

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

低放射性廢棄物最終處置建議候選場
址設施設計概念差異案例之研究

計畫編號：104FCMA001

報告編號：104FCMA001-1

執行單位：核能研究所

計畫主持人：吳禮浩

子項工作負責人：吳禮浩

報告作者：吳禮浩、余允辰、林孟儒、陳智隆

報告日期：中華民國 104 年 12 月

(本頁空白)

The case study on different facility design concept of the candidate sites for low-level radioactive waste final disposal

By

Li-Hao Wu Yun-Chen Yu Meng-Ju Lin Chih-Lung Chen

Abstract

The different design concept of disposal facility may cause the different pathway of radionuclides in the groundwater and influence the results of assessment. This report considering the three possible design concept of disposal facility(above the sea level in off-shore, below the sea level in off-shore and below the seabed in off-shore), and analyzing the relative cases. After discussing the difference between these results, the informations can be used as a reference for safety assessment of low level radioactive waste disposal facility.

Keywords: low level radioactive waste, design concept of disposal facility, safety assessment

Institute of Nuclear Energy Research

低放射性廢棄物最終處置建議候選場址設施設計 概念差異案例之研究

吳禮浩、余允辰、林孟儒、陳智隆

摘 要

不同的處置設施設計概念可能會導致放射性核種在地下水中的傳輸路徑有所不同，進而影響最終的評估結果。本報告針對近岸海平面以上、近岸海平面以下、近岸海床下等三種可能情況的處置設施設計概念進行案例分析，並針對結果進行場址設施設計概念差異性討論，成果提供低放射性廢棄物處置設施安全評估之參考。

關鍵字：低放射性廢棄物、處置設施設計概念、安全評估

核能研究所

目 錄

1. 前言	1
1.1 研究目的	1
1.2 研究內容	1
1.3 報告架構	2
2. 低放射性廢棄物處置設施安全要求與設計準則	3
2.1 低放射性廢棄物處置設施安全要求	3
2.2 低放射性廢棄物處置設施設計準則	4
3. 國內低放射性廢棄物	8
3.1 低放射性廢棄物之來源、種類、型態、數量及分類	8
3.1.1 核一、二、三及龍門電廠之運轉廢棄物及蘭嶼貯存場現存之 廢棄物	8
3.1.2 小產源廢棄物	9
3.1.3 各核能電廠、核研所及清華大學研究用反應器之除役廢棄物	10
3.1.4 蘭嶼貯存場與減容中心之除役廢棄物	11
3.1.5 低放射性廢棄物處置總量	12
3.2 低放射性廢棄物核種與活度	12

3.2.1 台電核能電廠運轉廢棄物核種分析	12
3.2.2 核研所運轉廢棄物、核研所及清華大學除役廢棄物之核種分 析	18
3.2.3 龍門電廠運轉廢棄物預估	21
3.2.4 我國核能電廠除役廢棄物所含放射性核種分布	22
3.2.5 低放射性廢棄物處置場接收廢棄物之核種與總活度	24
3.3 重要核種	27
4. 工程障壁系統	30
4.1 盛裝容器	30
4.2 膨潤土混合材料	30
4.3 混凝土處置窖	31
4.4 回填渣料	31
4.5 工程障壁設計概念	31
5. 參考場址與水文地質概念模式	33
5.1 參考場址條件	33
5.2 案例介紹	39
5.3 MODFLOW 模式介紹	40
5.3.1 MODFLOW 計算地下水流程式原理	40

5.3.2 參數資料選定	43
5.3.3 MODPATH	44
5.4 參考場址之水文地質概念模式	45
6. 案例分析作業	49
6.1 GoldSim 簡介	49
6.2 液相傳輸案例概念模式	50
6.3 液相傳輸案例數學模式	51
7. 案例分析結果	57
7.1 近場案例分析	57
7.1.1 近場傳輸概念及案例分析方法	57
7.1.2 近場案例分析結果及討論	60
7.2 遠場案例分析	61
7.2.1 遠場傳輸概念及案例分析方法	61
7.2.2 遠場案例分析結果及討論	64
7.3 三案例之總劑量權重比較	68
8. 研究成果經驗回饋	69
8.1 低放射性廢棄物最終處置建議候選場址設施設計概念差異案例之研究 成果經驗分析	69
8.2 低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則之精進建議	70

9. 結論.....	73
參考文獻.....	75

附 圖 目 錄

圖 1	處置坑道封閉階段之剖面示意圖(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	32
圖 2	工程障壁設計概念圖.....	32
圖 3	參考場址衛星影像圖.....	35
圖 4	參考場址概念模型圖(摘錄自葉振峰(2012)).....	36
圖 5	邊界條件設定(摘錄自葉振峰(2012)).....	37
圖 6	場址地下水壓力分佈圖(摘錄自葉振峰(2012)).....	38
圖 7	案例示意圖.....	39
圖 8	MODFLOW 網格化含水層示意圖.....	41
圖 9	參考場址等高線圖.....	46
圖 10	參考場址地勢圖.....	47
圖 11	模擬區域收斂後之數值地形模型.....	47
圖 12	模擬區域網格.....	48
圖 13	模擬區域邊界定義.....	48
圖 14	利用 GoldSim 建立之工程障壁概念模型.....	59
圖 15	核種從處置場外釋後遷移至近場的權重結果.....	61
圖 16	以近場概念模型為基礎，利用管流模組模擬遠場概念模式(以 CaseA	

為例).....	64
圖 17 三案例之質點追蹤結果.....	66
圖 18 CaseA 之核種從處置場外釋後遷移至遠場的權重結果.....	66
圖 19 CaseB 之核種從處置場外釋後遷移至遠場的權重結果.....	67
圖 20 CaseC 之核種從處置場外釋後遷移至遠場的權重結果.....	67
圖 21 三案例之總劑量權重比較.....	68
圖 22 CaseC 及 CaseC' 之總劑量權重比較	70

附表目錄

表 1	核一、二、三及龍門電廠之運轉廢棄物及蘭嶼貯存場現存之廢棄物數量估算(摘錄自台灣電力公司(2010))	9
表 2	運轉廢棄物總量估算(55 加侖桶)(摘錄自台灣電力公司(2010))	10
表 3	各核能電廠、核研所及清華大學研究用反應器之除役廢棄物數量估算(摘錄自台灣電力公司(2010))	11
表 4	除役廢棄物總量估算(55 加侖桶)(摘錄自台灣電力公司(2010))	12
表 5	核一廠低放射性廢棄物年平均活度產量計算值(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	14
表 6	核二廠低放射性廢棄物年平均活度產量計算值(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	15
表 7	核三廠低放射性廢棄物年平均活度產量計算值(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	16
表 8	核能電廠運轉廢棄物總活度(Bq)(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	17
表 9	核研所運轉廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))	19
表 10	核研所及清華大學除役廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))	20
表 11	龍門電廠運轉廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))	21
表 12	國內各核能電廠除役廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))..	23

表 13	最終處置場接收全部低放射性廢棄物中所含核種分布及總活度 (1/2)(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	25
表 14	最終處置場接收全部低放射性廢棄物中所含核種分布及總活度 (2/2)(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	26
表 15	本報告案例分析之重要核種列表.....	29
表 16	水力傳導係數(摘錄自葉振峰(2012))	37
表 17	鄰近參考場址之地下水觀測井資料(摘錄自葉振峰(2012)).....	38
表 18	重要核種相關參數(摘錄自台灣電力公司(2010)).....	59
表 19	三案例之流線資訊.....	65
表 20	「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」(第 0 版) 修訂草案對照表.....	72

1. 前言

1.1 研究目的

基於管制業務技術研發需求，行政院原子能委員會放射性物料管理局爰委託核能研究所執行「104 年度精進放射性物料安全管制技術發展」計畫(104FCMA001)。本報告「低放射性廢棄物最終處置建議候選場址設施設計概念差異案例之研究」即為該計畫所屬子項計畫「低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(4/4)」之研究工作成果。

1.2 研究內容

子項計畫「低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(4/4)」於 104 年規劃完成「低放射性廢棄物最終處置建議候選場址設施設計概念差異案例之研究」報告一冊。研究內容包含：

- (1) 處置設施設計概念差異案例背景研析：經濟部依「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」(簡稱選址條例)規定，已於 101 年 7 月 3 日核定公告「金門縣烏坵鄉」及「台東縣達仁鄉」為建議候選場址。其中，烏坵鄉場址之處置設施設計概念為海床下處置，處置設施於封閉後，地下水流向將可能受海水影響而與內陸場址有所不同；達仁鄉場址之處置設施設計概念，則根據處置設施位置高程，可分為海平面以上及海平面以下處置二種，其主要差異在於核種在地下水中的傳輸路徑有所不同，影響最終的評估劑量。
- (2) 處置設施設計概念差異案例計算與分析：本計畫擬以 GoldSim 進行近岸海平面以上、近岸海平面以下、近岸海床下等三種可能情況的處置設施設計概念，進行案例分析，評估核種傳輸至人類環境所造成的影響，並

進行場址設施設計概念差異性討論；此外也進行離島海床下的處置設施設計概念案例分析，成果提供低放處置設施安全評估之參考。

- (3) 研究成果回饋於低放處置審查導則草案之章節與條文內容修訂：本計畫案例計算與分析過程的發現，將回饋於導則章節及條文內容修訂之參考。

1.3 報告架構

報告內容第 1 章前言：說明研究目的、研究內容與報告架構；第 2 章低放射性廢棄物處置設施安全要求與設計準則：分別說明我國對於低放射性廢棄物處置設施安全要求的相關法令規章，以及與低放射性廢棄物處置設施安全要求有關的設計要項；第 3 章低放射性廢棄物：針對我國低放射性廢棄物最終處置場所欲處置的低放射性廢棄物，分別說明其來源、種類、型態、數量、分類、核種及總活度，並篩選重要核種以利後續案例分析之所需；第 4 章工程障壁系統：說明工程障壁系統的各處置元件，以及本報告使用之工程障壁設計概念；第 5 章場址特性與水文地質概念模式：分別針對近岸海平面以上(以下簡稱 CaseA)、近岸海平面以下(以下簡稱 CaseB)、近岸海床下(以下簡稱 CaseC)三種可能情況的處置設施設計概念，進行水文地質概念說明，並介紹本報告使用之數值模式 MODFLOW；第 6 章案例分析作業：簡介本報告使用之分析軟體 GoldSim 及液相傳輸案例的概念/數學模式；第 7 章案例分析結果：分別展示近場及遠場之案例分析結果；第 8 章結論：對研究成果提出總結說明。

2. 低放射性廢棄物處置設施安全要求與設計準則

2.1 低放射性廢棄物處置設施安全要求

處置設施的安全目標在於滿足法令與技術規範的要求，國內相關重要法規的要求，摘述如後。

(1) 放射性物料管理法(第十七條)：放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施之興建，應向主管機關提出申請，經審核合於下列規定，發給建造執照後，始得為之：

- 一、符合相關國際公約之規定。
- 二、設備及設施足以保障公眾之健康及安全。
- 三、對環境生態之影響合於相關法令規定。
- 四、申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任其設施之經營。

(2) 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則

第八條：低放處置設施之設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過○·二五毫西弗，並應符合合理抑低原則。

第九條：低放處置設施應採多重障壁之設計，並依廢棄物分類特性分區處置。

第十條：低放處置設施與安全有關係統及組件之設計，應符合下列規定：

- 一、可進行檢查、維護及測試。
- 二、防範可預期之天然災害。
- 三、具備緊急應變功能。

四、具有相互替代性或備份。

第十一條：低放處置設施封閉前，其排水與防滲設計，應能防止廢棄物與積水或滲漏水接觸。

第十二條：低放處置設施之保安與警示設計，應能防止人員誤闖或占用。

2.2 低放射性廢棄物處置設施設計準則

處置設施的設計應能使設施整體的安全通過法令與技術規範的要求，是確保處置設施安全的重要一環，前述已說明與低放射性廢棄物處置設施安全要求有關的設計要項，此處再摘述低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則與設計相關的要求如後：

低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則

第四章 處置設施之設計

一、設計目標與功能需求：說明處置設施之設計基準、設計要項及設計規格等。

二、建築設計：說明處置設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。

三、結構設計：說明處置設施主要結構物之結構分類、設計荷重及其組合等。

四、土木設計：說明處置設施主要結構物之工程材質、屏蔽材料之特性與設計標準(包括處置設施及其覆蓋、回填等)、地表防洪及地下排水系統之設計。

五、輻射安全設計：

(一) 安全限值：說明設施內外之輻射限值與輻射防護分區規劃。

- (二) 處置設施結構之輻射屏蔽分析：說明處置設施輻射屏蔽結構體構造強度、比重、厚度等有關資料，針對處置廢棄物含有核種之活度、比活度及分布情形，進行輻射屏蔽分析評估。
- (三) 職業曝露合理抑低：說明設施正常運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少應包括下列各項：
 - 1、輻射監測區域規劃、輻射管制區劃分及輻射防護設備之使用等。
 - 2、廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、處置及控制中心等作業區職業曝露合理抑低之設計。
 - 3、對較高活度廢棄物之屏蔽設計。

六、輔助設施或系統之設計：說明廢棄物暫貯區、廢棄物檢整或處理系統、粉塵與廢水收集排放處理系統、廢棄物傳送系統、分析或偵測系統等之設計，並說明各系統失效時之補救措施。

七、公用設施或系統之設計：說明通訊、電力、供水、供氣、照明、廢棄物處理、通風等系統之設計，並說明各系統失效時之補救措施。

八、設計成果應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部資料得列報告附冊備查。

綜合上述導則要求而言，低放射性廢棄物處置設施設計需求，必須滿足安全可行性、技術可行性、經濟可行性的原則，並應包括以下要點：

- (1) 能與廢棄物及場址特性相容：處置場之設計容量應能容納預定處置之廢棄物數量，處置設施建造、運轉、封閉時程能與廢棄物管理體系相結合，並且因地制宜採用適當的處置方式如近地表處置或坑道處置等。

- (2) 多重障壁的設計：處置設施除了選擇具遲滯核種遷移的穩定地質環境作為處置母岩外，亦配合謹慎設計與施工的工程障壁，例如妥善安定化的廢棄物本體、耐腐蝕的處置容器、具化學與力學性質緩衝能力的回填材料及處置窖覆蓋或坑道封閉措施等，層層將廢棄物圍阻與障壁。而單一障壁系統的破壞或失效不得影響整體功能的達成，藉此多重障壁概念，來確保處置的安全性。
- (3) 多角度思考的障壁策略：處置場設計概念亦通常需結合隔離、遲滯、稀釋等不同的策略觀念，對個別的處置系統作出適當的規劃與調整，以發揮系統整合的效果。
- (4) 保留適當的安全餘裕：初步設計概念之規劃由於係基於假定的、較少的且不確定性較高的資料，因此應有較大的安全餘裕，以容納可能的不確定因素與風險。這些較大的安全餘裕在後續的工作中，隨著較真實資料的加入，且經過驗證後，可以逐步縮減，以符合效益。
- (5) 安全前提下經濟有效：處置場安全的確保需要妥善的規劃、設計與施工，而這些都需要提列必要之成本。過高的成本將使處置工作窒礙難行，因此安全與經濟效益之間，應該取得適當的平衡，並作最適化之調整與配合，以使處置概念之建立能以合理的設計達到安全的目的。
- (6) 參考國際經驗發展國內技術：處置場設計技術先進國家如瑞典、瑞士、英國、法國、日本、美國等，其技術發展過程與成就，極值得作為我國發展相關技術之借鏡。我國進行處置場設計時，除參考各國既有經驗外，亦應考量本土特性，例如可能候選場址的岩性、低放射性廢棄物型態與數量、國內法規要求等，以提出最為有利與合理可行的設計方案。

- (7) 保留設計的變通彈性：處置場整體設計工作長達數年，因此應該保留變通的彈性，廣泛考慮不同的設計變因，例如地質環境、處置容器材質、包件置放方式之差異性等，並予通盤考量。
- (8) 落實設計品質保證措施：處置場設計工作繁複費時且涉及安全事項者更不容有所疏失。隨著設計工作的進展，參與人力與專長必然增多，有必要建立品質保證/品質管理制度，紀錄追蹤不同版次設計變更過程，並對重大設計進行逐層審核，以確保設計之安全。

3. 國內低放射性廢棄物

3.1 低放射性廢棄物之來源、種類、型態、數量及分類

我國低放射性廢棄物最終處置場的低放射性廢棄物來源可分為：(1) 核能電廠(核一、二、三及龍門電廠)產生之運轉廢棄物及蘭嶼貯存場現存之廢棄物；(2) 行政院原子能委員會核能研究所(以下簡稱核研所)各核能設施運轉產生之廢棄物，及接收全國同位素應用界產生之低放射性廢棄物(以下將來源(2)統稱小產源廢棄物)；(3) 前述各核能電廠、核研所及清華大學研究用反應器除役產生之低放射性廢棄物；(4) 蘭嶼貯存場與減容中心除役產生之除役廢棄物。上述廢棄物來源及特性詳細說明如下：

3.1.1 核一、二、三及龍門電廠之運轉廢棄物及蘭嶼貯存場現存之廢棄物

核一、二、三及龍門電廠之運轉廢棄物可分為：(1) 固化廢棄物(分別來自過濾殘渣及預敷劑廢棄物、爐水淨化殘渣、濃縮化學廢液及部分經脫水處理之粒狀廢樹脂)；(2) 脫水樹脂(核電廠粒狀廢樹脂早期曾以水泥固化，但因固化效果不彰，之後改以脫水後桶裝暫存)；(3) 可燃性廢棄物；(4) 可壓縮廢棄物及(5) 其他廢棄物(包括污染廢油、廢保溫材、爐心元件、壓縮鐵餅、固化柏油、廢土、污泥、廢過濾器、飛灰及爐底灰等)。

依據台灣電力公司(2010)報告指出，以核一、二、三及龍門電廠許可運轉年限 40 年進行估算，運轉期間各電廠所產生並貯存於廠內的運轉廢棄物桶數(55 加侖桶)分別為：核一廠 49,288 桶；核二廠 88,485 桶；核三廠 9,954 桶；龍門電廠 20,000 桶(各核能電廠各種類之廢棄物桶數請參考表 1)，因此，四座核能電廠之運轉廢棄物為 49,288 桶+88,485 桶+9,954 桶+20,000 桶=167,727 桶。此外，蘭嶼貯存場之廢棄物，經檢整後累積有 100,277 桶。所

以，核一、二、三及龍門電廠之運轉廢棄物及蘭嶼貯存場現存之廢棄物估算結果為 167,727 桶+100,277 桶=268,004 桶。

表 1 核一、二、三及龍門電廠之運轉廢棄物及蘭嶼貯存場現存之廢棄物數量估算(摘錄自台灣電力公司(2010))

