



行政院原子能委員會  
放射性物料管理局

# 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

## 106 年低放射性廢棄物坑道處置安全

### 審驗技術建立之關鍵課題研析

#### 子計畫四：低放射性廢棄物坑道處置長期 安全驗證技術研究

計畫編號：105FCMA011

計畫主持人：董家鈞

子計畫四主持人：李明旭

受委託機關(構)：社團法人中華民國大地工程學會

報告日期：中華民國 106 年 12 月

# 106 年低放射性廢棄物坑道處置安全

## 審驗技術建立之關鍵課題研析

### 子計畫四：低放射性廢棄物坑道處置長期 安全驗證技術研究

受委託單位：社團法人中華民國大地工程學會

計畫主持人：董家鈞

子計畫四主持人：李明旭

研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月

研究經費：新臺幣 99.8 萬元(子計畫四經費)

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

中華民國 106 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

## 摘要

核種傳輸機制為核種由處置設施(近場)經地質圈(遠場)再進入生物圈之主要途徑，而坑道處置為國內低放射性廢棄物處置之主要方式，因此系統性的探討坑道處置之近場與遠場核種傳輸驗證技術有其必要性，瑞典SKB針對SR-PSU site之申照程序有一系列技術報告提供完整參考資訊，本計畫在國際坑道處置長期安全分析審驗方法，主要參考TR-14-09: Radionuclide Transport and Dose Calculations for the Safety Assessment SR-PSU技術報告內有關核種傳輸驗證技術，也同時參考近場機制之TR-14-04: Engineered Barrier Process Report for the Safety Assessment SR-PSU及遠場機制之TR-14-05: Geosphere Process Report for the Safety Assessment SR-PSU等二本技術報告，以釐清核種傳輸驗證與近場、遠場機制之相互關聯。透過整理與研析國際先進國家技術報告，有助了解國際上在坑道處置核種傳輸驗證技術之最新發展趨勢，裨益國內未來在坑道處置長期安全分析審驗方法之精進。第二項工作為近岸環境坑道處置遠場核種傳輸數值模擬之參數敏感度分析，利用本計畫105年度建置之近岸環境遠場數值模擬網格，進行遠場核種傳輸參數敏感度分析，以釐清核種在地質圈傳輸之關鍵參數與其對核種遷移與遲滯之可能影響程度，將有助於未來進行場址調查時建立所需鑑別之關鍵場址參數。第三項工作為建立坑道處置之近場核種傳輸數值模擬技術，以HYDROGEOCHEM系列模式建立坑道處置之近場數值模擬網格，參考TR-14-04與TR-14-09所考慮的近場機制與模擬策略，建立符合國內處置現況之近場數值模擬網格，並進行模擬測試，做為下一階段銜接遠場核種傳輸數值模擬的基礎。第四項工作為綜整本計畫105年度與本年度之關鍵成果與發現，提出在坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項，針對模式、關鍵參數與不確定性處理等提出說明與建議，期望建立與提升國內長期安全評估近場與遠場傳輸驗證之技術能力。

# Abstract

Radionuclide transport is the major pathway of radioactive waste reaching biosphere from the waste disposal facilities. Tunnel disposal is one of proposed disposal approaches for domestic low-level waste. It is necessary to systemically investigate and develop required verification techniques for near-field/far-field radionuclide transports of long-term safety assessment. This study reviewed verification techniques of radionuclide transport in three SKB technical reports: Radionuclide Transport and Dose Calculations for the Safety assessment SR-PSU (TR-14-09), Engineered Barrier Process Report for the Safety Assessment SR-PSU (TR-14-04) and Geosphere Process Report for the Safety Assessment SR-PSU (TR-14-05). Studying international technical reports not only to learning the newly developed technologies on verifying radionuclide transport verification technology but also to enhance domestic reviewing techniques on radionuclide transports in long-term safety assessment. The second task is to perform sensitivity analysis of far-field parameters on radionuclide transport using grids developed in 2015 project to identify key geological parameters affecting radionuclide migrations. Outcomes will benefit establishment of key parameters for future site characterization studies. The third task is to develop numerical techniques for near-field radionuclide transports as part of our simulation systems on simulating radionuclide migrations. The HYDROGEOCHEM model was used to build 3D near-field simulation grids for current design concept of tunnel disposal and with similar strategies developed in TR-14-04 and TR-14-09 reports. Preliminary test runs of near-field grids were performed to ensure successful connections with far-field grids to achieve systematic simulations of radionuclides. The fourth task is to provide review suggestions, including models, key parameters, and handling of uncertainties, on long-term safety models by synthesizing key outcomes and findings in 2015 project and current studies. Both reviews of international technical reports and developments of simulating radionuclide transport techniques achieved in this study will facilitate the development and enhancement of long-term safety assessment techniques in both near-field and far-field investigations.

# 目錄

摘要 .....	iii
Abstract .....	iv
圖目錄 .....	vi
表目錄 .....	viii
第一章 前言 .....	1
第二章、國際間低放坑道處置場址的核種傳輸驗證技術資訊研析 .....	3
2.1 SR-PSU 核種傳輸與劑量計算之模式與資料連結 .....	3
2.2 核種傳輸計算之初始存量核種篩選原則 .....	4
2.3 SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之核種衰變鏈 .....	5
2.4 核種傳輸計算與水文模式的耦合 .....	6
2.5 近場模式 .....	6
2.6 遠場模式 .....	8
第三章、低放坑道處置近岸環境下的遠場傳輸數值模擬參數敏感度研析 .....	10
3.1 水力傳導係數之敏感度分析 .....	11
3.2 擴散係數之敏感度分析 .....	16
3.3 延散係數之敏感度分析 .....	20
3.4 情境變化之敏感度分析 .....	25
第四章、低放坑道處置之近場多子核種傳輸驗證技術建立 .....	28
4.1 近場(處置坑道)環境水文地質介紹 .....	28
4.2 二維案例數值解之近場(處置坑道)傳輸數值模擬 .....	31
4.2.1 案例 1—穩態流場及穩態傳輸案例 .....	32
4.2.2 案例 2—穩態流場及暫態傳輸案例 .....	35
4.2.3 案例 3—多條核衰變鏈案例 .....	38
第五章、低放坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項 .....	45
第六章、結論與建議 .....	49
參考文獻 .....	51

# 圖目錄

圖 2.1 SR-PSU 核種傳輸與劑量計算的模式與資料鏈結 (來源：Fig.2.3 in TR-14-09) .....	4
圖 2.2 SR-PSU 初始存量核種輻射劑量與半衰期 (來源：Fig.3.1 in TR-14-09) .....	4
圖 2.3 核種傳輸與水文模式的耦合 (來源：Fig.9.1 in TR-14-09).....	6
圖 2.4 IBLA 模型的控制體積(來源：Fig. 9.14 in TR-14-09).....	7
圖 2.5 IBLA 核種傳輸計算概念模型 (來源：Fig. 9.15 in TR-14-09).....	7
圖 2.6 遠場水文地質模型 (來源：Fig. 9.20 in TR-14-09).....	8
圖 2.7 遠場核種傳輸概念模型(來源：Fig. 9.21 in TR-14-09).....	9
圖 3.1 觀察點分布圖.....	10
圖 3.2 不同水力傳導係數時觀察點 A 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	12
圖 3.3 不同水力傳導係數時觀察點 B 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	13
圖 3.4 不同水力傳導係數時觀察點 C 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	14
圖 3.5 不同水力傳導係數時觀察點 D 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	15
圖 3.6 不同擴散係數時觀察點 A 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	16
圖 3.7 不同擴散係數時觀察點 B 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	17
圖 3.8 不同擴散係數時觀察點 C 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	18
圖 3.9 不同擴散係數時觀察點 D 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	19
圖 3.10 不同延散係數時觀察點 A 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	21
圖 3.11 不同延散係數時觀察點 B 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	22
圖 3.12 不同延散係數時觀察點 C 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	23
圖 3.13 不同延散係數時觀察點 D 濃度圖(A) $^{238}\text{Pu}$ (B) $^{234}\text{U}$ (C) $^{230}\text{Th}$ (D) $^{226}\text{Ra}$ .....	24
圖 3.11 觀察點 A Pu-238 濃度圖(A) Case1-3 (B) Case4-6 (C) Case7-9 (D) Case10-12 .....	26
圖 4.1 近岸坑道處置設施俯視圖.....	28
圖 4.2 A 類廢棄物處置坑道剖面圖(來源：台灣電力公司，2016).....	29
圖 4.3 B、C 類廢棄物處置坑道剖面圖(來源：台灣電力公司，2016).....	29
圖 4.4 近場(處置坑道)二維網格.....	30
圖 4.5 近場(處置坑道)流場邊界條件.....	31
圖 4.6 近場(處置坑道)傳輸邊界條件.....	32
圖 4.7 案例 1—A 類廢棄物處置坑道壓力水頭分布圖.....	32
圖 4.8 案例 1—B、C 類廢棄物處置坑道壓力水頭分布圖 .....	33
圖 4.9 案例 1—A 類廢棄物處置坑道流場與總水頭圖.....	33

圖 4.10 案例 1—B、C 類廢棄物處置坑道流場與總水頭圖 .....	33
圖 4.11 案例 1—A 類廢棄物處置坑道相對活度分布圖 .....	34
圖 4.12 案例 1—B、C 類廢棄物處置坑道相對活度分布圖 .....	34
圖 4.13 案例 2—A 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1 年).....	35
圖 4.14 案例 2—A 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(100 年).....	35
圖 4.15 案例 2—A 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1,000 年).....	36
圖 4.16 案例 2—B、C 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1 年).....	36
圖 4.17 案例 2—B、C 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(100 年).....	37
圖 4.18 案例 2—B、C 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1,000 年).....	37
圖 4.19 案例 3—A 類廢棄物處置坑道關鍵核種外釋活度圖.....	42
圖 4.20 案例 3—B、C 類廢棄物處置坑道關鍵核種外釋活度圖 .....	42
圖 4.21 案例 3— $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 核種在不同類型坑道外釋活度圖 .....	43
圖 4.22 案例 3— $^{129}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{14}\text{C}$ 核種在不同類型坑道外釋活度圖 .....	44
圖 4.23 案例 3— $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Y}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 核種在不同類型坑道外釋活度圖 .....	44

## 表目錄

表 2.1 SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之核種衰變鏈 (來源：Table3.1 in TR-14-09).....	5
表 2.2 SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之單一核種 (來源：Table3.2 in TR-14-09).....	6
表 3.1 核種衰變鏈參數.....	10
表 3.2 水力傳導係數參數調整.....	11
表 3.3 擴散係數參數調整.....	16
表 3.4 延散係數參數調整.....	20
表 3.5 情境案例說明.....	25
表 3.6 觀察點濃度峰值.....	26
表 3.7 濃度峰值到達時間(year).....	27
表 4.1 近場(處置坑道)8 種障壁材質之水文與傳輸參數.....	30
表 4.2 案例 3—12 條核種衰變鏈參數(1~2 條).....	38
表 4.3 案例 3—12 條核種衰變鏈參數(3~12 條).....	40
表 4.4 案例 3—A 類及 B、C 類廢棄物核種活度總量 .....	41
表 5.1 近場關鍵作用與關鍵變數互動矩陣-以水文作用、化學作用與核種傳輸作用為例 ...	46
表 5.2 遠場關鍵作用與關鍵變數互動矩陣-以水力作用為例 .....	47

# 第一章 前言

近地表處置與坑道處置為國際上常採用之低放射性廢棄物最終處置方式，其中坑道處置則是目前國內低放射性廢棄物最終處置設施建議候選場址的主要處置方式，這可由經濟部於民國 101 年所核定公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」等 2 處低放射性廢棄物最終處置設施建議候選場址的場址特性說明，其中「台東縣達仁鄉」建議候選場址採用近岸坑道處置，「金門縣烏坵鄉」建議候選場址為海床下坑道處置。處置場址安全評估雖涉及許多專業領域的技術要項，然而由於核種傳輸機制為放射性核種進入生物圈之主要途徑，因此坑道處置之近場與遠場核種傳輸驗證技術便顯得格外重要。而從安全評估角度，近場安全評估在確認坑道處置工程障壁之安全圍阻與遲滯功能，遠場部分則在評估處置場址所在水文地質環境之安全遲滯功能，以「台東縣達仁鄉」建議候選場址為例，遠場包含海岸地區集水區與近岸海域，本年度計畫接續 105 年度遠場模擬技術成果進一步發展近岸坑道處置近場流場與核種傳輸模擬技術。

廢棄物處置工作涉及眾多專業領域，對主管機關而言需有專業的審驗技術，以協助提升國人對處置進程的信心。在處置設施安全評估的審查技術提升，一方面可透過研析國外先進國家技術報告以學習最新的安全評估程序、技術與方法，一方面則可投入資源實際發展安全評估技術，透過技術建置實質掌握審驗要項。以坑道處置為例，國內多年來在物管局科研經費支持下，針對低放射性廢棄物最終處置設施相關之隧道處置水文地質概念模式審查技術(董家鈞、陳瑞昇，2005)、隧道處置水文地質模擬技術發展現況與國內隧道工程水文地質模擬案例(董家鈞、陳瑞昇，2006)、低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規範(李境和，2007)、坑道式最終處置設施安全評估審查要項研究(李境和，2010)、安全評估模式審查規範(任春平，2008)、低放射性廢棄物坑道處置技術審查要項(吳禮浩，2009)、坑道處置安全評估關鍵議題(張福麟，2011)、安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術(李明旭、董家鈞，2012)、低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究(李明旭、蔡世欽，2013；2014。李明旭、陳瑞昇，2015)、低放射性廢棄物坑道處置核種傳輸審驗技術建立之資訊研析(李明旭、陳瑞昇，2016)等議題，已經逐年累積許多研究成果，國內研究團隊在部分技術要項的研發能力已逐漸成熟，但處置技術多年來也有新的思維與做法，加上計算機演算能力與資料庫技術的大幅提升，持續的精進審驗技術實有其必要性。

國際上在最終處置安全評估技術發展，除了受限於部分資料取得不易外，大部分先進國家的技術報告，在開放資料原則下，使得許多資料的獲取漸漸容易，如國際原子能總署(IAEA)相關技術報告中，針對近地表低放射性廢棄物處置場安全評估方法即有相關技術報告(IAEA, 2004)，其附錄中即評比相關模式軟體、案例與所需輸入資料等，最新發展為針對處置設施重

新定義安全案例與安全評估規範(IAEA, 2012)。美國核能管制委員會(NRC)對低放射性廢棄物處置場址之安全評估方法建立相關技術導則(NRC, 2000)，針對情節、概念模式發展技巧、核種外釋機制以及相對應的數學評估模式進行探討。瑞典 SKB 在處置長期安全評估工作則有許多完整技術報告，如與 SR-PSU site 有關之一系列技術報告，在各主要技術要項都可供國內技術發展借鏡。如 TR-14-09: Radionuclide Transport and Dose Calculations for the Safety Assessment SR-PSU 技術報告內有關核種傳輸驗證技術，近場機制之 TR-14-04: Engineered Barrier Process Report for the Safety Assessment SR-PSU 及遠場機制之 TR-14-05: Geosphere Process Report for the Safety Assessment SR-PSU 等技術報告，皆有詳細與豐富資訊可供國內參考。

本計畫今年度工作重點在研析國際核種傳輸驗證技術報告，釐清坑道處置近場與遠場核種傳輸驗證的技術要項，並建立近場核種傳輸數值模擬技術及遠場核種傳輸數值模擬之參數敏感度分析為主要技術建置工作，並綜整 105 年度與本年度成果提出坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項。今年國際技術報告研析瑞典 SR-PSU 技術報告 TR-14-09 (Radionuclide transport and dose calculations for the safety assessment SR-PSU, SKB 2014c)，該報告為 SR-PSU 場址申照程序中有關核種傳輸模擬計算之重要技術報告，提供核種由近場處置設施經遠場地質圈至生物圈之核種傳輸模擬與劑量計算過程與成果，研析此報告將有助於釐清坑道處置近場與遠場核種傳輸驗證的技術要項。近場核種傳輸數值模擬技術部分將以 HYDROGEOCHEM 系列模式，參考 TR-14-04 與 TR-14-09 所考慮的近場機制與模擬策略，期建立符合國內處置現況所需之近場三維數值模擬網格，並進行初步模擬測試，做為下一階段銜接遠場數值模擬的基礎。遠場核種傳輸數值模擬部分將利用本子計畫 105 年度建置之近岸環境遠場模擬網格，以 HYDROGEOCHEM 系列模式進行遠場參數敏感度分析，協助釐清核種在地質圈傳輸之關鍵參數與其對核種遷移與遲滯之可能影響程度，有助於對地質圈參數不確定性分析的確立。

放射性廢棄物最終處置設施安全評估工作在處置作業中扮演相當重要之地位，為確保國內處置安全評估工作之效益，俾益未來整體處置安全評估工作，能通過國際同儕審查與符合國際水平，國內在此方面之技術上，需與國際接軌。因此本計畫近程目標，除彙整國外放射性廢棄物處置設施安全評估審查技術，也不斷發展符合本土所需之驗證評估關鍵技術，協助解決國內在安全評估審查技術發展所面臨問題與規劃精進對策。而在長程目標，則希望透過先進模式工具的整合發展來協助管制單位對於處置安全評估建立獨立審查及分析之能力，以協助提升國人對處置工作的信心。

## 第二章、國際間低放坑道處置場址的核種傳輸驗證技術資訊研 析

本章主要內容為節錄瑞典 SR-PSU 場址技術報告 TR-14-09 之核種傳輸驗證技術，該報告為 SR-PSU 場址申照程序中之核種傳輸模擬計算之重要安全評估技術報告，提供核種由處置設施(近場)、經地質圈(遠場)至生物圈之核種傳輸模擬與劑量計算過程與成果，是處置設施長期演化安全評估的重要論證基礎，也是 SKB 申請執照的重要技術支援報告之一，透過研析此報告將有助於釐清坑道處置近場與遠場核種傳輸驗證的技術要項。研析重點在採用之模式架構、資料與不同模式間之連結。

### 2.1 SR-PSU 核種傳輸與劑量計算之模式與資料連結

SR-PSU 場址核種傳輸的計算時間尺度為至 100,000 年，模擬期間考慮的演變條件包含障壁劣化、氣候變遷與海岸線移動等。核種傳輸的動態計算為接續水文與水文地質的模擬結果。而水文與水文地質的模擬為考慮因近場、地質圈或生物圈演化所造成邊界條件的改變在特定的演變時間以穩態進行模擬。也就是水文與水文地質的模擬是採用幾個穩態模擬來描述 100,000 年的演化過程，而不同穩態模擬時間段所需要的暫態水流相關資料，則採用線性內插估計取得。

SR-PSU 場址核種傳輸與劑量計算的模式與資料鏈結關係如圖 2.1 所示，圖中矩形與橢圓形分別代表模式與資料，模式與資料的鏈結關係說明如下：

1. 水文地質模式提供遠場的水流流場資料與生物圈核種傳輸模式所需的遠場水流資料
2. 近場水流模式承接遠場水流模擬資料提供近場水流資料
3. 近場核種傳輸模擬提供遠場核種傳輸模擬所需之核種外釋資料
4. 遠場核種傳輸模擬提供生物圈核種傳輸模擬所需之核種外釋資料
5. 場址特性生物圈模擬支援生物圈核種傳輸模擬以計算劑量

核種傳輸模擬計算至對人體的年有效劑量，其他生物體為劑量吸收率。對人體的年有效劑量再轉換為風險(限值為  $10^{-6}$ )，依據 ICRP 1990 Recommendations，個人有效劑量至群體風險的轉換因子為 0.073/Sv，在不考慮情境的發生機率條件， $14 \mu\text{Sv}$  的劑量值對應的風險約為  $10^{-6}$ 。

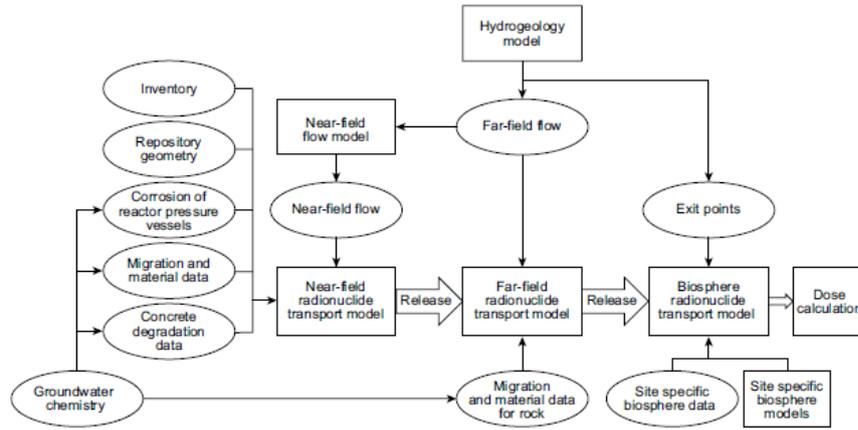


圖 2.1 SR-PSU 核種傳輸與劑量計算的模式與資料鏈結 (來源：Fig.2.3 in TR-14-09)

## 2.2 核種傳輸計算之初始存量核種篩選原則

SR-PSU 場址核種傳輸計算之初始存量(inventory)核種篩選原則有二項：

1. 核種半衰期為 10 年以上
2. 初始存量核種的輻射劑量(radiotoxicity)攝取劑量在處置場封閉時超過 10 mSv.

