

核能安全委員會  
委託研究計畫研究報告

114 年深層地質處置核種遷移數值分析研究  
期末報告

委託單位：核能安全委員會  
執行單位：國立清華大學  
計畫主持人：田能全  
計畫編號：NSC11401002L  
報告日期：中華民國 114 年 12 月 11 日

(本頁留白)

# 114 年深層地質處置核種遷移數值分析研究

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：田能全

研究期程：中華民國 114 年 03 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣114萬元

## 核能安全委員會 委託研究

中華民國 114 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)

114 年深層地質處置核種遷移數值分析研究  
期末研究成果摘要報告

目 錄

一、 摘要(中、英文) .....	1
二、 計畫目標.....	2
三、 重要成果.....	4
四、 展望.....	5

## 計畫名稱：114 年深層地質處置核種遷移數值分析研究

### 一、摘要

#### 摘要

本研究聚焦於放射性廢棄物處置設施中核種傳輸之安全評估，此議題不僅涉及核子工程，更需整合地質學、水文學及地球化學等跨領域知識，以利建立及應用數學模型，透過掌握核種的擴散係數、吸附係數及遲滯因子等關鍵參數，以準確模擬核種在地下介質中的傳輸行為。本計畫特別關注國際先進經驗，著重分析瑞典 SKB 及芬蘭 POSIVA 的技術報告，並運用數值模擬軟體進行核種傳輸模擬。研究過程中，我們將借鏡重要案例的研究方法，以確保模型預測結果的可靠性與準確性。研究成果將透過教育訓練與技術轉移，協助主管機關建立獨立的評估能力。鑒於我國目前尚未確定最終處置場址，數值模擬的重要性更為突顯。本研究將著重於參數不確定性與敏感性分析，考慮地質條件變異性以及工程障壁材料性能等多重因素，建立完整的安全評估框架。這些研究成果不僅可作為未來場址篩選的重要依據，更能為處置設施的長期安全評估提供堅實的科學基礎。

## Abstract

This research focuses on the safety assessment of radionuclide transport in radioactive waste disposal facilities. The scope encompasses not only nuclear engineering but also integrates interdisciplinary knowledge from geology, hydrology, and geochemistry to establish and apply mathematical models. Through understanding key parameters such as diffusion coefficients, sorption coefficients, and retardation factors, we can accurately simulate radionuclide transport behavior in subsurface media.

The project particularly emphasizes international best practices, analyzing technical reports from Sweden's SKB and Finland's POSIVA, while utilizing numerical simulation software for radionuclide transport modeling. Throughout the research process, we will leverage methodologies from significant case studies to ensure the reliability and accuracy of model predictions. The research outcomes will be disseminated through educational training and technology transfer, enabling regulatory authorities to develop independent assessment capabilities.

Given that Taiwan has not yet determined its final disposal site location, the significance of numerical simulation becomes increasingly prominent. This research will concentrate on uncertainty and sensitivity analysis of critical parameters, considering multiple factors including geological condition variability and engineered barrier material performance to establish a comprehensive safety assessment framework. These research findings will not only serve as crucial criteria for future site selection but

also provide a solid scientific foundation for long-term safety assessment of disposal facilities.

## 二、計畫目標

本計畫的總體目標在於建立並強化我國針對放射性廢棄物深層地質處置設施的長期安全評估能力，核心聚焦於放射性核種在地下環境中的傳輸行為分析。

鑑於我國尚未確定最終處置場址，本計畫採取跨領域整合策略，結合核子工程、地質學、水文學及地球化學知識，並借鏡瑞典 SKB 與芬蘭 POSIVA 等國際先進技術經驗。研究透過建立數學模型與運用數值模擬軟體（如 GoldSim），深入分析核種的擴散、吸附及遲滯因子等關鍵參數。計畫特別著重於參數的不確定性與敏感性分析，以涵蓋地質條件變異性及工程障壁系統性能等多重因素，進而建構一套完整的安全評估框架。

最終目的在於透過技術轉移與教育訓練，協助主管機關建立獨立的評估能力，並研擬符合本土特性的管制要項。研究成果將作為未來場址篩選的關鍵依據，為處置設施的長期安全論證提供堅實的科學基礎。

### 三、 重要成果

本計畫旨在協助主管機關建立深層地質處置核種遷移的獨立安全評估能力，以因應我國尚未確定最終場址的現況。主要成果如下：

(一) 直接對標國際領先國家，特別是芬蘭 POSIVA 與 瑞典 SKB 的安全論證架構。

(二) 運用 GoldSim 軟體建構數值模型

1. 針對 I-129、Cs-135 及 U-238 衰變鏈在裂隙介質中的傳輸行為進行模擬。
2. 透過引入蒙地卡羅與拉丁超立體取樣等機率式方法，研究深入分析參數不確定性。
3. 這些成果不僅確立了本土化管制要項的科學基礎，亦透過透明且嚴謹的安全論證，有助於提升公眾對處置設施長期安全性的信任。

#### 四、 展望

本計畫的未來發展策略核心在於深化「本土化」的安全評估能力，以應對我國地質構造複雜且位處地震帶的特殊環境。在發展趨勢上，建議研究持續接軌芬蘭 POSIVA 與瑞典 SKB 的國際先進經驗，採用機率式與定率式並行方法進行各項安全分析。此策略旨在科學地量化地質異質性與長期演化情節中的不確定性，有利確保評估結果具備統計學上的信賴區間。

最終期望透過技術轉移與教育訓練，協助主管機關建立獨立的審查與驗證能力。透過建構透明、嚴謹且可追溯的安全論證體系，本研究成果將成為未來場址篩選與核廢料處置設施設計的堅實科學基礎，進而化解公眾疑慮並提升社會對處置安全的信任。

# 114 年深層地質處置核種遷移數值分析研究

田能全

## 摘要

本研究聚焦於放射性廢棄物處置設施中核種傳輸之安全評估，此議題不僅涉及核子工程，更需整合地質學、水文學及地球化學等跨領域知識，以利建立及應用數學模型，透過掌握核種的擴散係數、吸附係數及遲滯因子等關鍵參數，以準確模擬核種在地下介質中的傳輸行為。本計畫特別關注國際先進經驗，著重分析瑞典 SKB 及芬蘭 POSIVA 的技術報告，並運用數值模擬軟體進行核種傳輸模擬。研究過程中，我們將借鏡重要案例的研究方法，以確保模型預測結果的可靠性與準確性。研究成果將透過教育訓練與技術轉移，協助主管機關建立獨立的評估能力。鑒於我國目前尚未確定最終處置場址，數值模擬的重要性更為突顯。本研究將著重於參數不確定性與敏感性分析，考慮地質條件變異性以及工程障壁材料性能等多重因素，建立完整的安全評估框架。這些研究成果不僅可作為未來場址篩選的重要依據，更能為處置設施的長期安全評估提供堅實的科學基礎。

**關鍵字：** 放射性廢棄物處置、數值模擬、不確定性與敏感性分析

# Numerical Analysis Study on Radionuclide Migration in Deep Geological Disposal for the Year 2025

Nen-Chuan Tien

## ABSTRACT

This research focuses on the safety assessment of radionuclide transport in radioactive waste disposal facilities. The scope encompasses not only nuclear engineering but also integrates interdisciplinary knowledge from geology, hydrology, and geochemistry to establish and apply mathematical models. Through understanding key parameters such as diffusion coefficients, sorption coefficients, and retardation factors, we can accurately simulate radionuclide transport behavior in subsurface media.

The project particularly emphasizes international best practices, analyzing technical reports from Sweden's SKB and Finland's POSIVA, while utilizing numerical simulation software for radionuclide transport modeling. Throughout the research process, we will leverage methodologies from significant case studies to ensure the reliability and accuracy of model predictions. The research outcomes will be disseminated through educational training and technology transfer, enabling regulatory authorities to develop independent assessment capabilities.

Given that Taiwan has not yet determined its final disposal site location, the significance of numerical simulation becomes increasingly prominent. This research will concentrate on uncertainty and sensitivity analysis of critical parameters, considering multiple factors including geological condition variability and engineered barrier material performance to establish a comprehensive safety assessment framework. These research findings will not only serve as crucial criteria for future site selection but also provide a solid scientific foundation for long-term safety assessment of disposal facilities.

**Keywords: Radioactive waste disposal , Numerical simulation , Uncertainty and sensitivity analysis**

# 目錄

頁次

摘要 .....	i
ABSTRACT.....	ii
<b>1. 目的.....</b>	<b>1-1</b>
<b>2. 國際重要文獻研析 .....</b>	<b>2-1</b>
2.1. POSIVA 2017-02 .....	2-1
2.1.1. 目的.....	2-1
2.1.2. 方法.....	2-2
2.1.3. 情節分析 .....	2-2
2.1.4. 不確定性分析.....	2-5
2.1.5. 生物圈評估.....	2-6
2.1.6. 主要發現.....	2-7
2.1.7. 影響.....	2-8
2.1.8. STUK 審查建議與要求.....	2-10
2.2. 瑞典SKB TR-10-50報告 .....	2-14
2.2.1. 目的.....	2-14
2.2.2. 場址特性對核種傳輸的影響 .....	2-16
2.2.3. SR-Site概念模式建立方法 .....	2-18
2.2.4. 廢料罐腐蝕.....	2-19
2.2.5. 剪切負載對廢料罐的影響.....	2-22
2.2.6. 假設性的殘餘情節 .....	2-24
2.3. 瑞典SKB TR-10-52報告 .....	2-27
2.3.1. 數據品質控管.....	2-28
2.3.2. 用過核子燃料數據.....	2-29
2.3.3. 廢料罐數據.....	2-30
2.3.4. 緩衝與回填材料數據 .....	2-31
2.3.5. 地質圈資料.....	2-32
2.3.6. 地表數據.....	2-34
<b>3. 核種遷移數值模擬 .....</b>	<b>3-1</b>
3.1. GOLDSIM.....	3-3
3.1.1. 基本概念 .....	3-3
3.1.2. Pipe的數學理論 .....	3-4
3.2. 不吸附核種-I-129分析 .....	3-8
3.2.1. 展示案例 .....	3-9

3.2.2. I-129模擬案例.....	3-16
3.2.2.1. 參數不確定性分析方法論.....	3-16
3.2.2.2. 參數敏感度分析方法論.....	3-17
3.2.2.3. 定率式分析.....	3-18
3.2.2.4. 不確定與敏感度分析.....	3-32
3.3. 中等吸附核種-Cs-135 示例.....	3-38
3.4. 衰變鏈核種-U-238衰變鏈示例.....	3-47
<b>4. POSIVA針對STUK審查意見回覆.....</b>	<b>4-1</b>
<b>5. 本土化管制要項建議.....</b>	<b>5-1</b>
5.1. 核種遷移參數的本土化研究與建立.....	5-1
5.2. 核種傳輸分析模式的建立與驗證.....	5-1
5.3. 地質環境水文地球化學特性的調查與評估.....	5-2
5.4. 工程障壁系統對核種傳輸的影響評估.....	5-2
5.5. 熱效應與廢料罐腐蝕.....	5-3
5.6. 長期演化情節分析中核種傳輸的考量.....	5-3
5.7. 生物圈評估.....	5-3
<b>6. 結論.....</b>	<b>6-1</b>
<b>7. 參考文獻.....</b>	<b>7-1</b>

## 圖目錄

	頁次
圖 3-1：Kd值對I-129傳輸之影響.....	3-27
圖 3-2：De值對I-129傳輸之影響.....	3-28
圖 3-3：Ld值對I-129傳輸之影響.....	3-29
圖 3-4：b值對I-129傳輸之影響.....	3-30
圖 3-5：Q值對I-129傳輸之影響.....	3-31
圖 3-6：I-129案例100次蒙地卡羅取樣計算結果.....	3-35
圖 3-7：I-129案例蒙地卡羅取樣計算50%，5%，95%計算結果.....	3-36
圖 3-8：I-129案例參數敏感度龍捲風圖分析結果.....	3-37
圖 3-9：Kd值對Cs-135傳輸之影響.....	3-40
圖 3-10：De值對Cs-135傳輸之影響.....	3-41
圖 3-11：Ld值對Cs-135傳輸之影響.....	3-42
圖 3-12：Q值對Cs-135傳輸之影響.....	3-43
圖 3-13：Cs-135案例30次LHS計算結果.....	3-44
圖 3-14：Cs-135案例LHS計算50%，5%，95%計算結果.....	3-45
圖 3-15：Cs-135案例參數敏感度龍捲風圖分析結果.....	3-46
圖 3-16：衰變鏈案例各核種濃度定率式計算結果濃度分布.....	3-48
圖 3-17：衰變鏈案例30次LHS U-238計算結果.....	3-49
圖 3-18：衰變鏈U-238 30次LHS 50%，5%，95%計算結果.....	3-50
圖 3-19：衰變鏈案例30次LHS U-234計算結果.....	3-51
圖 3-20：衰變鏈案例30次LHS U-234 50%，5%，95%計算結果.....	3-52
圖 3-21：衰變鏈案例30次LHS Th-230計算結果.....	3-53
圖 3-22：衰變鏈案例30次LHS Th-230 50%，5%，95%計算結果.....	3-54
圖 3-23：衰變鏈案例30次LHS Ra-226計算結果.....	3-55
圖 3-24：衰變鏈案例30次LHS Ra-226 50%，5%，95%計算結果.....	3-56
圖 3-25：衰變鏈案例參數敏感度龍捲風圖分析結果.....	3-57

## 表目錄

	頁次
表 3-1：基本輸入參數 .....	3-25
表 3-2：核種遷移加速之參數定量驗證結果 .....	3-26

## 1. 目的

放射性廢棄物處置設施的安全性為當前核能產業之重要課題。此議題不僅受到社會大眾的高度關注，亦為科學研究的重要領域。為確保放射性廢棄物處置設施的妥善規劃、選址與評估，深入理解放射性核種 (radionuclide, RN) 於地下環境中的遷移行為實為必要(IAEA, 2003, 2020)。此等研究不僅涉及核子工程學，更需整合地質學、水文學、地球化學等多領域知識，以全面評估處置設施的長期安全性。

國際間認為深層地質處置 (deep geologic disposal) 是現階段可行的用過核子燃料最終處置做法 (POSIVA, 2017; SKB, 2010b, 2010a)，其處置方式是採取多重障壁設計概念，藉由人工障壁與天然障壁相互配合，利用圍阻或遲滯放射性核種釋出及遷移，達到將廢棄物隔絕於人類生活環境外之目標，台電公司執行用過核子燃料最終處置計畫，亦採深層地質處置概念。國際目前雖然未有營運中之用過核子燃料處置設施，發展較快國家如芬蘭高放處置場已於 2024 年進行試運轉作業，另瑞典也已於 2022 年核發高放處置設施的建造許可，皆採用深層地質處置概念。深層地質處置之放射性核種遷移，一般認為主要透過溶質於岩體裂隙地下水平流 (advection)、延散 (dispersion) 與擴散 (diffusion) 作用傳輸，故放射性核種在地下水環境中各種可能發生的遷移及遲滯機制，對於處置設施長期安全評估有關鍵之影響。必須以數值分析方法來評估放射性核種遷移之時間演化與劑量評估，以確認處置設施設計可滿足安全需求。

數學模型在此研究過程中扮演關鍵角色。為有效開發與應用這些模型，須精確掌握核種的遷移特性 (Chen et al., 2019; Sudicky & Frind, 1982; Tien, 2023; van Loon & Mibus, 2015)。這些特性包括核種的擴散係數、吸附係數、遲滯因子等，這些參數直接影響核種在地下介質中的傳輸速率及分布。儘管模型輸入參數的確定至關重要，但地下環境中普遍存在的物理及化學性質變異性，致使此項工作更具挑戰性。地下環境的複雜性主要源於其異質性及非均質性。岩石及土壤的孔隙度、滲透率、礦物組成等特性在空間上往往呈現高度變異，這些變異性直接影響核種的遷移路徑及速率。此外，地下水的化學性質(如 pH

值、氧化還原電位、離子強度等)也可能在不同位置及時間點發生顯著變化，進而影響核種的溶解度及吸附行為。

雖然大量的新穎技術，不斷導入核種或污染物的相關研究，但要全面了解核種傳輸的基本特性，仍應從一些簡單但重要的基礎數學模型著手。這些基礎模型雖然看似簡單，卻能幫助我們掌握核種傳輸的本質。例如：一維對流-延散方程式可以描述核種在均質多孔介質中的傳輸行為 (Babakhani et al., 2017; Chopra et al., 2016; Falta & Wang, 2017; Zhang et al., 2024)，而雙孔隙模型則可以模擬核種在裂隙岩體中的遷移過程(Šimůnek et al., 2022)。透過這些基礎模型，我們可以更深入地理解諸如遲滯係數、擴散係數等關鍵參數對核種傳輸的影響。只有在充分理解這些基本原理的基礎上，我們才能更好地應用及解釋那些複雜的數值模擬結果，從而全面性地掌握核種傳輸的特性。

## 2. 國際重要文獻研析

### 2.1. POSIVA 2017-02

本報告主要目的在於為 POSIVA Oy 位於 Olkiluoto 的地質處置設施提供營運許可申請所需的完整安全論證(POSIVA, 2017)。此安全論證整合了各種證據、分析與論證，旨在量化並明確證實專家對該設施長期安全性的高度信心。報告的建構基礎包含先前建照申請過程中累積的寶貴經驗、芬蘭輻射與核能安全管制局 (Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland, STUK) 的專業回饋、現行監管法規架構以及國際最佳實務指導方針。報告特別著重於展示設施如何嚴格符合法規要求，同時系統性地解決 STUK 在審查過程中提出的多項具體要求(POSIVA, 2017)。此外，報告詳細闡述了安全論證的方法論框架、結構設計、關鍵特性及核心活動，尤其側重於情節建構方法論與不確定性評估的科學流程。

#### 2.1.1. 目的

本報告詳述芬蘭 POSIVA 公司為 Olkiluoto 用過核子燃料最終處置設施運轉執照申請所制定的安全論證計畫。此安全論證整合了多元證據、系統性分析與科學論據，旨在量化評估並確證處置設施長期安全性的專業可信度。

安全論證計畫之建構係奠基於多方面重要基礎，包含建造執照申請階段所完成的前期安全論證(POSIVA, 2012)之實務經驗與關鍵發現，以及 STUK 針對 POSIVA 報告所提供的審查意見。此外，計畫亦完整考量現行核能與放射性廢棄物處置相關法規架構與技術規範，同時參照國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 及經濟合作暨發展組織核能署 (Nuclear Energy Agency, OECD/NEA) 等國際組織對於處置設施封閉後安全論證方法論的專業建議與指引。

本報告系統性地闡述安全論證的方法論基礎、文件結構、關鍵特徵及其配套支援活動。報告內容涵蓋處置設施的安全概念、不確定性管理方法論，並深入探討場址特性調查、工程障壁系統設計、生物圈

評估等多項技術分析要項。透過這些完整的技術論述，建立處置設施安全性的堅實論證基礎。

為確保安全論證的完整性與可靠性，報告架構包含八份主要技術文件：設計基準報告、初始狀態報告、中低放射性廢棄物安全評估報告、功能評估與情節分析報告、核種外釋分析報告、模式與數據報告、輔助考量報告，以及綜合分析報告。這些深入的技術文件將作為芬蘭 POSIVA 公司於 2020 年提出運轉執照申請的重要依據。

### 2.1.2. 方法

報告採用多重障壁安全概念作為其安全評估的核心方法論基礎，此方法整合並優化了各種工程障壁系統與天然地質障壁的協同效應。工程障壁系統包含經過專門設計的廢棄物容器（採用銅-鑄鐵複合結構以抵抗腐蝕與機械應力）、高品質膨潤土緩衝材料（具備自癒合、限制水流與吸附放射性核種的特性）以及隧道回填材料（提供機械支撐並限制地下水流動）。這些人工障壁與場址的天然母岩障壁（提供穩定的化學環境、低地下水流速及良好的放射性核種遲滯特性）形成一個完整的防護網絡，共同確保處置系統在極長時間尺度下的安全隔離功能與輻射防護能力。

### 2.1.3. 情節分析

報告採用高度嚴謹的系統化方法來建構情節分析架構，全面涵蓋所有可能對處置系統長期安全性產生影響的因素。這些因素被細分為三大類：(1)外部因素，如氣候變遷、冰川作用及地震活動；(2)內部因素，如放射性衰變熱、水文地質變化及地下水化學演化；以及(3)工程障壁系統的品質偏差與潛在缺陷。此全面性方法確保安全評估不遺漏任何關鍵風險因素。

情節分析的時間尺度極為宏觀，從處置系統的初始封閉狀態一直延伸至未來百萬年時間範圍，這與放射性廢棄物的潛在危害期間相匹配。如此長遠的時間尺度評估要求模型必須考慮地質構造、水文地質

及生物圈的長期演化過程，並適當處理與長時間預測相關的固有不確定性。

報告在方法論上的一個重要創新是同時考量了用過核子燃料（spent fuel, SNF）及低中階放射性廢棄物（Low and Intermediate Level Waste, LILW）的安全處置需求。針對這兩類截然不同的廢棄物類型，安全評估團隊分別建立了特定的安全概念及評估模型，然後將兩者系統性地整合到統一的安全評估框架中，確保整體安全論證的連貫性及完整性。

在情節類型方面，主要包括三大類情節：正常演化情節（評估在預期條件下系統的長期行為）、變異情節（Variant Scenarios/Alternative Scenarios，考慮系統參數及特性在合理範圍內的變化）以及擾動情節（Disturbance Scenarios/Disruption Scenarios 分析低概率但高影響的事件對系統安全的潛在挑戰）。這種分層架構確保了安全評估的全面性及深度。

情節建構的方法論流程經過精心設計，包含五個連續且相互關聯的階段：首先進行情節領域的系統識別；其次識別每個領域中的關鍵影響因素；接著對這些關鍵因素進行定量及定性分析；然後基於分析結果制定具體情節；最後將這些情節轉換為可用於後續安全評估的定量模型。此結構化方法確保了情節建構過程的科學嚴謹性及可追溯性。

本報告採用了多層次建模方法論架構進行處置系統演化的系統性模擬。此方法論首先從概念模型建立開始，透過科學理解將複雜的物理化學過程簡化為關鍵機制的表述；接著發展為精確的數學模型，以微分方程式及代數方程式等形式量化描述這些過程；最終轉化為可執行的計算模型，以數值算法及電腦程式實現模擬計算。這種由概念到計算的漸進式建模方法確保了模擬結果既有物理意義又有數值精確性。

模擬分析的空間範圍全面涵蓋了放射性核種從近場（工程障壁系統內部）、經地質圈（周圍岩體及地下水系統）到生物圈（地表環境及生態系統）的完整傳輸途徑。每個空間域都有其特定的物理化學特性及傳輸機制，因此需要針對性的建模技術。近場模型著重於廢棄物

形式溶解、容器腐蝕及緩衝材料中的擴散過程；地質圈模型則聚焦於裂隙網絡中的地下水流動及核種吸附遲滯；生物圈模型則詳細描述了地表水文系統及生態鏈中的核種循環與累積。

為實現這些複雜模擬，報告採用了一系列先進的計算工具。GoldSim(GoldSim Technology Group, 2021b)作為主要的整合性模擬平台，負責處理近場系統中的放射性核種釋放及初始傳輸過程，同時也被用於部分地質圈傳輸計算。對於特定的地質圈傳輸問題，則補充使用了專門的 MARFA 程式，該程式特別適合處理分散性傳輸及反應動力學。至於地表環境中的傳輸模擬，則主要依賴 PANDORA 及 Ecolego 等專業生物圈模型工具，這些工具能夠模擬不同生態系統中的核種遷移及累積。

針對地質圈中的地下水流動及核種傳輸，報告特別採用了高度先進的離散裂隙網路 (Discrete Fracture Network, DFN) 模型。這種模型將岩體中的裂隙視為離散的平面元素網絡，而非傳統的連續多孔介質，從而能夠更真實地描述結晶岩中的異質性水流特性。DFN 模型通過隨機生成符合場址統計特性的裂隙網絡，並求解其中的水流方程式，為後續的核種傳輸計算提供了更為精確的水文地質框架。

在不確定性處理方面，報告採用了決定論及機率論相結合的混合方法。決定論方法使用最佳估計或保守參數值進行單次計算，提供直觀明確的結果及基準案例；而機率方法則通過參數的統計分佈及蒙特卡羅模擬技術，系統性地量化各種不確定性因素對最終結果的影響。這種雙軌方法使得安全評估既能提供明確的判斷依據，又能合理表述結果的不確定性範圍。

在機率分析的具體實施中，關鍵參數值通過精心設計的取樣策略從其統計分佈中抽取，這些分佈基於實驗數據、場址調查及專家判斷建立。典型的參數包括孔隙度、擴散係數、吸附係數、溶解度限值等，它們的統計特性通常以對數正態或三角分佈等形式表示。通過多次蒙特卡羅模擬運算，最終得到放射性核種釋放率及輻射劑量率的概率分佈，這些分佈不僅提供了平均預測值，還能量化極端情況的可能性，為風險評估提供全面的統計基礎。

#### 2.1.4. 不確定性分析

報告採取了嚴謹的不確定性分類與處理方法，區分了兩種基本類型的不確定性：隨機不確定性（aleatory uncertainty）及認知不確定性（epistemic uncertainty）。隨機不確定性源於系統本身的固有變異性及隨機性，例如地震事件的發生頻率或地質構造的自然變異，這類不確定性無法通過額外知識獲取而減少。而認知不確定性則源於知識的不完整性或測量的局限性，如某些關鍵參數的不精確估計或模型簡化導致的偏差，這類不確定性理論上可以通過進一步研究及資料收集而降低。報告針對這兩類不確定性採用了差異化的處理策略，對隨機不確定性主要通過概率分佈進行表徵，而對認知不確定性則結合保守假設及情節分析以確保安全評估的穩健性。

在不確定性量化與評估方面，報告系統性地實施了機率敏感度分析技術，以科學方法確定各輸入參數對最終結果不確定性的相對重要性與影響程度。這種分析通過改變各個參數並觀察其對計算結果的影響，可以識別出哪些參數對安全評估結果最為敏感，從而指導進一步研究的優先順序，並為決策提供科學依據。具體而言，報告採用了多種統計技術，包括迴歸分析、方差分析及相關性分析等，計算了各參數與輻射劑量率之間的相關係數及偏回歸係數，從而量化各參數的相對重要性。這種方法不僅提高了安全評估的透明度，還可以優化資源分配，集中研究精力於那些對總體不確定性貢獻最大的關鍵參數。

在進行安全評估結果與法規限制的比較時，報告採用了統計學上的 95 百分位數作為主要參考指標，而非僅使用平均值或最大值。這種方法具有重要的科學及監管意義，因為它既考慮了結果的變異性，又避免了過度保守導致的資源浪費。使用 95 百分位數意味著有 95% 的機率，實際情況的危害程度不會超過此估計值，這提供了合理的安全保證同時又保持了評估的務實性。此外，這種做法也與國際原子能機構（IAEA）及其他核能監管機構推薦的最佳實踐一致，代表了現代核安全評估中的先進方法論標準。

### 2.1.5. 生物圈評估

報告在生物圈評估方面採用了先進的綜合建模方法，對地表環境進行了深入而全面的分析。此建模過程包含了詳細的地形測繪、生態系統動態特性研究以及複雜水文條件的數值模擬，以確保對放射性核種一旦進入生物圈後的行為有充分理解。特別值得注意的是，報告採用的生物圈模型不僅考慮了當前環境條件，還納入了長時間尺度下可能的自然演化過程，例如地形抬升、湖泊演化為濕地，以及濕地逐漸轉變為農業用地等生態系統遷移序列。

在氣候變遷影響評估方面，報告展現了高度前瞻性的科學視角，系統性地探討了從現今氣候到遙遠未來各種可能氣候條件下的放射性核種傳輸機制變化。模型特別關注了北歐地區可能經歷的冰河循環，並針對溫暖期、寒冷期及冰覆期等不同氣候狀態建立了獨立的參數集及傳輸模型。這些模型考慮了冰蓋厚度變化、永凍土發展、海平面波動以及植被類型轉變等因素對放射性核種傳輸路徑及速率的潛在影響，從而提供了具有科學穩健性的長期安全評估基礎。

在劑量評估維度上，報告採用了多元化的生物接受體分析框架，超越了僅關注人類的傳統方法。此框架系統性地評估了不同生物群體——包括陸生哺乳動物、水生生物、鳥類以及土壤微生物等——在各種曝露情景下可能接收的輻射劑量。這種綜合性生物效應評估不僅符合現代環境保護理念，也為處置設施的整體生態安全性提供了全面科學證據。特別重要的是，報告詳細分析了不同生物群體的棲息地特性、食物鏈結構及生物累積因子，從而使劑量計算結果更具現實意義。

為確保生物圈評估數據的科學完整性及可追溯性，報告建立了專門的安全評估資料庫（Safety Assessment Database, SAdb）系統。此數據管理平台整合了來自現場監測、實驗室研究及文獻調查的大量參數，並實施了嚴格的數據質量控制流程，包括數據驗證、不確定性分析及參數相關性評估。SAdb 系統不僅提高了數據管理效率，也增強了整個安全評估過程的透明度及可審核性，使得外部專家及監管機構能夠更有效地審查評估結果及其科學基礎。

### 2.1.6. 主要發現

研究報告分析結果顯示，在針孔情節（Pinhole Scenario）的安全評估分析中，所謂針孔情節指廢料罐在長期運行下，因材料缺陷、腐蝕或外力作用，形成微小孔洞，導致核種逸散。碳-14 (C-14) 與碘-129 (I-129) 被確認為對近場及遠場輻射劑量的主要貢獻核種。尤其值得注意的是，C-14 以氣態形式的釋放機制在安全評估中具有特殊重要性，這主要是因為氣態 C-14 能夠通過不同於液相傳輸的路徑快速擴散至生物圈，並可能通過植物吸收而進入食物鏈。此外，考慮到 C-14 的半衰期較長（約 5730 年），其長期累積效應不容忽視。

安全評估結果顯著證實了多重障壁系統對實現放射性廢棄物長期安全隔離的關鍵作用。深入的定量分析表明，精心設計的工程障壁系統（包括銅-鑄鐵複合容器、膨潤土緩衝材料及隧道回填材料）與場址天然地質障壁形成的綜合防護網絡，能夠在不同時間尺度及環境條件下有效延遲並顯著限制放射性核種的釋放與遷移。特別是在正常演化情節中，這種深度防禦策略所提供的安全裕度遠超法規要求的最低標準。

報告強調了地表環境在整體安全評估框架中的重要地位，並指出生物圈建模的精確性對於充分理解放射性核種環境遷移行為具有決定性影響。研究表明，要實現高度可靠的劑量評估，需要建立能夠準確反映區域特有生態系統動態特性的生物圈模型，這包括對當地水文條件、土壤特性、植被覆蓋、食物鏈結構以及人類活動模式的詳細描述與量化。此外，考慮到處置設施的超長期安全評估時間尺度，模型還需要能夠合理預測地形抬升、氣候變化等長期自然演化過程對生物圈特性可能產生的影響。