核能設施	固化廢棄物	脫水樹脂	可燃性廢棄物	可壓縮廢棄物	其他廢棄物	合計
核一廠	9,263	16,612	143	4,158	19,112	49,288
核二廠	27,757	34,764	70	725	25,169	88,485
核三廠	2,844	4,029	29	665	2,387	9,954
龍門電廠	-----	-----	-----	-----	-----	20,000
小計	-----	-----	-----	-----	-----	167,727
蘭嶼貯存場	-----	-----	-----	-----	-----	100,277
總計	-----	-----	-----	-----	-----	268,004

3.1.2 小產源廢棄物

小產源廢棄物的來源包含核研所各核能設施運轉產生之廢棄物，及接收全國同位素應用界產生之低放射性廢棄物。核研所各核能設施運轉產生之廢棄物包含洗衣廢水、除汙廢液、實驗室地面洩水、化學分析後之廢棄物、脫水樹脂、可壓縮廢棄物、汙染廢油、不可壓縮廢棄物、可燃性塑膠廢棄物及超鈾廢棄物(transuranic waste, TRU)等。核研所接收全國同位素應用界產生之低放射性廢棄物，對象包括工業界、醫院、學校及研究機構等，所接收之廢棄物包含有機廢液、含氫廢棄物、無機廢液、塑膠廢棄物、玻璃、鉛罐、橡膠、過濾器、壓克力、紙、保麗龍及廢射源等。

至民國 94 年 12 月止，核研所產生及接收外來同位素應用界產生之低放射性廢棄物已累積約 14,773 桶。依據台灣電力公司(2010)報告，核研所預估未來每年將產生約 420 桶廢棄物，同時假設最終處置場將接收核研所

之廢棄物至龍門電廠 40 年運轉壽命止，而目前因龍門電廠並未開始營運，該報告中假設龍門電廠於民國 98 年開始營運 40 年至民國 138 年止，則自民國 95 年至 138 年止共 44 年間，核研所新產生的小產源廢棄物共 420 桶/年*44 年=18,480 桶。也就是核研所的小產源廢棄物共 14,773 桶+18,480 桶=33,253 桶。

綜合第 3.1.1 節及本節所述，我國低放射性廢棄物最終處置場接收的運轉廢棄物總計為 301,257 桶(計算方式詳表 2)。

表 2 運轉廢棄物總量估算(55 加侖桶)(摘錄自台灣電力公司(2010))

核能設施	固化廢棄物	脫水樹脂	可燃性廢棄物	可壓縮廢棄物	其他廢棄物	合計
核一廠	9,263	16,612	143	4,158	19,112	49,288
核二廠	27,757	34,764	70	725	25,169	88,485
核三廠	2,844	4,029	29	665	2,387	9,954
龍門電廠	-----	-----	-----	-----	-----	20,000
蘭嶼貯存場	-----	-----	-----	-----	-----	100,277
小計	-----	-----	-----	-----	-----	268,004
小產源	-----	-----	-----	-----	-----	33,253
運轉廢棄物總計	-----	-----	-----	-----	-----	301,257

3.1.3 各核能電廠、核研所及清華大學研究用反應器之除役廢棄物

依據台灣電力公司(2010)報告指出，我國低放射性廢棄物最終處置場接收的除役廢棄物包括核一、二、三及龍門電廠、核研所及清華大學研究用反應器除役產生之廢棄物，各設施之除役廢棄物桶數(55 加侖桶)估算結果分別為：核一廠 106,000 桶；核二廠 162,000 桶；核三廠 146,000 桶；龍門電廠 222,000 桶；因此，四座核能電廠之除役廢棄物為 106,000 桶+162,000 桶+146,000 桶+222,000 桶=636,000 桶。核研所加清華大學之除役廢棄物為

32,403 桶。所以，各核能電廠、核研所及清華大學研究用反應器之除役廢棄物估算結果為 636,000 桶+32,403 桶=668,403 桶(計算方式詳表 3)。

表 3 各核能電廠、核研所及清華大學研究用反應器之除役廢棄物數量估算

(摘錄自台灣電力公司(2010))

核能設施	機組型式	功率(MWe)	除役廢棄物掩埋體積(m ³)	除役廢棄物桶數(d)(桶)
核一廠 1 號機	BWR	636	10,430.4 ^(a)	53,000
核一廠 2 號機	BWR	636	10,430.4 ^(a)	53,000
核二廠 1 號機	BWR	985	16,154 ^(a)	81,000
核二廠 2 號機	BWR	985	16,154 ^(a)	81,000
核三廠 1 號機	PWR	951	14,455.2 ^(b)	73,000
核三廠 2 號機	PWR	951	14,455.2 ^(b)	73,000
龍門電廠 1 號機	ABWR	1,350	22,140 ^(c)	111,000
龍門電廠 2 號機	ABWR	1,350	22,140 ^(c)	111,000
小計				636,000
核研所及清華大學				32,403
總計				668,403

註：(a)BWR 電廠除役廢棄物掩埋體積乃將 16.4m³/MWe 乘以各機組功率而得。

(b)PWR 電廠除役廢棄物掩埋體積乃將 15.2m³/MWe 乘以各機組功率而得。

(c)龍門電廠除役廢棄物掩埋體積估算乃以設計相似之 BWR 機組為估算基準。

(d)除役廢棄物桶數乃將掩埋體積除以 0.2m³ 而得。

3.1.4 蘭嶼貯存場與減容中心之除役廢棄物

位於核二廠附近的減容中心所有之減容設備及建物亦將進行除役作業，根據相關文獻，減容中心除役產生之低放射性廢棄物為 1,106 桶。此外，由於我國低放射性廢棄物最終處置場運轉後，蘭嶼貯存場現有暫存的低放射性廢棄物桶必須移至最終處置場，所有壕溝將除污後除役。假設所有壕溝因污染需敲掉表面 5 公分深，則由此所產生的總廢棄物數量約為 11,000 桶。

綜合第 3.1.3 節及本節所述，我國低放射性廢棄物最終處置場接收的除役廢棄物總計為 680,509 桶(計算方式詳表 4)。

表 4 除役廢棄物總量估算(55 加侖桶)(摘錄自台灣電力公司(2010))

核能設施	機組型式	功率(MWe)	除役廢棄物掩埋體積(m ³)	除役廢棄物桶數(d)(桶)
核一廠 1 號機	BWR	636	10,430.4 ^(a)	53,000
核一廠 2 號機	BWR	636	10,430.4 ^(a)	53,000
核二廠 1 號機	BWR	985	16,154 ^(a)	81,000
核二廠 2 號機	BWR	985	16,154 ^(a)	81,000
核三廠 1 號機	PWR	951	14,455.2 ^(b)	73,000
核三廠 2 號機	PWR	951	14,455.2 ^(b)	73,000
龍門電廠 1 號機	ABWR	1,350	22,140 ^(c)	111,000
龍門電廠 2 號機	ABWR	1,350	22,140 ^(c)	111,000
核研所及清華大學				32,403
小計				668,403
減容中心				1,106
蘭嶼貯存場				11,000
除役廢棄物總計				680,509

註：(a)BWR 電廠除役廢棄物掩埋體積乃將 16.4m³/MWe 乘以各機組功率而得。

(b)PWR 電廠除役廢棄物掩埋體積乃將 15.2m³/MWe 乘以各機組功率而得。

(c)龍門電廠除役廢棄物掩埋體積估算乃以設計相似之 BWR 機組為估算基準。

(d)除役廢棄物桶數乃將掩埋體積除以 0.2m³ 而得。

3.1.5 低放射性廢棄物處置總量

綜合前面各節說明與計算，我國低放射性廢棄物最終處置場將接收的低放射性廢棄物包含運轉廢棄物(表 2)及除役廢棄物(表 4)，總計為 301,257 桶+680,509 桶=981,766 桶。

3.2 低放射性廢棄物核種與活度

3.2.1 台電核能電廠運轉廢棄物核種分析

台電各核能電廠低放射性廢棄物之核種分析結果如表 5 至表 7 所示，分別為核一、核二及核三廠廢棄物所含核種之年平均活度。由於各核能電廠廢棄物產生時間距民國 163 年的時間差都不一樣，因此計算各核能電廠之運轉廢棄物總活度時，需要考量衰變效應。假設各核能電廠之運轉壽命均為 40 年，將各年產生廢棄物之活度均歸一化至民國 163 年並予以加總，即可獲得核一、核二及核三廠運轉壽命期間，產生的所有廢棄物所含各核種之總活度，表 8 即為各核能電廠運轉廢棄物總活度。

表 5 核一廠低放射性廢棄物年平均活度產量計算值(摘錄自台灣電力公司
(2010))

核種	活度(Bq/yr)	核種	活度(Bq/yr)
H-3	2.75E+11	Tc-99	7.44E+09
C-14	4.66E+10	Tc-99m	1.56E+09
Na-24	9.03E+10	Ru-106	1.30E+10
K-40	1.45E+06	Cd-109	8.07E+09
Cr-51	6.59E+12	Ag-110m	1.45E+12
Mn-54	3.38E+12	Sb-122	4.81E+11
Fe-55	1.13E+14	Sb-124	5.51E+10
C0-58	1.17E+12	I-129	2.63E+09
Fe-59	7.51E+10	I-131	1.31E+11
Ni-59	7.96E+08	I-133	9.51E+09
Co-60	1.44E+13	Xe-133	1.57E+10
Ni-63	8.81E+11	Cs-134	3.32E+12
Zn-65	6.48E+11	Cs-137	4.96E+12
Kr-85m	1.48E+07	Ba-140	2.00E+10
Sr-85	2.79E+08	La-140	1.70E+10
Sr-90	1.31E+11	Ce-144	1.93E+08
Sr-92	4.07E+10	W-187	1.82E+09
Nb-94	4.22E+06	Pu-238	1.84E+09
Nb-95	6.55E+10	Pu-239	4.74E+08
Zr-95	2.56E+08	Pu-241	2.34E+10
Nb-97	0.00E+00	Am-241	1.67E+08
Zr-97	1.24E+00	Cm-242	3.27E+08
Mo-99	2.24E+10	Cm-244	1.01E+09
		Total	1.51E+14

表 6 核二廠低放射性廢棄物年平均活度產量計算值(摘錄自台灣電力公司
(2010))

核種	活度(Bq/yr)	核種	活度(Bq/yr)
H-3	1.82E-11	Nb-97	7.88E+07
C-14	1.60E+10	Tc-99	9.92E+08
Cr-51	1.74E+13	Tc-99m	2.62E+09
Mn-54	9.62E+12	Ag-110m	6.85E+09
Fe-55	6.55E+12	I-129	4.85E+07
Co-58	2.32E+12	I-131	4.14E+09
Fe-59	4.66E+11	Cs-136	3.61E+09
Co-60	1.37E+13	Cs-137	2.91E+11
Ni-63	2.38E+11	Pu-238	8.92E+06
Zn-65	1.36E+11	Pu-239	2.17E+06
Kr-85	5.70E+09	Pu-241	1.56E+10
Sr-85	5.70E+09	Am-241	1.96E+06
Sr-90	1.40E+09	Cm-242	2.00E+06
Sr-92	1.17E+08	Cm-244	2.22E+06
Nb-94	2.23E+06	Total	5.29E+13

表 7 核三廠低放射性廢棄物年平均活度產量計算值(摘錄自台灣電力公司
(2010))

核種	活度(Bq/yr)	核種	活度(Bq/yr)
H-3	4.74E+12	Zr-95	5.99E+11
Be-7	2.56E+09	Nb-97	2.49E+10
C-14	4.85E+11	Tc-99	5.00E+09
Na-24	7.99E+08	Ag-110m	9.07E+10
Cr-51	1.33E+12	Sb-125	4.14E+09
Mn-54	1.82E+12	I-129	1.23E+08
Fe-55	2.39E+13	I-131	1.57E+08
Co-57	2.86E+10	Xe-133	2.65E+05
Co-58	5.55E+13	Xe-133m	3.53E+05
Fe-59	1.10E+11	Cs-134	1.31E+12
Ni-59	1.18E+10	Xe-135	2.11E+06
Co-60	3.20E+12	Cs-137	1.54E+12
Ni-63	4.29E+12	Pu-238	9.73E+06
Zn-65	1.35E+11	Pu-239	6.66E+06
Kr-85	1.33E+08	Pu-241	3.11E+09
Sr-85	5.92E+05	Am-241	2.66E+06
Sr-90	9.14E+09	Cm-242	7.44E+06
Sr-92	9.58E+10	Cm-244	7.18E+06
Nb-95	1.05E+12	Total	1.00E+14

表 8 核能電廠運轉廢棄物總活度(Bq)(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	核一	核二	核三	合計	核種	核一	核二	核三	合計
H-3	1.94E+11	1.52E+11	4.70E+12	5.07E+12	Po-210	1.14E-02	4.85E-05	4.55E-05	1.15E-02
C-14	1.85E+12	6.36E+11	1.92E+13	2.17E+13	Ra-223	1.70E-39	7.03E-42	1.93E-41	1.73E-39
K-40	5.81E+07	0	0	5.81E+07	Ra-225	5.81E-31	2.37E-31	4.26E-32	8.58E-31
Mn-54	1.17E-07	3.77E-06	8.14E-06	1.20E-05	Ra-226	4.40E+01	1.90E-01	1.84E-01	4.44E+01
Fe-55	2.57E+08	3.24E+07	2.57E+08	5.48E+08	Ac-227	4.37E+01	1.80E-03	4.96E-03	4.44E-01
Co-57	0	0	2.76E-10	2.76E-10	Th-227	4.14E-25	1.70E-27	4.66E-27	4.18E-25
Ni-59	3.18E+10	0	4.74E+11	5.07E+11	Ra-228	1.06E-07	2.07E-10	5.92E-10	1.07E-07
Co-60	7.33E+10	1.04E+11	3.61E+10	2.13E+11	Th-228	3.63E-08	7.07E-11	2.01E-10	3.65E-08
Ni-63	2.10E+13	5.81E+12	1.07E+14	1.34E+14	Th-229	1.91E-01	7.81E-02	1.41E-02	2.83E-01
Zn-65	4.07E-14	1.94E-13	4.33E-12	4.55E-12	Th-230	3.92E+03	1.76E+01	1.78E+01	3.96E+03
Kr-85	5.81E+01	2.70E+09	7.70E+07	2.78E+09	Pa-231	1.04E+00	4.37E-03	1.23E-02	1.05E+00
Sr-90	8.84E+11	1.01E+10	7.14E+10	9.66E+11	Th-232	2.25E-07	4.44E-10	1.29E-09	2.26E-07
Nb-94	1.68E+08	8.92E+07	0	2.58E+08	Pa-233	3.14E-11	1.54E-11	2.98E-12	4.96E-11
Tc-99	2.97E+11	3.96E+10	2.00E+11	5.37E+11	U-233	8.95E+01	4.00E+01	7.44E+00	1.37E+02
Ru-106	4.37E-07	0	0	4.37E-07	U-234	1.13E+07	5.33E+04	5.62E+04	1.14E+07
Cd-109	5.11E-04	0	0	5.11E-04	U-235	1.33E+0+	5.85E+00	1.72E+01	1.35E+03
Ag-110m	8.58E-13	8.21E-14	2.22E-11	2.31E-11	U-236	1.55E+02	3.21E-01	9.73E-01	1.57E+02
Sb-125	0	0	5.17E+04	5.18E+04	Np-237	6.44E+05	313E+05	6.07E+04	1.02E+06
Te-125m	0	0	7.51E-04	7.51E-04	Pu-238	4.03E+10	2.02E+08	2.26E+08	4.11E+10
I-129	1.05E+11	1.94E+09	4.92E+09	1.12E+11	Pu-239	1.89E+10	8.70E+04	2.66E+08	1.92E+10
Cs-134	7.73E+04	0	2.3E+05	3.07E+05	Pu-240	1.03E+08	2.23E+05	7.18E+05	1.04E+08
Cs-135	0	0	2.98E-02	2.98E-02	Pu-241	2.84E+10	2.18E+10	5.03E+09	5.51E+10
Cs-137	7.55E-14	0	0	7.55E-14	Am-241	3.33E+10	1.92E+10	3.70E+09	5.51E+10
Ce-144	7.55E-14	0	0	7.55E-14	Cm-242	0	0	1.59E-27	1.55E-27
Nd-144	2.86E-06	0	0	2.86E-06	Cm-244	2.47E+09	6.07E+06	2.20E+07	2.49E+09
Re-187	4.55E-03	0	0	4.55E-03	Total	6.07E+13	9.07E+12	1.45E+14	2.15E+14
Pb-210	1.57E+01	6.59E-02	6.22E-02	1.57E+01					

3.2.2 核研所運轉廢棄物、核研所及清華大學除役廢棄物之核種分析

核研所放射性廢棄物核種分析，首先根據核研所自民國 66 年至 80 年間各廢棄物源的相關資訊，計算出各廢棄物源的年平均活度，然後再將各廢棄物源之年平均活度予以加總，計算出核研所運轉廢棄物年平均活度。根據此年平均活度總量，並且考慮衰變效應，計算出核研所自民國 66 年到民國 138 年間產生之運轉廢棄物於民國 163 年之總活度，表 9 即為核研所之運轉廢棄物總活度。由於本報告在評估核研所運轉廢棄物活度時，乃根據核研所提供之包含廢樹脂、過濾殘渣及預敷劑、可壓縮廢棄物、可燃廢棄物、不可壓縮廢棄物、匣式過濾器、塑膠材料及 TRU 廢棄物等廢棄物源之各年活度，因此，表 9 之計算結果即包含上述八項廢棄物源之核種活度。至於核研所除役廢棄物活度的統計分析，乃根據相關資料，將核研所所屬台灣研究用反應器(TRR)、微功率反應器、水鍋式反應器、第二代台灣研究用反應器(TRRII)及核研所研製之 Co-60 射源棒等設施除役廢棄物之總活度，於考慮衰變效應之後計算出其總活度。此外，根據清華大學提供其所有阿岡諾反應器、移動式反應器及水池式反應器除役廢棄物之活度預估值，計算出清華大學除役廢棄物總活度，表 10 所示即為核研所及清華大學除役廢棄物總活度。