依據此二項原則，圖 2.2 為各種存量核種初始輻射劑量與半衰期的關係圖，圖中的垂直虛線為 10 年半衰期的篩選界線，水平虛線為 10 mSv 的篩選界線。

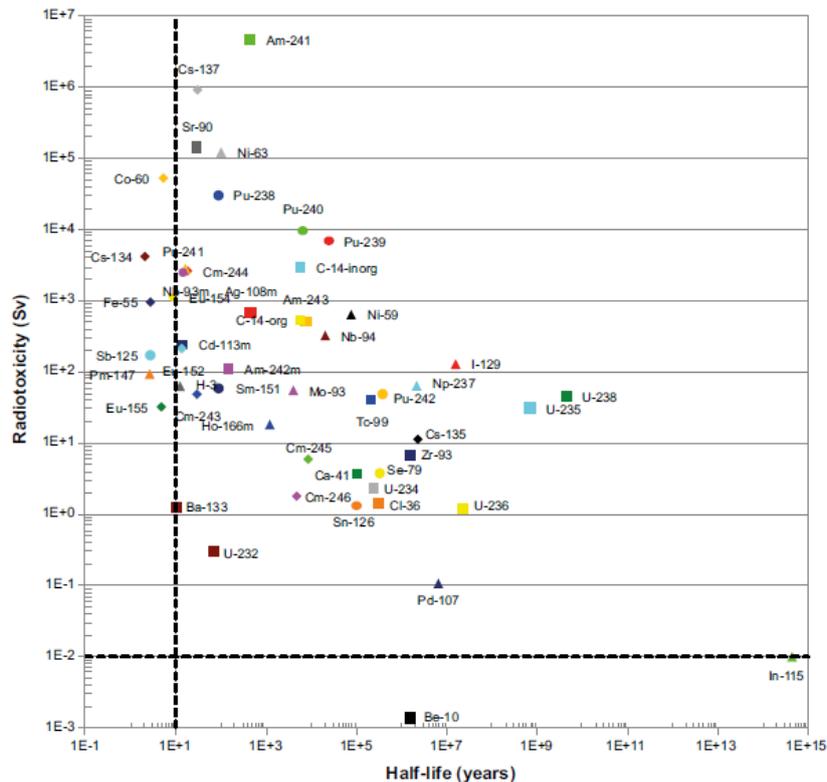


圖 2.2 SR-PSU 初始存量核種輻射劑量與半衰期 (來源：Fig.3.1 in TR-14-09)

### 2.3 SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之核種衰變鏈

SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之核種衰變鏈如表 2.1 所示。表中以黑色粗體顯示的核種為在物料初始存量即存在且直接模擬；以黑色顯示的核種為物料初始存量不存在，但在衰變鏈過程產生而納入模擬；以紅色粗體顯示的核種為不模擬核種傳輸的短半衰期核種，而以劑量轉換係數加總反算其母核種之等效劑量；以綠色顯示的核種為穩定同位素。而表 2.2 為 SR-PSU 核種傳輸所考慮之單一核種，也就是這些核種並未考慮在表 2.1 的衰變鏈過程。

表 2.1 SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之核種衰變鏈 (來源：Table3.1 in TR-14-09)

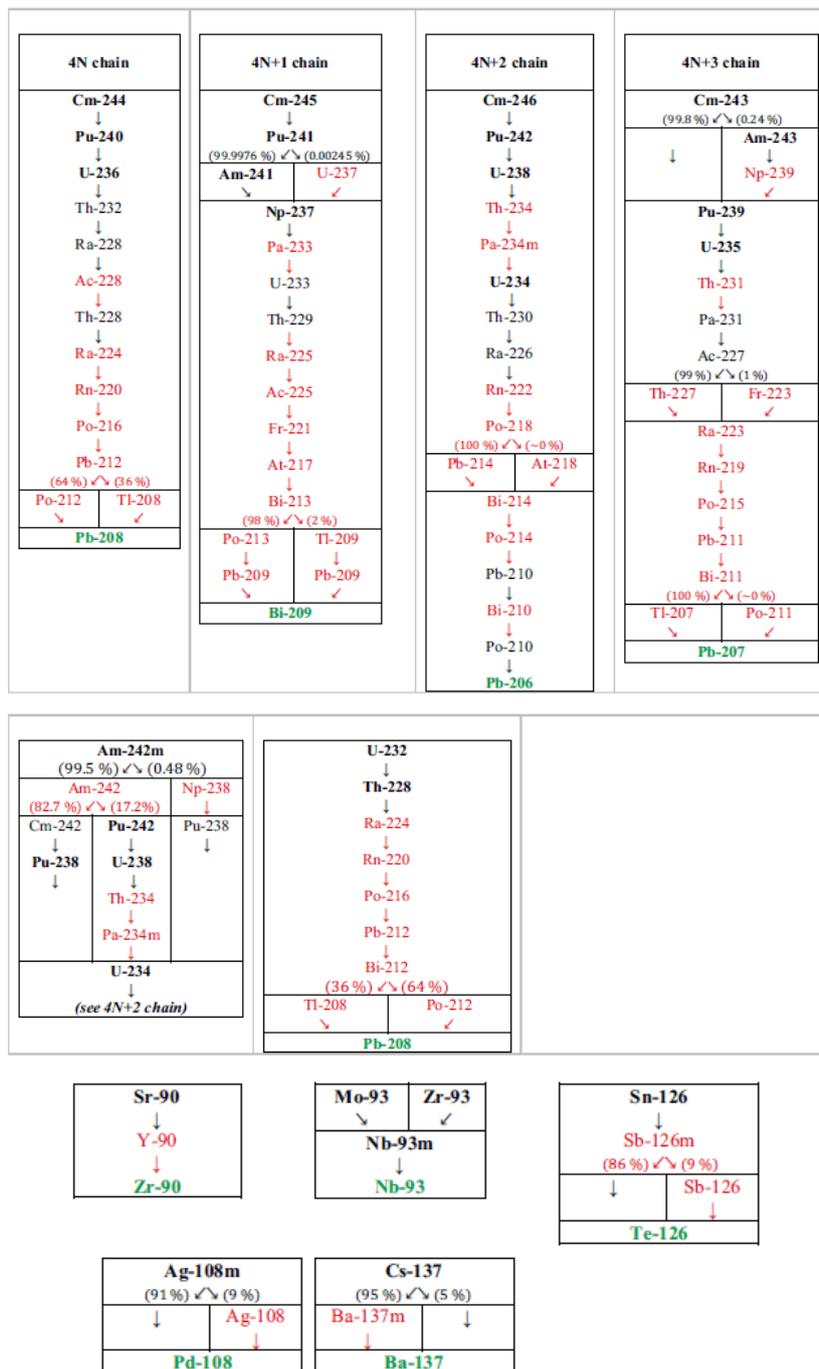


表 2.2 SR-PSU 核種傳輸計算所考慮之單一核種 (來源：Table3.2 in TR-14-09)

Radionuclide	
H-3	Tc-99
C-14 <sup>1</sup>	Pd-107
Cl-36	Cd-113m
Ca-41	I-129
Ni-59	Ba-133
Ni-63	Cs-135
Co-60	Sm-151
Se-79	Ho-166m
Nb-94	

<sup>1</sup> C-14 was included in the calculation in three forms: organic, inorganic and induced.

## 2.4 核種傳輸計算與水文模式的耦合

核種傳輸模擬的首要工作為耦合水文模式的模擬成果，遠場、近場、核種傳輸、劑量評估間的資料流通架構如圖 2.3 所示，在遠場流場模擬使用 DarcyTools 軟體，生物圈地表水文模擬使用 Mike-SHE 軟體，近場流場模擬使用 COMSOL-Multiphysics 軟體 (為 3 維有限元素法架構)，近場與遠場核種傳輸模擬使用 Ecolego 區塊模式軟體，生物圈核種傳輸與劑量評估同時使用 Ecolego 軟體。

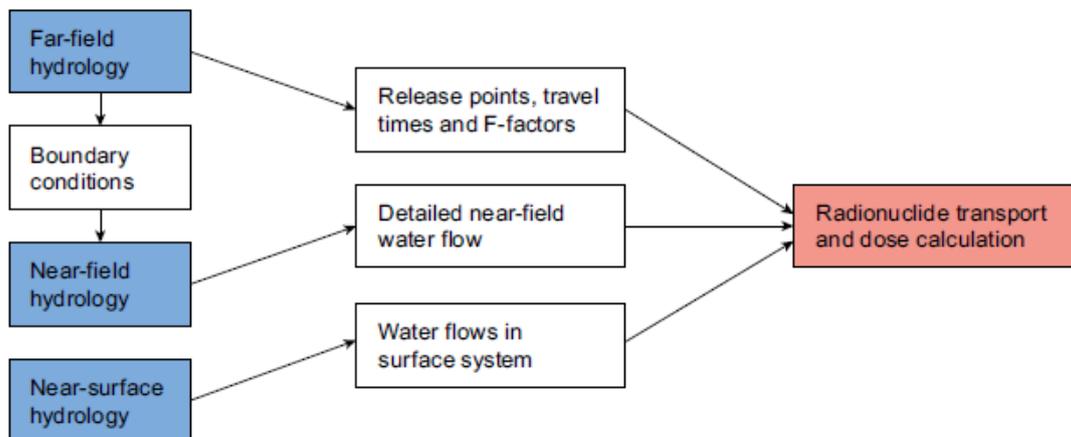


圖 2.3 核種傳輸與水文模式的耦合 (來源：Fig.9.1 in TR-14-09)

## 2.5 近場模式

近場核種傳輸模式所考慮的主要作用有：

1. 核種衰變與衰變鏈
2. 平流：進行直接模擬
3. 擴散：進行直接模擬
4. 延散：考慮孔隙介質特性

5. 吸附：影響核種平流與擴散
6. 溶解限制：雖未直接考慮在主要模擬案例，但在其他特殊支援案例有加以探討
7. 核種變化：依據不同時期假設的化學條件預先估計出不同的吸附係數，供計算核種的改變
8. 腐蝕：反應爐壓力容器的腐蝕，依照 pH 在處置窖的變化加以估計

以 1BLA 的模型為例，圖 2.4 為 1BLA 模型的控制體積，大部分廢棄物使用標準貨櫃，直接置放在混凝土地板，不回填與灌漿。採用 10 個區塊來描述 1BLA 的廢棄物。圖 2.5 為 1BLA 的核種傳輸計算概念模型，不考慮個別的廢棄物包件，但考慮可能的吸附，例如雖然不直接模擬混凝土地板的板的存在，但混凝土的吸附能力以吸附參數加以估計。

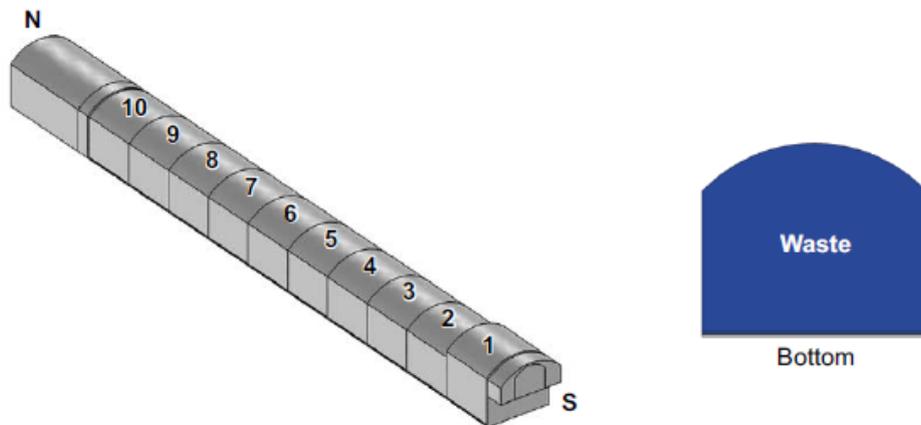


圖 2.4 1BLA 模型的控制體積(來源：Fig. 9.14 in TR-14-09)

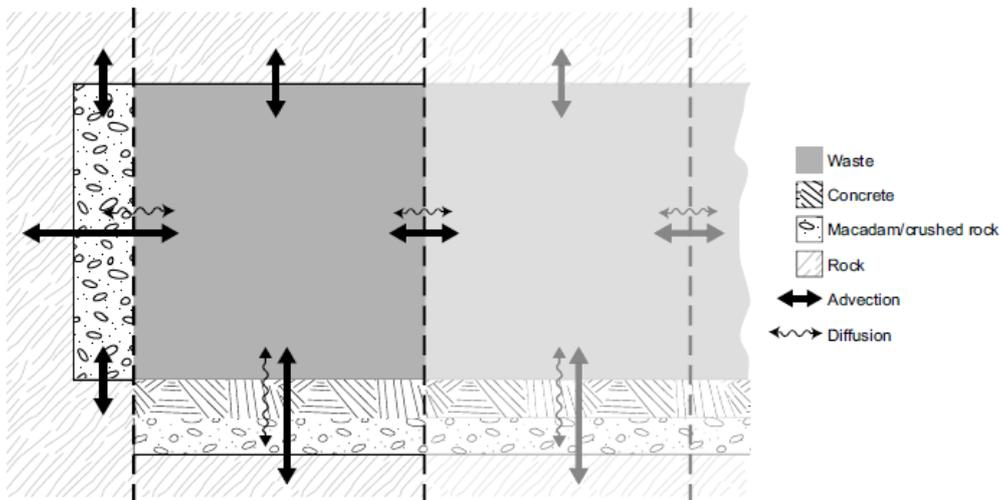


圖 2.5 1BLA 核種傳輸計算概念模型 (來源：Fig. 9.15 in TR-14-09)

## 2.6 遠場模式

遠場模式所考慮的水文地質模型如圖 2.6 所示，模擬範圍水平約 1.5km，垂直約 1.1 km，地質圖的幾何形狀在核種傳輸模擬時並不考慮，而是在水文地質模擬時考慮。遠場流場模擬使用 DarcyTools 軟體。從不同處置窖至生物圈的流場模擬結果之平流傳輸時間與距離，將被使用在區塊核種傳輸模擬使用，這是遠場流場與核種傳輸的連結關鍵。

此外，由於水流傳輸時間的計算並未考慮遲滯效應，因此並無法直接反應核種至地質圈的遷移。核種的遲滯僅在核種傳輸模擬時透過考慮下列二個機制處理：

1. 核種由裂隙網絡透過擴散進入母岩內部孔隙網絡
2. 吸附作用

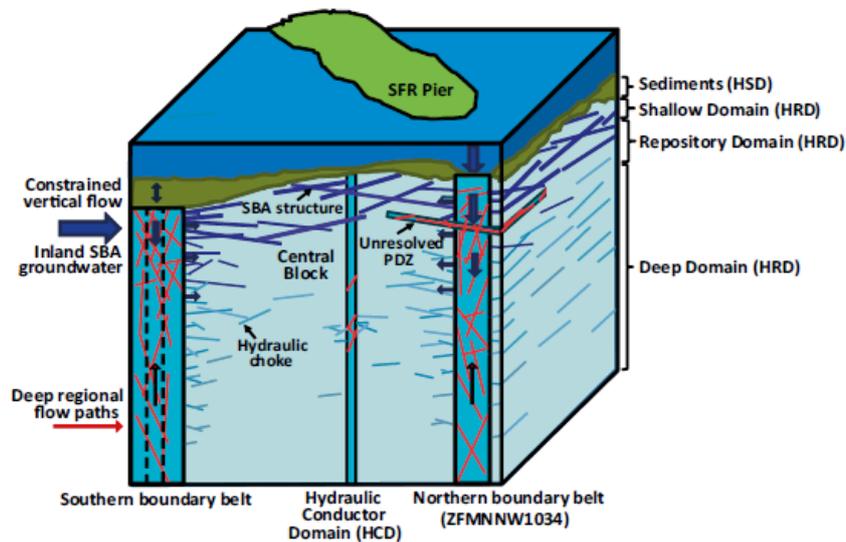


圖 2.6 遠場水文地質模型 (來源：Fig. 9.20 in TR-14-09)

遠場核種傳輸所考慮的主要作用有：

1. 核種衰變與衰變鏈
2. 平流：透過穩態水文地質模擬取得
3. 延散：在核種傳輸模擬時，利用無因次 Peclet number(=平流傳輸/延散傳輸)計算
4. 母岩擴散：用以估計裂隙平流傳輸與母岩擴散的交換
5. 吸附：僅考慮母岩吸附，忽略裂隙內吸附

圖 2.7 為遠場核種傳輸概念模型，共有 240 個區塊，圖中藍色方塊代表有水體平流通過之裂隙，白色方塊代表母岩擴散，藍色實箭號代表平流交換，藍色虛線箭號代表延散，黃色箭號代表擴散。

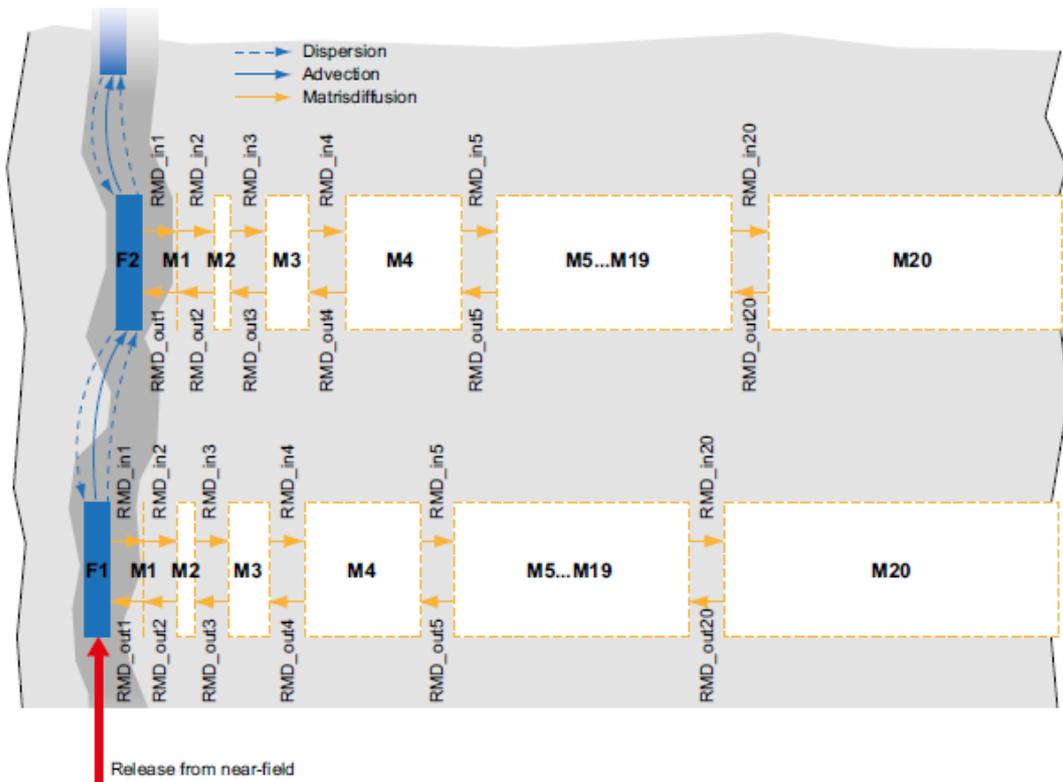


圖 2.7 遠場核種傳輸概念模型(來源：Fig. 9.21 in TR-14-09)

### 第三章、低放坑道處置近岸環境下的遠場傳輸數值模擬參數敏感度研析

採用 105 年度本子計畫所建置之近岸環境遠場模擬網格，利用 HYDROGEOCHEM 系列模式模擬遠場參數之敏感度分析，以釐清核種在地質圈傳輸的關鍵參數與其對核種遷移可能之影響，有助於地質圈參數不確定性分析，在本章節中分為兩部分，第一部分為水文地質參數之敏感度分析，包含 3.1 節水力傳導係數之敏感度分析、3.2 節擴散係數之敏感度分析、3.3 節延散係數之敏感度分析，各節內將水文地質參數各別調整 10 倍、1 倍、0.1 倍進行模擬比較，第二部分為 3.4 節情境分析，變數為 2 種滲透率、2 種海平面型態、3 種水力傳導係數，組合為 12 種模式案例。所有模擬選用 4N+2 長半衰期核種衰變鏈  $^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U} \rightarrow ^{230}\text{Th} \rightarrow ^{226}\text{Ra}$  做為示範核種衰變鏈，4 核種之衰變常數及吸附因子如表 3.1。模擬結果挑選四個觀察點以繪圖呈現濃度變化，點 A 位在海岸地表，點 B 位在處置設施前緣上部地表，點 C 位在處置設施正上方地表，點 D 位在處置設施上游地表。觀察點位置如圖 3.1 所示。

表 3.1 核種衰變鏈參數

核種	$^{238}\text{Pu}$	$^{234}\text{U}$	$^{230}\text{Th}$	$^{226}\text{Ra}$
遲滯因子 [-]	10000	14000	50000	500
衰變常數 [1/year]	$7.9 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-6}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$4.3 \times 10^{-4}$

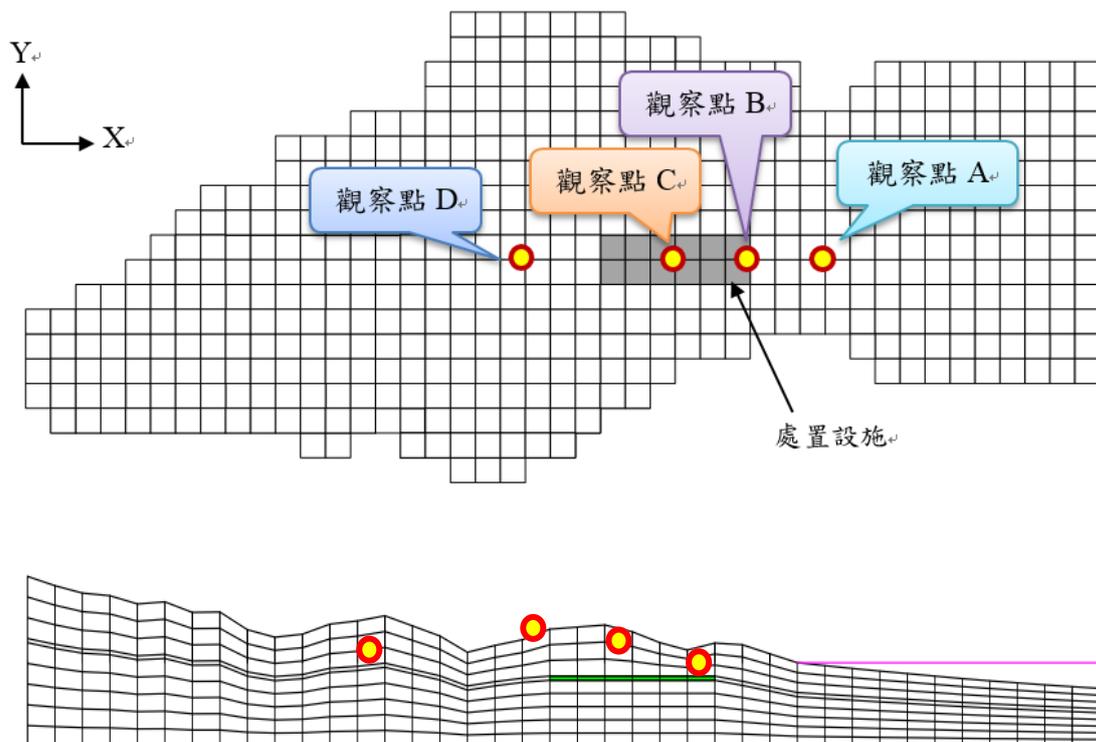


圖 3.1 觀察點分布圖

### 3.1 水力傳導係數之敏感度分析

本小節為探討水力傳導係數改變對於核種遷移結果的影響，除水力傳導係數外其餘參數皆為定值，比較水力傳導係數如表 3.2 整體調整 10 倍、1 倍、0.1 倍之模擬結果。處置設施周圍濃度變化試以  $^{238}\text{Pu}$  衰變鏈作為模擬核衰變鏈，核種於各觀察點濃度變化，如圖 3.2~圖 3.5 所示。

表 3.2 水力傳導係數參數調整

水文地質分層	k 值(m/day)		$k_x, k_y$		$K_z$	
	10 倍	10 倍	1 倍	1 倍	0.1 倍	0.1 倍
Layer 1 (地表至地表下 50~200m)	3.00 E -1	8.99 E -1	3.00 E -2	8.99 E -2	3.00 E -3	8.99 E -3
Layer 2 (Layer1 底部往下 50~200m)	3.00 E -2	8.99 E -2	3.00 E -3	8.99 E -3	3.00 E -4	8.99 E -4
Layer 3 (Layer2 底部至海平面下 400m)	3.00 E -4	3.00 E -4	3.00 E -5	3.00 E -5	3.00 E -6	3.00 E -6

於觀察點 A 位置如圖 3.2 所示， $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{234}\text{U}$ 、 $^{230}\text{Th}$  濃度隨著水力傳導係數增加上升，且濃度峰值到達時程提前， $^{226}\text{Ra}$  未有類似其母核種之變化特徵，推測是濃度團因水力傳導係數增加而外移，例如 10 倍 K 值的  $^{226}\text{Ra}$  最高濃度小於原 K 值之  $^{226}\text{Ra}$  最高濃度。

於觀察點 B 位置如圖 3.3 所示， $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{234}\text{U}$  濃度隨著水力傳導係數增加而上升， $^{230}\text{Th}$  濃度峰值由大到小依序為 K、0.1K、10K， $^{226}\text{Ra}$  濃度峰值由大到小依序為 0.1K、K、10K， $^{230}\text{Th}$ 、 $^{226}\text{Ra}$  兩者濃度峰值皆不隨水力傳導係數增加而增長，但差異皆小於一個量級。

於觀察點 C 位置如圖 3.4 所示，濃度變化與觀察點 B 較為相近，因皆為處置設施周圍地表，唯  $^{230}\text{Th}$ 、 $^{226}\text{Ra}$  濃度有些微差異。觀察點 D 為監控處置設施上游地表濃度變化如圖 3.5 所示，10 倍 K 值的增加導致濃度大幅上升，0.1 倍 K 值及原 K 值濃度變化相近。