安全評估過程中不可避免地存在各種形式的的不確定性，包括數據不確定性、模型不確定性及情節不確定性。報告採用了系統性方法來識別、量化及管理這些不確定性，主要通過廣泛的敏感性分析及機率論安全評估技術。這些分析不僅幫助確定了對安全評估結果影響最大的關鍵參數及過程，還通過建立信賴區間來估計預測結果的總體不確定性範圍，從而為安全決策提供了科學依據。值得注意的是，即使在

保守假設及參數取值的情況下，計算得出的輻射劑量仍遠低於監管標準，這進一步增強了對處置系統安全性的信心。

報告的一項重要創新是將 LILW 處置納入整體安全評估框架。通過詳細分析表明，LILW 處置雖然在廢棄物特性及處置概念上與高放廢棄物存在差異，但仍可適用相同的安全原則及評估方法。研究顯示，LILW 處置的長期安全性同樣取決於多重障壁系統的有效性，並且在正常及擾動情節下均能滿足相應的監管要求。這種整合方法不僅提高了安全評估的一致性與完整性，也為將來可能的統一處置場設計提供了技術基礎。

#### 2.1.7. 影響

報告對放射性廢棄物管理政策與實務的影響深遠。POSIVA 2017-02 安全論證計畫不僅為 POSIVA Oy 的放射性廢棄物處置設施提供了營運許可申請所需的關鍵科學基礎，更透過系統性整合多方面的技術證據、分析與論證，展現了處置系統在長期安全性方面的高度可靠性。這份報告的編撰過程本身就代表了放射性廢棄物處置安全評估方法學的重大進步，特別是在多重障壁系統性能評估、情節分析方法論以及不確定性量化與管理方面，均採用了符合最新國際標準的先進技術與方法。值得注意的是，報告成功回應並解決了 STUK 在先前審查過程中提出的所有 34 項技術性要求 (POSIVA, 2012)，充分展示了 POSIVA 在工程設計、科學分析與安全管理各方面的顯著進步。

透過嚴謹的科學方法及透明的評估過程，報告不僅增強了技術專家對放射性廢棄物地質處置安全性的信心，也為提高公眾對這一關鍵環保議題的理解與接受度奠定了重要基礎。報告中對不確定性的全面識別與系統性分析，明確指出了需要進一步研究的關鍵領域，為未來放射性廢棄物處置相關的科學研究與技術開發提供了清晰的方向指引。此外，報告中詳盡的數值模擬結果與科學論證，也為芬蘭乃至國際社會在放射性廢棄物管理政策制定與決策過程中提供了堅實可靠的技術依據，對促進核能產業的可持續發展具有重要的戰略意義。

總體而言，這份報告不僅是一份支持營運許可申請的技術文件，也是對放射性廢棄物地質處置安全性進行全面評估的重要貢獻，其嚴謹的方法論、詳細的分析結果以及對不確定性的充分考慮，都將有助於提升放射性廢棄物處置的安全性，並增進社會對核能的信任。

### 2.1.8. STUK審查建議與要求

STUK 於 2015 年發布正式審查報告(STUK, 2015)。POSIVA 於 2012 年 12 月向政府提交了 Olkiluoto 及 Eurajoki 用過核子燃料最終處置設施及封裝廠建造許可申請(POSIVA, 2012)。在申請過程中，POSIVA 依據政府頒布之用過核子燃料處置安全法令(736/2008)，向 STUK 提交了處置設施封閉後安全評估報告。根據芬蘭政府法規要求，安全評估報告須論證處置設施封閉後輻射防護要求之符合性，以及處置技術與場址之適切性。

依據 STUK 對安全評估文件之審查結果，就建造許可階段而言，設施之封閉後安全性已獲充分驗證。安全評估採用之方法與分析符合國際最新技術標準，分析結果顯示該設施封閉後符合法規要求，對環境生物相及人類健康均具安全保障。此外，POSIVA 已於建造許可階段充分論證處置技術與場址之適切性。然而，審查亦指出需透過強化安全論證基礎與相關方法，並降低工程障壁性能之不確定性，以進一步提升安全評估品質。

本份報告首先介紹基於對 POSIVA 建造許可申請案所提交之安全評估報告及相關文件之審查結果，包含 STUK 對 POSIVA 安全評估文件之審查決議及說明摘要，並附安全評估審查技術報告，其中詳述決議要求之技術依據與細節，以及完整之審查意見。

安全策略方面，POSIVA 遵循法規要求採用多重障壁系統，確保處置設施的長期安全性。這種多重障壁系統包含工程障壁及天然障壁，其中工程障壁涵蓋廢棄物廢料罐、緩衝材料、回填材料以及封塞等組件，而天然障壁則為圍岩。POSIVA 採取分階段進行的方式，包括場址選擇與特性調查、建造許可申請、處置設施建造及運轉許可等重要階段。這種分階段實施的方式有助於確保每個階段的品質與安全性。為了確保處置設施的施工及運轉安全，POSIVA 建立了完整的監測計畫，包括岩石力學、水文地質及水文化學等多個面向的監測項目。然而，工程障壁系統(EBS)的監測計畫目前仍處於早期發展階段，需要進一步發展整體監測策略並解決相關技術問題。

STUK 在審查後認為，就目前許可階段而言，POSIVA 的監測計畫內容已經足夠。不過，STUK 也提出建議，指出 POSIVA 需要重新評估各項監測的測量間隔，以避免遺漏可能發生的快速變化。此外，工程障壁系統的監測計畫仍需要進一步完善及發展。

POSIVA 提供了充分的用過核子燃料特性說明，包括核種存量、燃料基質溶解機制等，以進行安全評估。在廢棄物廢料罐方面，詳細描述了容器材料特性、製造與檢驗方法，以及長期性能評估。POSIVA 選用磷合金無氧銅作為外殼材料，主要考量其在還原環境下的耐腐蝕特性，但在銅的潛變行為及腐蝕機制等方面仍有不確定性需要進一步研究。緩衝材料部分著重於材料特性分析、品質管制及性能評估。POSIVA 在此階段已完整說明緩衝材料的功能與特性，包括其遲滯核種遷移的能力，但需要在運轉執照申請前進一步強化相關論證基礎。回填材料方面，同樣涵蓋了材料特性、品質管制及性能評估，POSIVA 的論述已足以支持建造許可階段的要求，但仍需要在運轉執照申請前進一步完善性能目標的論證。最後，針對處置場址及天然障壁進行了全面評估，包括岩石力學特性、水文地質條件、地球化學環境等各方面的研究。POSIVA 提供了詳實的場址特性調查結果，展現了場址的適切性。STUK 認為，雖然在某些技術面向（包括：確保水文地質和水文地球化學解釋之間的一致性；擴大對未來氣候演變替代情節的評估及其對處置系統的影響；澄清近場圍岩在安全功能中的作用及其特性保持與設計要求之間的關係；以及降低與核種釋放速率、瞬時釋放比例 (Instant Release Fraction, IRF) 和 C-14 庫存相關的不確定性) 還需要進一步研究及論證，但就建造許可階段而言，POSIVA 已經提供了充分的科學依據支持其安全評估報告。

在安全評估方面，POSIVA 提出了完整的分析，顯示處置設施在封閉後符合法規要求，對環境生物相及人類健康均具安全保障。安全評估採用的方法與分析符合國際最新技術標準。岩石分類方面，POSIVA 採用了 RSC(Rock Suitability Classification)方法，用於評估及篩選合適的處置場址。這個分類系統考慮了多個尺度的評估，包括處置場、處置區、處置隧道以及處置孔等不同層級。STUK 認為此分

類方法在目前許可階段是足夠的，但建議 POSIVA 需要在首批處置隧道建造期間評估分類標準的範圍及程序的有效性，並在運轉執照申請時提交評估報告。岩石力學研究方面，POSIVA 進行了詳細的應力與穩定性分析。雖然研究顯示 Olkiluoto 的岩石在處置深度具有足夠的穩定性，但 STUK 指出，考慮到岩石的異質性及現有應力狀態的理解程度，這個領域仍需要進一步的研究工作。整體而言，STUK 認為 POSIVA 的研究結果充分支持建造許可階段的需求，但也指出了一些需要在運轉執照申請前進一步研究及改進的領域。

安全論證可靠性方面，STUK 指出 POSIVA 需要進行更全面的敏感度分析，包括不同情節的計算及核種在生物圈的遷移。此外，還需要更清楚地評估多個廢料罐失效的影響，並考慮冰川融化時期的變化條件。在安全論證的結構及呈現方面，STUK 建議 POSIVA 需要改進其安全論證的清晰度、透明度及可追溯性，使安全要求的符合性能更容易被驗證。同時也建議在運轉執照申請時，需要更清楚地呈現安全論證的結論及其依據。STUK 要求 POSIVA 在提交運轉執照申請時，必須提交完整的安全論證報告。這些報告需要包含所有必要的技術文件及分析結果。整體而言，STUK 認為 POSIVA 的安全論證在目前建造許可階段是可靠的，但安全評估的功能分析及論證仍需要進一步發展，以提升安全論證的可靠性。

最後，STUK 提出審查結論。首先，STUK 認為 POSIVA 對於設施的封閉後安全性已充分驗證。安全評估採用的方法及分析符合國際最新技術標準，分析結果顯示該設施封閉後符合法規要求，對環境生物相及人類健康均具安全保障。此外，POSIVA 已在建造許可階段充分論證了處置技術與場址的適切性。然而，審查也指出需要透過強化安全論證基礎與相關方法，並降低工程障壁性能的不確定性，以進一步提升安全評估品質。

整體而言，STUK 認為 POSIVA 的申請已達到建造許可階段的要求，但在邁向運轉執照申請階段時，仍有若干技術面向需要進一步研究與改進，STUK 之審查意見及 POSIVA 之回覆詳見第 4 章。



## 2.2. 瑞典SKB TR-10-50報告

本研究報告旨在深入剖析放射性核種傳輸機制，系統性地探究特定情節下的傳輸行為及影響核種遷移的場址特徵參數。研究著重於 SR-Site 模型框架下尚待深入探討的核種傳輸與滯留機制 (transport and retardation mechanisms)。SR-Site 是一個旨在評估瑞典 Forsmark 場址地質處置場安全性的安全評估專案。這項評估工作為 SKB 申請最終用過核子燃料處置場建造許可提供了依據。其評估結果主要彙編於 SR-Site 主報告及其附屬文件，並特別聚焦於 KBS-3V 處置概念。值得注意的是，諸如非人類生物劑量評估、整體風險評估及氣相傳輸等相關議題已於 SR-Site 主要報告中獲得充分論述，故在本報告中以說明不會再重複。

### 2.2.1. 目的

本報告特別聚焦於氧化還原電位對氧化還原敏感性核種主要存在形態的影響機制，這些核種主要透過表面錯合作用進行吸附。研究結果顯示，氧化還原電位的變化可能導致這些核種從穩定的還原態轉變為具有較高遷移性的氧化態，此現象在冰期 IVa 階段尤為顯著。研究深入探討了碳酸鹽在氧化還原物種形成過程中的關鍵作用，發現其濃度變化直接影響還原態與氧化態轉換的臨界條件。就氧化還原敏感性溶質而言，鈾與鐳在預測的冰期地下水環境中表現出相對穩定性，其氧化還原電位遠低於還原態轉變為氧化態所需的閾值。然而，鈾與鎔在冰期 IVa 階段可能發生向氧化態的轉變。特別值得關注的是，即使在溫暖期，鈾的主要氧化還原物種形成仍存在顯著不確定性，因此 SR-Site 模型採用了同時考慮氧化態及還原態的綜合分析方法，此方法選擇主要基於溫暖期預測的氧化還原電位及碳酸鹽濃度範圍，使得無法在整個處置場時空範圍內確保四價鈾形態的絕對優勢。

研究通過系統性分析探討了 pH 8 環境下，以及代表性處置場深度鹽水地下水條件（氯離子濃度 5,190 mg/L，碳酸氫根離子濃度 22 mg/L）中，各元素及其氧化還原態的優勢化學形態。研究發現，在具有更強源自天水（指透過大氣過程滲入地下的水，包含雨、雪、冰雹、

霧、露、霜等所有形式的降水) 並滲入地下水的環境中，碳酸鹽錯合物的形成趨勢更為顯著。針對化學形態存在不確定性的情況，研究建議採用陰離子形態作為更為保守的評估方案。研究進一步提供了用於 Forsmark 場址 SR-Site 模擬的吸附分配係數建議值，包含氧化還原敏感性元素的主要形態，並通過最佳估計值與對數常態分布百分位數參數來量化 Kd 值的分布特徵。

研究詳細闡述了各種情節下的劑量評估結果，特別針對確定性中央腐蝕案例，分析了十萬年後瞬時釋放導致的峰值年劑量。通過圖 4-2 及圖 4-3 分別呈現了確定性中央腐蝕案例中近場及遠場的年有效劑量分布特徵。研究進行了全面的敏感度分析，考慮了多種假設情節，包括近場鈷吸附效應的忽略、近場溶解度限制的影響，以及鉛在遠場中吸附減少等情況。此外，研究評估了不同水文地質條件（非相關、半相關及完全相關模型）以及初始平流效應對劑量計算的影響，以識別對機率性結果最具敏感性的不確定參數。

在最佳可行技術評估方面，研究系統性地分析了不同銅殼厚度（25mm、50mm 及 100mm）對近場及遠場總劑量釋放的影響機制，並評估了傳輸率/長度過濾準則（T/L Filtering Criterion）以及全隧道周緣準則（EFPC，Entire Tunnel Perimeter Criterion）篩選準則的效果。研究還針對腐蝕情節的六種變體開發了簡化解析模型進行深入的計算分析。根據最終處置場址安全分析報告，針對處置孔之選擇機制，以 T/L 以及 EFPC 作為處置孔位置篩選之依據，特別是在評估腐蝕情節時尤為重要。

全隧道周緣準則係用以評估處置孔位置之適切性，當廢料罐之配置位置受到橫貫整個隧道周緣之裂隙貫穿時，該處置孔位即應予以排除。依據安全評估報告，SR-Site 進行之所有分析計算均採用此準則，且當 EFPC 值大於 4 時，即表示該處置孔位與貫穿整體隧道周緣之裂隙相交，應予以排除。

傳輸率/長度過濾準則則為輔助性之處置孔篩選機制，通常與全隧道周緣準則並行採用。此準則主要考量貫穿裂隙之水力傳導特性，包含其傳輸率及裂隙延展長度之綜合效應。安全分析報告中亦進行相

關敏感度分析，比較未採用傳輸率/長度過濾準則，以及同時捨棄兩項過濾準則之情節。分析結果顯示，若不採用傳輸率/長度過濾準則，或是完全不採用任何過濾準則之情況下，其遠場輻射劑量相較於採用完整過濾機制之腐蝕作用情節之基本情節 (Base Case of Corrosion Scenario) 將明顯提升。這是一個核心的安全評估情節，用來代表處置設施在安全評估時間尺度下，最可能發生的演化結果，其量化所得的危害風險後果可視為基線。

綜上所述，傳輸率/長度過濾準則與全隧道周緣準則之主要功能在於排除具特定水文地質特徵之處置孔位，此類特徵可能增加放射性核種釋出及遷移之潛在風險。全隧道周緣準則著重於評估貫穿整體隧道之裂隙分布，而傳輸率/長度過濾準則則側重於裂隙之水力傳輸特性及其空間延展性。SR-Site 安全評估報告中已將此兩項過濾準則納入基準情節，以確保最終處置設施之長期安全性。

除腐蝕情節外，研究深入探討了其他潛在失效機制，包括等靜壓負載 (isostatic pressure load) 及剪切負載 (shear load) 等。研究特別著重於針孔洩漏案例的分析，系統性地探討了崩落效應 (山崩、隧道崩塌等) 的影響機制、不同釋放路徑 (Q1、Q2、Q3，詳見 SKB TR-10-50 報告 Figure 3-1) 的特性、隧道回填材料失去膨脹壓力 (頂部空隙) 的後果，以及不同工程擾動區滲透係數假設的影響。

研究報告的附錄提供了核種固定化過程的深入剖析，包括在方解石等礦物中固溶體形成的機制及其影響，並詳細闡述了支持核種傳輸計算的核種選擇依據及近場模型的技術細節。

### 2.2.2. 場址特性對核種傳輸的影響

在本主題中，深入探討了影響放射性核種在處置場環境中遷移行為的關鍵因素，包含地質構造、水文地質特性及水化學條件等多維度的綜合分析。本章節著重闡述了各項參數之間的相互關聯性及其對核種遷移的綜合影響。

在地下水流動方面，研究顯示 Forsmark 場址的地下水系統呈現從處置場垂直向上流向淺層母岩含水層，繼而在淺層含水層中水平流

動至地形低窪處排放的特徵。裂隙岩體中的流動特性、空間分佈及時間變異性受到場址地質特性及水力邊界條件的顯著影響。現場觀測結果表明，流動呈現不同程度的通道化特徵，為此 SR-Site 採用了結合離散裂隙網路、連續孔隙介質及等效連續孔隙介質的綜合建模方法進行描述。在核種傳輸計算中，流動相關參數被簡化為流動三聯體(flow triplet)：廢棄物廢料罐處等效流速、平流傳輸時間及流動相關傳輸阻力。這些參數隨空間位置及離散裂隙網路的不同實現而變化。值得注意的是，SR-Site 的流動及傳輸建模方法可描述至單一裂隙尺度的空間變異性及通道化現象，但未涵蓋次裂隙尺度上由於裂隙交匯處擴大或裂隙內孔徑變化導致的通道化效應。在地球化學方面，研究著重分析了地下水化學組成及溶質間反應對 SR-Site 模型中傳輸遲滯效應的影響機制。pH 值及碳酸根離子濃度被確認為控制多數放射性核種形態的關鍵參數，特別是對於通過表面錯合機制進行吸附的核種。對於主要通過離子交換或外層表面錯合進行吸附的溶質，總溶解固體或離子強度所表徵的競爭溶質濃度亦為重要影響因素。特別值得關注的是氧化還原形態對 U、Np、Tc 及 Pu 等核種遷移性的顯著影響。研究詳細描述了冰期循環中地下水化學的演化過程，包括間冰期隕石水滲入、冰期推進及消退期間稀釋的冰川融水與深部鹽水的交替脈衝，以及冰蓋穩定覆蓋時期近乎停滯的水文條件。在傳輸與遲滯過程研究中，分析表明放射性核種在裂隙岩體中的遷移受到多重過程控制，包括裂隙中的平流及延散、岩石基質孔隙空間中的擴散、吸附過程、礦物沉澱/溶解反應及與膠體的相互作用。這些過程通過裂隙中的平流延散方程式、岩石基質的菲克擴散模型及線性吸附模型進行定量描述。研究同時指出了一些需要進一步深入分析的過程，如非線性吸附、遠場沉澱/溶解及裂隙礦物吸附相互作用等。這些過程可能產生額外的傳輸遲滯效應，但在地下水化學條件發生變化時，也可能對遠場劑量評估產生不利影響。最後，研究總結了影響溶質在裂隙岩體中運移的關鍵非流動相關參數，包括擴散可及孔隙率(accessible porosity)、有效擴散係數及岩石基質吸附性等。這些場址特定參數的取值依賴於當地的地質環境及地下水組成特徵。

### 2.2.3. SR-Site概念模式建立方法

在本主題中，詳細闡述了 SR-Site 安全評估框架中放射性核種的釋放、傳輸及其在近場、遠場及生物圈中的行為概念化方法，並系統性地介紹了相關模型系統。本章首先探討了放射性核種的篩選機制，著重考量核燃料特性、衰變行為、遷移潛力及長期劑量影響等關鍵因素。在燃料釋放機制方面，章節深入分析了乏燃料中放射性核種的釋放動力學，包括瞬時釋放組分及金屬活化產物的釋放特徵，並強調這些過程與廢料罐失效模式的關聯性。

在近場傳輸與滯留機制方面，研究重點關注放射性核種通過工程障壁系統的遷移行為。根據緩衝材料的完整性狀態，傳輸機制可能以擴散或平流為主導。對於腐蝕情節，考慮了簡化的平流條件處理方法，特別是在 Q1、Q2 及 Q3 路徑的選擇性模擬方面。近場釋出路徑分析主要可區分為三種主要傳輸路徑。第一種傳輸路徑（Q1）為處置孔相交裂隙，其於不同情節下具有不同特性。在針孔生長情節中，該裂隙被界定為貫穿廢料罐蓋垂直處置孔位置之裂隙；而在等靜壓負載情節中，此傳輸路徑係位於緩衝材料與廢料罐體缺陷相對側，其配置目的在於使傳輸距離及擴散傳輸阻抗達到最小化。值得注意的是，因熱力作用所導致之剝落效應可能發生於處置孔壁，進而降低 Q1 介面之傳輸阻抗。

第二種傳輸路徑（Q2）則為通往開挖損傷區之路徑。開挖損傷區主要存在於處置隧道底板，在等靜壓負載情節評估中，此區域被簡化為具有導電特性之薄層結構。此傳輸路徑之特性對於核種遷移行為具有重要影響。

第三種傳輸路徑（Q3）為處置隧道相交裂隙。在等靜壓負載情節分析中，此傳輸路徑係透過釋放示蹤粒子並追蹤其在處置孔上方處置隧道中之傳輸行為而確定。由於各處置孔至 Q3 之距離存在差異，因此在模擬分析時須針對不同處置孔位置採用相應之處置隧道縱向尺寸。

上述三種傳輸路徑已整合至 COMP23 模式中，用以評估放射性核種自近場工程障壁系統（包含受損廢料罐體、緩衝材料及回填材料等）釋出至圍岩介質，並最終遷移至生物圈之通量。該模式考量各傳輸路徑之幾何特徵、材料性質（如擴散係數及分配係數）以及水文條件，以評估各傳輸路徑對整體核種遷移之貢獻程度。

針對不同失效情節（如腐蝕、剪切應力、等靜壓負載及針孔缺陷等），各傳輸路徑之重要性將因失效模式對近場完整性及水文條件之影響而有所差異。舉例而言，當緩衝材料發生嚴重侵蝕之腐蝕情節時，核種釋出現象可能僅考慮直接進入圍岩之途徑（類似於 Q1 路徑），其他傳輸路徑之重要性則相對降低。

地質圈傳輸過程則被描述為沿離散遷移路徑的溶質傳輸現象，其中包含平流傳輸與基質擴散的耦合效應。這些過程通過可逆線性模型進行描述，採用菲克擴散定律及線性分配係數進行定量化。質量傳輸被簡化為一維模型，並假設垂直於核種遷移的主要平流路徑。

生物圈表示系統著重於建立完整的劑量評估框架，包括不同生物圈情節的定義及其傳輸途徑。通過土地利用劑量轉換因子體系，實現了放射性核種濃度向人類有效劑量的轉換。對於早期釋放情節，採用了考慮時間演化的改進評估方法。

模型系統方面，SR-Site 採用了三個核心計算程式：COMP23 用於近場釋放與傳輸計算；FARF31 基於一維平流-延散方程式進行遠場遷移模擬；MARFA 則提供了更細緻的空間解析能力。這些模型均需要 ConnectFlow 程式提供的地下水流場信息作為基礎輸入。通過這些工具的綜合應用，建立了完整的傳輸模型鏈，為放射性核種從燃料釋放到生物圈影響的全程評估提供了科學基礎。

#### **2.2.4. 廢料罐腐蝕**

根據 SR-Site 的評估報告指出，廢料罐因腐蝕導致失效是預期中可能導致放射性核種釋放的兩種主要情節之一。此情節的產生，主要是由於緩衝材料受到侵蝕而逐漸流失，進而在處置孔 (Deposition Hole) 中形成有利於水流通過的平流條件 (處置孔是垂直鑽入處置隧

道地板的孔洞，用於置放用過核子燃料罐與其周圍的緩衝材料)，進而加速了廢料罐的腐蝕速率。在這個腐蝕情節中，廢料罐以及原本應具備阻滯作用的緩衝層皆被水流繞過。由於嚴重的銅腐蝕現象預期只會在水流速率較高的處置孔中發生，而這些孔位往往與地質圈中放射性核種傳輸阻力較低的路徑相互連接，因此地質圈所能提供的阻滯作用相對較小。

針對廢料罐的演化，研究假設在平流條件下，容器高度約 0.35 m、圓周約一半的區域會受到均勻的腐蝕作用。這意味著一旦腐蝕穿透了銅製外殼，將會對容器造成相當程度的結構性損壞。在研究中，為了更為保守地評估風險，鑄鐵內襯被穿透所需的時間被悲觀地忽略不計，其理由在於，根據最高的預估腐蝕速率，銅製外殼通常需要數十萬年的時間才會被穿透，相較之下，內襯額外被穿透所需的時間顯得較不顯著。一旦銅罐與鑄鐵內襯都失效，由於處置孔內較高的水流速率以及缺乏緩衝層的阻礙，加上鑄鐵內襯本身也已受到嚴重的損壞，內襯中的空隙將會迅速地被地下水所填充。在評估腐蝕情節所造成的後果時，研究中也必須假定緩衝層內存在平流條件。由於缺乏緩衝層的阻礙，放射性核種可以更直接地向外傳輸，這表示其釋放速率主要受到通過處置孔的地下水流速所控制。

向外傳輸的放射性核種主要來自三個不同的來源：首先是 IRF，指溶解在容器空隙水中的核種會隨著水流被沖出，形成持續時間不定的脈衝式釋放。其次是腐蝕釋放比例(Corrosion Release Fraction, CRF)，指原本鑲嵌在金屬部件中的放射性核種會隨著金屬的腐蝕而釋放出來。最後一個來源是燃料基質中溶解的放射性核種。在緩衝層受到嚴重侵蝕的情況下，原本可能存在的膠體過濾作用也無法得到保證。雖然元素的溶解度在正常情況下可能是限制核種釋放的有效因素，但在這種高流速的環境下，除了鈾之外，其他核種形成固相沉澱的可能性較低。研究中進行了確定性與機率性兩種不同的計算案例分析此腐蝕情節。在確定性計算中，選擇了預估最早發生失效（約十一萬四千多年後）的容器，並採用其相應的地質圈傳輸數據進行模擬。計算假設緩衝層空隙中存在平流，劑量當量釋放主要受到設定為每年十的負六

次方的燃料溶解速率所控制，同時也單獨計算了 IRF 的影響。在機率性計算中，則使用了半相關離散裂隙網路 (Discrete Fracture Network, DFN) 模型的十個不同實現所預測的容器失效時間與地質圈傳輸數據。計算結果顯示，平均而言，失效的容器數量約為 0.12 個。IRF 的影響同樣被單獨納入考量。為了確保統計結果的可靠性，針對每個失效時間都進行了五十個不同的實現 (realizations)。

研究的主要結果顯示，首次的放射性核種釋放預計在約 11 萬年後，即第一個容器發生失效時。近場的放射性核種釋放呈現脈衝狀的特徵，這主要與燃料組件中金屬部件(例如 Ni-59)的腐蝕過程相關。近場產生的劑量主要由 Ra-226 所貢獻，由於失效的容器通常位於被大型、高導水性的裂隙所截斷的處置孔中，這些裂隙對放射性核種的阻滯作用較低，因此大部分的 Ra-226 能夠穿過地質圈而向外傳輸。研究結果也指出，地質圈對於中心腐蝕案例的放射性核種具有約三倍的衰減作用，而對於近場釋放量較大的變異案例，地質圈的衰減效果則更為顯著。在機率性的中心腐蝕案例中，Ni-59 在近場與遠場的釋放量隨著模擬次數的增加而迅速趨於穩定。值得注意的是，即使考量到機率性計算的特性(失效容器的平均數量較低，最可能的情況是沒有容器失效)，遠場釋放量的百分位數仍然與平均值相當接近。

此外，研究還進行了多項敏感性分析，以探討不同因素對計算結果的影響，包括忽略近場的鈷吸附，結果顯示這會導致劑量當量釋放顯著降低，暗示在其他腐蝕案例中假設的鈷吸附可能較為保守。包含近場的溶解度限制則導致近場 Pb-210 的劑量顯著升高，原因是在某些模擬中 Ra-226 達到溶解度限制並在容器內部生成 Pb-210，但遠場劑量與中心腐蝕案例相似。研究也考慮了膠體傳輸的影響，並使用 MARFA 程式碼針對氣候變化導致的非穩態流動情節進行了模擬。此外，研究還分析了在較早失效時間下(約四萬四千多年)的初始平流的確定性計算結果。

研究進一步分析了使用非相關與完全相關離散裂隙網路模型的情節，結果顯示與半相關模型相比，這些情況通常會產生更大的近場劑量當量釋放。為了評估最佳可用技術 (Best Available Technique，

BAT) 的影響，研究探討了不同銅殼厚度 (25 mm 與 100 mm) 以及處置孔拒絕標準的影響。結果顯示，將銅殼厚度加倍可以使近場與遠場的劑量降低約兩倍。放寬處置孔的拒絕標準會導致更多容器失效，進而顯著增加遠場的劑量。由於腐蝕現象預期只會在水流速率較高的處置孔中發生，Q1 裂隙的流速並非限制因素，因此在腐蝕情節中，近場放射性核種的釋放速率被簡化為燃料的溶解速率或金屬部件的腐蝕速率乘以相應的核種庫存量，而 IRF 則被單獨處理。

總結而言，廢料罐因腐蝕導致失效是一個需要嚴謹評估的情節，研究通過多種不同的計算案例與敏感性分析，深入探討了各種因素對於放射性核種釋放與傳輸所造成的影響。儘管在某些變異案例中，放射性核種的釋放量有所不同，但整體而言，工程障壁系統與地質圈在限制與衰減放射性核種的釋放方面，仍然扮演著至關重要的角色。

#### 2.2.5. 剪切負載對廢料罐的影響

根據來源文件的描述，第五節探討了因剪切負載 (shear load) 導致的廢料罐失效情節。此情節是指在處置場閉鎖後，由於大型地震引發的次生岩盤移動，進而導致一個或多個廢料罐發生結構性破壞。報告中指出，根據主要報告的評估，此失效模式在參考的演化情節中發生的機率較低，但基於保守的估計，在一百萬年的評估期結束時，六千個廢料罐中至少有一個因剪切負載而失效的機率為百分之 0.79 (罐體累計失效率)。此外，主要報告亦提供了失效頻率隨時間變化的函數，並將其應用於剪切負載情節的機率性評估中。

針對此失效模式，分析中假設廢料罐的障壁功能完全喪失，亦即失效後，放射性核種的傳輸將不會受到容器本身的任何阻礙，且從失效到放射性核種開始傳輸之間沒有時間延遲。雖然地震造成的剪切作用可能會影響緩衝材料的完整性，但研究中假設廢料罐與剪切裂隙之間的有效緩衝材料厚度僅從原先的 35 公分減少至 25 公分。更重要的是，研究假定剪切作用會顯著增加相交裂隙的傳輸性，使得與處置孔相交的裂隙的等效流量 ( $Q_{eq}$ ) 值足夠高 (設定為每年  $1 \text{ m}^3$ )，以至於在近場的放射性核種傳輸過程中，該裂隙本身不再構成顯著的阻力。