表 9 核研所運轉廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	活度(Bq)	核種	活度(Bq)	核種	活度(Bq)
H-3	1.22E+12	Eu-154	6.11E+09	Pa-231	1.79E+04
Mn-54	3.57E-03	Pb-210	2.36E+02	Th-232	3.46E-03
Fe-55	1.41E+09	Bi-210	4.96E-86	Pa-233	8.73E-10
Co-57	4.74E-06	Po-210	1.74E-01	U-233	2.58E+03
Co-60	1.38E+09	Ra-223	3.50E-35	U-234	8.18E+07
Zn-65	2.67E-05	Ra-224	1.69E-123	Th-234	4.66E-11
Sr-90	1.80E+12	Ra-225	1.75E-29	U-235	1.44E+07
Nb-94	2.36E+09	Ac-225	6.03E-44	U-236	2.14E+06
Sb-125	5.92E+04	Ra-226	5.88E+02	Np-237	1.78E+07
Te-125m	8.62E-04	Ac-227	8.92E+03	U-238	8.29E+07
I-129	3.34E+11	Th-227	8.44E-21	Pu-238	1.21E+09
Cs-134	2.65E+06	Ra-228	1.67E-03	Pu-239	1.45E+12
Cs-137	3.11E+13	Th-228	5.81E-04	Pu-240	1.22E+12
Ce-144	5.14E-02	Th-229	5.81E+00	Pu-241	8.84E+11
Nd-144	1.24E-04	Th-230	4.18E+04	Total	3.81E+13

註:表中活度值已考慮衰變效應，換算為民國 163 年總活度值。

表 10 核研所及清華大學除役廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	活度(Bq)
C-14	2.92E+04
Mn-54	1.10E-04
Fe-55	1.57E-02
Co-60	6.66E+10
Sr-90	1.11E+10
Ru-106	9.51E-15
Sb-125	1.38E+00
Te-125m	2.01E-08
Cs-137	2.43E+12
Ce-144	1.08E-20
Nd-144	1.33E-05
Total	2.51E+12

註:表中活度值已考慮衰變效應，換算為民國 163 年總活度值。

3.2.3 龍門電廠運轉廢棄物預估

由於龍門電廠之機組型式為功率 1350MWe 之進步型沸水式反應器 (ABWR)，在評估龍門電廠運轉廢棄物時，因缺乏此型反應器所產生運轉廢棄物活度之相關數據，因此本評估係參考設計概念相似，且機組功率也相差不大之核二廠年平均活度產值為基準，再乘以龍門電廠與核二廠之反應機組功率的比值 1.4(1350MWe/985MWe)，求得龍門電廠低放射性廢棄物年平均活度產量。再計算龍門電廠運轉廢棄物總活度，計算得到的龍門電廠運轉廢棄物總活度詳見表 11。

表 11 龍門電廠運轉廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	活度(Bq)	核種	活度(Bq)	核種	活度(Bq)
H-3	7.77E+11	Cs-137	5.40E+12	Th-232	2.31E-10
C-14	8.92E+11	Pb-210	2.45E-02	Pa-233	1.23E-11
Mn-54	6.62E+02	Po-210	1.77E-05	U-233	2.13E+01
Fe-55	1.74E+10	Ra-223	3.58E-42	U-234	5.33E+04
Co-60	3.00E+12	Ra-225	8.84E-32	U-235	5.44E+00
Ni-63	4.96E+12	Ac-225	3.03E-46	U-236	2.46E-01
Zn-65	1.07E+11	Ra-226	8.95E-02	Np-237	2.52E+05
Kr-85	4.40E-01	Ac-227	9.21E-04	Pu-238	3.40E+08
Sr-90	1.98E+10	Th-227	8.66E-28	Pu-239	1.22E+08
Nb-93m	2.22E+10	Ra-228	9.58E-11	Pu-240	2.75E+05
Nb-94	1.25E+08	Th-228	3.10E-11	Pu-241	9.29E+10
Tc-99	5.55E+10	Th-229	2.92E-02	Am-241	2.39E+10
Ag-110m	1.22E-03	Th-230	1.19E+01	Cm-242	1.95E-14
I-129	2.71E+09	Pa-231	2.79E-03	Cm-244	2.05E+07
				Total	1.54E+13

註:表中活度值已考慮衰變效應，換算為民國 163 年總活度值。

3.2.4 我國核能電廠除役廢棄物所含放射性核種分布

低放射性廢棄物最終處置場將接收的核能電廠除役廢棄物，包括核一廠 1 號與 2 號機組、核二廠 1 號與 2 號機組，核三廠 1 號與 2 號機組，以及尚未運轉的龍門電廠 1 號與 2 號機組除役產生的廢棄物。由於低放射性廢棄物最終處置場並不接收超 C 類廢棄物，因此核能電廠除役產生的超 C 類廢棄物將不予以納入本評估中。

針對使用 PWR 的核三廠(每部機組功率 951MWe)除役產生的廢棄物，本評估將參考 NUREG/CR-0130 中 PWR 參考電廠除役廢棄物所含放射性核種的分布；而針對使用 BWR 的核一廠(每部機組功率 636MWe)與核二廠(每部機組功率 985MWe)，以及使用類似 BWR 設計概念的 ABWR 的龍門電廠(每部機組功率 1350MWe)，則將參考 NUREG/CR-0672 中 BWR 參考電廠除役廢棄物所含放射性核種的分布。但由於參考電廠與國內各核能電廠之間有些不同(如機組功率大小··等)，為能適當調整兩者間差異，將根據國內各核能電廠與參考電廠之反應機組功率比值來調整各核能電廠除役廢棄物所含放射性核種的分布。

此外，包含龍門電廠在內的國內核能電廠共有 8 部機組，每部機組預計停機的時間距最終處置場預計關閉時間(民國 163 年)都不一樣，因此評估除役廢棄物總活度時必須考量衰變因素，也就是必須將各核電廠除役廢棄物核種活度歸一化至民國 163 年時的活度。表 12 所示即為國內各核能電廠除役廢棄物於民國 163 年之放射性核種分布及總活度。

表 12 國內各核能電廠除役廢棄物總活度(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	核一 1	核一 2	核二 1	核二 2	核三 1	核三 2	龍門 1	龍門 2	Total
H-3	1.80E+03	2.16E+03	3.77E+03	3.96E+03	1.36E+06	1.44E+06	1.88E+04	1.98E+04	2.85E+06
C-14	6.96E+08	6.96E+08	1.07E+09	1.07E+09	2.95E+11	2.95E+11	1.48E+09	1.48E+09	5.96E+11
S-35	0	0	0	0	0	0	7.25E-29	1.31E-27	1.38E-27
Cl-36	2.23E+04	2.23E+04	3.45E+04	3.45E+04	8.29E+06	8.29E+06	4.74E+04	4.74E+04	1.68E+07
Ar-39	9.03E+07	9.03E+07	1.41E+08	1.42E+08	3.42E+10	3.42E+10	2.05E+08	2.06E+08	6.92E+10
K-40	6.73E+05	6.73E+05	1.05E+06	1.05E+06	3.70E+07	3.70E+07	1.43E+06	1.43E+06	8.03E+07
Ca-41	1.46E+07	1.46E+07	2.26E+07	2.26E+07	6.88E+09	6.88E+09	3.09E+07	3.09E+07	1.39E+10
Ca-45	3.39E-28	1.57E-27	5.22E-26	2.42E-25	1.67E-21	7.73E-21	1.48E-10	6.85E-10	8.33E-10
Mn-54	1.31E-06	2.95E-06	2.31E-05	5.22E-05	2.34E-04	5.29E-04	4.00E+03	8.99E+03	1.30E+04
Fe-55	1.84E+07	2.39E+07	6.18E+07	7.99E+07	6.77E+09	8.77E+09	3.26E+10	4.22E+10	9.07E+10
Co-57	0	0	0	0	6.62E-10	1.68E-09	0	0	2.33E-09
Co-58	0	0	0	0	0	0	0	3.49E-33	3.49E-33
Ni-59	1.51E+09	1.51E+09	2.33E+09	2.33E+09	1.74E+12	1.74E+12	3.20E+09	3.20E+09	3.49E+12
Co-60	5.25E+10	5.96E+10	1.20E+11	1.37E+11	2.47E+12	2.82E+12	3.39E+12	3.89E+12	1.29E+13
Ni-63	1.27E+11	1.27E+11	2.00E+11	2.01E+11	1.67E+14	1.68E+14	3.23E+11	3.25E+11	3.36E+14
Zn-65	4.48E-14	1.26E-13	1.59E-12	4.40E-12	3.51E-13	9.92E-13	4.92E-02	1.39E-01	1.88E-01
Sr-90	8.92E+09	9.10E+09	1.48E+10	1.52E+10	4.55E+12	4.63E+12	3.53E+10	3.63E+10	9.29E+12
Nb-93m	7.25E+07	7.22E+07	1.11E+08	1.11E+08	1.18E+09	1.17E+09	1.37E+08	1.35E+08	2.99E+09
Mo-93	9.58E+07	9.58E+07	1.49E+08	1.49E+08	1.65E+09	1.65E+09	2.05E+08	2.05E+08	4.22E+09
Nb-94	8.55E+04	8.55E+04	1.32E+05	1.32E+05	4.14E+09	4.14E+09	1.81E+05	1.81E+05	8.29E+09
Tc-99	2.73E+07	2.73E+07	4.22E+07	4.22E+07	4.85E+07	4.85E+07	5.77E+07	5.77E+07	3.51E+08
Ru-106	8.14E-06	1.63E-05	1.00E-04	2.00E-04	0	0	1.09E+03	2.18E+03	3.27E+03
Ag-108m	1.32E+03	1.32E+03	2.08E+03	2.09E+03	0	0	3.24E+03	3.26E+03	1.33E+04
Cd-109	1.08E-13	1.88E-13	8.92E-13	1.56E-12	0	0	4.63E-07	8.14E-07	1.28E-06
Ag-110m	8.10E-18	2.16E-17	2.48E-16	6.81E-16	0	0	3.61E-06	9.81E-06	1.34E-05
Sb-125	3.77E-03	4.88E-03	1.26E-02	1.62E-02	4.26E+05	5.51E+05	6.22E+00	8.03E+00	9.73E+05
Te-125m	5.51E-11	7.10E-11	1.84E-10	2.37E-10	6.18E-03	7.99E-03	9.03E-08	1.17E-07	1.42E-02
I-129	4.03E+00	4.03E+00	6.29E+00	6.29E+00	7.70E-03	7.70E-03	8.58E+00	8.58E+00	3.77E+01
Cs-134	2.19E+04	3.07E+04	9.36E+04	1.31E+05	2.16E+05	3.02E+05	2.93E+07	4.11E+08	7.03E+08
Cs-137	1.74E+012	1.78E+12	2.88E+12	2.95E+12	2.55E+13	2.60E+13	6.73E+12	6.85E+12	7.44E+13
Ce-144	3.24E-10	7.88E-10	7.25E-09	1.76E-08	6.33E-09	1.54E-08	7.66E+00	1.86E+01	2.63E+01
Nd-144	5.22E-04	5.22E-04	8.07E-04	8.07E-04	4.88E-05	4.88E-05	1.11E-03	1.11E-03	4.96E-03
Pm-147	1.14E-01	1.49E-01	3.92E-01	5.11E-01	0	0	2.36E+02	3.07E+02	5.44E+02
Sm-147	7.62E-06	7.62E-06	1.19E-05	1.19E-05	0	0	1.62E-05	1.61E-05	7.14E-05
Sm-148	1.80E-20	1.75E-20	2.56E-20	2.48E-20	0	0	0	0	8.58E-20
Sm-151	1.54E+07	1.55E+07	2.43E+07	2.45E+07	0	0	4.00E+07	4.00E+07	1.59E+08
Eu-152	9.73E+06	1.02E+07	1.76E+07	1.85E+07	0	0	8.03E+07	8.47E+07	2.21E+08
Gd-152	5.66E-06	5.66E-06	8.66E-06	8.62E-06	0	0	9.55E-06	9.36E-06	4.74E-05
Eu-154	2.51E+05	2.73E+05	4.96E+05	5.40E+05	0	0	4.40E+06	4.81E+06	1.08E+07
Ho-166m	6.99E+04	6.99E+04	1.08E+05	1.08E+05	0	0	1.51E+05	1.51E+05	6.59E+05
Total(Bq)	1.92E+12	1.98E+12	3.22E+12	3.30E+12	2.02E+14	2.04E+14	1.05E+13	1.11E+13	4.37E+14

3.2.5 低放射性廢棄物處置場接收廢棄物之核種與總活度

我國低放射性廢棄物最終處置場計畫接收廢棄物之來源，包含：(1) 核一、二、三及龍門電廠運轉廢棄物(核一、二及三廠之運轉廢棄物核種總活度評估值請參考表 8；龍門電廠運轉廢棄物總活度評估值詳見表 11)；(2) 核一、二、三及龍門電廠除役廢棄物(表 12)；(3) 核能研究所運轉廢棄物及接收全國同位素應用業界產生之廢棄物(表 9)；(4) 核能研究所及其它單位之除役廢棄物(表 10)。所以，評估低放射性廢棄物最終處置場接收廢棄物總活度必須考慮上述四項廢棄物來源。

加總上述四項廢棄物來源，即是我國低放射性廢棄物最終處置場接收的全部廢棄物，表 13 及表 14 列出最終處置場於民國 163 年封閉時接收之低放射性廢棄物中所含各核種的分布及總活度值。

表 13 最終處置場接收全部低放射性廢棄物中所含核種分布及總活度
(1/2)(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	活度(Bq)	半衰期	核種	活度(Bq)	半衰期
H-3	7.03E+12	12.33	Cd-109	5.11E-04	1.27
C-14	2.32E+13	5730	Ag-110m	1.23E-03	0.68
S-35	1.38E-27	0.24	Sb-125	1.08E+06	2.8
Cl-36	1.68E+07	3E5	Te-125m	1.58E-02	0.16
Ar-39	6.92E+10	270	I-129	4.48E+11	1.57E7
K-40	1.38E+08	1.27E9	Cs-134	7.07E+08	2.06
Ca-41	1.39E+10	1E5	Cs-135	2.98E-02	2.3E6
Ca-45	8.33E-10	0.45	Cs-137	1.65E+14	30
Mn-54	1.36E+04	0.86	Ce-144	2.63E+01	0.78
Fe-55	1.10E+11	2.73	Nd-144	5.11E-03	2.4E15
Co-57	4.74E-06	0.74	Pm-147	5.44E+02	2.62
Co-58	3.49E-33	0.19	Sm-147	7.14E-05	1.06E11
Ni-59	4.00E+12	7.6E4	Sm-148	8.58E-20	7E15
Co-60	1.62E+13	5.27	Sm-151	1.59E+08	90
Ni-63	4.74E+14	100	Eu-152	2.21E+08	13.33
Zn-65	1.07E+11	0.67	Gd-152	4.74E-05	1.08E14
Kr-85	2.78E+09	10.756	Eu-154	6.11E+09	8.8
Sr-90	1.21E+13	28.78	Ho-166m	6.59E+05	1200
Nb-93m	2.52E+10	13.6	Re-187	4.55E-03	5E10
Mo-93	4.22E+09	3500	Pb-210	2.52E+02	22.1
Nb-94	1.10E+10	2E4	Bi-210	5.25E-86	0.01
Tc-99	5.92E+11	2.13E5	Po-210	1.85E-01	0.38
Ru-106	3.27E+03	1.01	Ra-223	3.50E-35	0.03
Ag-108m	1.33E+04	418	Ra-225	1.85E-29	0.04

註:表中活度值已考慮衰變效應，換算為民國 163 年總活度值。

表 14 最終處置場接收全部低放射性廢棄物中所含核種分布及總活度
(2/2)(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	活度(Bq)	半衰期	核種	活度(Bq)	半衰期
Ra-226	6.33E+02	1600	Th-234	4.66E-11	0.07
Ac-227	8.92E+03	21.73	U-235	1.44E+07	7.03E8
Th-227	8.44E-21	0.05	U-236	2.14E+06	2.34E7
Ra-228	1.67E-03	5.75	Np-237	1.91E+07	2.14E6
Th-228	5.81E-04	1.913	U-238	8.29E+07	4.47E9
Th-229	6.11E+00	7340	Pu-238	4.26E+10	87.74
Th-230	4.59E+04	7.7E4	Pu-239	1.47E+12	2.4E4
Pa-231	1.79E+04	3.28E4	Pu-240	1.22E+12	6537
Th-232	3.46E-03	1.41E10	Pu-241	1.48E+11	14.4
Pa-233	9.32E-10	27	Am-241	9.66E+11	432.2
U-233	2.73E+03	159E5	Cm-242	1.95E-14	0.45
U-234	9.32E+07	2.45E5	Cm-244	2.52E+09	18.11
			Total	7.07E+14	

註:表中活度值已考慮衰變效應，換算為民國 163 年總活度值。

3.3 重要核種

依據前述說明及國內相關研究，低放射性廢棄物所含之放射性核種約有 93 種，大致可分為腐蝕產物、分裂產物及阿伐衰變核種等三類。這些核種的數量不一，對人類影響的程度亦不相同，進行模式評估前應先行刪除較不重要的核種，可節省模式評估之人力與時間。以下摘錄重要核種篩選之相關參考文獻(摘錄自台灣電力公司(2010))：

依據「低放射性廢棄物型態及特性分析更新報告(E版)」推估最終處置場接收之低放射性廢棄物，所含核種約有 70 種以上。國際上主要以核種存量、分類、濃度、半衰期與對關鍵群體有效劑量的貢獻程度為其關鍵核種篩選因素，藉由篩選準則將半化期較短且總活度較低之核種刪除，並挑出關鍵且具代表性之核種，對於安全分析與關鍵核種掌握是較有效率的作法。

美國核能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)於 10 CFR 61 依據低放射性廢棄物所含重要核種濃度高低進行分類，並將這些核種視為安全評估時之重要核種(共 12 種)。

美國國家低放射性廢棄物管理計畫(National Low-Level Waste Management Program, NLLWMP)彙整 10 CFR 61.55 之核種，並考量半衰期移動性及輻射型態等因子，並納入 Np-237、U-238、Pu-239 及 Am-241，提出低放射性廢棄物處置場評估之重要核種共 16 個。

美國能源部(U.S. Department of Energy Office of Environment Management)於報告中選擇重要核種之篩選條件為：(1) 核種半衰期大於 5 年；(2) 透過地下水、大氣或人員無意入侵事件，會對關鍵群體產生有效劑量之核種；(3) 不考慮衰退後的產物核種；(4) 考慮活性金屬中的碳-14 及

鎳-63。評估重要核種對低放射性廢棄物處置場之衝擊，其篩選之重要核種共 49 個。

瑞典核子燃料及廢棄物管理公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB)於 SAFE 計畫中利用飲水情節(Drinking Well Scenario)進行重要核種篩選，共篩選出 30 種。

日本原子力安全委員會(2006)於重要核種選定及濃度上限值的相關報告中，應用核種濃度相對重要度的概念進行重要核種之篩選，共 19 種。

郭明傳等(2007)提出首先刪除半衰期比 H-3 短的核種，因為這些核種半衰期短，其數量/活度很快衰變到可忽略的程度；其次，刪除 300、1000 及 10000 年時輻射劑量不及總劑量 0.01% 的核種，最後，參考其它國家相關報告，篩選出 10 個核種。

