置罐處置於地下 400~1,000 公尺深，以達到防止核種接觸到生物圈的任務。緩衝材料於深地層處置孔中會接觸到地下水，使其自體產生回脹功能擠入裂隙的同時，也會產生易被地下水流帶走的膠體而造成沖蝕行為，所導致的密度下降與回脹壓力折損等行為會對安全性造成一定的問題。

本年度計畫基於 110 年度子計畫三「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」所開發之實驗裝置與技術，探討地下水環境因 pH 值上升變成鹼性的環境下對緩衝材料沖蝕行為之影響，為了模擬多重障壁中混凝土接觸地下水時，溶出失鈣造成處置孔環境變為鹼性，本研究以不同鹼性水環境對緩衝材料進行沖蝕實驗，探討鹼性水溶液是否對於膨潤土有更進一步的沖蝕影響。

本計畫使用懷俄明州膨潤土(MX-80)進行沖蝕實驗，透過每日圖像記錄與濁度量測來瞭解 MX-80 於不同環境下的沖蝕歷程與回脹壓力的變化，並使用 NaOH 與 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 調配不同 pH 值的水溶液，來比較不同 pH 值、不同陽離子強度條件對於流失量與回脹壓力折損的評估。此外，本計畫亦設計不同裂隙內寬來評估膨潤土在鹼性環境時，地下裂隙內寬對沖蝕量之影響。本計畫已完成四種水化學及三種不同裂隙內寬之沖蝕實驗，研究結果發現當裂隙內寬在 2.0 mm 時會有微量的沖蝕行為發生(75 天的沖蝕率約為 0.223%)，裂隙內寬 1.0 mm 與 0.2 mm 則觀察不到沖蝕現象。本研究透過實驗量測可以發現，pH 值較低的 NaOH 溶液(pH 值=10)相較於 pH 值較高的 NaOH 溶液(pH 值=11.6 及 pH 值=13.6)，有較大的沖蝕量(120 天沖蝕率約 2.68%)，明顯有沖蝕行為的發生，在不同陽離子之沖蝕實驗中，研究結果顯示溶液中陽離子以鈣為主時，相較於鈉離子，膨潤土的沖蝕行為發展較為緩慢，而整體發展趨勢則相當近似，沖蝕量的部分也略低於鈉離子，0.1mM NaOH 120 天沖蝕率約 2.68%，而 0.05 mM $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 120 天沖蝕率約 2.09%。

目錄

摘要.....	i
目錄.....	ii
圖目錄.....	iv
表目錄.....	vi
第一章 緒論.....	1
1.1 研究動機.....	1
1.2 研究方法.....	1
1.3 研究目的.....	2
第二章 國際高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕實驗資訊蒐集及研析.....	4
2.1 緩衝材料之安全指標.....	5
2.2 膨潤土之擴散雙層原理.....	8
2.3 鹼性環境對膨潤土之影響.....	9
2.3.1 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司 (SKB).....	9
2.3.2 膨潤土於鹼性環境下的回脹壓力.....	10
2.4 膨潤土沖蝕報告研析.....	12
2.4.1 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司 (SKB).....	12
2.4.2 芬蘭核子燃料及廢棄物管理公司 (POSIVA).....	13
2.4.3 歐洲原子能共同體 (2015).....	14
第三章 實驗材料與研究方法.....	18
3.1 實驗材料.....	19
3.1.1 MX-80 膨潤土分樣處理.....	20
3.1.2 MX-80 膨潤土之設計含水量.....	21
3.2 沖蝕實驗.....	22
3.2.1 實驗設備.....	23
3.2.2 試體壓製流程.....	29
3.2.3 沖蝕實驗流程.....	29
3.3 律定蒙脫石濃度與濁度之關係.....	31
3.4 回脹歷程之圖像分析.....	32
3.4.1 副礦物環面積量測.....	33
第四章 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對流失量及回脹性能折損評估.....	35
4.1 不同 pH 值對膨潤土的流失量比較.....	35
4.2 不同裂隙內寬對膨潤土的流失量比較.....	37

4.3 不同水化學對膨潤土的流失量比較.....	38
4.4 不同陽離子對膨潤土的流失量比較.....	40
4.5 沖蝕過程中的回脹壓力.....	41
第五章 膨潤土沖蝕圖像分析.....	43
5.1 沖蝕過程中徑向膨脹量.....	43
5.1.1 沖蝕實驗不同 pH 之膨潤土徑向膨脹.....	43
5.1.2 沖蝕實驗不同裂隙內寬之膨潤土徑向膨脹.....	45
5.1.3 沖蝕實驗不同陽離子之膨潤土徑向膨脹.....	46
5.2 副礦物環面積.....	47
第六章 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對其流失量與回脹性能折損評估之相關審查重點與注意事項.....	51
第七章 結論與建議.....	52
7.1 結論.....	52
7.2 建議.....	53
參考文獻.....	54
附錄.....	56

圖目錄

圖 1-1 沖蝕實驗裝置配置圖	3
圖 2-1 瑞典 KBS-3 處置概念 (SKB,TR11-01, 2011)	4
圖 2-2 最終處置場相關安全功能需求	7
圖 2-3 擴散雙層概念示意圖	8
圖 2-4 工程障壁使用混凝土作為填縫、封塞材料	9
圖 2-5 瑞典近場系統 pH 值演化評估圖 (SKB TR-99-06)	10
圖 2-6 MX-80 膨潤土於鹼性環境下定體積回脹壓力歷時曲線(Karland, 2007).10	
圖 2-7 SPV-200 膨潤土於鹼性環境下定體積回脹壓力歷時曲線 (李冠宏, 2016)	11
圖 2-8 沖蝕實驗示意圖(SKB, 2019).....	12
圖 2-9 不同裂隙寬度下累計沖蝕量 (SKB, 2019).....	13
圖 2-10 MX-80 膨潤土沖蝕實驗之回脹歷程 (SKB, 2019).....	13
圖 2-11 沖蝕實驗裝置 (POSIVA, 2012).....	14
圖 2-12 實驗裝置概念圖 (Reid et al., 2015)	14
圖 2-13 (a)回脹壓力；(b)沖蝕率；(c)徑向膨脹量；(d)副礦物環面積	16
圖 2-14 試驗過程中的(a)沖蝕率；(b)回脹壓力 (Reid et al., 2015).....	17
圖 3-1 研究流程	18
圖 3-2 (a) MX-80 產品包裝 ；(b) 材料外觀	20
圖 3-3 分樣器	21
圖 3-4 含水量調配流程	21
圖 3-5 沖蝕實驗配置	22
圖 3-6 沖蝕實驗試體置備模具	23
圖 3-7 模擬裂隙之透明壓克力模具	24
圖 3-8 螺桿、螺帽、不鏽鋼塞與可變裂隙螺絲	24
圖 3-9 水準氣泡儀	24
圖 3-10 間隙規	25
圖 3-11 蠕動幫浦	25
圖 3-12 Canon EOS800D 數位單眼相機外觀	26
圖 3-13 磁石攪拌器	27
圖 3-14 ATY224 分析天平.....	27
圖 3-15 沖蝕出的懸浮溶液	28

圖 3-16 TN-100 濁度計.....	28
圖 3-17 沖蝕實驗試體壓製流程.....	29
圖 3-18 不同蒙脫石濃度對應之濁度雙折線關係.....	32
圖 3-19 回脹歷程拍攝方法.....	33
圖 3-20 選取的副礦物環.....	34
圖 4-1 裂隙內寬 1.0mm 不同 pH 值 NaOH 溶液之每日沖蝕量.....	36
圖 4-2 裂隙內寬 1.0mm 不同 pH 值 NaOH 溶液之累計沖蝕量.....	36
圖 4-3 相同 pH 值 NaOH 溶液不同裂隙內寬之每日沖蝕量.....	37
圖 4-4 相同 pH 值 NaOH 溶液不同裂隙內寬之累計沖蝕量.....	38
圖 4-5 不同水化學之每日沖蝕量.....	39
圖 4-6 不同水化學之累計沖蝕量.....	39
圖 4-7 不同陽離子之每日沖蝕量.....	40
圖 4-8 不同陽離子之累計沖蝕量.....	41
圖 4-9 不同 pH 值之回脹壓力.....	42
圖 4-10 不同陽離子之回脹壓力.....	42
圖 5-1 不同 pH 值之徑向膨脹量.....	43
圖 5-2 400mM NaOH 第 1 天及 110 天之徑向膨脹量變化.....	44
圖 5-3 400mM NaOH 之徑向膨脹量.....	45
圖 5-4 不同裂隙寬之徑向膨脹量.....	46
圖 5-5 不同陽離子之徑向膨脹量.....	47
圖 5-6 0.1 mM NaOH 第 82 天與第 83 天沖蝕圖像.....	48
圖 5-7 第 83 天被局部沖破之副礦物環.....	48
圖 5-8 0.1 mM NaOH 每日沖蝕量.....	48
圖 5-9 0.1 mM NaOH 副礦物環與每日沖蝕量之關係.....	49
圖 5-10 0.1 mM NaOH 副礦物環與回脹壓力之關係.....	50

表目錄

表 3-1 沖蝕實驗因子	19
表 3-2 MX-80 化學成分組成	19
表 3-3 MX-80 基本物理性質 (American Colloid Company)	20
表 3-4 Canon EOS800D 數位單眼相機規格	26
表 3-5 變焦鏡頭規格	26
表 3-6 非線性段之蒙脫石濃度對應濁度	32
表 3-7 線性段之蒙脫石濃度對應濁度	32

第一章 緒論

1.1 研究動機

緩衝材料壓實塊體以乾密度 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 作為設計的條件(Juvankosk et al., 2012)，緩衝材料在此乾密度下具有適當的回脹壓力、低水力傳導性、高熱傳導性、低乾縮量與長期穩定性，以達到阻滯放射性核種釋出的作用。當處置孔內的緩衝材料接觸到地下水時可能會因沖蝕作用導致流失質量，使緩衝材料密度降低，而影響處置場長期安全。國際上主要以膨潤土作為處置孔中的緩衝材料，膨潤土的主要成分為蒙脫石，蒙脫石因本身擴散雙層的特性，在某些水環境下會產生分散結構而易被流動的地下水帶走(SKB, 2009)，可能會導致緩衝材料的回脹壓力下降，使身地層處置不再安全。

深地層處置常使用混凝土作為封塞材料，當地下水與混凝土接觸時會導致混凝土溶出失鈣，使地下水環境因 pH 值上升變成鹼性的環境(pH 值介於 12.6~10)。因此，在評估地下水對緩衝材料之沖蝕影響時，需同時須考慮在多重障壁設計中的混凝土，當地下水隨裂隙流入處置區中接觸到混凝土導致 pH 值上升時，將使緩衝材料受到高鹼性水溶液的沖蝕作用影響。

國際上的沖蝕實驗研究中，實驗環境因子主要包括地下水流量、人工裂隙內寬及地下水化學環境等。本計畫延續 110 年度子計畫三「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」的研究成果，將鹼性水化學環境納入緩衝材料沖蝕行為的考量，當緩衝材料接觸到高鹼性溶液時會使蒙脫石產生溶解，可能導致緩衝材料受到沖蝕行為影響，於鹼性環境下針對沖蝕行為造成的流失量與回脹歷程進行研究與探討。

1.2 研究方法

本子計畫基於 110 年「用過核子燃料最終處置場址及工程障壁特性之管制技術研究」之子計畫三：「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」，與 110 年研究有連貫性，使用相同沖蝕實驗裝置並加入鹼性水化學環境，以繼續探討鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估。

本計畫使用之沖蝕實驗裝置係由透明壓克力製成，從設備頂部的進水口供應

水，以產生二維水流場，藉由不同流量之水流通過裂隙內部中的試體周圍來模擬地下水流動情況。調配事先設計之鹼性溶液經蠕動幫浦推動，溶液藉由軟管從入水口進入，當膨潤土接觸到溶液後會遇水膨脹向人工裂隙擠入，試體最外側會形成易被沖蝕的凝膠，順著水流從出水口流出集結成懸浮溶液，透過拍照圖像與濁度計量測推估沖蝕量來瞭解膨潤土於不同環境下的回脹歷程。實驗期間主要的量測包括沖蝕率、回脹壓力及副礦物環面積。在沖蝕實驗停止後，對膨脹進裂隙中的膨潤土分布取樣，由以上實驗結果來瞭解膨潤土於鹼性水環境中之沖蝕行為以及回脹歷程。最後由沖蝕實驗所得到不同鹼性環境條件下的流失量，分析緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對流失量與對回脹性能折損評估。

1.3 研究目的

1. 國際高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕實驗資訊蒐集及研析

本計畫蒐集有關緩衝材料於鹼性環境下沖蝕實驗模擬設備與技術相關文獻，於進行研析後開發緩衝材料鹼性環境下沖蝕實驗模型，並擬定後續沖蝕實驗之試驗程序與沖蝕量評估方法。

2. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對流失量評估

本計畫著重在鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量評估。在鹼性環境下，當緩衝材料接觸到鹼性溶液時會使蒙脫石產生溶解。另外，隨著裂隙寬度的改變也會影響緩衝材料的沖蝕行為。一般而言，膨潤土於較小的裂隙中膨脹將會受到更大的阻力限制，但若受到較大的流量，有可能會造成更大的沖蝕率，且在較小的裂隙中，高流量會相應產生較大的流速與剪切應力，進而發生沖蝕使得較大的膠體產生。因此，緩衝材料沖蝕實驗因子主要包含水化學與裂隙內寬，評估上述因子影響下對緩衝材料沖蝕行為流失量的影響。

3. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對回脹性能折損評估

當緩衝材料接觸到鹼性環境時。緩衝材料的蒙脫石溶解，導致緩衝材料失去原本應有的工程性質，影響回脹能力，導致緩衝材料的劣化。本計畫以圖 1-1 的實驗裝置，通以給定水流來進行研究，目的是通過裝置下方的荷重元來觀察緩衝

材料受鹼性溶液沖蝕行為所導致的回脹性能變化，以瞭解鹼性環境對緩衝材料的安全性是否有影響。

4. 提出高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對其流失量與回脹性能折損評估之相關審查重點與注意事項

基於計畫中有關鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能研究成果，配合我國將來用過核子燃料最終處置場可能因應發展之情況來進行鹼性環境下沖蝕實驗及流失量之量測，藉以制定審查重點或注意事項之建議。

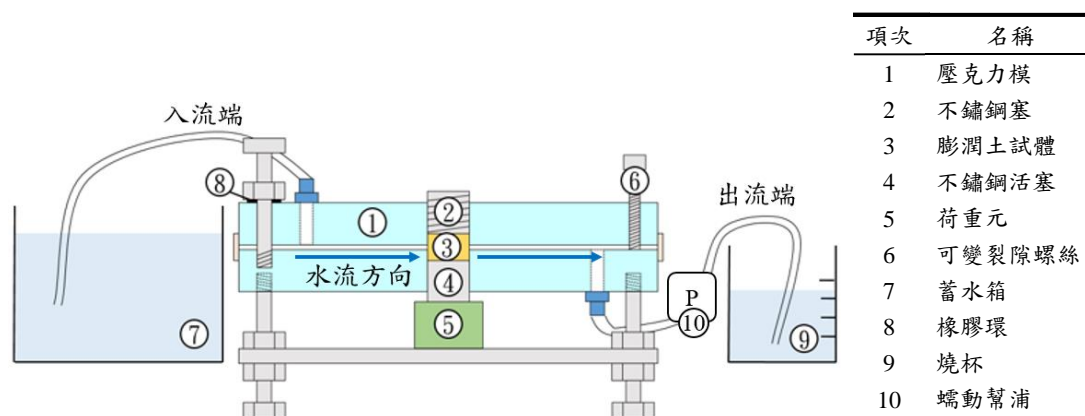


圖 1-1 沖蝕實驗裝置配置圖

第二章 國際高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕實

驗資訊蒐集及研析

對於高放射性廢棄物的最終處置方式，國際上一致採用「多重障壁」概念設計的深層地質處置(SKB, 1983)，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)，將高放射性廢棄物處置於地下 400~700 公尺，利用廢棄物罐、緩衝材料與回填材料組合成多重防護措施，阻隔放射性核種與遠離生物圈接觸，直到放射強度衰減至可忽略的程度。

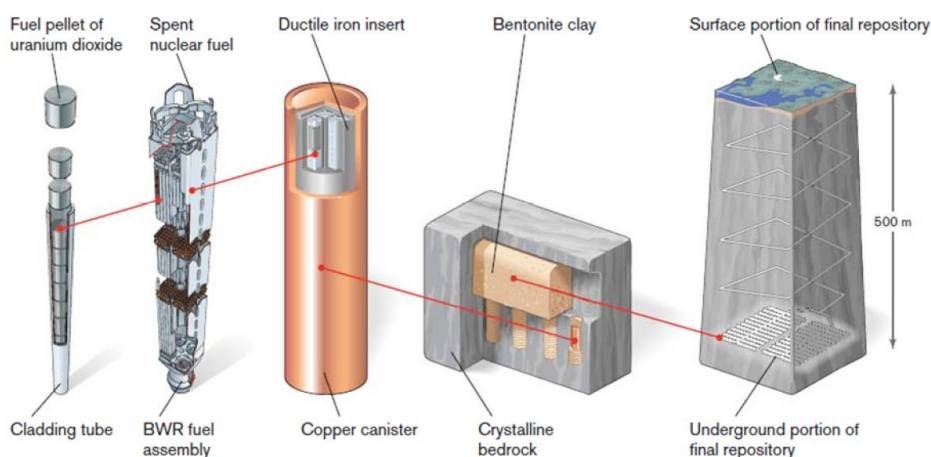


圖 2-1 瑞典 KBS-3 處置概念 (SKB,TR11-01, 2011)

2.1 緩衝材料之安全指標

緩衝材料作為阻隔放射性核種的因子，需要透過本身的材料性質來達到安全性的目的，在處置場中需具備以下主要功能 (SKB,TR11-01, 2011)：

1. 限制對流傳輸

為避免地下水溶液接觸到處置孔時，水流對處置銅罐腐蝕而產生核種外洩問題，緩衝材料須具備低水力傳導係數(k^{Buffer})的特性，已延遲核種在處置環境的傳輸：

$$k^{Buffer} < 10^{-12} \text{ m/s} \quad (\text{式 2-1})$$

考慮緩衝材料的可變性，緩衝材料於任何情況都必須滿足，惟緩衝材料的均質性是來自於它在水飽和過程會發生回脹，為此制定了緩衝材料回脹壓力 (P_{Swell}^{Buffer})的安全指標：

$$P_{Swell}^{Buffer} > 1 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-2})$$

如果滿足該回脹壓力指標，則回脹的緩衝材料與處置孔壁將緊密接觸，這有助於增加緩衝材料/岩石界面中的傳輸阻力。

2. 抑制微生物的活性

SKB 在地下實驗室 ÄspöHard Rock 中，對膨潤土進行研究，結果表明當緩衝材料的飽和密度為 $1,800 \text{ kg/m}^3$ 時，微生物在一千年內產生的硫化物會使處置罐受到腐蝕。