由於難以準確評估剪切作用後地質圈的特性，因此在分析中不考慮地質圈對放射性核種的任何阻滯作用，這與腐蝕情節中仍考慮緩衝層及地質圈的阻滯作用有所不同。

在評估剪切負載情節造成的劑量時，研究考量了三種不同的失效時間：假定在十萬年後一個廢料罐失效、在一百萬年內的任何時間失效（機率性評估），以及早期失效（處置場封閉後一千年內）。在確定性計算中，針對假定在十萬年後失效的案例，由於不考慮地質圈的阻滯作用，因此近場計算的釋放量直接被視為遠場的釋放量。研究中並未包含瞬時釋放比例（IRF）的貢獻，但參考中心腐蝕案例的分析結果，IRF的貢獻被認為可以忽略不計，除了早期失效的案例外。

針對在一百萬年內失效的情節，研究進行了機率性計算，使用了半相關離散裂隙網路模型的基礎實現所產生的地質圈傳輸數據，平均失效的廢料罐數量為百分之 0.079（單一罐體平均失效率）。與假定在十萬年後一個容器失效的案例相比，若在較早的時間發生失效，初期劑量會受到 C-14 釋放的主導，之後則為 Nb-94，而長期則由 Ra-226 主導。

研究亦探討了剪切負載與緩衝材料中平流條件相結合的情節。由於假設發生大型次生剪切移動的裂隙中地下水流速可能較高，緩衝材料可能因此受到侵蝕而喪失其原有的阻滯功能。在此情節下，近場的設計概念與腐蝕情節相似，但近場的水流數據經過簡化處理，且如同其他剪切負載情節的後果計算，地質圈的阻滯作用仍被忽略。

此外，報告中也使用了分析模型來計算剪切負載與緩衝材料平流相結合，且失效發生在一千年至一百萬年之間的情節。為了更全面地評估風險，研究中也針對剪切負載情節應用了芬蘭的活動釋放限制，以及歐盟 SPIN 計畫（(Safety and Performance Indicators for the Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal, SPIN) 是一項歐盟主導的國際研究，旨在建立與推廣高放射性廢棄物地質處置場的「安全指標」與「性能指標」體系，補充傳統的劑量與風險指標，並提出如放射毒性通量等可與自然背景值比較的參考標準，以提升安全評估的多元性、透明度與國際可比性，現已被瑞典、芬蘭等國際安全評估廣泛採用）

提出的地質圈放射毒性通量方法，並將計算結果與場址中天然存在的放射性核種通量進行比較。

總結而言，剪切負載被認為是可能導致廢料罐失效並釋放放射性核種的潛在情節之一，儘管其發生的機率相對較低。在此情節下，廢料罐的障壁功能喪失，且地質圈的阻滯作用被悲觀地忽略不計，放射性核種的傳輸主要受到緩衝層的剩餘厚度及相交裂隙的流動特性所影響。研究通過確定性及機率性計算，以及對不同失效時間及條件的分析，評估了此情節下的潛在放射性後果。

#### 2.2.6. 假設性的殘餘情節

這些情節被視為基於 SR-Site 主要報告第 12.8 節分析後被歸類為殘餘的情節，以及一些額外的假設性失效模式及障壁失效案例，用以進一步理解處置場多重障壁系統的性能。

本節首先介紹了所探討的幾種主要假設情節。第一種是因靜水壓力負載導致的廢料罐失效，靜水壓力負載是指假設因靜水壓力導致廢料罐失效的負載情節，而靜水壓力崩塌是指研究中假設廢料罐因該負載而發生的失效模式。這在主要報告的分析中被認為是殘餘情節。第二種是一個假設性的失效模式，即廢料罐銅外殼上一個初始的微小針孔缺陷逐漸擴大形成較大的孔洞。此外，本節還分析了一系列額外的假設案例，在這些案例中，不同的工程障壁被假設完全喪失功能，以探討由此產生的後果。

接下來，報告詳細分析了因靜水壓力負載導致的廢料罐失效情節。研究中假設在處置場閉鎖後的一萬年及十萬年，各有一個廢料罐因靜水壓力崩塌而失效，並針對這兩種失效時間點進行了確定性與機率性計算，評估了近場劑量當量釋放及遠場年有效劑量。此外，由於全球性因素（如冰川負載，特指冰川循環（或冰河期）作為外部條件對處置系統產生的動態且長期的環境影響和壓力）及局部性因素（如材料缺陷、緩衝材料密度過高等）都可能導致此類失效，研究也考慮了多個廢料罐同時失效的極端情況，假設在相同時間點有六千個廢料罐失效，並分析了其近場及遠場的後果。分析指出，若多個容器同時失效，

且釋放發生在相同的生物圈對象，則後果將與失效容器的數量成正比。然而，若大量容器失效，則更適合使用針對分散釋放計算的生物圈劑量轉換因子（dose conversion factor, LDF），因為釋放預計會分散到多個地景對象。研究結論指出，與因緩衝層侵蝕的腐蝕情節以及忽略地質圈阻滯的剪切負載情節下的單一容器失效相比，靜水壓力負載導致的單一容器失效在一百萬年後的劑量較低。

隨後，報告深入探討了逐漸擴大的針孔失效情節。此情節假設廢料罐上存在一個初始的穿透性針孔，並在經過一萬年後擴大成較大的孔洞。研究使用 COMP23 及 FARF31 模型工具分析了近場及遠場的放射性核種傳輸，並使用 MARFA 程式碼進一步分析了遠場傳輸。針對此情節，研究進行了多個變異案例的分析，以檢視不同傳輸條件下的敏感性，包括是否考慮處置孔壁的熱致剝落效應。考慮剝落效應的基礎案例分析顯示，近場劑量主要由 C-14 及 I-129 主導，主要的釋放路徑為 Q1（與處置孔相交的裂隙）。遠場劑量同樣由 I-129 主導，Q1 亦為主要釋放路徑。當不考慮剝落效應時，近場劑量顯著降低，且 Q2（沉積隧道底部的開挖擾動區，若存在）及 Q3（與沉積隧道相交的裂隙）成為主要的釋放路徑，而遠場劑量與考慮剝落效應的情況相似，但 Q2 及 Q3 的釋放顯著主導。研究還探討了隧道回填失去膨脹壓力，形成隧道頂部空隙（Crown-space）的情況，此情況下的釋放量顯著增加。此外，研究也分析了不同開挖擾動區（EDZ）的傳輸性假設，結果顯示釋放量隨著 EDZ 傳輸性的降低而減少。研究總結指出，隧道頂部空隙案例導致的釋放量最高，而比較不同 EDZ 傳輸性的變異案例顯示，釋放量隨著 EDZ 傳輸性的降低而減少。熱致剝落被認為會降低緩衝層與岩石界面之間的傳輸阻力，而不考慮剝落效應的案例中，最大劑量約降低了四倍。

本節的 6.4 小節進一步利用逐漸擴大的針孔失效案例來探討地質圈障壁的性能。此部分使用確定性的初始核種庫存量以及所有與流動無關的近場及遠場參數，但由於缺陷容器的位置未知，有效劑量結果是所有可能缺陷容器位置的平均值，因此包含了流動相關參數的完整空間變異性。研究使用 COMP23 及 MARFA 進行近場及遠場傳

輸的模擬，MARFA 能夠處理沿傳輸路徑及不同傳輸路徑之間的空間變異性。研究探討了不同釋放路徑（Q1、Q2、Q3）的遠場釋放，發現 Q1 路徑的峰值釋放量最大，其次是 Q2 及 Q3。研究還分析了多條路徑（每個釋放點 10 條 Q1 路徑）的影響，以及土壤及隧道對於 Q1 及 Q2 路徑釋放的影響，結果顯示土壤及隧道提供的延遲作用對 Q2 釋放尤為重要。此外，研究還評估了隧道頂部空隙及不同 EDZ 傳輸性對 Q1、Q2 及 Q3 釋放路徑的影響，以及假設不可逆吸附的膠體促進傳輸的可能性。

最後，6.5 小節分析了額外的案例以說明障壁功能的喪失。這些案例包括：所有處置孔初始缺乏足夠的緩衝材料導致孔內出現平流條件（案例 A 及 A\*，後者同時假設岩石的阻滯能力喪失）；所有廢料罐初始存在針孔缺陷（案例 B 及 B\*）；所有廢料罐初始存在大型缺陷（案例 C 及 C\*）；所有廢料罐初始存在大型缺陷且缺陷處與處置孔壁之間缺乏緩衝材料（案例 D 及 D\*）；以及所有廢料罐初始存在大型缺陷，同時燃料及金屬發生快速轉化反應（案例 E 及 E\*）。對於每個案例，研究都考慮了地質圈阻滯能力完整（未標註星號）及喪失（標註星號）兩種情況。分析結果使用分散的、恆定的生物圈劑量轉換因子（LDF）進行初步評估，並在結論部分總結了所有案例在使用 LDF 及時間依賴性生物圈模型下的計算結果。研究指出，即使在所有容器都存在初始大型缺陷但障壁系統其餘部分完好的情況下（案例 C），地表最暴露個體的年劑量峰值也不會超過瑞典典型的背景輻射水平。然而，一些完全非現實的障壁完全喪失的案例（如案例 D\*）顯示，早期遠場釋放造成的劑量可能超過背景輻射。這些分析強調了各個障壁在限制放射性核種釋放及傳輸方面所扮演的重要角色。

本報告探討了多種可能影響深地處置場安全性的情節，包括但不限於因腐蝕、剪切負載、靜水壓力以及初始缺陷（如針孔）導致的廢料罐失效。針對每種情節，報告均採用了確定性與機率性的計算方法，評估了放射性核種從近場釋放到遠場，最終可能對人類及環境造成的潛在影響，並將計算結果與相關的法規限制作為比較。在總結部分，

報告強調各個情節下計算出的最大劑量值，以及這些劑量值與風險限制之間的關係。這有助於評估在不同假設條件下，處置場的設計是否能夠滿足長期的安全要求。

### 2.3. 瑞典SKB TR-10-52報告

本報告詳盡記錄並分析 SR-Site 模型中各個組件所採用的數據與參數值。該報告依循嚴謹的科學方法進行資料品質驗證，包含研究團隊提供的輸入資料、資訊來源與完整文件紀錄，並闡明這些資料在 SR-Site 及先前 SR-Can (瑞典 SKB 於 2006 年發表了 SR-Can 計畫的研究成果，該報告為針對 Forsmark 和 Laxemar 場址 KBS-3 處置長期安全性進行的「首次評估」(a first evaluation)。SR-Can 報告的內容涵蓋了處置場安全評估的諸多面向，並作為後續 SR-Site 評估的經驗基礎) 安全評估中的應用情形。

在近場模型方面，報告深入探討了廢料罐失效情況下的放射性核種釋出機制。在假設核燃料與容器外部之間存在連續傳輸路徑的前提下，報告詳細分析了容器內部物理化學狀態，以及缺陷尺寸與擴展時間之不確定性。溶解度限制分析採用 Simple Functions 試算表工具，根據熱力學數據與地下水組成計算放射性核種的溶解濃度。報告系統性地列舉需要熱力學數據的元素與相關地下水物種，並指出雖然計算通常在 25°C 下進行，但考慮到用過核子燃料衰變熱的影響，初期階段的溫度可能顯著高於此值。

針對工程屏障系統中的緩衝層與回填材料，報告提供了全面的物理特性數據，包括乾密度、飽和密度與孔隙率等關鍵參數。同時深入探討了不同類型物質（非帶電物質、陽離子、陰離子與銨）在這些材料中的有效擴散係數，並採用機率分布方式量化其不確定性範圍。報告更提供了各種放射性核種在緩衝材料中的岩石吸附分配係數。

在遠場模型方面，採用離散裂隙網絡方法進行地下水流動建模，報告詳細描述了裂隙的空間方向、尺寸分布與水力傳導特性。透過精確的水力測試方法 (Packer Flow Logging, PFL; Packer Slug Test, PSS。PFL 目的以確定哪些特定的岩層或裂縫貢獻了主要的地下水流量為

主，而 PSS 目的則是量化特定區段岩石或土壤的滲透性)獲取現地數據，同時也客觀評估了其局限性。在裂隙特性方面，報告闡述了裂隙剛度、水力開度與應力-滲透率關係，包括 CY 模型 (continuously-yielding joint model, CY model) 與法向應力指數表達式的理論應用。報告進一步分析了冰川循環對應力場與滲透率的動態影響，以及冰蓋位置對處置設施氧化還原環境的影響。

在開挖擾動區評估方面，基於先進爆破技術的實驗觀察與現場監測數據，報告確認隧道與豎井中並無連續性的開挖擾動區。報告提供了不同氣候條件下各種釋放路徑的達西流量與流動阻力的統計分析結果，並深入探討了基質擴散現象，包括未受擾動岩石基質與裂隙周圍岩石中的擴散特性，以及陰離子排斥效應對核種遷移的影響。

### 2.3.1. 數據品質控管

本節闡述了已識別數據的標準化驗證程序。該程序旨在對不同主題領域的數據進行系統性驗證，涵蓋概念不確定性、數據不確定性及自然變異性的量化評估，同時確保數據的可追溯性。經驗證的數據將作為 SR-Site 安全評估建模的關鍵輸入參數。本報告專注於 SR-Site 安全評估中對處置場安全具有重要影響的核心數據。這些數據包含實驗室與現場測量結果，以及用於解釋測量數據的詳細建模成果。驗證流程不僅著重於品質保證系統中的可追溯性要求，更強調對數據科學合理性的深入審查。

驗證過程依據標準化大綱(泛指規範化、統一且詳盡的評估框架或指南。它被用於資料品質驗證過程中，以對各個數據集進行系統性的分類評估。這份大綱明確定義了評估的範疇，確保數據評估的全面性和一致性，並要求針對大綱中的每個部分詳實說明具體內容)對各數據集進行分類評估。評估範疇涵蓋 SR-Site 建模應用、SR-Can 實踐經驗、數據提供者對 SR-Site 與 SR-Can 數據使用的專業意見、資訊來源與驗證文件、數據提供條件、概念不確定性、數據不確定性(包括精確度、偏差與代表性)、時空變異性、相關性分析、數據提供者驗證結果，以及 SR-Site 團隊的專業判斷。驗證流程包含多個關鍵階

段，從明確數據需求開始，由數據提供者進行初步驗證，接著 SR-Site 團隊進行評估並提出建議，再通過數據驗證會議確認最終成果，最後依標準程序完成審查。

標準化大綱中各部分均需詳實說明具體內容。"Modelling in SR-Site" 環節中，需要明確界定所需數據的規格及其在 SR-Site 建模中的具體應用方式。"Experience from SR-Can" 部分則需全面回顧數據在 SR-Can 中的應用經驗，包括使用條件、敏感性分析、替代建模方案、相關性研究與既有限制。

數據提供者需要明確列出主要數據來源，並根據可追溯性、透明度與科學合理性對數據集進行分類。其中，"qualified data" 指符合現行數據驗證框架的數據，而 "supporting data" 則指在框架外產生的數據。經同儕審查的文獻數據通常可歸類為 qualified data。"Data recommended for use in SR-Site modelling" 章節要求數據提供者以標準化表格形式呈現建模推薦數據，並提供完整的應用說明。

綜上所述，本章節為 SR-Site 安全評估中的關鍵數據選擇與驗證建立了嚴謹的科學基礎。通過整合模型導向方法與放射性核素傳輸需求分析，建立了完善的品質保證體系，確保數據的可靠性與適用性。報告特別強調透明度、可追溯性與不確定性評估的重要性，這些要素共同構成了放射性廢棄物處置長期安全論證的基石。

### 2.3.2. 用過核子燃料數據

本部分討論用過核子燃料相關數據，這些數據構成評估近場放射性核種傳輸源項的基礎要素。本章節系統性地彙整、記錄並驗證這些關鍵輸入參數，以支援 KBS-3 處置場長期安全評估 SR-Site 計畫。此章節涵蓋四個主要面向：放射性核種庫存數據、瞬時與腐蝕釋放分率、燃料轉化特性以及溶解度限值。

在庫存數據方面，本章節提供精確的放射性核種含量資訊，以活度 (Bq/罐) 或物質量 (mol/罐) 表示。這些數據涵蓋平均容器及八種不同類型容器的選定庫存。平均容器庫存是以 SKB 用後核燃料參考情節的總庫存除以預計容器總數 (6, 103 個) 而得。不同類型容器的定義基

於最大允許衰變熱(1, 700 W)及臨界安全考量，用以處理個別廢料罐庫存的不確定性。

瞬時釋放分率(IRF)及腐蝕釋放分率(CRF)為計算放射性核種從失效廢料罐釋出速率的重要參數。IRF代表廢料罐失效後，核種從燃料基質、間隙、晶界及積垢快速釋出的比例；CRF則表示因結構材料腐蝕而釋出的比例。SR-Site採用創新的概念模型，系統性地區分IRF與CRF，此方法較SR-Can及SR-97更為精確。研究團隊提供庫存及分裂氣體釋放(fission gas release, FGR)數據，而負責安全評估團隊則整合其他安全評估、文獻及實驗數據以估算這些參數。

燃料轉化特性研究著重於UO<sub>2</sub>用後核燃料基質在還原環境下的轉化速率，定義為年度轉化UO<sub>2</sub>量與基質總量之比。這些數據用於計算滲入廢料罐的水中核種濃度。實驗研究顯示，高燃耗雖使燃料氧化較為困難，但對UO<sub>2</sub>基質的氧化溶解影響不顯著。在還原條件下，高燃耗UO<sub>2</sub>燃料或MOX燃料的專門研究亦未發現燃耗增加的顯著效應。

溶解度數據反映了當地下水滲入失效廢料罐後，核種以溶解態釋出並達到飽和濃度的行為。當溶解物種濃度達到臨界值時，核種會形成固相沉澱，這些沉澱相的溶解度決定了廢料罐內核種的最大濃度。評估考慮了燃料周圍空間的特定條件，並在25°C下進行。特別關注了鐳與鉍的共沉澱現象，這在BWR I及PWR I型廢料罐中具有重要意義。

本節為KBS-3處置場的長期安全性評估提供了全面的科學依據，包含用過核子燃料的完整特性描述、釋放行為模型、基質溶解動力學以及核種濃度控制機制。這些數據的可靠性、不確定性評估及驗證方法，為SR-Site安全評估奠定了堅實的科學基礎。

### 2.3.3. 廢料罐數據

本章節詳細探討廢料罐相關參數數據，著重分析兩大核心面向：廢料罐完整性特徵參數以及失效演化特性。針對完整廢料罐，重點探討幾何與機械特性參數，包括銅外殼最小厚度、內部空隙體積及抵抗

機械負載能力等關鍵指標。銅外殼最小厚度依製造工藝與部位而異，罐筒部位達 48.4 mm，底部維持於 48.7 mm，頂蓋則為 48.1 mm(含 1 mm 識別標記)，焊接區域則為 47.5 mm，SR-Site 模型採用 47 mm 作為保守估計值。

內部空隙體積方面，依據用過核子燃料報告與廢料罐製造規範，BWR 型平均空隙體積為 1.1 立方米，PWR 型則為 0.79 立方米，綜合平均值為 1.0 立方米。此參數主要用於放射性核種傳輸模型的輸入數據，其空間變異性較小，主要取決於燃料組件在通道管中的實際佔用情形。值得注意的是，計算時並未考慮因地下水侵入而形成的腐蝕產物可能導致的空隙減少效應。

在抵抗機械負載方面，廢料罐需同時承受靜水壓力、周圍岩體剪切運動引起的剪切負載，以及膨潤土不均勻膨脹所導致的非對稱負載。根據製造規範，廢料罐在參考設計條件下具備足夠的機械強度以承受設計前提中規定的各類負載，包括冰期額外的冰蓋負載。SR-Site 評估中採用的最大剪切位移準則為 5 厘米，較 SR-Can 的 10 厘米更為嚴格。

廢料罐失效演化特性分析涵蓋三種主要失效模式：針孔生長失效、腐蝕失效及剪切負載失效。針孔生長失效假設初始存在 2 mm 半徑的缺陷，延遲時間設定為 1000 年，缺陷擴展至無限大的時間設為 10000 年。腐蝕失效情節採用最保守假設，即無延遲時間，一旦銅殼被穿透即視為完全失效。剪切負載失效則假設因岩體位移導致圓周裂縫形成，延遲時間設為 100 年，之後即假設廢料罐失去傳輸阻力。

這些參數數據構成 SR-Site 放射性核種近場傳輸模型的重要基礎。模型假設當廢料罐內形成連續水通道後，放射性核種即可自由溶解與擴散。這些數據的精確性與合理性對於評估處置場長期安全性具有決定性影響，尤其是在預測潛在失效情節下放射性核種釋放行為方面。

#### 2.3.4. 緩衝與回填材料數據

本部分詳細剖析緩衝材料(buffer)與回填材(backfill)的工程參數特性及其對處置場安全性的深遠影響。作為圍繞用過核子燃料廢料罐

的關鍵工程屏障組件，這些材料的物理化學性能與長期穩定性對確保處置場的整體安全具有決定性作用。本節系統性地探討參考緩衝材料與回填材的密度、孔隙率等核心工程特性，並闡述其對系統功能的影響。在材料選擇方面，參考緩衝材料採用經過嚴格測試及驗證的 MX-80 與 Ibeco-RWC (Deponit CA-N)膨潤土，這些材料具有優異的膨脹性能及離子交換能力；參考回填材則採用 Ibeco-RWC-BF 等級低膨潤土(Milos Backfill)，其特性經過全面評估適合處置場的運轉需求。

根據最新工程規範要求，緩衝材料的初始處置使用要求，必須嚴格控制在密度 1,950 至 2,050 kg/m<sup>3</sup>的範圍內，這一規格參數已通過緩衝材料生產報告的系統性測試得到充分驗證與確認。雖然回填材目前尚未明確規定絕對的目標密度值，但其密度參數對導水係數、力學強度、膨脹壓力等多項關鍵工程特性具有顯著影響，因此相關指標已被詳細列入回填材生產報告的設計基準中，並進行持續監測與評估。這些物理特性參數在 SR-Site 的多項分析模型中發揮著重要作用，包括但不限於熱-水力-力學耦合模型、水文地質模型、緩衝材料侵蝕模型等。值得特別注意的是，在進行擴散傳輸模擬時，必須採用特定定義的擴散可用孔隙率作為計算基礎，而非使用標準物理孔隙率，這一細節對確保模擬結果的準確性至關重要。

在研究方法上，本項目延續了 SR-Can 的研究基礎與經驗積累，保留了經過實踐驗證的參考緩衝材料配置方案，同時針對回填材進行了深入的優化設計與材料選擇改進。所有材料特性數據均經過供應商的嚴格實驗室測試與現場驗證，並通過與 SR-Site 研究團隊的多輪技術討論，全面確認其在處置系統中的適用性與可靠性。數據品質的驗證工作主要基於緩衝材料與回填材生產報告中記錄的系統性測試成果，這些測試涵蓋了材料在各種環境條件下的性能表現。

### 2.3.5. 地質圖資料

第六章深入探討地質圖的數據集，作為報告中篇幅最為豐富的章節，其涵蓋範圍包含地球化學、熱-水-力耦合、地質學、水文地質學以及溶質遷移等關鍵領域。這些數據對評估 KBS-3 處置場的長期安

全性具有決定性意義。該章節與評估模型流程圖 (AMFs) 的關聯性在表 2-4 中有詳盡說明，而附錄 A 中的補充地質圈數據則為水文地質模擬及第 6.6 節提供了重要支援。

在地下水化學成分方面，SR-Site 模型採用了雙軌模擬策略：一是專注於地下水化學成分的計算模型，二是將地下水化學成分作為輸入參數的模型。數據獲取主要依託於現有地下水成分分析以及水-岩反應平衡計算，並結合水文地質模擬成果。模型還包含了特定地下水組分（如氧氣等活性氣體）的遷移評估。

母岩熱特性研究著重於岩石的熱導率、熱容量、熱擴散率、熱膨脹係數等參數，並考慮處置深度的溫度分布。這些參數對評估用過核子燃料熱負載的影響至關重要，直接影響廢料罐之間的間距設計。研究綜合了 SR-Site 與 SR-Can 的建模經驗，並通過隨機模擬方法處理了地質與熱導率的空間變異性。

岩石力學研究提供了全面的力學特性數據，用於評估處置場在當前狀態及冰期應力變化下的穩定性。關鍵參數包括岩體彈性特性、密度、單軸抗壓強度、剝落強度、裂隙力學特性（剪切剛度、法向剛度）、摩擦係數、黏聚力、剪脹角以及原位應力狀態等。

在處置場建設影響方面，研究特別關注剝落現象與開挖擾動區 (EDZ)。這些擾動會影響地下水流動及溶質在裂隙岩體中的遷移行為，進而影響放射性核種的遷移風險評估。通過詳細的過程模擬，獲得了隧道壁面與處置孔壁的水力特性等關鍵參數。

地下水流動模擬採用了離散裂隙網絡 (DFN) 與等效連續多孔介質 (ECPM) 相結合的方法，並為連續多孔介質 (CPM) 模擬提供了均質流動與遷移特性。研究特別關注了變形帶之間岩體的特性，並定義了六個裂隙域 (FFM01-FFM06)。

在傳輸特性研究方面，分為流動相關與非流動相關兩個層面。流動相關特性包括佩克萊數 (Peclet number)、縱向延散度 (longitudinal dispersivity) 與最大穿透深度 (核種最大傳輸距離) 等參數，這些參數考慮了溫帶時期與不同冰緣氣候條件的影響。非流動相關特性則聚焦

於岩石基質的有效擴散率、擴散可利用孔隙率與吸附分配係數等場址特定參數。

本章的研究成果為 SR-Site 安全評估奠定了堅實的科學基礎，通過系統性地探討地下水化學、母岩熱特性、岩石力學、開挖損傷、地下水流動及溶質遷移等關鍵議題，建立了完整的地質圈特性資料庫。研究過程中特別注重數據的可靠性驗證、不確定性分析以及時空變異性的量化評估。

### 2.3.6. 地表數據

探討地表系統數據集的全面分析框架，這是相較於先前 SR-Can 數據報告的重要擴充。本章主要聚焦於氣候與氣候相關參數的系統性評估，以及景觀劑量轉換因子的深入探討。這些數據對於理解地表系統演化及其對處置場安全評估的影響具有決定性意義。

在氣候與氣候相關數據方面，研究涵蓋了廣泛的物理參數，包括氣溫與地表溫度變化、冰蓋厚度演化、永久凍土深度發展以及海岸線動態變遷等關鍵指標。這些參數通過嚴謹的科學方法進行量化，為建構未來冰期循環的參考情節提供了可靠的依據。特別值得注意的是，這些數據在 Forsmark 場址的應用中被用於多個關鍵的建模活動，包括冰蓋動態模擬、永久凍土發展預測、地下水流動與永久凍土的耦合分析、熱梯度與地熱流量計算，以及冰期條件下的應力演化與斷層穩定性評估等。

研究採用了系統性的方法處理數據不確定性，特別關注概念不確定性對模型預測的影響。通過整合場址調查數據、歷史重建結果以及先進的數值模擬技術，建立了完整的參數評估體系。這些數據不僅支持了處置場的安全評估工作，也為理解區域尺度的氣候演化過程提供了重要的科學依據。研究結果表明，在評估過程中，概念不確定性往往大於數據不確定性，這一發現對於制定適當的風險管理策略具有重要啟示。



### 3. 核種遷移數值模擬

核種遷移數值模擬在用過核子燃料最終處置的安全評估中扮演至關重要的角色，其重要性展現在以下幾個方面：

#### (1) 評估最終處置的安全性：

核種遷移評估是安全評估的主要工作項目之一。民眾對於用過核子燃料最終處置最大的疑慮是放射性核種釋出的問題，而數值模擬能用於分析當廢料罐失效後，放射性核種向外釋出並在地層中遷移的行為，從而評估其對地表環境可能造成的影響。

#### (2) 評估關鍵參數：

核種傳輸評估需要考慮多項相關的放射性核種特性，例如半衰期、溶解度、分配係數及擴散係數等。核種遷移的數值模擬有助於探討這些參數的重要性與不確定性，並評估不同環境條件變化對參數的影響。

#### (3) 建立及應用評估模型：

在發展出處置系統可能的演化情節後，通常會使用包含概念模型、數學模型及電腦程式的評估模型進行評估。核種遷移的數值模擬即是這些評估模型的重要組成部分。

#### (4) 分析核種於多重障壁系統中的傳輸行為：

數值模擬技術可用於模擬核種在緩衝材料、回填材料與處置母岩中的遷移行為。這有助於理解工程障壁及天然障壁對放射性廢棄物的圍阻及遲滯功能。

#### (5) 處理參數不確定性：

由於處置母岩及地質構造的異質性等天然因素，核種遷移相關參數可能存在不確定性。數值模擬可以藉由調整參數設定值，分析這些不確定性對核種傳輸結果的影響，並進行統計分析。

#### (6) 進行長期安全評估：

核種遷移的數值模擬是進行長時間尺度（例如數十萬年甚至百萬年）安全評估的必要手段。由於無法進行實際的長期實驗，數值模型成為預測及評估長期核種遷移行為的主要工具。

(7)情節分析與安全論證：

透過建立不同的情節（描述處置系統可能的替代演化），並利用核種遷移模型進行模擬分析，可以評估不同情節下放射性核種的傳輸與潛在影響，從而支持最終處置設施的安全論證。

(8)與安全標準比較：

數值模擬的結果，例如預測的輻射劑量，可以與相關的安全標準進行比較，以判斷處置設施是否能被法規與一般民眾接受。

總之，核種遷移數值模擬是理解放射性核種在最終處置環境中行為的關鍵工具，也是評估處置設施長期安全性的核心環節。它不僅能夠預測核種的遷移路徑及速率，還能幫助分析不確定性、評估工程及天然障壁的有效性，並最終支持安全決策的制定。

為了因應上述需求，各核能國家紛紛尋求或自行發展核種傳輸模擬體，但因各國處置條件不同，使用上也有相當大的區別，孰優孰劣，難以斷定。GoldSim 是一個公開發售的軟體，已被廣泛應用於多個國家及組織的放射性廢棄物管理項目中，例如美國能源部、西班牙放射性廢棄物管理機構(ENRESA)及日本原子能研究開發機構(JAEA)，由於其使用彈性，使用者不須具備程式撰寫能力，可透過其圖形介面，完成部分的核種傳輸模擬目的。

GoldSim 在 POSIVA 的安全論證中扮演著核心的腳色，主要用於放射性核種的釋放與傳輸模擬。以下是 GoldSim 的具體角色：

近場釋放與傳輸模型的主要程式碼：

POSIVA 預計使用 GoldSim 作為模擬放射性核種從核廢料罐在近場（包含緩衝材料及回填材料）釋放並進行傳輸的主要工具。

地質圈傳輸模型的選擇之一：

GoldSim 與 MARFA 程式碼皆可用於模擬放射性核種在地質圈（岩體）中的傳輸。具體選擇哪個程式碼取決於需要進行的計算類型。

用於處置系統的機率性敏感度分析：

在針對可能導致放射性核種釋放的情節進行分析時，GoldSim 將主要用於進行處置系統的機率性敏感度分析。

用於特定定率式計算：

GoldSim 將用於決定性計算，以分析放射性核種釋放到地表環境的空間分布。在需要此類資訊時，GoldSim 將僅用於近場模擬，而地質圈的模擬則會使用 MARFA。