而本報告依「低放射性廢棄物關鍵核種篩選報告」研究成果，其考量各產源之核種存量、濃度、半衰期與溶解度，以飲水情節分析其對關鍵群體的有效劑量，最後選取高於 0.25mSv/yr 之核種共計 14 種，分別為 C-14、Ni-59、Ni-63、Sr-90、Mo-93、Nb-94、Tc-99、I-129、Cs-137、Np-237、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Am-241。因此，本報告將以其研究成果篩選之 14 個重要核種作為後續案例分析時之重要核種。核種名稱、總活度及半衰期分別如表 15 所示。

表 15 本報告案例分析之重要核種列表

核種	總活度(Bq)	半衰期(yr)
C-14	2.32E+13	5730
Ni-59	4.00E+12	7.6E+04
Ni-63	4.74E+14	100
Sr-90	1.21E+13	28.9
Mo-93	4.22E+09	3.5E+03
Nb-94	1.10E+10	2.0E+04
Tc-99	5.92E+11	2.13E+05
I-129	4.48E+11	1.57E+07
Cs-137	1.65E+14	30
Np-237	1.91E+07	2.14E+06
Pu-238	4.26E+10	86.4
Pu-239	1.47E+12	2.4E+04
Pu-240	1.22E+12	6580
Am-241	9.66E+11	432.2

註:表中活度值已考慮衰變效應，換算為民國 163 年總活度值。

4. 工程障壁系統

低放射性廢棄物最終處置方式可略分為淺地層處置及坑道處置兩種，以容納一百萬桶設計的最終處置場來說，若採坑道處置方式，只需不到二平方公里的面積，若採淺地層處置方式所需面積則不到一平方公里。不論採用那一種方式，場址須排除地質條件足以影響處置設施安全之禁置地區，再配合地質特性施以結構穩定的多重障壁設計，並進行運轉期及封閉後的長期監測等全面性的嚴密措施，以確保放射性核種不會外洩。

多重障壁(multiple barriers)包含工程障壁(engineered barrier)及天然障壁(natural barrier)，前者一般包括盛裝容器(包括 55 加侖桶、3x1 或 3x4 重裝容器)、膨潤土混合材料、混凝土處置窖、回填渣料等，在坑道襯砌以外則屬天然障壁範圍，以下分別針對工程障壁之處置元件進行介紹。

4.1 盛裝容器

依據台灣電力公司(2010)報告指出，低放射性廢棄物在處置場多數將以 55 加侖桶為盛裝容器，再加上蘭嶼貯存場運作中之 3×1 桶裝及 3×4 桶裝之重裝容器。55 加侖桶尺寸為內徑 572 mm、高 884 mm，桶身與桶底厚度 1.5 mm 以上，桶蓋 1.8 mm 以上；3×1 桶裝重裝容器的尺寸為長 2010 mm×寬 730 mm×高 1000 mm；3×4 桶裝重裝容器的尺寸為長 2847 mm×寬 2197 mm×高 1090 mm。

4.2 膨潤土混合材料

膨潤土混合材料係砂與膨潤土的混合物，膨潤土係以蒙脫石(Montomorillonite)為主要成分的黏土，吸水後體積可膨脹數倍至數十倍，藉

以填補處置窖中之孔隙，降低處置窖之孔隙率與滲透率；此外，膨潤土對大部分銻系放射性核種具有高度吸附性。依據台灣電力公司(2010)指出，膨潤土混合材料於混凝土處置窖內層的厚度規劃為 50 cm；外層規劃為 20 cm。

4.3 混凝土處置窖

混凝土處置窖採用之混凝土材料包含近年來新研發活性粉混凝土 RPC、高性能混凝土 HPC 及普通混凝土等，最後採用材料則需要以安全分析結果及現地材料特性試驗結果而定。依據台灣電力公司(2010)指出，混凝土處置窖厚度規劃為 50 cm。

4.4 回填渣料

回填渣料是由處置坑道開挖之材料配合水泥砂漿或一般混凝土固結而成。依據台灣電力公司(2010)指出，厚度規劃約為 300 cm。

4.5 工程障壁設計概念

考量未來的盛裝容器包含一般 55 加侖桶、3×1 及 3×4 桶裝之重裝容器，將處置窖內部規劃長×寬×高為 9 m×9 m×8 m 之立方空間，並依照上述各處置元件之說明，工程障壁設計概念為：低放射性廢棄物包裹於 50 cm 厚的膨潤土混合材料內，膨潤土外為 50 cm 厚的混凝土處置窖，回填時，再覆蓋 20 cm 厚的膨潤土混合材料，最後，坑道以回填渣料進行充填，此部分約 300 cm 厚。處置坑道封閉階段之剖面示意圖如圖 1 所示；工程障壁設計概念如圖 2 所示：

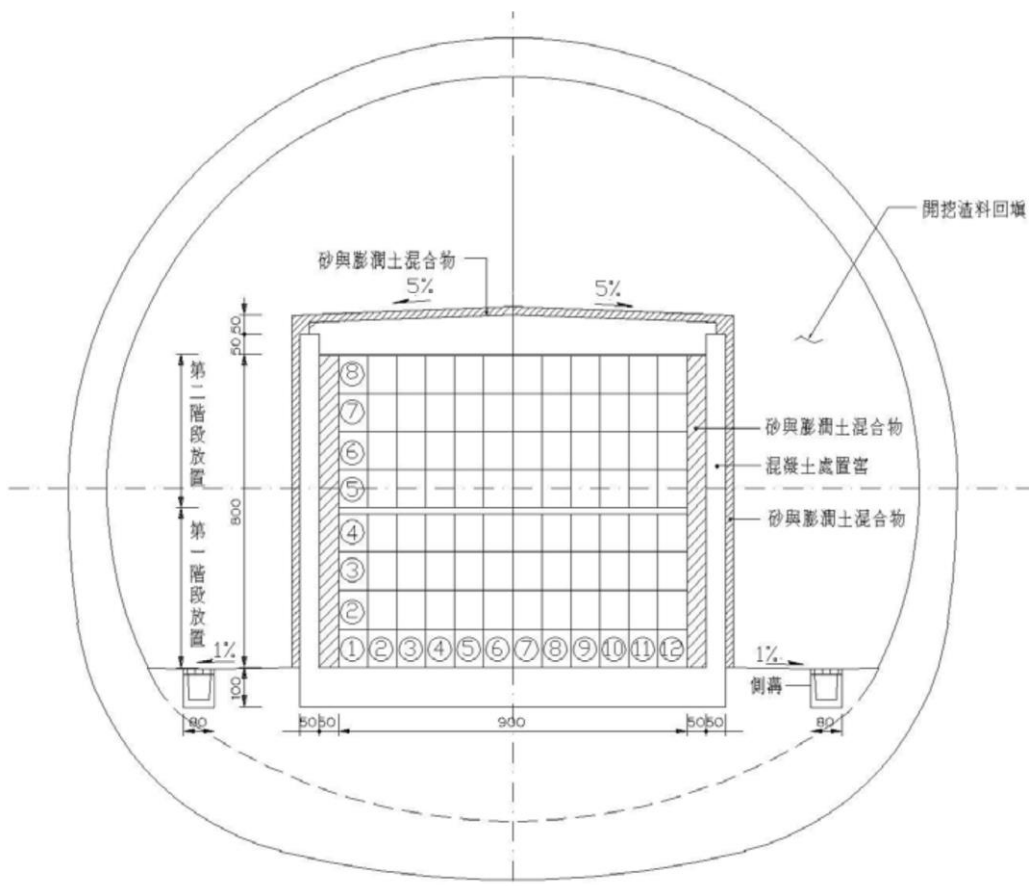


圖 1 處置坑道封閉階段之剖面示意圖(摘錄自台灣電力公司(2010))

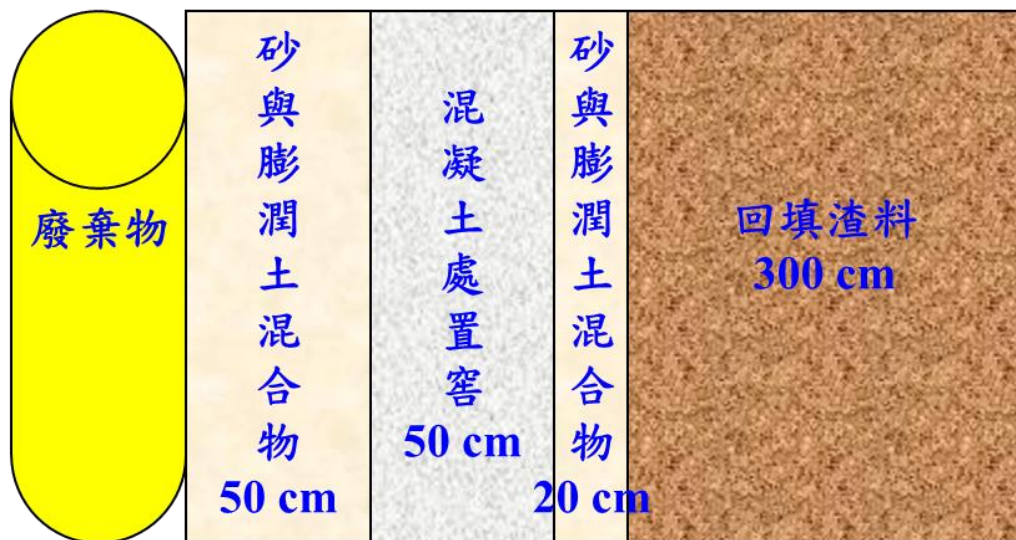


圖 2 工程障壁設計概念圖

5. 參考場址與水文地質概念模式

誠如第 4 章所述，多重障壁包含工程障壁及天然障壁，前者已於第 4 章進行介紹，因此，本章將針對天然障壁進行說明。當核種穿透近場工程障壁設施，而進入第二階段的傳輸，亦即遠場(far-field)傳輸。所謂遠場指的是近場以外延伸至地表的母岩區域，這些母岩是核種傳輸的重要障壁，稱為天然障壁或地質障壁。其中，母岩的特性(如岩性、地質條件及裂隙狀況等)及地下水流情況(如地下水流場)將主導核種在遠場的運移，因此，水文地質概念模式對於核種在遠場的傳輸作用中，扮演重要角色(葉弘德，2009；葉弘德，2010)。

本報告對三案例(CaseA、CaseB 及 CaseC)處置設施設計概念進行分析，主要著重於處置場位置對於核種傳輸至人類環境時所造成的影響，即核種在地下水中的傳輸路徑有所不同，影響最終的評估劑量，因此，處置場位置將視為關鍵因素，本報告假設三案例的母岩特性皆相同，且皆係屬於孔隙介質，僅以地下水流狀況的差異來進行案例分析，藉以作為衡量的重要依據。

考量評估時需有參考場址作為案例計算輸入參數之依據，本章將針對參考場址之地質條件進行說明，並針對使用的數值模式 MODFLOW 進行介紹。

5.1 參考場址條件

參考場址為低矮丘陵地形，高程介於 50 m 至 200 m 間，整體而言，地勢由東往西逐漸升高，鄰近場址西南側高程 410 m 之牡丹溪山為最高點。

場址地形坡度約分布在 30~80% 間，其中坡度大於 55% 的區域約佔場址面積 20%，坡度介於 30~50% 間的區域約佔場址面積 60%，而坡度小於 30% 的區域僅佔場址面積 20%，數據顯示丘陵地形雖然低矮但坡面陡峭崎嶇。潛在場址南北分別以塔瓦溪及達仁溪為界，其西南則以乙太和山(EL.487 m)及牡丹溪山一線之嶺脊與屏東縣獅子鄉為界。參考場址北側達仁溪、南側塔瓦溪及多數無名溪，均屬急流河川，河床分佈大小粒徑之礫石，具東部河川坡陡、湍急之特性，場址衛星影像如圖 3 所示。



圖 3 參考場址衛星影像圖

關於參考場址之相關研究，葉振峰(2012)根據參考場址的水文地質條件，利用數值軟體 TOUGH2 進行遠場模擬之水文地質模型建置，分別設定北方以達仁溪、西方以乙太和山及牡丹溪山之稜線、南方以塔瓦溪、東方以太平洋為水文地質邊界。其研究區東西範圍 6200 m，劃分網格 20 格；南北向 4000 m，劃分網格 20 格，模擬區域內最高海拔 500 m，因其研究假設之處置方式為淺地層處置，故場址地下深度設定 250 m，總高度 750 m，網格劃分為 20 格，場址概念模型如圖 4：

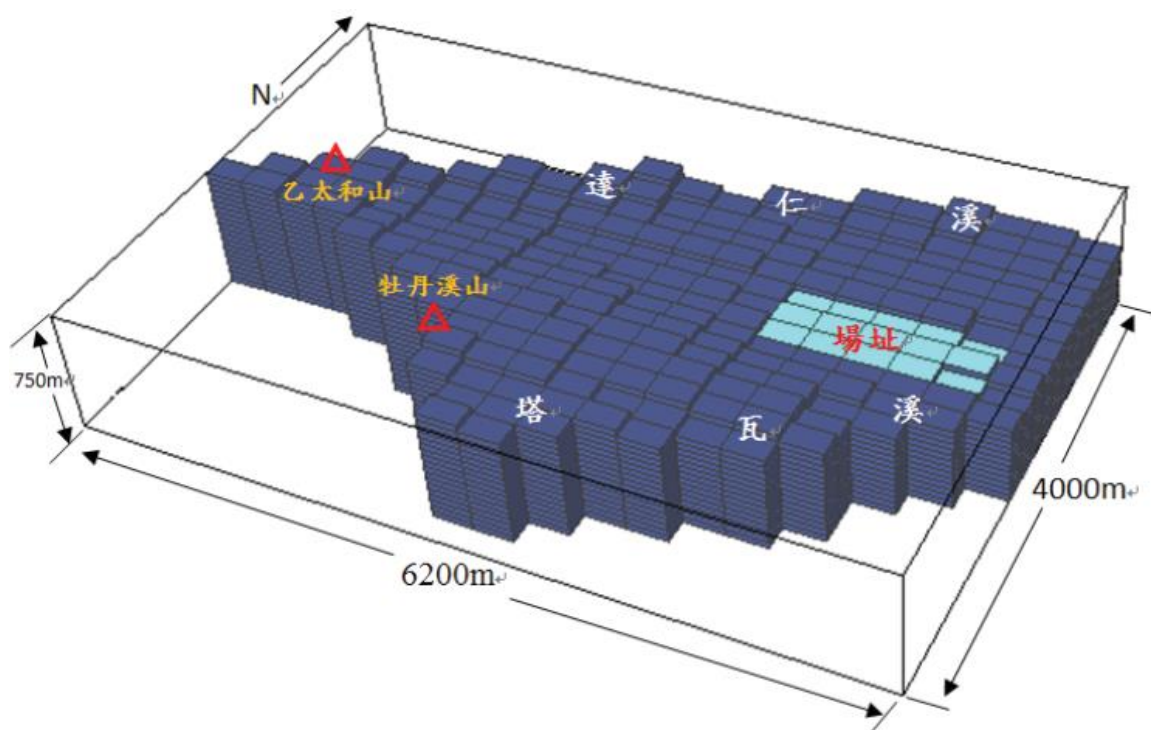


圖 4 參考場址概念模型圖(摘錄自葉振峰(2012))

在水文地質邊界條件設定上，葉振峰(2012)分別將北邊界達仁溪、東部邊界太平洋、南部邊界塔瓦溪，均設定為定水頭邊界進行模擬；西部邊界乙太和山及牡丹溪山之稜線則設為零流量邊界。地表壓力設定為一大氣壓，同時假設為零流量邊界；底部假設為岩盤，邊界條件同地表之設定，邊界條件設定如圖 5 所示：

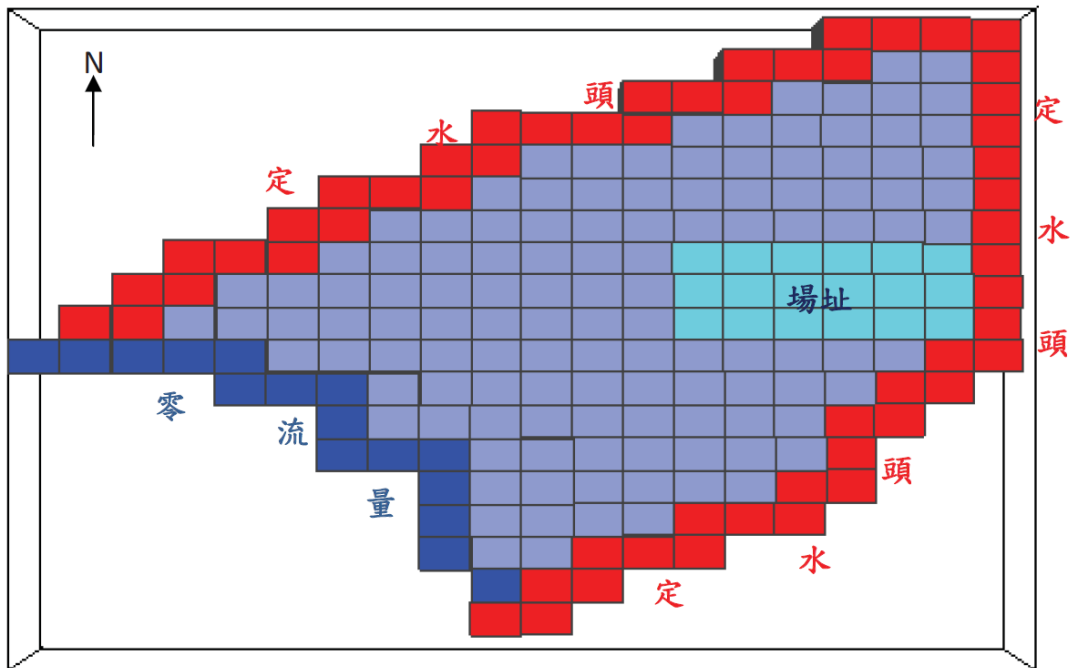


圖 5 邊界條件設定(摘錄自葉振峰(2012))

地質參數的部分，葉振峰(2012)說明場址以硬頁岩為主，其底下之地層分層由地表向下分別為硬頁岩、硬頁岩偶夾砂岩及砂岩偶夾硬頁岩，岩石基盤則為裂隙岩盤，前述各地層之水力傳導係數如表 16 所示。

表 16 水力傳導係數(摘錄自葉振峰(2012))