3. 保護處置罐避免受岩石運動

緩衝材料的另一重要的安全功能是保護處置罐不受岩石運動的影響，特別是岩石的剪切運動容易使處置罐損壞。透過實驗得出使處置罐不受岩石剪切的緩衝材料飽和密度 (ρ_{Bulk}^{Buffer})為：

$$\rho_{Bulk}^{Buffer} < 2,050 \text{ kg/m}^3 \quad (\text{式 2-3})$$

且乾燥緩衝材料中的蒙脫石含量應為 75-90% (重量)。

4. 不發生質變(溫度條件)

緩衝材料在高溫(100°C)時,將產生化學變化,故應限制其最高溫度 (T^{buffer}):

$$T^{buffer} < 100 \text{ } ^\circ\text{C} \quad (\text{式 2-4})$$

5. 防止處置罐下沉

為防止處置銅罐因緩衝材料潛變而下沉,與母岩(或處置孔內的混凝土)直接接觸導致核種外洩,包覆的緩衝材料也需具備一定的回脹壓力,若緩衝材料的回脹壓力(P_{swell}^{Buffer})低至 0.1 MPa,總下沉量將小於 2 cm,故制定以下安全功能指標:

$$P_{swell}^{Buffer} > 0.2 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-5})$$

6. 避免處置罐發生擠壓破壞

緩衝材料遇水回脹而擠入裂隙與填縫空間,當空間被填滿時,緩衝材料會持續的回脹產生回脹壓力(P_{swell}),為避免處置孔銅罐被緩衝材料產生的回脹壓力擠壓造成變形破壞。故限制最大的回脹壓力(P_{swell})置指標:

$$P_{swell} < 15 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-6})$$

7. 防止緩衝材料凍結

若緩衝材料在低溫下凍結,可能會因水膨脹而產生破壞壓力。由於處置罐中釋放的熱能可能對緩衝材料的結凍有減緩的作用,主要在於處置設施封閉後。經實驗證實,在反覆冷凍和解凍循環後,壓實膨潤土對其密封性能不會有影響。

若周圍岩石中的地下水凍結,對緩衝材料將會造成每°C 回脹壓力下降約 1.2 MPa。對於密度 1,950 到 2,050 kg/m³ 之間的緩衝材料,將在溫度-4 至-11°C 的範圍內開始結凍。因此,最低溫度(T^{buffer})之安全指標:

$$T^{buffer} > -4 \text{ } ^\circ\text{C} \quad (\text{式 2-7})$$

另外緩衝材料區相關安全功能需求如圖 2-2 所示(SKB,TR11-01, 2011)。



圖 2-2 最終處置場相關安全功能需求

2.2 膨潤土之擴散雙層原理

當黏土與水溶液接觸時，溶液中的陽離子與黏土表面的陰離子產生相互吸引的吸附作用，使黏土表面有高濃度的陽離子，當吸附作用產生時將導致黏土顆粒向外擴散。黏土帶電荷表面與鄰近的電荷分佈系統構成所謂的擴散雙層(diffuse double layer)系統(如圖 2-3)。

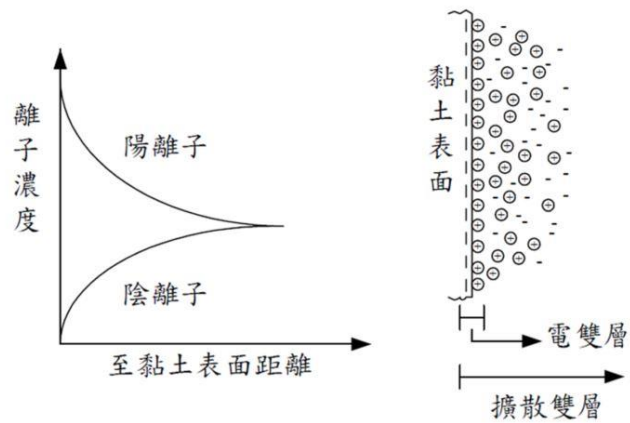


圖 2-3 擴散雙層概念示意圖

2.3 鹼性環境對膨潤土之影響

芬蘭(Posiva 2014-04)的研究報告中，Harper 學者等人前往格里姆塞爾山(Grimsel)探查冰川溶水的地下水環境，量測到格里姆塞爾冰川溶水的 pH 值為 9.6，與芬蘭 Olkiluoto 處置環境中的地下水 pH 值相近。

深地層處置的工程障壁也會使用混凝土作為填縫或封塞的材料(如圖 2-4)，而地下水含有大量的硫酸鹽類(硫酸鎂、硫酸鈉)，當地下水接觸到混凝土時，硫酸鎂會將單硫型鋁酸鈣水化物轉變成鈣礬石，使混凝土體積膨脹破壞，而其中的鎂離子也會與混凝土 C-S-H 膠體中的鈣離子進行離子交換，造成混凝土溶出失鈣，形成 pH 值較高(pH 值介於 12.6~10)的鹼性環境(Faucon et al, 1998; Ramirez et al, 2002)。

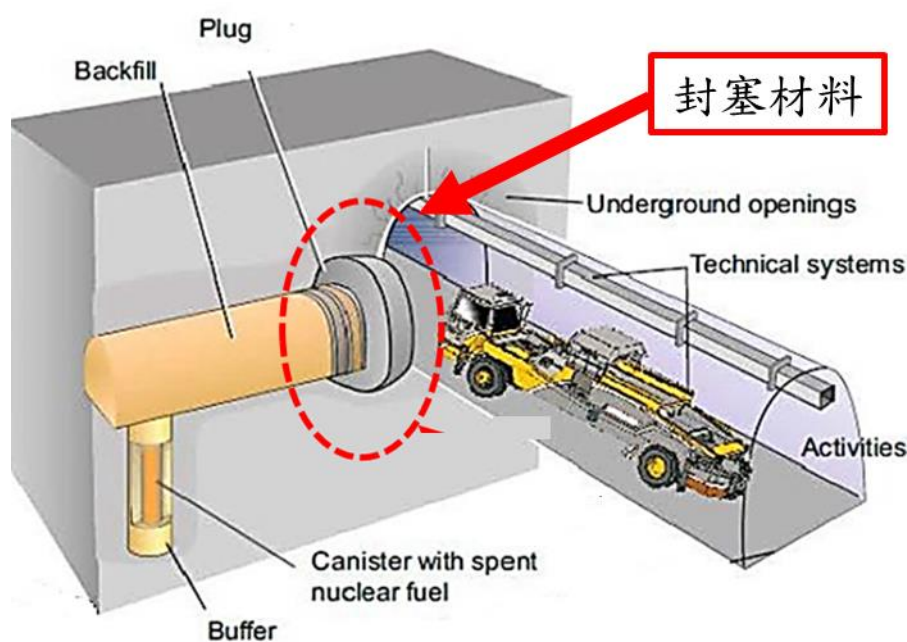


圖 2-4 工程障壁使用混凝土作為填縫、封塞材料

2.3.1 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司 (SKB)

瑞典 SKB 研究報告中對近場環境的 pH 值做了演化評估圖，SKB 認為 MX-80 膨潤土內含有微量的黃鐵礦，當黃鐵礦氧化反應會產生 H^+ 離子，使得初期水環境的 pH 值降到 7 左右，之後因為與地下水離子交換而上升至 10 附近，到後面由於方解石的溶解，pH 值緩慢的下降，最後當地下水入侵時孔隙水的 pH 值

將與地下水相近，約在 8 左右(如圖 2-5)。

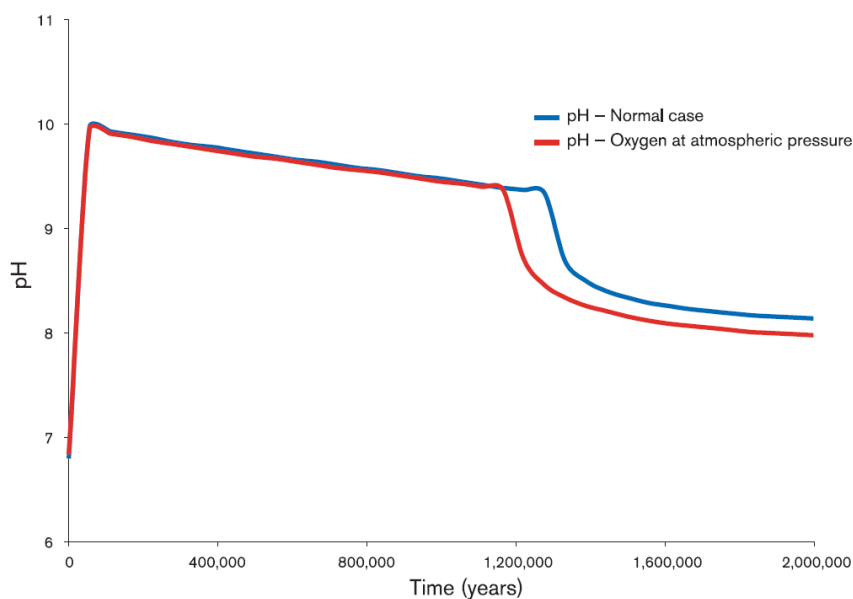


圖 2-5 瑞典近場系統 pH 值演化評估圖 (SKB TR-99-06)

2.3.2 膨潤土於鹼性環境下的回脹壓力

Karland(2007)針對膨潤土 MX-80 進行不同環境的定體積回脹壓力實驗，如圖 2-6 所示，當與緩衝材料接觸的 NaOH 溶液 pH 值大於 13 時，會使膨潤土回脹壓力下降，影響其安全功能。其原因主要為二氧化矽礦物溶解，並使膨潤土密度降低。

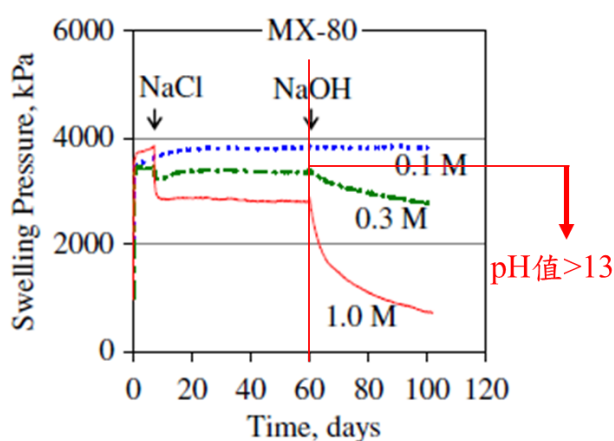


圖 2-6 MX-80 膨潤土於鹼性環境下定體積回脹壓力歷時曲線(Karland, 2007)

李冠宏(2016)對膨潤土 SPV 200 以不同 pH 值環境進行定體積回脹壓力實驗，實驗結果得知 SPV 200 膨潤土在水溶液 pH 值在 13 以下時回脹壓力與去離子水環境差異不大(如圖 2-7)，但當水環境 pH 值在 13 以上時，回脹壓力有顯著的下降，其影響機制為高濃度的 OH⁻ 離子入侵膨潤土內部，溶解膨潤土中的蒙脫石，導致回脹壓力永久性的下降。

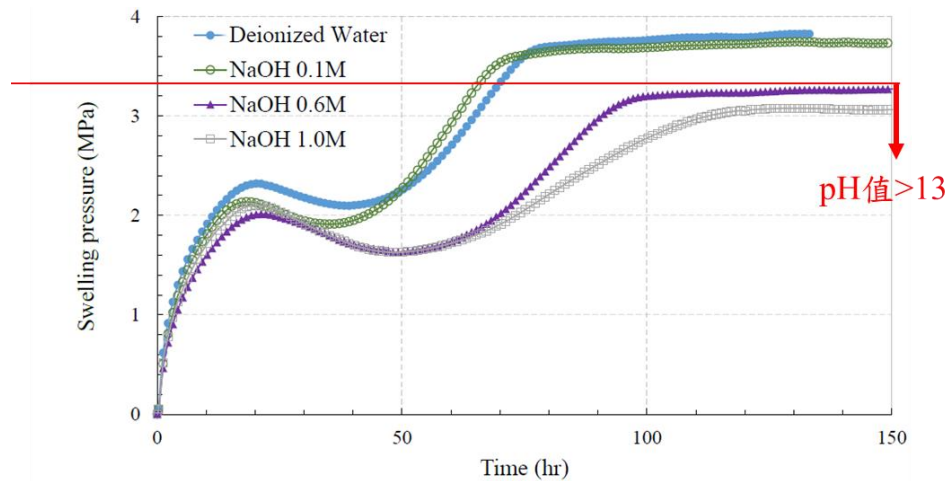


圖 2-7 SPV-200 膨潤土於鹼性環境下定體積回脹壓力歷時曲線 (李冠宏，2016)

2.4 膨潤土沖蝕報告研析

2.4.1 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司 (SKB)

為瞭解沖蝕行為，瑞典 SKB 對膨潤土進行一系列的沖蝕實驗，其環境因子包括材料種類、人工裂隙內寬、沖蝕水流量、溶液水化學、傾斜角度與裂隙粗糙度來進行研究，以兩塊透明壓克力板組成人工裂隙，探討膨潤土沖蝕之行為(如圖 2-8)。

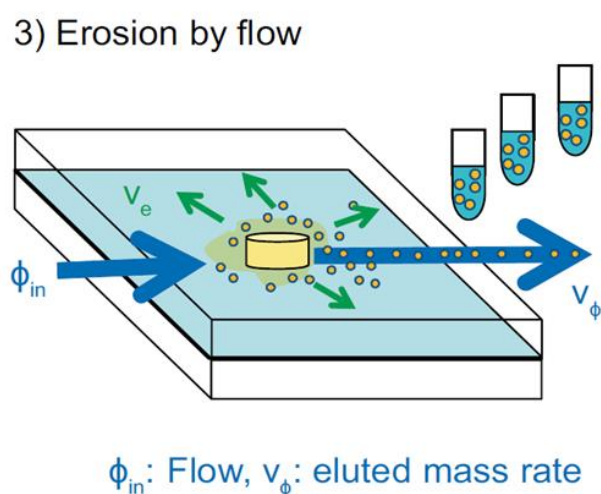


圖 2-8 沖蝕實驗示意圖(SK B, 2019)

SKB 研究結果中發現裂隙內寬對流失量有所影響，圖 2-9 為 MX-80 在不同裂隙寬度下之累計沖蝕量，當 MX-80 在裂隙內寬 0.4 mm 時，質量損失約為 4.3%，而裂隙內寬為 0.2 mm 與 0.1 mm 時則相對較小，分別為 0.7% 與 0.5%，較小的裂隙內寬會限制膨潤土顆粒被水流帶走，而較大的裂隙內寬則較易發生沖蝕行為。

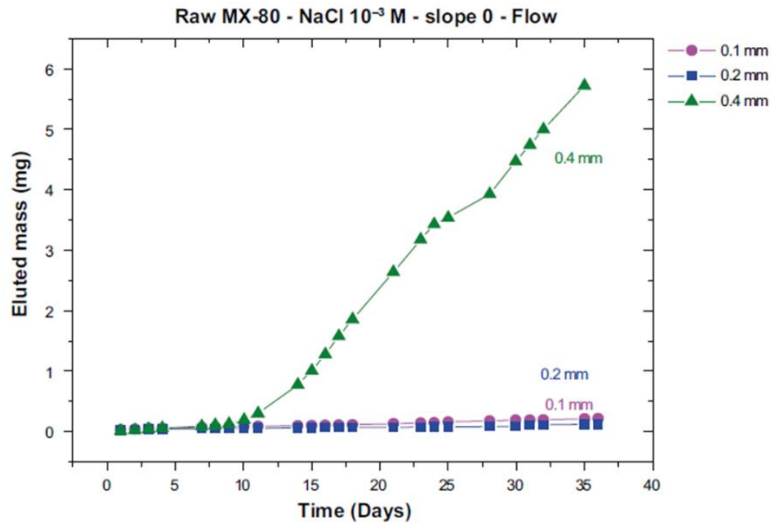


圖 2-9 不同裂隙寬度下累計沖蝕量 (SKB, 2019)

該研究亦使用圖像攝影的方式來觀察膨潤土於裂隙中的回脹歷程，如圖 2-10 所示為 0 天至 60 天膨潤土試體的圖像變化情形。



圖 2-10 MX-80 膨潤土沖蝕實驗之回脹歷程 (SKB, 2019)

2.4.2 芬蘭核子燃料及廢棄物管理公司 (POSIVA)

芬蘭 POSIVA 公司對膨潤土進行了地下水流沖蝕實驗的研究，如圖 2-11。該研究以不同離子濃度的 NaCl 溶液作為地下水沖蝕實驗的設計，以 171 mM NaCl、17 mM NaCl 與去離子水做質量損失比較，質量損失依序為小於 2%、0% 與 47%，在去離子水條件有極高的質量損失，而具有一定離子濃度時，會限制擴散雙層的發展，使膨潤土形成不易受沖蝕的絮凝結構。

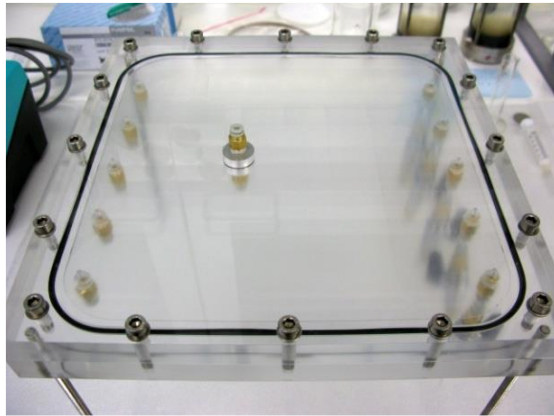


圖 2-11 沖蝕實驗裝置 (POSIVA, 2012)

2.4.3 歐洲原子能共同體 (2015)

其研究主要以圖 2-12 的實驗裝置進行沖蝕實驗，透過給定流量的去離子水對 MX-80 進行沖蝕行為探討，透過裝置下方的壓力傳感器量測沖蝕環境膨潤土回脹壓力的變化，裝置上方使用攝影機記錄膨潤土於裂隙中的擠入裂隙的歷程與觀察副礦物環堆積對於沖蝕行為是否有影響。

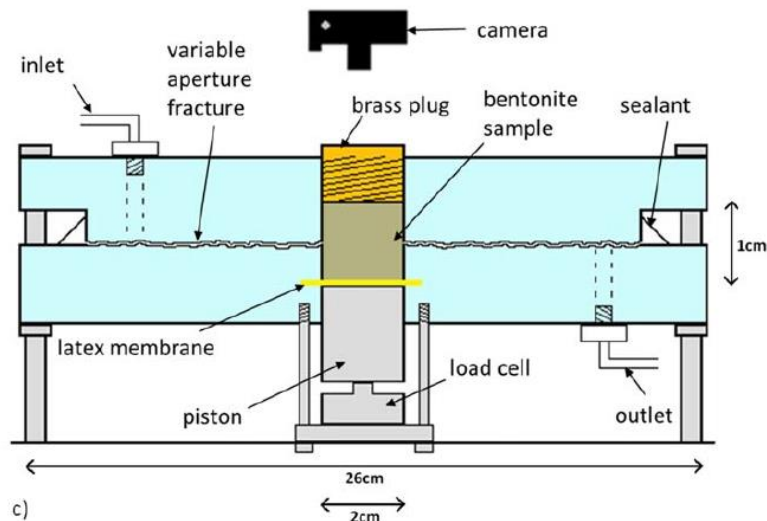


圖 2-12 實驗裝置概念圖 (Reid et al., 2015)