與簡化模型 SIPRO 互補：

GoldSim 用於更全面及詳細的放射性核種傳輸模擬，而簡化模型 SIPRO 則用於在相同模型中評估整個處置系統，以評估數據不確定性的影響。因此，本計畫之執行，也將使用 GoldSim 做為案例分析與展示計算之用。

### 3.1. GoldSim

Goldsim 有多個模組，與核種(以下稱簡稱 RN)傳輸最相關的模組，當屬於 Radionuclide transport module (以下簡稱 RT)(GoldSim Technology Group, 2021a)，這個模組具備模擬衰變鏈(decay chain)RN 以及廢料罐的腐蝕的功能，因此本報告中所列之所有案例，皆採用 RT 來完成。

#### 3.1.1. 基本概念

Pathway 是構成 GoldSim 傳輸模型的基本元素，如果把傳輸模型視為一個積木搭建起來的物體，pathway 可以視為不同形狀的積木組件，在不違反物理定律下，pathway 完全可以按照使用者對問題的理解，隨意排列組合或互相取代。

對於裂隙介質而言，Pipe 是最常用的 pathway，其解題方式是利用 Laplace 數值反轉換，相較於有限元素、差分等數值方法，這對於計算衰變鏈核種(decay chain radionuclide)傳輸比較有利。其次，pipe 可以解決裂隙介質的 RN 基質擴散 (matrix diffusion)，而不需動用大量的計算資源。

在 GoldSim 中，我們主要目的是計算每種物質在特定時間內離開 pathway 的通量 (flux)。這一過程可以通過以下幾個方面來理解：

(1).通量的定義：

通量是指單位時間內通過單位面積的物質量。在環境工程及水文模型中，通量通常用於描述污染物或溶質從一個區域（如管道或水體）流出到另一個區域的速率。

(2).物質的濃度：

在 GoldSim 模型中，物質的濃度是指在流動的參考流體中，溶解的物質及吸附在懸浮固體上的物質的總濃度。這意味著我們不僅考慮溶解在水中的污染物濃度，還考慮那些附著在懸浮顆粒上（例如：膠體、病毒等）的污染物濃度。

(3).流動參考流體：

參考流體是指在模型中用於計算的流體，通常是水或其他流動介質。它的特性（如流速、濃度等）直接影響物質的運輸及擴散過程。

(4).時間函數：

計算通量時，GoldSim 將濃度視為時間的函數。這意味著隨著時間的推移，流體中的濃度可能會變化，從而影響物質的通量。例如，隨著污染物的釋放或流動，濃度可能會增加或減少，這將直接影響離開通道的物質量。

綜上所述，GoldSim 通過計算在 pathway 末端流動的參考流體中物質的濃度（包括溶解及吸附在懸浮固體上的部分），來確定每種物質隨時間變化的通量。這種方法有助於模擬及預測污染物在環境中的遷移及擴散行為。

### 3.1.2. Pipe的數學理論

定義通過 pipe 下游 L 處的通量為：

$$Flux_s = [Q \cdot SV_s \cdot c_m - (A_m D_s + \alpha \cdot Q \cdot SV_s) \frac{\partial c_m}{\partial x}] \Big|_L$$

首先，計算溶質於可移動區(mobile zone)的濃度變化，其統御方程式為：

$$\begin{aligned}
\frac{\partial c_{m \cdot s}}{\partial t} = & - \left( \frac{Q \cdot SV_s}{n_{m \cdot s} A_m R_{m \cdot s}} \right) \frac{\partial c_{m \cdot s}}{\partial x} : \text{advection} \\
& + \frac{A_m D_s + \alpha \cdot Q \cdot SV_s}{n_{m \cdot s} A_m R_{m \cdot s}} \frac{\partial^2 c_{m \cdot s}}{\partial x^2} : \text{dispersion} \\
& - \lambda_s c_{m \cdot s} : \text{radioactive decay} \\
& + \sum_{p=1}^{NP_s} c_{m \cdot p} \lambda_p f_{ps} S_{ps} \frac{AW_s}{AW_p} \frac{R_{m \cdot p}}{R_{m \cdot s}} \frac{n_{m \cdot p} SF_p}{n_{m \cdot s} SF_s} : \text{ingrowth from parent RN} \cdot p \\
& - \frac{F_{st \cdot s}}{n_{m \cdot s} A_m R_{m \cdot s}} : \text{mass flux from mobile to immobile zone}
\end{aligned}$$

質量在移動區與不移動區的交換通量，可以定義為：

$$F_{st \cdot s} = F_{md \cdot s} + F_{sd \cdot s}$$

其中，到基質質量通量為

$$F_{md \cdot s} = - \sum_{im=1}^{NMD} P f_{im} D_{im \cdot s} \left. \frac{\partial c_{im \cdot s}}{\partial z} \right|_{z=0}$$

而往滯水區 (stagnant zone) 質量通量為

$$F_{sd \cdot s} = \beta \cdot SF_s \cdot Q (c_{m \cdot s} - c_{sd \cdot s})$$

$Flux =$  溶質通量 ( $M/T$ )

$Q =$  體積流量率 ( $L^3/T$ )

$SV_s =$  懸浮固體傳輸因子

$$SV_s = \frac{1 + c_{ss} \cdot vm_{ss} \cdot K_{ss \cdot s}}{1 + c_{ss} \cdot K_{ss \cdot s}}$$

$vm_{ss} =$  懸浮固體速度增量因子

$A_m =$  移動區截面積 ( $L^2$ )

$D =$  移動區擴散係數 ( $L^2/T$ )

$D_{im \cdot s} =$  岩石基質擴散係數 ( $L^2/T$ )

$\alpha$  = 延散度 (L)

$R_{m,s}$  = 移動區遲滯係數

$$R_{m,s} = \frac{PT \left( \rho_c K_{c,s} + n_{c,s} \right)}{A_m n_{m,s} SF_s \theta} : \text{effect of coating}$$
$$+ \frac{\rho_p K_{p,s} + n_{m,s} SF_s \theta}{n_{m,s} SF_s \theta} : \text{effect of infilled material}$$

$P$  = 浸濕週界 (L)

$T$  = 裂隙塗層 (coating) 厚度 (L)

$\rho_c$  = 塗層體密度 ( $M/L^3$ )

$\rho_p$  = 填充物質體密度 ( $M/L^3$ )

$c_{m,s}$  = 移動區溶質濃度 ( $M/L^3$ )

$c_{sd,s}$  = 滯水區溶質濃度 ( $M/L^3$ )

$n_{c,s}$  = 塗層孔隙度

$n_{m,s}$  = 移動區孔隙度

$\theta$  = 飽及度

$SF_s$  = 懸浮固體儲存因子

$$SF_s = 1 + c_{ss} K_{ss,s}$$

$c_{ss}$  = 懸浮固體濃度 ( $M/L^3$ )

$K_{ss,s}$  = 溶質於懸浮固體分佈係數 ( $L^3/M$ )

$K_{c,s}$  = 溶質於塗層分佈係數 ( $L^3/M$ )

$K_{p,s}$  = 溶質於填充物分佈係數 ( $L^3/M$ )

$F_{md,s}$  = 溶質進如岩石基質通量 ( $M/T/L$ )

$f_{im}$  = 可用的浸濕週界比例

初始條件為，

$$c_{m,s} = f(x, t = 0)$$

邊界條件為

$$\left[ Q \cdot SV_s \cdot c_m - (A_m D_s + \alpha \cdot Q \cdot SV_s) \frac{\partial c_m}{\partial x} \right] \Big|_{x=0} = F_{bc}(\text{user specified} \cdot \text{inlet})$$

$$c_{m,s}(x \rightarrow \infty, t) = 0$$

### 3.2. 不吸附核種-I-129分析

I-129 在長期近場及遠場的劑量當量釋放中扮演關鍵角色，其特殊的物理化學特性使其成為安全評估中的重要核種。

在廢料罐等靜壓負載情節分析中，數值模擬結果指出，當廢料罐於約 10,000 年後失效時，I-129 的釋放量在總釋放量中占主導地位 (SKB, 2010b)。這主要歸因於其極低的滯留特性，以及在處置系統中的高移動性。值得注意的是，即使在保守假設下（如廢料罐初始存在缺陷的情節），I-129 仍被列為必須持續監測的重要核種之一。

從物理化學特性來看，I-129 具有顯著的瞬時釋出特徵。它具有高水溶性，且不易被工程障壁系統（如緩衝材料）和天然障壁（如母岩）所吸附。這些特性，加上其長達  $1.57 \times 10^7$  年的半衰期，導致 I-129 在近場和遠場的釋出行為呈現高度一致性。這種現象與氯-36 (Cl-36) 的行為模式相似。

在系統安全分析中，研究發現當廢料罐發生破壞時，I-129 會呈現顯著的瞬時釋出特徵。其長期釋出率近似等於從燃料基質的釋出率，這主要是由於其獨特的近乎零吸附性質和長半衰期特性所致。特別是在地震事件情節中，尤其是在早期階段，I-129 會與其他瞬時釋出核種一同溶解於地下水中。隨後，這些核種將透過擴散和平流作用在裂隙網絡中傳輸。

在多重情節分析中，包括廢料罐腐蝕及剪力失效情節，I-129 與 Cl-36 均被確認為主導遠場釋出的關鍵核種，對生物圈參考群體的年有效劑量具有顯著影響。這兩種核種的分配係數（Kd 值）均為零，導致其在處置岩體中幾乎不受遲滯效應影響。然而，值得注意的是，這些核種在近場的早期脈衝釋放模式會因遠場傳輸過程中的延散及基質擴散效應而得到一定程度的緩解。

核種在近場的早期脈衝釋放模式在進入遠場時會被傳輸機制緩解：

延散效應 (Dispersion): 核種在裂隙水中的平流與延散作用會導致核種團塊擴展，稀釋濃度峰值。

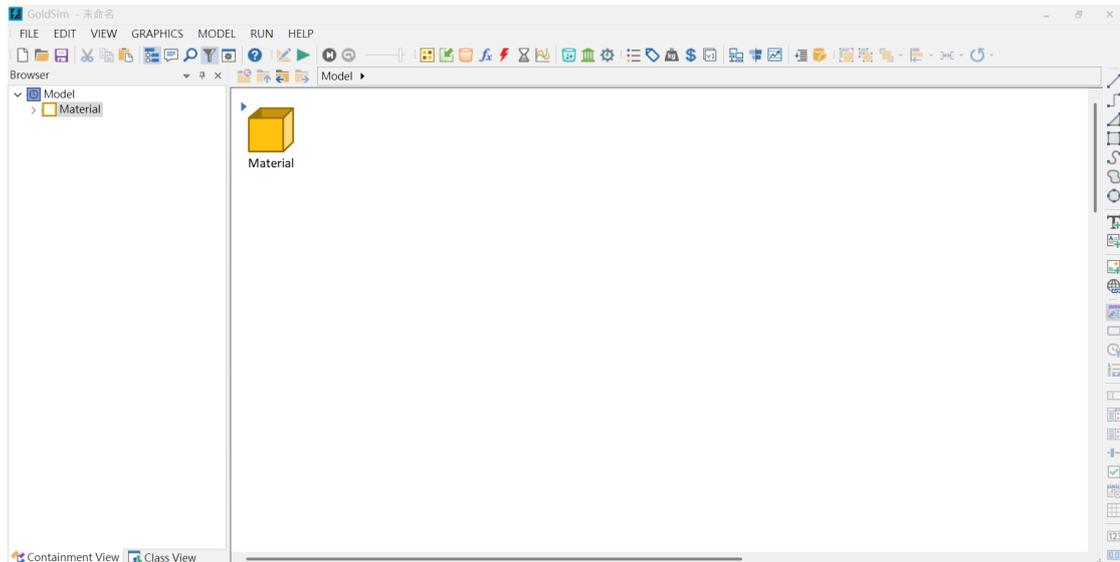
基質擴散效應 (Matrix Diffusion): 核種從裂隙水擴散進入岩石基質的靜止孔隙水空間。這個過程提供了巨大的物質交換緩衝空間，有效地將早期釋放的尖銳峰值拉長並平滑化。

綜合評估表明，I-129 因其卓越的移動性、微弱的吸附性及極長的半衰期，在放射性廢棄物處置系統的長期安全評估中占據極其重要的地位。這些特性使其成為評估處置設施對環境影響及人類健康風險時不可忽視的關鍵核種。在進行生物圈劑量轉換因子分析時，I-129 與 Cl-36 被識別為造成最高年風險的主要放射性核種。由於 I-129 的重要性，本研究第一個模擬案例，將以 I-129 作為研究標的，以 GoldSim pipe 進行 I-129 在裂隙介質中的模擬分析。

### 3.2.1. 展示案例

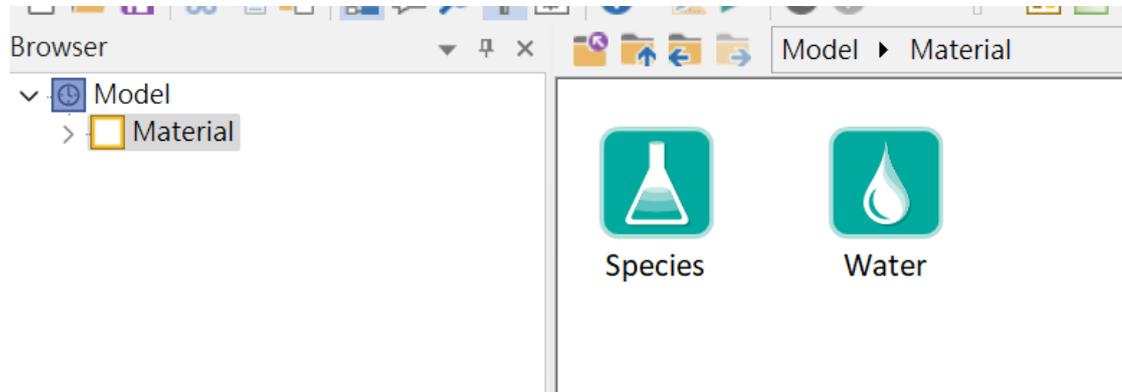
先建立第一個模擬的展示案例，使讀者熟悉 GoldSim 介面，建立模型的各步驟，以截圖方式呈現，方便供讀者參考，惟相關步驟為筆者習慣性做法，並非 GoldSim 公開之標準程序，讀者在建立自己的模型時，可以根據自身對模型的理解，建立自己的建模程序。

打開 GoldSim 之後，是一個類似檔案總管的空白配置



Material 是一個 container，container 類似資料夾，使用者可以根據模型需建立多個 container，以方便管理自己的模型。打開 Material

之後，可以看到 2 個 element，species 是輸入污染物/核種的地方，Water 顧名思義，假設流體是水



點開 species，就可以開始編輯核種，species 可以容納多個核種，但在這個案例裡，只需輸入 I129，作為唯一一個 species，並輸入其半衰期，如下圖所示。

Edit Species: Species1

<< Previous Next >>

Species ID: I129  Isotope

Description:

Decay Properties

Molecular (or Atomic) Weight: 129 g/mol

Half-life: 1.57e7 yr  Radioactive

Decay Rate: 1.21e-10 1/day = 0.69315 / Half-life

Specific Activity: 6.531e+06 Bq/g Bq/g

Daughter-1: none Stoichiometry:

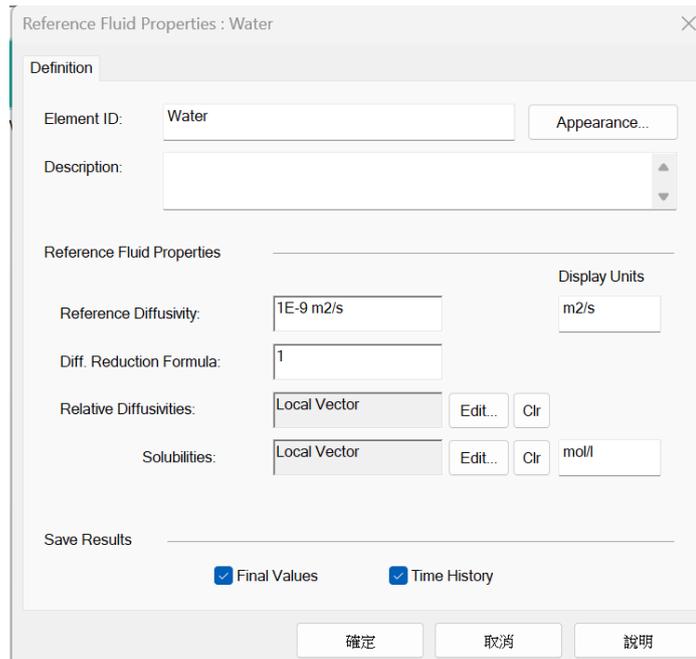
Daughter-2: none Stoichiometry:

Daughter-3: none Stoichiometry:

Daughter-4: none Stoichiometry:

Close Help

Water 裡面輸入 I-129 在自由水中的擴散係數  $1E-9 \text{ m}^2/\text{s}$ ，溶解度內定為無限大(-1)，此設定適用於 I-129，離開 Water。



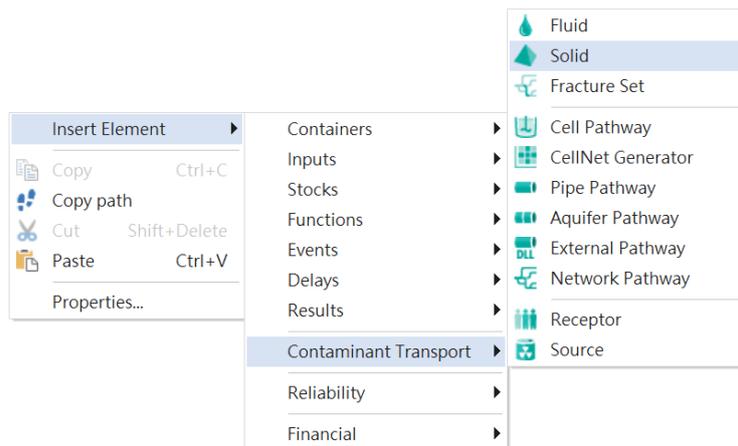
下一步為幫模型指定系統中的固體相，因此新增一個 solid element



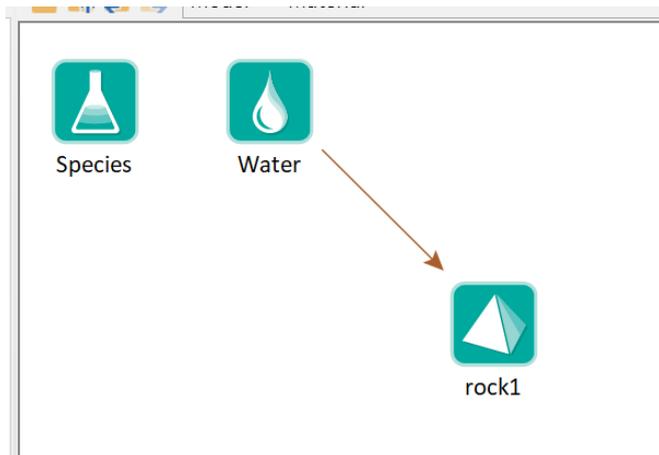
Species



Water



本例中，將 solid 命名為 rock1



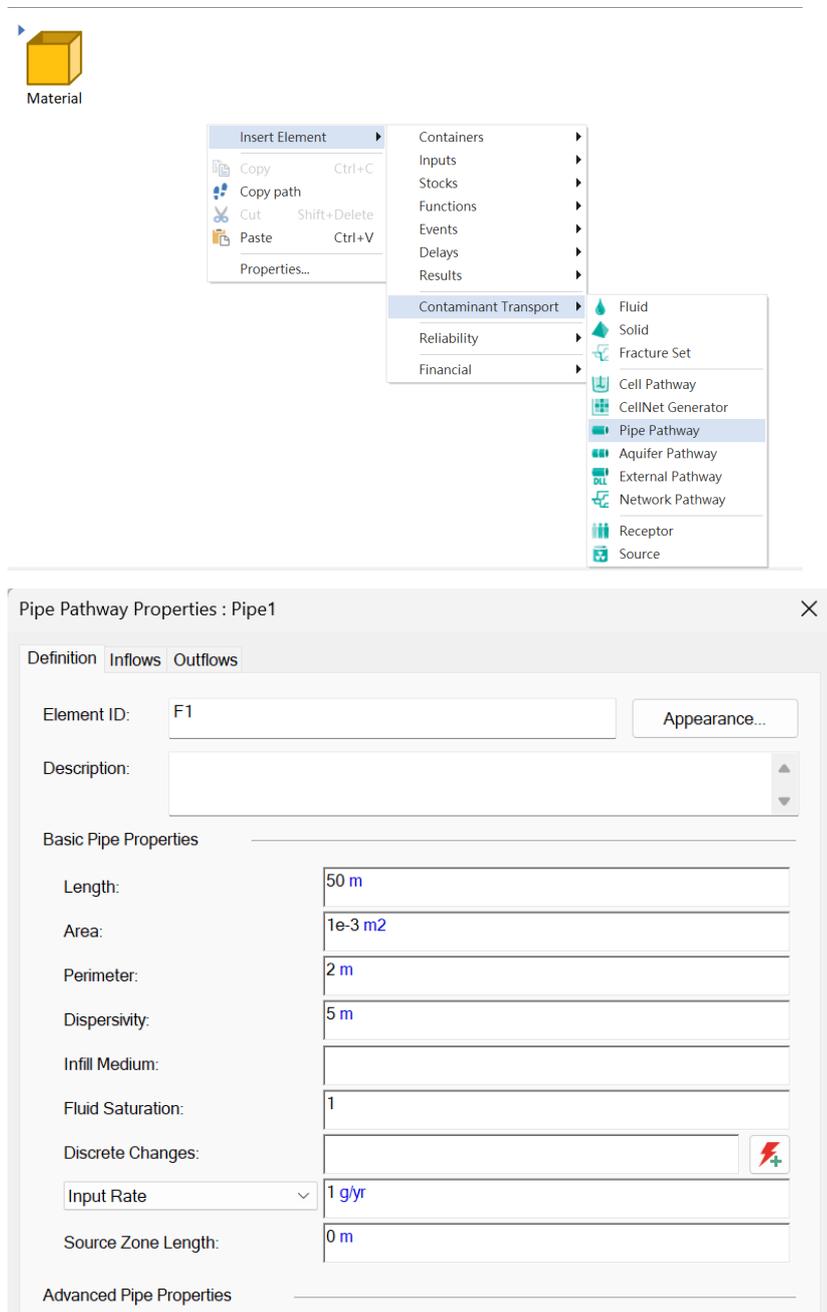
一增加完 solid 之後，可以發現 Water 馬上與之產生連結，表示兩者在模型中，相互有關。

打開 rock1，輸入相關數值，體密度  $2650 \text{ kg/m}^3$ ，孔隙度 0.01

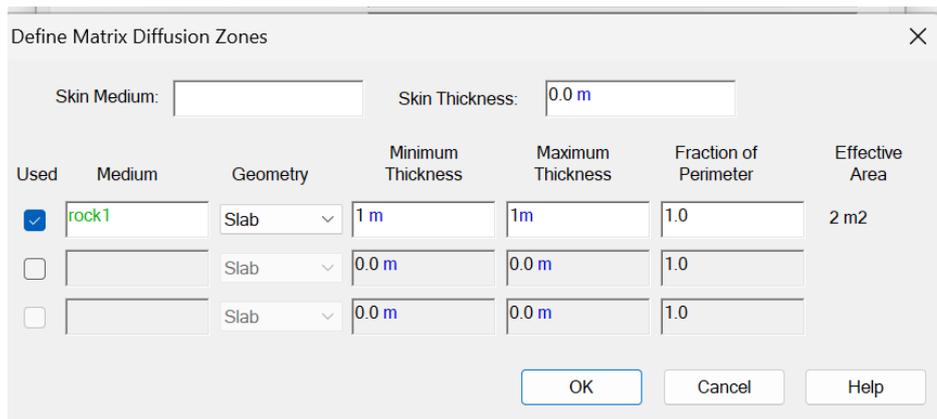
partition coefficients 代表  $K_d$  值，此處設為 0.0

	Value
I129	0.0 m3/kg

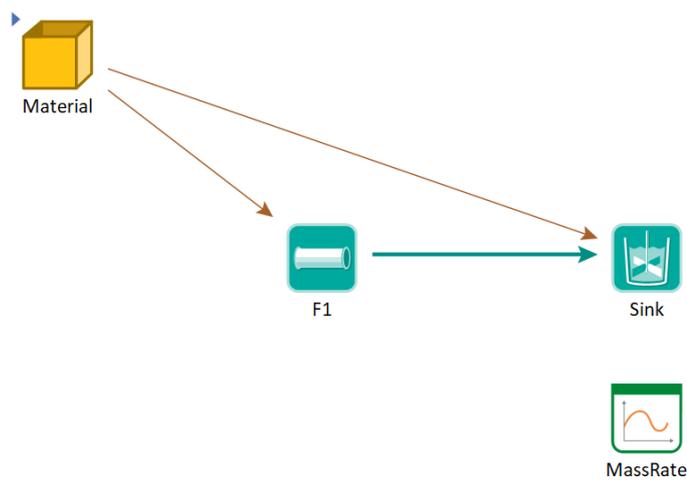
回到模型最外層，新增 pipe element，命名為 F1，代表裂隙。



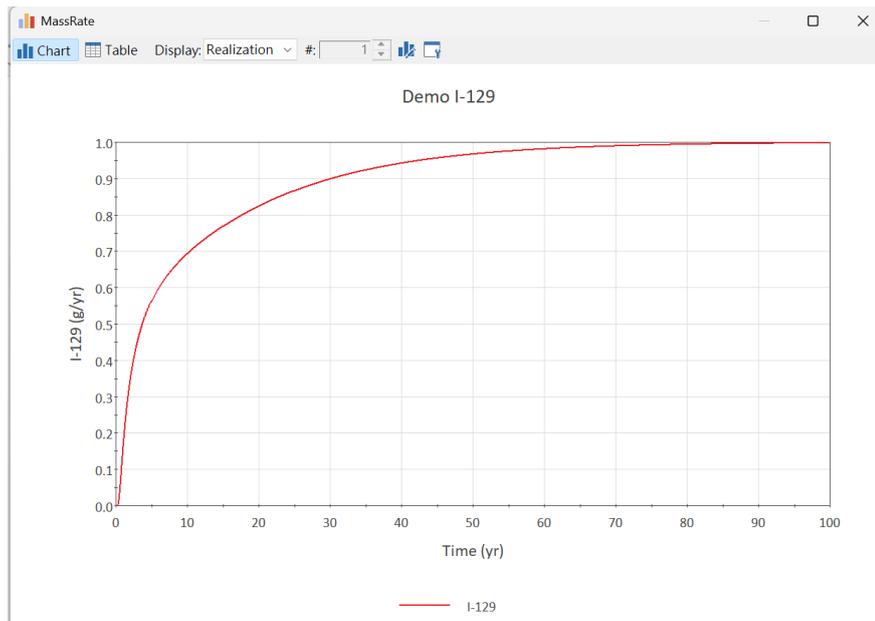
接下來點擊 Matrix Diffusion Zones 來設置，岩體基質擴散相關參數。



回到模型最上層，為了保持質量守恆，必須為系統設置一個匯 (sink)，到此一步驟，一個簡單的模型已大體完成，可以同時設定一個展示圖表的 element，名為 MassRate



因為 I-129 不吸附，運算時間不需太長，此處假設 100 年，從結果圖來看，在接近 90 年時，I-129 的質量通率已到達最大值



若想重新繪圖，可以點擊左上方 Table

Time (yr)	Result: I-129 (g/yr)
0 yr	0
0.1	9.38e-8
0.2	0.0002123
0.3	0.003613
0.4	0.01489
0.5	0.0339
0.6	0.05776
0.7	0.08386
0.8	0.1105
0.9	0.1366
1	0.1617
1.1	0.1856
1.2	0.2081
1.3	0.2292
1.4	0.2491
1.5	0.2677
1.6	0.2852
1.7	0.3016

利用類似 EXCEL 操作方式，複製到想使用的繪圖軟體，至此，展示用的案例，到此結束。

### 3.2.2. I-129模擬案例

仍選定 I-129 作為模擬標的，與前一節不同的是，本節內容涉及參數不確定性與敏感度分析，所使用參數則參考本土以及國外文獻。在探討 GoldSim 處理不確定性的方法時，我們需要深入理解其核心機制。GoldSim 採用機率分佈方法來表達真實世界系統中的固有不確定性，並透過蒙地卡羅模擬技術將這些不確定性轉化為可量化的結果。在建模過程中，系統會執行多次實現(realization)，每次實現都會從預先定義的機率分佈中抽取不同的輸入值，藉此模擬系統的各種可能狀態。

#### 3.2.2.1. 參數不確定性分析方法論

GoldSim 的不確定性處理框架包含多個關鍵組成部分。首先，透過隨機元素功能，使用者可以定義各種機率分佈來描述不確定的輸入數據。這些分佈可以是常態分佈、三角分佈、均勻分佈、對數常態分佈或韋伯分佈等。機率分佈的參數可以通過直接數值輸入、元素連結或複雜表達式來指定，為建模提供極大的靈活性。

在不確定性的傳播方面，GoldSim 採用迭代計算方法，透過多次模擬運行來生成結果分佈。這種方法能夠有效捕捉並量化系統中的不確定性，特別是在污染物傳輸預測等複雜應用場景中。系統還提供了相關性分析功能，使用者可以定義並量化不同隨機變數之間的統計關聯，從而更準確地反映現實系統中的相互依存關係。

更進一步，GoldSim 提供了全面的情節分析及敏感度分析工具。這些工具不僅可以用於探索不同假設條件下的模型行為，還能幫助識別對模型結果影響最顯著的不確定性因素。通過這種系統化的分析，研究人員可以優先關注最關鍵的不確定性來源，從而提高模型的預測準確性及可靠性。

綜上所述，GoldSim 採用了一套完整的不確定性處理方法論，結合了先進的機率分佈表示技術及蒙地卡羅模擬方法。這種綜合方法使得決策者能夠更全面地理解系統的風險及機遇，為制定更穩健的決策

提供了科學依據。同時，系統對變異性及認知不確定性的明確區分，以及對參數間相關性的詳細考量，進一步提升了模型的實用價值及可信度。

#### 3.2.2.2. 參數敏感度分析方法論

GoldSim 實施敏感度分析時採用兩種主要方法學，這些方法能有效評估模型輸出對輸入參數變化的響應程度及其定量特性。這些分析方法在工程決策及風險評估中具有重要的應用價值。