Hydraulic Conductivity (m/day)	Kx	Ky	Kz
表層土	2.75×10^{-2}	2.75×10^{-2}	2.75×10^{-2}
硬頁岩	2.80×10^{-3}	2.80×10^{-3}	2.80×10^{-4}
硬頁岩偶夾砂岩	3.00×10^{-3}	3.00×10^{-3}	3.00×10^{-4}
砂岩偶夾硬頁岩	6.00×10^{-2}	6.00×10^{-2}	6.00×10^{-4}
裂隙區	8.64×10^{-1}	8.64×10^{-1}	8.64×10^{-1}

由於場址區域並無地下水觀測井資料，因此葉振峰(2012)將鄰近之地下水觀測井資料(如表 17 所示)進行迴歸後，代入場址區域之高程以推求地下水位，場址區域水頭值如圖 6 所示。

表 17 鄰近參考場址之地下水觀測井資料(摘錄自葉振峰(2012))

地下水位站	TMX	TMY	井位高程(m)	地下水位(m)
建和	255472	2513533	39.78	6.86
機場	258926	2514984	31.56	7.57
大橋	263282	2521259	31.92	24.91
知本	255051	2511926	30.02	4.65
小港	290085	2562258	16.24	14.03
太平	257064	2521246	118.36	86.94
龍田	260903	2533724	202.58	179.24
永安	263884	2536039	139.88	123.26
景豐	263809	2543534	229.91	190.47
富興	271804	2554215	284.63	254.58
錦園	271687	2554706	278.17	256.89
都蘭	273570	2531900	30.76	28.78
中城	295042	2580105	76.45	75.51
馬加海	295883	2582711	75.16	63.17

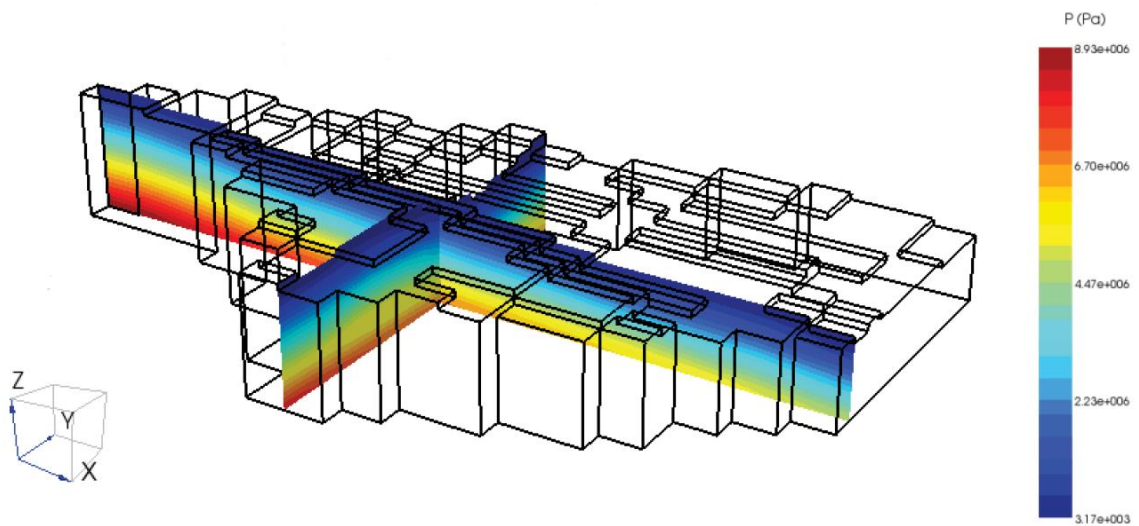


圖 6 場址地下水壓力分佈圖(摘錄自葉振峰(2012))

5.2 案例介紹

本報告之處置設施設計概念共有 CaseA、CaseB 及 CaseC 三種，示意圖如圖 7 所示。依據台灣電力公司(2010)指出，近岸海平面以上將採用坑道處置方式，初步規劃處置坑道之高程介於海平面以上 20 m 至 40 m 間，因此，本報告假設 CaseA 之處置場位置在近岸海平面以上 40 m，並考量處置場係飽和的地下水流動情況，即位於地下水位面以下；另外，為了與 CaseA 進行比較，假設 CaseB 之處置場位置在近岸海平面以下 40 m；至於近岸海床下之處置設施設計概念，根據紀立民等(2007)的研究，將採用海床下處置方式，處置深度為 120 m，因此，假設 CaseC 之處置場位置將位於海平面以下 120 m。

由於地下水流場主控遠場之核種傳輸，因此，本報告將以數值模式 MODFLOW 進行地下水流場分析，輔以 MODPATH 進行質點追蹤以獲得三案例詳細之地下水流資訊(如流速、傳輸距離等)。

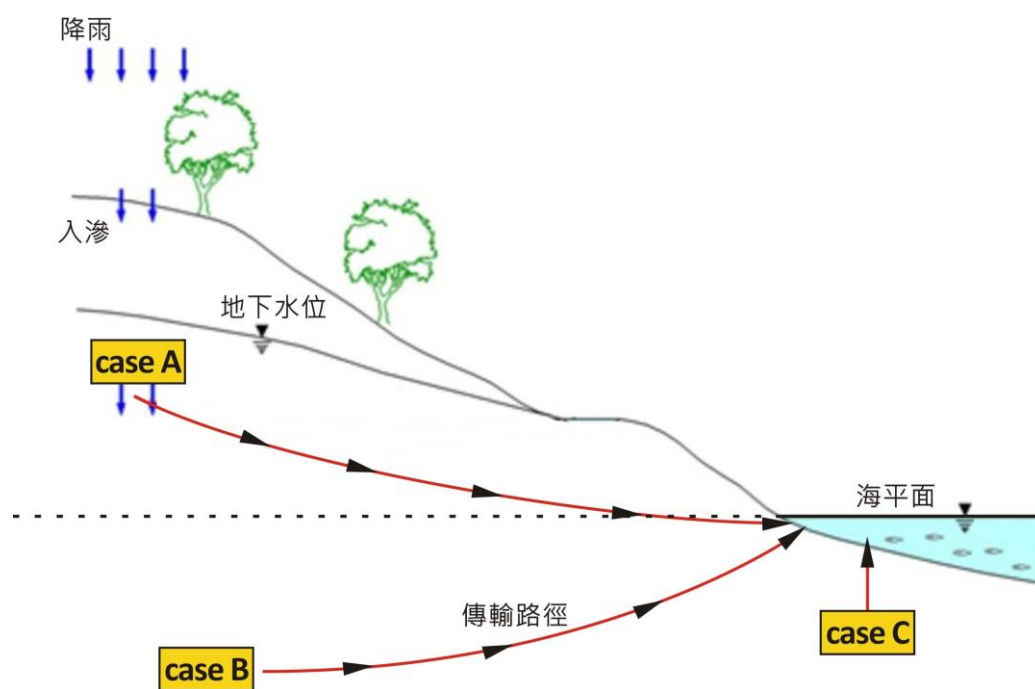


圖 7 案例示意圖

5.3 MODFLOW 模式介紹

MODFLOW 模式是由美國地質調查所(USGS)發展之地下水數值模式，為有限差分法(FDM)開發之三維飽和地下水流數值模式，其為 modular three-dimensional groundwater flow model 之縮寫，最早版本於 1988 發表。本模式為目前最被廣泛使用之三維地下水模式，可應用於飽和地下水流問題，在時間方面不論是穩態(steady)抑或是非穩態(unsteady)均可使用；在含水層分類上，受壓含水層(confined aquifer)與非受壓含水層(unconfined aquifer)均可模擬。

除了地下水系統本身之外，外來的擾動(包括抽水井抽水、區域補注、蒸發、河床水位變動及區域排水等)也可以模擬。在地下水文參數部分，水力傳導係數(hydraulic conductivity)在空間上的分佈可以是異向性(anisotropic)，貯水係數(storage coefficient)在空間上的分佈可以是異質性(heterogeneous)。故其模擬對象包括井、地下水補注、河流、溝渠、蒸發及一般性邊界。

5.3.1 MODFLOW 計算地下水流程式原理

MODFLOW 模式係採用有線差分法求得近似數值解。模擬前需將模擬區域劃分成網格(Cell)，每一網格假設為均勻物質，以網格節點或網格中心之水頭代表網格水頭，含水層厚度在水平方向上可以變化，但在數值上會有較大的誤差(圖 8)。

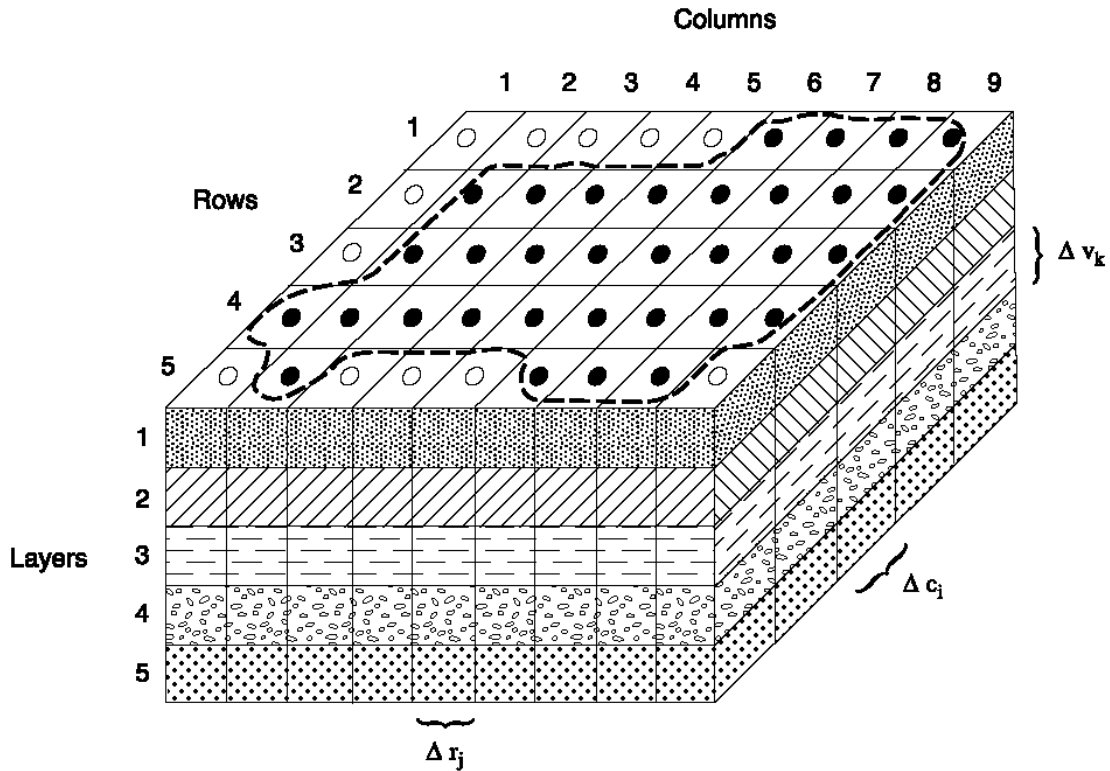


圖 8 MODFLOW 網格化含水層示意圖

MODFLOW 中使用的固定密度(Constant Density)地下水流偏微分方程式(McDonald and Harbaugh, 1988)如下所示：

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(K_{xx} \frac{\partial h}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(K_{yy} \frac{\partial h}{\partial y} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(K_{zz} \frac{\partial h}{\partial z} \right) + W = S_s \frac{\partial h}{\partial t} \quad (\text{式 1})$$

其中 K_{xx} 、 K_{yy} 、 K_{zz} 分別為沿著 x、y、z 座標軸的水力傳導係數；h=壓力水頭(Potentiometric Head)；W=地下水每單位體積的體積流量(Volumetric Flux)的補注源(Sources)或輸出源(Sinks)，當 $W < 0.0$ 表示流出地下水系統(Out Flow of Ground-Water System)，反之， $W > 0.0$ 表示流進地下水系統(In Flow of Ground-Water System)； S_s =孔隙介質之儲水率； t =時間(T)。

當式 1 結合邊界及初始條件時，描述在異質性及異向性介質(提供主軸方向的水力傳導係數)中的暫態三維地下水流。左側代表含水層在不同方向之入滲與水頭變化及地下水補給與抽水造成之三向度地下水流動模式；在

等向性穩定流含水層系統中，因為流率為常數，多孔介質之儲水量為定值，此式即為 Laplace 方程式，可由給定之含水層流況、初始水位狀況與邊界條件獲得正確解。惟在大多數非穩定流系統中，含水層之水位變化在整個模式中是個變數，因此需將水層系統分隔成小區塊，以求得滿足各小區塊間之解與整個系統之近似解；在此假設環境下每一小區塊在單位時間內體積流率即可設定是一常數(McDonald and Harbaugh, 1988)。

由連續方程式(Continuity Equation)發展有限差分形式之地下水流方程式，亦表示網格流入及流出的總和要等於網格中儲存量的變化率。在地下水密度固定的假設下，連續方程式表示網格中地下水流平衡方程式如下：

$$\sum Q_i = S_s \frac{\Delta h}{\Delta t} \Delta V \quad (\text{式 2})$$

其中 $\sum Q_i$ ：流入及流出網格之地下水流量之總和； S_s ：在有限差分法方程式中的儲水係數，儲水係數的定義為每單位含水層結構體積中每單位壓力水頭變化之抽出或補助地下水的變化； ΔV ：網格體積大小； Δh ：在單位時間間隔 Δt 中壓力水頭的變化。在式 2 等號右邊的項表示在已知 Δh 的水頭變化及 Δt 的時間間隔中，網格中儲水體積的變化率。因此，式 2 等號的左邊表示流入及流出網格的項及體積總和。

而外流力的作用如井水抽水、補注、蒸發、排水、河流入滲等，對網格之流量率影響亦可由下式表示(McDonald and Harbaugh, 1988)：

$$Q_{s_{i,j,k,n}} = P_{i,j,k,n} \times h_{i,j,k} + Q_{i,j,k,n} \quad (\text{式 3})$$

其中 $Q_{s_{i,j,k,n}}$ ：外界流入網格(i,j,k)之總體積流量率； $P_{i,j,k,n}$ ：外流力介質之導水係數； $h_{i,j,k}$ ：網格中之水位； $Q_{i,j,k,n}$ ：直接注入網格之流量率。 n ：外流力數。因此整個網格(i,j,k)之三向度水流有限差分連續方程式，即可由網格間之流量率變化與外流力作用比表示成下式：

$$\begin{aligned}
& Q_{i-1/2,j,k} + Q_{i+1/2,j,k} + Q_{i,j-1/2,k} + Q_{i,j+1/2,k} + Q_{i,j,k-1/2} + Q_{i,j,k+1/2} + Q_{s_{i,j,k}} \\
& = Ss_{i,j,k} \times \Delta c_i \Delta r_j \Delta v_k \times \frac{\Delta h_{i,j,k}}{\Delta t}
\end{aligned} \tag{式 4}$$

其中右側之 $\frac{\Delta h_{i,j,k}}{\Delta t}$ 為不同時間之水位變化，亦可以有限差分法表示成式 5：

$$\frac{\Delta h_{i,j,k}}{\Delta t} = \frac{h_{i,j,k,m} - h_{i,j,k,m-1}}{t_m - t_{m-1}} \tag{式 5}$$

而將單位網格整體地下水流有限差分方程式統整如下式：

$$\begin{aligned}
& T_{c_{i-1/2,j,k} \times (h_{i-1/2,j,k}^m - h_{i,j,k}^m)} + T_{c_{i+1/2,j,k} \times (h_{i+1/2,j,k}^m - h_{i,j,k}^m)} + T_{r_{i,j-1/2,k} \times (h_{i,j-1/2,k}^m - h_{i,j,k}^m)} + T_{r_{i,j+1/2,k} \times (h_{i,j+1/2,k}^m - h_{i,j,k}^m)} \\
& + T_{v_{i,j,k-1/2} \times (h_{i,j,k-1/2}^m - h_{i,j,k}^m)} + T_{v_{i,j,k+1/2} \times (h_{i,j,k+1/2}^m - h_{i,j,k}^m)} + P_{i,j,k} \times h_{i,j,k}^m + Q_{i,j,k} \\
& = Ss_{i,j,k} (\Delta c_i \Delta r_j \Delta v_k) \frac{h_{i,j,k,m} - h_{i,j,k,m-1}}{t_m - t_{m-1}}
\end{aligned} \tag{式 6}$$

式 6 即為 McDonald 與 Harbaugh(1988)發展之三向度地下水流有限差分連續方程式，可由起始水頭與邊界條件以反覆迭代(Iterative Method)方式，得到每個時間階段(Time Step)之有限差分方程式系統的解。在每個時間階段的計算期間，初始壓力水頭分佈會在反覆迭代過程中，連續地產生許多中間的壓力水頭分佈。

5.3.2 參數資料選定

在程式內部有關求解矩陣問題的部分，MODFLOW 提供多種求解矩陣的方法，如強制隱式法(SIP)及鬆弛迭代法等，使用者可以依個別案例的狀況來選擇最適當的方法求解矩陣，預設可以處理 90,000 網格點。

MODFLOW 的輸入資料包括一般地下水模式必須包含的初始條件、邊界條件與地下含水層水文參數(流通係數、含水層厚度及有效孔隙率等)。輸出項則主要為每一層地下含水層之水頭分佈，其他細節部分則包含特定位

置的洩降、參數、含水量及排水量等。茲將 MODFLOW 所需之重要參數整理條列如下：

- (1) 非受壓含水層之水力傳導係數。
- (2) 非受壓含水層之比出水量。
- (3) 受壓含水層之導水係數。
- (4) 受壓含水層之儲水係數。
- (5) 垂直漏滲量。
- (6) 黏土層之垂直傳導性。
- (7) 黏土層之比出水量。
- (8) 抽水率。
- (9) 補注率。

5.3.3 MODPATH

使用 MODFLOW 進行地下水流模擬時，常配合 MODPATH 質點追蹤 (particle tracking) 程式模擬污染物質於地下水的移動範圍。質點追蹤法之原理係將無限小的假想質點置入流場中，以追蹤流體質點移動之路徑或流線 (flow line)。其中，假想質點隨著水流移動卻不影響流場變化，僅經由質點之移動來追蹤水流之流速與流向。MODPATH 質點追蹤程式為 MODFLOW 水流程式之後置處理程式，因其利用水流模式計算之水頭分佈來計算速度分佈，再予以追蹤質點移動之路徑，故此方法常被用來幫助流場之可視化及追蹤污染物質之移動路徑(陳祐誠，2006；蔡英傑，2009)，如利用 MODFLOW 及 MODPATH 的質點追蹤技術，探討河川水與含水層間相互傳輸關係，並建立完整的地下水抽水管理機制。