圖 2-13 為此研究中所量測到的所有參數，回脹壓力最大值為前期的 0.515 MPa，其回脹壓力並不符合安全指標的 2-15 MPa 範圍之間，而後期回脹壓力下降之原因可能為裝置並非定體積的空間，膨潤土會隨著裂隙方向擠入，從而導致原試體區域的膨潤土密度下降造成回脹壓力的折損，而總體約有 24% 的質量損

失。

此研究發現沖蝕率與回脹壓力之間的關係，依圖 2-14 可得知，研究團隊將第 49–61 天與第 72–75 天劃分為階段 i。此階段的沖蝕率較為平緩，而回脹壓力正向上發展，觀察到的副礦物環面積也緩慢增加，在 62–73 天與 76–85 天則劃分為階段 ii。此階段因發展的回脹壓力衝破了副礦物環的力鍊強度(Force chains)，使試體內部的初始膨潤土擠出副礦物環，導致沖蝕率上升，回脹壓力下降的結果。而在向外擠出時，膨潤土也會隨著水流使副礦物與蒙脫石分離，形成的副礦物將補上階段 ii 開始被衝破的副礦物環，階段 ii 將轉變成第 72 天階段 i，依序的循環(Reid et al., 2015)。

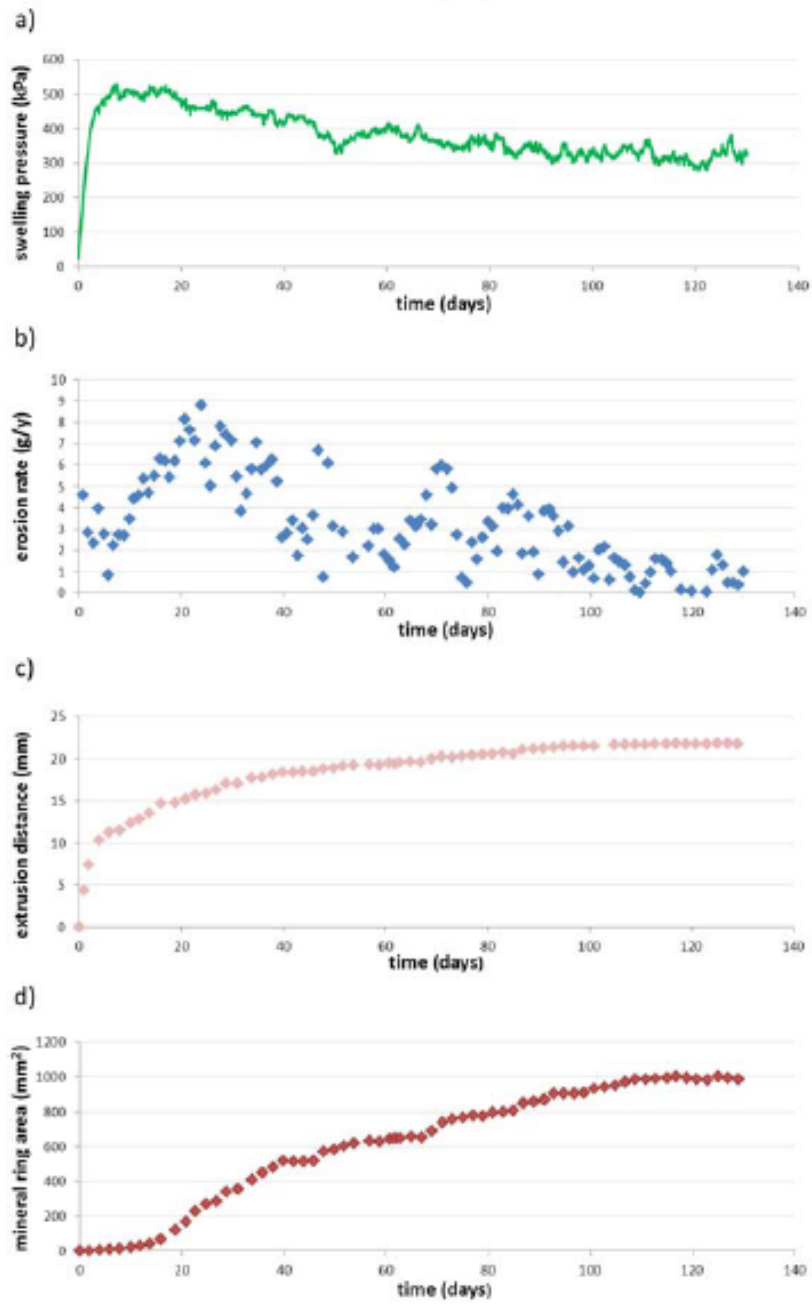
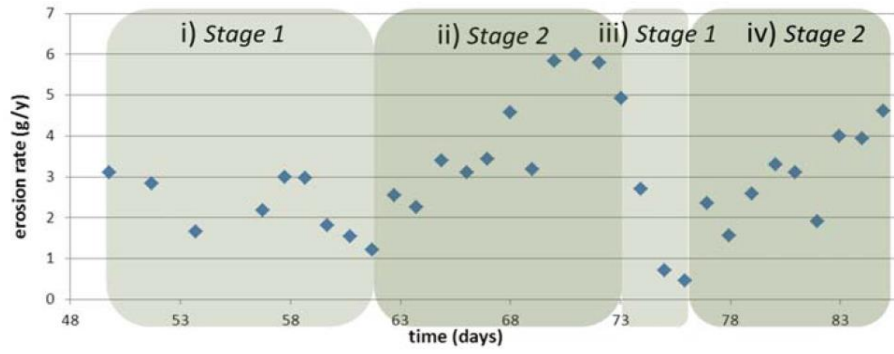
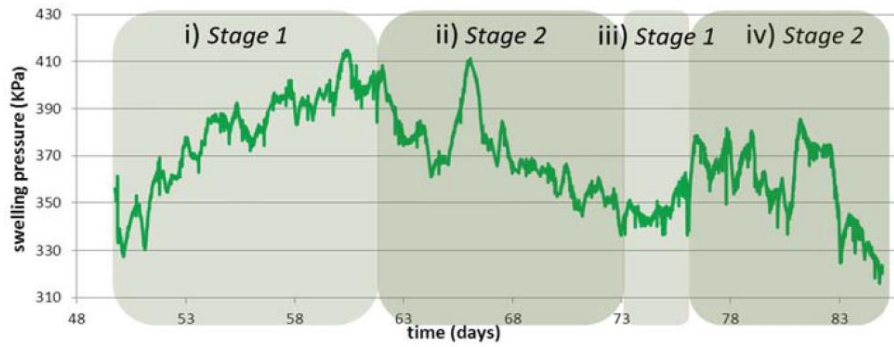


圖 2-13 (a)回脹壓力；(b)沖蝕率；(c)徑向膨脹量；(d)副礦物環面積

(Reid et al., 2015)



(a)



(b)

圖 2-14 試驗過程中的(a)沖蝕率；(b)回脹壓力 (Reid et al., 2015)

第三章 實驗材料與研究方法

緩衝材料在深地層處置會受到各種不同環境因素的影響，本計畫參考瑞典 SKB 選用來自於美國懷俄明洲的膨潤土(MX-80)作為緩衝材料進行研究，為模擬地下水鹼性環境對緩衝材料的沖蝕行為，分別配置不同環境因子來瞭解各種條件下的環境是否會對緩衝材料造成沖蝕行為及沖行為的歷程，以作為未來地下水環境是否適合處置高放射性廢棄物的評斷考量。

環境因子配置分別以不同水化學、裂隙內寬與流量控制來進行研究，並探討環境下的沖蝕行為。工程障壁中會使用混凝土作為填縫、封塞材料，當地下水與混凝土接觸時會造成溶出失鈣的現象，形成鹼性的地下水環境(pH 值介於 12.6~10 之間)，在水化學方面，模擬在不同 pH 值環境下與相同 pH 值不同陽離子環境下水溶液對緩衝材料的沖蝕行為，實驗流程如圖 3-1，沖蝕實驗因子如表 3-1 所示。

沖蝕實驗透過每日拍照圖像觀察膨潤土擠入裂隙的歷程，濁度計來量測每日沖蝕所造成的流失量，並使用荷重元來計讀膨潤土擠入裂隙後回脹壓力的變化。

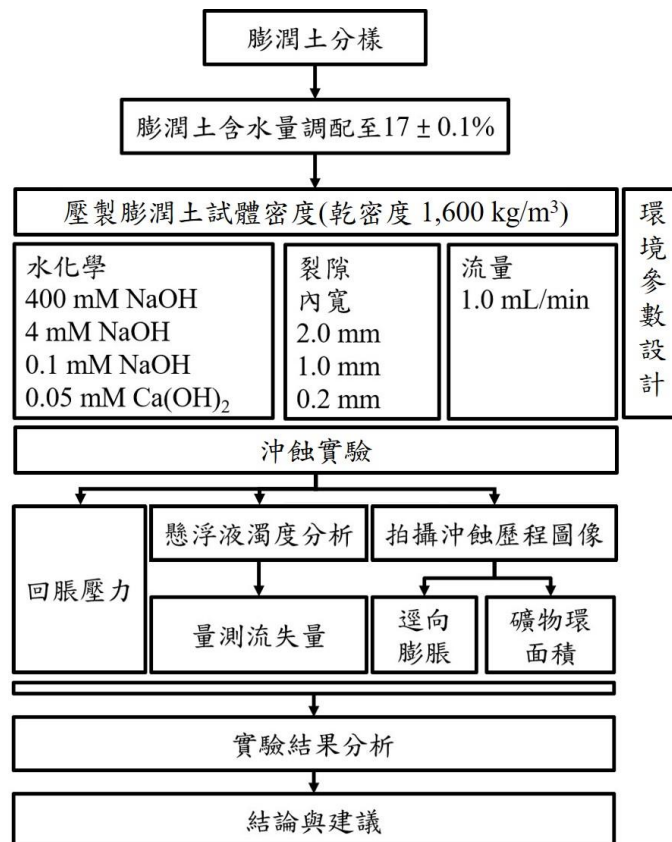


圖 3-1 研究流程

表 3-1 沖蝕實驗因子

流量 (mL/min)	水化學	pH 值	裂隙內寬 (mm)
1.0	4.00 mM NaOH	11.6	2.0, 1.0, 0.2
	0.1 mM NaOH	10	1.0
	400 mM NaOH	13.6	1.0
	0.05 mM Ca(OH) ₂	10	1.0

3.1 實驗材料

本研究參考瑞典 SKB 選用來自美國懷俄明州黑山地區(Black Hills, Wyoming, USA)的膨潤土，由 American Colloid Company 生產，邁祺科技股份有限公司進口，產品型號為 MX-80 之膨潤土，在國際上常作為高放射性廢棄物深地層處置的緩衝材料來進行研究。其化學成分組成與基本物理性質如表 3-2 與 3-3 所示

表 3-2 MX-80 化學成分組成

項目	成分(%)								
	SiO ₂	Al ₂ O ₃	FeO	Fe ₂ O ₃	MgO	Na ₂ O	CaO	Trace	LOI
MX-80	63.02	21.08	3.25	0.35	2.67	2.57	0.65	0.72	5.64

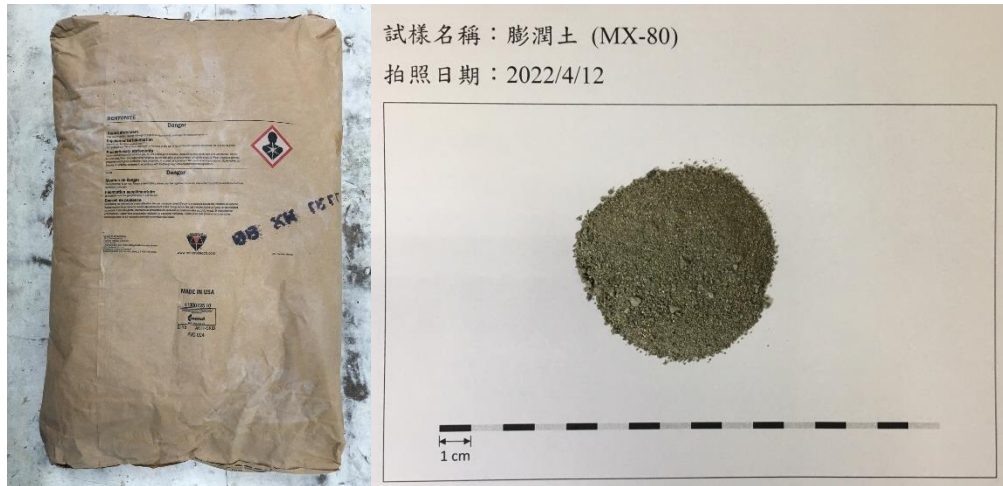


圖 3-2 (a) MX-80 產品包裝 ;(b) 材料外觀

表 3-3MX-80 基本物理性質 (American Colloid Company)

名稱	比重	活性	液性限度	塑性限度	塑性指數
	Gs	As	LL	PL	PI
MX-80	2.69	5.85	434	54	380

3.1.1 MX-80 膨潤土分樣處理

由於膨潤土的粒徑尺寸不一，在包裝內可能會使顆粒較大的土體堆積在包裝底部，若直接開封使用可能會使實驗試體品質品質不一，影響研究的準確性，所以在研究開始前須使用拌合機與分樣器(如圖 3-3)使每次使用的膨潤土粒徑均勻分布。



圖 3-3 分樣器

3.1.2 MX-80 膨潤土之設計含水量

參考芬蘭 Posiva 設計緩衝材料的初始含水量(Trevor Sumerling et al., 2012)，本計畫設計以含水量 $17 \pm 0.1\%$ 為膨潤土試體初始含水量。含水量調配步驟如圖 3-4 所示：

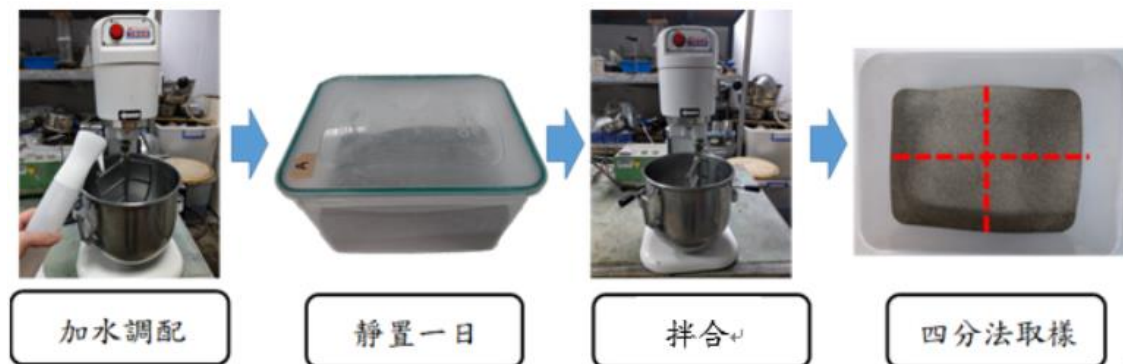


圖 3-4 含水量調配流程

3.2 沖蝕實驗

膨潤土試體參考芬蘭 Posiva 對緩衝材料的條件設計(Juvankoski et al., 2012)，以乾密度 $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，含水量 $17 \pm 0.1\%$ 壓製膨潤土試體。為模擬膨潤土於深地層受不同水環境影響，本計畫設定不同之裂隙內寬、水化學與地下水流量作為環境因子，針對混凝土溶出失鈣情況之水環境則設計不同的 pH 值水環境，並在部分實驗安裝壓力感測器觀測回脹歷程。沖蝕實驗配置如圖 3-5 所示。

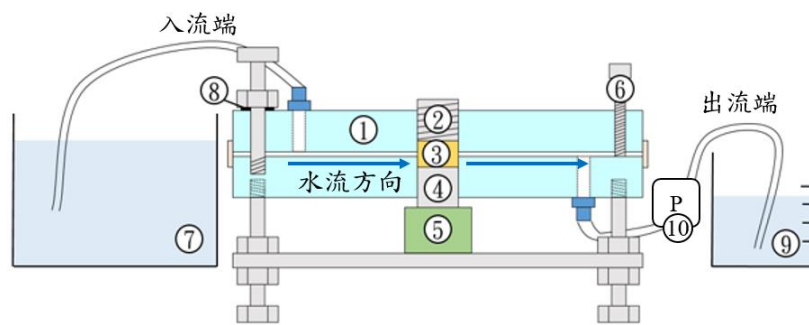


圖 3-5 沖蝕實驗配置

項次	名稱
1	壓克力模
2	不鏽鋼塞
3	膨潤土試體
4	不鏽鋼活塞
5	荷重元
6	可變裂隙螺絲
7	蓄水箱
8	橡膠環
9	燒杯
10	蠕動幫浦

3.2.1 實驗設備

沖蝕實驗設備沿用 110 年子計畫三團隊研發的沖蝕實驗模具，主要包含模擬裂隙模具、供水系統與回脹歷程計讀器(如圖 3-6)。其他實驗設備說明如下：

1. 試體製備模具

壓製試體模具是由一圓柱型鐵製模具組程，將膨潤土填入內徑為 20 mm 的模具中，透過加壓的方式將試體壓實於體積固定的模具中，再透過較長的承壓柱將試體從模具中頂出。



圖 3-6 沖蝕實驗試體置備模具

2. 模擬岩石裂隙模具

沿用 110 年研究計畫所採用的沖蝕實驗設計，將兩塊透明壓克力板組合成模擬岩石裂隙的模具(如圖 3-7)，大致分為以下三個部分部分：上部模具三個入水口、下部模具一個出水口與可調整人工裂隙內寬的螺絲，最後在壓克力上模鎖上不鏽鋼塞防止膨潤土向上方膨脹。

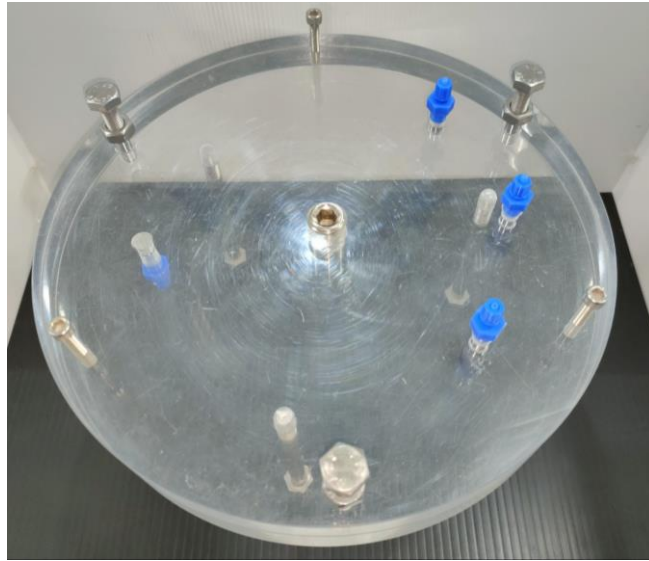


圖 3-7 模擬裂隙之透明壓克力模具



圖 3-8 螺桿、螺帽、不鏽鋼塞與可變裂隙螺絲

3. 水準氣泡儀

考量重力對沖蝕實驗有所影響，在模具組裝完成且幫浦通水前，將模具放置於實驗平台並以壓克力下模的支角與水平氣泡儀(如圖 3-9)調整，使水流在人工裂隙中以角度 0 度環境下進行沖蝕實驗。