第一種方法為單變數變動分析，其核心原理是在控制其他參數保持不變的情況下，系統地改變單一輸入變數並觀察其對模型輸出的影響。該方法主要針對 Stochastic 元素或 Data 元素進行分析，通過在預定範圍內對目標變數進行系統性取樣，執行確定性模擬以獲取相應的輸出響應。在實施過程中，分析者需要明確指定感興趣的模型輸出指標、選擇待分析的獨立變數、定義每個變數的變動範圍（包含上限值、中心值及下限值），並確定取樣點數量以保證分析的精確度。

GoldSim 為單變數變動分析提供了多種結果呈現方式：中心值結果顯示所有獨立變數位於中心值時的輸出狀態；龍捲風圖以視覺化方式展現各輸入變數對結果的敏感程度；X-Y 函數圖描繪各獨立變數與輸出之間的函數關係；結果資料顯示則以表格形式詳細記錄各取樣點的數值及其對應的輸出結果。

第二種方法為統計敏感度分析，這種方法建立在蒙地卡羅模擬的基礎上，通過分析多次實現的統計特性來評估模型的敏感度。在每次模擬中，系統會同時對所有 Stochastic 變數進行取樣，從而能夠捕捉變數間的相互作用。該方法計算多種統計指標，包括決定係數、相關係數、標準化迴歸係數、偏相關係數以及重要性量度等。此外，完整的相關矩陣能夠全面展現所有選定變數之間的相關性強度。

這兩種敏感度分析方法各具特色且相輔相成。單變數變動分析著重於解析個別參數的影響機制，能夠提供直觀的定量評估結果。統計敏感度分析則關注系統的整體表現，通過統計學方法揭示變數間的複雜交互作用。分析人員可依據具體的研究目標及模型特性，選擇適當

的分析方法或將兩種方法結合使用。值得注意的是，在執行敏感度分析的過程中，系統會暫時停用自動結果匯出功能，以確保分析的準確性及效率。本研究所使用的敏感度分析將選擇單變數變動分析法，這個方法比較直覺，所需要的計算機資源也較低，對於主管機關進行審查工作時較為有利。

### 3.2.2.3. 定率式分析

定率式分析 (Deterministic Analysis) 採用單一固定值作為模型輸入，這種方法在模型設計中具有其獨特價值。在確定性分析框架下，模型僅執行單次運算，所有隨機變數 (Stochastic elements) 均被賦予特定的確定性數值 (deterministic value)。這些數值可能源自隨機變數的平均值 (mean)、中位數 (median)、特定分位數 (quantile) 或使用自訂值。此方法的核心特徵在於其簡化了不確定性處理，採用固定參數值進行計算，從而產生單一且明確的輸出結果或時間序列。

定率式分析的一個重要應用是單變數變動分析 (one-at-a-time analysis)。這種分析方法通過系統性地改變單一輸入參數，同時保持其他參數不變，從而評估特定參數對模型輸出的影響程度。由於其計算資源需求相對較低，確定性分析特別適用於模型開發初期階段的快速評估及特定情節分析。

首先進行單變數變動分析的是岩石基質中  $K_d$  (在本報告中，若沒有特別說明，則參數使用單位與表 1 一致)，在圖 3-1 中， $K_d$  由小到大分別為 0.0,  $1.0e-6$  以及  $1.0e-5$ ，大部分的文獻大致都認同 I-129 的  $K_d$  值為 0.0，圖 3-1 的目的是展示  $K_d$  對在所設計模型中，對 I-129 的遲滯效果，選用的  $K_d$  值都很小，較符合 I-129 的需求。由圖中可以看出，3 條穿越曲線 (breakthrough curve, BTC) 形狀一致，呈現標準的 S 形狀， $K_d$  越小，I-129 爬升越快，由於輸入端假設為連續注入，因此，相對濃度都會到達 1。值得一提的是，即使賦予 I-129 小量的  $K_d$  值，只要不等於 0，對於 I-129 都有遲滯效果，例如：比較  $K_d$  為 0 與  $1.0e-5$  的案例，要達到相同的濃度，其時間相差了一個數量級。

岩石基質有效擴散係數(effective diffusion coefficient)在核種遷移過程的研究中具有極其重要的科學意義。此參數不僅是描述核種在地質環境中傳輸與滯留行為的關鍵指標，更是深層地質處置安全評估中不可或缺的基礎數據。

在深層地質處置的安全評估體系中，基質擴散被公認為限制核種在遠場傳輸的主要滯留機制。此過程涉及溶解態核種從動態裂隙水體系向周圍靜止的岩石基質孔隙水體系的擴散遷移。有效擴散係數作為描述此複雜過程的核心參數，其重要性不言而喻。

從微觀角度而言，有效擴散係數直接決定了核種進出岩石基質的動力學特徵。當係數值較高時，核種更易進入岩石基質，這不僅增加了核種與礦物表面的接觸機會，同時也強化了吸附作用，最終導致核種整體遷移速率的顯著降低。反之，較低的係數值則會制約核種向基質遷移的程度，從而減弱滯留效應。圖 3-2 是假設不同有效擴散係數的 BTC，擴散係數越小，岩層基質對於核種的影響力越薄弱，也就是說核種傳輸行為會越趨近於無基質遲滯狀態，從 3 條濃度 BTC 可充分看出這個現象。對於 I-129 這種幾乎不吸附的核種而言，若少了基質擴散作為主要遲滯機制，則會以近乎等同水流速度進行傳輸。

在傳輸模型的建構過程中，視擴散係數(apparent diffusion coefficient)的準確估算高度依賴於有效擴散係數的測定。視擴散係數綜合考慮了孔隙介質的幾何特性（包括孔隙率與曲折度）以及溶質在固-液相界面的相互作用，反映了宏觀尺度下的實際擴散行為。需要特別注意的是，有效擴散係數往往會因孔隙結構的複雜性而呈現非線性變化。

遲滯因子的計算與確認離不開有效擴散係數的精確測定。該因子與孔隙率、岩石乾密度及分配係數共同構成了完整的遲滯作用評估體系，用以量化核種在介質中的遷移速率相對於地下水流速的減緩程度。基質擴散通過擴大核種與固相的接觸面積，顯著增強了整體遲滯效應。

在實際的安全評估工作中，有效擴散係數是核種傳輸模型（如 GoldSim）的必要輸入參數。這些模型的預測結果直接關係到放射性

核種潛在外釋對生物圈的影響評估，因此，確保有效擴散係數測定的準確性與可靠性顯得尤為重要。

值得注意的是，岩石基質的有效擴散係數受多重因素的動態影響：岩石的礦物組成、孔隙結構特徵（包括孔隙率、曲折度及連通性）、地下水的地球化學特性（離子強度、pH 值、氧化還原電位）以及環境條件（溫度、壓力）等。特別地，陰離子排斥效應可能導致陰離子的有效擴散係數降低，而鑽探作業引起的機械擾動也可能改變岩石的孔隙結構，進而影響有效擴散係數。

為獲取具有代表性的有效擴散係數數據，需要系統性地進行現場調查與實驗室研究。這包括在現場鑽孔中進行的現地擴散試驗，以及在實驗室條件下對岩心樣品實施的穿透擴散實驗。這些研究成果為確定場址特定條件下的有效擴散係數及其不確定性範圍提供了科學依據。除核種遷移外，有效擴散係數在鹽類傳輸與緩衝材料穩定性研究中也扮演著重要角色。這對於評估處置設施近場環境中地下水的地球化學演化過程以及緩衝材料(如膨潤土)的長期穩定性具有深遠影響。

岩石基質有效擴散係數是深層地質處置系統中核種長期行為研究的基石。它不僅直接影響核種的滯留機制，更是安全評估工作中的關鍵參數。準確理解並量化有效擴散係數及其相關不確定性，對確保用過核子燃料最終處置的長期安全性具有決定性意義。

圖 3-3 展示核種於岩石基質擴散深度的影響，岩石基質的擴散深度對核種在深層地質處置場中的遷移與遲滯行為具有顯著影響。此參數不僅直接決定了核種在岩石基質中的空間分布特徵，更是影響整體處置系統安全性能的關鍵因素。

在長期遲滯機制方面，擴散深度直接控制了核種可進入的岩石基質體積。當核種能夠深入岩石基質內部時，其與礦物表面的接觸面積顯著增加，強化了吸附作用的效果，從而延長了核種的遲滯時間。這種基於擴散深度的遲滯效應是深層地質處置系統多重障壁功能的重要組成部分。

從物質交換的角度來看，核種從動態裂隙水向靜止孔隙水的擴散過程受到擴散深度的制約。較大的擴散深度不僅提供了更大的物質交

換緩衝空間，同時也增強了系統對核種的稀釋能力，有效降低了裂隙水中的核種濃度。此外，擴散深度還影響著核種在固-液相界面的分配行為。

時間尺度效應在核種擴散過程中扮演著重要角色。短期內，核種主要集中在岩石基質的表層區域，但隨著處置場運轉時間的延長，核種逐漸向更深層擴散。因此，在安全評估中必須考慮不同時間尺度下擴散深度的動態變化特徵。

值得注意的是，當裂隙水中核種濃度降低時，基質中的核種會發生回釋現象。這種回釋過程的動力學特徵直接受到擴散深度的影響，表現為低濃度核種的持續釋出。擴散深度越大，回釋過程持續時間越長，但釋出通量相對較低。

在核種遷移模型中，岩石基質擴散通常簡化為垂直於裂隙面的一維擴散過程。模型中設定最大穿透深度參數用於限定核種擴散範圍，這種簡化雖然無法完全反映實際三維裂隙網路中的複雜擴散行為，但在工程實務中具有重要的應用價值。某些情況下，模型也會採用無限深度假設以評估極端情況下的系統響應。

岩石基質的本徵特性，如孔隙率、曲折度及連通性等，通過影響有效擴散係數進而決定實際擴散深度。此外，岩石的礦物組成及吸附性質也是影響擴散行為的重要因素。特別地，在裂隙附近可能形成具有特殊性質的蝕變帶，其獨特的物理化學特性會改變局部區域的擴散行為。

在裂隙網路系統中，低滲透性裂隙中的遲滯水體增加了周圍岩石的整體擴散能力，實質上擴大了核種擴散的有效作用範圍。考慮到系統的複雜性，數值模型中往往需要考慮不同類型基質單元與裂隙的空間分布關係，以提高模擬精度。

在處置場安全評估體系中，準確表徵岩石基質擴散深度及其時空變化特徵是核種遷移預測的基礎。任何關於擴散深度的估計誤差都可能導致核種遷移速率及釋出量預測的顯著偏差，進而影響整個安全評估的可靠性。

綜上所述，岩石基質擴散深度是深層地質處置系統中核種長期行為的決定性參數之一。通過影響核種在岩石體積中的分布特徵，該參數直接控制了系統的遲滯能力及潛在的釋出風險。因此，在安全評估過程中，必須系統考慮擴散深度及其相關不確定性，以確保放射性核種遷移預測的科學性及可靠性。

裂隙開口寬度之影響與重要性係於放射性廢棄物最終處置之安全性評估中扮演關鍵角色。根據系統性研究分析顯示，處置設施周圍母岩中之裂隙（Fractures）開口寬度對地下水流動具有顯著影響。

依據 SNFD2017(台灣電力公司，2016c，2016b)支援報告之論述，處置設施開放空間之地下水流動特性主要受貫穿隧道導水裂隙之水力特性所支配。此外，隧道導水裂隙之水力特性亦會改變地下水流動方向與流線分布，並可能引發地下水位之變化，造成淺層地表水向深層母岩移動，或深層地下水向上移動之現象，而此等水文變化程度與裂隙開口寬度呈現高度相關性。

根據 SNFD2021(台灣電力公司，2023)初步安全論證報告指出，岩體力學性質對處置設施之配置及安全功能具有重要影響，其中裂隙之幾何分布特性及開口寬度等參數更為影響岩體力學性質之關鍵要素。就水文地質條件評估而言，裂隙開口寬度為場址描述模型中水文地質模式之重要參數，其精確評估有助於預測地下水流動模式與速率，對於評估放射性核種自處置設施洩漏後於環境中之傳輸路徑與速率具有重要意義。

於工程設計層面，掌握潛在處置區域之裂隙開口寬度分布有助於處置隧道開挖方式與支撐系統之最適化設計。特別是開口較大且具高連通性之裂隙系統可能增加開挖過程中之湧水風險，需預先規劃適當之排水措施。就長期安全評估而言，處置設施之安全性仰賴多重障壁系統對放射性廢棄物之圍阻與遲滯功能，而地下水流動為核種由近場擴散至遠場之主要傳輸機制，裂隙開口寬度直接影響平流傳輸效率，進而影響工程障壁對母岩與廢料罐間平流傳輸之限制能力。於開挖擾動帶評估方面，隧道開挖作業可能於周圍岩體中產生開挖損傷帶（Excavation Damaged Zone，EDZ），造成裂隙密度與開口寬度之變

化。此等變化之定量評估對於瞭解開挖活動對地下水流動與核種傳輸之潛在影響極為重要。裂隙開口寬度為影響母岩水力特性與力學行為之關鍵參數，於放射性廢棄物最終處置設施之場址特性調查、工程設計及安全評估等面向皆具重要性。精確掌握裂隙開口寬度及其空間分布特性，實為確保處置設施長期安全性之基礎要件。

圖 3-4 是不同裂隙開口寬度， $1.0\text{e-}6$ ， $2.2\text{e-}5$ ， $1.0\text{e-}4$  m，計算結果 BTC，三條 BTC 差距甚微，但仍可看出，在固定地下水體積流量下，裂隙開口寬度越大，會導致地下水流速變得越小，因此 I-129 傳輸較為緩慢。

依據 SNFD2017 支援報告研究結果顯示，處置設施開放空間之地下水流動特性主要受貫穿隧道導水裂隙之水力特性所支配。由於裂隙為地下水流動之優勢路徑，其體積流量直接影響處置設施周圍之水文地質條件。

研究指出，透過裂隙之滲流作用可能導致地下水流向與流線分布之改變，並引發地下水位下降現象，致使不同深度之地下水發生混合。此等水文地質特性變化程度與裂隙中體積流量呈現高度相關性，進而影響處置設施周圍環境條件及工程障壁系統之功能完整性。

根據 SNFD2021 報告之論述，廢料罐之圍阻功能維持係取決於緩衝材料限制母岩與廢料罐間平流傳輸之效能。裂隙中地下水體積流量為影響平流傳輸之關鍵因素，其流量過大可能加速腐蝕性物質向廢料罐之傳輸，並增加放射性核種自廢料罐洩漏後之擴散速率。

SNFD2021 報告表 9-3 提供處置設施地下水數值分析之定量成果，顯示地下水流量定量評估為安全分析之重要環節。SNFD2017 主報告(台灣電力公司，2016a)進一步闡述，場址特性調查過程需透過現地調查與分析方能取得完整之場址特性資料，其中裂隙水力特性與體積流量為重要評估參數。

綜整研究成果可知，地下水於裂隙中之體積流量對處置設施安全性之影響包含：影響核種傳輸速率與遷移行為、加速廢料罐之腐蝕過程、改變工程障壁系統之水力與物理化學特性、影響開挖擾動帶之演

化特性等。作為安全評估之關鍵參數，其準確評估與預測需仰賴完整之岩體水文地質調查、數值模擬分析與實驗研究等工作。

體積流量 0.02, 0.095, 0.17 ( $\text{m}^3/\text{yr}$ )，在裂隙開口固定情況下，較大的 Q 值將產生較大的地下水流速，圖 3-5 即展示這個現象，Q 為 0.17 時，水流速度最快，濃度最快到達模型下游，反之，Q=0.02 時，水流速度最慢，I-129 到達模型下游最慢，時間差距可到 2 個數量級。

表 3-2 是核種遷移加速之參數定量驗證結果，此表格的基礎是報告中針對核種遷移進行的定率式分析 (Deterministic Analysis) 和敏感度分析 (Sensitivity Analysis)。

表 3-1：基本輸入參數

參數(單位)	參數值 (估計值)註 1	範圍	分佈型態註 2
裂隙長度(m)	100		
裂隙開口寬度(m), b	2.2e-5	1.0e-6~1.0e-4	對數均勻分布
裂隙截面積(m <sup>2</sup> ), A	1.0e-4	-	-
基質擴散深度(m), Ld	1.0	0.1~10	對數常態分布
體積流量(m <sup>3</sup> /yr), Q	0.095	0.02~0.17	均勻分布
岩體體密度(kg/m <sup>3</sup> )	2650	-	
岩體孔隙度, $\theta$	0.003	0.002~0.005	均勻分布
核種自由水擴散係數 (m <sup>2</sup> /s)D <sub>f</sub>	1.0e-9		
I K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)	0.0		
Cs K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)	3.45e-4	3.52e-5~3.46e-3	對數常態分布
U K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)	1.07e-4	5.53e-6~2.05e-3	對數常態分布
Th K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)	5.29e-2	2.84e-3~9.84e-1	對數常態分布
Ra K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)	2.42e-4	3.87e-5~1.51e-3	對數常態分布
I-129 半衰期(yr)	1.57e7		
Cs-135 半衰期(yr)	2.30e6		
U-238(yr)	4.47e9		
U-234(yr)	2.46e5		
Th-230(yr)	7.54e4		
Ra-226(yr)	1.60e3		
模擬時間 (yr)	1.0e6		

註 1：定率式分析輸入值

註 2：數值若跨越多個數量級分布，則以對數定義之

表 3-2：核種遷移加速之參數定量驗證結果

案例	關鍵參數	參數變動趨勢	定量驗證結果發現
不吸附核種：I-129	岩石基質擴散深度 (Ld)	減小 (例如：Ld 從 10 m 減小到 0.1 m)	對模擬結果影響最大的參數。當 Ld 越小，核種傳輸越趨近於無基質遲滯狀態。
	體積流量 (Q)	增大 (例如：Q 從 0.02 m <sup>3</sup> /yr 增大到 0.17 m <sup>3</sup> /yr)	對模擬結果影響次之的參數。在裂隙開口固定下，Q 值最大時 (0.17 m <sup>3</sup> /yr)，I-129 到達下游最快，時間差距可達 2 個數量級。
	岩石基質分配係數 (Kd)	減小 (例如：Kd 從 1.0e-5 減小到 0.0)	Kd 越小，I-129 爬升越快，達到相同濃度所需時間可相差一個數量級。I-129 幾乎不吸附，其 Kd 值大致為 0.0。
中等吸附核種：Cs-135	岩石基質分配係數 (Kd)	減小 (例如：Kd 從 3.46e-3 減小到 3.52e-5 m <sup>3</sup> /kg)	對模擬結果影響最大的參數。Kd 越小，Cs-135 濃度爬升越快，明顯上升時間點可相差 2 個數量級。
	體積流量 (Q)	增大 (例如：Q 從 0.02 m <sup>3</sup> /yr 增大到 0.17 m <sup>3</sup> /yr)	對模擬結果影響次之的參數。Q 值越大，Cs-135 到達下游最快，時間差距可達 2 個數量級。
衰變鏈核種： U-238/U-234/Th-230/Ra-226	Ra-226 分配係數 (Kd)	減小	對濃度總和尖峰影響最大的參數。顯示對於會吸附的核種，其 Kd 值是最敏感的參數。

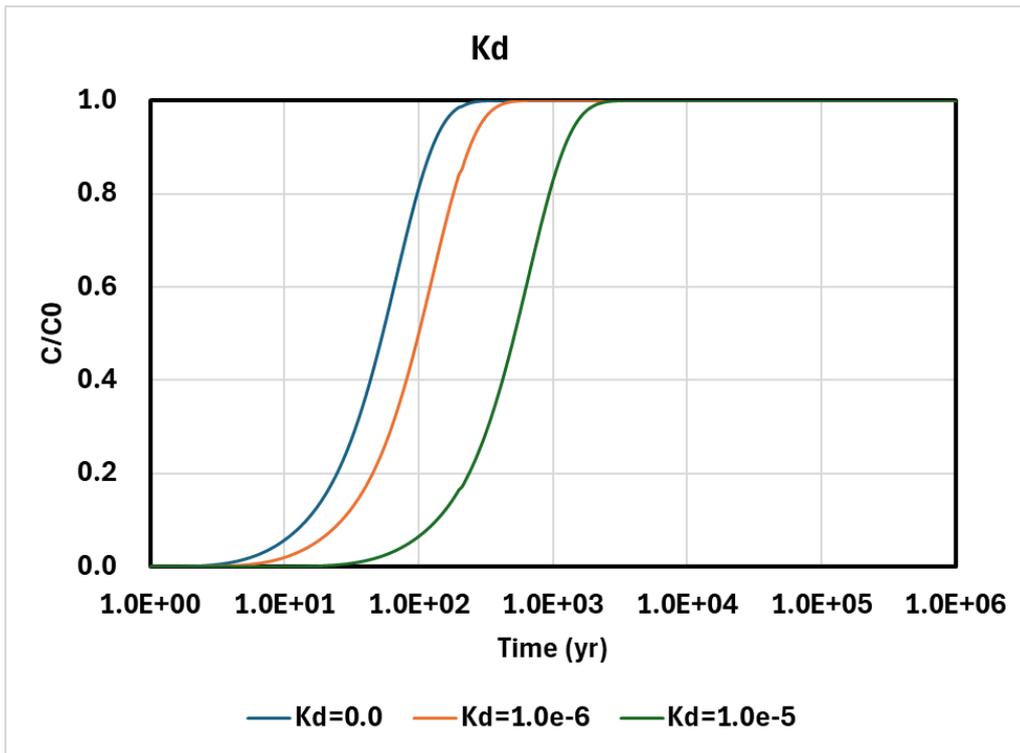


圖 3-1 :  $K_d$  值對 I-129 傳輸之影響

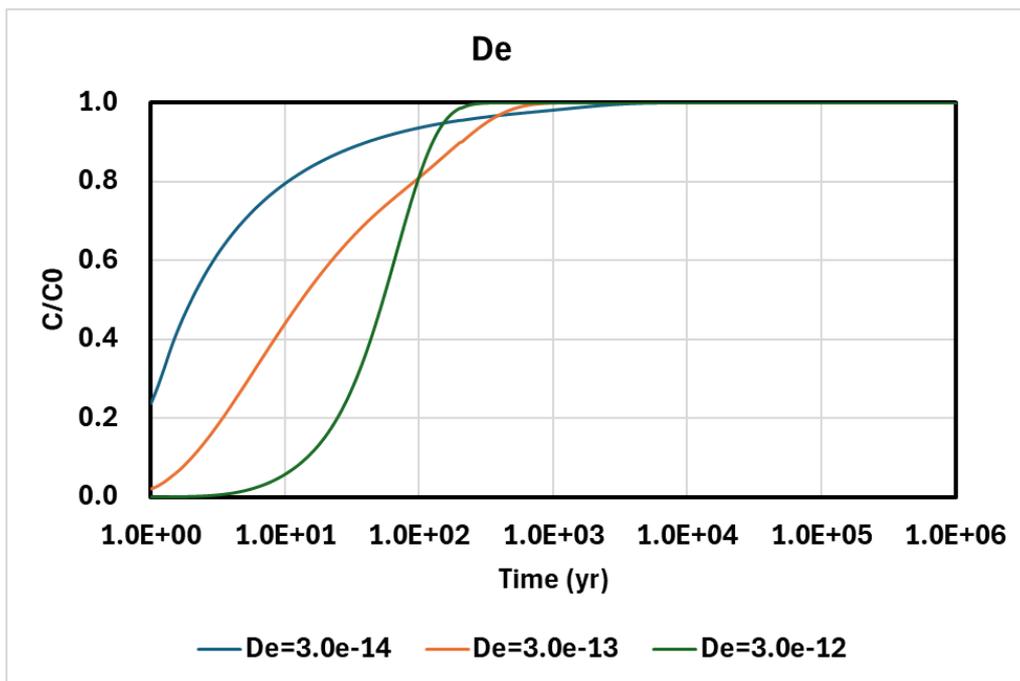


圖 3-2 :  $De$  值對 I-129 傳輸之影響

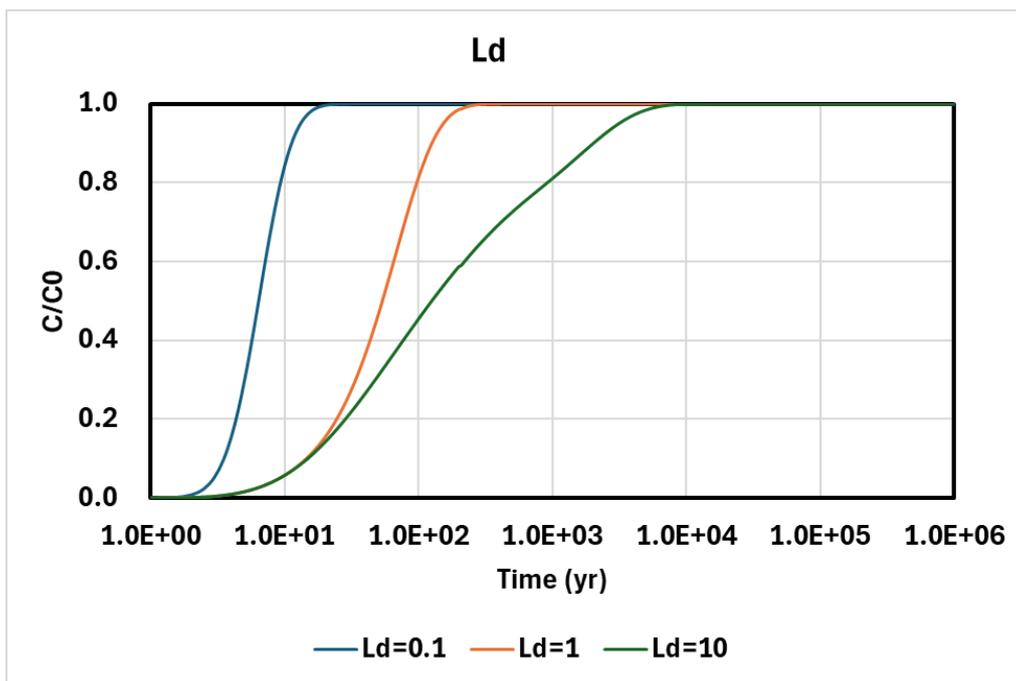


圖 3-3：Ld 值對 I-129 傳輸之影響

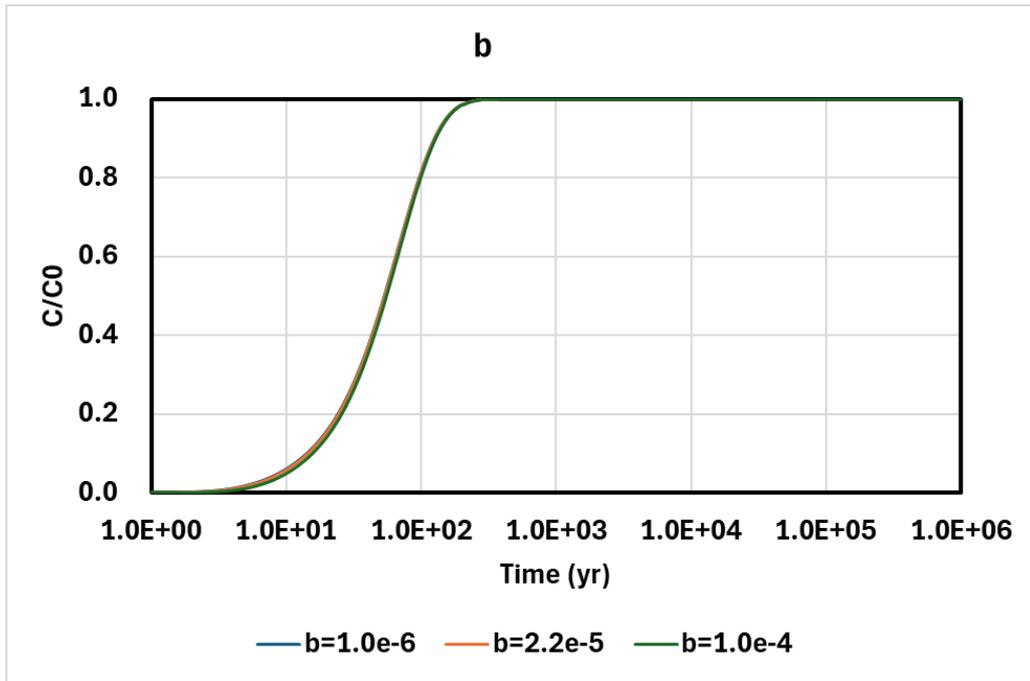


圖 3-4 : b 值對 I-129 傳輸之影響

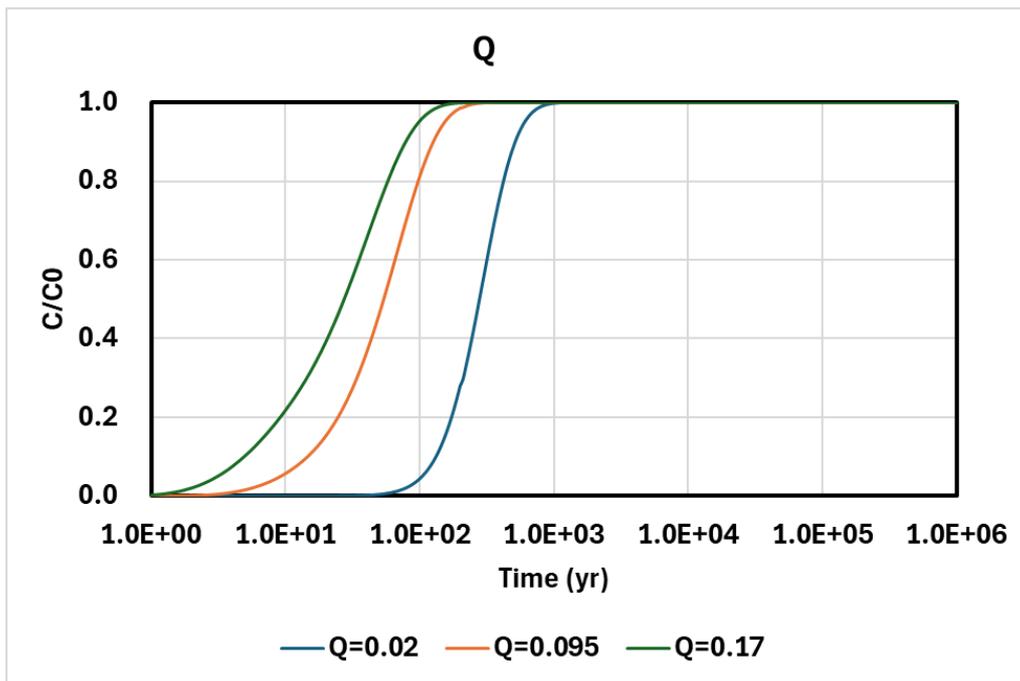


圖 3-5：Q 值對 I-129 傳輸之影響

#### 3.2.2.4. 不確定與敏感度分析

不確定性分析主要透過機率統計方法來量化系統參數的不確定性。有別於傳統確定論方法僅採用單一估計值，此分析方法採用機率分布函數來表徵參數的變異性，更能真實反映系統的複雜特性。透過蒙地卡羅模擬等統計方法，可將參數的不確定性傳遞至模型輸出，進而獲得預測結果的信賴區間。此外，不確定性分析能有效區分認知不確定性與隨機不確定性，前者源自知識不足，可藉由深入研究加以降低；後者則與系統本質的隨機性有關，無法透過研究消除。在放射性廢棄物處置等高度管制的領域中，不確定性分析已成為法規要求的重要環節。