5.4 參考場址之水文地質概念模式

為了瞭解核種在地下水之移動路徑，及提供後續案例分析之用，根據前述第 5.1 節之參考場址特性參數，利用 MODFLOW 建立三案例之水文地質概念模式。首先取得參考場址地區之地表數值高程模型(Digital Terrain Model, DTM)，由曲面及圖形繪製軟體 surfer 呈現出地表等高線圖及地貌圖，如圖 9、圖 10，可看出參考場址西方邊界為山區，東方邊界為海岸線，且地勢由西向東驟降，坡度甚陡。

將數值地形模型匯入 MODFLOW 地下水模擬程式後，參考處置設施預定位置，將原始數值地形模型收斂(如圖 11)，以便後續網格打設時能夠更精細，避免產生邊界效應。另查詢中央氣象局雨量觀測資料，參考場址地區年平均雨量為 2100 毫米，依照模式需求進行單位換算為 5.75×10^{-3} m/day，並假設入滲量為 25%，相乘後得 1.4375×10^{-3} m/day 代入模式中。

模擬區域東西範圍 4600 m，網格劃分 80 格；南北範圍 2600 m，網格劃分 80 格；由於參考場址並無鑽孔資訊，參考鄰近之南迴鐵路安朔三號隧道及其附近地質鑽探工程報告，顯示地表下 0 到 20 m 為表土層，地表下 20 m 以下以硬頁岩為主。故以此參考資料套用至模式網格當中，將地質材料切分為兩層，第一層介於地表面到地下 20 m，總厚度為 20 m；第二層介於地表下 20 m 至地表下 120 m，總厚度 100 m，如圖 12 所示。

表土層水平與垂直滲透係數均為 2.75×10^{-2} (m/day)；硬頁岩層水平滲透係數為 2.8×10^{-3} (m/day)，垂直滲透係數為 2.8×10^{-4} (m/day)(表 16)。同時也定義模擬區域邊界條件，北部邊界為達仁溪及上游山坡地部分，上游處設為定水頭邊界，河流部分因無實際流量資料，故依照河流實際位置逐點輸入其水頭；東部邊界為太平洋，設為定水頭邊界；南部邊界為塔瓦溪及上游山坡地，上游處設為定水頭邊界，河流部分因無實際流量資料，故依照河

流實際位置逐點輸入其水頭；西部邊界為乙太和山及牡丹溪山之稜線，設定為零流量邊界，如圖 13 所示，最後可獲得區域地下水流場，並利用此結果作為後續研究核種外釋後傳輸行為之依據，探討遠場核種傳輸情形。

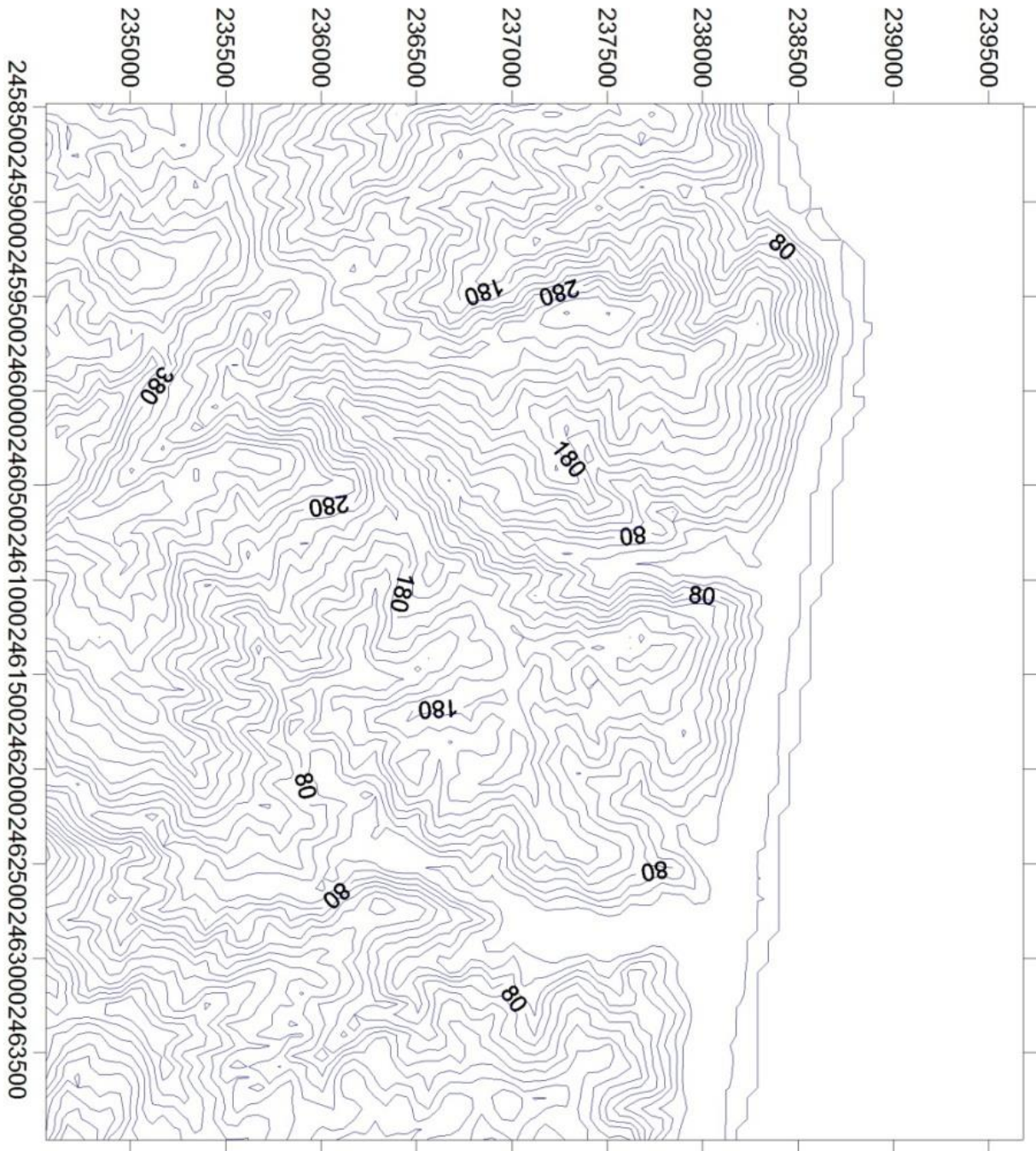


圖 9 參考場址等高線圖

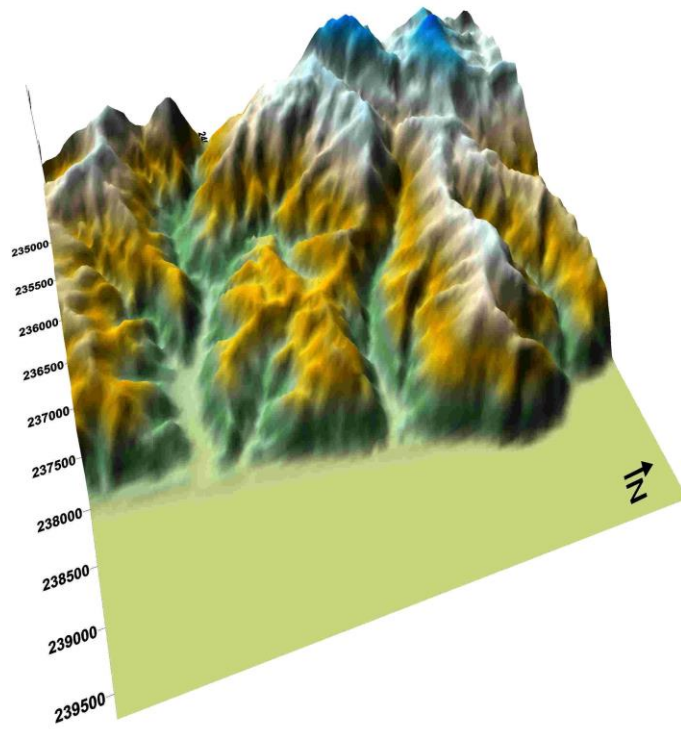


圖 10 參考場址地勢圖

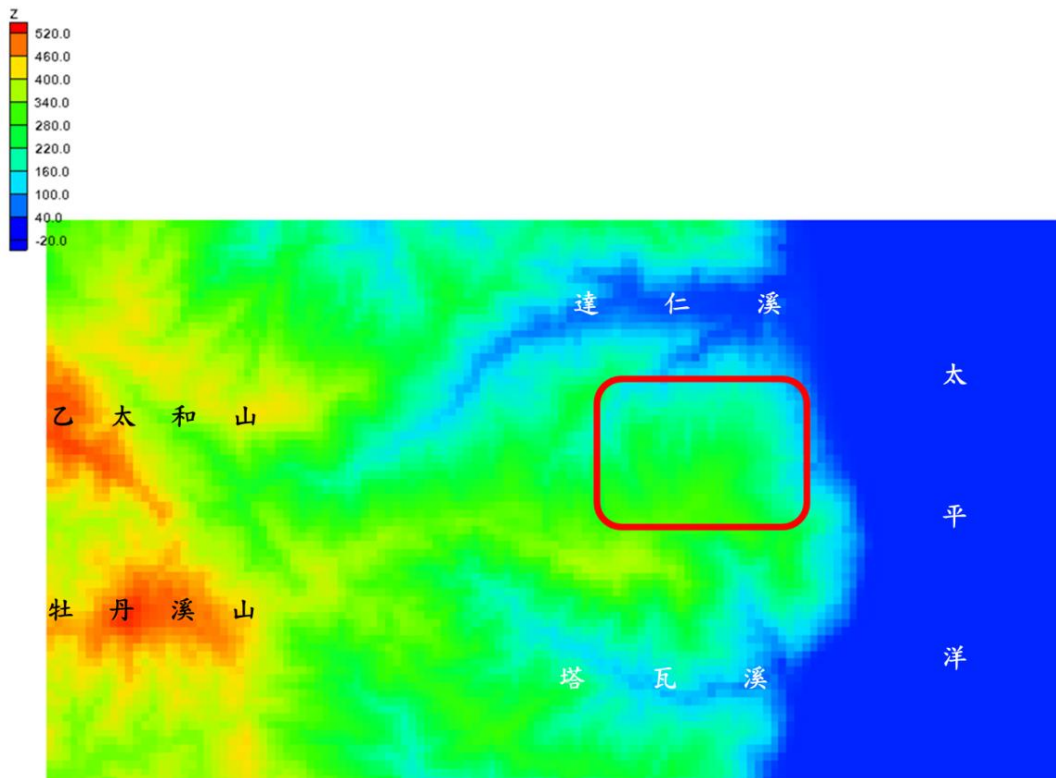


圖 11 模擬區域收斂後之數值地形模型

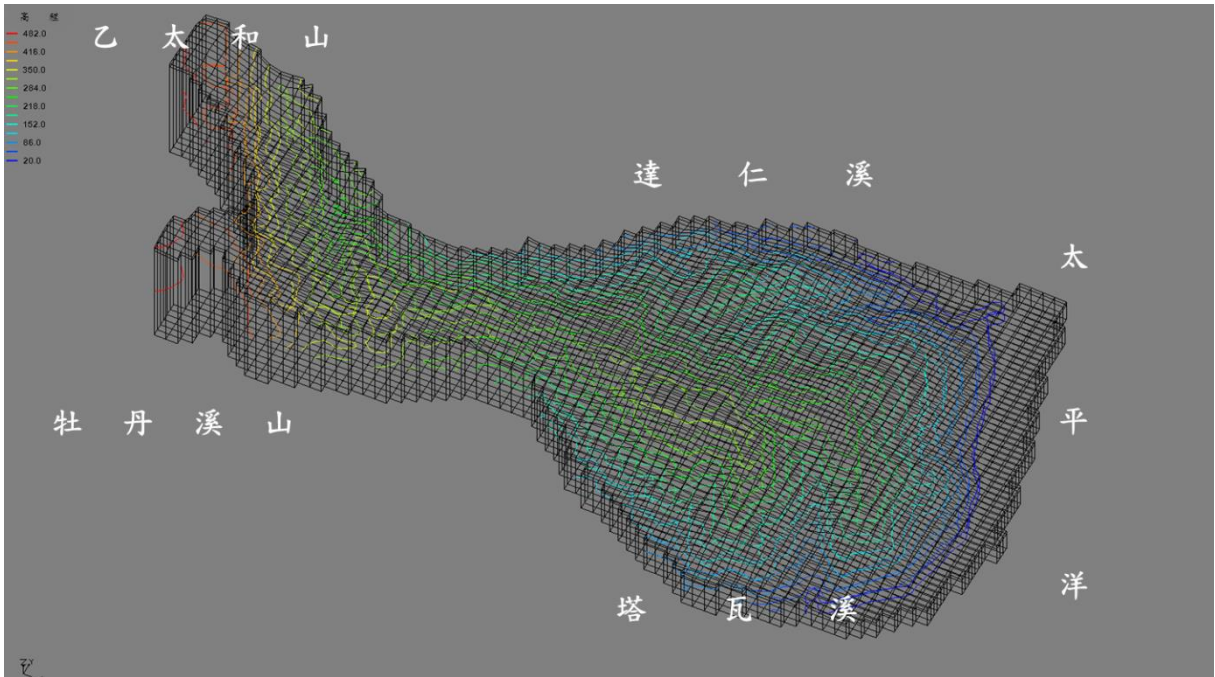


圖 12 模擬區域網格

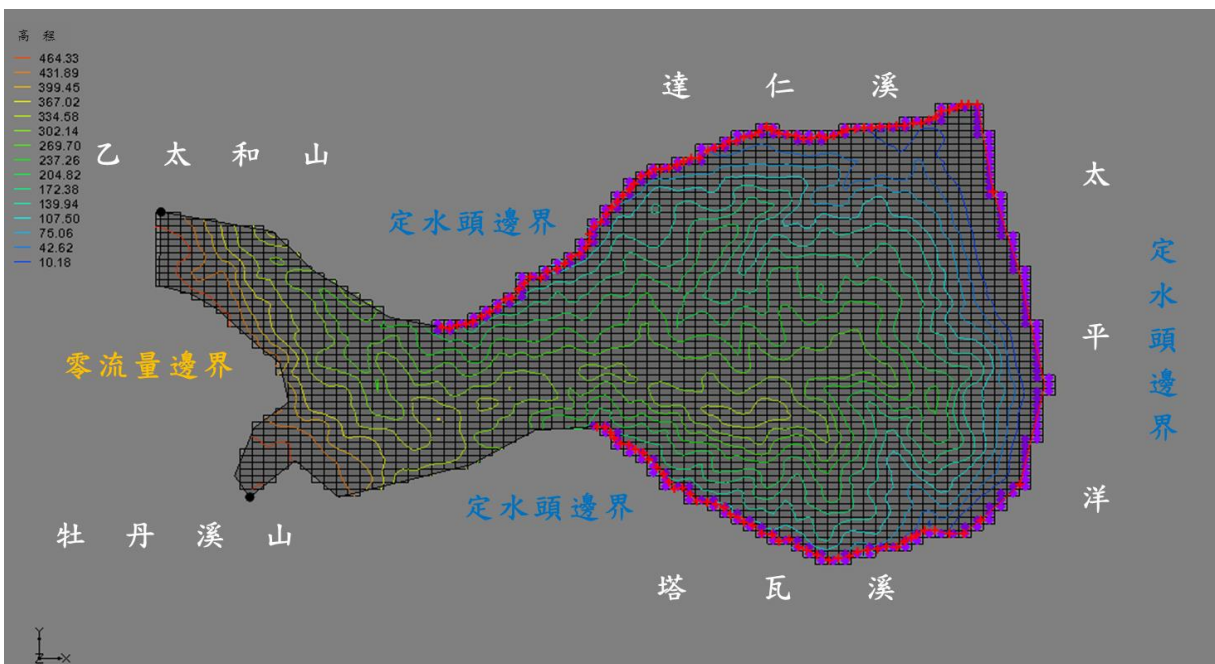


圖 13 模擬區域邊界定義

6. 案例分析作業

本報告針對 CaseA、CaseB 及 CaseC 三種可能情況的處置設施設計概念進行案例探討，以分析的角度而言，關鍵議題為不同的處置設施位置對於核種傳輸至人類環境時之濃度。為了聚焦處置設施位置對於核種傳輸造成的影響，必須瞭解不同處置設施位置之地下水流場，以及重要的核種傳輸機制，藉以建立核種傳輸模式。

本報告以 GoldSim 作為主要的分析軟體，配合第 3 章低放射性廢棄物之重要核種篩選結果及其總活度、第 4 章工程障壁設計概念及第 5 章場址特性及水文地質概念模式等內容，進行液相傳輸案例分析。關於 GoldSim 的簡介及液相傳輸案例的概念模式/數學模式分別說明如下。

6.1 GoldSim 簡介

GoldSim 是一套由 Golder Associates Inc.發展的「整體系統整合性機率模擬」軟體，能適當地模擬污染物在複雜環境中的釋放(Release)、傳輸(Transport)等現象，以及評估生態系統中生物或受體(Receptors)的影響程度。此軟體已廣泛地被加拿大、德國、日本、美國與英國等先進國家用來進行處置放射性及有毒污染物的功能評估(Performance Assessment, PA)或安全評估(Safety Assessment, SA)，並且都有良好的表現。國內亦已應用於放射性廢棄物處置之功能評估與安全評估，相關驗證與應用可參考陳智隆(2005)、陳智隆及賴仁杰(2008a, 2008b)及陳智隆(2009, 2012)的研究。

GoldSim 軟體為 Windows 界面軟體，與國內大部分進行研究工作的個人電腦界面相同，易於安裝與使用。GoldSim 軟體的優點在於將數值模擬功

能模組化且圖示化，讓使用者可以自由的依照需求建立模擬模式。GoldSim 將模擬介質材料、污染源、傳輸與受體影響分別模組化並圖示化，所需的參數則分別在各模組中輸入，如此有利於整個模擬過程的架構建立與概念實體化，亦有異於其他 Windows 界面模擬軟體，操作時直接進入模式中建立參數，如此可有效的建立整體架構。

另外，GoldSim 軟體中亦提供連結外部路徑的功能，讓使用者可以依本身需求或將現成的程式直接連結到此軟體中，此為其一項強大功能，也是其他相似模擬軟體所未能達到的。GoldSim 平台另一個強大的功能是可與岩體裂隙模擬程式群組 FracMan 的 PAWorks 模組直接連結，讀取其傳輸途徑的分析結果後，進行核種或污染物在離散裂隙網路 (Discrete Fracture Network, DFN) 中的傳輸模擬。同時，GoldSim 平台針對民眾溝通的議題，發展一套功能強大的儀表板 (Dashboard) 使用介面，提供 GoldSim 模式建立者將建立完成之模式轉換成可進行民眾溝通的操作介面，讓一般民眾可親手進行模式演練與驗證，以達到模式公開並有效溝通之目的。