圖 3-9 水準氣泡儀

4. 間隙規

為控制人工裂隙內寬，需透過間隙規調整使壓克力板的裂隙達到所需寬度。間隙規為多片不同厚度的鐵片組成(如圖 3-10)，鐵片厚度介於 3.0 mm 至 0.03 mm 之間，可藉由將所需厚度鐵片放入兩塊壓克力板之間使裂隙寬度恆定。

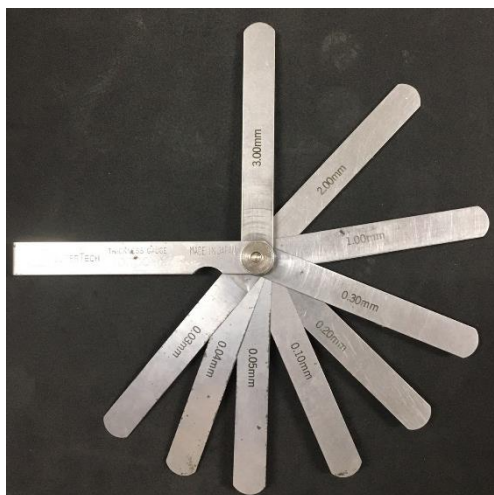


圖 3-10 間隙規

5. 蠕動幫浦

沖蝕實驗的水流量由蠕動幫浦控制，其抽水原理如同手指擠壓軟管後，手指向前滑動，軟管內的溶液就會隨手指滑動方向向前推送，蠕動幫浦是透過「壓頭」來代替手指工作，將液體帶出人工裂隙。使用 Chrom Tech company 製造，型號為 SF-100-8 的八通道蠕動幫浦(如圖 3-11)，產品供應商為見誠科技股份有限公司。



圖 3-11 蠕動幫浦

6. 數位單眼相機(DSLR)

為用圖像記錄膨潤土於人工裂隙中的回脹歷程，本研究使用 Canon EOS 800D 數位單眼相機(如圖 3-12)，相機資訊與鏡頭規格如表 3.4 與表 3.5 所示。



圖 3-12 Canon EOS800D 數位單眼相機外觀

表 3-4 Canon EOS800D 數位單眼相機規格

相機型號	Canon EOS 800D		
快門速度	1/4000 - 30 s	ISO	100 - 25600
感光元件大小	22.3 x 14.9 mm	像素大小	3.72 μm

表 3-5 變焦鏡頭規格

鏡頭型號	EF-S 18-55mm f/4-5.6 IS STM		
最近對焦距離	0.25 m	焦距	18 – 55 mm

7. 磁石攪拌器

為避免沖蝕出蒙脫石顆粒沉澱於的懸浮溶液底部，影響量測濁度時的結果，使用磁石攪拌器(如圖 3-13)攪拌使懸浮溶液中的蒙脫石顆粒均勻分散在溶液中。攪拌器轉速範圍 0-1150 RPM。



圖 3-13 磁石攪拌器

8. 精密電子秤

試體重量量測使用外觀有玻璃罩的高精度分析天平(如圖 3-14)，由日本島津製作所製造，精密度可達 0.1 mg。



圖 3-14 ATY224 分析天平

9. 濁度計

沖蝕實驗裝置藉由幫浦壓送使溶液流出人工裂隙，當溶液接觸到膨潤土後會發生土體被帶走的沖蝕行為，蒙脫石顆粒流出裂隙聚集成懸浮溶液(如圖 3-15)，透過濁度計量測懸浮溶液的濁度測定出蒙脫石的流失量。本研究使用新加坡 Thermo Eutech company 製造的 TN-100 濁度計(如圖 3-16)，以紅外線光源(IR)透過光學法(Photometric)分析量測出懸浮溶液中的濁度 NTU(Nephelometric Turbidity Unit)，該濁度計量測方式符合規範 ISO 7027，量測範圍介於 0 到 2000 NTU 之間，解析度可達 0.01 NTU。

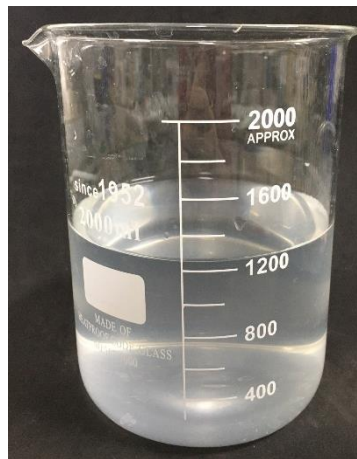


圖 3-15 沖蝕出的懸浮溶液



圖 3-16 TN-100 濁度計

3.2.2 試體壓製流程

使用壓製模具(圖 3-6)壓製圓柱型膨潤土試體，試體尺寸為直徑 20 mm，高度 10 mm，將膨潤土填入不鏽鋼壓製模具，透過較短的承壓柱將膨潤土壓製成所設計的試體尺寸，再透過較長的承壓柱將試體從模具中頂出，其壓製流程如圖 3-17。

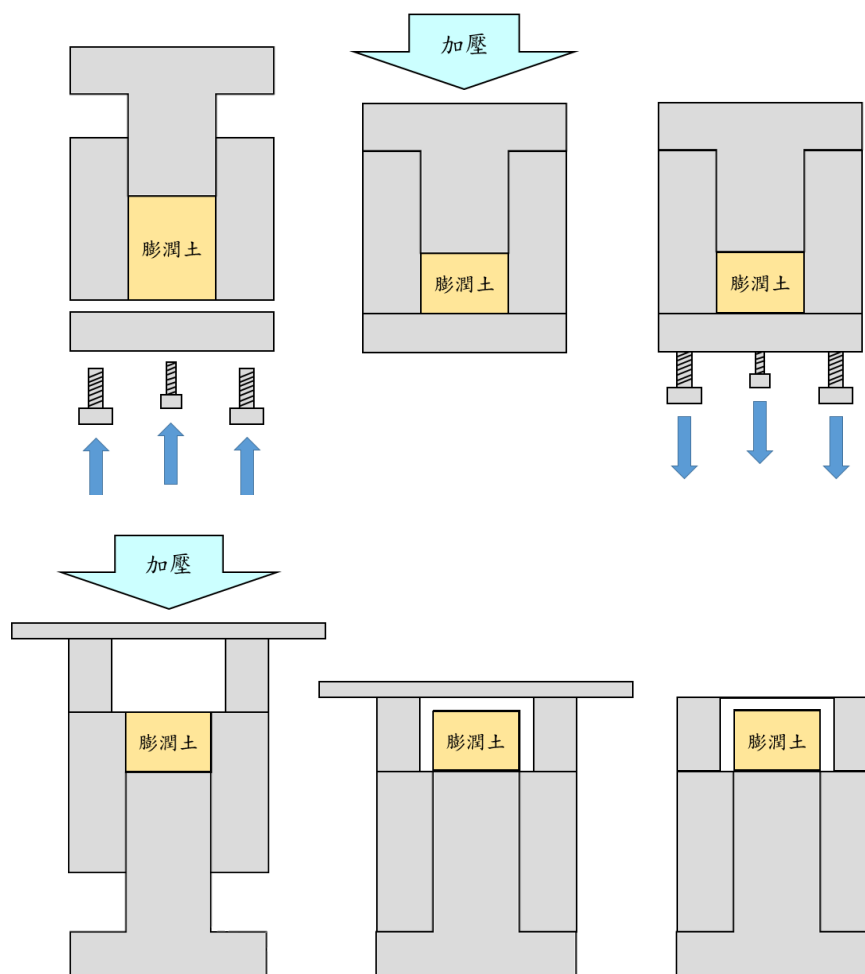


圖 3-17 沖蝕實驗試體壓製流程

3.2.3 沖蝕實驗流程

1. 設計膨潤土試體乾密度與所需質量，將量秤過的膨潤土倒入試體壓製模具，透過抗壓機頂壓承壓柱將試體壓製成型。
2. 將壓製好的試體放入已組裝好的壓克力下模中間凹槽處，再組裝壓克力上模。

3. 旋轉可變裂隙寬度的螺絲將實驗模具調整至設計的裂隙內寬後，將固定上下模的螺絲與螺帽鎖緊，並使用間隙規確認上下模之間使裂隙寬度恆定。
4. 將不鏽鋼塞旋入模具上模與試體頂面接觸，以確定試體不向上膨脹。
5. 使用矽利康在模具四周抹上，以填補空隙防止水流出。
6. 將進水端之軟管連接至蓄水箱，出水端之軟管連接蠕動幫浦，末端以燒杯收集實驗裝置中流出之懸浮液體。
7. 透過壓克力下模的支腳與水準氣泡儀定平模具，以去除重力對實驗的影響。
8. 調整至設計流量(mL/min)後啟動幫浦，溶液透過幫浦自入水端填入模具開始流動，接觸膨潤土後從出水端流出懸浮液體。
9. 於每日同一時間更換存放懸浮溶液的燒杯，再以數位單眼相機從實驗裝置頂部拍照記錄膨潤土於沖蝕環境下的回脹歷程。
10. 將拍照記錄的回脹歷程照片整理歸檔，再以圖像分析軟體 ImageJ 進行平均徑向膨脹與副礦物環面積的量測。
11. 使用 TN-100 濁度計量測每日流出懸浮液體的濁度以推估流失量。

3.3 律定蒙脫石濃度與濁度之關係

本研究參考 110 年子計畫三研究報告，將律定後的蒙脫石與濁度之關係做為推估每日於沖蝕裝置流出之懸浮液中的蒙脫石質量。

為建立律定公式，將純化蒙脫石，以濁度計進行量測得其濁度，加入不同質量的蒙脫石反覆量測進行此過程，可得不同蒙脫石濃度下所對應的濁度，如表 3-6 與表 3-7 所示，由此得蒙脫石濃度與濁度之雙折線，如圖 3-18，並可獲得最合適之律定公式，結果顯示對於濁度 $T < 0.68$ NTU 之蒙脫石懸浮液：

$$T = -0.0474 C_m^2 + 0.3414 C_m + 0.0799 \quad (\text{式 3-1})$$

而對於濁度 $T > 0.68$ NTU 之蒙脫石懸浮液則：

$$T = 0.1787 C_m + 0.1328 \quad (\text{式 3-2})$$

其中 T 為單日所流出之懸浮液濁度(NTU)， C_m 為單日所流出之懸浮液蒙脫石濃度 (mg/L)。

重新整理上兩式後，並加入流量來評估質量損失：

$$R_{erosion} = C_m Q \quad (\text{式 3-3})$$

$$T < 0.68, R_{erosion} = (3.6013 - \sqrt{14.655 - 21.097 \cdot T}) \cdot Q \quad (\text{式 3-4})$$

$$T > 0.68, R_{erosion} = (5.596 T - 0.743) \cdot Q \quad (\text{式 3-5})$$

其中 $R_{erosion}$ 為單日之沖蝕蒙脫石質量(mg)， C_m 為單日所流出之懸浮液蒙脫石濃度(mg/L)， Q 為單日之水流量(mL/day)， T 為單日所流出之懸浮液濁度(NTU)。

表 3-6 非線性段之蒙脫石濃度對應濁度

濃度 (mg/L)	0.0	0.1	0.3	0.6	1.0	1.7	2.4
濁度 (NTU)	0.02	0.12	0.22	0.32	0.36	0.50	0.60

表 3-7 線性段之蒙脫石濃度對應濁度

濃度 (mg/L)	3.0	4.7	6.4	8.1	10.2	13.2	15.4
濁度 (NTU)	0.7	1.01	1.24	1.61	1.96	2.34	2.92
濃度 (mg/L)	19.0	22.1	25.4	28.2	30.6	34.2	37.0
濁度 (NTU)	3.52	4.21	4.63	5.16	5.52	6.27	6.78

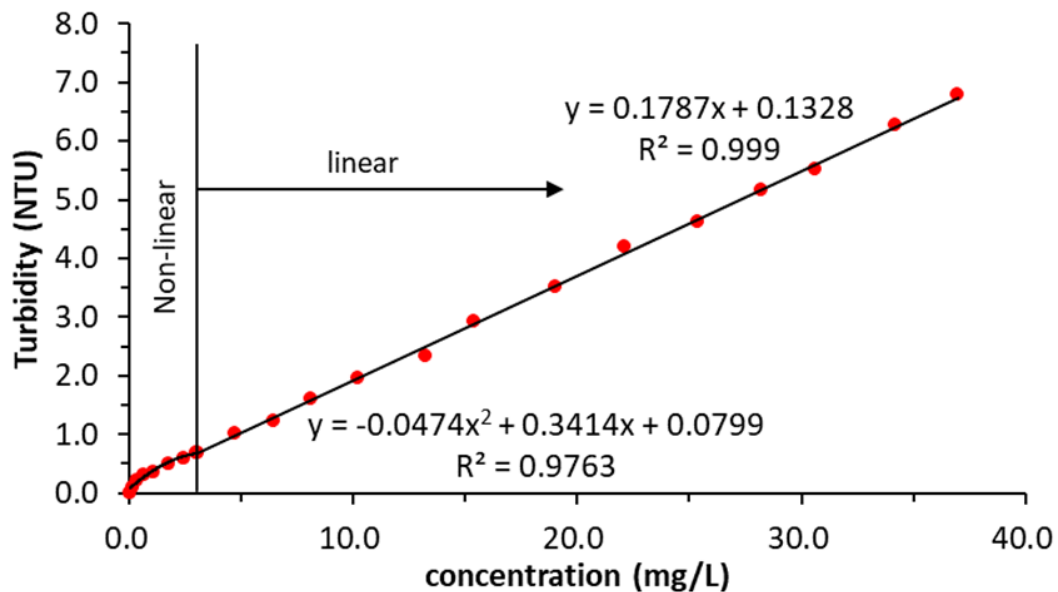


圖 3-18 不同蒙脫石濃度對應之濁度雙折線關係

3.4 回脹歷程之圖像分析

本研究選用透明壓克力板作為實驗模具，用來觀察膨潤土受不同水環境所造

成的沖蝕行為影響與觀察擠入人工裂隙的回脹歷程圖像。沖蝕實驗使用數位單眼相機放置在模具正上方拍攝(如圖 3-19)，為方便圖像分析會在正下方或側下方補光。

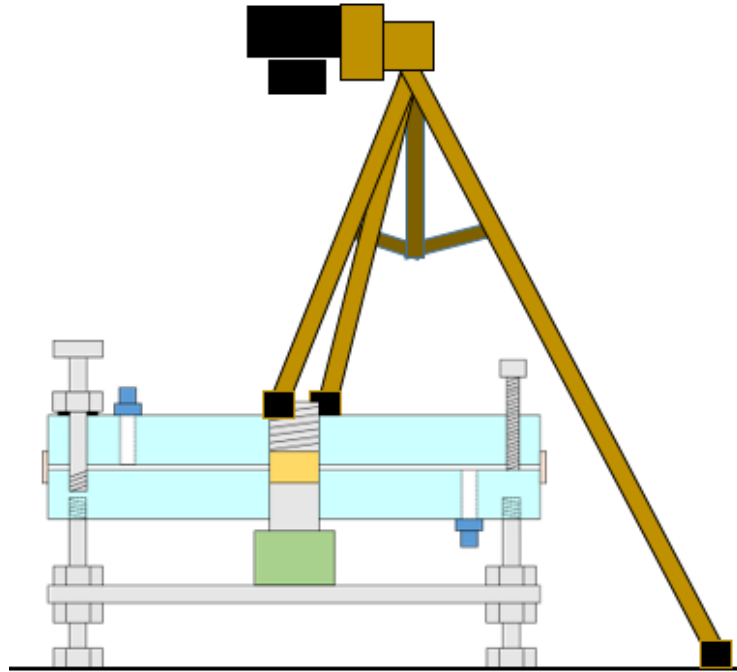


圖 3-19 回脹歷程拍攝方法

3.4.1 副礦物環面積量測

在國外沖蝕實研究中，有發現因蒙脫石擴散作用而使裂隙中之膨潤土邊緣生成堆積的副礦物環 (JAEA, 2008; Reid et al., 2015)。但在瑞典 SKB 的研究中，沖蝕實驗圖像裡卻沒有觀察到有副礦物環的產生(SKB,2019)。目前認為副礦物環會於膨潤土外圍形成一層濾層，可有效阻止試體內部的蒙脫石向外擴散流失，因此做為本研究的考量之一。

本研究設計不同環境因子的實驗，以每日拍照的方式記錄回脹歷程，觀察在不同環境下膨潤土是否有副礦物環的產生，若觀察到明顯副礦物環的形成，將使用軟體 ImageJ 對圖像進行分析，量化副礦物環所占的面積(如圖 3-20)，再探討所形成的濾層使否能有效阻止蒙脫石顆粒的流失與實際影響程度。ImageJ 軟體分析流程如下：

1. 回脹歷程圖像分析時，須放置一已知長度的尺規，它將用於分析時作為

參考的比例尺。

2. 將圖像匯入 ImageJ 軟體中，選取直線工具繪製與已知尺規等長的直線。
3. 於 analyze > set scale 設定比例尺，此時將顯示這一直線的長度有多少像素，在下方的已知距離欄填入該物體的已知長度。
4. 點選自由選切來清除待測面積物體外的圖像，以減少處理圖像時的雜訊。
5. 選取工具 image > adjust > color threshold，開啟介面後可藉由調整色調、飽和度、亮度來決定選取範圍，當調整至適當的範圍後點擊 select。
6. 在完成設定比例尺以及選取欲測得之面積範圍後，選取 analyze > measure 顯示所選取部分之資訊，記錄面積的數值。

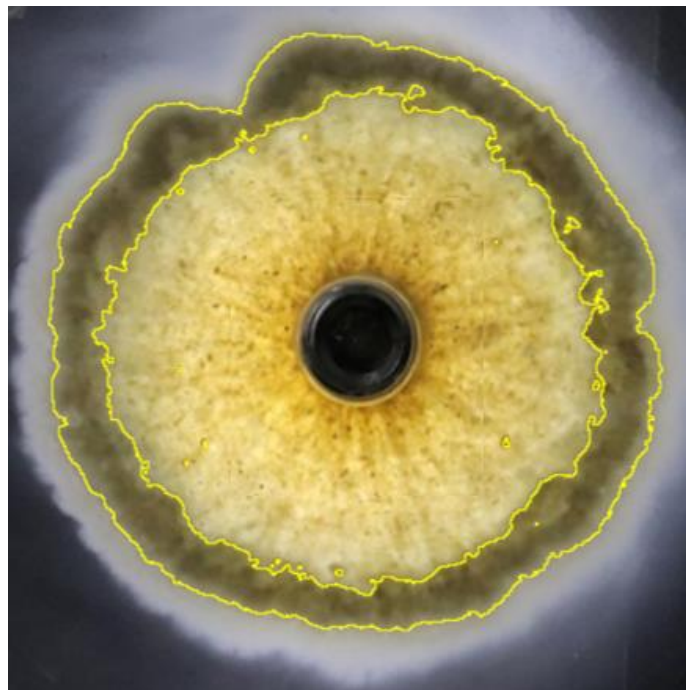


圖 3-20 選取的副礦物環

第四章 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對流失量及回脹性能折損評估

本計畫探討鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量及回脹性能折損之影響，在不同水化學、pH 值和裂隙內寬條件下進行沖蝕試驗，觀察各條件因子對緩衝材料沖蝕行為之影響及緩衝材料之回脹性能於鹼性環境下折損變化。實驗因子如表 3.1 所示，由表中可知，水化學條件在 400 mM NaOH、4.00 mM NaOH、0.10 mM NaOH 與 0.05 mM Ca(OH)₂ 溶液，來比較溶液中不同 pH 值相同陽離子，與相同 pH 值不同陽離子是否會對沖蝕行為及回脹壓力產生差異性，並對不同水化學與裂隙內寬之結果進行分析探討。