敏感度分析則著重於探討模型輸出對輸入參數變化的響應程度。藉由系統化地改變輸入參數，可識別對模型輸出具有重大影響的關鍵因子。此分析方法有助於理解模型的內在機制與參數間的交互作用，同時也能指引模型簡化的方向。對於具有顯著影響的參數，可投入更多資源進行精確量測或估算，以提升模型預測的可靠度。敏感度分析亦可支援情節分析，協助決策者評估不同條件下系統的可能演化路徑。

然而，這些分析方法在實務應用上仍面臨諸多挑戰。首先，進行有意義的不確定性分析需要大量的實測數據以建立合理的機率分布函數，且在數據不足時往往需仰賴專家判斷，這本身即引入額外的不確定性。其次，概念模型的不確定性，亦即模型對實際物理系統的代表性，往往比參數不確定性更難以量化。對於複雜的動態系統，全面的不確定性與敏感度分析可能需要龐大的計算資源。此外，參數間的相依性若未被適當考慮，可能導致分析結果失真。某些系統固有的不確定性，如未來演化情節的不確定性，可能難以用傳統定量方法處理。在實務執行層面，如 STUK 對 POSIVA 的審查即指出，系統性地將不確定性管理方案應用於所有子系統仍有待加強。敏感度分析方法的選擇也需要專業判斷，某些方法可能不適用於特定類型的模型或變數，例如在 GoldSim 模擬中，重複觸發的隨機變數即可能產生誤導性的敏感度分析結果。本研究已採用分層抽樣與參數獨立設定，避免此問題。

綜觀而言，不確定性分析與敏感度分析為工程決策提供了堅實的科學基礎，然而其有效應用仰賴周密的規劃、充分的數據支持，以及對模型限制的深入認知

基於前述定率式分析的基礎，本小節進行 I-129 傳輸的不確定性與敏感度分析，參照表 3-1，針對裂隙開口寬度、基質擴散深度、體積流量以及孔隙度作為自變數，做 100 次隨機取樣，進行計算，結果如圖 3-6。為了讓計算結果看起來更有意義，擷取 100 條 BTC 中的 3 條曲線(L1, L2, L3)如圖 3-7，L1, L2, L3, L1(50%)可以理解為 100 次模擬結果中，可能發生的中間值，L2(5%)的左側與 L3(95%)的右側都是屬於發生機率較低的區域，或者說，在設定的變數變化範圍內，90%的 BTC 都會介於 L2 與 L3 間。

GoldSim 提供一個有利的敏感度分析工具，龍捲風圖(Tornado Chart)，龍捲風圖是一種高度視覺化之敏感度分析方法論，其主要用途在於呈現模型中各項獨立變數對特定結果之敏感程度。此分析方法對於辨識模型輸入參數之影響程度具有顯著效益。

就龍捲風圖分析法之執行機制而言，首要步驟為界定關注之輸出指標，並選定欲進行分析之獨立變數，該等變數於 GoldSim 軟體中通常以隨機變數或資料元素形式存在。其後，系統將針對各獨立變數執行一系列決定性模擬，藉由系統性地調整各變數之參數值以評估其對輸出結果之影響程度。

模擬程序中，系統會針對每一獨立變數執行三次決定性模擬：第一次模擬將該變數設定於其下限值，同時維持其他變數於中心值；第二次模擬將該變數設定於其中心值，作為基準參考點；第三次模擬則將該變數設定於其上限值。此過程將重複執行於所有指定之獨立變數，例如在具有十個獨立變數之情節下，系統將執行共計三十次之決定性模擬。

就圖形建構而言，龍捲風圖之橫軸表徵結果值，縱向排列之水平長條則代表各獨立變數。每一長條之寬度反映該變數在其界定範圍內變化時所導致之結果變動範圍。圖中通常以不同深淺之藍色區段分別表示變數設定於下限值及上限值時之結果。長條依其影響程度由上而

下排序，呈現類似龍捲風之形態，圖中之垂直基準線則代表所有變數皆設定於中心值時之結果。

於結果判讀方面，位於圖表頂端之長條代表對模型結果具最大影響力之變數，其結果變動幅度最為顯著。透過長條之相對位置及長度，可迅速掌握各變數對結果之影響程度及方向性。值得注意的是，當模型中之獨立變數超過二十個時，GoldSim 軟體將僅呈現影響程度最顯著之前二十個變數。

圖 3-8 為執行龍捲風圖分析的結果，結合圖 3-7 的不確定分析，針對 I-129 的模型分析可以得到的資訊為：

- (1) 可以知道大部分(90%)的模擬結果，都會介於圖 3-7 的 L2 與 L3 間。
- (2) 由圖 3-8 的龍捲風圖，可以得知 4 個變異參數中，基質擴散深度對於模擬結果影響最大，地下水的體積流量次之，而裂隙開口寬度影響最小。

這種科學性的描述，對於一個場址功能安全評估可以帶來正面的回饋，也就是說，既然知道基質擴散深度與水流體積流量對 I-129 的影響相對較大，則進行擴散實驗以了解核種擴散深度與主導體積流量的水力傳導係數、水力梯度等相關參數，就必須列入審查標的，並針對這些參數進行更精確的量測。惟參數敏感度與不確定分析，都是相對而不是絕對，確認參數可用性非常重要，參數可用性仰賴大量研究實驗與調查，而非僅用軟體達成，為執行相關工作時需注意事項。

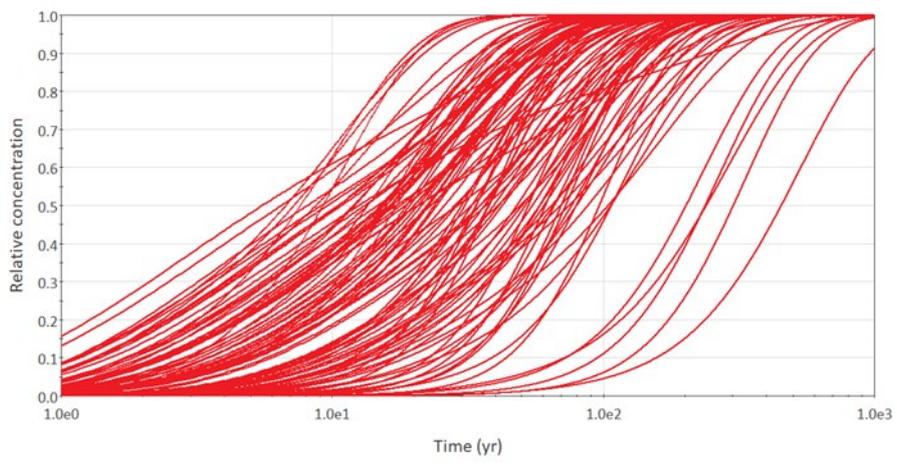


圖 3-6：I-129 案例 100 次蒙地卡羅取樣計算結果

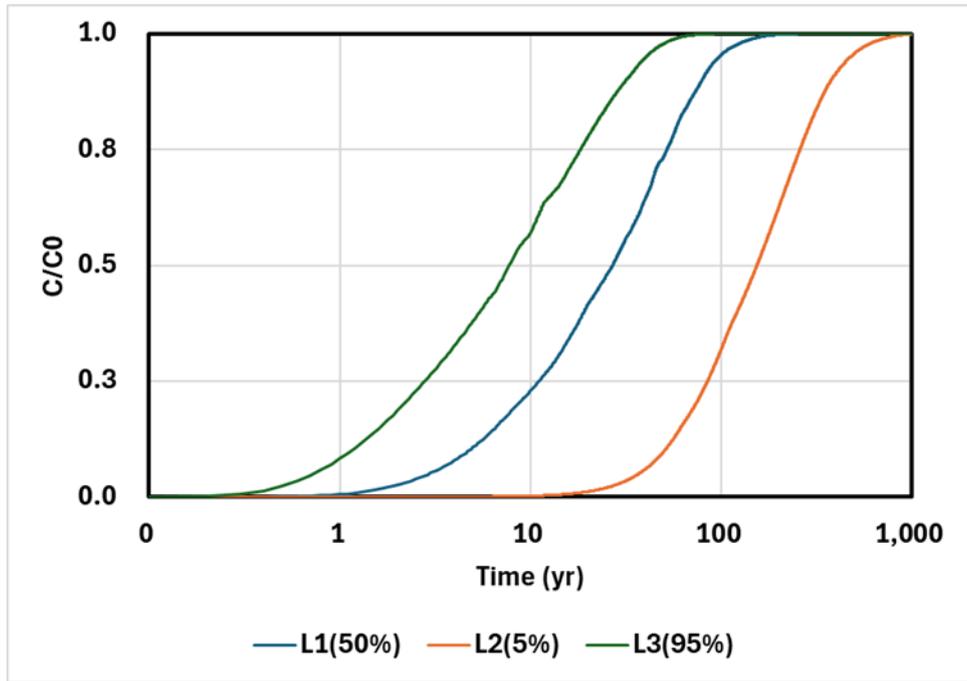


圖 3-7：I-129 案例蒙地卡羅取樣計算 50%，5%，95%計算結果

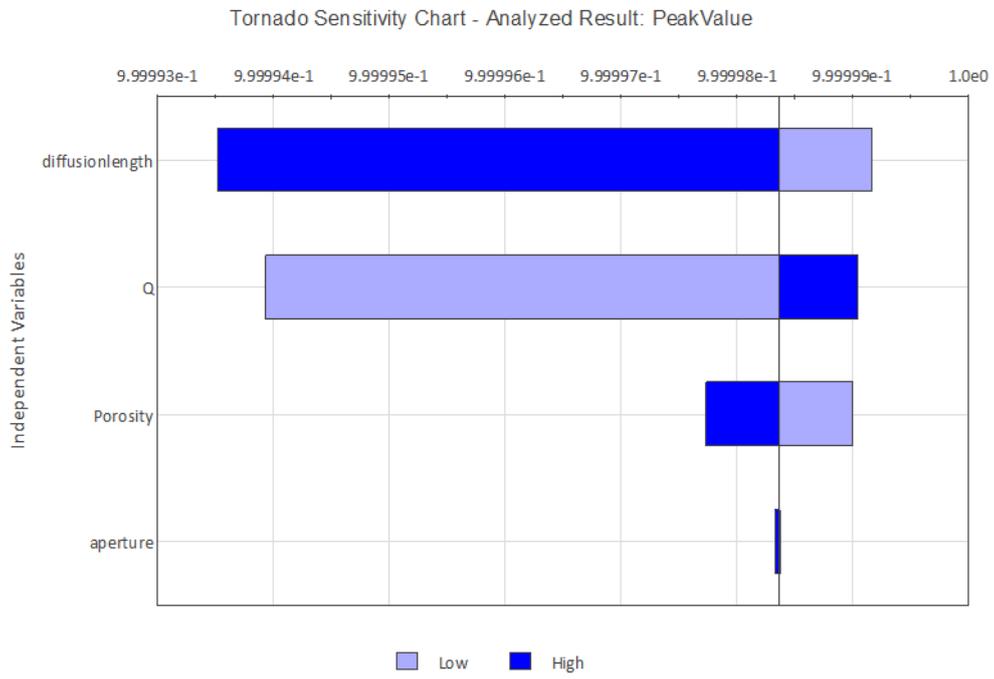


圖 3-8 : I-129 案例參數敏感度龍捲風圖分析結果

### 3.3. 中等吸附核種- Cs-135 示例

Cs-135 是一種長壽命的放射性同位素，半衰期約為 230 萬年，在花崗岩中  $K_d$  值介於  $3.52e-5 \sim 3.46e-3$  ( $m^3/kg$ )(SKB, 2010)，是一個吸附性中等的核種，且半衰期很長，超過一般高放安全評估的 1 百萬年時間帶。首先進行單變數變動分析的是岩石基質中  $K_d$ ，在圖 3-9 中， $K_d$  由小到大分別為  $3.52e-5$ ， $3.45e-4$  以及  $3.45e-3$ ，圖 3-9 的目的是展示  $K_d$  對在所設計模型中，對 Cs-135 的遲滯效果，選用的  $K_d$  值根據 SKB 報告(SKB, 2010)。由圖中可以看出，3 條穿越曲線(breakthrough curve, BTC)形狀一致，呈現標準的 S 形狀， $K_d$  越小，Cs-135 濃度爬升越快，比較  $K_d$  為  $3.52e-5$  與  $3.45e-3$  的案例，其濃度明顯上升時間點相差了 2 個數量級。圖 3-10 是假設不同有效擴散係數的 BTC，擴散係數越小，岩層基質對於核種的影響力越薄弱，也就是說核種傳輸行為會越趨近於無基質遲滯狀態，從 3 條濃度 BTC 可充分看出這個現象。圖 3-11 展示核種於岩石基質擴散深度的影響，岩石基質的擴散深度對核種在深層地質處置場中的遷移與遲滯行為具有顯著影響。此參數不僅直接決定了核種在岩石基質中的空間分布特徵，更是影響整體處置系統安全性能的關鍵因素。由於在 I-129 的案例中，發現所設定的裂隙開口寬度值，對 I-129 的影響不大，因此，此處不進一步討論。體積流量 0.02, 0.095, 0.17 ( $m^3/yr$ )，在裂隙開口固定情況下，較大的  $Q$  值將產生較大的地下水流速，圖 3-12 即展示這個現象， $Q$  為 0.17 時，水流速度最快，濃度最快到達模型下游，反之， $Q=0.02$  時，水流速度最慢，Cs-135 到達模型下游最慢，時間差距可到 2 個數量級。

基於前述定率式分析的基礎，進行 Cs-135 傳輸的不確定性與敏感度分析，參照表 3-1，針對裂隙開口寬度、基質擴散深度、體積流量、Cs-135 的  $K_d$  以及孔隙度作為自變數，做 30 次隨機取樣，本次取樣方式，採用拉丁超立體(Latin Hypercube Sampling, LHS)取樣，這種取樣方法以蒙地卡羅為基礎，但修正蒙地卡羅取樣數量不多時，可能發生偏頗取樣的缺點，這在進行大型運算時，特別有利，可節省大量運算時間，進行計算，我們發現 Cs-135 的案例計算時間大於 I-129

甚多，因此，採用 LHS 法，結果如圖 3-13。為了讓計算結果看起來更有意義，擷取 100 條 BTC 中的 3 條曲線(L1, L2, L3)如圖 3-14，L1, L2, L3，L1(50%)可以理解為 30 次模擬結果中，可能發生的中間值，L2(5%)的左側與 L3(95%)的右側都是屬於發生機率較低的區域，或者說，在設定的變數變化範圍內，90%的 BTC 都會介於 L2 與 L3 間。

圖 3-15 為執行龍捲風圖分析的結果，結合圖 3-14 的不確定分析，針對 Cs-135 的模型分析可以得到的資訊為：

- (1)可以知道大部分(90%)的模擬結果，都會介於圖 3-14 的 L2 與 L3 間。
- (2)由圖 3-15 的龍捲風圖，可以得知 5 個自變參數中，核種 Kd 影響最大，地下水的體積流量次之，核種在基質擴散深度再次之，而裂隙開口寬度與母岩孔隙度影響最小。值得注意的是，這與 I-129 的運算結果不同，表示，不同的核種，因為參數組合的變化，其濃度對於參數的敏感度也不一樣。

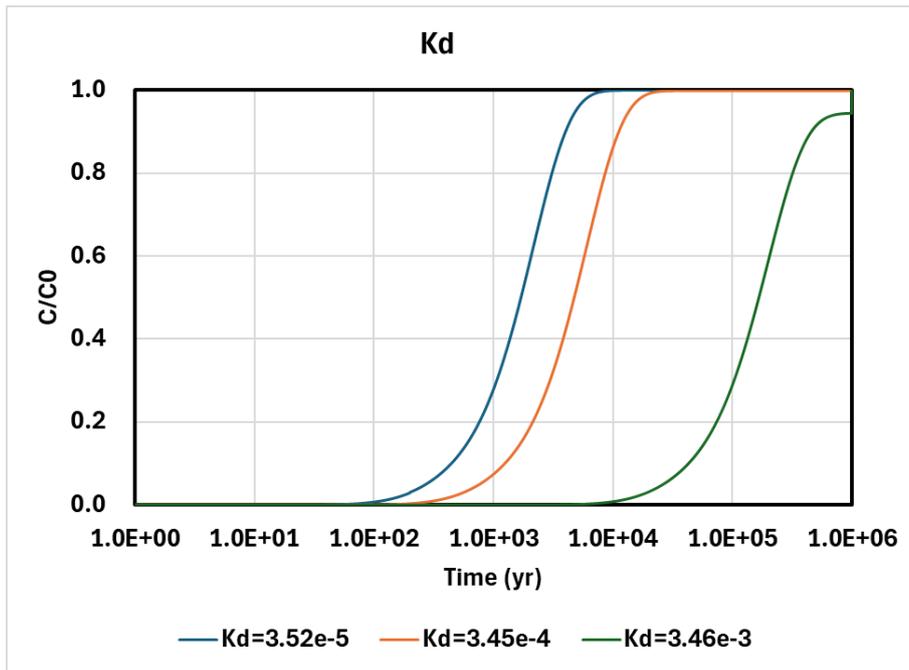


圖 3-9：Kd 值對 Cs-135 傳輸之影響

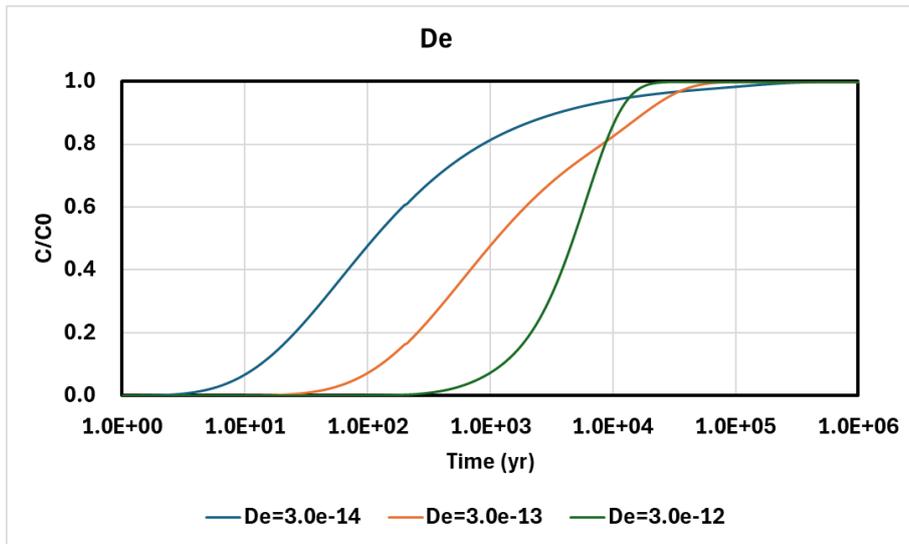


圖 3-10：De 值對 Cs-135 傳輸之影響

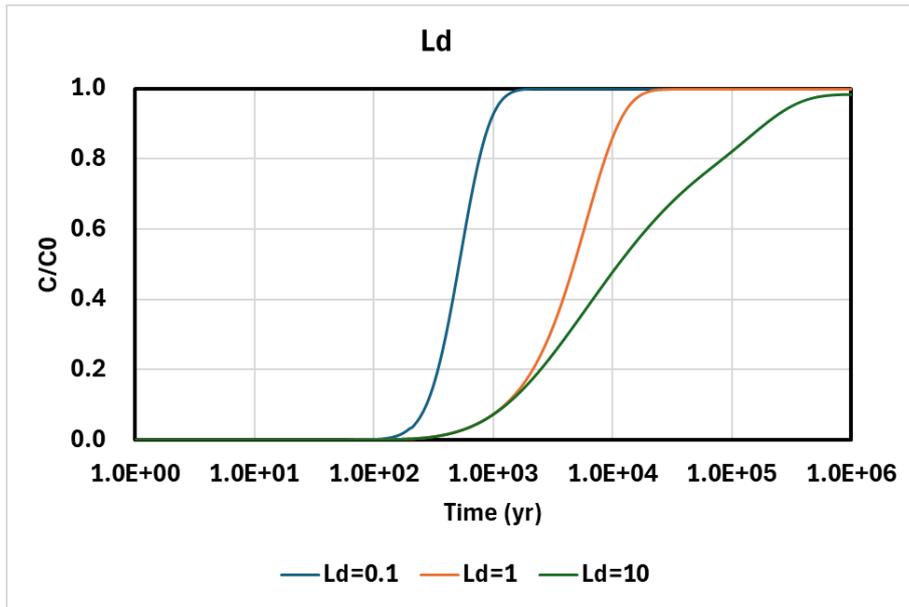


圖 3-11：Ld 值對 Cs-135 傳輸之影響

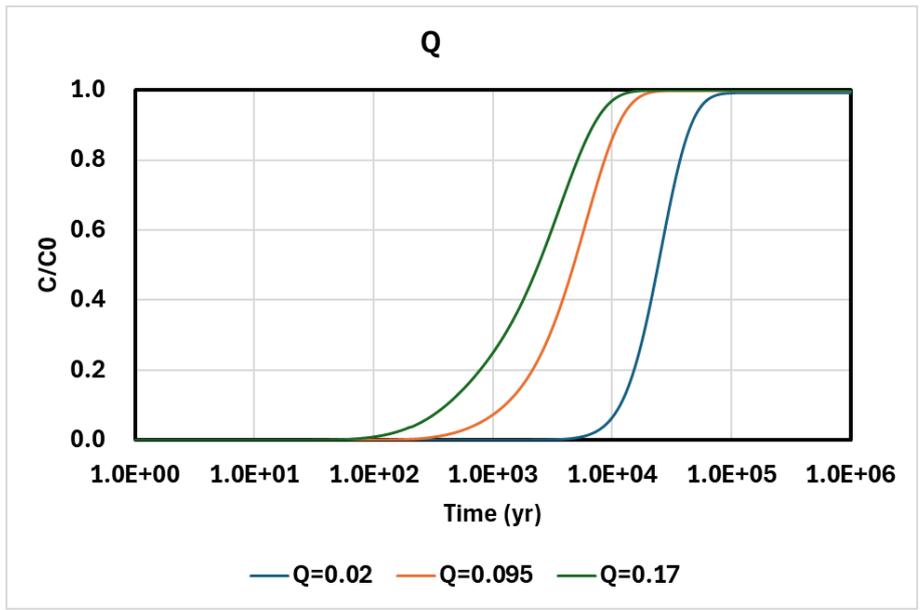


圖 3-12：Q 值對 Cs-135 傳輸之影響

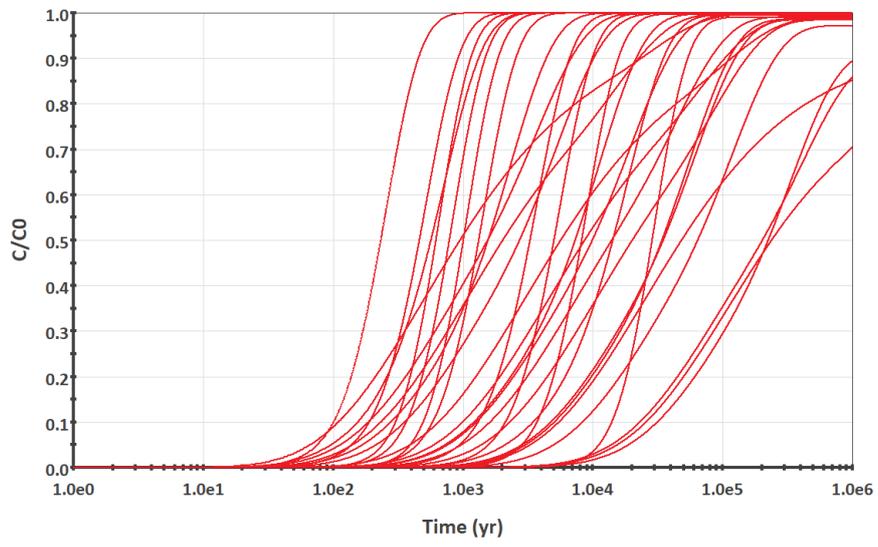


圖 3-13：Cs-135 案例 30 次 LHS 計算結果

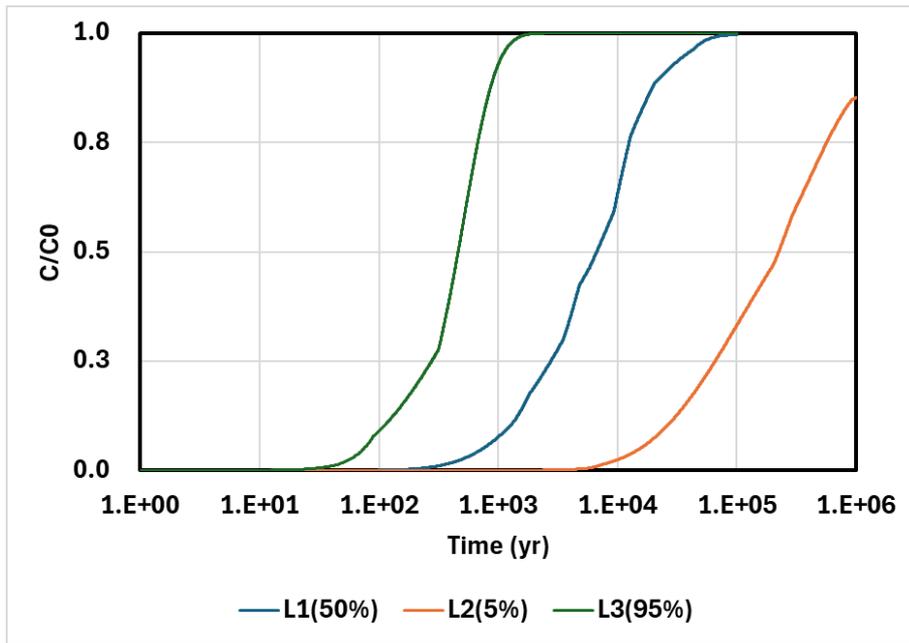


圖 3-14 : Cs-135 案例 LHS 計算 50%, 5%, 95%計算結果

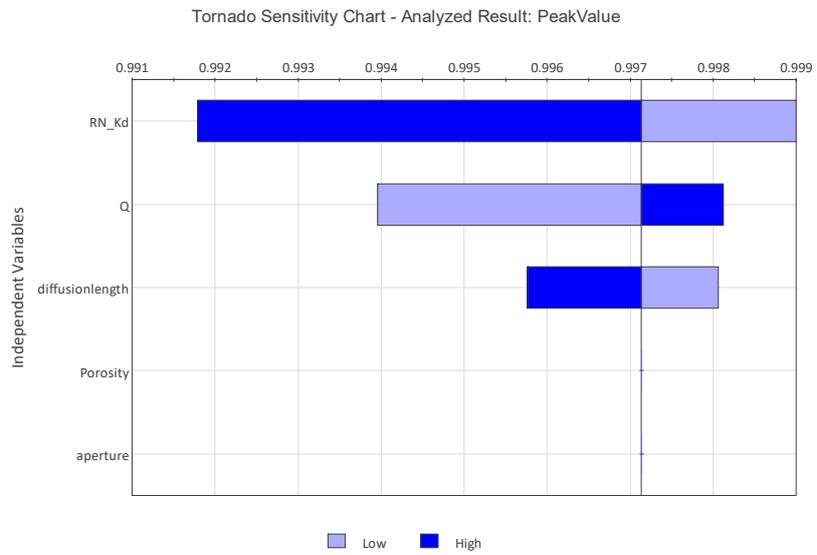


圖 3-15 : Cs-135 案例參數敏感度龍捲風圖分析結果

### 3.4. 衰變鏈核種-U-238衰變鏈示例

圖 3-16 為定率式計算的核種 BTCs，鈾-238 (U-238) 與鈾-234 (U-234) 是同位素，因此，其  $K_d$  可以視為相同，兩核種的差別，僅在於其半衰期不同，由於是固定濃度邊界，兩核種的 BTC 近乎重疊的，釷-230 (Th-230) 的吸附性是 4 個核種裡面最強的，因此，濃度幾乎一直維持在 0 的狀態，鐳-226 (Ra-226) 在 4 個核種裡，雖然吸附性不強，但半衰期相對短，因此，濃度較低，在 10000 年左右，濃度又開始上揚，是來自母核 Th-230 的衰變生成所致。

針對衰變鏈做 30 次機率式計算，採用 LHS 針對參數取樣，以縮短計算時間，圖 3-17，3-19，3-21 與 3-23，是運算 30 次的結果，其趨勢與定率式並沒有太大的差別。

圖 3-18，3-20，3-22 與 3-24 則分別針對 50%，5% 以及 95% 機率做圖，可以以此識別濃度主要分佈範圍。圖 3-25 是龍捲風圖，目標函數是 4 個核種的濃度總和(假設每個核種初始相對濃度都是 1)尖峰，由龍捲風圖可以看出，影響濃度尖峰最大的是 Ra-226 的  $K_d$  值，與 I-129 與 Cs-135 的龍捲風圖做比對，除了 I-129 不吸附之外，最敏感的參數是核種的  $K_d$  值。值得說明的是，敏感度分析是相對的結果，也就是說，如果參數有其他組合，則敏感度分析結果可能不同，這是在利用敏感度分析時，必須注意的地方。