6.2 液相傳輸案例概念模式

在進行低放射性廢棄物最終處置設施安全評估時，需要藉由情節發展方法，考量處置系統各種未來的可能情況，以供後續的模式發展及影響計算之用 (NEA, 2012)。本報告以核種透過地下水遷移的方式傳輸至人類環境，並對其可能產生的影響進行說明。其演化過程如下：

- (1) 處置場封閉後，地下水將逐漸侵入處置場，侵入順序為回填渣料、膨潤土混合材料、混凝土處置窖、膨潤土混合材料、盛裝容器及廢棄物體，造成前述處置元件之空隙充滿水而達到飽和。

- (2) 盛裝容器因腐蝕作用而失效(本報告假設盛裝容器瞬間消失)，廢棄物本體(waste form)接觸到地下水後，所含的放射性核種溶解於地下水中，並依其溶解度特性致使地下水達到飽和。核種並藉由擴散作用由內向外遷移，順序分別為膨潤土混合材料、混凝土處置窖、膨潤土混合材料及回填渣料，最後進入天然障壁。
- (3) 從工程障壁系統中遷移出來之核種，在母岩的傳輸機制可歸因於分子間碰撞與外力推動，前者即所謂的分子擴散，而後者則為力學傳輸，兩者共構的現象則為延散，並依據處置設施設計概念(CaseA、CaseB 及 CaseC)的不同，致使核種在地下水中的傳輸路徑有所差異。
- (4) 最後以劑量轉換的方式進行三案例總劑量之權重比較，藉以瞭解不同案例對於人類環境之影響程度。

6.3 液相傳輸案例數學模式

核種由盛裝容器釋出後，其傳輸現象依傳輸介質不同可大致分為近場(near-field)傳輸和遠場(far-field)傳輸兩階段。首先是近場傳輸，近場是指因放射性廢棄物處置而受到改變的區域，包括所有的工程障壁(engineered barrier)及一小部分的母岩(host rock)。近場是一個化學性質極為複雜的區域，受到廢棄物體及母岩性質的影響極巨。廢棄物體處置完成後，近場的環境隨時間漸漸改變，在這段過程中，最重要為地下水穿透盛裝容器的時間點。因為在此時間點後，地下水開始接觸廢棄物體，此時，核種可能被溶解，並隨著地下水開始傳輸。

這些具移動性的核種，可能穿透近場工程障壁設施，而進入遠場傳輸。遠場是指近場以外，延伸至地表的母岩區域，這些母岩是核種傳輸的重要障壁，稱為天然障壁或地質障壁。

核種傳輸模式的建立牽涉極複雜的物理和化學特性，這些特性依照場址及處置設施的不同，又有不同程度上的差異，以目前發展來看，尚沒有一個傳輸模式可完全、精確地描述這些物理和化學特性，因此在建立模式時，「保守」概念為大部分的研究人員所採用。建立傳輸模式時必須先行判定那些特性對處置場而言是具主導性的，這些特性大多是因處置場址而異的，並將這些特性涵蓋在評估模式中，次要的特性則必須做適當的刪除，否則模式變得太過複雜，將失去實用的意義，因此，模式的建立需與實驗室(laboratory)與現地(in-situ)實驗所做結合，經由不斷的修正，使模式趨於完整，同時協助處置場設計的最適化(optimization)。

處置場址的初期評估，因缺乏大量的場址特性資訊，此時評估模式的設計傾向於簡化、保守但又可適時的反應出場址特性。為了達到這個目的，影響核種傳輸的重要機制必須先行瞭解，說明如下：

(1) 平流(advection)

因地下水流動導致的核種傳輸。岩體中之地下水流是由岩體與流體之特性相互作用而成。岩體中的地下水流可視為一束束大小不同之毛細管流，而且每一毛細管中的水流分布呈現拋物線形，也就是所謂的 Poiseuille 分布(Bird et al., 1960)，可表示如下：

$$v_r = \frac{(P_1 - P_2)(R^2 - r^2)}{L \cdot 4\mu} = v_{\max} \left[1 - \left(\frac{r}{R} \right)^2 \right] \quad (\text{式 7})$$

其中， v_r 為徑向之水流速度分布(L/T)； v_{\max} 為最大流速(L/T)； $P_1 - P_2$ 為管柱兩端壓力差(M/LT²)； L 為管柱長度(L)； R 為管柱半徑(L)； μ 為水流黏滯係數(viscosity)(M/LT)。

在安全評估中，地下水的流動主要與水力(hydraulic force)大小有關，因此，水頭(hydraulic head)分布直接主導水流速度的大小，也影響核種的傳輸。在多孔性介質中，地下水流速度，以下式計算之(Freeze et al., 1979)：

$$v = \frac{v_d}{\theta} \quad (\text{式 8})$$

其中， v 為地下水滲流速度(Seepage velocity)(L/T)； v_d 為達西速度(Darcy's velocity)(L/T)； θ 為孔隙率。而 v_d 可由下表示：

$$v_d = K \frac{dh}{dx} \quad (\text{式 9})$$

其中， K 為水力傳導係數(hydraulic conductivity)(L/T)； h 為水頭(L)。

(2) 擴散(diffusion)

分子擴散起因於核種的濃度梯度，分子擴散通量可用費克第一定律(Fick's first law)來描述如下：

$$J_m = -D_m \nabla C \quad (\text{式 10})$$

其中， J_m 為分子擴散通量(M/TL²)； D_m 為分子擴散係數(L²/T)； C 為核種濃度(M/L³)。

使用費克定律描述核種的擴散行為時，如何定義分子擴散係數成為首要的工作。當核種與介質不發生吸附反應時，分子擴散係數的定義為有效分子擴散係數(effective molecular diffusion)，考慮因子為介質的孔隙度(porosity)及孔隙曲折度(tortuosity)。若核種的吸附反應被考慮時，定義的分子擴散係數則稱為視(apparent)分子擴散係數。在地質、水文條件不明的介質中，分子擴散係數大多採用自由水(free water)中量得之數值。使用自由水中量得的分子擴散係數數值屬於較保守假設，因為有效分子擴散係數通常小於自由水中之分子擴散係數。

(3) 延散(dispersion)

延散作用是核種於孔隙介質中的一種不可逆分布過程，這個作用會降低核種濃度之尖峰(peak)值，但會縮短核種到達某一位置的時間。延散作用分為兩部分：力學延散(mechanical dispersion)及分子擴散(molecular diffusion)，在一般的安全評估模式中，延散通量亦可用費克第一定律來描述，亦即：

$$J_{dis} = -D_{dis} \nabla C \quad (\text{式 11})$$

其中， J_{dis} 為延散通量(M/TL²)； D_{dis} 為延散係數(L²/T)； C 為核種濃度(M/L³)。

延散作用為分子擴散及力學延散(mechanical dispersion)作用的合成，可以數學式表示延散係數如下：

$$D_{dis} = D_m + v\alpha \quad (\text{式 12})$$

其中， α (L)稱為延散度(dispersivity)，是一個隨時間及空間變化的參數，即使在一維的地下水流作用下，延散度仍是一個三維的張量(tensor)，但通常軸向(longitudinal)的延散度會大於其它兩個方向的延散度(Mercer et al., 1981)。一般而言，在資料不足的狀況下，延散度可粗估為軸向傳輸距離的1/10(Walton, 1988)。

(4) 吸附(sorption)

係指存在於地下水中的核種被固相介質捕獲的過程，包含化學性吸附(chemisorption)及物理性吸附(physisorption)。要精確描述吸附作用並不容易，因為其中牽涉太多物理、化學反應。主要的物理性吸附形式包括：凡得瓦力(van der Waals force)、氫離子束縛以及離子耦合(ion dipole)等；化學性吸附則常伴隨著固體表面與核種間的化學鍵形成。一般而言，核種於地下水中對固相介質(母岩)的吸附可簡單地假設為瞬間可逆平衡，並將所有的物理、化學反應以一個簡化的分配係數 K_d (distribution coefficient) 來表示，亦即：

$$C_s = K_d \cdot C_q \quad (\text{式 } 13)$$

其中， C_s 為吸附於母岩的核種濃度(M/M)； C_q 為地下水中的核種濃度(M/L³)。

在安全評估中，利用分配係數來描述核種的吸附行為，主要原因為：(A) 一般評估模式大部分無法完整地描述所有的吸附反應；(B) 目前技術所能得到的資料，無法有效解釋更複雜吸附模式所得到的結果。利用分配係數的概念來描述核種的吸附行為雖然簡單，但分配係數值是一個不確定性相當大的參數，即使反覆進行實驗，所得到數值的不準度仍然相當大(Bodin et al., 2003)。在安全評估中，保守的使用較小的值，為國際間對處置場安全評估普遍認同的概念。

(5) 衰變(decay)

核種隨著時間而數量/濃度漸漸減少的反應，稱為核種衰變，描述核種衰變需定義核種的半衰期。簡單的說，核種隨時間衰變為初始數量/濃度的一半所需的時間稱為該核種的半衰期。這個特性是進行安全評估非常重要的因子，因為，藉著工程及天然障壁的遲滯效應，核種可自然衰變至較小的活度，即使外釋至人類環境，也可減少對人類環境的危害。

核種經由上述五種的遠場傳輸機制至人類環境後，需瞭解其對人類環境所造成的影響。由於遠場的分析結果展示的是各核種的濃度，但各核種濃度的相加並無實際上之意義，因此，本報告以劑量轉換的方式將核種濃度轉換為有效劑量，將各核種遠場分析結果相加得到總劑量值，進行三案例分析結果的比較，並以權重方式呈現比較結果，藉以瞭解不同案例對於人類環境之影響程度。劑量轉換的計算方式如下：

$$D_i = C_{well} \times I_w \times DCF \quad (\text{式 } 14)$$

其中， D_i 為 i 核種對人體每年造成之有效劑量(Sv/yr)； C_{well} 為井水中核種的濃度(Bq/m³)； I_w 為每人每年飲用水量(m³/yr)，在此假設為 1.0； DCF 為吸入之劑量轉換因子(Sv/Bq)。

7. 案例分析結果

假設核種可藉由孔隙或岩體裂隙中的地下水遷移及外釋，本報告第 5 章已利用 MODFLOW 模式進行地下水流場模擬，獲得 CaseA、CaseB 及 CaseC 之遠場地下水流場，並使用 GoldSim 的放射性核種模組(Radionuclide Transport, RT)模擬核種外釋的情形，以下分別針對近場及遠場之案例分析方法及結果進行說明，並展示三案例之總劑量權重比較結果。

7.1 近場案例分析

7.1.1 近場傳輸概念及案例分析方法

本報告針對三案例(CaseA、CaseB 及 CaseC)之處置設施位置進行分析，即著重於處置設施位置對於核種傳輸至人類環境時所造成的影響，因此，假設三案例之近場設計概念皆相同，也就是如同第 4.5 節之工程障壁設計概念所述：低放射性廢棄物包裹於 50 cm 厚的膨潤土混合材料內，膨潤土外為 50 cm 厚的混凝土處置窖，回填時，再覆蓋 20 cm 厚的膨潤土混合材料，最後，坑道以回填渣料進行充填，此部分約 300 cm 厚，工程障壁設計概念如圖 2 所示。近場案例分析則使用 GoldSim 軟體依據前述工程障壁設計概念建立近場概念模型，其步驟如下：

- (1) 利用 GoldSim 依據第 4.5 節之工程障壁設計概念簡化成概念模型，如圖 14 所示。
- (2) 依據第 3.3 節重要核種篩選結果，建立 14 個重要核種之基本資訊，包括半衰期(於 Material 元素中)、活度(輸入於 Inventory_mol 元素中)、擴散係數(輸入於 Water 元素的 Relative Diffusivities 欄中)、溶解度(輸入於

Water 元素的 Solubilities 欄中)及分配係數(輸入於 Buffer 元素、Concrete 元素及 Backfill 元素的 Partition Coefficient 欄中)(圖 14)，相關參數設定如表 18 所示。

- (3) 利用 Source 元素建立源項用以模擬廢棄物之盛裝容器(於 Fuel 元素中)，本報告假設以處置窖斷面為一處置單元，因此，以處置窖斷面之幾何條件作為模擬網格大小的輸入依據，即假設模擬網格大小為處置窖斷面之矩形(長×寬為 $9\text{ m} \times 8\text{ m} = 72\text{ m}^2$)。
- (4) 本報告著重於處置設施位置對於核種傳輸至人類環境時造成的影響，因此，採保守方式進行源項設定，也就是假設 55 加侖桶於處置場封閉後立即失去障壁功能，且廢棄物基質同時失去作用，致使混凝土固化體孔隙受到地下水的侵入，而放射性核種則瞬間溶解於水中並外釋到近場環境。
- (5) 以 Cell Pathway 元件模擬第 4.5 節之工程障壁設計概念，由內而外分別為 50 cm 厚的膨潤土混合材料(以 Buffer_in 元素表示)、50 cm 厚的混凝土處置窖(以 Concrete_元素表示)、20 cm 厚的膨潤土混合材料(以 Buffer_out 元素表示)及 300 cm 厚的回填渣料(以 Backfill_元素表示)，而放射性核種於元件中的傳輸機制由擴散作用主控(圖 14)。
- (6) 模擬時間設定為 10,000 年，以時間間距 1 年進行模式運跑，模擬時間已遠超過一般低放處置場評估的 300 年，主要乃為使評估計算的核種濃度皆已超過濃度峰值。

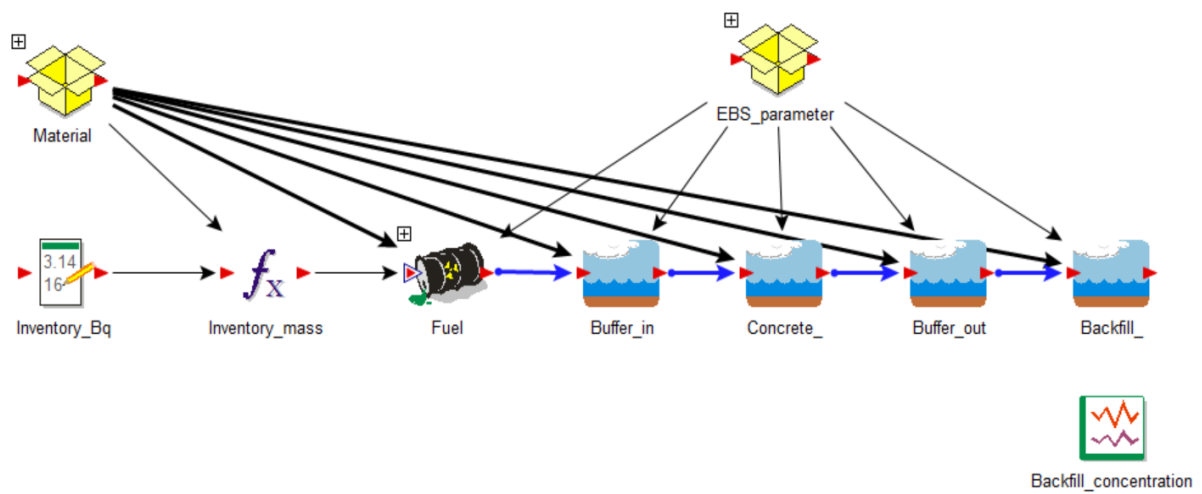


圖 14 利用 GoldSim 建立之工程障壁概念模型

表 18 重要核種相關參數(摘錄自台灣電力公司(2010))

核種	半衰期(yr)	擴散係數 (m ² /s)	溶解度 (g/cm ³)	分配係數 (m ³ /kg)	劑量轉換 因子 DCF (Sv/Bq)
C-14	5730	3.00E-02	1	2.00E-01	5.80E-10
Ni-59	7.6E+04	1.00E+00	5.90E-04	4.00E-02	8.60E-10
Ni-63	100	1.00E+00	6.30E-04	4.00E-02	1.50E-10
Sr-90	28.9	5.00E-01	3.60E-03	1.00E-03	2.80E-08
Mo-93	3.5E+03	1.00E+00	1	6.00E-03	3.10E-09
Nb-94	2.0E+04	5.00E-01	3.80E-03	5.00E-01	1.70E-09
Tc-99	2.13E+05	5.00E-01	5.00E-09	5.00E-01	6.40E-10
I-129	1.57E+07	3.00E-03	1	3.00E-03	1.10E-07
Cs-137	30	6.00E-01	1	1.00E-01	1.30E-08
Np-237	2.14E+06	1.00E+00	4.74E-08	5	1.10E-07
Pu-238	86.4	3.00E-01	7.14E-07	5	2.30E-07
Pu-239	2.4E+04	3.00E-01	7.17E-07	5	2.50E-07
Pu-240	6580	3.00E-01	7.2E-07	5	2.50E-07
Am-241	432.2	7.00E-02	1.69E-06	1	2.00E-07

7.1.2 近場案例分析結果及討論

依據第 7.1.1 節之設定，並使用 GodSim 軟體模擬近場概念模型，由前述工程障壁設計概念可知，核種從處置場外釋後，依序遷移經過膨潤土混合材料、混凝土處置窖、膨潤土混合材料及回填渣料，本節即探討核種由近場擴散至工程障壁外之情形。由於本報告係探討處置設施位置對於核種傳輸至人類環境時造成的影響，並非實際計算核種至人類環境時的濃度，因此，除了假設三案例之近場設計概念皆相同之外，在本節的分析結果將以各核種濃度的最高峰值除上加總最高濃度峰值後，再以權重的方式表示各核種於近場環境對於濃度的貢獻程度。

圖 15 係核種從處置場外釋後遷移經過近場的結果，顯示 I-129 為最主要的濃度提供者，且權重比例大於其他核種約兩個數量級，之後依序為 Ni-59、Ni-63、Cs-137 等。探究其原因，由表 15 可得知 Ni-59、Ni-63、I-129 及 Cs-137 的總活度分別為 $4.00\text{E}+12$ 、 $4.74\text{E}+14$ 、 $4.48\text{E}+11$ 及 $1.65\text{E}+14$ (Bq)，而半衰期則分別為 $7.6\text{E}+04$ 、100、 $1.57\text{E}+07$ 及 30(yr)，此外，由表 18 可得知此四核種的溶解度分別為 $5.90\text{E}-04$ 、 $6.30\text{E}-04$ 、1 及 $1(\text{g}/\text{cm}^3)$ 。綜上所述，由於 I-129 的半衰期很長且為完全溶解，因此主控了近場的總活度；雖然 Ni-63 及 Cs-137 的初始總活度較高，因其半衰期很短，於近場的貢獻則不若 Ni-59，所以，評估的結果若以總濃度作為依據，則 I-129 扮演非常重要的角色。