4.1 不同 pH 值對膨潤土的流失量比較

以相同流量 1.0 mL/min 與裂隙內寬 1.0 mm，不同 pH 值的 NaOH 溶液進行沖蝕實驗，透過量測每日流出的懸浮液紀錄濁度，再以單日所流出之懸浮液蒙脫石濃度(mg/L)、濁度(NTU)與單日之水流量(mL/day)，使用(式 3-4)與(式 3-5)求得每日沖蝕質量。

圖 4-1 為裂隙內寬 1.0 mm 在不同 pH 值與水化學環境下的每日沖蝕量實驗結果，由實驗結果可知在 0.1 mM NaOH (pH=10)環境下，可以觀察到在實驗進行的前 4 天有些許的質量損失，可能原因為膨潤土試體安裝入模具中時，試體局部鬆散而被溶液沖走所導致。在實驗進行第 5 到第 11 天時並沒有明顯從懸浮液中量測到質量損失，可以認定膨潤土在此階段並沒有發生沖蝕行為。實驗進行到第 12 天，懸浮液量測到有些許質量損失(0.13 mg/day)，開始有沖蝕行為發生，第 27 天開始，量測的質量損失相較於第 12 到第 26 天有明顯上升的趨勢，膨潤土試體可能於此時發展出完整擴散雙層，形成易受沖蝕的膠體。在 400 mM NaOH (pH=13.6)環境因子下，在實驗的前 3 天同樣可能為安裝所造成的些許質量損失，此外於第 58 天及第 59 天時有量測到質量損失，在第 72 天因儀器故障造成實驗短暫停擺，並排除後於第 73 天有量測到質量損失。整體而言，在 4 mM NaOH (pH=11.6)與 400 mM NaOH (pH=13.6)環境因子下，在進行 120 天實驗後沒有明

顯量測出膨潤土質量的損失，可能原因為 4 mM NaOH 與 400 mM NaOH 離子強度相對 0.1 mM NaOH 來的高，擴散雙層的原因使膨潤土試體為絮凝的結構，不易受沖蝕行為影響。從圖 4-2 累計沖蝕質量可以發現 4 mM NaOH 與 400 mM NaOH 環境並無明顯沖蝕行為引致的質量損失，而在 0.1 mM NaOH 環境下，從第 27 天開始有顯著的成長趨勢。根據 110 年度子計畫三結果得知陽離子強度的高低對於沖蝕行為有所影響，實驗因子 400 mM NaOH 因有較高的離子強度較不易受沖蝕行為影響。因此初步判斷第 58 及第 59 天並非沖蝕行為發生所產生的質量損失。

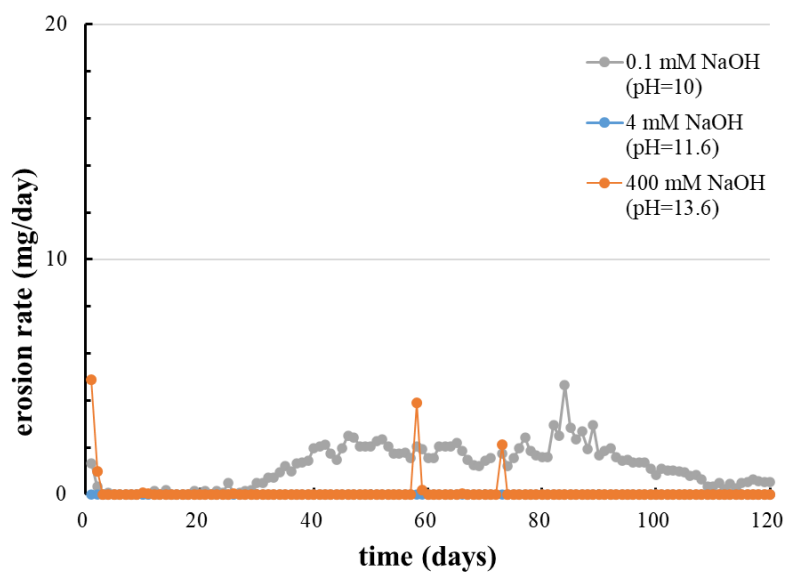


圖 4-1 裂隙內寬 1.0mm 不同 pH 值 NaOH 溶液之每日沖蝕量

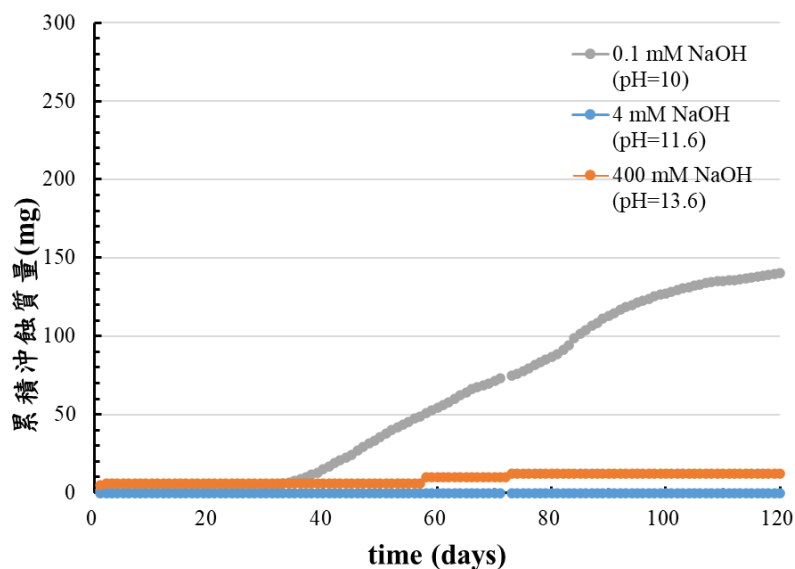


圖 4-2 裂隙內寬 1.0mm 不同 pH 值 NaOH 溶液之累計沖蝕量

4.2 不同裂隙內寬對膨潤土的流失量比較

圖 4-3 為相同水化學 4 mM NaOH 與相同流量 1.0 mL/min 環境下，不同人工裂隙內寬下膨潤土每日沖蝕量。由圖中可知在實驗進行前 3 天每日沖蝕量，在裂隙內寬 2.0 mm 與 0.2 mm 條件下，有量測到些許的質量損失(單日損失 < 0.05 mg)，與前述原因相同，可能為實驗安裝時試體局部鬆散而導致，裂隙內寬 2.0 mm 在第 3 天到第 28 天時無任何質量損失，在第 29 天到第 63 天，發現有些微的質量損失(單日損失 < 0.83 mg)，可能原因為人工裂隙寬度較大，膨潤土顆粒有較大的空間被帶走，在第 64 天到 75 天期間無量測到質量損失。裂隙內寬 0.2 mm 與 1.0 mm 條件下，在第 3 天到第 75 天期間皆無明顯質量損失，其實驗結果顯示在裂隙內寬較小的情況下可能不會產生沖蝕行為。圖 4-4 為累積沖蝕質量，由圖中可知在裂隙內寬 0.2 mm 與 1.0 mm 時，並沒有任何質量損失，而裂隙內寬 2.0 mm 也只有些微的質量損失，並無顯著成長的趨勢。

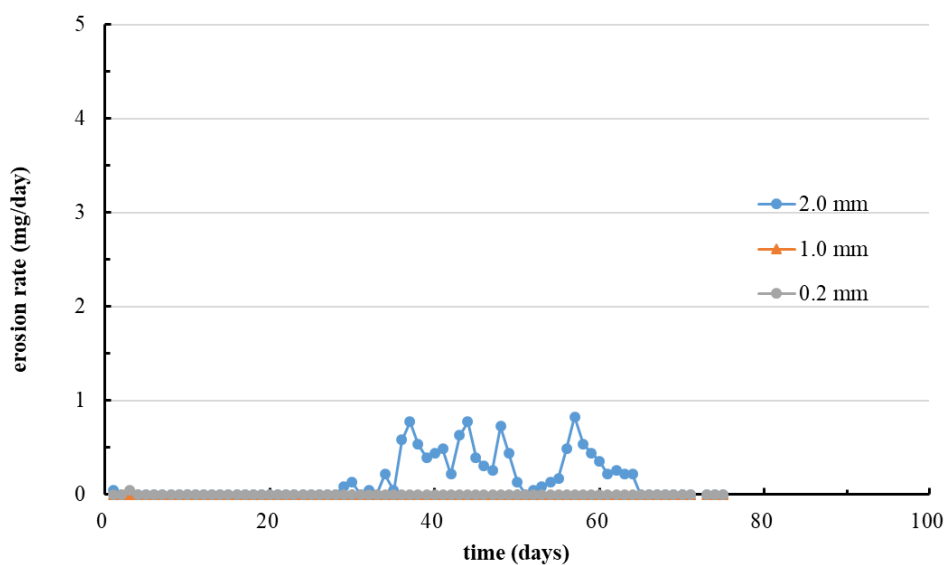


圖 4-3 相同 pH 值 NaOH 溶液不同裂隙內寬之每日沖蝕量

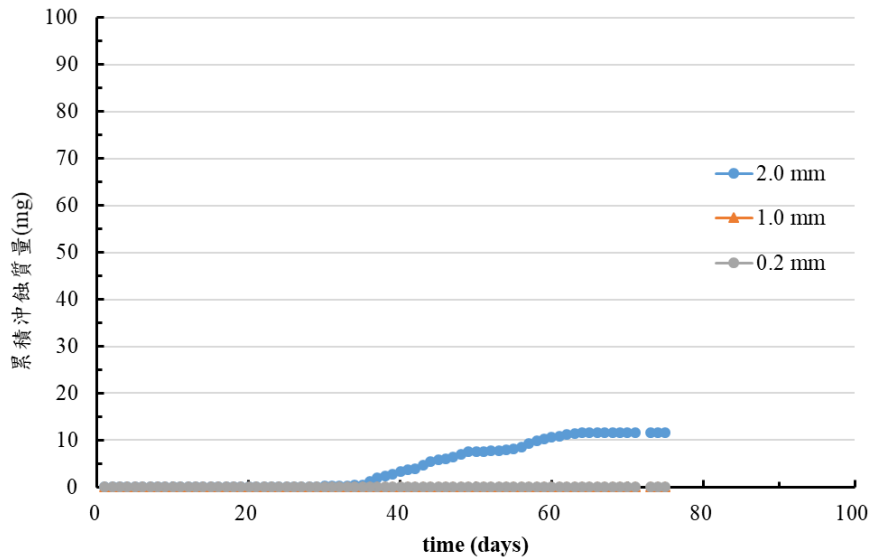


圖 4-4 相同 pH 值 NaOH 溶液不同裂隙內寬之累計沖蝕量

4.3 不同水化學對膨潤土的流失量比較

110 年度子計畫三之研究主要探討去離子水(pH 值=7)與 4 mM NaCl(pH 值=7)的流失量，本年度計畫成果與之相互比較，結果如圖 4-5 與圖 4-6 所示。在相同裂隙內寬(1.0 mm)與流量(1.0 mL/min)之沖蝕環境下，比較不同水化學環境之每日沖蝕量，研究結果可發現在相同 pH 值條件時，去離子水與 4 mM NaCl 溶液的流失量有極大的差異(圖 4-5)，其原因為離子強度與擴散雙層的發展。其中 4 mM NaCl 與 4 mM NaOH 溶液的流失量較為相近，僅量測到些微的質量損失，而 0.1 mM NaOH 水溶液與去離子水條件皆在 20 天後發生明顯沖蝕行為，如圖 4-6 所示，其沖蝕質量高於離子強度 4 mM NaCl 與 4 mM NaOH 溶液，但累積的沖蝕量仍低於去離子水。從圖 4-6 可以發現，沖蝕行為程度由大到小的排序為：去離子水 > 0.1 mM NaOH > 4 mM NaCl = 4 mM NaOH。研究結果顯示，在設計相同裂隙環境下(裂隙內寬=1.0 mm、流量=1.0 mL/min)，膨潤土的流失量會隨著離子強度的增加而減少，因此認為 NaOH 溶液在 pH 值小於 13 時，對膨潤土的影響仍符合離子強度與擴散雙層的關係。

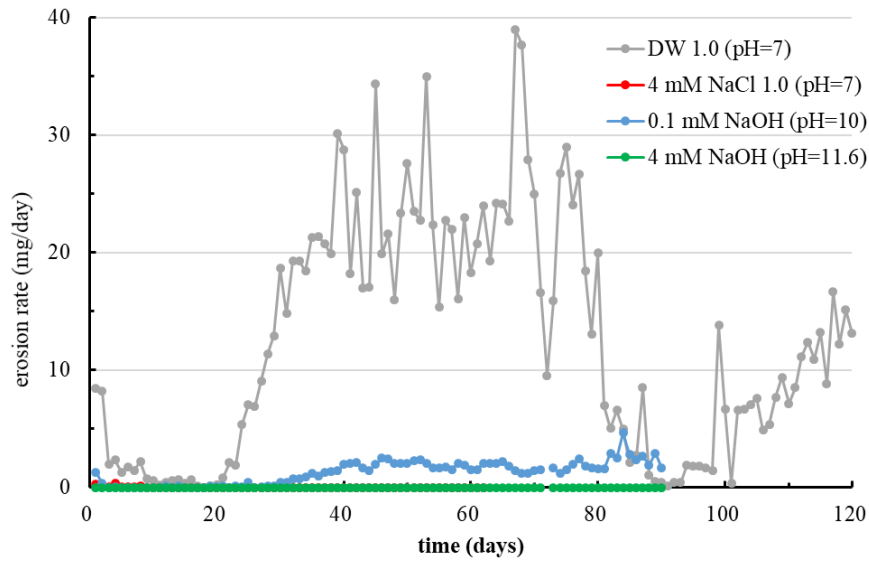


圖 4-5 不同水化學之每日沖蝕量

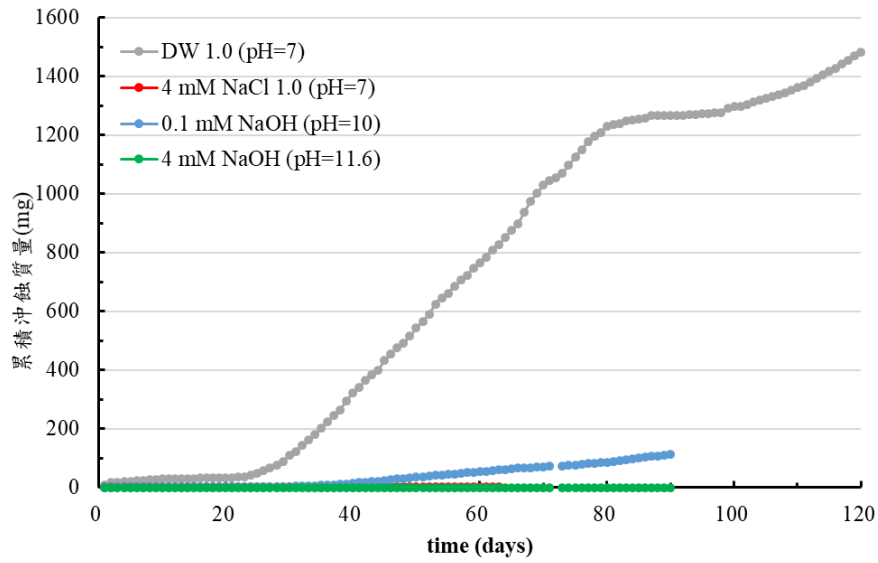


圖 4-6 不同水化學之累計沖蝕量

4.4 不同陽離子對膨潤土的流失量比較

在相同 pH 值 10、流量 1.0 mL/min 及裂隙 1.0mm 環境下，比較不同陽離子 0.1 mM NaOH (pH=10)及 0.05 mM Ca(OH)₂ (pH=10)，之沖蝕行為如圖 4-7 與圖 4-8 所示。由圖 4-7 中可知，在實驗進行前 4 天，溶液 0.1 mM NaOH 及 0.05 mM Ca(OH)₂ 可能為實驗安裝時試體局部鬆散而導致的些許質量損失(單日損失 < 1.50 mg)，於 0.1 mM NaOH 環境下，在實驗進行第 5 到第 11 天時並沒有從懸浮液中量測到質量損失，判定膨潤土在這階段並沒有發生明顯沖蝕行為，實驗進行到第 12 天，懸浮液量測到有些許質量損失(0.13 mg/day)產生沖蝕行為，第 27 天開始，量測的質量損失相較於第 12 到第 26 有明顯上升的趨勢，膨潤土試體可能於此時發展出完整擴散雙層，形成易受沖蝕的膠體，沖蝕率約為 2.68%。於 0.05 mM Ca(OH)₂ 環境下，在實驗進行 11 到第 43 天時皆有從懸浮液中量測到些許質量損失，於第 55 天開始，相較於前期沖蝕行為所造成的質量損失有上升的趨勢，在進行至 120 天也沒有減緩的趨勢，依舊量測的到質量損失，沖蝕率約為 2.09%。依據結果所示溶液中陽離子以鈣為主時，相較於鈉離子，膨潤土的沖蝕行為發展較為緩慢，而整體發展趨勢則相當近似，在累計沖蝕量的部分可以看出 0.1 mM NaOH 略高於 0.05 mM Ca(OH)₂，其原因可能與離子強度有所關係。