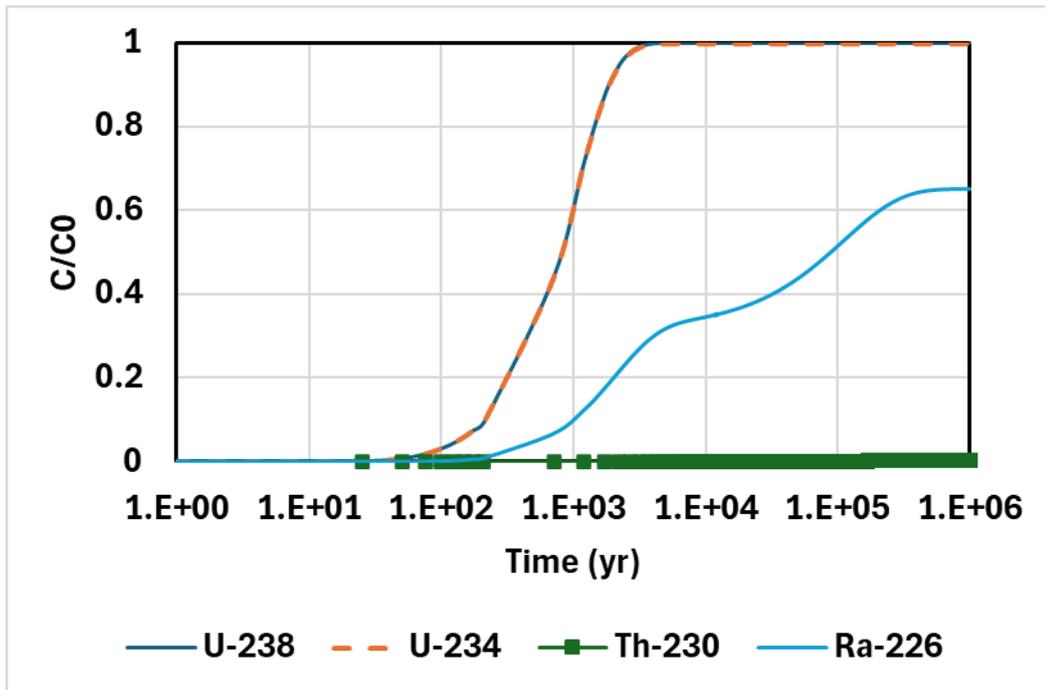


圖 3-16：衰變鏈案例各核種濃度定率式計算結果濃度分布

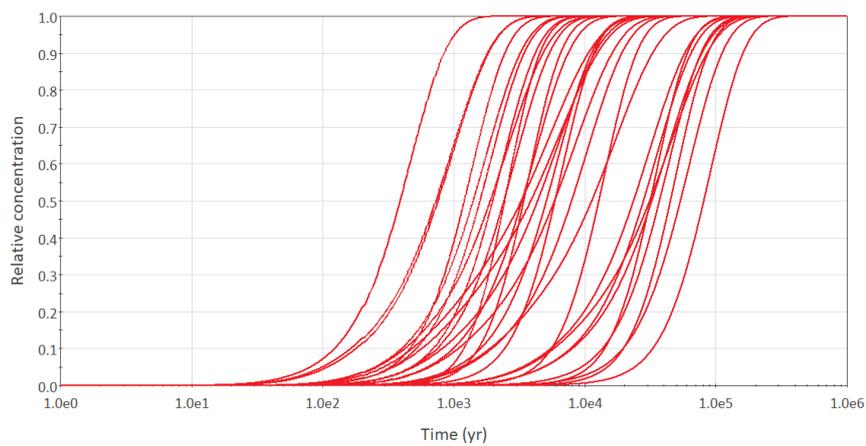


圖 3-17：衰變鏈案例 30 次 LHS U-238 計算結果

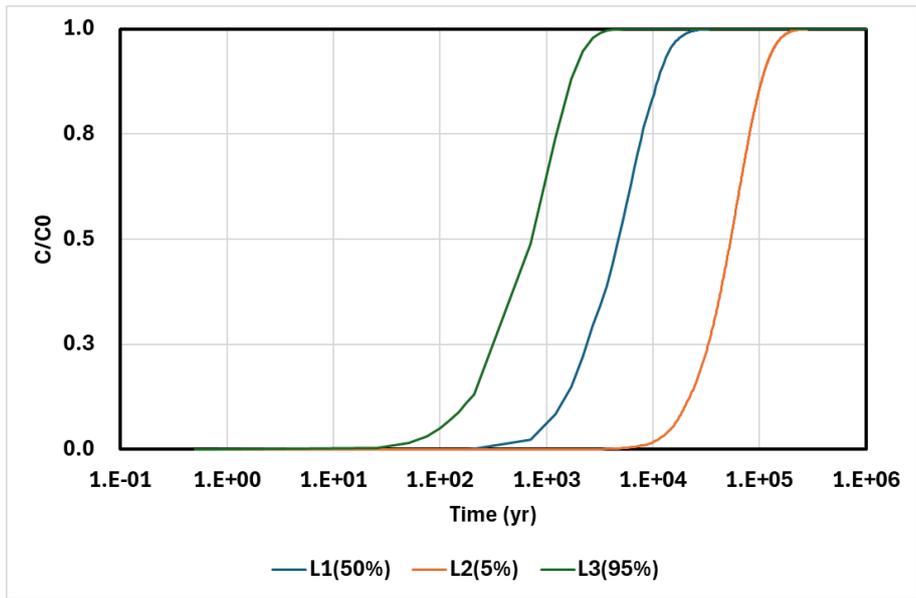


圖 3-18：衰變鏈 U-238 30 次 LHS 50%, 5%, 95% 計算結果

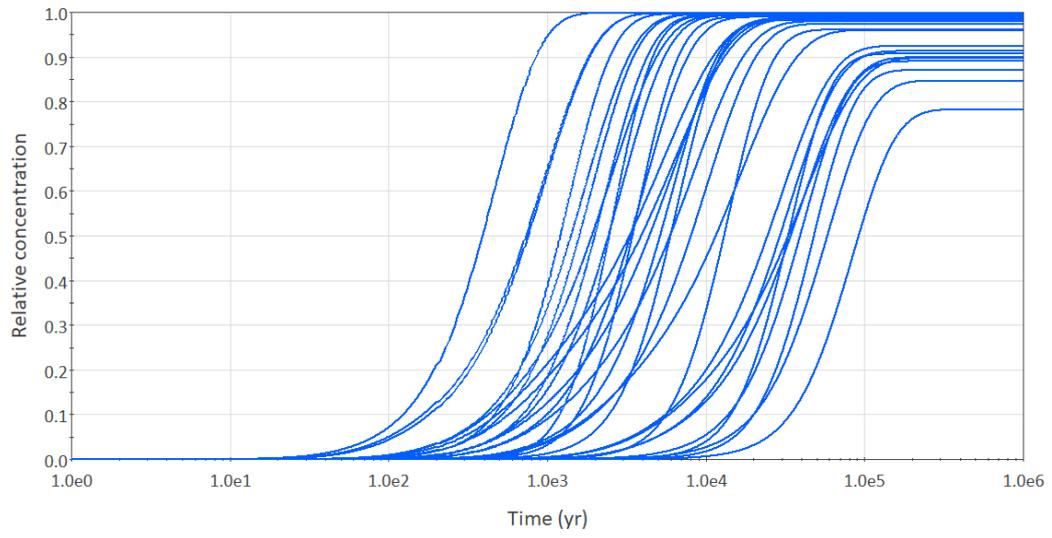


圖 3-19：衰變鏈案例 30 次 LHS U-234 計算結果

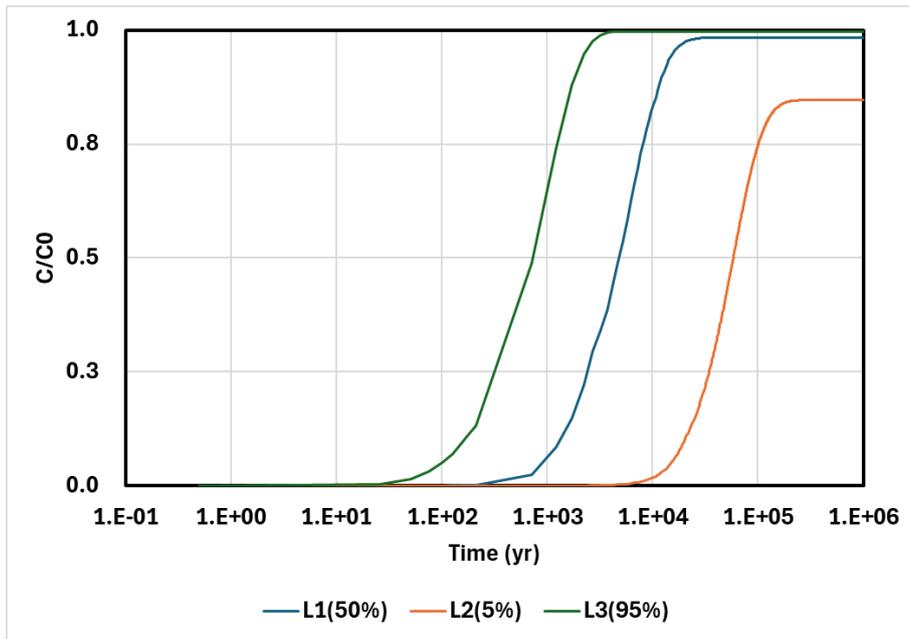


圖 3-20：衰變鏈案例 30 次 LHS U-234 50%, 5%, 95%計算結果

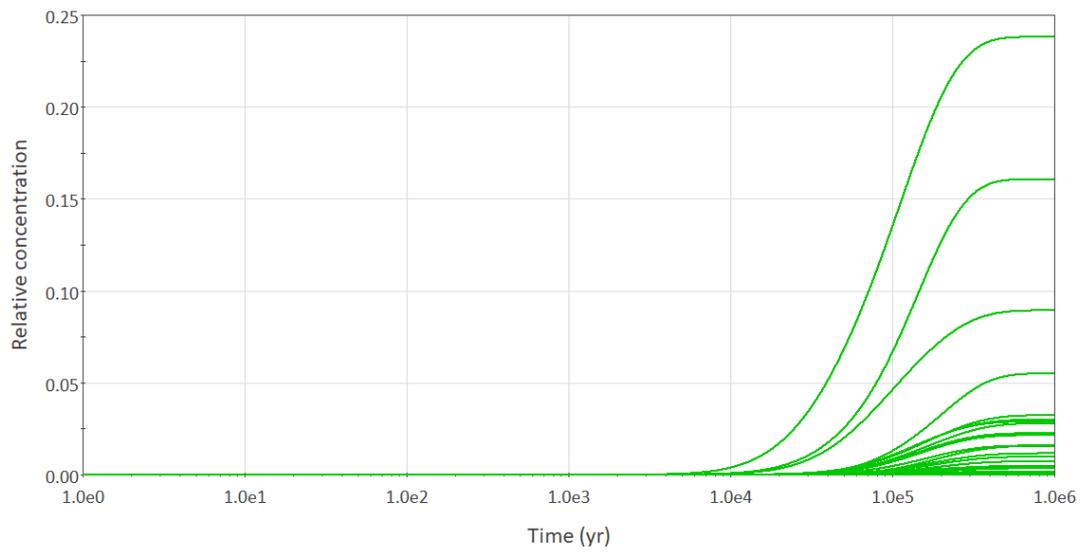


圖 3-21：衰變鏈案例 30 次 LHS Th-230 計算結果

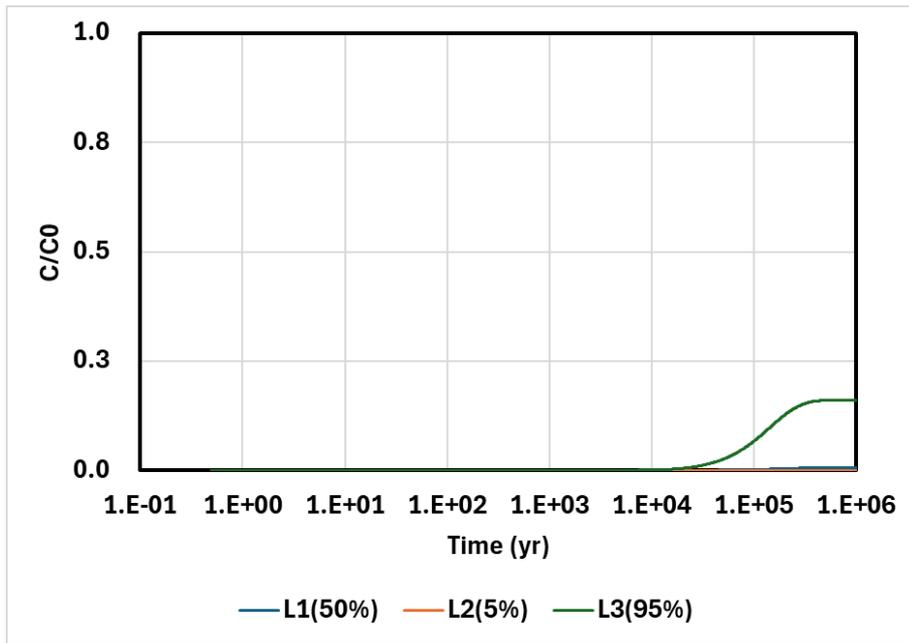


圖 3-22：衰變鏈案例 30 次 LHS Th-230 50%, 5%, 95%計算結果

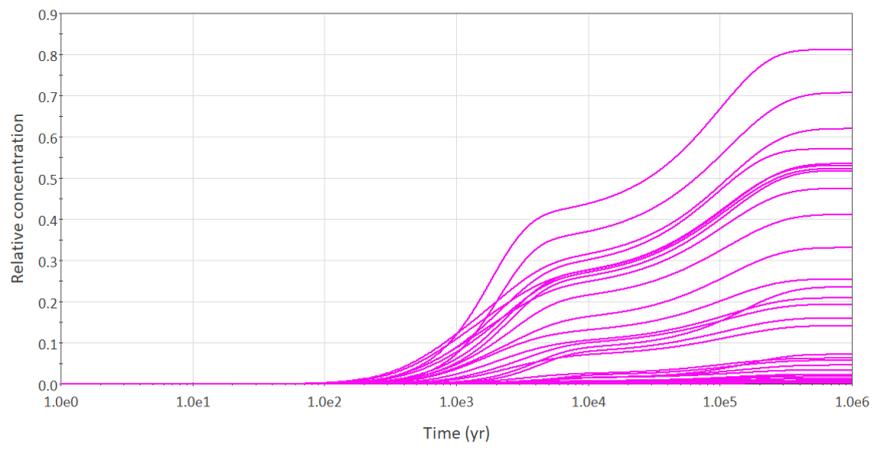


圖 3-23：衰變鏈案例 30 次 LHS Ra-226 計算結果

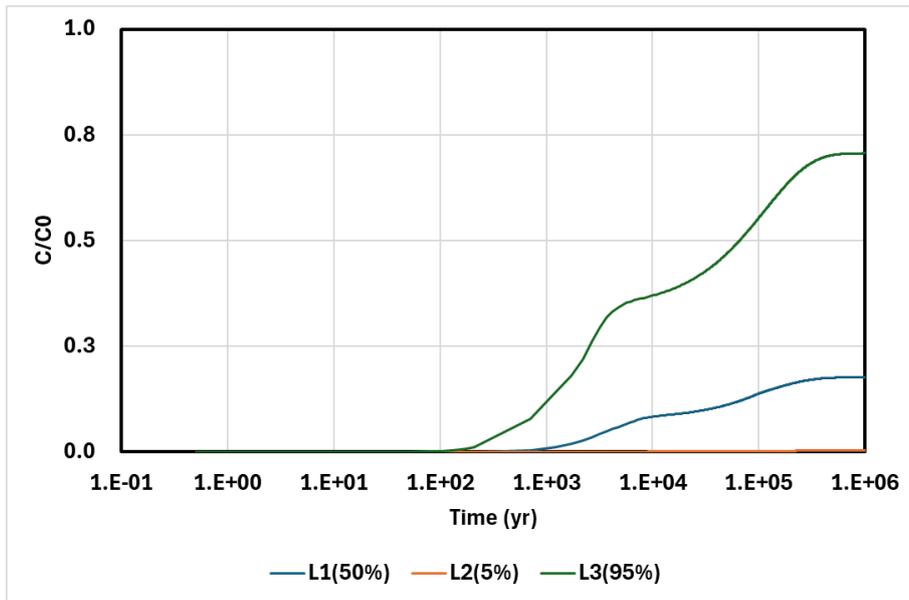


圖 3-24：衰變鏈案例 30 次 LHS Ra-226 50%, 5%, 95%計算結果

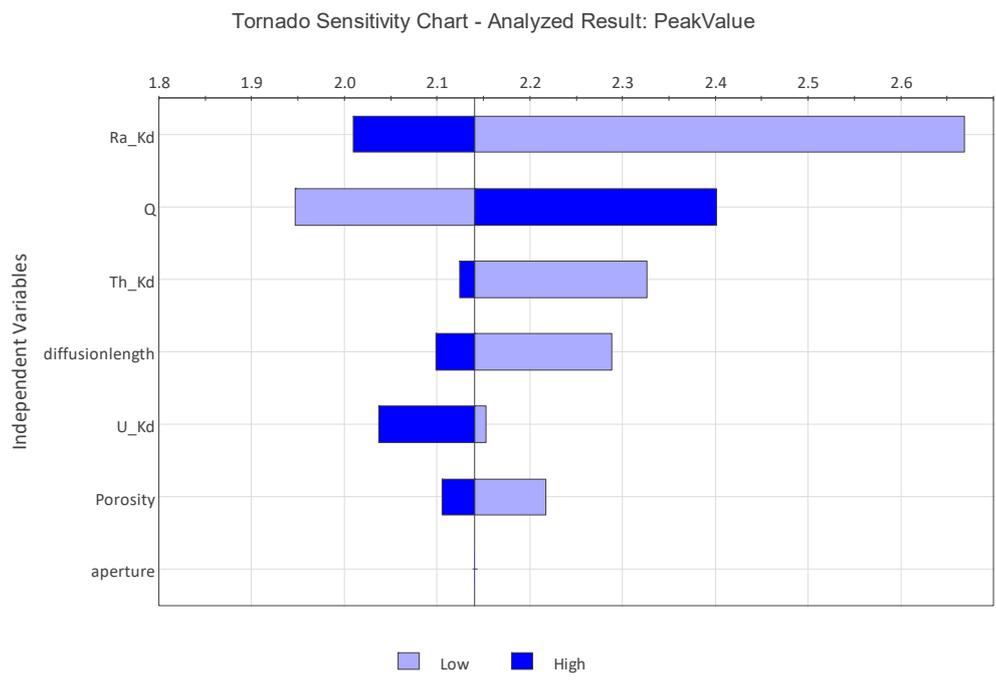


圖 3-25：衰變鏈案例參數敏感度龍捲風圖分析結果

#### 4. POSIVA針對STUK審查意見回覆

用過核子燃料最終處置設施之核種遷移管制要項係主管機關為確保處置設施長期安全性及防護人類與環境免於輻射危害所制定之規範。管制要項涵蓋多項關鍵面向，包含安全評估、參數設定、模型建置及長期監測等層面。

就安全評估而言，核種遷移評估為安全評估之重要環節。由於民眾對用過核子燃料最終處置之主要疑慮在於放射性核種之外釋問題，主管機關透過管制要項要求執行廢棄物罐失效後之核種遷移數值模擬分析，評估其對生物圈可能造成之影響。核種傳輸評估須考量放射性核種特性，如半衰期、溶解度、分配係數及擴散係數等參數，並探討其重要性與不確定性，以及環境條件變異之影響。

在評估模型方面，處置設施須建立包含概念模型、數學模型及電腦程式之完整評估體系。核種遷移之數值模擬為評估模型之重要組成，主管機關透過管制確保模型之適用性及可靠性。目前國際間普遍採用GoldSim等模擬軟體進行核種傳輸模擬，其具備彈性操作介面及完整功能。

多重障壁系統之核種傳輸行為分析亦為重點項目。透過數值模擬技術模擬核種於緩衝材料、回填材料及處置母岩中之遷移行為，可評估工程障壁及天然障壁對放射性廢棄物之圍阻及遲滯功能。研究須考量處置孔相交裂隙、開挖損傷區路徑及處置隧道相交裂隙等傳輸途徑。

參數不確定性之處理為另一重要面向。處置母岩及地質構造之異質性等天然因素可能導致核種遷移相關參數存在不確定性。管制要項要求透過參數敏感度分析及統計分析，評估不確定性對核種傳輸結果之影響。此與STUK對POSIVA公司之審查要求相符。

長期安全評估為管制要項之核心。核種遷移數值模擬為評估數十萬年甚至百萬年尺度安全性之必要工具。由於實際長期實驗之限制，數值模型成為預測及評估長期核種遷移行為之主要方法。情節分析方面，須建立處置系統可能之替代演化情節，並透過核種遷移模型進行模擬分析，評估不同情節下之核種傳輸及潛在影響，以支持安全論證。

主要情節包含廢棄物罐之腐蝕作用情節及剪力效應情節等。模擬結果如輻射劑量須與安全標準進行比對，以確認處置設施符合法規要求。

就重要性而言，最終處置設施以長期隔離放射性核廢料為目標，防止其外釋影響環境。嚴格之核種遷移管制為確保目標達成之關鍵，攸關後代子孫之健康與環境品質。多重障壁系統之有效性評估亦屬重要，須透過工程障壁及天然障壁之協同作用，達到阻止或延緩核種遷移之目的。緩衝材料之完整性狀態將影響傳輸機制，可能以擴散或平流為主導。

遲滯機制之理解為另一重點。岩石基質擴散為重要遲滯機制，可顯著降低核種遷移速率。有效擴散係數為核種傳輸模型之重要輸入參數，須進行精確測定及評估。遲滯因子與孔隙率、岩石乾密度及分配係數共同構成完整之遲滯作用評估系統。長期演化不確定性之因應亦須納入考量，包含氣候變遷、地質事件及人類活動等因素對處置系統安全性之影響評估，並建立相應之風險管理策略。

民眾信任及社會接受度之建立為管制要項之終極目標。民眾對核廢料處置之疑慮主要在於放射性核種之外釋及遷移，透過嚴格管制及透明之安全評估程序，包含核種遷移之深入分析及有效管制，可建立民眾對處置設施安全性之信心，提升社會接受度。

綜上所述，主管機關對用過核子燃料最終處置設施核種遷移之管制要項，實為確保設施長期安全、保護環境及公眾健康、理解及量化風險、建立社會信任之基石。透過系統性之評估及分析，可全面掌握核種於處置系統中之行為，為安全決策提供科學基礎。

基於上述，本章內容首先研析 POSIVA(POSIVA, 2017)針對 STUK(STUK, 2015)審查意見之回覆，其次，針對台灣本土狀況，提出主管機關對於執行單位的管制要項建議。

POSIVA(POSIVA, 2017)報告附錄 1 中詳細說明了 2015 年 STUK(STUK, 2015)對營運許可證申請所提出的安全論證要求。這些要求涵蓋了處置設施安全性評估的各個重要面向，並且需要在申請營運許可證時完整滿足。以下內容基於目前可得的資訊和法規背景，闡述了 POSIVA 計劃如何透過安全論證專案回應這些要求。值得注意的

是，除了安全論證專案外，POSIVA 的其他部門以及與 SKB 的合作專案也為滿足這些要求做出了重要貢獻。

為便於理解本文所使用的專業術語，以下提供完整的縮寫與中文翻譯對照：

- Analysis of Releases (AOR) - 釋放分析
- Complementary Considerations (CC) - 補充考量
- Construction Licence Application (CLA) - 建造許可證申請
- Design Basis (DB) - 設計基礎
- Features, Events and Processes (FEPs) - 特徵、事件和作用
- Greenland Analogue Project (GAP) - 格陵蘭類比計畫
- Initial State (IS) - 初始狀態
- Low and Intermediate Level Waste Repository Assessment (LILW-RA) - 低和中放射性廢棄物處置場評估
- Models and Data (M&D) - 模型與數據
- Natural Analogue (NA) - 天然類比
- Olkiluoto Modelling Task Force (OMTF) - Olkiluoto 建模任務組
- Performance Assessment (PA) - 功能評估
- Performance Assessment and Formulation of Scenarios (PAFOS) - 功能評估與情節構建
- Performance Target (PT) - 功能目標
- Rock Suitability Classification (RSC) - 岩石適用性分類
- Spent Nuclear Fuel (SNF) - 用過核子燃料
- Table of Contents (TOC) - 目錄
- POSIVA's requirements management system (VAHA) - POSIVA 的要求管理系統

以下為 POSIVA 針對 STUK 審查後 34 項具體建議回覆中文翻譯

STUK 的要求	POSIVA 的回應
天然障壁	

<p>1. 為提高安全論證的可靠性，STUK 要求 POSIVA 逐步發展結合與天然障壁特性描述和性能展示相關的不同研究領域的結果與模型描述。此項工作必須在提交營運許可申請前完成</p>	<p>DB (設計基礎): 澄清母岩的性能目標與設計要求之間的連結。</p> <p>IS (初始狀態) 將識別處置場的安全相關特徵。</p> <p>PAFOS (性能評估與情節制定): 建模方法和輸入資料的審查以及必要的模型開發將與 OMTF 合作進行。修訂後的模型將用於 PAFOS 報告中的分析。</p> <p>M&amp;D (模型與資料) 將提供模型和資料的概述，包括與場地特性相關的資料，並參考討論模型資格方面的背景報告。</p> <p>GAP (格陵蘭類比專案) 和 Saimaa 專案的結果將在 CC (補充考量) 中呈現。</p>
<p>2. 在提交營運執照申請前，POSIVA 必須更詳細地評估氣候演化情節的替代可能性及其對處置系統的影響。</p>	<p>DB: 氣候演化的假設必須符合要求，例如關於廢料對罐的負載。可能需要與要求進行一些迭代。替代氣候演化及其對處置系統性能的影響將在 PAFOS 報告中討論，包括對性能目標實現情況的估計。</p> <p>CC 也將對此主題做出貢獻，特別是關於地下水演化。將報告不同氣候條件（冰川期）的天然類比以及導致地下水變化的相應地表環境。</p>
<p><b>場址合適性</b></p>	
<p>3. 在開始建造處置坑道和處置孔之前，POSIVA 必須根據母岩的性能做分析，說明設計要求與周圍岩石特性之間應保持的關係。這些關係必須表明如何控制和維持建造對母岩造成的（機械、地球化學和水文地質）擾動在設定的設計要求範圍內，以及當設計要求得到滿足時，母岩預期如何在長期內保持其有利特性。</p>	<p>DB 報告將更仔細地考慮母岩和地下開挖的要求推導和驗證，旨在說明設計要求與應保持的周圍岩石特性之間的關係，同時考慮如何控制和維持建造對母岩造成的機械、地球化學和水文地質擾動在設定的設計要求範圍內。</p> <p>IS 描述了場地的有利特性和建造後的初始狀態，包括建造造成的擾動。IS 還討論了與初始狀態下地下開挖相關的偏差，並為情節制定提供輸入值。</p> <p>在 PAFOS 報告中，將呈現岩石特性長期演化的分析。在分析中，將考慮假設設計要求最初得到滿足的情況，以及假設偏離設計要求的情況。處置場建造和營運造成的擾動將在分析中加以考慮。</p>
<p>4. POSIVA 必須擴展其目前的岩石應力測量數據，並在開始建造處置設施之前，準備更具體的基岩應力解釋。此外，在建造</p>	<p>IS: 現地應力條件是母岩初始狀態的一部分。</p> <p>M&amp;D 將描述岩石的概念模型，包括岩石應力，並記錄其建模過程。</p>

<p>期間，必須繼續進行岩石應力與穩定性研究以及相關的開發措施。。</p>	
<p>5. POSIVA 必須擴展其地震研究，最遲應在處置設施的營運執照申請中，納入進一步檢查的結果。材料的覆蓋範圍也必須在營運期間擴展研究。還必須在不同的等靜載荷條件下（例如冰河期）檢查地震的影響。</p>	<p>DB: 地震條件的假設必須符合要求，例如關於罐體的負載和處置孔的要求。可能需要與要求進行一些迭代。</p> <p>IS 描述了場址的地震特徵。地震的影響是關於地下開挖偏差的偏差分析的一部分。地下開挖與地震影響的關係在於處置孔相對於長裂縫的位置。</p> <p>在 PAFOS 報告中，將討論不同氣候條件下地震對處置系統的影響，並在情節制定中考慮地震。PAFOS 還將評估地震穩定性（地震）的性能目標的實現情況以及其他屏障的性能目標（考慮地震）的實現情況。</p> <p>地震條件也將在 CC 中討論，特別是關於後冰川斷層研究。</p>
<p>6. POSIVA 必須在開始建造處置設施之前，提交一份驗證裂縫網絡建模可靠性的計畫。在建造執照發放後，必須開始評估開挖造成的水文地質擾動、測量方法的評估以及建模數據報告的準備。最遲在營運執照申請階段，必須提出對所選建模方法和其可靠性的進一步證明和評估。</p>	<p>IS 將描述場地的水文地質特徵。</p> <p>M&amp;D 將描述場地水文的概念模型，證明其選擇的合理性，並討論模型中的可信度。</p>
<p>7. POSIVA 必須最遲在營運執照申請階段，證明水文地球化學和水文地質解釋之間有足夠的一致性。</p>	<p>IS: 將呈現場地的水文地球化學和水文地質初始狀態條件。</p> <p>M&amp;D 將記錄水文地球化學和水文地質模型和數據，評估其一致性，並討論其可信度。</p>
<p>8. POSIVA 必須最遲在處置設施的營運執照申請中，進一步說明其關於 Olkiluoto 天然資源資訊的結論證明。</p>	<p>CC 將為 Olkiluoto 缺乏天然資源相關資訊提供更好的支持。</p>
<p><b>處置設施</b></p>	
<p>9. 在開始建造處置設施之前，POSIVA 必須根據需要補充岩石分類指南，以滿足 3 之要求。此外，在開始建造處置設施之前，POSIVA 必須提出一份評估分類可靠性的程序計畫以及分類進一步發展的計畫。</p>	<p>岩石適用性分類準則被納入母岩和地下開挖的要求中。佈局與 RSC 之間的連結將在 DB 報告中呈現，該報告還將描述 RSC 與 PTs 之間的連結。</p>

	IS 將描述開挖區域的初始條件以及佈局的關鍵特徵及其對安全論證的影響。這也將被視為關於地下開挖偏差的偏差分析的一部分。
10. 在開始建造處置設施之前，POSIVA 必須進一步說明與岩石分類相關的批准程序，以涵蓋建造的不同階段，包括試鑽孔研究。	DB 報告將提供岩石適用性分類（RSC）準則與性能目標之間的明確連結。RSC 準則將作為母岩和地下開挖的要求。 IS 將描述開挖區域的初始條件以及佈局的關鍵特徵及其對安全論證的影響。這也將被視為關於地下開挖偏差的偏差分析的一部分。
11. 在建造第一批處置坑道期間，POSIVA 必須評估岩石分類準則的範圍和程序的性能，並在營運執照申請中附上一份評估報告。	DB 報告將提供岩石適用性分類（RSC）準則與性能目標之間的明確連結。RSC 準則將作為母岩和地下開挖的要求。 IS 將描述開挖區域的初始條件以及佈局的關鍵特徵及其對安全論證的影響。這也將被視為關於地下開挖偏差的偏差分析的一部分。初始狀態可能存在的偏差包括可能不符合 RSC 準則的情況。 在 PAFOS 報告中，將評估 SNF 處置場的演化，假設初始設計狀態已實現，並考慮已識別的合理偏差，以評估岩石的性能目標是否能在長期內實現。 結果將反映在岩石適用性準則的置信水平中，以支持處置系統的長期性能。這將包含在 Synthesis 報告的可信度聲明中。
<b>廢料罐</b>	
12) POSIVA 必須繼續其在廢料罐製造方法方面的工作，以便在提交營運執照申請前，能夠製造出符合 BWR 和 VVER 兩種罐體類型要求的組件	IS 將提供燃料類型和相應罐體類型的描述，包括初始狀態和罐體偏差分析中將考慮的潛在品質偏差。 M&D 報告將提供燃料和罐體數據，並討論其可信度。
13) 在提交營運執照申請前，POSIVA 必須更詳細地評估降低罐體性能的因素（純氧無水中的銅腐蝕；銅硫化物模型 (CSM) 的開發；高氯化物濃度下的銅腐蝕；炸藥殘留物中的氮化合物對銅應力腐蝕的影響；以及微生物對罐體性能的影響）的安全意義及相關開發需求，並比建造執照申請中呈現的內容更清楚地說明這	DB: 這些因素和開發需求及其相關不確定性對罐體性能目標的影響將比建造執照申請中呈現的內容更清楚地進行評估。 IS 將結合初始狀態、材料特性、外來物質和偏差來考慮這一點。 腐蝕研究將在開發計畫中進行，並於 PAFOS 報告提供導入。PAFOS 將討論腐蝕相關不確定性