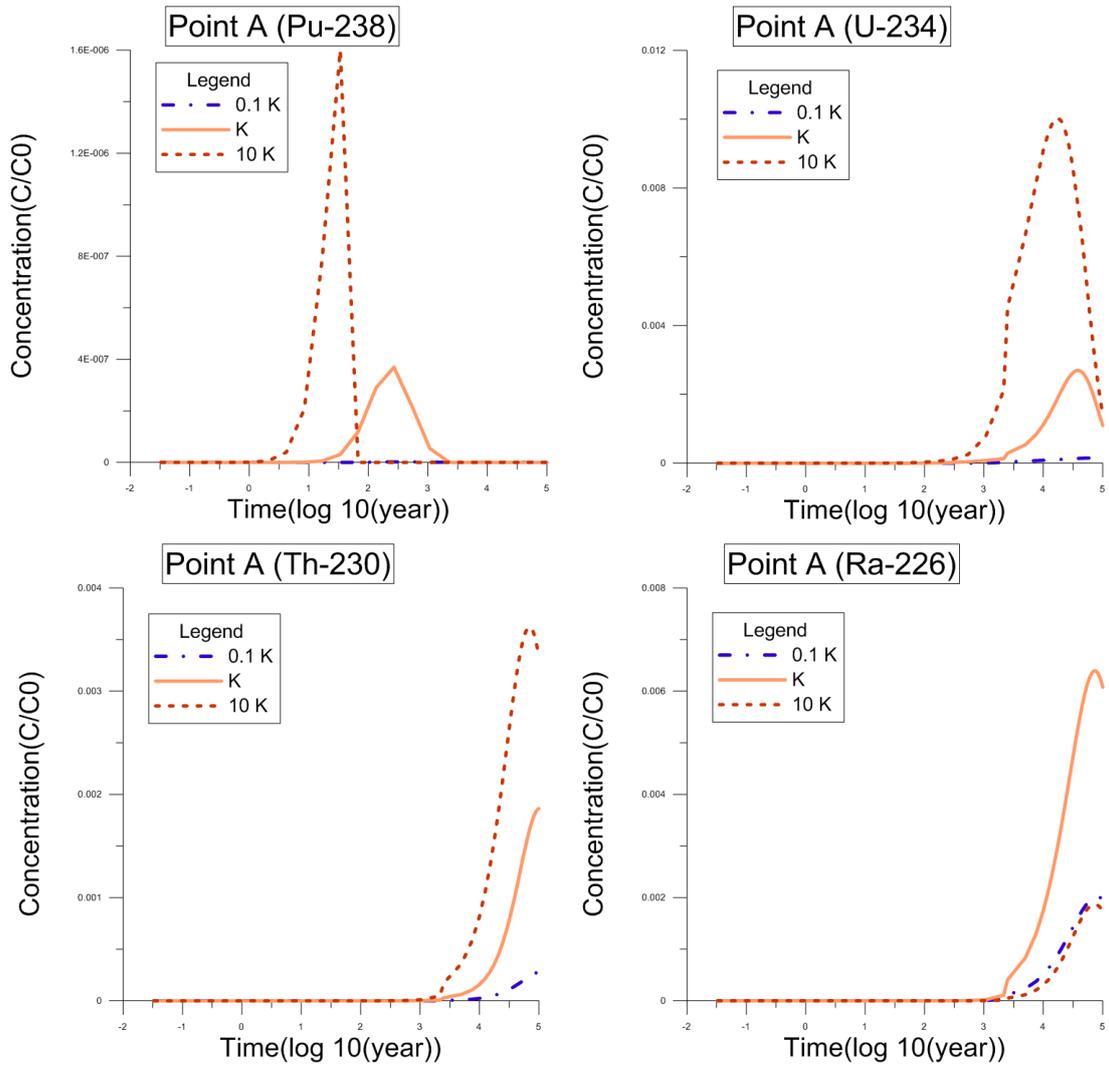


圖 3.2 不同水力傳導係數時觀察點 A 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

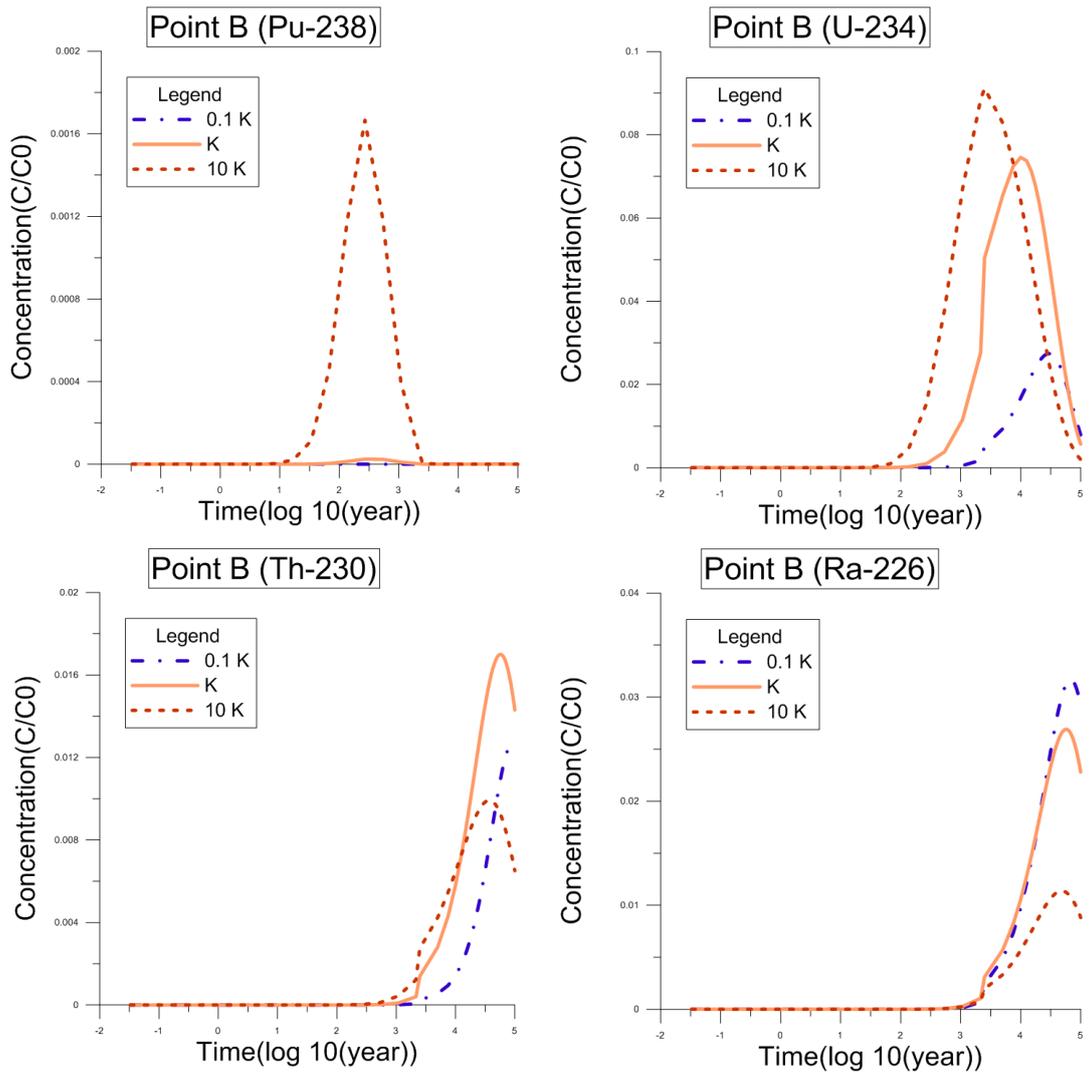


圖 3.3 不同水力傳導係數時觀察點 B 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

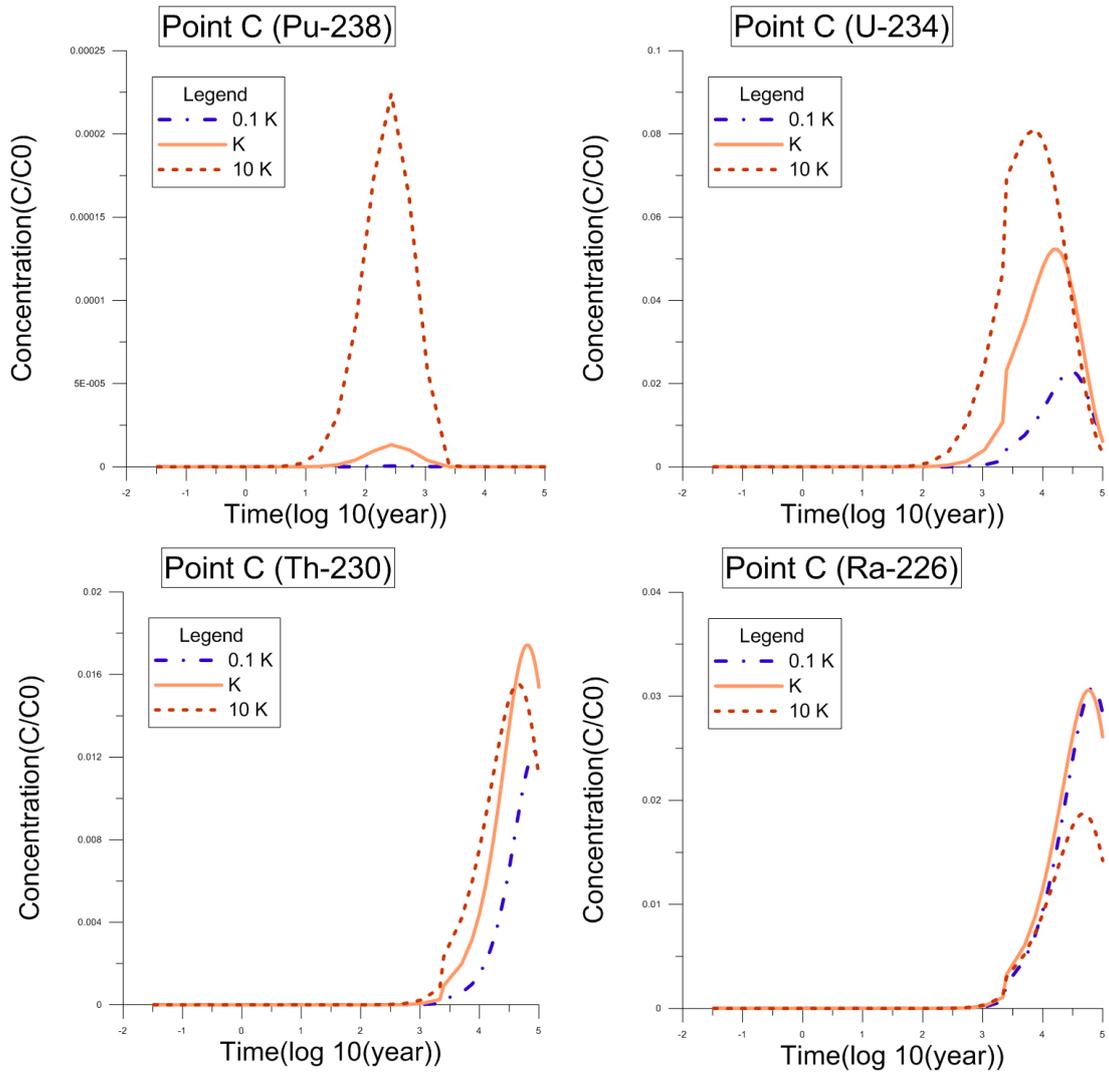


圖 3.4 不同水力傳導係數時觀察點 C 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

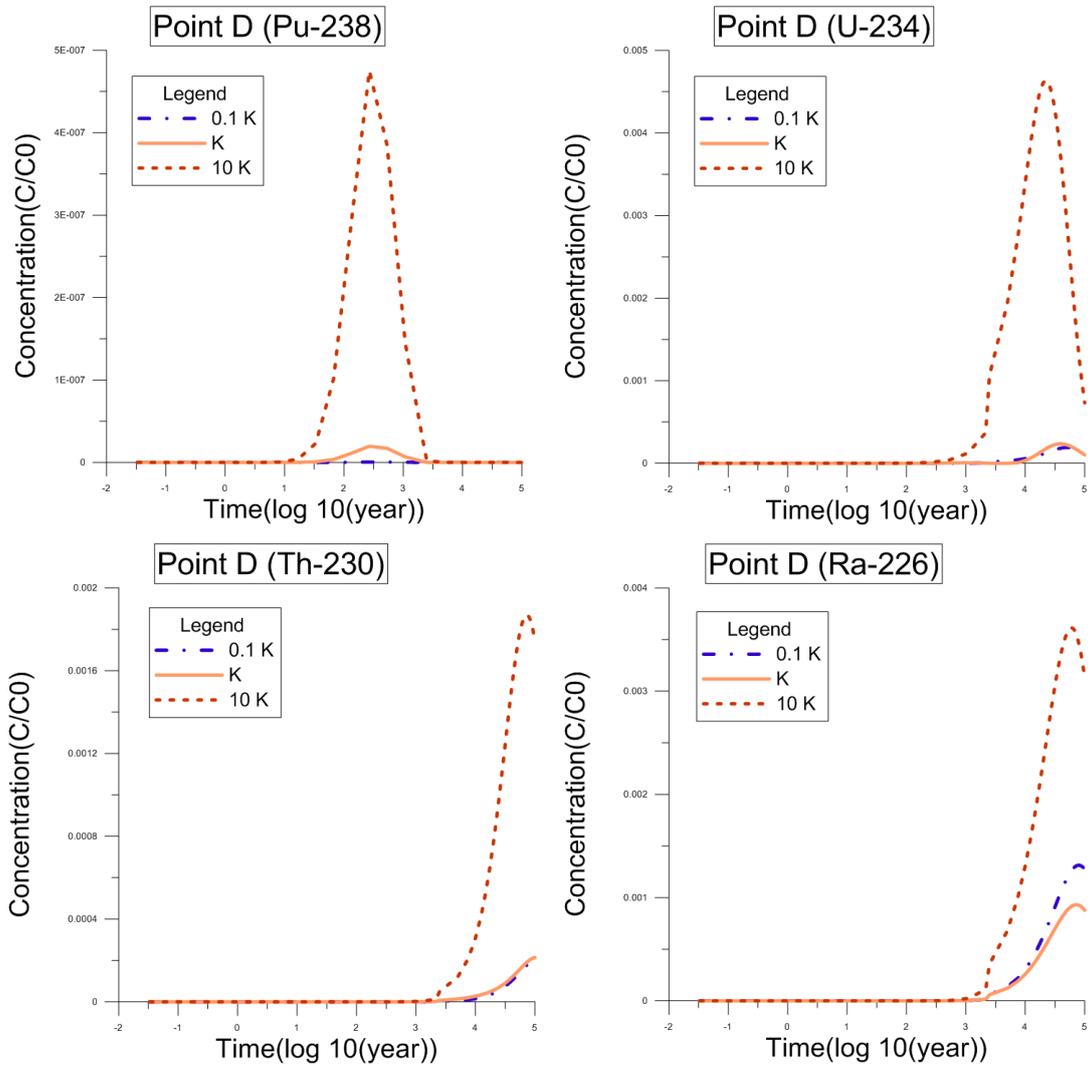


圖 3.5 不同水力傳導係數時觀察點 D 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

整體而言，時間軸的濃度峰值推進依照衰變鏈順序，K 值大小會推進濃度整體位置改變，間接影響觀測點位濃度變化，K 值的改變，對於衰變鏈較後端子核種如  $^{230}\text{Th}$ 、 $^{226}\text{Ra}$  之濃度圍中心位置改變較為顯著。另外水力傳導係數高估或低估會對半衰期較短的核種濃度如  $^{238}\text{Pu}$  有較大的影響。

### 3.2 擴散係數之敏感度分析

此節探討擴散係數改變對於核種遷移的影響，除改變擴散係數外其餘參數皆為定值，將擴散係數調整 10 倍、1 倍、0.1 倍如表 3.3 所示，協助了解擴散係數在整體遠場核種濃度遷移模擬可能之影響程度，處置設施周圍濃度變化觀察點比照水力傳導係數敏感度分析所設觀察點。擴散係數敏感度分析結果如下圖 3.6-圖 3.9，因調整倍數後與原係數濃度差異並不突出，將  $^{238}\text{Pu}$  在各觀察點之濃度圖做為示意，得知擴散係數並非影響遠場核種傳輸之關鍵係數。

表 3.3 擴散係數參數調整

水文地質分層 \ 擴散係數( $\text{m}^2/\text{day}$ )	擴散係數 10 倍	擴散係數 1 倍	擴散係數 0.1 倍
Layer 1 (地表至地表下 50~200m)	1.0 E -3	1.0 E -4	1.0 E -5
Layer 2 (Layer1 底部往下 50~200m)	1.0 E -3	1.0 E -4	1.0 E -5
Layer 3 (Layer2 底部至海平面下 400m)	1.0 E -3	1.0 E -4	1.0 E -5