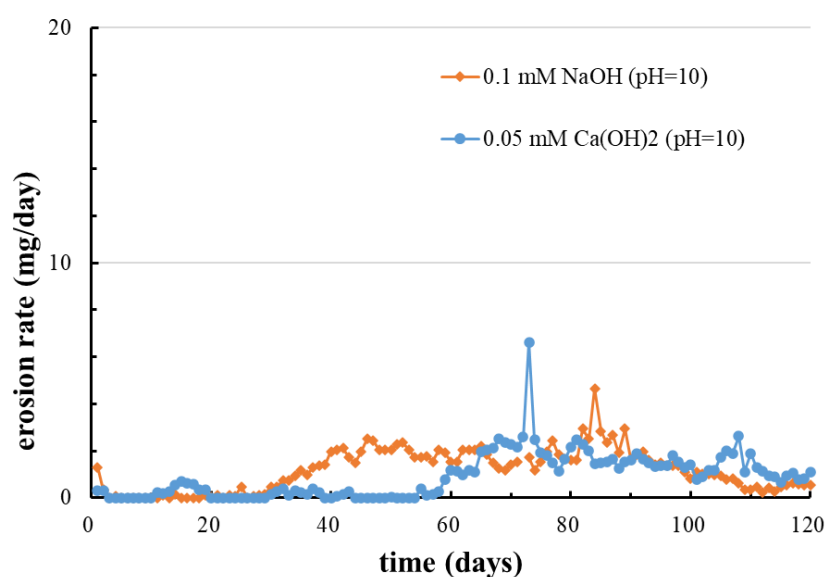


圖 4-7 不同陽離子之每日沖蝕量

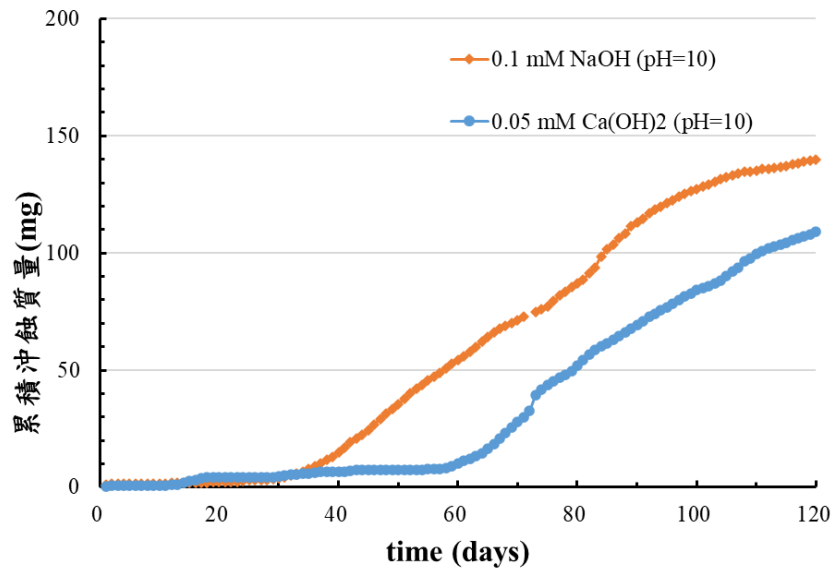


圖 4-8 不同陽離子之累計沖蝕量

4.5 沖蝕過程中的回脹壓力

為觀察膨潤土於不同水化學環境下受沖蝕過程中對回脹壓力產生的影響，於水化學 0.1 mM NaOH (pH=10)、4.00 mM NaOH (pH=11.6)、400 mM NaOH (pH=13.6)及 0.05 mM Ca(OH)₂ (pH=10)溶液試驗中，安裝壓力感測器進行長期試驗並記錄膨潤土受沖蝕時之回脹壓力的變化。不同 pH 溶液之回脹壓力試驗結果如圖 4-9 所示。由圖 4-9 中可知 pH 值由低到高溶液之最大回脹壓力分別為 579.49 kPa (pH=10)、692.94 kPa (pH=11.6)及 668.40 kPa (pH=13.6)。試驗過程中 0.1 mM NaOH (pH=10) 溶液隨著沖蝕的發生，試體回脹壓力下降至 58.26 kPa，折損達 89.95%，為三者中最為嚴重。4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液中，無明顯發現沖蝕行為，但因徑向膨脹之因素，回脹壓力也隨之下降至 269.82 kPa，折損達 61.06%。400 mM NaOH (pH=13.6) 溶液中，也無明顯發現沖蝕行為，回脹壓力下降原因與 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液同樣為徑向膨脹所導致，但在徑向膨脹上 400 mM NaOH (pH=13.6) 溶液中試體發展上相較於 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液中的試體來的小，因此回脹壓力下降至 355.67 kPa，折損僅 46.79%。

0.05 mM Ca(OH)₂ 之回脹壓力過程如圖 4-10，膨潤土與水接觸約 1 天後，回脹壓力的最高來到 705.20 kPa，於第 55 天後由於沖蝕行為的發生，使回脹壓力出現明顯下降趨勢，最低來到 251.42kPa，折損達 64.35%，相比於 0.1 mM NaOH (pH=10) 可發現溶液中陽離子以鈣為主時，相較於鈉離子，膨潤土的沖蝕行為發展較為緩慢，因此回脹壓力的下降也較遲緩，但在整體發展的趨勢上是相近。

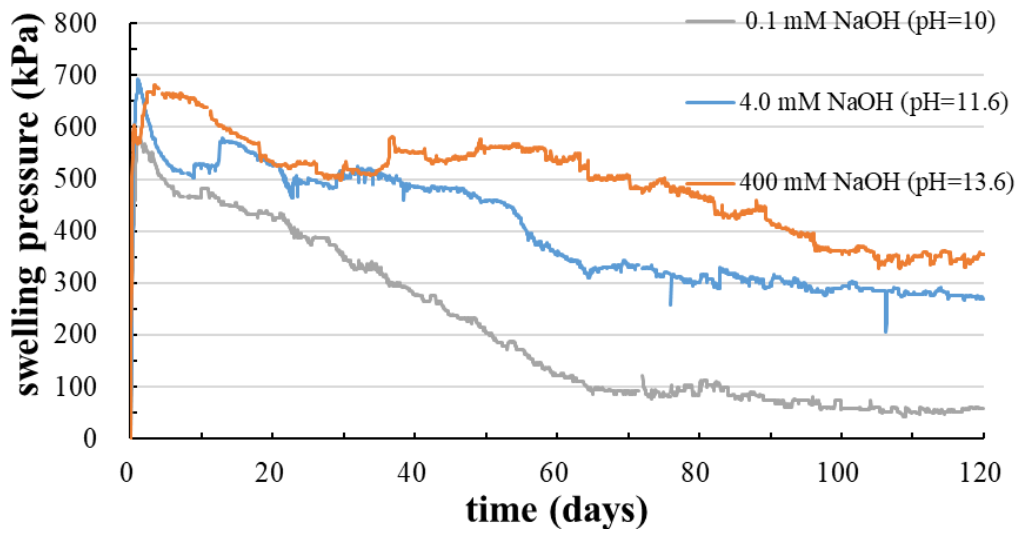


圖 4-9 不同 pH 值之回脹壓力

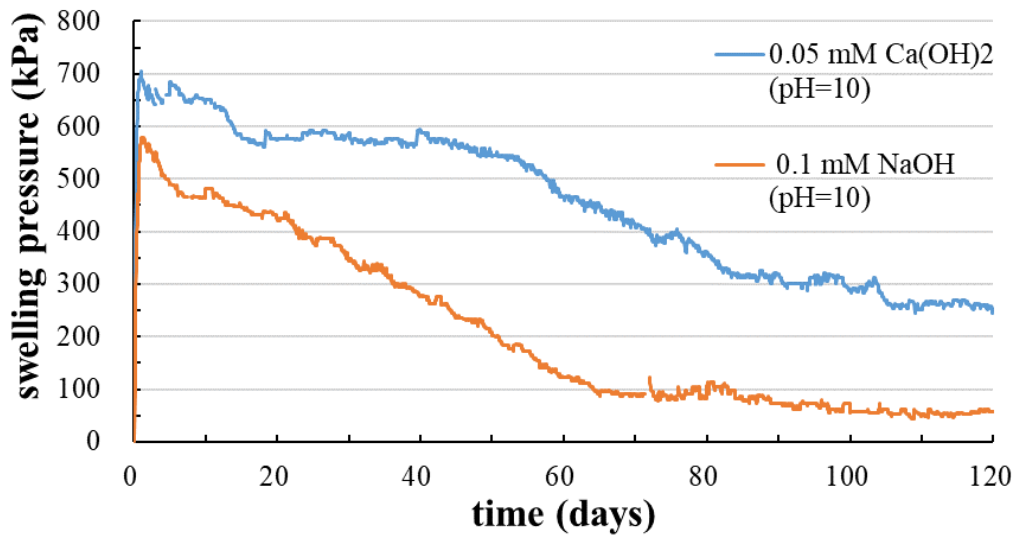


圖 4-10 不同陽離子之回脹壓力

第五章 膨潤土沖蝕圖像分析

5.1 沖蝕過程中徑向膨脹量

本計畫透過每日攝影紀錄膨潤土於裂隙中的回脹行為變化，並藉由透明壓克力板來觀察膨潤土受沖蝕行為時擠入人工裂隙之行為，最終透過量測平均徑向膨脹與副礦物面積來量化膨潤土之回脹行為。

5.1.1 沖蝕實驗不同 pH 之膨潤土徑向膨脹

圖 5-1 為不同 pH 值下之徑向膨脹量比較，在 0.1 mM NaOH (pH=10)環境下，膨潤土由於離子強度較低而使顆粒間較為分散，因此在前 20 天徑向膨脹量上升快速，在第 20 天時沖蝕量開始上升，徑向膨脹量也緩慢增長，膨潤土擠入裂隙與沖蝕行為在這時同步發生，而副礦物也開始向外堆積。實驗第 80 天左右，徑向膨脹量隨著沖蝕行為的影響，在外層的蒙脫石被沖蝕帶走使徑向膨脹量的上升幅度逐漸緩慢，至第 98 天後，徑向膨脹量至 12.4 cm 已無劇烈之變化。

與此相較之 4.0 mM NaOH (pH=11.6)環境則由於離子強度較大之原因，膨潤土顆粒之間較為緊密，而絮凝結構使得徑向膨脹量在實驗初期的膨脹幅度較 0.1 mM NaOH 來的低，但因為無明顯沖蝕行為發生，使得徑向膨脹量不會受沖蝕影響而慢慢擠入裂隙，至第 100 天時徑向膨脹趨於平緩 (11.7 cm)。

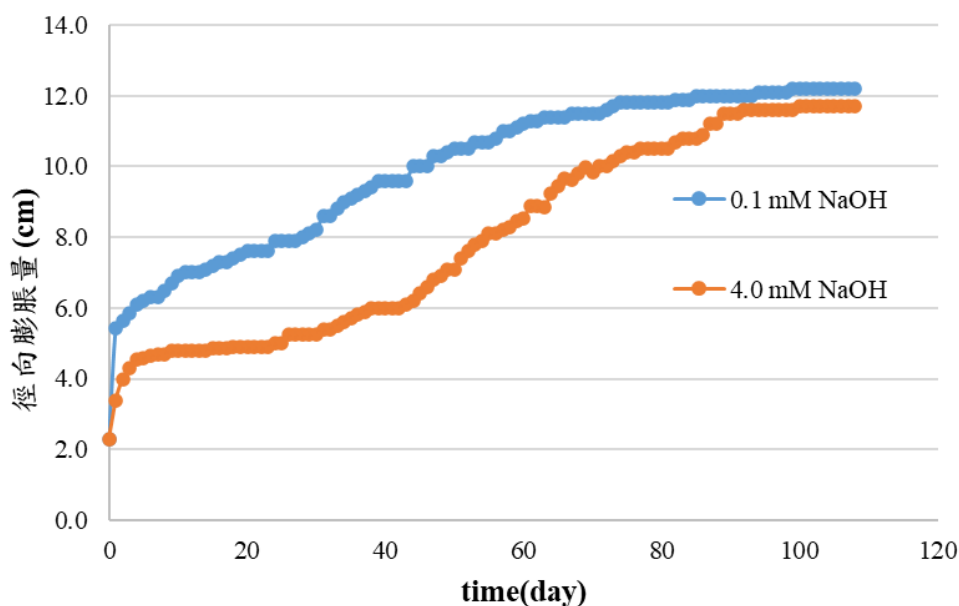


圖 5-1 不同 pH 值之徑向膨脹量

400 mM NaOH (pH=13.6)環境下之試驗結果也與上述 4.0 mM NaOH (pH=11.6)之試驗結果相近，差別在於當 400 mM NaOH (pH=13.6)實驗中有明顯的漸層變化，根據在徑向量測中可以發現當試體膨脹擠入裂隙後，於第一天(圖 5-2 左側圖)形成較為完整的一個圓，隨著時間的增加，因受高 pH 環境下的影響，試體外層慢慢產生溶解的現象(如圖 5-2 右側圖)，使試體產生內外分層的現象。因進行每日量測上對於膨脹量的判斷有所困難，故以每 10 天的變化量進行呈現，分析結果如圖 5-3 所示。由圖中可知第一天完整的徑向膨脹量為 4.07 cm，隨著時間試體外層逐漸溶解，而經過溶解後的分散顆粒隨著水流向外擴散，最後所量測到的最大徑向量為 5.03 cm，大約在 20 天的時候可明顯觀察到內層部分受溶解的影響逐漸向內縮減至 3.37cm，量測圖像於附錄實驗項次 5。

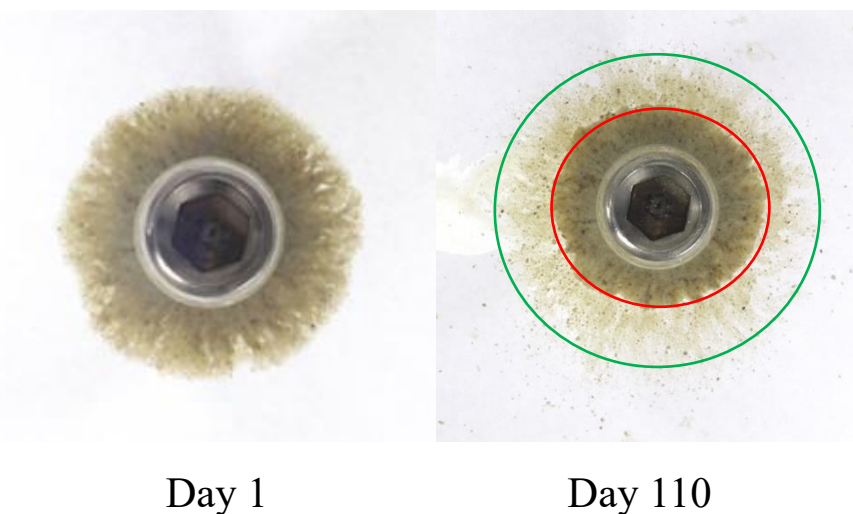


圖 5-2 400 mM NaOH 第 1 天及 110 天之徑向膨脹量變化

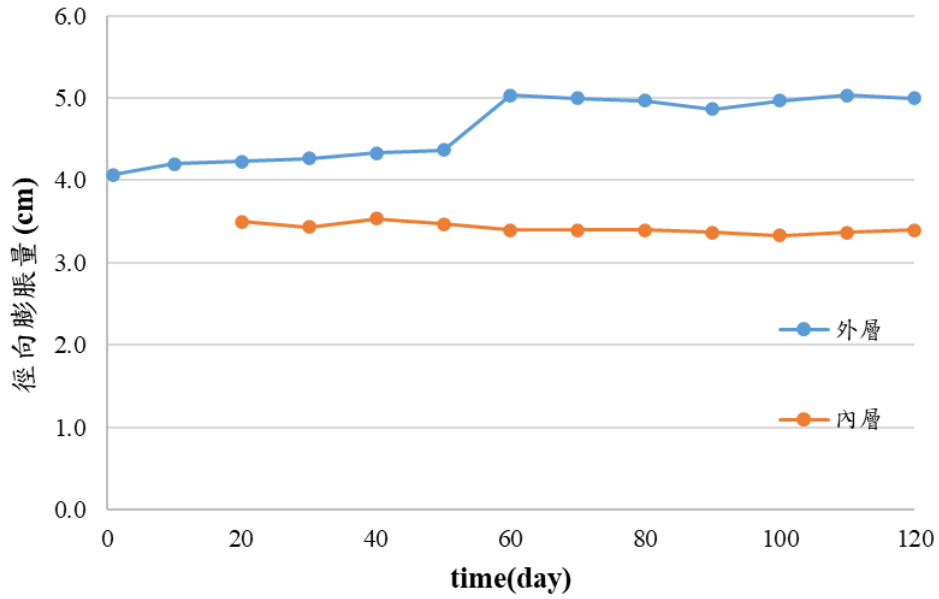


圖 5-3 400 mM NaOH 之徑向膨脹量

5.1.2 沖蝕實驗不同裂隙內寬之膨潤土徑向膨脹

4.0 mM NaOH 環境於不同裂隙內寬之徑向膨脹量，如圖 5-4，在鹼性環境下(pH 值=11.6)，無嚴重沖蝕行為，徑向膨脹量不會因外層蒙脫石被水流沖走而下降，且裂隙內寬也會影響擠入裂隙的程度。實驗進行至第 75 天時，裂隙內寬 2.0 mm、1.0 mm 與 0.2 mm 的徑向擴張量分別為 13.3 cm、10.4 cm 與 8.1 cm。

綜合在不同裂隙內寬之實驗結果，裂隙寬度大小會影響膨潤土擠入裂隙的行為，裂隙越大，膨潤土越容易從處置孔擠入岩石裂隙，影響膨潤土顆粒帶離處置孔之行為。

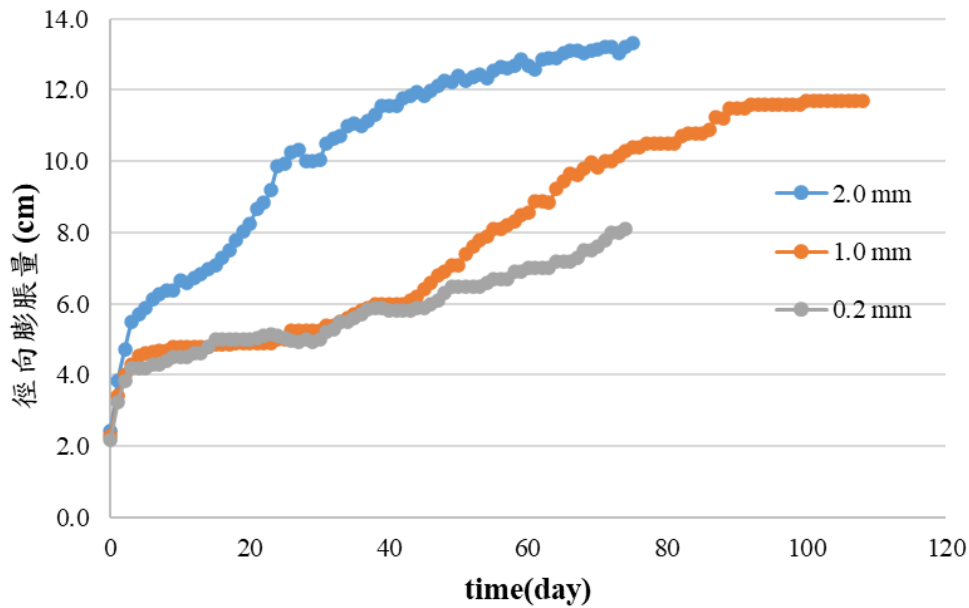


圖 5-4 不同裂隙寬之徑向膨脹量

5.1.3 沖蝕實驗不同陽離子之膨潤土徑向膨脹

圖 5-5 為不同陽離子下之徑向膨脹比較，在 0.1 mM NaOH 環境下，膨潤土由於離子強度較低而使顆粒間較為分散，因此在前 20 天徑向膨脹量上升快速，在第 20 天時沖蝕量開始上升，徑向膨脹量也緩慢增長，膨潤土擠入裂隙與沖蝕行為在這時同步發生，而副礦物也開始向外堆積。實驗至第 80 天左右，徑向膨脹量隨著沖蝕行為的影響，在外層的蒙脫石被沖蝕帶走使徑向擴張量的上升幅度逐漸緩慢，至第 98 天後，徑向膨脹量至 12.4 cm 即無在劇烈之變化。

與此相比較之 0.05 mM Ca(OH)₂ 環境下，在實驗初期的膨脹幅度較 0.1 mM NaOH 來的低，前期因為無明顯沖蝕行為發生，使得徑向膨脹量不會受沖蝕影響而慢慢擠入裂隙，至第 55 天時開始，因沖蝕行為發生導致徑向膨脹趨勢逐漸上升至 11.57 cm。