<p>些因素和開發需求及其相關不確定性對性能目標的影響。</p>	<p>對罐體長期性能的影響。不確定性及其對情節的傳播也將在 PAFOS 報告中呈現。</p> <p>此外，還將考慮 CC 的文獻回顧中是否有遺漏之處。</p>
<p>14) POSIVA 必須繼續研究銅的蠕變 (creeping) 特性，特別是確定蠕變機制、合金材料和雜質（磷、硫）、溫度和應力的影響。</p>	<p>IS: 材料雜質將被視為潛在的偏差來源。</p> <p>蠕變過程將在 FEP 資料庫中描述，並在 PAFOS 中處理。這些過程對罐體性能和相關性能目標實現的影響將在 PAFOS 報告中討論，同時考慮可獲得的新資訊。不確定性及其對情節的傳播也將在 PAFOS 報告中呈現。</p> <p>蠕變數據和模型將在 M&amp;D 報告中總結，並附帶可信度聲明。</p> <p>此外，還將考慮 CC 的文獻回顧中是否有遺漏之處。</p>
<p><b>緩衝、回填與封閉</b></p>	
<p>15) 在提交營運執照申請前，POSIVA 必須澄清與達到預期緩衝層和回填層性能所需時間相關的不確定性對處置系統性能的影響。</p>	<p>IS 將包括緩衝、回填材料和封閉的偏差分析。</p> <p>緩衝和回填材料的早期演化，包括初始吸水和飽和度，將在 PAFOS 中討論。</p> <p>更新 CC，例如查看文獻中關於各種環境中天然膨潤土飽和度的程度（以及可變膨潤土密度）。</p>
<p>16) POSIVA 必須在營運執照申請階段，更清楚地呈現處置設施封閉結構的預期性能。</p>	<p>DB 報告將提供安全功能、性能目標與封閉期初步設計要求之間的連結。</p> <p>IS 將提供封閉期的描述、其初始狀態和可能的品質偏差，作為緩衝、回填和封閉偏差分析的一部分。</p> <p>PAFOS 將根據設計要求的驗證，分析封閉期的演化和相關性能目標的實現情況。</p> <p>CC 將為 PA 討論提供支持證據。</p>
<p>17) 在提交營運執照申請前，POSIVA 必須更清楚地說明削弱緩衝、回填和封閉相關性能的因素的安全意義，並比建造執照申請中呈現的內容更清楚地檢查這些因素及其相關不確定性對功能目標的影響。</p>	<p>DB: 這些因素及其相關不確定性對性能目標的影響將比建造執照申請中呈現的內容更清楚地進行評估。關於緩衝層、回填層和封閉層的要求將更新，以符合當前對安全重要過程的理解。</p> <p>IS 將包含緩衝、回填材料和封閉的偏差分析。</p> <p>PAFOS 將分析這些障壁性能目標的實現情況，同時考慮削弱其性能的因素和固有的不確定性。不確定性及其對應情節也將在 PAFOS 報告中呈現。</p>

	CC 將包括補充性的討論。CC 還將呈現處置場系統長期安全性的替代證據。
<b>用過核子燃料</b>	
18) POSIVA 必須繼續努力提高安全論證的可靠性，減少與燃料基質放射性核種釋放率、IRF 和 C-14 庫存(Inventory)以及 IRF 和 C-14 釋放相關的不確定性	IS 將定義用過核子燃料的初始狀態。 M&D 將描述用於確定放射性核種釋放和輸送模型源項的數據，並附帶可信度聲明。 AOR 和支持性機率不確定性與敏感性分析將分析與 UO2 基質和 IRF (包括 C-14) 釋放相關的數據中剩餘不確定性的後果。將作為 CC 中更新的主題 (關於天然或人為 C-14 通量，也包括生物圈群體的影響)。
19) POSIVA 必須在提交營運執照申請前，繼續檢查廢料罐體幾何形狀的長期發展，並檢查臨界後果。	DB: 罐體的安全功能將進行修訂，以明確考慮臨界。 IS 將包括罐體的初始狀態和偏差分析。PAFOS 報告將評估長期臨界的可能性。臨界的後果將在 PAFOS 報告中從能量釋放和對周圍屏障的影響方面進行研究。 用過核子燃料臨界的後果將在 AOR 報告中進行研究。 CC: 關於臨界的部分將根據文獻回顧進行更新。
<b>低、中放射性廢棄物處置場</b>	
20) 在開始建造低放射性及中放射性廢棄物處置場之前，POSIVA 必須提出更詳細的未來低放射性及中放射性廢棄物處置計畫，以及對設施中打算處置的不同類型核廢料綜合影響的更具體評估。	IS 將提供處置設施的描述，包括 LILW 處置場及其初始狀態。 不同類型廢棄物的綜合影響將在 LILW-RA 報告中進行評估。 LILW 處置場的釋放將在 AOR 中與用過核子燃料處置場的釋放一起進行分析。
21) POSIVA 必須將低放射性及中放射性廢棄物處置的影響納入涵蓋整個處置設施的情節和安全分析中，並在其安全論證中提出對設施中打算處置的不同類型核燃料綜合影響的更詳細評估。POSIVA 還必須在這方面更新安全論證，並在營運執照申請中提交。	LILW-RA 報告將識別 LILW 處置場的影響。 LILW 處置場的釋放情節將在 LILW-RA 中制定。 PAFOS 報告將根據 LILW-RA 報告總結 LILW 處置場的演化。PAFOS 報告將系統地分析 LILW 處置場的擾動 (在 LILW-RA 中識別) 對 SNF 處置場演化的影響。LILW 處置場的演化路徑將在 PAFOS 報告中納入整個處置系統的情節制定中。

	<p>AOR 中進行的放射性核種釋放和傳輸計算將包括低放射性及中放射性廢棄物處置場場的放射性核種釋放和傳輸。</p> <p>CC: 將納入對天然類比的審查，以涵蓋 LILW 過程（特別是水泥降解）。</p>
<b>安全與功能目標要求</b>	
22) 重新評估其確定安全與功能目標要求的方法，以澄清安全論證與性能目標定義中的不一致性	DB 將提供每個屏障的安全性能目標及其定義之間的明確連結
23) 根據障壁的可測量或可評估特性定義每個功能目標，並在每個目標中包含一個描述此特性的準則，以實現對功能目標的合規性和降低的清晰明確評估	DB 將根據 STUK 的具體意見描述更新後的功能目標。將對 VAHA 3 級採取更量化的方法。
24) 呈現障壁安全與功能目標和設計要求之間清晰明確的連結	DB 將提供每個屏障的屏障安全功能目標和設計要求之間清晰明確的連結。在 VAHA 更新的背景下，可以改進 TURVA-2012 之後不同級別要求之間的連結。這項工作後，將與 DB 報告完整連結。
25) 明確評估開發描述安全功能和影響它們的因素的概念模型	<p>PAFOS 將分析整個評估時間範圍（100 萬年）內性能目標的實現情況，包括早期演化。</p> <p>IS: 偏差分析將產生有關初始不確定性的資訊。</p> <p>CC 將為過程理解提供支持。補充關於功能評估的模型中考慮的現象的理解，以減少不確定性。</p> <p>NA 資訊尚未經過篩選。將在 CC 中進行文獻調查。</p>
<b>情節分析</b>	
27) 處置系統潛在的演化方案	<p>處置系統的潛在未來演化，包括地表環境、地球圈、LILW、SNF 處置場，將在 PAFOS 中作為情節進行描述（包括替代氣候演化路徑）。</p> <p>地表環境和 LILW 處置場的演化路徑將基於 LILW-RA 和生物圈評估。</p> <p>超過 100 萬年的演化將僅在 CC 中討論。</p>
28) 澄清情節構建方法，以便更容易確保情節在處置系統潛在發展方面具有全面性	<p>IS 將提供偏差分析。</p> <p>PAFOS 報告將呈現情節制定的方法。處置系統的潛在演化將在 PAFOS 中進行評估，並將制定涵蓋整個處置系統的情節，同時考慮已識別的不確定性及其影響。</p>

<p>29) 對於安全論證中選擇特定情節提供更清晰的證明</p>	<p>S 將提供偏差分析。</p> <p>功能評估 (PA) 和情節制定 (FOS) 報告已合併到 PAFOS 報告中，以提供性能評估和情節制定之間的明確連結。PAFOS 報告將描述地表環境、LILW、SNF 處置的不同演化路徑，以及它們如何組合成整個處置系統的情礦。</p> <p>CC 可以提供更深入的討論，涉及所建模的過程，例如永凍土、冰川作用。GAP 和 Saimaa 專案的結果及其重要性將會討論。</p>
<p>30) 在情節分析中，更系統和全面地展示對障壁安全功能下降的準備程度，包括由障壁品質不合格（例如製造和安裝錯誤）引起的安全性下降。</p>	<p>障壁生產、安裝或建造中的品質偏差將與開發部門 (Kehitysosasto) 和建造部門 (Rakentamisosasto) 合作定義。這些品質偏差將在 IS 報告中連同初始狀態一起呈現。</p> <p>品質偏差將在 PAFOS 中用於制定可能在 AOR 中分析的情節。</p>
<p><b>安全論證的發展與可靠性</b></p>	
<p>31) 針對與不同情節相關的計算和放射性核種在生物圈中的遷移進行全面的敏感性評估</p>	<p>AOR 將包括對每個涉及放射性核種釋放的情節的詳細敏感性評估，並更廣泛地使用機率方法。</p> <p>將開發並使用一個簡化的機率模 SIPRO (POSIVA 用於用過核子燃料深地層處置安全評估中的簡化機率模型工具 Simplified Probabilistic Tool 之縮寫)，用於評估放射性核種從 SNF 和 LILW 處置場遷移到生物圈。</p>
<p>32) 在提交營運執照申請時，提交一份更清晰的關於多個廢料罐體失效影響的審查報告，該報告應根據地震機率進行加權，並說明計算如何與相關處置系統的未來發展連結。該報告必須更徹底地說明在計算中如何保守地考慮冰蓋融化造成的條件變化</p>	<p>IS: 罐體初始缺陷是偏差分析的一部分。</p> <p>PAFOS 將評估在岩石剪切情況下罐體、緩衝層和母岩性能目標的實現情況；將考慮地震發生的機率，研究地震導致多罐體失效的可能性。AOR 評估多個處置罐體失效並根據地震機率加權的方法，已根據 STUK 關於 TURVA-2012 進一步資訊的要求進行更新。這種更新的方法將應用在 AOR。與冰蓋融化（以及長期溫帶氣候）相關的化學侵蝕分析將根據 KBS-3H 正在進行的功能評估經驗進行審查和更新。</p> <p>冰消期期間的條件是外部過程的一部分，其模型和數據將在 M&amp;D 報告中描述，並附帶對其保守性的可信度聲明。</p>

	<p>CC 可以提供更深入的討論，涉及所建模的過程，例如永凍土、冰川作用。GAP 的結果及其重要性將會討論。</p>
<p>33) 改善安全論證的結構和呈現方式（清晰度、透明度、可追溯性、數據一致性），並更清楚地呈現安全論證中的結論及其依據，以便在營運執照申請中更容易驗證是否符合安全要求</p>	<p>安全論證報告的結構和呈現已根據 STUK 對建造執照申請的回饋進行更新；</p> <p>Synthesis 報告將特別提供一種自上而下的層次化結論方法；目標是減少冗餘篇幅，以模組化格式編寫，以便在不同報告中交叉引用；將向讀者提供結論與推導這些結論的報告之間的清晰連結；內容管理的模組化方法也將有助於降低不同報告之間不一致的風險，同時與模組化文本的來源保持清晰的連結。</p> <p>DB 報告將提供安全功能、性能目標和設計要求之間的明確連結，從而有助於要求鏈的可追溯性。</p> <p>PAFOS 報告結合了 TURVA-2012 中的 PA 報告和 FOS 報告，旨在澄清安全論證的結構和呈現，此要求也已納入 PAFOS 報告的目錄中。在 PAFOS 報告中，將特別得出關於性能目標實現情況的明確結論。</p> <p>M&amp;D 報告將通過記錄所有安全論證分析中使用的模型、程式碼和數據，並作為額外的檢查點以確保其一致性，從而有助於提高透明度、可追溯性和一致性。</p>
<p>34) 在營運執照申請中向 STUK 提交所有安全論證報告</p>	<p>安全論證報告的製作時間表已調整，以便所有報告都將在營運執照申請時提交給 STUK。</p>

## 5. 本土化管制要項建議

鑒於台灣地質構造複雜且位處環太平洋地震帶，用過核子燃料最終處置設施之設計與建造需特別重視地震活動、斷層分布、地質變遷等自然條件之影響。此外，處置計畫之推展須同時考量技術可行性、環境安全性及社會觀感等多重面向，亟需各利害關係人之充分參與及意見整合。在此脈絡下，主管機關應以前瞻性思維建立完整且具體之管制框架，涵蓋場址特性調查、設施設計、施工監督、運轉管理及封閉後監測等各階段之品質保證及安全要求。

### 5.1. 核種遷移參數的本土化研究與建立

要求進行針對台灣潛在處置母岩（如離島或東部結晶岩）及工程障壁材料（如膨潤土、回填材料）的核種吸附、擴散等遷移參數的實驗量測與驗證。現有安全評估多引用國際數據，主管機關應要求建立本土化參數資料庫，以更準確評估核種在台灣地質環境中的傳輸行為。

規範實驗室模擬試驗的標準與品質保證程序，確保實驗數據的可靠性。這應包括批次吸附實驗、母岩及膨潤土擴散試驗等。針對重要核種（如 Cs、U、Th）在不同地球化學條件（如地下水成分、酸鹼度、氧化還原電位）下的遷移特性進行研究。

要求評估膠體（如蒙脫石膠體、腐植酸等有機物、無機化合物）對核種遷移的影響，包括膠體的形成、特性、在工程障壁和母岩中的傳輸行為，以及膠體與核種的交互作用機制。

參數化之數據應以獨立報告方式呈現，詳細羅列各參數值之範圍，使用文獻所發表之參數，應詳細說明參數之可用性，並量化不確定性。

### 5.2. 核種傳輸分析模式的建立與驗證

要求發展並驗證符合台灣地質環境特性的核種近場、遠場及生物圈傳輸分析模式。這些模式應能模擬核種從廢棄物罐釋出後，在工程障壁、母岩、地下水及生物圈中的遷移和累積。規範模式的選用與開發需考量燃料特性、生物圈、水文與核種遷移等主要模擬項目。要求

進行模式驗證與校驗，包括利用實驗室數據、現地試驗數據（若有）、以及天然類比案例進行模式的驗證。鼓勵並規範安全評估模式鏈技術的發展與應用，整合各項專業領域的評估模式，以進行全系統的安全評估。

使用諸如 SKB 與 POSIVA 相關模式工具乃站在巨人肩膀看世界，然而，引進模式工具，其發展歷程、適用範圍與限制應有詳細論述與理解，避免淪於黑箱作業。

包含 C-14 等核種，以氣體傳輸之可能性無法避免，若可能性低，應詳列原因，若必須考慮氣體傳輸途徑，則應該說明目前的模式計算工具是否可以全面性的包含各種變因，包括：多相流體、非等溫效應等多因子影響。

### 5.3. 地質環境水文地球化學特性的調查與評估

要求詳盡調查候選場址（若有）的水文地質特性，包括地下水流路徑、流速、水力梯度、滲透性等，因為地下水是核種遷移的主要媒介。規範地下水化學特性的調查與監測，包括主要離子濃度、pH 值、氧化還原電位、溶解氧、有機碳含量等，這些因素會影響核種的溶解度、吸附行為和廢棄物罐的腐蝕。要求建立考量長期氣候與海平面變遷的地下水流分析模式並進行驗證。規範針對地下水與岩石基質及裂隙填充礦物之間化學反應的評估，了解這些反應對地下水化學和核種遷移的影響。

鑒於各國處置條件完全相同可能性極低，地球化學與生物因子應與傳輸模型耦合。

### 5.4. 工程障壁系統對核種傳輸的影響評估

要求評估緩衝材料（如膨潤土）和回填材料的吸附、擴散等遲滯核種遷移的能力。規範對緩衝材料的物理化學特性（如密度、含水量、孔隙率、礦物成分）進行嚴格的品質管制，因為這些特性直接影響其核種傳輸特性。要求評估滲透作用對膨潤土性質（如水力傳導係數或回脹壓力）的影響，規範對回填材料的設計，使其能抑制緩衝材料的

膨脹，維持緩衝材料的設計密度，進而維持其核種遲滯能力。要求評估開挖損傷帶（EDZ）對地下水流和核種傳輸的影響，並規範採取措施最小化 EDZ 的範圍和影響。

近場傳輸可能多以擴散為主，然而目前本土化數據極度缺乏，不論是吸附或擴散係數都是重要參數，相關試驗應有系統的開展，逐步擴充資料庫的可用性。

### 5.5. 熱效應與廢料罐腐蝕

熱效應（如熱致剝落）：本報告已將熱效應考慮於長期安全評估中，針對熱致剝落（thermal spalling）可能影響岩體穩定性與地下水流場，依據國際案例（如瑞典 SKB、芬蘭 POSIVA）納入溫度-時間-力學耦合分析，評估熱釋放對圍岩裂隙發展與核種遷移行為的潛在影響。

廢料罐腐蝕：廢料罐腐蝕機制為長期遷移評估的重要前提之一，已考慮罐體材質於深層環境下的均勻腐蝕、點蝕等過程，並採最新國際數據估算其失效機率，作為源項釋放評估的依據，同時納入安全設計與監控要項。

### 5.6. 長期演化情節分析中核種傳輸的考量

要求在長期演化情節分析中，考慮氣候變遷（如冰河期循環、海平面變化）、地質演化（如地殼抬升/沉降、地震活動）和人類活動等因素對地下水流系統和核種傳輸的潛在影響。規範針對地震可能引致的岩體錯動、裂隙產生或開通，以及地下水流和化學環境的瞬間改變對核種傳輸的影響進行評估。要求進行不確定性分析與敏感度分析，以辨識影響核種傳輸評估結果的關鍵參數與情節，並針對不確定性較大的參數進行更深入的研究。

### 5.7. 生物圈評估

要求建立符合台灣環境特性的生物圈概念模型和評估模式，評估從地質環境釋出的放射性核種對人類和生態環境的潛在影響。規範考

量多種核種釋出途徑（如海洋、瀉湖、湖泊、河流、井水）及其對不同潛在曝露群體的影響。強調使用本土化的生物圈參數，例如食物鏈中核種的傳輸係數、人類的攝食習慣等。認識並處理生物圈評估中參數的不確定性，例如地表環境相關參數的不確定性。

## 6. 結論

本研究旨在探討放射性廢棄物最終處置設施中核種傳輸安全評估之議題。研究範疇涵蓋核子工程領域，並整合地質學、水文地質學及地球化學等跨領域知識，著重於數學模型之建立與應用，以精確模擬核種於地下介質中之傳輸行為。鑒於我國最終處置場址尚未確定，數值模擬之重要性更顯關鍵，本研究特別著重於不確定性分析，綜合考量地質條件變異性及工程障壁系統性能等多重因素，建構完整之安全評估架構，為未來場址篩選作業及設施長期安全評估提供科學基礎。

本報告首先回顧國際深層地質處置經驗，著重分析瑞典 SKB 及芬蘭 POSIVA 之技術報告。針對芬蘭 POSIVA 2017-02 報告，該報告為 Olkiluoto 地質處置設施營運許可申請所需之完整安全論證。其核心方法論為多重障壁安全概念，整合工程障壁系統（包含廢料罐、緩衝材料、隧道回填材料）與天然障壁系統之協同效應。報告採系統化方法進行情節分析，涵蓋外部因素（如氣候變遷、冰河作用、地震活動）、內部因素（如放射性衰變熱、水文地質演化、地下水化學特性變化）以及工程障壁系統之潛在缺失，評估時間尺度達百萬年。報告運用多項先進數值工具，包含 GoldSim（用於近場及部分地質圈傳輸模擬）、MARFA（專用於分散性傳輸及反應動力學模擬）、PANDORA 與 Ecolego（生物圈模型），以及離散裂隙網路模型以模擬地下水流動及核種傳輸。在不確定性處理方面，報告結合決定論與機率論方法，採用蒙地卡羅模擬技術量化不確定性因素之影響。研究結果顯示 C-14 及 I-129 為主要貢獻核種，並強調多重障壁系統之關鍵功能及生物圈模型之準確性。報告亦著重不確定性分析之重要性，並將低中放射性廢棄物納入整體安全評估架構。芬蘭輻射與核子安全管制局對 POSIVA 之建造許可申請進行審查，確認設施封閉後安全性已獲充分驗證，同時提出若干需進一步研究及改進之領域。POSIVA 針對審查意見提出詳細回應方案，包含天然障壁及工程障壁系統特性與性能、安全評估情節、模型與數據、安全論證等面向。

其次，報告分析瑞典 SKB TR-10-50 報告，該報告深入探討放射性核種傳輸機制及影響核種遷移之場址特徵參數。研究聚焦於氧化還原電位對氧化還原敏感性核種之影響，探討碳酸鹽於氧化還原物種形成過程中之作用機制，並評估不同核種於預測冰期地下水環境中之穩定性。報告分析 pH 值及碳酸根離子濃度對核種形態之影響，並提供 Forsmark 場址 SR-Site 安全評估所需之吸附分配係數建議值。此外，報告呈現不同情節下之劑量評估結果，包含定率式中央腐蝕情節 (deterministic scenario of central corrosion) 及多項敏感度分析，以及最佳可行技術評估 (含不同銅殼厚度、過濾準則) 之影響。報告探討其他潛在失效機制，如同向應力負載及剪切負載。於場址特性對核種傳輸影響方面，報告深入探討地下水流動、水化學條件及傳輸與遲滯過程。SR-Site 概念模式之建立方法亦詳細闡述，包含核種篩選機制、用過核子燃料釋出機制、近場傳輸與滯留機制 (Q1、Q2、Q3 路徑)、地質圈傳輸過程及生物圈表示系統。報告特別討論廢料罐腐蝕及剪切負載對廢料罐之影響等主要失效情節，以及假設性殘餘情節與障壁失效案例。

報告續以瑞典 SKB TR-10-52 報告為基礎，該報告詳實記錄並分析 SR-Site 模型各組件採用之數據與參數值，並說明嚴謹之資料品質驗證程序。報告深入探討近場模型 (包含廢料罐失效後之核種釋出機制、溶解度限制、緩衝層與回填材料之物理特性及擴散係數、岩石吸附分配係數)、遠場模型 (包含離散裂隙網路水流建模、裂隙特性、冰河循環影響、開挖擾動區評估、基質擴散) 以及地表數據 (包含氣候與氣候相關參數、景觀劑量轉換因子)。各章節詳述數據來源、品質管制及不確定性評估。

報告第三章著重於核種遷移數值模擬之重要性，強調其於評估最終處置安全性、關鍵參數、評估模型建立、多重障壁系統傳輸行為分析、參數不確定性處理、長期安全評估、情節分析與安全論證及安全標準比較等面向之重要功能。文中介紹 GoldSim 作為廣泛應用之核種傳輸模擬軟體，並闡述其基本概念，包含作為模型基本元素之傳輸路徑、作為裂隙介質常用傳輸路徑之管件及其利用拉普拉斯數值反轉換

之解題方式，以及通量之定義與計算方法。報告並簡要介紹管件（pipe，為 GoldSim 元件之一）之數學理論。

I-129 分析為展示案例，說明 GoldSim 核種遷移模擬之應用。I-129 因其特殊物理化學特性（低滯留性、高移動性、高水溶性、低吸附性、長半衰期）於長期安全評估中扮演關鍵角色。文中展示建立簡易 GoldSim 模型之步驟，並深入探討 I-129 模擬案例中之參數不確定性與敏感度分析方法論。不確定性分析採用機率分布及蒙地卡羅模擬量化參數不確定性，而敏感度分析則評估模型輸出對輸入參數變化之敏感程度。報告進行定率式分析，探討岩石基質中分配係數、有效擴散係數、基質擴散深度、裂隙開口寬度及體積流量對 I-129 傳輸之影響，並以圖表呈現不同參數值下之穿越曲線。最後，報告進行不確定性與敏感度分析，採用蒙地卡羅取樣獲得 I-129 傳輸結果之信賴區間，並利用龍捲風圖進行敏感度分析，結果顯示基質擴散深度與地下水體積流量對模擬結果影響最顯著，而裂隙開口寬度影響最小。此分析結果有助於主管機關於審查安全評估報告時，將重點置於對影響最顯著參數之精確量測與評估。

本研究的第三章針對具備中等吸附能力但半衰期長之 Cs-135，以及 U-238 衰變鏈核種（包含 U-238、U-234、Th-230 及 Ra-226）進行了數值模擬分析，以補足不吸附核種 I-129 案例之外的傳輸特性研究。對於半衰期約  $2.3 \times 10^6$  年的中等吸附核種 Cs-135，定率式計算結果顯示，其岩石基質分配係數（Kd 值）兩個數量級的差異。透過 30 次拉丁超立體（LHS）抽樣進行的敏感度分析結果明確指出，Cs-135 的 Kd 值是影響濃度尖峰的最敏感參數，其次是地下水體積流量（Q）。這與 I-129 的敏感度分析結果不同，突顯了不同核種因為參數組合的變化，其濃度對於參數的敏感度亦會有所差異。

此外，針對 U-238 衰變鏈核種的定率式計算顯示，吸附性最強的 Th-230 濃度幾乎維持在零，而 Ra-226 濃度在約 10,000 年後會因其母核 Th-230 的衰變生成而開始上揚。衰變鏈的機率式分析結果趨勢與定率式相符。針對衰變鏈核種濃度總和的敏感度分析則顯示，Ra-226 的 Kd 值對濃度尖峰具有最大影響力。總體而言，這兩組吸

附性核種的研究成果強化了結論：對於會吸附的核種，其吸附分配係數 ( $K_d$ ) 是影響核種傳輸模擬結果最為關鍵的參數。這些成果不僅作為數值模擬的示例，更為後續工作指明方向，應針對 Cs-135 和衰變鏈核種進行更深入、更全面的不確定性與敏感度分析，以確保對關鍵吸附參數的精確掌握。

## 7. 參考文獻

- 台灣電力公司. (2016a). 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告 (SNFD2017報告), 台灣電力公司。
- 台灣電力公司. (2016b). 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告技術支援報告 3 安全評估, 台灣電力公司。
- 台灣電力公司. (2016c). 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告-技術支援報告2 處置設計與工程技術, 台灣電力公司。
- 台灣電力公司. (2023). 我國用過核子燃料最終處置 初步安全論證報告 SNFD2021報告, 台灣電力公司。
- Babakhani, P., Bridge, J., Doong, R.-A., & Phenrat, T. (2017). Continuum-based models and concepts for the transport of nanoparticles in saturated porous media: A state-of-the-science review. *Advances in Colloid and Interface Science*, 246, 75–104. <https://doi.org/10.1016/j.cis.2017.06.002>
- Chen, J.-S., Ho, Y.-C., Liang, C.-P., Wang, S.-W., & Liu, C.-W. (2019). Semi-analytical model for coupled multispecies advective-dispersive transport subject to rate-limited sorption. *Journal of Hydrology*, 579, 124164. <https://doi.org/10.1016/j.jhydrol.2019.124164>
- Chopra, M., Sunny, F., & Oza, R. B. (2016). Numerical modeling of colloid-facilitated radionuclide decay chain transport in a coupled fracture–matrix system. *Environmental Earth Sciences*, 75(19), 1300. <https://doi.org/10.1007/s12665-016-6105-4>
- Falta, R. W., & Wang, W. (2017). A semi-analytical method for simulating matrix diffusion in numerical transport models. *Journal of Contaminant Hydrology*, 197, 39–49. <https://doi.org/10.1016/j.jconhyd.2016.12.007>
- GoldSim Technology Group. (2021a). *GoldSim Contaminant Transport Module-User's Guide*.
- GoldSim Technology Group. (2021b). *GoldSim User's Guide*.
- IAEA. (2003). *Scientific and Technical Basis for the Geological Disposal of Radioactive Wastes*. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. <https://www.iaea.org/publications/6568/scientific-and-technical-basis-for-the-geological-disposal-of-radioactive-wastes>
- IAEA. (2020). *Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories*. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. <https://www.iaea.org/publications/13510/design-principles-and-approaches-for-radioactive-waste-repositories>

- POSIVA. (2012). *Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto—Synthesis 2012* (No. POSIVA 2012-12). POSIVA Oy.
- POSIVA. (2017). *Safety Case Plan for the Operating Licence Application* (No. POSIVA 2017-02). POSIVA Oy.
- Šimůnek, J., Šejna, M., & van Genuchten, M. Th. (2022). *The C-Ride Module for HYDRUS* (Version 2.0). PC Progress, Ltd.,
- SKB. (2010a). *Data report for the safety assessment SR-Site* (Technical Report No. SKB TR-10-52). Svensk Kärnbränslehantering AB.
- SKB. (2010b). *Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site* (No. SKB TR-10-50). Svensk Kärnbränslehantering AB.
- STUK. (2015). *STUK's review on the construction license stage post closure safety case of the spent nuclear fuel disposal in Olkiluoto* (No. STUK-B 197). Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland.
- Sudicky, E. A., & Frind, E. O. (1982). Contaminant transport in fractured porous media: Analytical solutions for a system of parallel fractures. *Water Resources Research*, 18(6), 1634–1642. <https://doi.org/10.1029/WR018i006p01634>
- Tien, N.-C. (2023). The coupled effect of bentonite colloid and radioactive ingrowth on the transport of actinide decay chains in a single fracture. *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*, 16(3), 100594. <https://doi.org/10.1016/j.jrras.2023.100594>
- van Loon, L. R., & Mibus, J. (2015). A modified version of Archie's law to estimate effective diffusion coefficients of radionuclides in argillaceous rocks and its application in safety analysis studies. *Applied Geochemistry*, 59, 85–94. <https://doi.org/10.1016/j.apgeochem.2015.04.002>
- Zhang, X., Cai, F., Ma, F., Reimus, P., Qi, L., Lu, D., Soltanian, M. R., & Dai, Z. (2024). Investigating the role of Na-bentonite colloids in facilitating Sr transport in granite minerals through column experiments and modeling. *Journal of Hazardous Materials*, 463, 132851. <https://doi.org/10.1016/j.jhazmat.2023.132851>