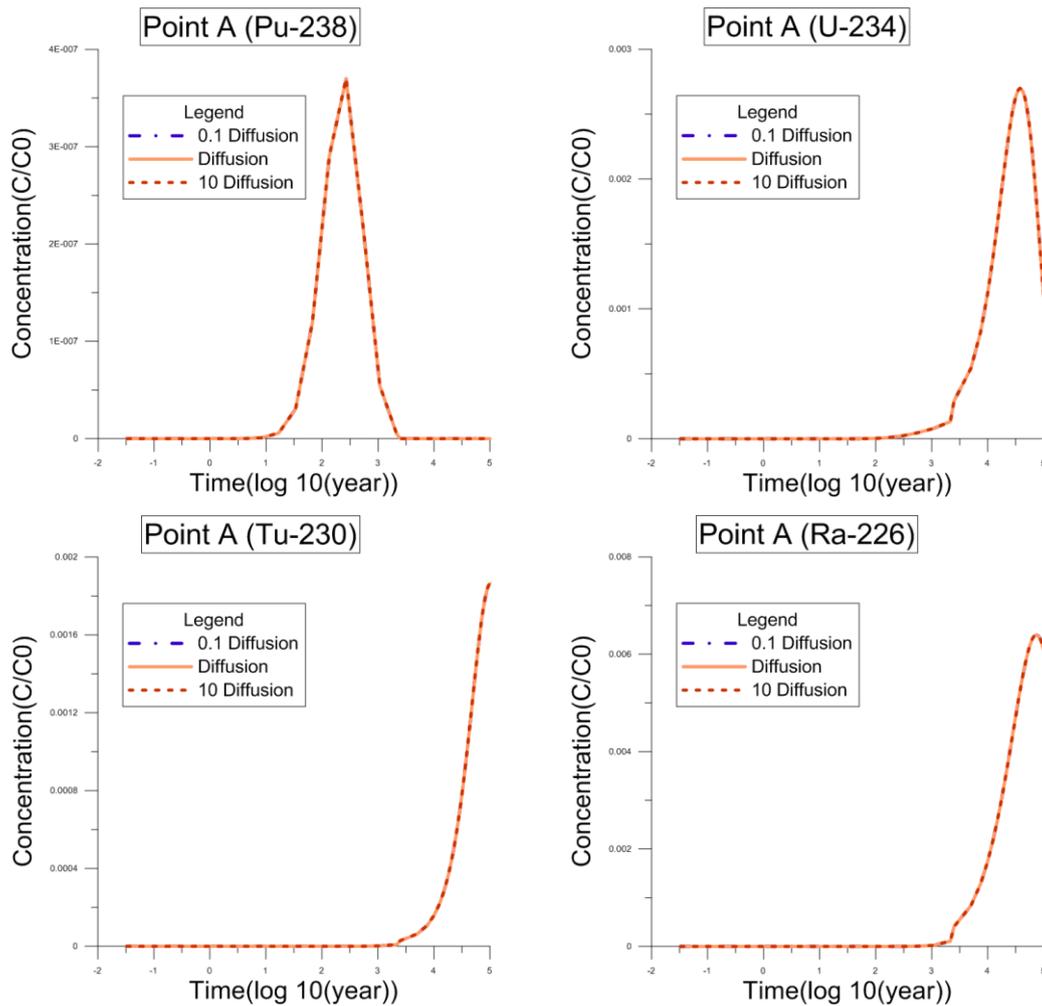


圖 3.6 不同擴散係數時觀察點 A 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

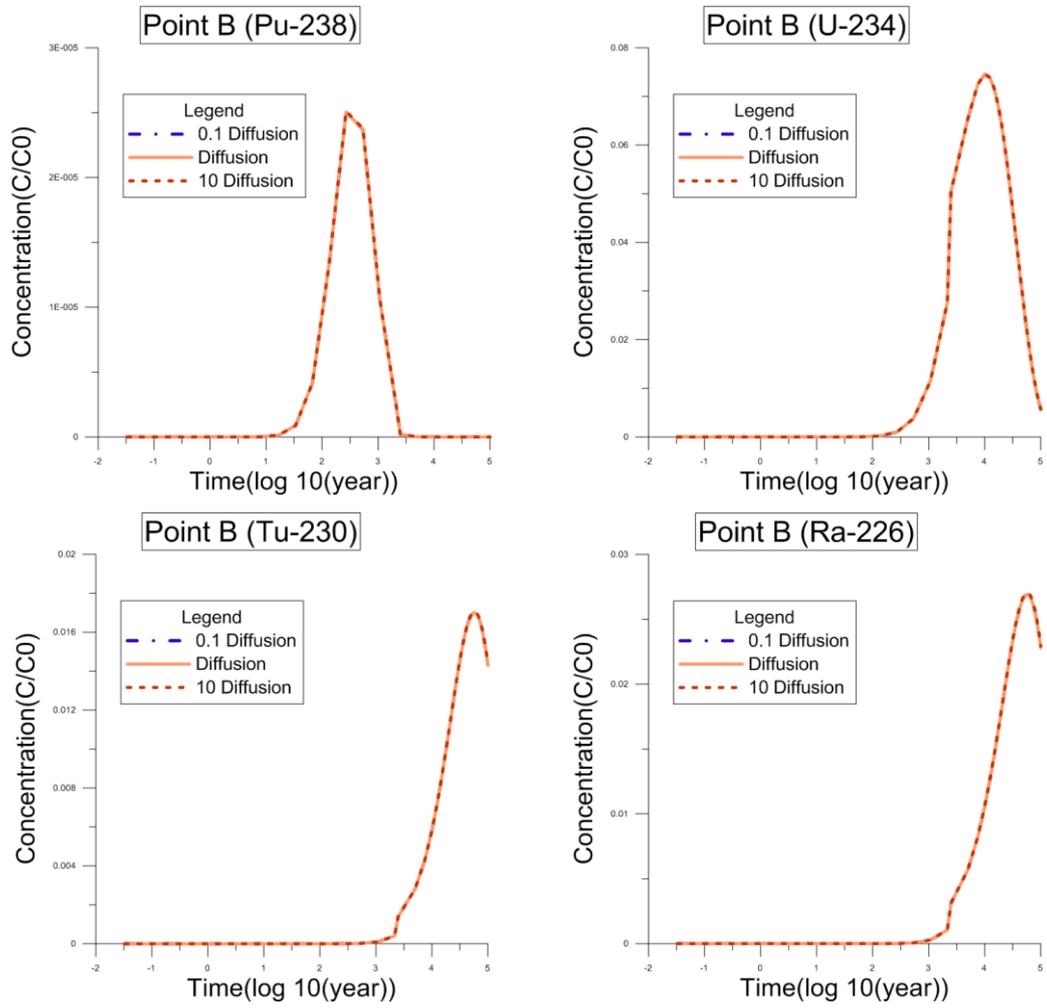


圖 3.7 不同擴散係數時觀察點 B 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

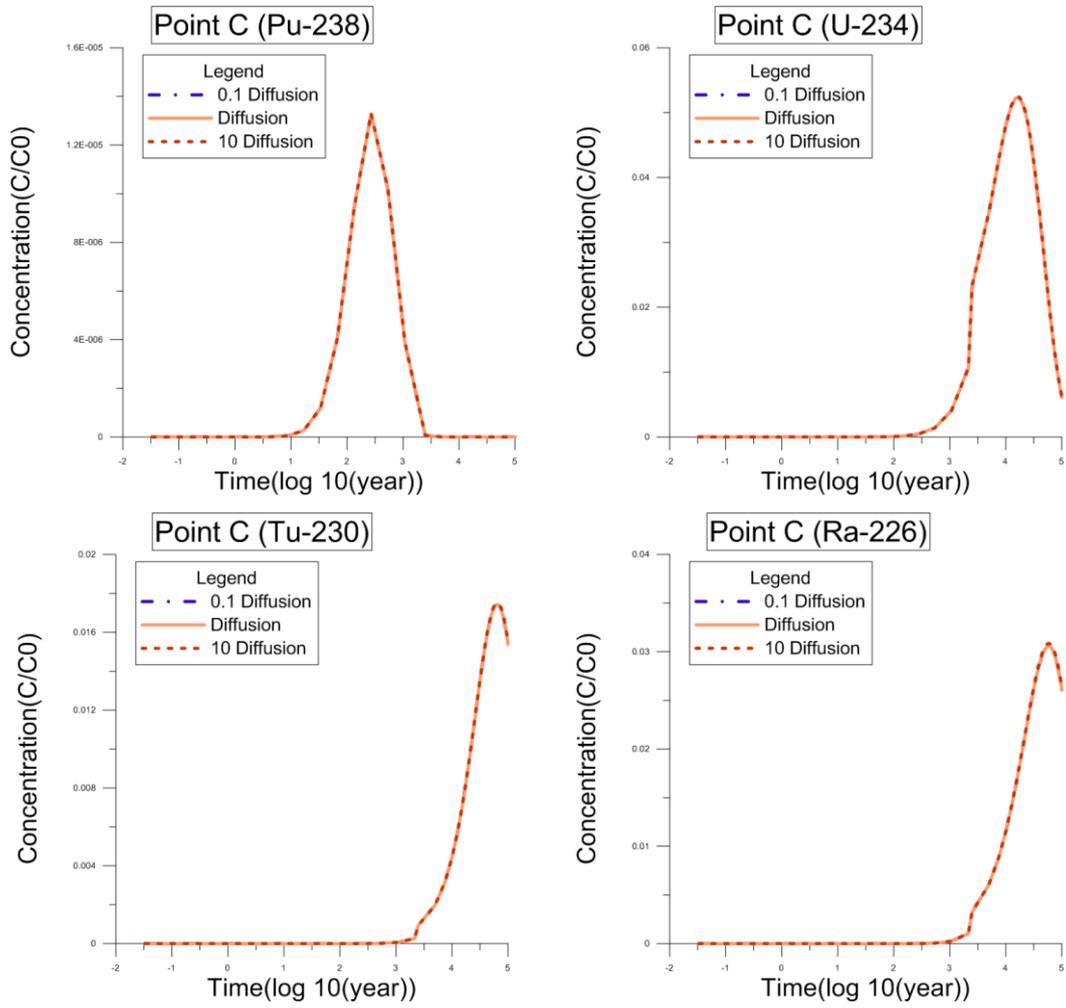


圖 3.8 不同擴散係數時觀察點 C 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

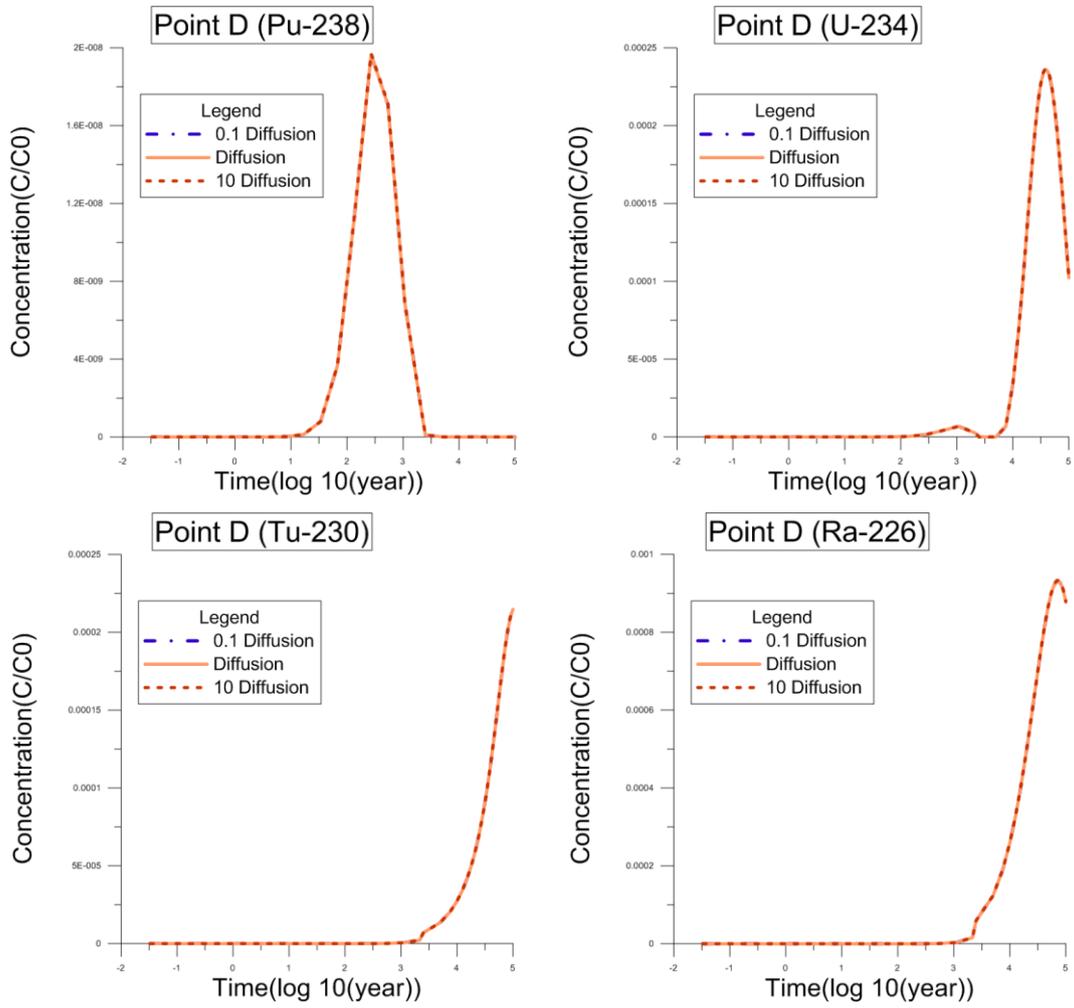


圖 3.9 不同擴散係數時觀察點 D 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

### 3.3 延散係數之敏感度分析

遠場核種傳輸中擴散係數並非影響核種濃度變化之關鍵參數，本節討論同樣為傳輸係數的延散係數做為分析參數，觀察對於遠場核種傳輸影響程度，除延散係數外之係數皆設為定值，比較將延散係數如表 3.4 整體調整 10 倍、1 倍、0.1 倍之模擬結果，處置設施周圍濃度觀察點在本敏感度分析中與其餘兩係數之敏感度分析觀察點一致，各核種濃度於觀察點 A、觀察點 B、觀察點 C、觀察點 D 如圖 3.10~圖 3.13 所示。

表 3.4 延散係數參數調整

水文地質分層	延散係數(m)		縱向延散		側向延散	
	10 倍	10 倍	1 倍	1 倍	0.1 倍	0.1 倍
Layer 1 (地表至地表下 50~200m)	8000.0	2000.0	800.0	200.0	80.0	20.0
Layer 2 (Layer1 底部往下 50~200m)	8000.0	2000.0	800.0	200.0	80.0	20.0
Layer 3 (Layer2 底部至海平面 下 400m)	8000.0	2000.0	800.0	200.0	80.0	20.0

由圖 3.10 顯示於觀察點 A 時濃度變化隨延散係數增加而增長，而濃度峰值隨延散係數增加而提前時程，差距多寡依據衰變鏈依序遞減。由圖 3.11 顯示於觀察點 B 時  $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{234}\text{U}$ 、 $^{230}\text{Th}$  濃度峰值隨同延散係數增加而提前時程，在  $^{230}\text{Th}$ ，最高濃度由大到小依序分別是原延散係數、10 倍延散係數、0.1 倍延散係數， $^{226}\text{Ra}$  最高濃度順序由大到小依序為原延散係數、0.1 倍延散係數、10 倍延散係數。而觀察點 C 與 B 點皆為處置設施上方地表，因此核種濃度變化類似。觀察點 D 與觀察點 A 同樣核種濃度變化類似，但  $^{234}\text{U}$ 、 $^{226}\text{Ra}$  位於觀察點 D 的最高濃度小於觀察點 A 濃度一個量級。整體而言，延散係數與水力傳導係數對於遠場核種傳輸中核種濃度分布的影響較大，可視為關鍵參數，低估或者高估關鍵參數都將對整個遠場模擬結果造成較大的影響。

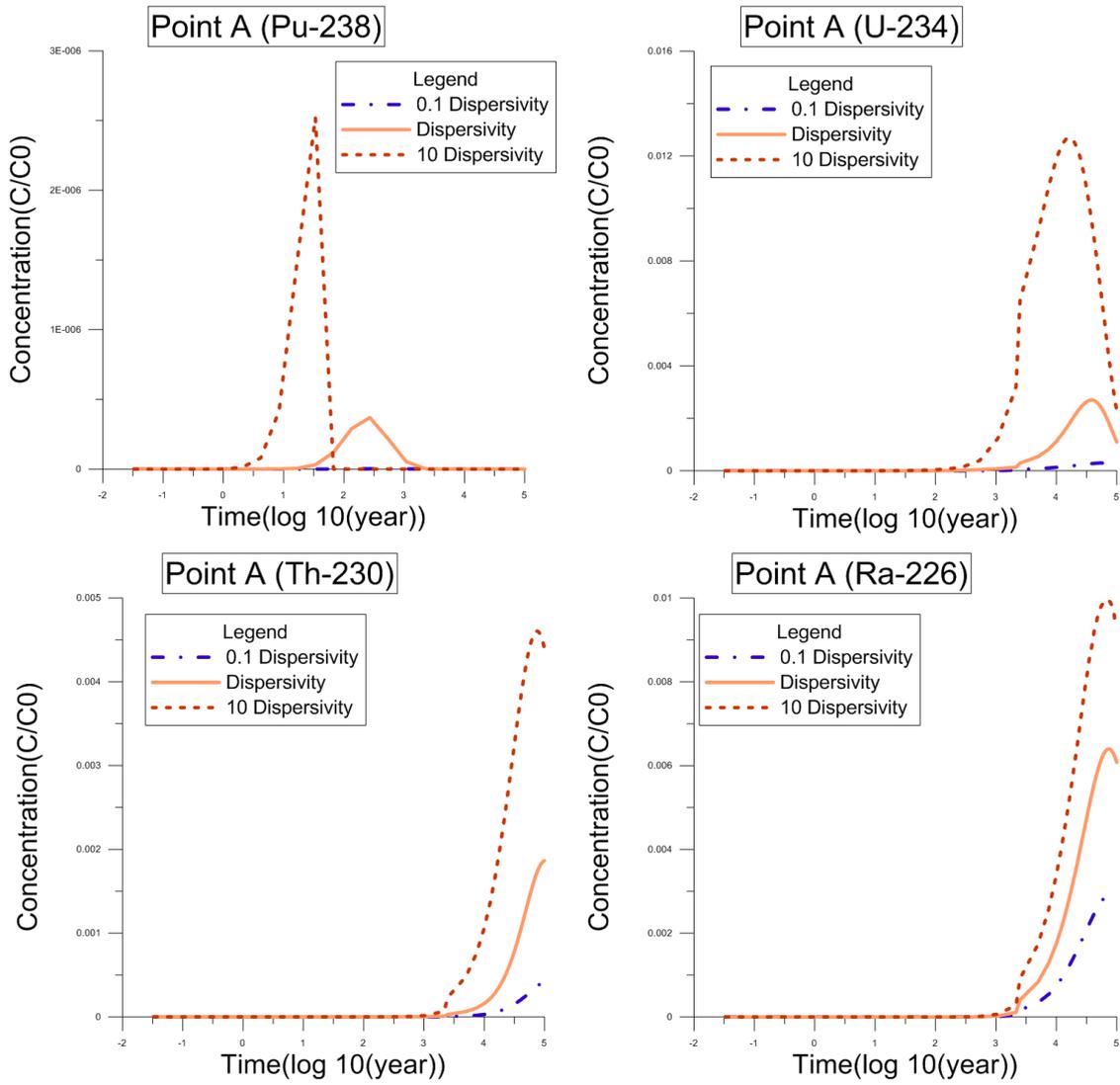


圖 3.10 不同延散係數時觀察點 A 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

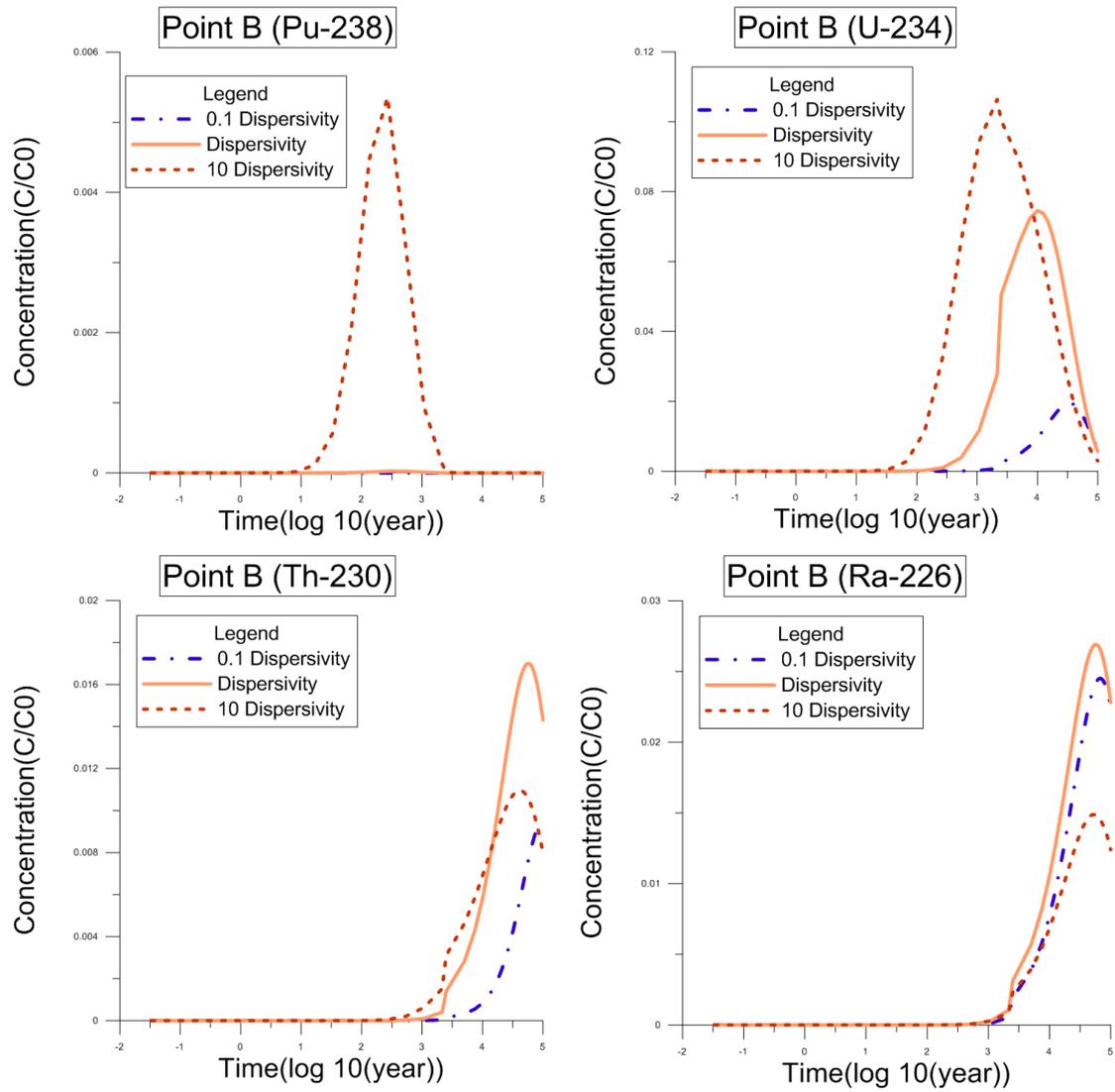


圖 3.11 不同延散係數時觀察點 B 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

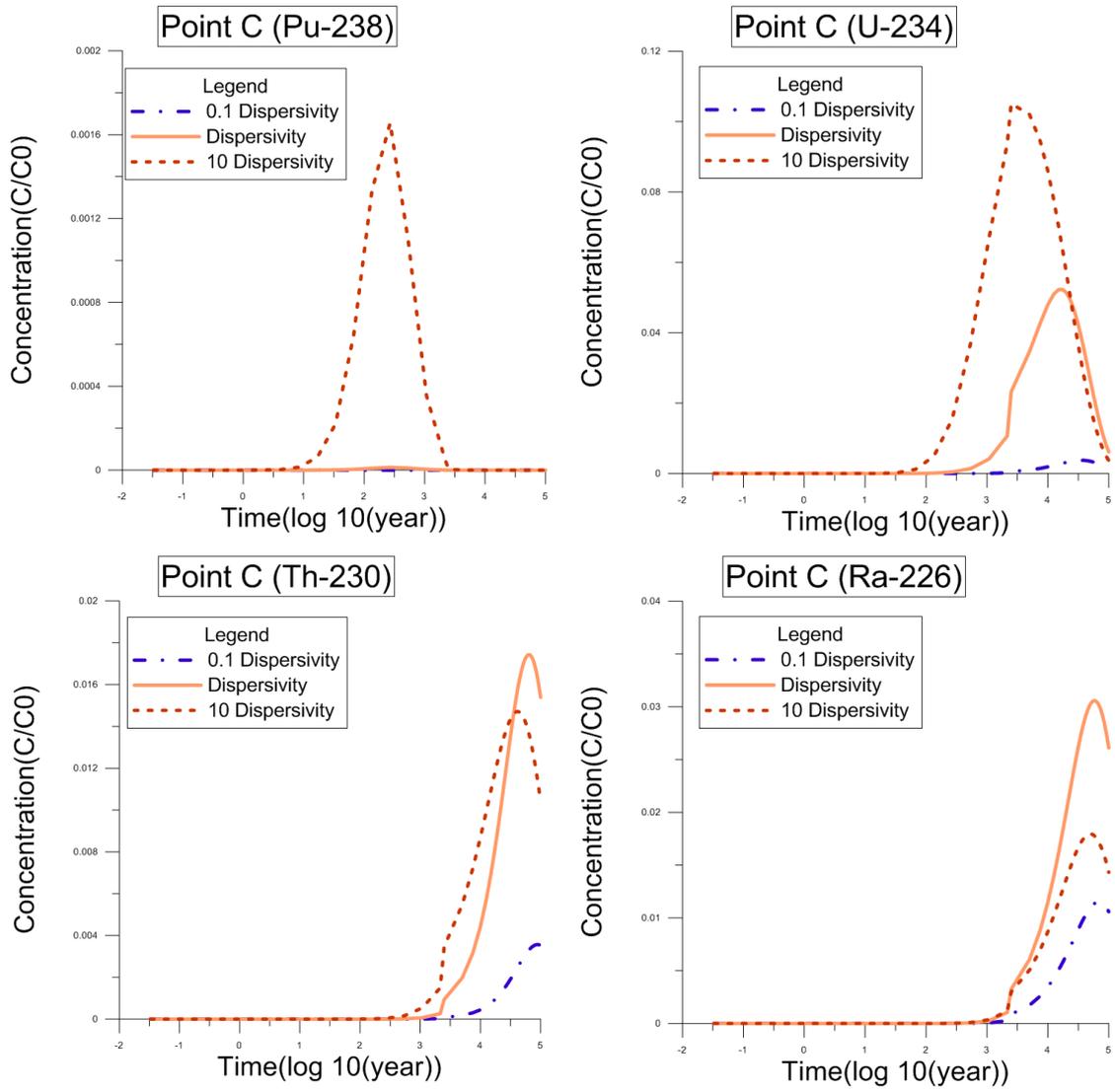


圖 3.12 不同延散係數時觀察點 C 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

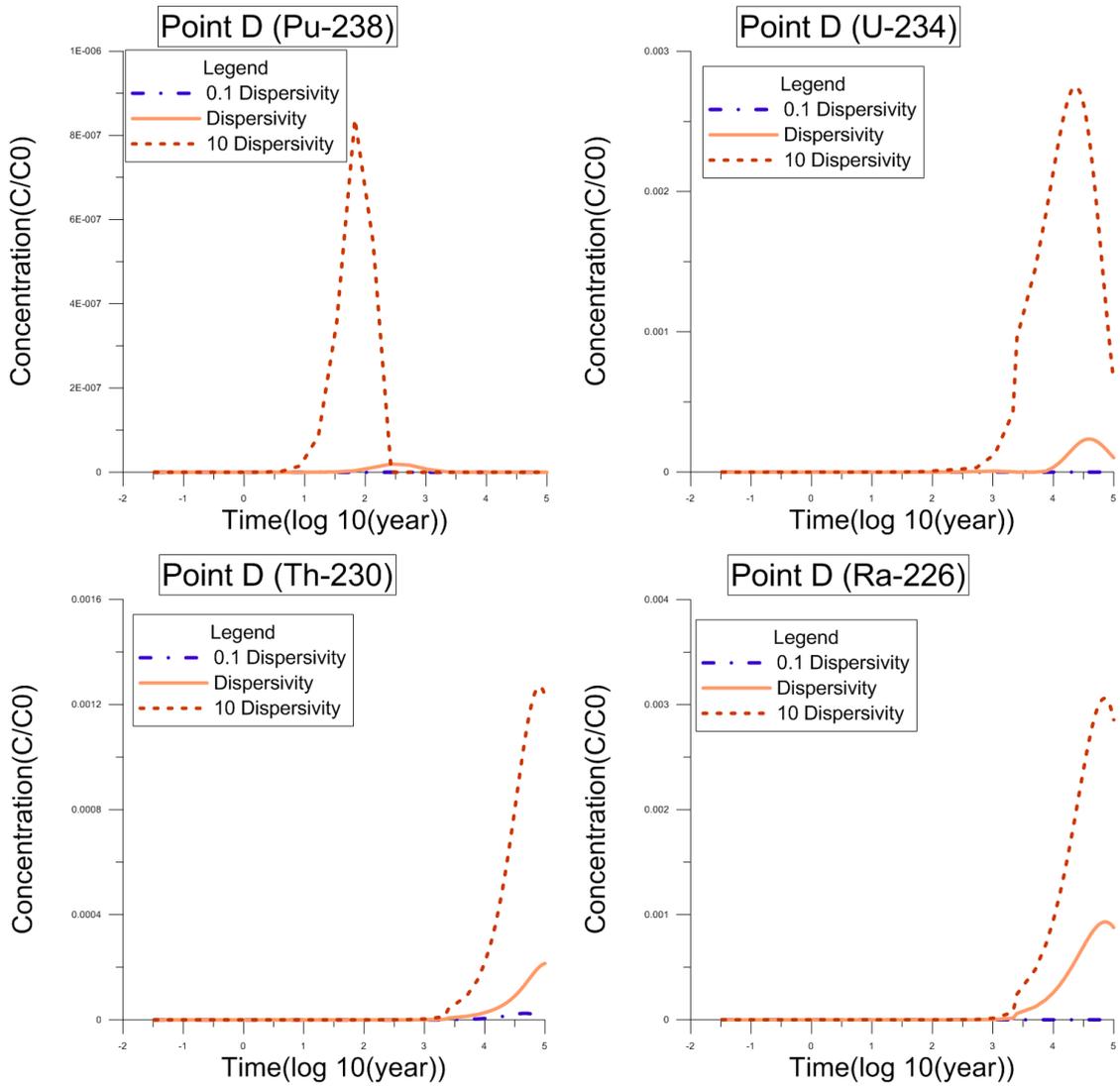


圖 3.13 不同延散係數時觀察點 D 濃度圖(A)  $^{238}\text{Pu}$  (B)  $^{234}\text{U}$  (C)  $^{230}\text{Th}$  (D)  $^{226}\text{Ra}$