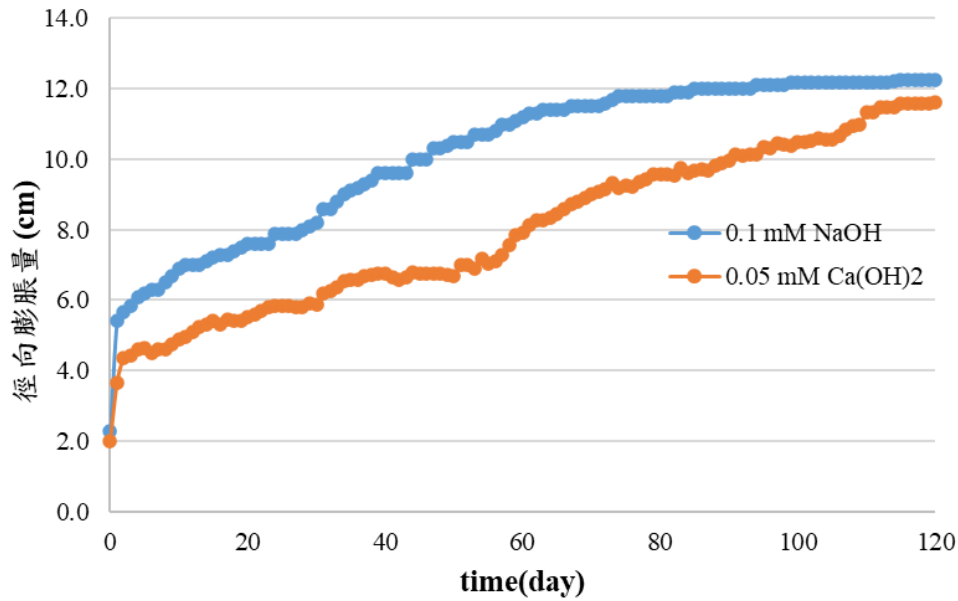


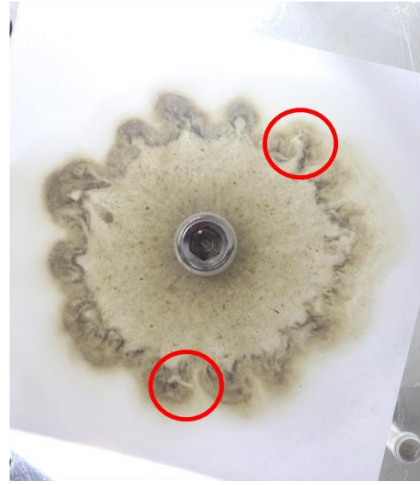
圖 5-5 不同陽離子之徑向膨脹量

5.2 副礦物環面積

Reid et al(2015)於沖蝕實驗中觀察到了副礦物環存在，並發現副礦物環與沖蝕行為之關係。本研究中也於 0.1 mM NaOH 沖蝕實驗中發現了副礦物環的存在，如圖 5-6 所示。在實驗進行至第 22 天時已發現副礦物環之堆積(3.17 cm²)，在試體外側形成環狀結構並持續生成，實驗進行至第 80 天，副礦物環面積成長幅度漸趨緩(28.97 cm²)，在第 82 天至第 83 天時，膨潤土外側之副礦物環有被衝破的跡象如圖 5-7，內部膨潤土受沖蝕後將間接補上被沖破的副礦物環缺口，此時副礦物環面積在短時間內快速上升，至第 90 天之副礦物環面積成長至 33.29 cm²，對應到的每日沖蝕量(圖 5-8)可以發現於副礦物環被衝破後的幾天內，沖蝕率迅速上升至 120 天內的最高沖蝕量(4.65 mg/day)，而在副礦物環被沖破後沖蝕率會因副礦物環內的膨潤土沖蝕行為而增加，待副礦物環再度形成時(約第 110 天)，副礦物環面積的成長也逐漸趨緩(39.97 cm²)，沖蝕量也顯著下降至每日 0.5 mg(如圖 5-8)，在沖蝕行為後被沖走的蒙脫石會帶離膨潤土，而留下的副礦物會向外堆積填補被沖破的副礦物，形成新的架橋使內部膨潤土不會進一步產生沖蝕行為。



Day 82



Day 83

圖 5-6 0.1 mM NaOH 第 82 天與第 83 天沖蝕圖像



圖 5-7 第 83 天被局部沖破之副礦物環

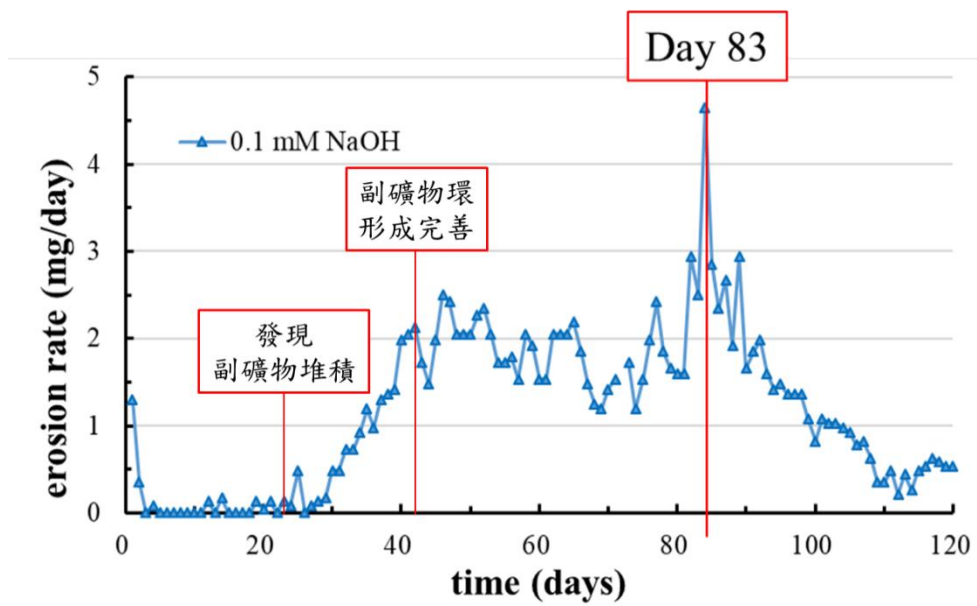


圖 5-8 0.1 mM NaOH 每日沖蝕量

本研究透過圖像分析軟體 Image J 來對副礦物環進行量化，量測副礦物環面積並與沖蝕量進行比對，以了解副礦物環對沖蝕行為之關係。

圖 5-9 為 0.1 mM NaOH 副礦物環面積與每日沖蝕量，發現與學者相同的兩個沖蝕行為階段(Reid et al., 2015)，在第 20 至第 41 天，副礦物環面積迅速上升，為快速發展階段，於第 42 至第 80 天每日沖蝕率穩定情況下，副礦物環逐漸發展完整，而面積緩慢上升(28.97 cm²)，此時為副礦物環穩定發展階段，在第 82 天至第 94 天時，副礦物環遭內部膨潤土沖破力鏈，因內部膨潤土沖蝕使新的副礦物填上，對應的副礦物環面積在此時上升幅度增加(37.42 cm²)，此時轉變為局部沖破階段，在第 95 天至第 120 天副礦物環面積與沖蝕量因副礦物環缺口填上而再次堆積新的副礦物，形成的面積漸漸穩定(40.72 cm²)，為修復階段。

圖 5-10 為 0.1mM NaOH 副礦物環與回脹壓力之關係圖，於圖中可見於副礦物環形成階段中，隨著副礦物面積的增加，每日沖蝕率有趨於穩定的情況，且回脹壓力也隨之趨於平緩。此外，於第 83 天可發現當礦物環局部遭內部膨潤土沖破力鏈後每日沖蝕量有上升趨勢，回脹壓力經由沖蝕行為的發生進而發生小幅度的下降，於再次修復階段中回脹壓力則又呈現平緩的趨勢。

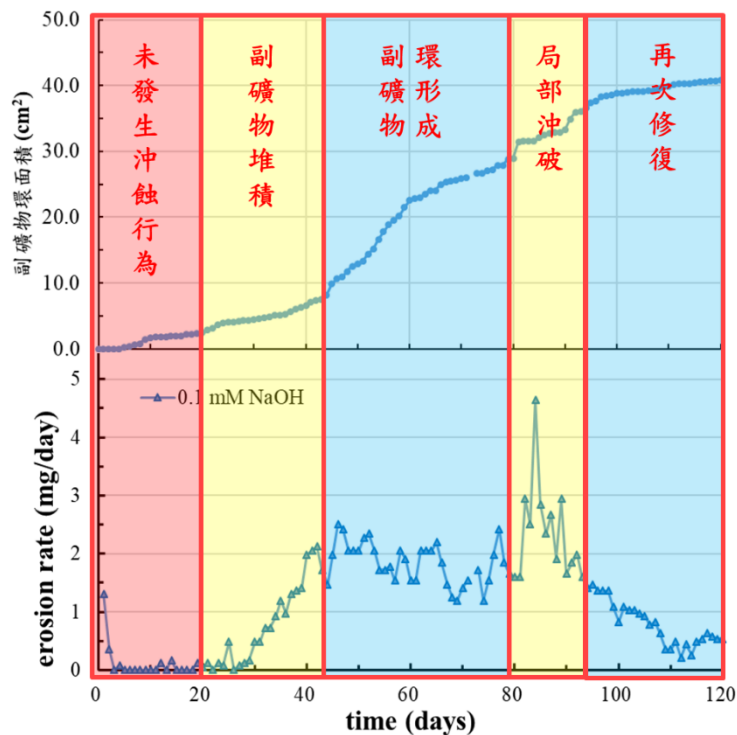


圖 5-9 0.1 mM NaOH 副礦物環與每日沖蝕量之關係

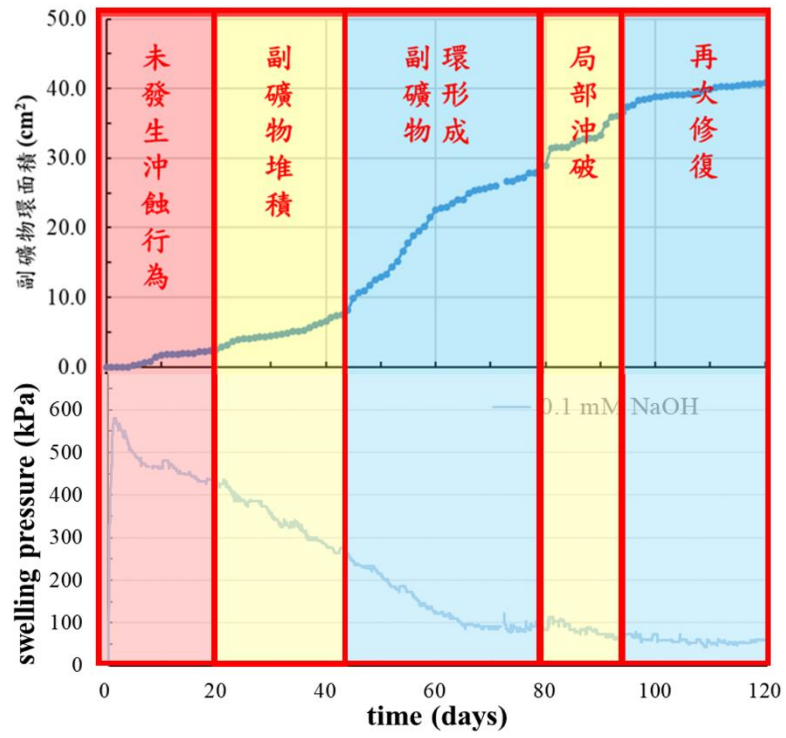


圖 5-10 0.1 mM NaOH 副礦物環與回脹壓力之關係

第六章 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對其流失量與回脹性能折損評估之相關審查重點與注意事項

1. 在 0.1 mM 低離子強度下，會明顯觀察到沖蝕行為發生。因此，處置場環境須避免於低離子強度的環境。
2. 於 400 mM NaOH (pH>13) 沖蝕實驗中，因離子強度之因素，使試體無明顯沖蝕行為發生，但在極高的 pH 環境下，由於試體有被溶解現象發生，造成回脹壓力有下降的趨勢。因此，處置場環境須避免於高 pH 的環境。
3. 裂隙內寬 0.2 mm 與 1.0 mm 條件下，試體在實驗期間皆無明顯質量損失，然而裂隙內寬 2.0 mm 時，則發現有些微的質量損失，顯示裂隙寬度較大情況下，膨潤土顆粒有較大的空間被帶走，而有較高的沖蝕量。因此，處置場環境應注意裂隙內寬應不大於 2.0 mm。

第七章 結論與建議

本計畫延續去年(110 年度)子計畫三之研究成果，將混凝土溶出失鈣的鹼性環境條件納入考慮，設計出不同鹼性環境實驗因子，以進行一系列沖蝕實驗，且由於離子強度對沖蝕行為具有顯著的影響。因此，溶液 pH 值對膨潤土沖蝕的影響，仍須與溶液的陽離子強度一同討論。本年度計畫結論與建議如下。

7.1 結論

1. 在 0.1 mM NaOH 環境下，實驗進行期間可以觀察到沖蝕質量損失，而於地下水環境中較高的離子強度時 (4 mM NaOH 與 400 mM NaOH) 會對沖蝕行為發生束制。
2. 在 pH 值在 13 以下時，離子強度對沖蝕行為具有顯著的影響，離子强度高會使膨潤土形成較為絮凝而不易被沖蝕的結構。
3. 400 mM NaOH (pH > 13) 沖蝕實驗中，雖然並無明顯沖蝕行為發生，但由於試體有被溶解現象發生，回脹壓力也有下降的趨勢。
4. 在不同陽離子的沖蝕實驗中，溶液中陽離子以鈣為主時，沖蝕行為發展上較為緩慢，沖蝕量也低於以鈉離子為主的溶液，但整體行為發展趨勢兩者是相近的。
5. 水化學 0.1 mM NaOH (pH=10) 及 0.05 mM Ca(OH)₂ (pH=10) 溶液試驗中回脹壓力皆有因沖蝕行為的發生而出現下降的趨勢；4.00 mM NaOH (pH=11.6) 及 400 mM NaOH (pH=13.6) 溶液試驗中，雖無發現沖蝕行為，但回脹壓力仍有明顯下降趨勢，其中 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液試驗中，試體徑向膨脹的發展可能為回脹壓力下降之因素，而 400 mM NaOH (pH=13.6) 溶液試驗中，試體在每日拍攝及徑向膨脹量測中，發現試體的徑向膨脹量並沒有與 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 溶液一樣有持續向外發展的現象，因而判斷回脹壓力的下降與徑向膨脹有所關聯，但折損程度並沒有 4.00 mM NaOH (pH=11.6) 來的嚴重，回脹壓力的下降的主要原因來自於試體被溶解。

7.2 建議

1. 於 SKB 報告中(SKB, 2019)結果中，重力對於膨潤土流失有很大影響，因此可於後續實驗中加入不同的裂隙傾角，探討膨潤土在沖蝕與重力，這兩種因子影響下造成的質量損失。
2. 於不同陽離子的沖蝕實驗，溶液中的陽離子分別以鈣及鈉離子為主時，可從累計沖蝕量上發現兩者趨勢上是相近的，因此對於沖蝕行為的嚴重程度可以判斷仍然是基於離子強度而定。

參考文獻

- 王欣婷，(2003)，「緩衝材料在深層處置場模擬近場環境下回脹行為基礎研究」，國立中央大學土木工程研究所碩士論文，中壢。
- 李冠宏，(2016)，「最終處置場近場環境對緩衝材料回脹壓力之影響」，國立中央大學土木工程研究所碩士論文，中壢。
- 楊樹榮，(2021)，「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究期末報告。
- Faucon, P., Adenot, F., Jacquinet, J.F., Petie, J.C., Cabrillac, R., and Jorda, M. (1998). “Long-term behavior of cement pastes used for nuclear waste disposal: review of physico-chemical mechanisms of water degradation.” *Cement and Concrete Research*, 28, 847-857.
- Ramirez, S., Cuevas, J., Vigil, R., and Leguey, S. (2002). “Hydrothermal alteration of “La Serrata” bentonite (Almeria, Spain) by alkaline solutions.” *Applied Clay Science*, 21, 257-269.
- Pirjo Hel lä, Saanio and Riekkola Oy (2014) *Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto*. Posiva Oy, Eurajoki. (Posiva 2014-04)
- Juvankoski, M., Ikonen, K., and Jalonen, T. (2012) *Buffer production line 2012: Design, production and initial state of the buffer*. Posiva Oy, Eurajoki. (Posiva 2012-17)
- Reid, C., Lunn, R., Mountassir, G.E., and Tarantino, A. (2015) “A mechanism for bentonite buffer erosion in a fracture with a naturally varying aperture.” *Mineralogical Magazine*, The Mineralogical Society of Great Britain & Ireland, Vol. 79(6), pp. 1485–1494.
- Ola Karnland, and Siv Olsson,(2007) *Experimentally determined swelling pressures and geochemical interactions of compacted Wyoming bentonite with highly alkaline solutions*, Sweden.
- SKB. (1983), *Final Storage of Spent Nuclear Fuel – KBS-3*, Swedish Nuclear Fuel and

Waste Management Co. Stockholm, Sweden.