### 3.4 情境變化之敏感度分析

本節針對海平面變化及入滲率改變等情境變化案例進行模擬，同時考慮在不同情境下水力傳導係數改變時濃度的變化量，以入滲率、海平面變化、水力傳導係數 3 種變數，共設計 12 種案例類型，如表 3.5 所示。其中水力傳導係數以現有參考值 10 倍、1 倍、0.1 倍為設置數據，推測入滲率因降雨或土地利用產生改變將其原年降水量 3% 更改為 10% 年降水量，海平面變化參考台灣電力公司(2016)報告顯示海平面在未來逐漸下降，因此案例設計只考慮海退情節，案例中將海平面逐漸下修，約在五千年後海平面相較於現今海平面下降 60 公尺。圖 3.11 為 12 種案例時 Pu-238 在觀察點 A 的濃度變化。

表 3.5 情境案例說明

	入滲率(%)	海平面變化	水力傳導係數
Case 1	3%	×	0.1 倍
Case 2			1 倍
Case 3			10 倍
Case 4	10%		0.1 倍
Case 5			1 倍
Case 6			10 倍
Case 7	3%	○	0.1 倍
Case 8			1 倍
Case 9			10 倍
Case 10	10%		0.1 倍
Case 11			1 倍
Case 12			10 倍

由表 3.6 所示，觀察點 A 中水力傳導係數對濃度峰值的影響依其大小依序為 10 倍、1 倍、0.1 倍，入滲率的改變對濃度峰值的影響不大，發生海退現象後濃度峰值較低，觀察點 B、C、D 較觀察點 A 接近處置設施因此唯有水力傳導係數對濃度峰值產生明顯影響。峰值到達時間由表 3.7 所示，觀察點 A 因水力傳導係數改變峰值到達時間依序為 10 倍、1 倍、0.1 倍，觀察點 B 及觀察點 D 為處置設施斜上方因此到達時間依序為水力傳導係數 10 倍、1 倍、0.1 倍，觀察點 C 為處置設施正上方地表，濃度峰值到達時間一致，並未因水力傳導係數改變而有所差異。整體而言，入滲率的增加有助於放射性核種遷移的滲透率，但同時可能稀釋放射性核種濃度，海平面下降導致觀察點 A 更加乾燥，可能產生不飽和情況導致阻礙放射性核種遷移。

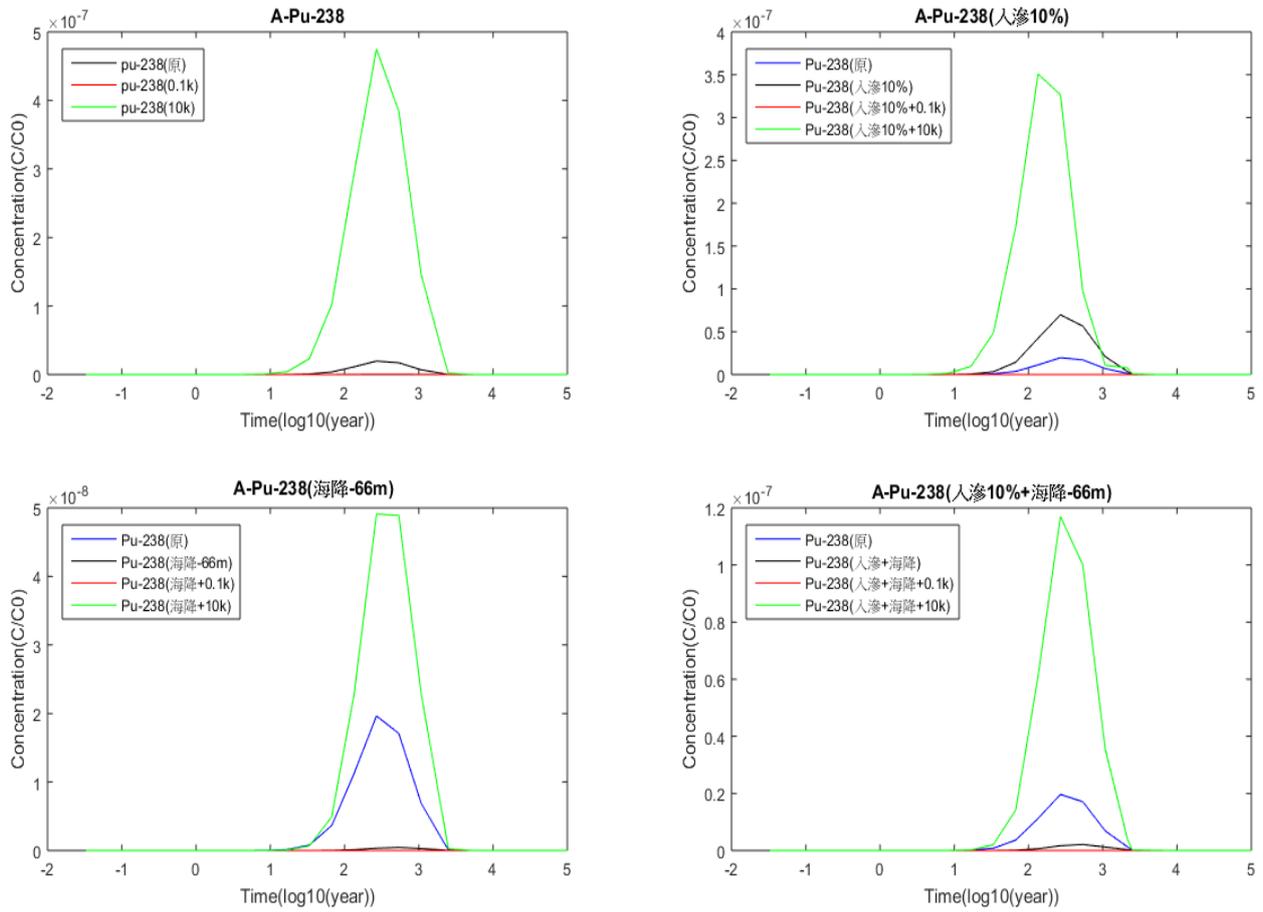


圖 3.11 觀察點 A Pu-238 濃度圖(A) Case1-3 (B) Case4-6 (C) Case7-9 (D) Case10-12

表 3.6 觀察點濃度峰值

Case	Infiltration rate	Sea level change	Hydraulic Conductivity	Point A	Point B	Point C	Point D
1	3%	×	0.1 times	$6.00 \times 10^{-11}$	$1.60 \times 10^{-07}$	$4.86 \times 10^{-07}$	$5.36 \times 10^{-10}$
2			1 times	$6.93 \times 10^{-08}$	$2.50 \times 10^{-05}$	$1.33 \times 10^{-05}$	$1.96 \times 10^{-08}$
3			10 times	$1.80 \times 10^{-06}$	$1.67 \times 10^{-03}$	$2.24 \times 10^{-04}$	$4.75 \times 10^{-07}$
4	10%		0.1 times	$6.68 \times 10^{-11}$	$1.91 \times 10^{-07}$	$7.86 \times 10^{-07}$	$8.18 \times 10^{-10}$
5			1 times	$8.39 \times 10^{-08}$	$3.67 \times 10^{-05}$	$3.39 \times 10^{-05}$	$6.98 \times 10^{-08}$
6			10 times	$2.17 \times 10^{-06}$	$2.85 \times 10^{-03}$	$5.29 \times 10^{-04}$	$3.51 \times 10^{-07}$
7	3%	○	0.1 times	$1.47 \times 10^{-12}$	$1.57 \times 10^{-07}$	$4.86 \times 10^{-07}$	$5.36 \times 10^{-10}$
8			1 times	$4.55 \times 10^{-10}$	$1.27 \times 10^{-05}$	$1.06 \times 10^{-05}$	$1.75 \times 10^{-08}$
9			10 times	$4.91 \times 10^{-08}$	$7.92 \times 10^{-04}$	$1.31 \times 10^{-04}$	$6.04 \times 10^{-07}$
10	10%		0.1 times	$1.91 \times 10^{-12}$	$1.91 \times 10^{-07}$	$7.86 \times 10^{-07}$	$8.18 \times 10^{-10}$
11			1 times	$2.12 \times 10^{-09}$	$3.30 \times 10^{-05}$	$3.39 \times 10^{-05}$	$6.97 \times 10^{-08}$
12			10 times	$1.17 \times 10^{-07}$	$1.28 \times 10^{-03}$	$3.15 \times 10^{-04}$	$3.35 \times 10^{-07}$

表 3.7 濃度峰值到達時間(year)

Case	Infiltration rate	Sea level changes	Hydraulic Conductivity	Point A	Point B	Point C	Point D
1	3%	×	0.1 times	500	500	250	500
2			1 times	250	250	250	250
3			10 times	50	250	250	250
4	10%		0.1 times	500	500	250	500
5			1 times	250	250	250	250
6			10 times	50	250	250	150
7	3%	○	0.1 times	500	500	250	500
8			1 times	500	250	250	250
9			10 times	150	250	250	250
10	10%		0.1 times	500	500	250	500
11			1 times	500	250	250	250
12			10 times	150	250	250	250

## 第四章、低放坑道處置之近場多子核種傳輸驗證技術建立

本章承接第二章 SR-PSU 所提出的模擬架構與想法，提出創新的做法來進一步發展近場模擬技術，將近場拆分為近場(處置設施)、近場(處置坑道)兩種不同空間尺度的模擬網格，主要考量近場(處置設施)相較於處置坑道的多重工程障壁來說空間尺度仍然太大，受限於計算資源使得解析度太低以致於無法有效模擬工程障壁的圍阻功能，因此建立近場(處置坑道)之較小空間尺度網格來模擬多重工程障壁功能，使用 HYDROGEOCHEM 系列數值模式(Yeh, 2009) 進行核種傳輸數值模擬，以二維有限元素網格概念化描述處置設施工程障壁系統，以達到核種遷移時多重障壁的圍阻與遲滯功能，4.1 節為近場(處置坑道)環境水文地質介紹，4.2 節為二維近岸坑道數值解之近場(處置坑道)傳輸數值模擬案例，進行近場(處置坑道)初步模擬測試，做為下一階段銜接近場(處置設施)及遠場數值模擬的基礎。

### 4.1 近場(處置坑道)環境水文地質介紹

近場主要考慮處置設施及處置坑道周圍的多重工程障壁及開挖擾動區，參考過去研究成果(經濟部，2011)的處置設施規劃圖，整個處置設施由 13 條 A 類廢棄物處置坑道及 2 條 B、C 類廢棄物處置坑道共 15 條處置坑道及四周的通行隧道組成，圖 4.1 為處置設施俯瞰圖，長寬分別為 1225 公尺、852 公尺及 20 公尺，黃色為 A 類廢棄物處置坑道深橘色為 B、C 類廢棄物處置坑道，此為近場(處置坑道)，並銜接近場(處置設施)網格模擬進行，圖中顯示 A 類及 B、C 類放射性廢棄物之處置坑道之位置分布。

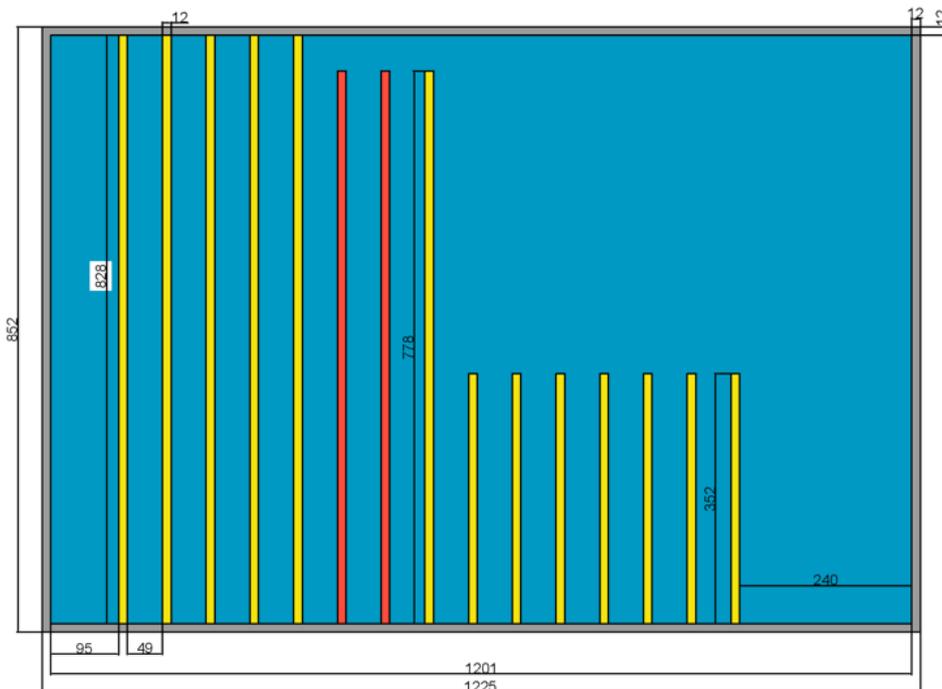


圖 4.1 近岸坑道處置設施俯視圖

存放 A 類放射性廢棄物及 B、C 類放射性廢棄物之處置坑道剖面圖如圖 4.2、圖 4.3 所示 (來源：「低放射性廢棄物最終處置技術評估報告」, 2016, 台灣電力公司), A 類處置坑道剖面由內而外分別為廢棄物體、水泥砂漿、處置窖、回填材料、二次襯砌、基礎層、擾動區等七種材質, B、C 類處置坑道剖面由內而外分別為盛裝容器、填充材料、處置窖、緩衝材料、回填材料、二次襯砌、基礎層、擾動區等八種材質, 各材質水文及傳輸參數如表 4.1 所示, 處置坑道寬與高為 12 公尺、11 公尺, 而中間黃色區塊的盛裝容器部分為放置 55 加侖桶位置, 進行近場(處置坑道)核種傳輸模擬時將做為核種的源項區塊。

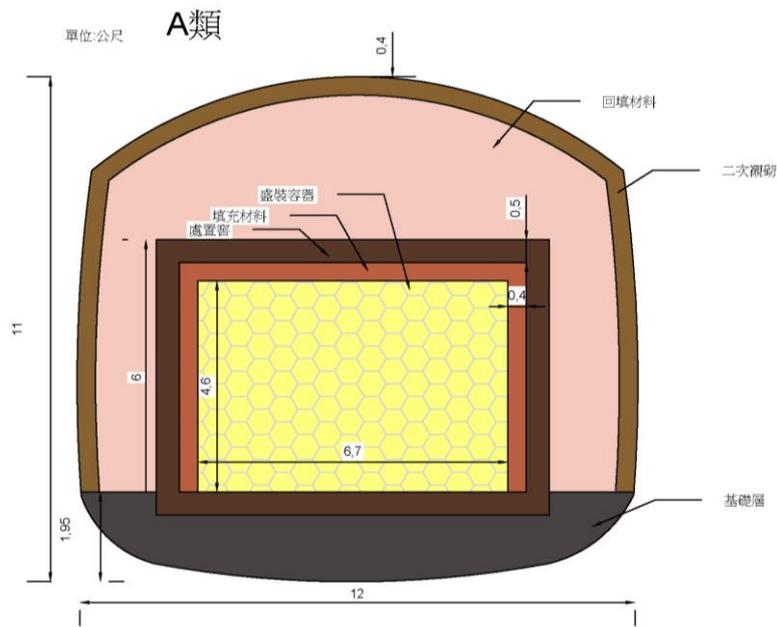


圖 4.2 A 類廢棄物處置坑道剖面圖(來源：台灣電力公司，2016)

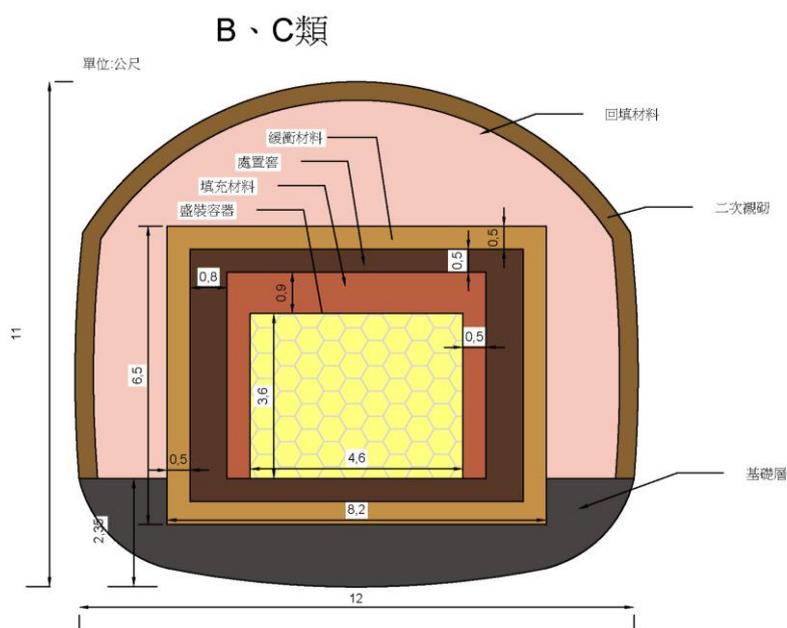


圖 4.3 B、C 類廢棄物處置坑道剖面圖(來源：台灣電力公司，2016)

表 4.1 近場(處置坑道)8 種障壁材質之水文與傳輸參數

組件	孔隙率 (-)	$k_x, k_y, k_z$ (m/day)	擴散係數 ( $m^2/day$ )	縱向延散 (m)	側向延散 (m)
擾動區	0.25	$8.64 \times 10^{-5}$	$1.73 \times 10^{-4}$	8	2
二次襯砌	0.25	$8.64 \times 10^{-5}$	$1.73 \times 10^{-4}$	8	2
基礎層	0.2	$8.64 \times 10^{-6}$	$8.64 \times 10^{-8}$	8	2
緩衝材料	0.4	$8.64 \times 10^{-8}$	$1.73 \times 10^{-5}$	8	2
回填材料	0.3	$1.73 \times 10^{-5}$	$8.64 \times 10^{-6}$	8	2
處置窖	0.2	$8.64 \times 10^{-6}$	$8.64 \times 10^{-8}$	8	2
水泥砂漿	0.3	$8.64 \times 10^{-5}$	$3.46 \times 10^{-5}$	8	2
廢棄物體	0.35	$1.73 \times 10^{-4}$	$6.05 \times 10^{-5}$	8	2

近場(處置坑道)部分採用二維網格，如此在簡化計算資源時同時也達到核種外釋時多重障壁的圍阻遲滯功能，接著根據處置坑道剖面圖，利用 GMS 水文環境工具將其網格化，近場(處置坑道)寬度為 60 公尺(處置坑道本身寬度及距離隔壁坑道間距)，高度為 20 公尺，為了更符合處置坑道剖面為蛋型的部分，因此中間區塊的網格使用三角網格，近場(處置坑道)二維網格如圖 4.4 所示，共 1005 個點及 838 個元素所構成。

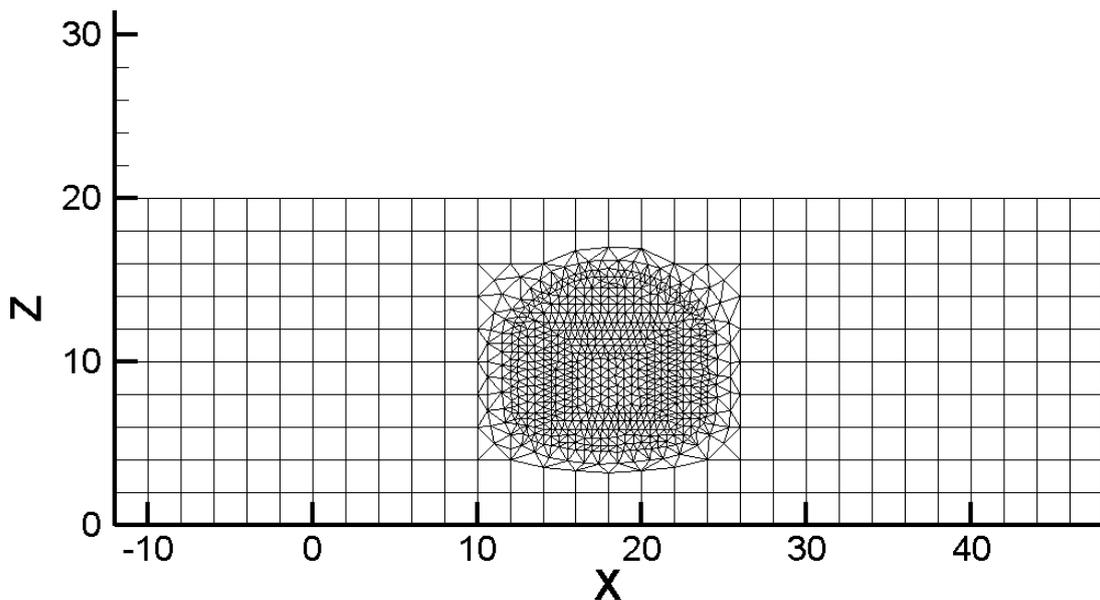


圖 4.4 近場(處置坑道)二維網格

## 4.2 二維案例數值解之近場(處置坑道)傳輸數值模擬

基本情節設定假設近場(處置坑道)中假設外部無核種流入，核種源項為處置坑道中心的廢棄物體。地下水模擬部分，利用遠場流經處置坑道水頭值做為四周 Dirichlet 邊界水頭，流場邊界如圖 4.5 所示。傳輸邊界條件，四周邊界設定為零活度梯度，核種相對活度皆為 0，採用變動邊界條件(variable boundary condition)，傳輸邊界條件如圖 4.6 所示。所謂傳輸的變動邊界條件在 HYDROGEOCHEM 中的運算過程為，當流場方向為由模擬場域內部向外，則傳輸邊界條件採用零活度梯度邊界(zero concentration gradient)也就是內部核種活度將隨流場帶出模擬區域，而當流場方向為由外部流向內部模擬區域，則邊界條件自動設定為通量邊界(flux type)，將由外部核種活度(本案例為 0)乘上流入的流量為邊界條件。

近場(處置坑道)核種傳輸共進行三個案例的模擬，案例 1 與案例 2 主要觀察近場(處置坑道)流場及傳輸分佈特徵，核種外釋部分先不考慮核衰變，假設源項為固定相對活度 1，案例 1 為穩態流場及穩態傳輸模擬，案例 2 為穩態流場及暫態傳輸模擬。案例 3 為多條核種衰變鏈之穩態流場及暫態傳輸模擬，觀察暫態傳輸模擬之各法規核種，因核種衰變鏈與近場傳輸機制交互影響下，核種衰變鏈相對活度時空分布情形。

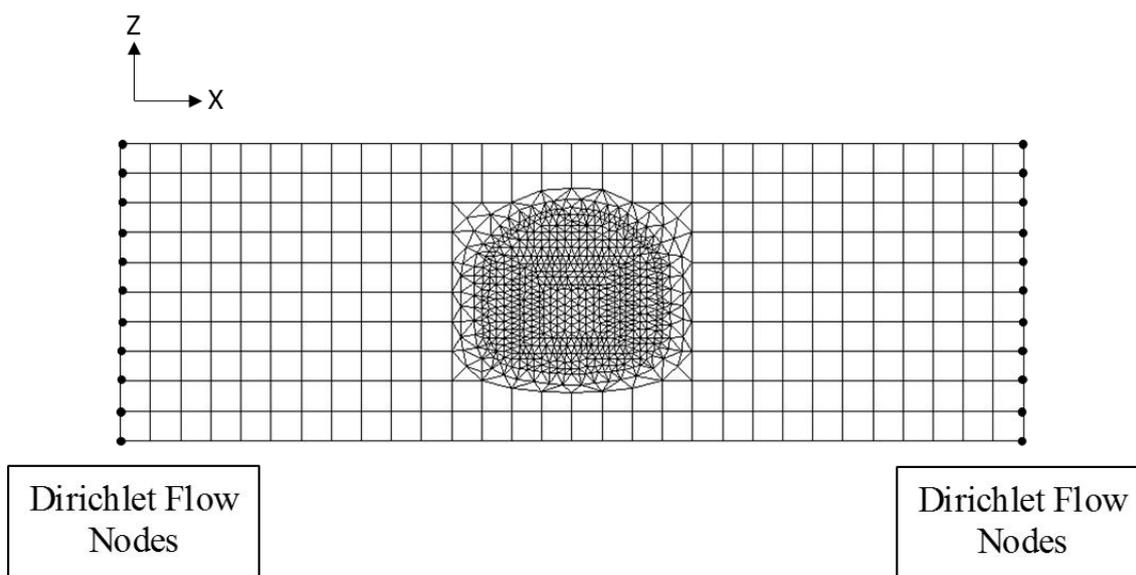


圖 4.5 近場(處置坑道)流場邊界條件

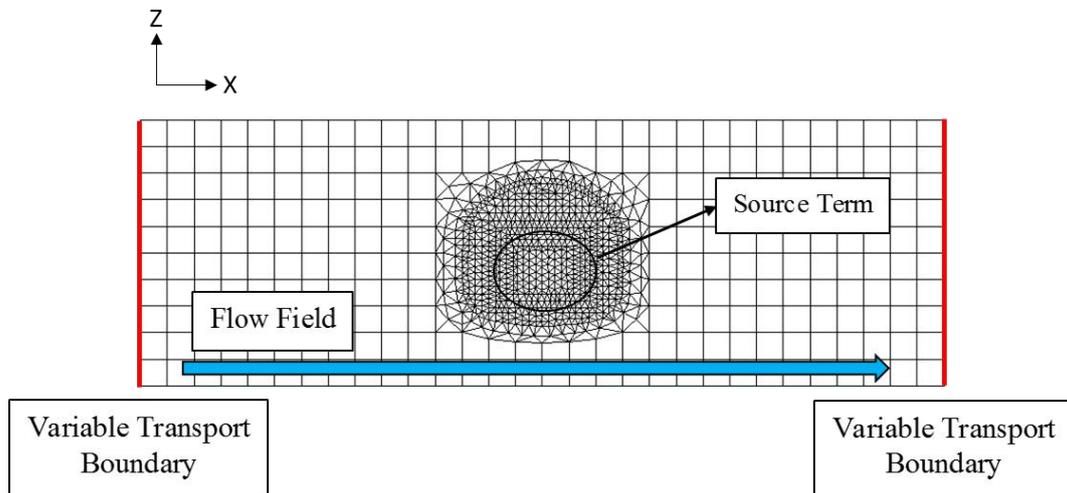


圖 4.6 近場(處置坑道)傳輸邊界條件

#### 4.2.1 案例 1—穩態流場及穩態傳輸案例

近場(處置坑道)的優勢流場為由左至右(西向東)，近場(處置坑道)內地下水流速大約為  $3.54E-06 \sim 6.14E-09$  (m/day)，A 類廢棄物處置坑道與 B、C 類廢棄物處置坑道的主要差異來自於 B、C 類廢棄物處置坑道多了一層工程障壁：緩衝材料，緩衝材料的水力傳導係數相對於其他種類的工程障壁材質大約為百分之一至千分之一，導致兩種坑道的總水頭及流速分布出現不同結果，B、C 類廢棄物處置坑道內平均流速低於 A 類廢棄物處置坑道內平均流速 47 倍左右 ( $9.74E-09$  (m/day) 與  $4.58E-07$  (m/day))，穩態傳輸上觀察到核種在 A 類廢棄物處置坑道中向右方隨流場方向外釋，而 B、C 類廢棄物處置坑道中核種活度大部分留在處置坑道內，少量核種以處置坑道為中心向四周擴散，圖 4.7 為近場(A 類廢棄物處置坑道)壓力水頭分布，圖 4.8 為近場(B、C 類廢棄物處置坑道)壓力水頭分布，圖 4.9 為近場(A 類廢棄物處置坑道)流場與總水頭分布，圖 4.10 為近場(B、C 類廢棄物處置坑道)流場與總水頭分布，圖 4.11 為近場(A 類廢棄物處置坑道)核種相對活度分布圖，圖 4.12 為近場(B、C 類廢棄物處置坑道)核種相對活度分布圖。

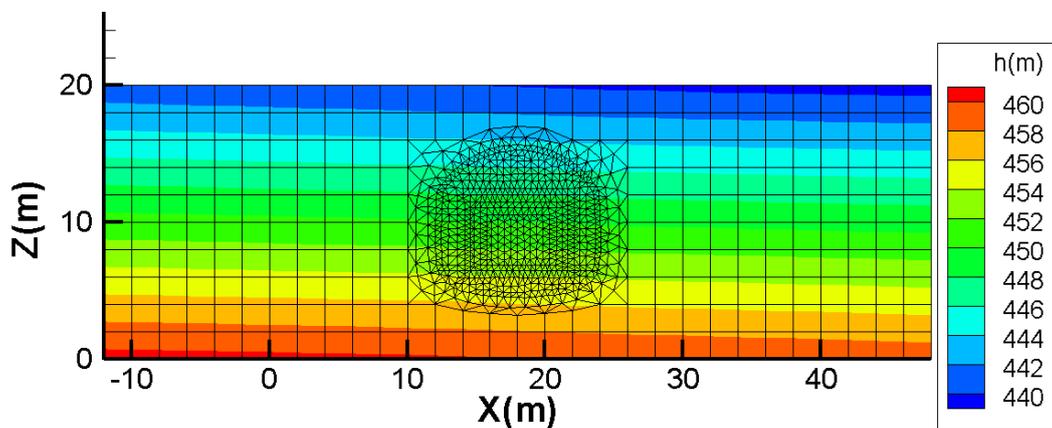


圖 4.7 案例 1—A 類廢棄物處置坑道壓力水頭分布圖

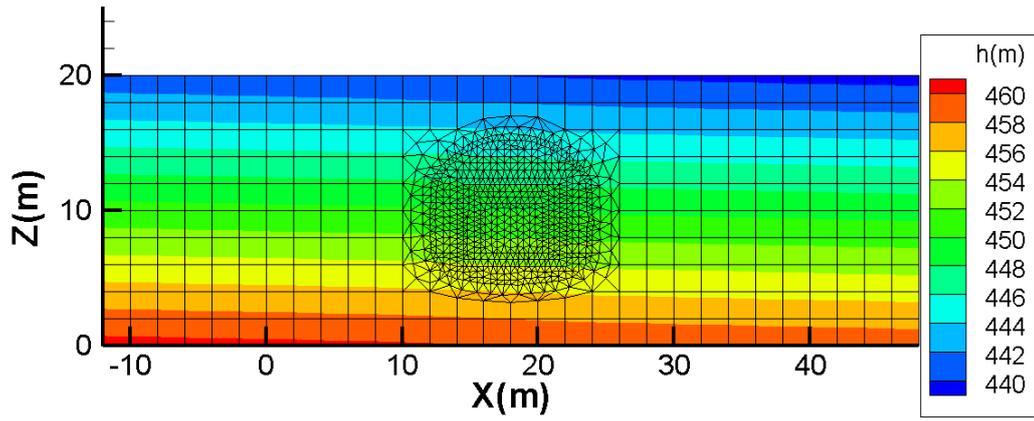


圖 4.8 案例 1—B、C 類廢棄物處置坑道壓力水頭分布圖

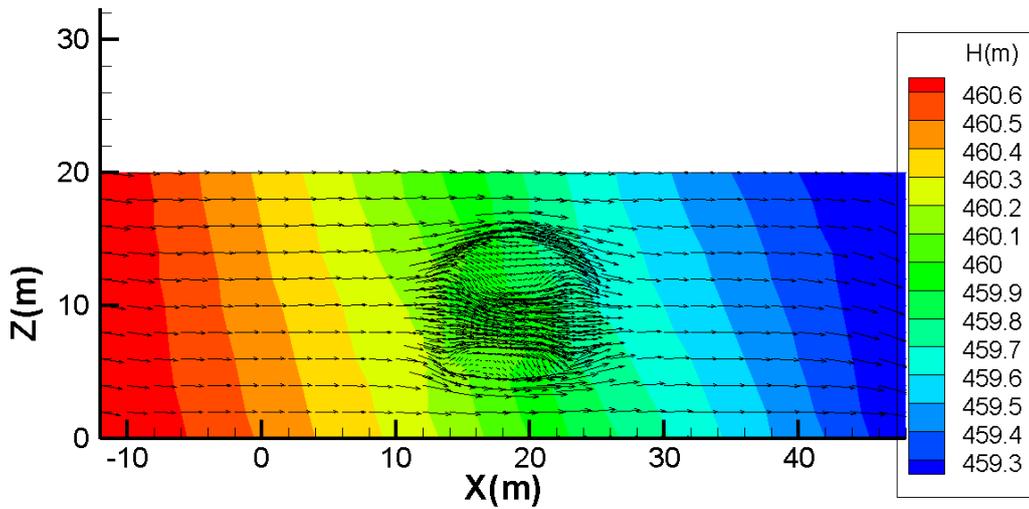


圖 4.9 案例 1—A 類廢棄物處置坑道流場與總水頭圖

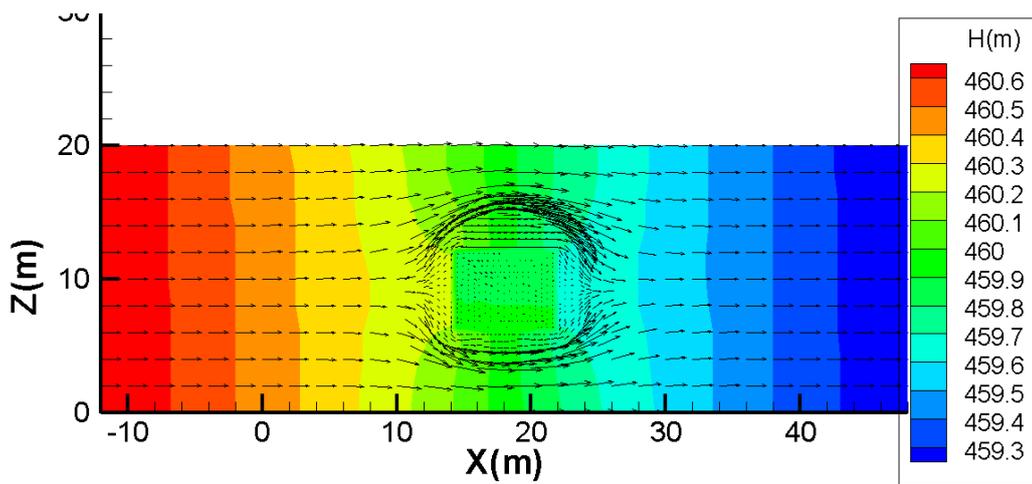


圖 4.10 案例 1—B、C 類廢棄物處置坑道流場與總水頭圖

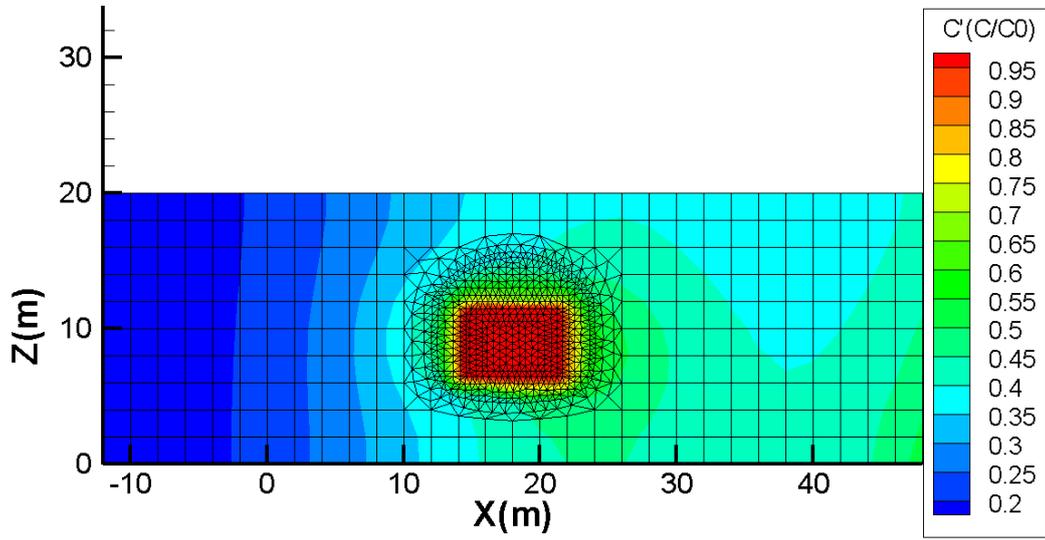


圖 4.11 案例 1—A 類廢棄物處置坑道相對活度分布圖

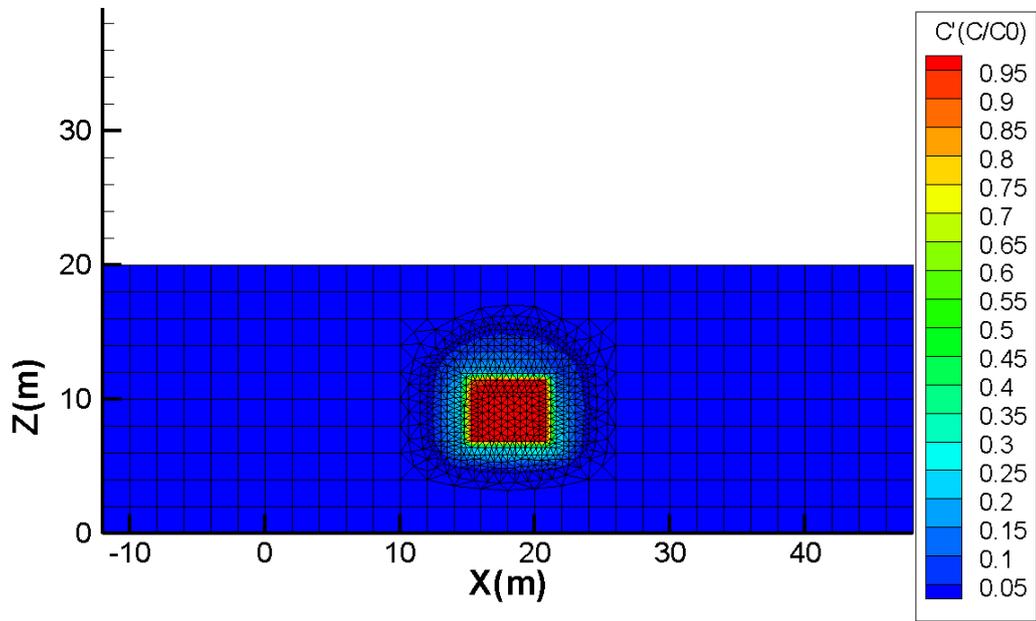


圖 4.12 案例 1—B、C 類廢棄物處置坑道相對活度分布圖

## 4.2.2 案例 2—穩態流場及暫態傳輸案例

圖 4.13、圖 4.14、圖 4.15 為 A 類廢棄物處置坑道模擬 1 年、100 年、1,000 年後相對活度分布情形，圖 4.16、圖 4.17、圖 4.18 則為 B、C 類廢棄物處置坑道模擬 1 年、100 年、1,000 年後相對活度分布情形。在近場(處置坑道)中，可發現 A 類廢棄物處置坑道在 1~100 年時核種多集中於處置坑道內，接著在 100 年~1,000 年間核種以處置坑道為中心向四周外釋，而受到流場影響，核種於右側外釋量多於左側，B、C 類廢棄物處置坑道由於多重工程障壁的不同，核種外釋相對 A 類廢棄物處置坑道緩慢許多，即便模擬時間到 1,000 年大部分核種仍集中於處置坑道內。

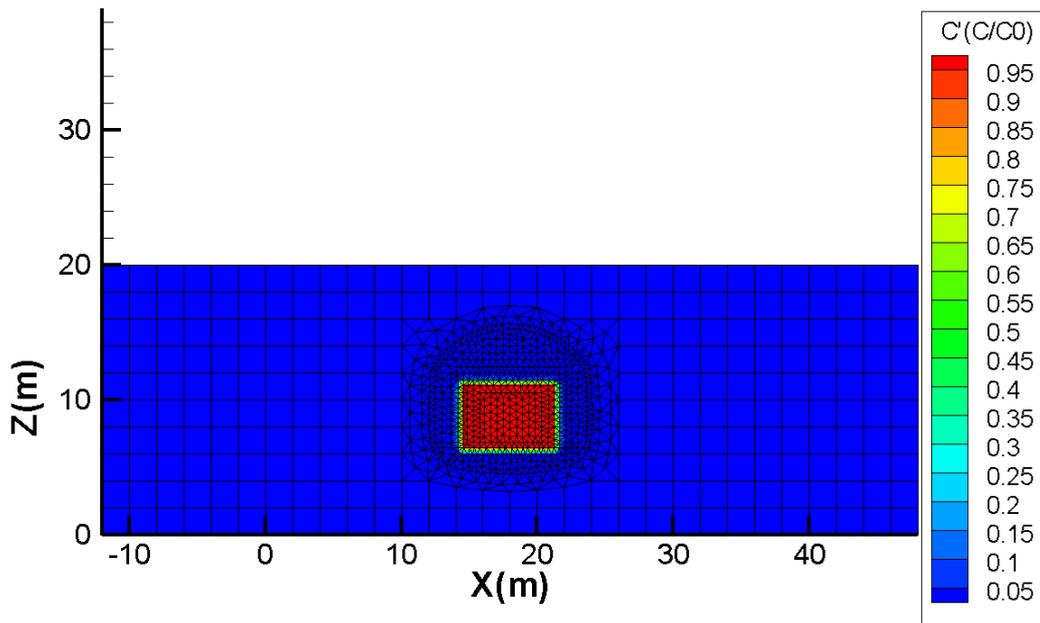


圖 4.13 案例 2—A 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1 年)

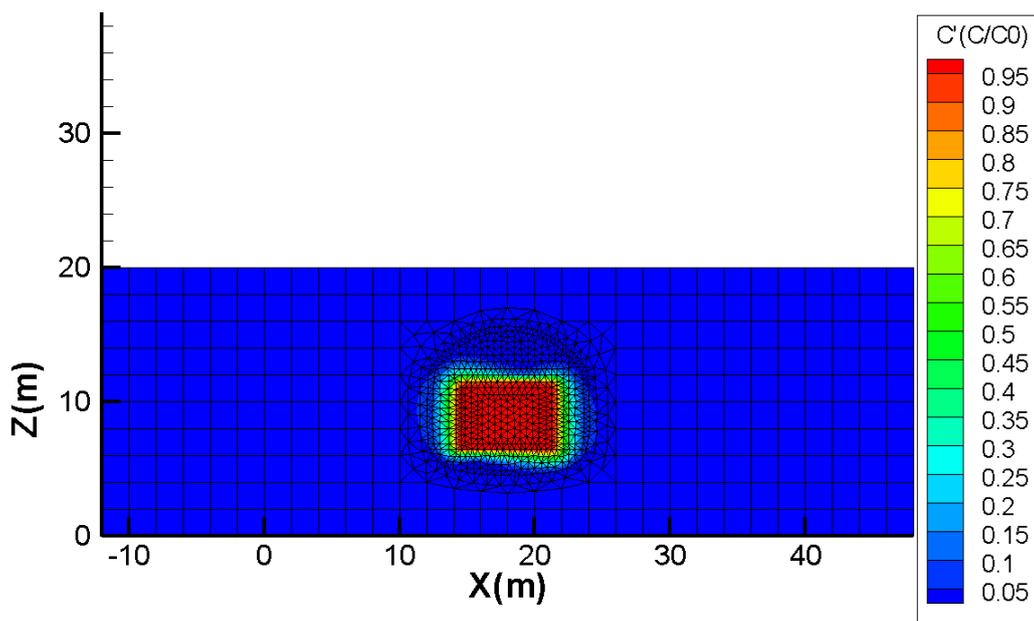


圖 4.14 案例 2—A 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(100 年)

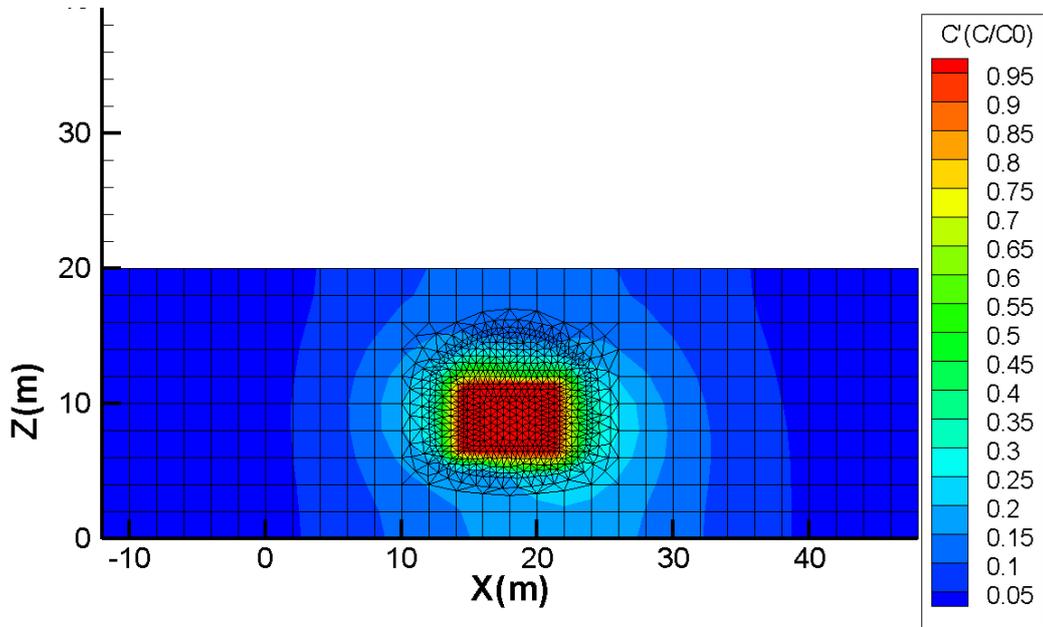


圖 4.15 案例 2—A 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1,000 年)