SKB. (1999), *Post-closure safety, deep repository for spent nuclear fuel, Main Report, Vol. 1*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden.(SKB TR-99-06)

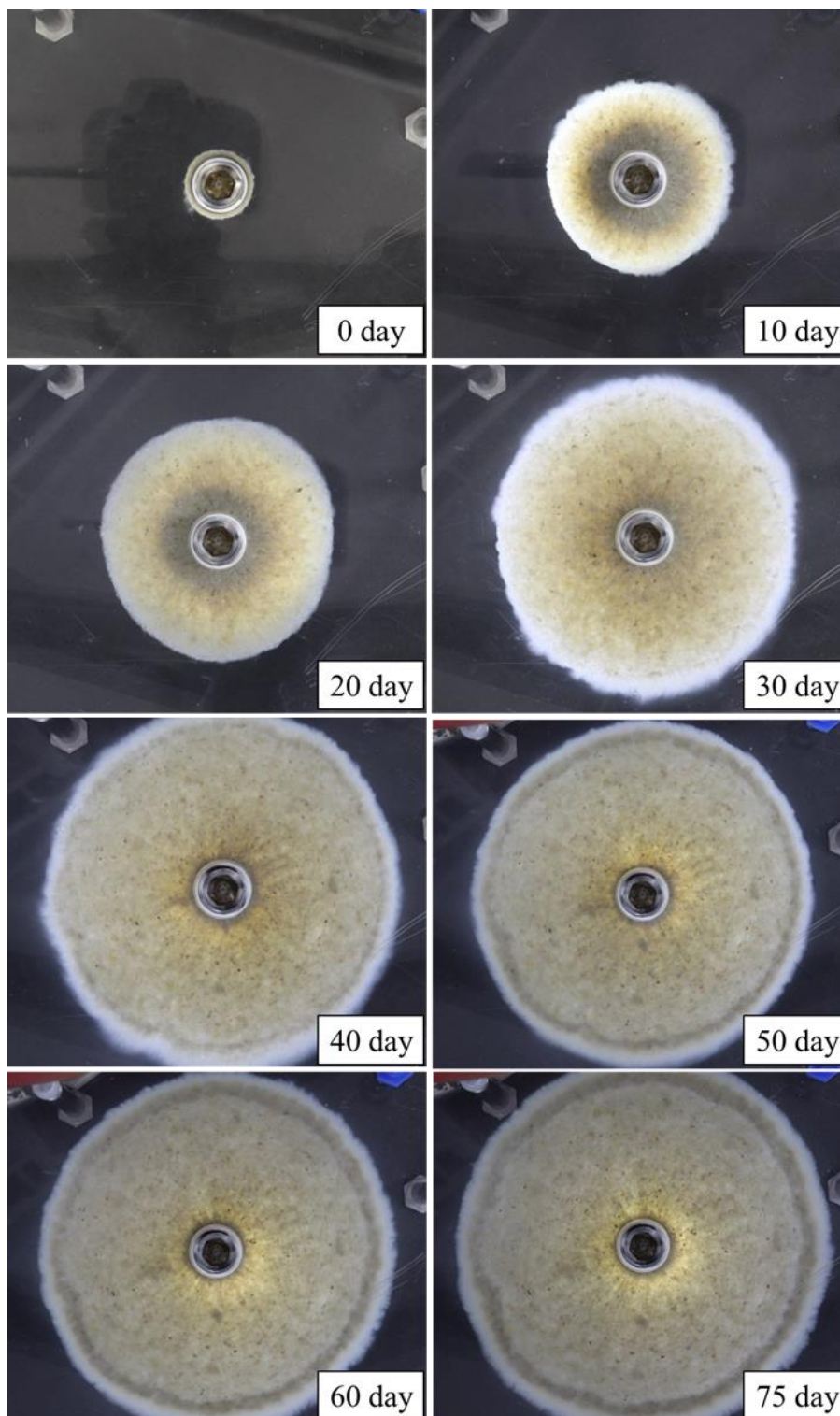
SKB. (2009), *Bentonite erosion Laboratory studies*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-09-33)

SKB. (2011), *Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-11-01)

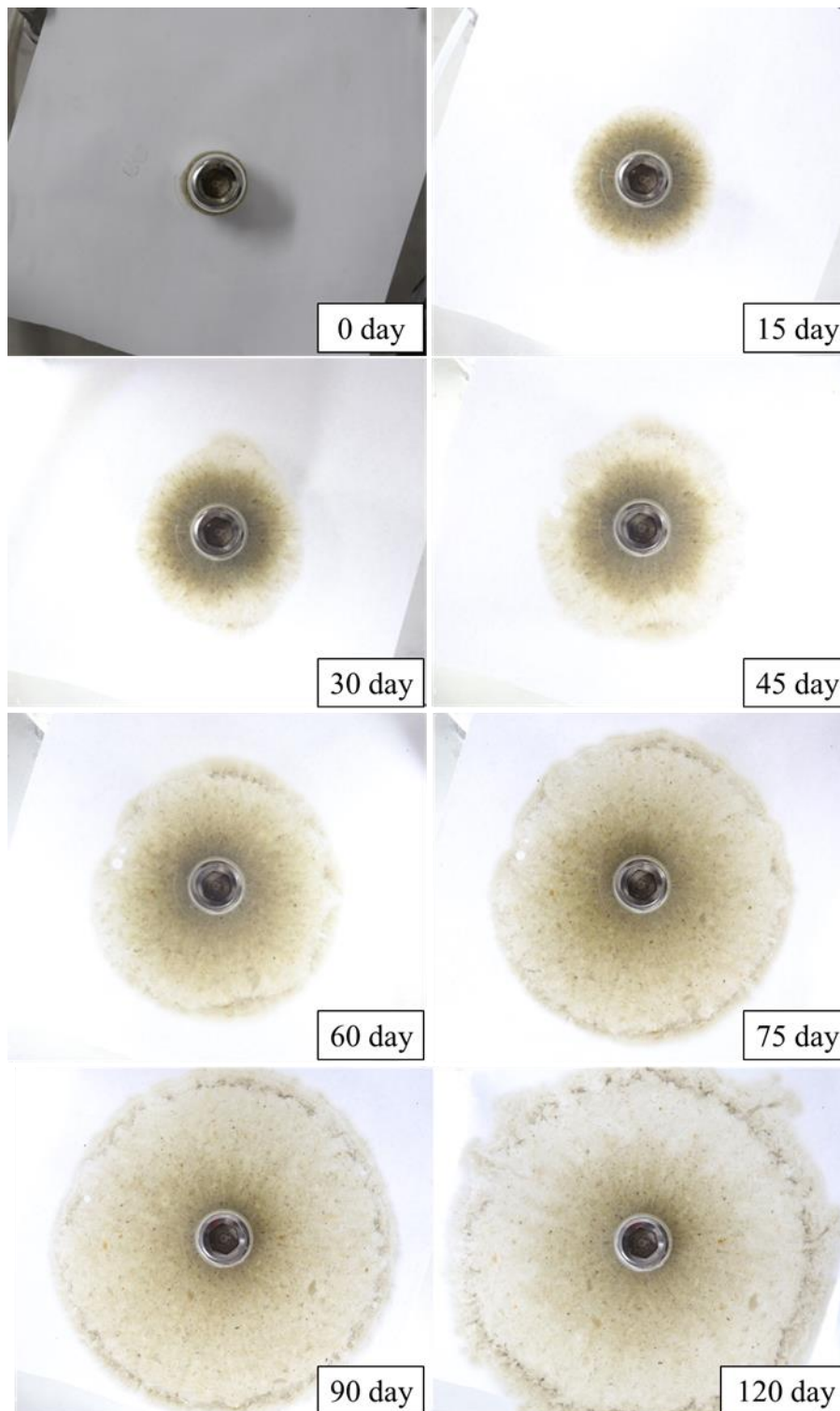
SKB. (2019), *Bentonite expansion, sedimentation and erosion in artificial fractures*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-19-08)

附錄

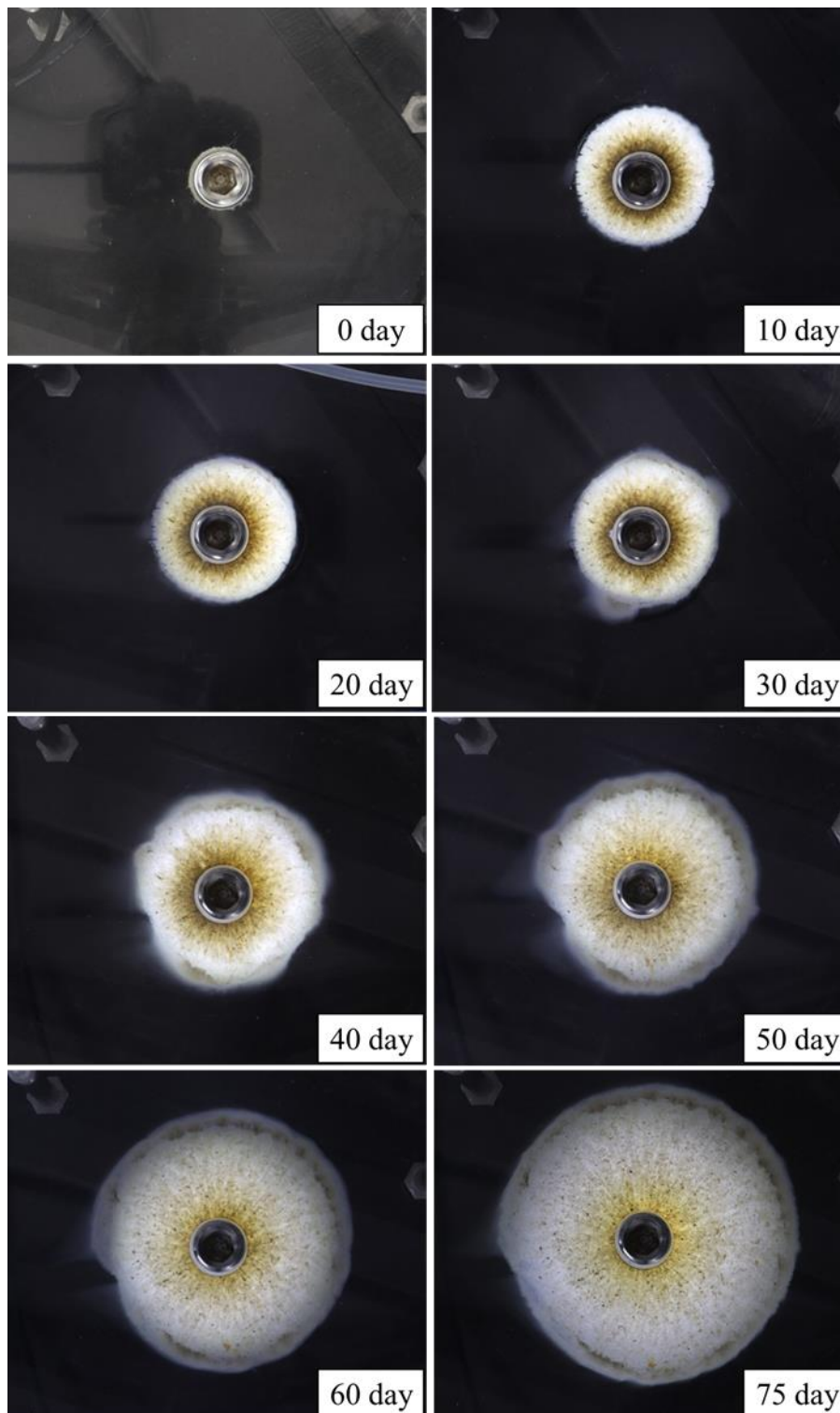
實驗項次 1 (流量 1.0 mL/min、裂隙內寬 2.0 mm、4 mM NaOH)



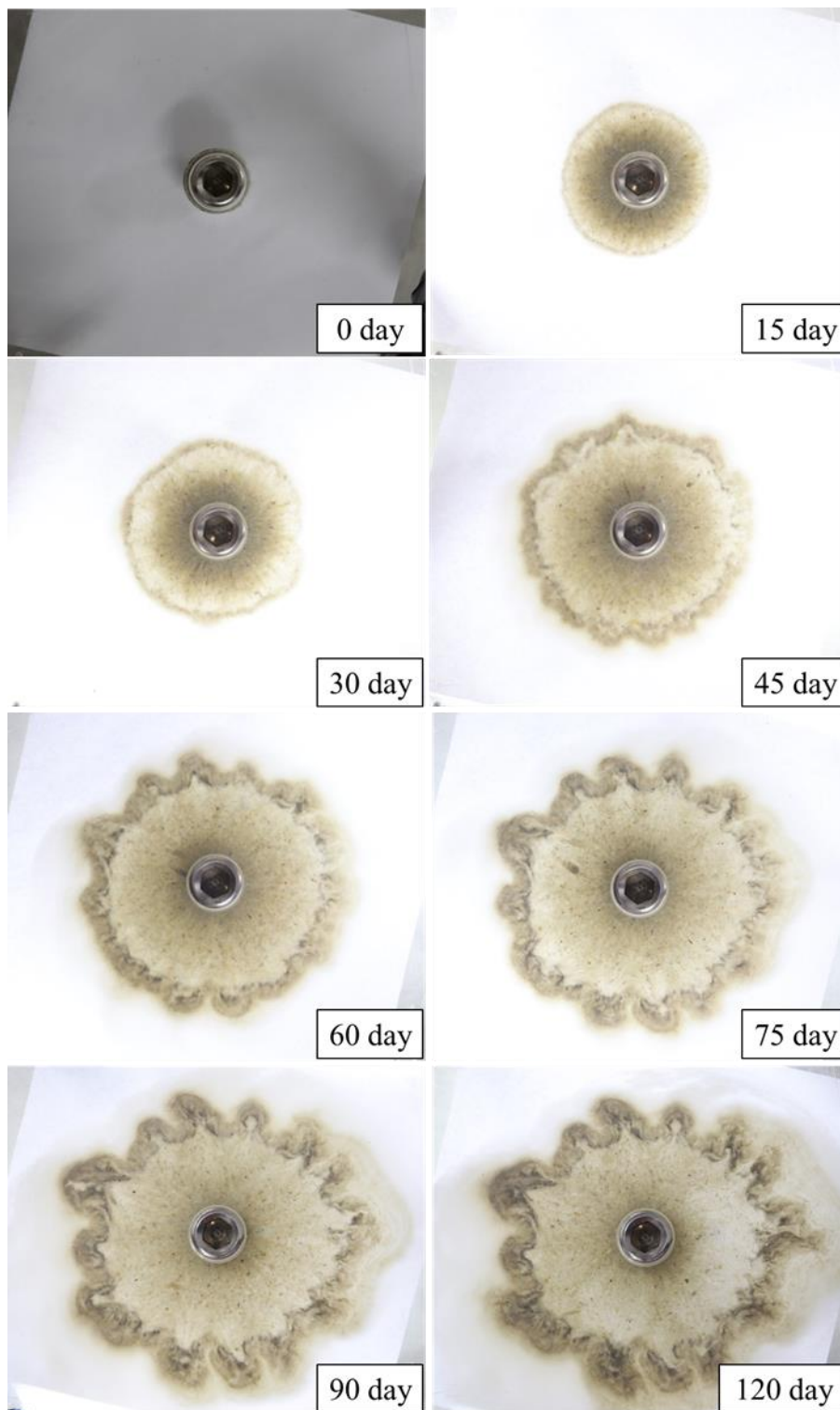
實驗項次 2 (流量 1.0 mL/min、裂隙內寬 1.0 mm、4 mM NaOH)



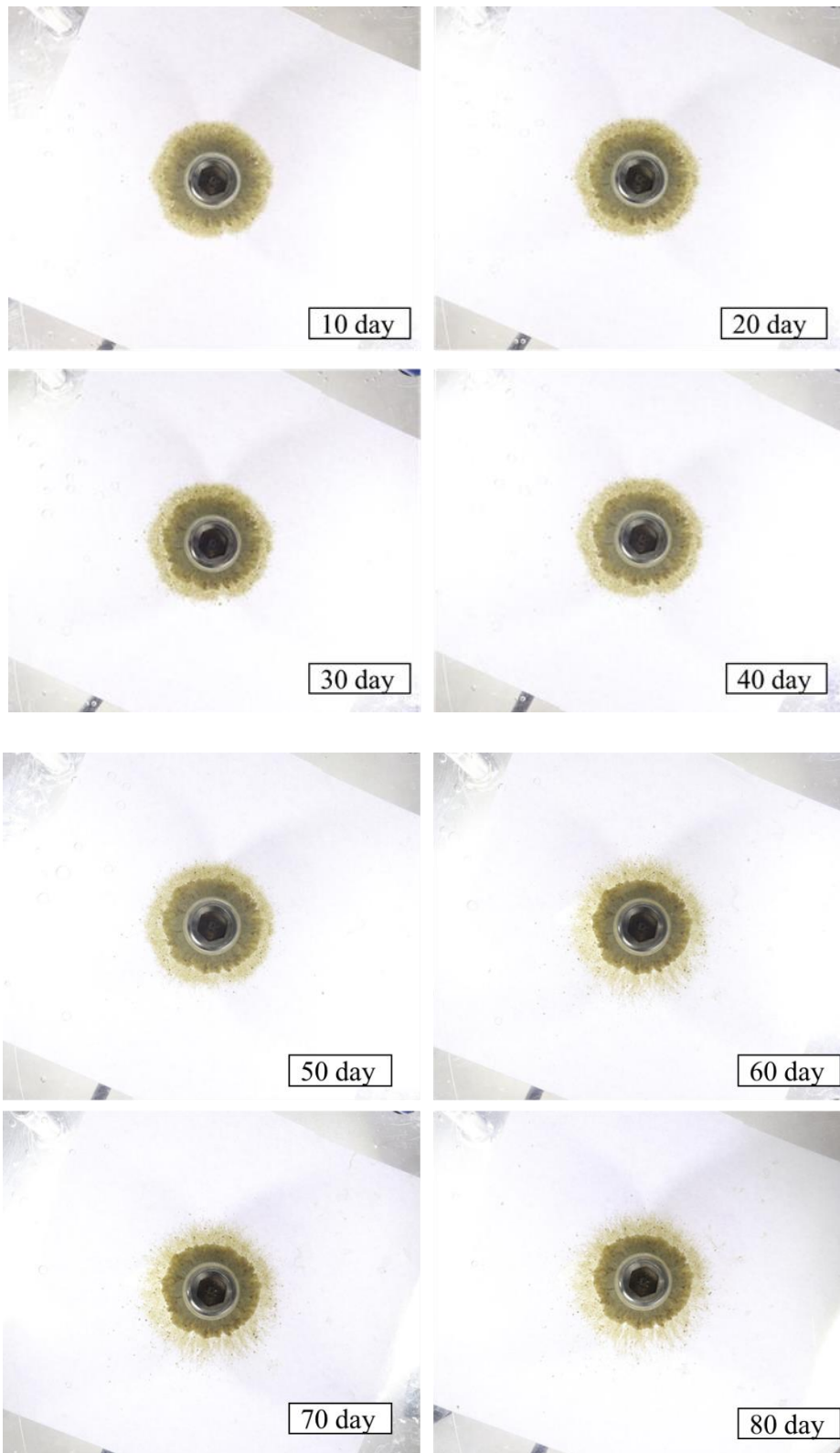
實驗項次 3 (流量 1.0 mL/min、裂隙內寬 0.2 mm、4 mM NaOH)

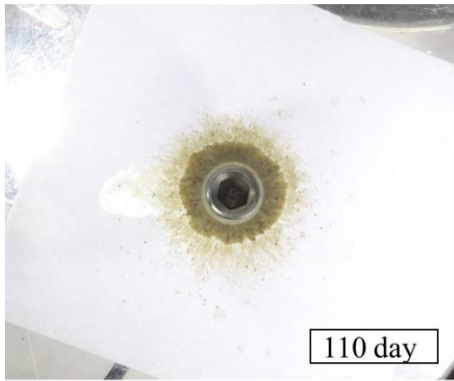
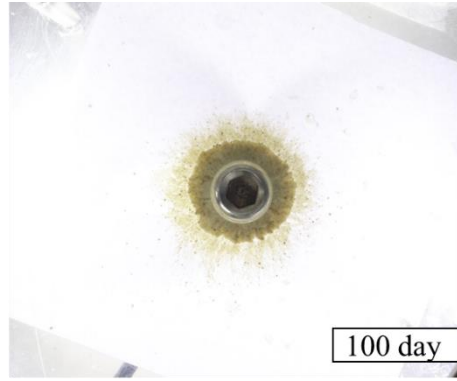
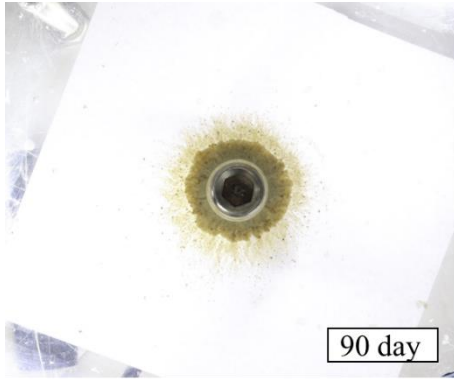


實驗項次 4 (流量 1.0 mL/min、裂隙內寬 1.0 mm、0.1 mM NaOH)



實驗項次 5 (流量 1.0 mL/min、裂隙內寬 1.0 mm、400 mM NaOH)





實驗項次 6 (流量 1.0 mL/min、裂隙內寬 1.0 mm、0.05 mM Ca(OH)₂)