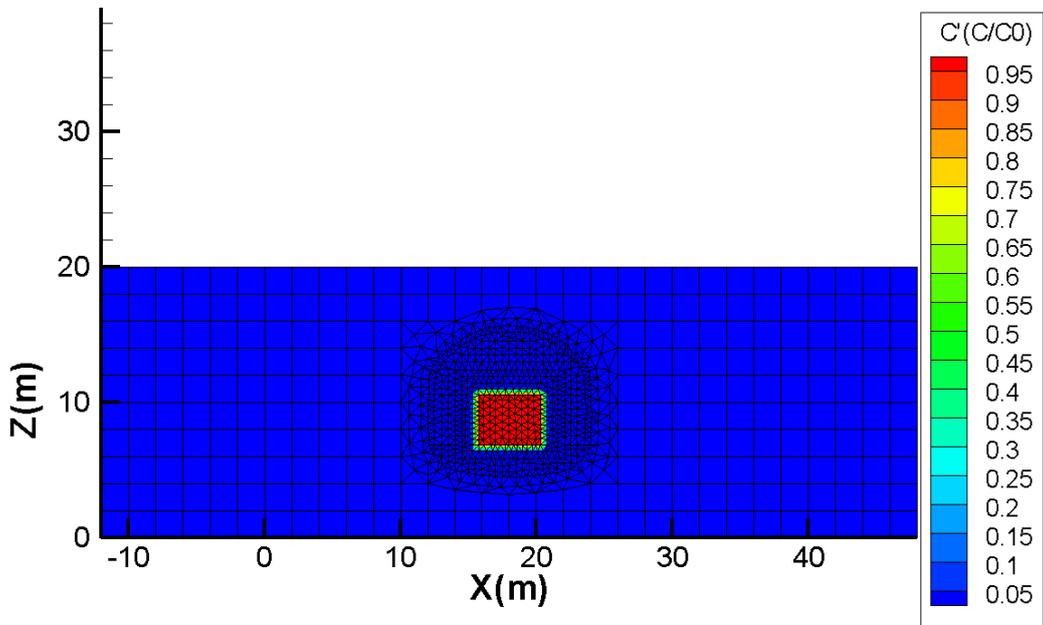


圖 4.16 案例 2—B、C 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1 年)

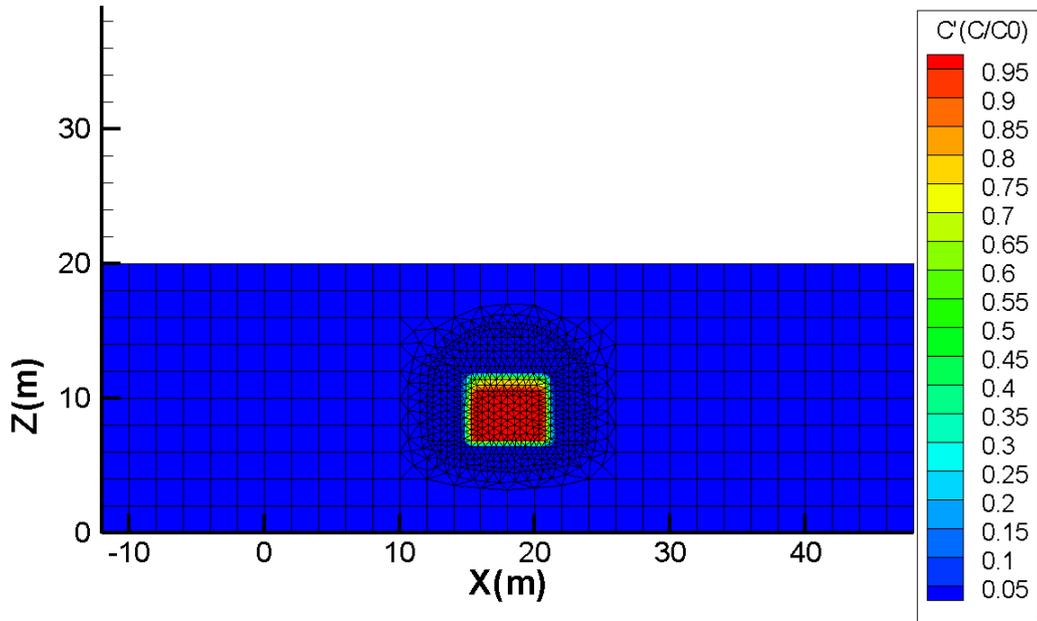


圖 4.17 案例 2-B、C 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(100 年)

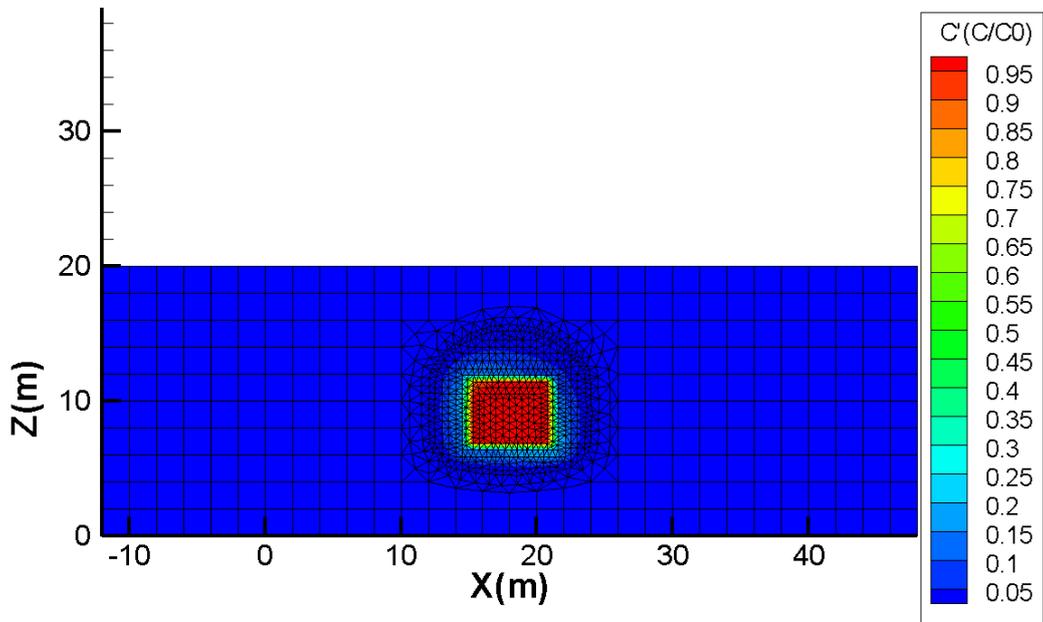


圖 4.18 案例 2-B、C 類廢棄物處置坑道核種相對活度分布圖(1,000 年)

### 4.2.3 案例 3—多條核衰變鏈案例

案例 3 為多條核衰變鏈傳輸模擬，核種採用 12 條法規核種衰變鏈，所依據之法規為「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，12 條衰變鏈分別為

1.  $^{242}\text{Cm} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U} \rightarrow ^{230}\text{Th} \rightarrow ^{226}\text{Ra} \rightarrow ^{222}\text{Rn} \rightarrow ^{218}\text{Po} \rightarrow ^{214}\text{Pb} \rightarrow ^{214}\text{Bi} \rightarrow ^{214}\text{Po} \rightarrow ^{210}\text{Pb} \rightarrow ^{210}\text{Bi} \rightarrow ^{210}\text{Po} \rightarrow ^{206}\text{Pb}$
2.  $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{Pa} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th} \rightarrow ^{225}\text{Ra} \rightarrow ^{225}\text{Ac} \rightarrow ^{221}\text{Fr} \rightarrow ^{217}\text{At} \rightarrow ^{213}\text{Bi} \rightarrow ^{213}\text{Po} \rightarrow ^{209}\text{Pb} \rightarrow ^{209}\text{Bi}$
3.  $^{99}\text{Tc} \rightarrow ^{99}\text{Ru}$
4.  $^{94}\text{Nb} \rightarrow ^{94}\text{Mo}$
5.  $^{60}\text{Co} \rightarrow ^{60}\text{Ni}$
6.  $^{129}\text{I} \rightarrow ^{129}\text{Xe}$
7.  $^{137}\text{Cs} \rightarrow ^{137}\text{Ba}$
8.  $^{59}\text{Ni} \rightarrow ^{59}\text{Co}$
9.  $^{14}\text{C} \rightarrow ^{14}\text{N}$
10.  $^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y} \rightarrow ^{90}\text{Zr}$
11.  $^{63}\text{Ni} \rightarrow ^{63}\text{Cu}$
12.  $^3\text{H} \rightarrow ^3\text{He}$ ，

皆為 4N 半衰期核種之衰變鏈，核種之吸附常數參考前人研究成果(台灣電力公司,2016)，所有核種之衰變常數及在各材質吸附常數如表 4.2、表 4.3，部分核種於某些材質中無相關吸附常數資料，則採取保守估計假設無吸附現象，並採用穩態流場與暫態傳輸觀察各核種活度外釋情形。

表 4.2 案例 3—12 條核種衰變鏈參數(1~2 條)

第 1 條	衰變常數 (1/day)	K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)		
		水泥類材料	膨潤土材料	岩盤
<sup>242</sup> Cm	4.26E-03	250	1000	5000
<sup>238</sup> Pu	2.16E-05	250	5000	50
<sup>234</sup> U	7.73E-09	250	5	5
<sup>230</sup> Th	2.52E-08	250	1000	1000
<sup>226</sup> Ra	1.19E-06	1.25	1	500
<sup>222</sup> Rn	1.81E-01	0	0	0
<sup>218</sup> Po	3.47E+02	0	0	0
<sup>214</sup> Pb	3.47E+01	12.5	50	100
<sup>214</sup> Bi	4.95E+01	0	0	0

<sup>214</sup> Po	3.65E+08	0	0	0
<sup>210</sup> Pb	8.54E-05	12.5	50	100
<sup>210</sup> Bi	1.38E-01	0	0	0
<sup>210</sup> Po	5.01E-03	0	0	0
<sup>206</sup> Pb	Stable	12.5	50	100
<b>第 2 條</b>				
<sup>241</sup> Pu	1.32E-04	250	5000	50
<sup>241</sup> Am	4.39E-06	250	1000	5000
<sup>237</sup> Np	8.83E-10	250	5	5
<sup>233</sup> Pa	2.57E-02	250	1000	5
<sup>233</sup> U	1.19E-08	250	5	5
<sup>229</sup> Th	2.58E-07	250	1000	1000
<sup>225</sup> Ra	4.64E-02	1.25	1	500
<sup>225</sup> Ac	6.96E-02	250	1000	5000
<sup>221</sup> Fr	2.31E+02	0	0	0
<sup>217</sup> At	1.87E+06	0	0	0
<sup>213</sup> Bi	2.17E+01	0	0	0
<sup>213</sup> Po	1.41E+10	0	0	0
<sup>209</sup> Pb	4.95E+00	12.5	50	100
<sup>209</sup> Bi	Stable	0	0	0

表 4.3 案例 3-12 條核種衰變鏈參數(3~12 條)

第 3 條	衰變常數 (1/day)	K <sub>d</sub> (m <sup>3</sup> /kg)		
		水泥類材料	膨潤土材料	岩盤
<sup>99</sup> Tc	9.04E-09	0.3	0	0
<sup>99</sup> Ru	Stable	0	0	0
<b>第 4 條</b>				
<sup>94</sup> Nb	9.35E-08	0	100	100
<sup>94</sup> Mo	Stable	0	0	0.1
<b>第 5 條</b>				
<sup>60</sup> Co	3.60E-04	12.5	50	10
<sup>60</sup> Ni	Stable	12.5	50	10
<b>第 6 條</b>				
<sup>129</sup> I	1.21E-10	1.25	0	0.1
<sup>129</sup> Xe	Stable	0	0	0
<b>第 7 條</b>				
<sup>137</sup> Cs	6.29E-05	2	50	50
<sup>137</sup> Ba	Stable	1	1	200
<b>第 8 條</b>				
<sup>59</sup> Ni	1.90E-08	12.5	50	10
<sup>59</sup> Co	Stable	12.5	50	10
<b>第 9 條</b>				
<sup>14</sup> C	3.33E-07	1	1	0.1
<sup>14</sup> N	Stable	0	0	0
<b>第 10 條</b>				
<sup>90</sup> Sr	6.59E-05	1	1	200
<sup>90</sup> Y	2.61E-01	0	0	0
<sup>90</sup> Zr	Stable	2500	1000	100
<b>第 11 條</b>				
<sup>63</sup> Ni	1.90E-05	12.5	50	10
<sup>63</sup> Cu	Stable	0	0	0
<b>第 12 條</b>				
<sup>3</sup> H	1.54E-04	0	0	0
<sup>3</sup> He	Stable	0	0	0

初始核種活度保守假設 A 類及 B、C 類的 55 加侖桶內，皆為法規判斷之活度上限值，再由預計存放至處置設施的運轉廢棄物及除役廢棄物計算出 A 類廢棄物為 554,020 桶，B、C 類廢棄物為 32,556 桶，推算出所有核種總活度值代入 A 類及 B、C 類廢棄物處置坑道之廢棄物體做為初始活度，核種實際活度值如表 4.4 所示。

表 4.4 案例 3—A 類及 B、C 類廢棄物核種活度總量

核種	核種活度值(TBq)	
	A 類廢棄物	B、C 類廢棄物
<sup>242</sup> Cm	1.56E+04	9.15E+03
<sup>241</sup> Pu	2.74E+03	1.61E+03
<sup>238</sup> Pu	7.79E+01	4.58E+01
<sup>137</sup> Cs	4.10E+03	1.11E+06
<sup>129</sup> I	3.32E+01	1.95E+01
<sup>99</sup> Tc	1.22E+03	7.16E+02
<sup>94</sup> Nb	8.20E+01	4.82E+01
<sup>90</sup> Sr	1.66E+02	1.69E+06
<sup>63</sup> Ni	1.58E+05	1.86E+06
<sup>60</sup> Co	2.88E+06	1.76E+06
<sup>59</sup> Ni	8.98E+04	5.27E+04
<sup>14</sup> C	3.66E+04	2.15E+04

將各衰變鏈母核種活度量作為初始活度進行近場(處置坑道)核種傳輸模擬後，計算外釋出 A 類廢棄物處置坑道及 B、C 類廢棄物處置坑道四周之 11 種關鍵核種(<sup>238</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>99</sup>Tc、<sup>60</sup>Co、<sup>129</sup>I、<sup>137</sup>Cs、<sup>59</sup>Ni、<sup>14</sup>C、<sup>90</sup>Sr、<sup>90</sup>Y、<sup>63</sup>Ni) 活度，如圖 4.19、圖 4.20 所示，外釋的關鍵核種中又以 <sup>59</sup>Ni、<sup>14</sup>C、<sup>99</sup>Tc 活度較高，<sup>59</sup>Ni 及 <sup>99</sup>Tc 主要為其初始活度高及長半衰期因素導致，而 <sup>14</sup>C 雖然半衰期較短，但初始活度較高，且障壁對於 <sup>14</sup>C 之吸附性功能較低，導致外釋活度有較高的情形，圖 4.21~圖 4.23 為各關鍵核種在不同處置坑道的外釋比較結果，大部分情形在初始活度差不多時由於 B、C 類廢棄物處置坑道有多一層緩衝材料，工程障壁圍阻功能較好，因此 A 類廢棄物處置坑道外釋活度較高，但在 <sup>90</sup>Sr、<sup>90</sup>Y 卻是 B、C 類廢棄物處置坑道外釋活度較高，主因為 <sup>90</sup>Sr 在 B、C 類的初始活度為高出 A 類 10000 倍。

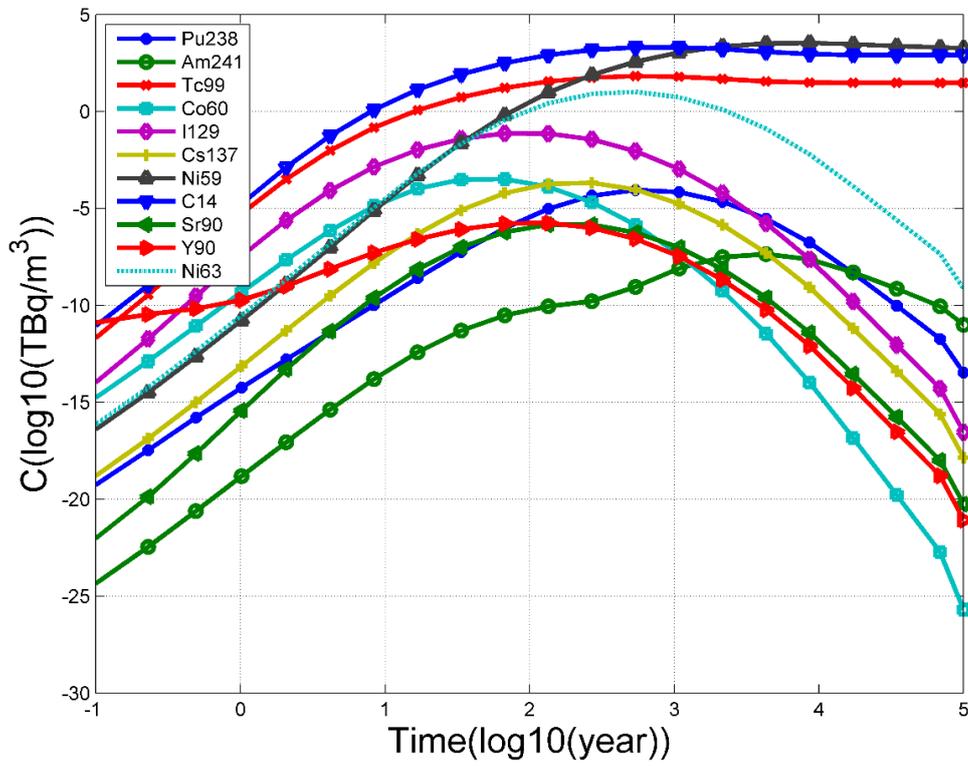


圖 4.19 案例 3—A 類廢棄物處置坑道關鍵核種外釋活度圖

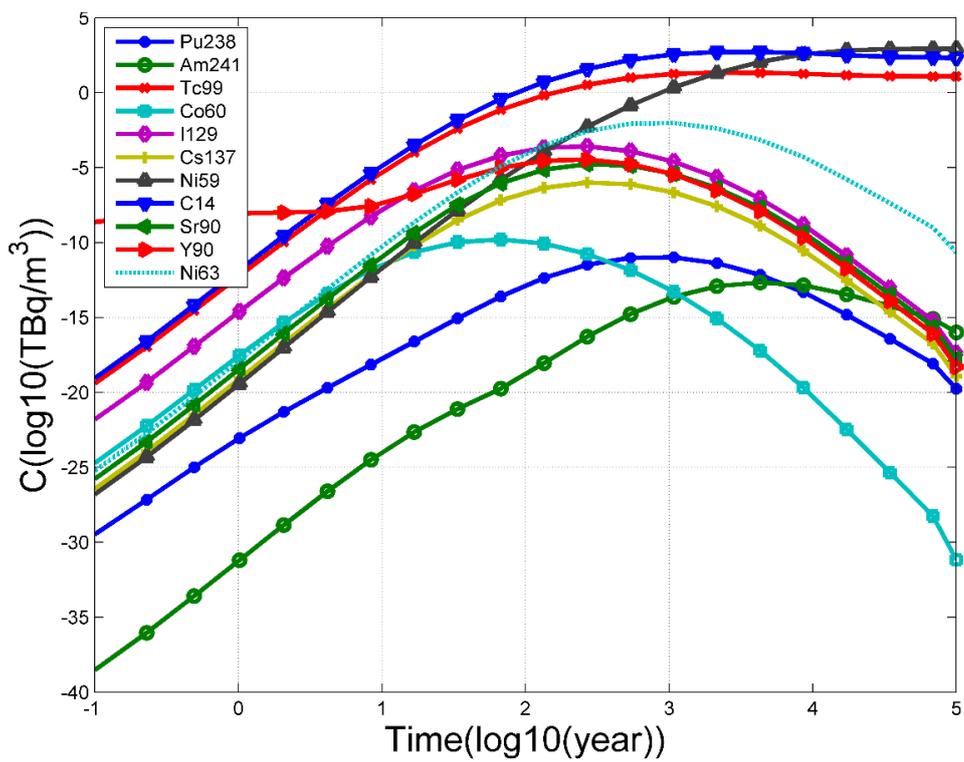


圖 4.20 案例 3—B、C 類廢棄物處置坑道關鍵核種外釋活度圖

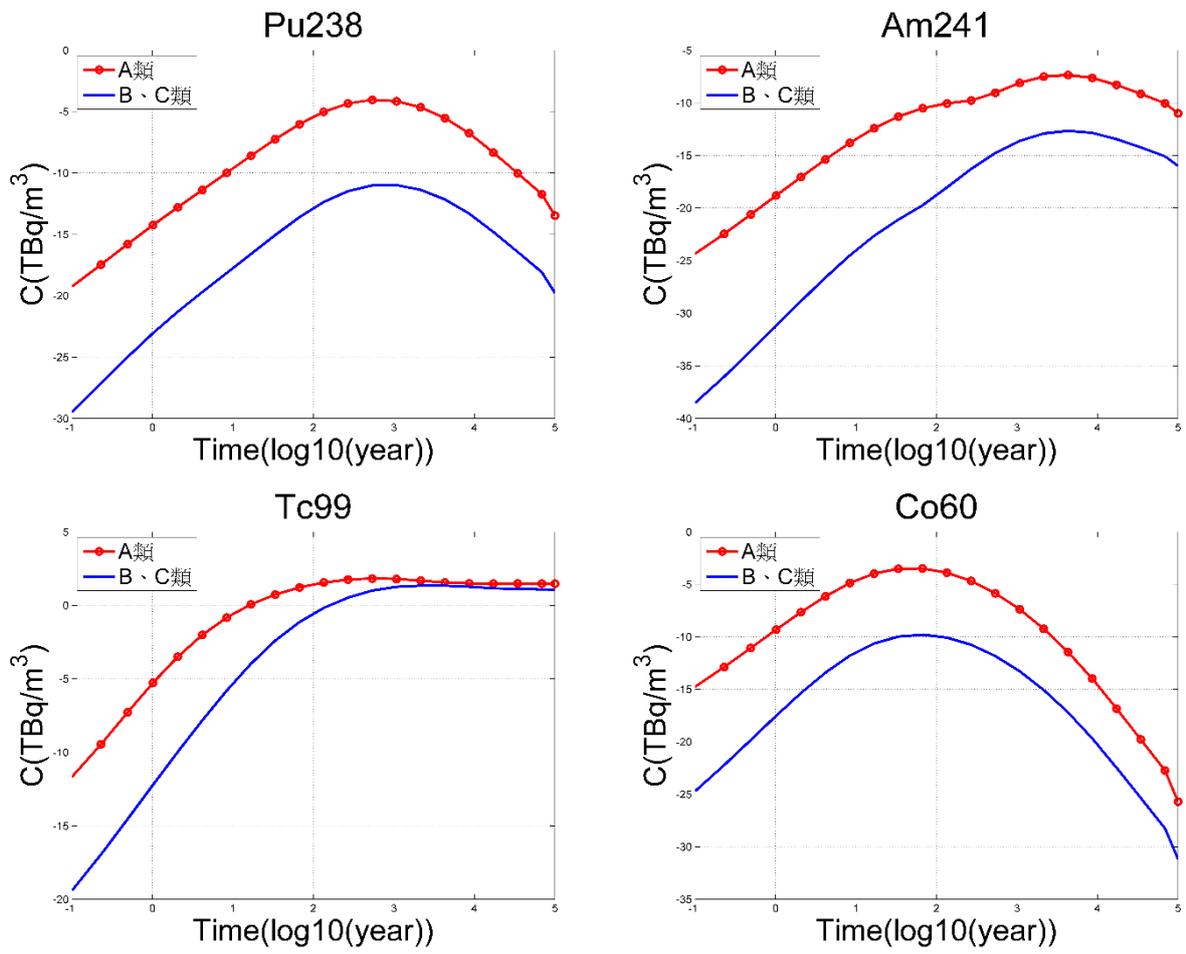


圖 4.21 案例 3— $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{60}\text{Co}$  核種在不同類型坑道外釋活度圖

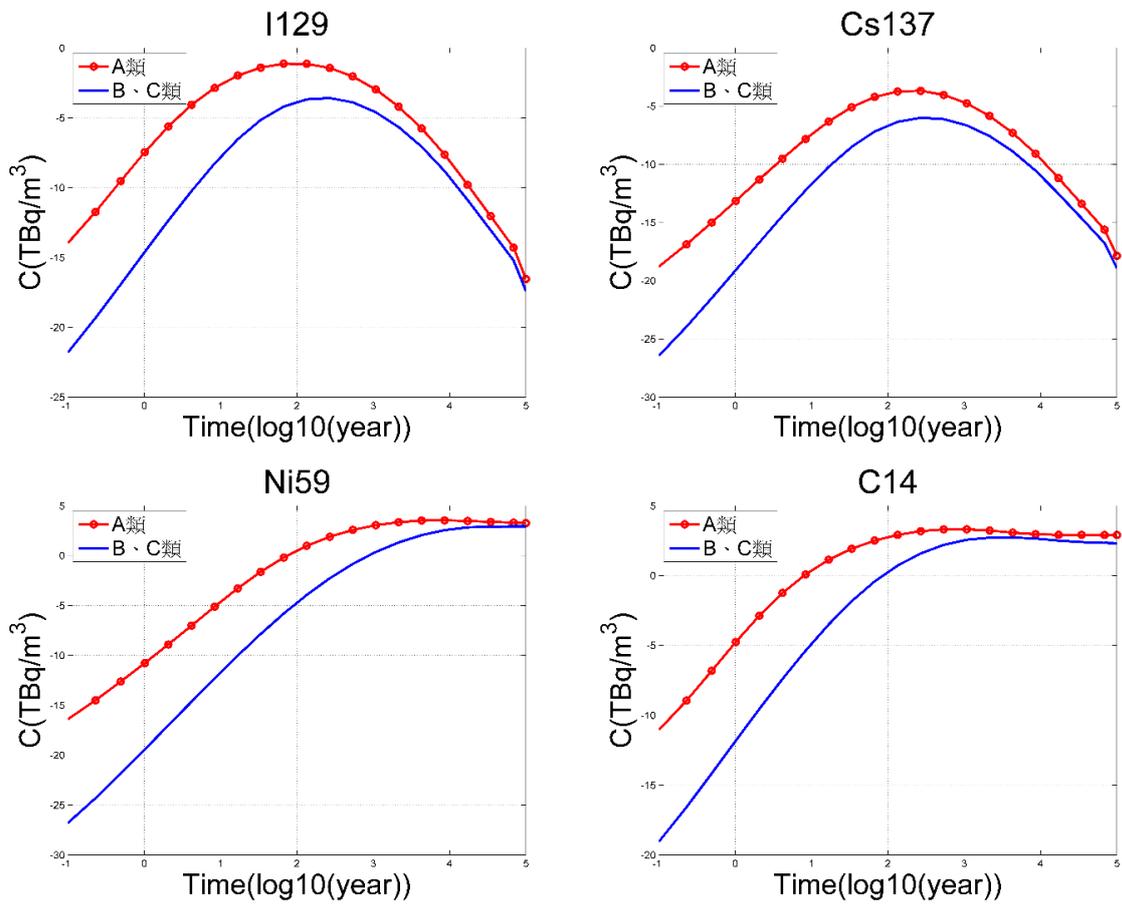


圖 4.22 案例 3— $^{129}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{14}\text{C}$  核種在不同類型坑道外釋活度圖

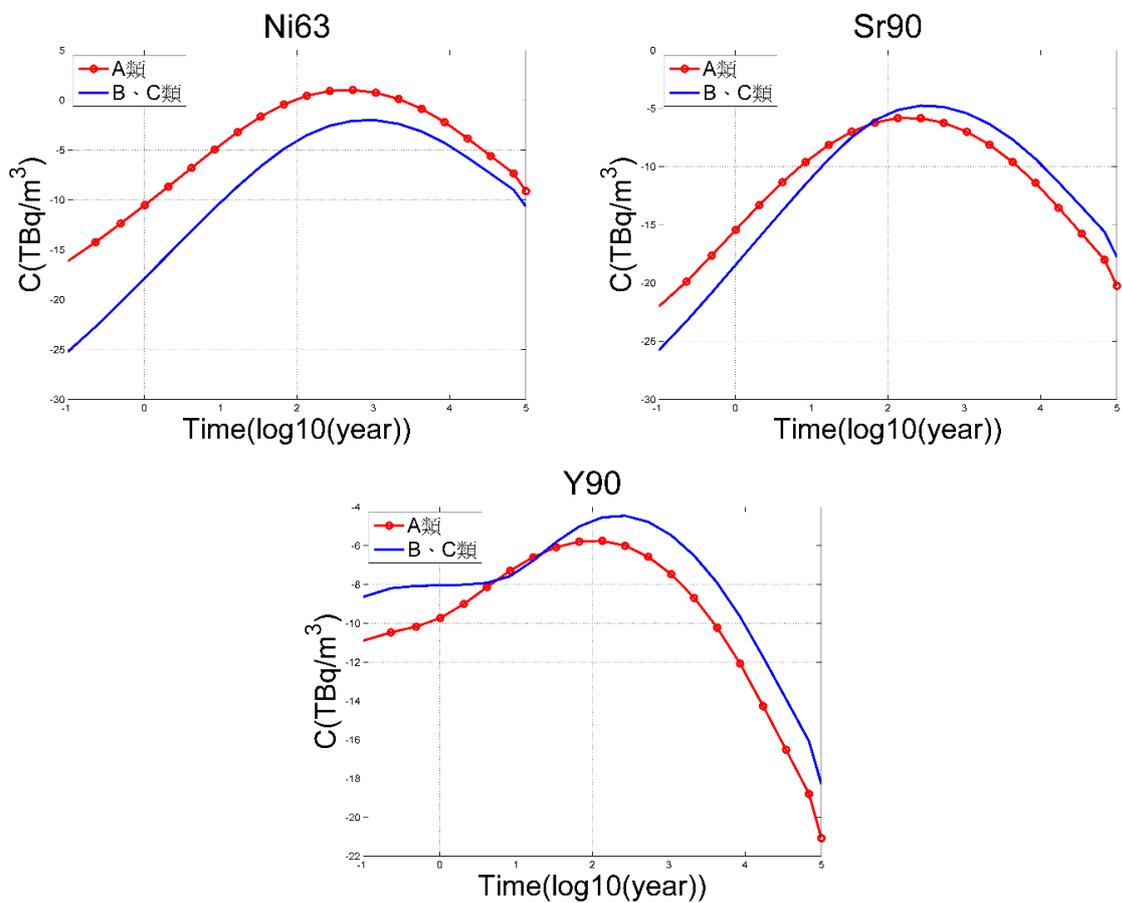


圖 4.23 案例 3— $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Y}$ 、 $^{63}\text{Ni}$  核種在不同類型坑道外釋活度圖

# 第五章、低放坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項

## 項

本章綜整本計畫 105 年度與本年度之關鍵成果與發現，提出坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項，將針對模式、關鍵參數與不確定性處理等提出說明與建議。在模式部分包含水文模式與傳輸模式的銜接與鏈結，這部分也包含由近場至遠場之連結，特別是不同模擬階段間的輸出與輸入資訊的鏈結關係，如何透過不同模式模擬階段的整合應用以達到長期安全分析的系統化評估目的。在關鍵參數部分，總整 SR-PSU 技術報告在不確定分析過程與本計畫所進行之敏感度分析所鑑別的關鍵參數。提出坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項，精進國內近場與遠場核種傳輸驗證之技術能力，以下說明低放射性廢棄物坑道處置長期安全分析模式審查重點或注意事項。

### 1. 近場關鍵作用與關鍵變數

SR-PSU 近場安全評估考慮的關鍵作用包含熱作用、水力作用、力學作用、化學作用、核種傳輸作用等 5 大項，關鍵變數包含幾何形貌、溫度、水文變數、力學應力、材質組成、水組成與氣體變數等 7 個關鍵變數，在 105 年度以 BLA 處置窖為例建立近場關鍵作用與關鍵變數的互動矩陣，可用來檢核近場安全評估所考慮之作用與變數是否完備。這裡需說明由於 BLA 處置窖其設計並未包含具有障壁功能的工程結構，處置窖的混泥土地板與噴漿內襯並未具有任何限制流動的物質，因此 BLA 障壁並不具任何抑制移流傳輸的安全功能。以表 5.1 近場關鍵作用與關鍵變數互動矩陣之水文作用為例，水文作用雖又可在分為未飽和水流與飽和水流二項子作用，關鍵變數有 7 個，但主要還是考慮飽和水流作用與關鍵變數的關聯，例如所採用模式須能計算飽和水流對水文變數(包含流場方向、大小、分布、飽和度、壓力水頭、冰或水相態等)的影響(即表中 P+)，而模式須能反應因為幾何形貌、水文變數、水組成等關鍵變數改變對地下水流的影響(即表中 V+)。

再以核種傳輸作用為例，可以再分為核種形成與核種水相傳輸二種作用。因此，為釐清關鍵作用與關鍵參數間是否有充足連結，可以建立如表 5.1 的檢核表格。所採用模式須能計算核種形成對水組成的影響(即表中 P+)，而模式需能反應因為溫度與水組成等關鍵變數對核種形成的影響(即表中 V+)。而若是考慮核種水相傳輸，所採用模式須能計算核種水相傳輸對水組成的影響(即表中 P+)，而模式需能反應因為幾何形貌、水文變數、材質組成與水組成等關鍵變數對核種水相傳輸作用的影響(即表中 V+)。因此為釐清近場關鍵作用與關鍵參數間是否有充足連結，可以建立如表 5.1 的檢核表格。

表 5.1 近場關鍵作用與關鍵變數互動矩陣-以水文作用、化學作用與核種傳輸作用為例

作用	水文作用		化學作用		核種傳輸作用	
	未飽和水流		平流與延散		核種形成	
變數	飽和水流		水相物種形成與反應		核種水相傳輸	
			微生物作用			
幾何形貌	V+	-	-	-	-	-
	V+	-	-	-	V+	-
溫度	-	-	-	-	V+	-
	-	-	V+	-	-	-
水文變數	-	-	V+	-	-	-
	V+	P+	V+	-	V+	-
力學應力	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-
材質組成	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	V+	-
水組成	-	-	V+	P+	V+	P+
	V+	-	V+	V+	V+	P+
氣體變數	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-

## 2. 遠場關鍵作用與關鍵變數

SR-PSU 遠場安全評估考慮的地質圈關鍵作用包含熱傳作用、結冰作用、地下水流、氣體流動/溶解、完整岩體的變形、現存裂隙的位移、裂隙產生、裂隙內的侵蝕沉積、平流傳輸/溶解相核種混合、母岩擴散傳輸、吸附、地下水/母岩反應、裂隙礦物的溶解/沉澱、微生物作用、裂隙灌漿的剝蝕、膠體作用、甲烷水合物的形成、脫鹽、地(面)電流、核種種類分佈、水相核種傳輸、氣相核種傳輸等，共計有 22 種地質圈作用。而每一種地質圈作用皆有其對應交互影

響的關鍵變數，本子計畫在 105 年度整理分析 SR-PSU 場址遠場關鍵作用與關鍵變數間之互動矩陣，可用來檢核遠場安全評估所考慮之作用與變數是否完備。以表 5.2 遠場關鍵作用與關鍵變數互動矩陣之水力作用為例，雖然關鍵變數有 13 個，在地下水流作用部分，所採用模式須能計算地下水流對地下水壓力、地下水組成與飽和度的影響（即表中 P+），而模式須能反應因為母岩溫度、地下水壓力、氣相流體、處置場幾何形貌、裂隙與孔隙幾何形貌、飽和度等關鍵變數改變對地下水流的影響（即表中 V+）。因此為釐清遠場關鍵作用與關鍵參數間是否有充足連結，可以建立如表 5.2 的檢核表格。

表 5.2 遠場關鍵作用與關鍵變數互動矩陣-以水力作用為例

關鍵變數	關鍵作用			
	地下水流		氣體流動與溶解	
母岩溫度	V+	-	V+	-
地下水流	-	-	-	-
地下水壓力	V+	P+	V+	-
氣相流體	V+	-	-	-
處置場幾何形貌	V+	-	V+	-
裂隙與孔隙幾何形貌	V+	-	V+	-
母岩應力	-	-	-	-
母岩礦物	-	-	-	-
裂隙礦物	-	-	-	-
地下水組成	-	P+	V+	-
氣體組成	-	-	V+	P+
結構與零星物質	-	-	-	-
飽和度	V+	P+	V+	-

在模擬系統架構之水文模式與傳輸模式銜接方式，參考瑞典 SR-PSU 場址技術報告，水文地質模式可提供遠場水流資料，近場模式水流資料由遠場水流模擬提供，近場模式得遠場水流資料後可提供遠場核種外釋資料，遠場核種傳輸模擬可提供生物圈核種傳輸模擬所需資料，進而計算劑量。本計畫於 105 年度報告中已完成遠場模式建置，本年度發展將近場拆分為近場處置坑道、近場處置設施兩種不同空間尺度的網格模擬(第四章)，主要考量為提升運算效率與有效模擬工程障壁的圍阻功能。因此審驗重點應檢視所採用之長期安全分析架構在不同模式間之銜接方式是否合理，不同模式間提供或所需之輸入與輸出資訊是否有合理銜接，

銜接過程之模式或資料之假設是否合理。

模擬近場處置坑道成果，A 類工程障壁較 B、C 類圍阻核種功能弱，A 類於模擬 100 年後核種以處置坑道為中心向四周外釋，而 B、C 類工程障壁 1000 年內大部分核種仍圍阻於處置坑道附近。這主要由於 B、C 類工程障壁多建構一層緩衝材料，且應以現行設計之 A 類工程障壁之核種圍阻功能是否滿足管制標準需求為主要審驗考量。

參考 SKB 技術報告，核種傳輸計算選取核種原則為核種半衰期為 10 年以上且核種輻射劑量攝取劑量在處置場封閉時超過 10mSv。本研究共模擬 12 條衰變鏈(第四章)，分析得知外釋核種中以  $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{99}\text{Tc}$  濃度較高， $^{59}\text{Ni}$  及  $^{99}\text{Tc}$  擁有較高初始濃度及長半衰期， $^{14}\text{C}$  因障壁對其吸附性較低導致外釋濃度高。審驗重點可著重觀察  $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{99}\text{Tc}$  之核種外釋劑量。

遠場地質圈參數敏感度分析結果得知，水力傳導係數較擴散係數、延散係數影響程度高，本年度在情境方面假設氣候變遷使入滲率增加，於遠場整體模擬顯示，較多入滲量雖然會稀釋核種濃度，但亦有助於核種遷移；而當海平面下降，模擬結果為原近岸處核種濃度降低，主要為因海平面下降，不飽和含水層範圍增加而減緩核種遷移至地表之速度與濃度。綜合變因模擬採用水力傳導係數為 10 倍、入滲率增加、無海退情況之組合，核種外釋濃度最高。遠場參數的選用與核種遷移特徵息息相關，因此審驗重點需關注所選用水力傳導係數與入滲率等遠場參數之合理性與海退情節之估算是否合理。

根據 TR14-09 報告 2.4.2 節不確定性的處理所述，不確定性來源包含選用情境的不確定性、系統與模式不確定性與參數不確定性等。其中情境不確定性並不在該報告討論範圍。其餘不確定性來源說明如下：

- (1) 系統與模式不確定性：模擬系統與模式所採用之假設應避免導致輻射風險的低估，但有時並不容易直接判斷這些假設是否會導致輻射風險的低估，因此該報告建議應採用其他替代模式來界定模擬成果的不確定性範圍，也就是執行平行驗證的另一項目的。
- (2) 參數不確定性：採用敏感度分析方法，透過輸入參數的變動範圍來呈現模擬成果的機率分布。其中若參數不隨時間改變，可以採用類似蒙地卡羅模擬方式來量化不確定性分布；而時變參數(如穩態流場應用於時變傳輸模擬)，則可依據多組模擬成果建立時變參數的經驗分布式，再進行模擬評估。數值方法的不確定性，通常選用合適的數值方法，數值方法的不確定性遠小於其他參數不確定。

此外，SKB 低放處置設施長期安全評估的演算工作涵蓋 100,000 年，為使所有演算情節的發展有所依據，需進行氣候演化的技術建置工作，也就是處置設施封閉後，氣候演化將使地表特徵產生怎樣的改變，例如海退至何種高程，建議國內在氣候演化的相關技術建置，可以有更積極的想法。

## 第六章、結論與建議

1. 研析瑞典 SR-PSU 場址技術報告 TR-14-09 之核種傳輸驗證技術，釐清坑道處置近場與遠場核種傳輸驗證的技術要項，透過發展整合模擬架構提昇國內核種傳輸模擬技術能力，如近場與遠場之銜接技術，利用遠場模擬之流場資料做為近場(處置設施)流場邊界進行流場模擬，再以近場(處置設施)模擬之流場資料做為近場(處置坑道)流場邊界進行流場模擬，於核種傳輸部分則由近場(處置坑道)之外釋核種濃度做為近場(處置設施)之源項，並以此類推至遠場傳輸模擬。模式銜接的關鍵，在於不同階層模式的輸出入資訊是否有被合理使用，銜接過程若有簡化，這些簡化的假設是否會導致所評估核種濃度的低估。
2. 完成近場(處置坑道)地下水流場與傳輸模擬，採用相對濃度模擬多核種傳輸的時空分布，進階分析核種離開處置坑道的濃度與時間分布特性，並完成近場(處置設施、處置坑道)模式銜接，模式分別執行三種案例，穩態流場的相對濃度穩態傳輸、相對濃度暫態傳輸、多核種衰變鏈暫態傳輸。由相對濃度暫態傳輸模擬結果，在假設工程障壁完成前提下，處置坑道濃度外釋主要透過擴散，B、C 類處置坑道圍阻功能優於 A 類，由於多建構一層緩衝材料。多核種衰變鏈暫態傳輸在 100 年內以  $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{14}\text{C}$  外釋活度最高，100 年後以  $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{99}\text{Tc}$  濃度最高，主要差異來自初始活度、半衰期長度、吸附性等因子。
3. 近岸環境遠場模擬傳輸參數之敏感度分析，採 HYDROGEOCHEM 數值模擬工具針對三項水文地質參數及加入兩種情境變化進行評估，第一部份測試改變單一水文地質參數，第二部份為改變水力傳導係數與加入情境變化，分析處置設施上、中、下游陸域地表及海平面交界處濃度隨時間變化之情形，由第一部份可得知水力傳導係數在水文地質參數中扮演關鍵影響，第二部份測試也發現水力傳導係數較入滲率及海平面變化對核種傳輸的影響為高，但入滲率的增加可稀釋外釋核種濃度且有助遷移，海平面下降陸域範圍增多，增加不飽和含水層減緩放射性核種遷移至地表，在水力傳導係數 10 倍、入滲率增加且無海退的情況下地表有較高濃度峰值。
4. 本計畫目前模擬案例尚未考慮在近岸環境下因海水入侵或核種遷移之海域，因海水組成成分與陸域地下水差異之影響，建議應研究海水與淡水對核種傳輸之差異比較研究。
5. 近場處置坑道中排水廊道封閉使用之填充材料，是否影響工程障壁的安全功能，建議應建立相關技術研究探討。
6. 參考 SKB TR14-04 與 TR14-05 技術報告作法，建議應建立符合國內低放射性廢棄物處置現況所需之關鍵作用與關鍵變數檢核表，如本報告表 6.1 與 6.2 所示，供安全評估審驗作業時用以檢核關鍵作用與關鍵參數間是否有充分考慮與建立相互連結的模擬功能。

7. 參考 SKB TR14-09 技術報告建議，參數不確定性的處理，可以透過參數的敏感度分析來呈現評估成果的機率分布，用以量化因為參數不確定性所影響的劑量機率分布。
8. 針對安全評估模式與系統的不確定性，SKB TR14-09 技術報告建議，可以透過進行平行驗證，選用其他替代模式進行安全評估來量化因為模式選用所造成的輻射劑量不確定性範圍。
9. 安全評估模式計算結果的正確性，除模式功能的適用性外，主要建立在輸入資料是否充足與正確，因此選用參數值需有所依據，例如從文獻或是實驗取得皆需提供資料的溯源資訊以確保資料品質，且建立使用資料的審驗標準程序，進而可降低模擬結果誤差，提升整體安全評估水準，建議應建立安全評估資料驗證技術。
10. 低放射性廢棄物處置設施長期安全評估的演算長達 100,000 年，為使所有演算情節的發展有所依據，例如處置設施封閉後，氣候演化將使地表特徵產生怎樣的改變？海退至何種高程？建議國內應積極進行氣候演化的技術建置工作。

## 參考文獻

1. 經濟部，2011，低放射性廢棄物最終處置設施場址選擇小組-建議候選場址遴選報告。
2. 董家鈞、陳瑞昇，2005，低放射性廢棄物隧道處置水文地質概念模式審查技術之建立，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，942005FCMA002。
3. 董家鈞、陳瑞昇，2006，低放射性廢棄物隧道處置水文地質模擬技術發展現況與國內隧道工程水文地質模擬案例研究，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，952006FCMA002。
4. 任春平，2008，低放射性廢棄物最終處置功能安全評估模式審查技術之建立，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，97FCMA006。
5. 吳禮浩，2009，低放射性廢棄物坑道處置技術審查要項研究，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，98FCMA001。
6. 李境和，2007，低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究，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，96FCMA001。
7. 李境和，2010，坑道式最終處置設施安全評估審查要項研究，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，99FCMA003。
8. 張福麟，2011，低放射性廢棄物坑道處置安全評估關鍵議題初步探討，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，100FCMA007。
9. 李明旭、董家鈞，2012，放射性廢棄物處置安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術之研究，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，101FCMA008。
10. 李明旭、蔡世欽，2013，低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究，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，102FCMA008。
11. 李明旭、蔡世欽，2014，低放射性廢棄物處置安全管制技術發展子計畫三：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究，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，103FCMA002。
12. 李明旭、陳瑞昇，2015，低放射性廢棄物處置安全管制技術發展子計畫三：低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究，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，104FCMA002。
13. 李明旭、陳瑞昇，2016，低放射性廢棄物坑道處置安全審驗技術建立之國際資訊研析子計畫四：低放射性廢棄物坑道處置核種傳輸審驗技術建立之資訊研析，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，104FCMA019。

14. 台灣電力公司，2016，低放射性廢棄物最終處置技術評估報告。
15. IAEA, 2004, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities.
16. IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards.
17. Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000, 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 2000-04, 458 pp.
18. SKB, 2014a, Engineered Barrier Process Report for the Safety Assessment SR-PSU, TR-14-04.
19. SKB, 2014b, Geosphere process report for the safety assessment SR-PSU, TR-14-05.
20. SKB, 2014c, Radionuclide transport and dose calculations for the safety assessment SR-PSU, TR-14-09.
21. Yeh, G. T., J. T. Sun, P. M. Jardine, W. D. Burger, Y. L. Fang, M. H. Li, and M. D. Siegel, 2009. HYDROGEOCHEM 5.5: A Three Dimensional Model of Coupled Fluid Flow, Thermal Transport, and HYDROGEOCHEMical Transport through Variably Saturated Conditions Version 5.5. Dept. of Civil and Environ. Engineering, University of Central Florida, 4000 Central Florid Blvd, Orlando, FL 32816.