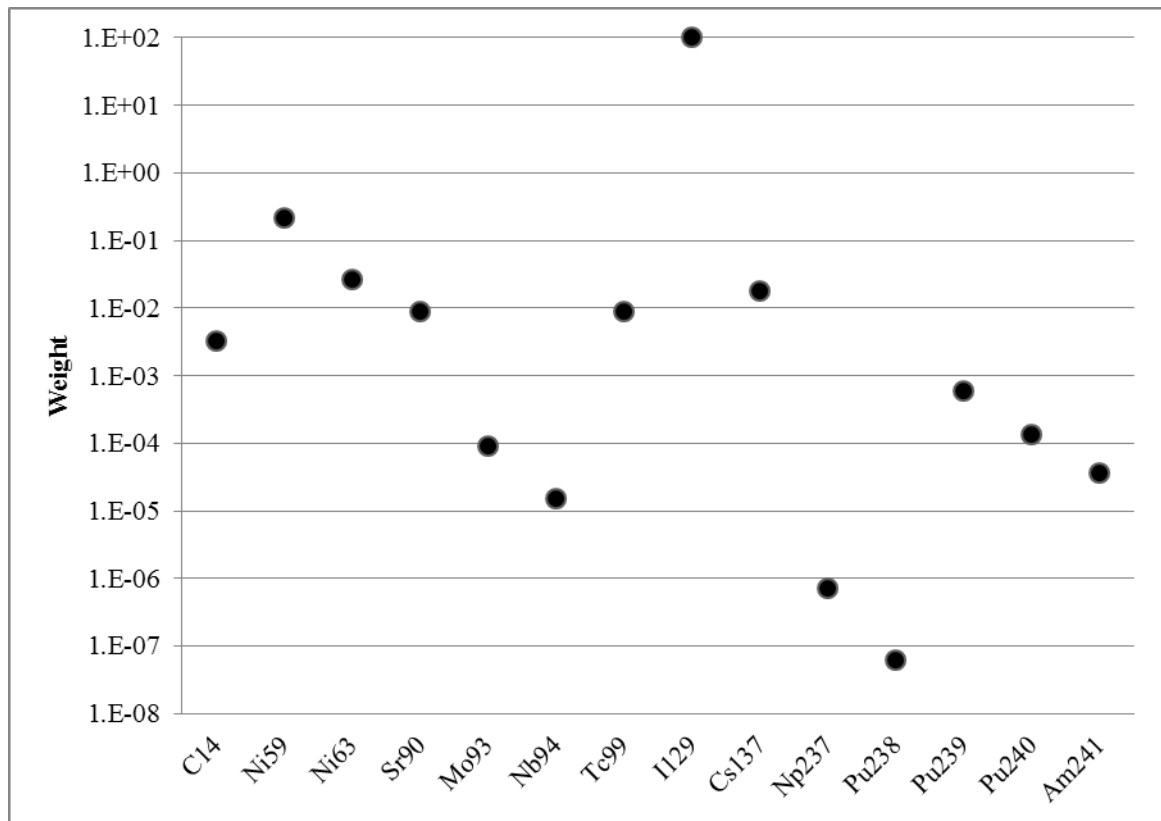


圖 15 核種從處置場外釋後遷移至近場的權重結果

7.2 遠場案例分析

7.2.1 遠場傳輸概念及案例分析方法

假設核種可藉由孔隙或岩體裂隙中的地下水遷移及外釋，因此，處置場的地下水流場是主控核種傳輸的重要因素，而地下水流場則與場址特性及水文地質條件有關。本報告遠場概念模型係基於第 5 章之水文地質概念模式而予建立。其步驟如下：針對 CaseA、CaseB 及 CaseC 進行地下水流場之建立，獲得區域地下水流場後，利用質點追蹤的方式進行流線追蹤，分別獲得三案例之流線資訊，再利用 GoldSim 將相關結果以管流模組進行模擬，步驟如下：

- (1) 依據本報告第 5.4 節之水文地質概念模式，獲得近岸處置環境之區域地下水流場，並分別針對 CaseA、CaseB 及 CaseC 之處置設施位置，利用質點追蹤的方式進行流線追蹤，獲得三案例之流線特性。
- (2) 以近場的概念模式為基礎，分別將三案例之流線特性，以管流模組進行模擬，其傳輸方程式如下：

$$Flux_s = \left(Q \cdot SV_s c_{m,s} - (A_m D_s + \alpha \cdot Q \cdot SV_s) \frac{\partial c_{m,s}}{\partial x} \right) \Bigg|_{x=L} \quad (\text{式 15})$$

其中， $Flux_s$ 為核種離開通道的通量(M/T)； Q 為通道中流體的體積流率(L^3/T)； SV_s 為核種 s 的懸浮固體速度放大因子； $c_{m,s}$ 為通道可流動區域的飽和孔隙空間中核種 s 的平均濃度(M/L^3)； A_m 為流動區域的截面積(L^2)； D_s 為核種 s 於流動區域中的有效擴散度 $= n_{m,s} t_m d_{m,r} d_{m,s}$ ； $n_{m,s}$ 為核種 s 於流動區域孔隙介質的有效孔隙率； t_m 為通道內填充材料的曲度； $d_{m,r}$ 為參考流體的參考擴散度； $d_{m,s}$ 為核種 s 於參考流體中的相對擴散度； α 為通道的延散度(L)； L 為通道的總長度(L)； x 為進入通道的距離(L)。此外，懸浮固體速度放大因子係由於懸浮固體存在於流體中導致有效通量的增加，其定義為：

$$SV_s = \frac{1 + c_{ss} \cdot v m_{ss} \cdot K_{ss,s}}{1 + c_{ss} \cdot K_{ss,s}} \quad (\text{式 16})$$

其中， c_{ss} 為懸浮固體於流動區域的濃度(M/L^3)； $v m_{ss}$ 為懸浮固體對於平流流速的乘數； $K_{ss,s}$ 為核種 s 於懸浮固體及參考流體的分配係數(L^3/M)。為了要計算核種離開通道時的通量，首先需要計算通道中核種於流動區域的濃度，其控制方程式如下：

$$\begin{aligned}
\frac{\partial c_{m,s}}{\partial t} = & - \left[\left(\frac{Q \cdot SV_s}{n_{m,s} A_m R_{m,s}} \right) \frac{\partial c_{m,s}}{\partial x} - \left(\frac{A_m \cdot D_s + \alpha Q \cdot SV_s}{n_{m,s} A_m R_{m,s}} \right) \frac{\partial^2 c_{m,s}}{\partial x^2} \right] \\
& + \left[-c_{m,s} \lambda_s + \sum_{p=1}^{NP_s} c_{m,p} \lambda_p f_{ps} S_{ps} \left(\frac{AW_s}{AW_p} \right) \left(\frac{R_{m,p}}{R_{m,s}} \right) \left(\frac{n_{m,p} SF_p}{n_{m,s} SF_s} \right) \right] \\
& - \left[\frac{F_{st,s}}{n_{m,s} A_m R_{m,s}} \right] \quad (式 17)
\end{aligned}$$

其中， $R_{m,s}$ 為核種 s 於流動區域的遲滯因子； $R_{m,p}$ 為核種 p 於流動區域的遲滯因子； λ_s 為核種 s 的衰變率(T^{-1})； λ_p 為母核種 p 的衰變率(T^{-1})； f_{ps} 為母核種 p 衰變為核種 s 的比率； NP_s 為核種 s 的直接母核種數目； SP_s 為母核種 p 衰變為核種 s 的當量比值； AW_s 為核種 s 的分子(或原子)量(M/mole)； AW_p 為母核種 p 的分子(或原子)量(M/mole)； $n_{m,p}$ 為母核種 p 於流動區域孔隙介質的有效孔隙率； $c_{m,p}$ 為通道內流動區域中母核種 p 的溶解濃度(M/L³)； $F_{st,s}$ 為通道內核種 s 由流動區域至儲存區域單位長度的通量(M/TL)； SF_p 為母核種 p 的懸浮固體儲存因子； SF_s 為核種 s 的懸浮固體儲存因子。

綜上所述，利用 GoldSim 的管流模組分別對 CaseA、CaseB 及 CaseC 的流線特性進行模擬時，利用調整通道的尺寸、材料特性及地下水流速等參數，即可獲得觀察點的核種濃度隨時間的變化，其概念模型如圖 16 所示(以 CaseA 為例)。

- (3) CaseA、CaseB 及 CaseC 之模擬時間皆設定為 10,000 年，以時間間距 1 年進行模式運跑，模擬時間已遠超過一般低放處置場評估的 300 年，主要乃為使評估計算的核種濃度皆已超過濃度峰值。

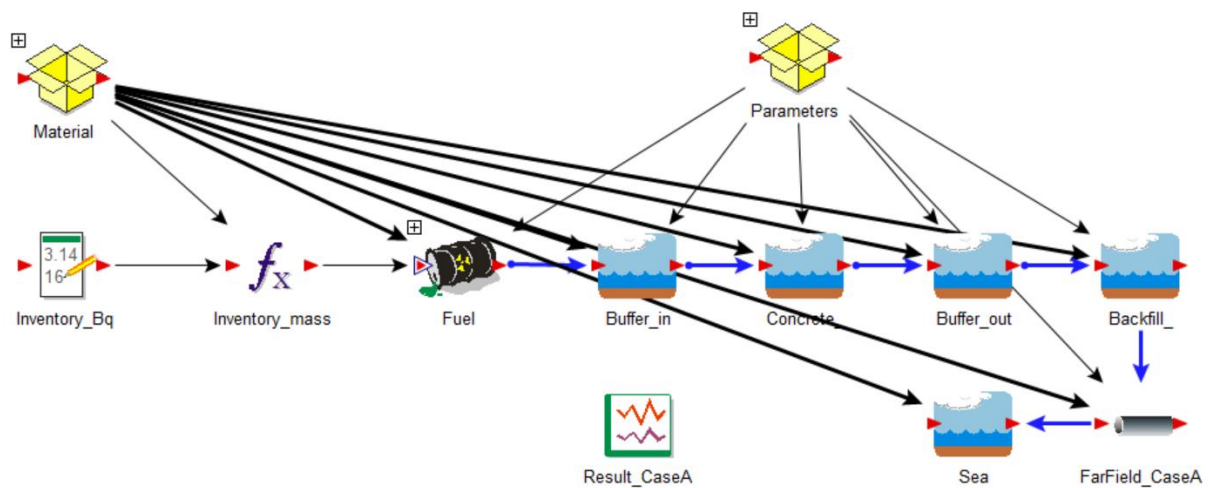


圖 16 以近場概念模型為基礎，利用管流模組模擬遠場概念模式(以 CaseA 為例)

7.2.2 遠場案例分析結果及討論

依據本報告第 5.4 節之水文地質概念模式，獲得區域地下水流場，並配合東西向之一維水文地質概念剖面進行網格劃分：從海岸線向西為 45° 坡度，向東為 10° 坡度，處置設施位置則依據第 5.2 節之案例介紹，分別設定 CaseA 位於海岸線西側 1500 m、海平面以上 40 m 處；CaseB 位於海岸線西側 1500 m、海平面以下 40 m 處；CaseC 位於海岸線東側 50 m、海平面以下 120 m 處；邊界條件則依據第 5.4 節所述，在此不進行贅述。最後獲得 CaseA、CaseB 及 CaseC 之質點追蹤結果如圖 17 所示，其流線資訊如表 19 所示，分別為平均流速、距離及時間。將其帶入圖 16 的遠場概念模型進行計算，即可獲得三案例核種遷移至遠場環境外的情形。由於本報告係探討處置設施位置對於核種傳輸至人類環境時所造成的影響，並非實際計算核種至人類環境時的濃度，因此，本節的分析結果將以各核種濃度的最高峰值除上加總最高濃度峰值後，再以權重的方式表示各核種於三案例之遠場環境對於濃度的貢獻程度。

圖 18、圖 19 及圖 20 分別係三案例的核種從處置場外釋後遷移經過遠場的計算結果，三張圖皆顯示 I-129 為最主要的濃度提供者，而 Cs-137、Ni-59、Ni-63、Tc-99 及 Sr-90 則是次要的濃度提供者，其中圖 18 顯示 I-129 權重比例大於其它核種兩個數量級；圖 19 及圖 20 之 I-129 權重比例大於其它核種一個數量級。核種在遠場傳輸時，模擬初期以 Sr-90、Mo-93 及 Cs-137 的濃度最為顯著，且此三核種的濃度皆於 100 年內到達峰值；隨著時間的增加，Ni-59、Ni-63、Tc-99 及 I-129 的濃度逐漸上升，成為主要的濃度提供者。此外，由圖 18、圖 19 及圖 20 可得知次要濃度提供的核種皆不相同，如 CaseA 之次要核種為 Cs-137，CaseB 及 CaseC 之次要核種為 Ni-59，顯見不同的地下水流狀況對於核種在遠場的傳輸確實有所影響。

表 19 三案例之流線資訊

案例	傳輸距離(m)	傳輸時間(yr)	平均流速(m/yr)
CaseA	1518.518	9494.587	1.6E-1
CaseB	1633.128	11754.97	1.4E-1
CaseC	175.386	1759.925	1.0E-1

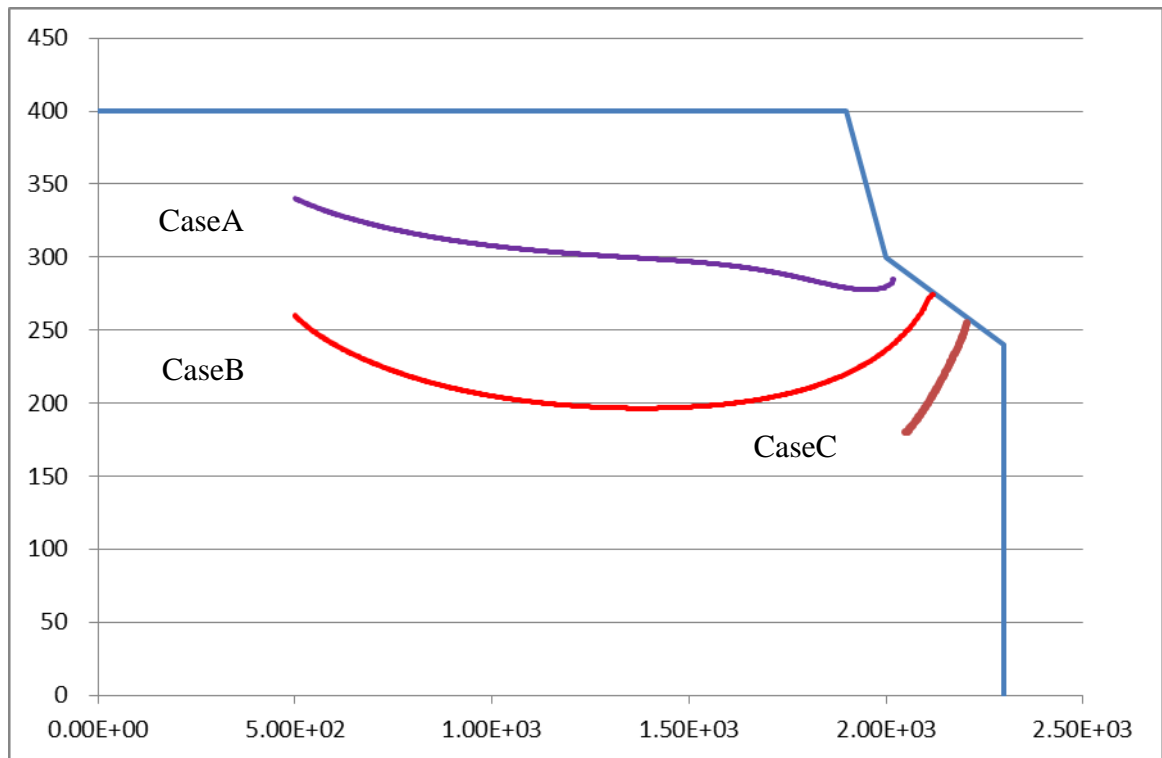


圖 17 三案例之質點追蹤結果

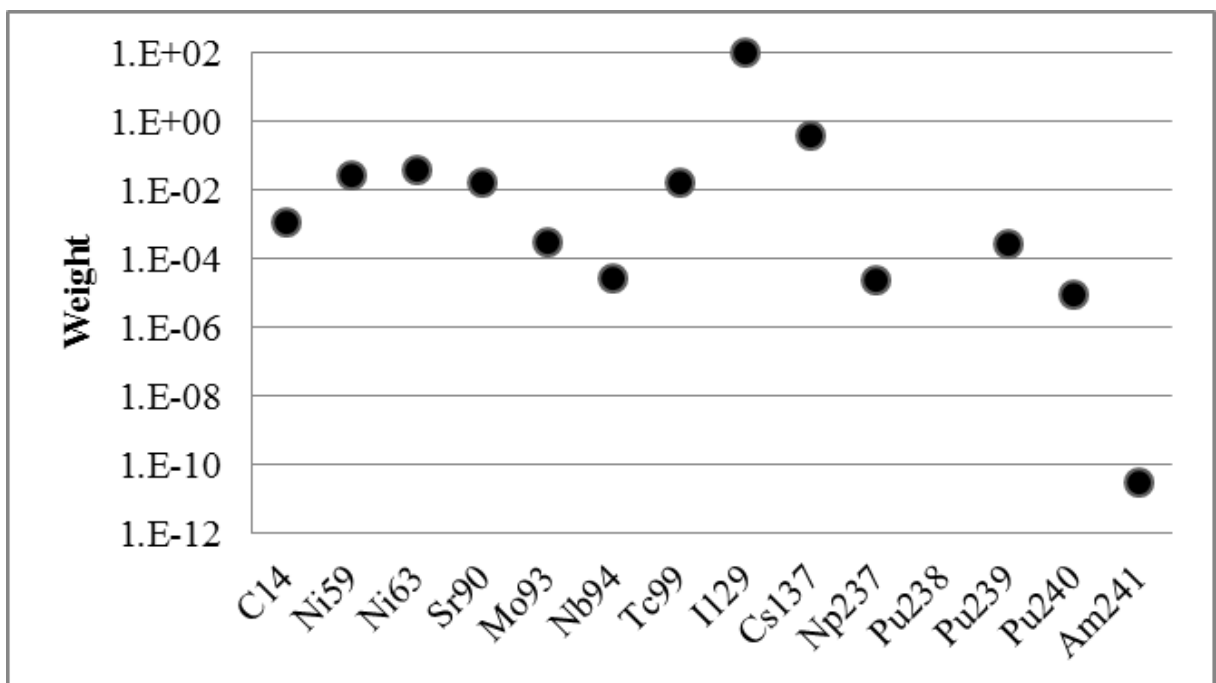


圖 18 CaseA 之核種從處置場外釋後遷移至遠場的權重結果

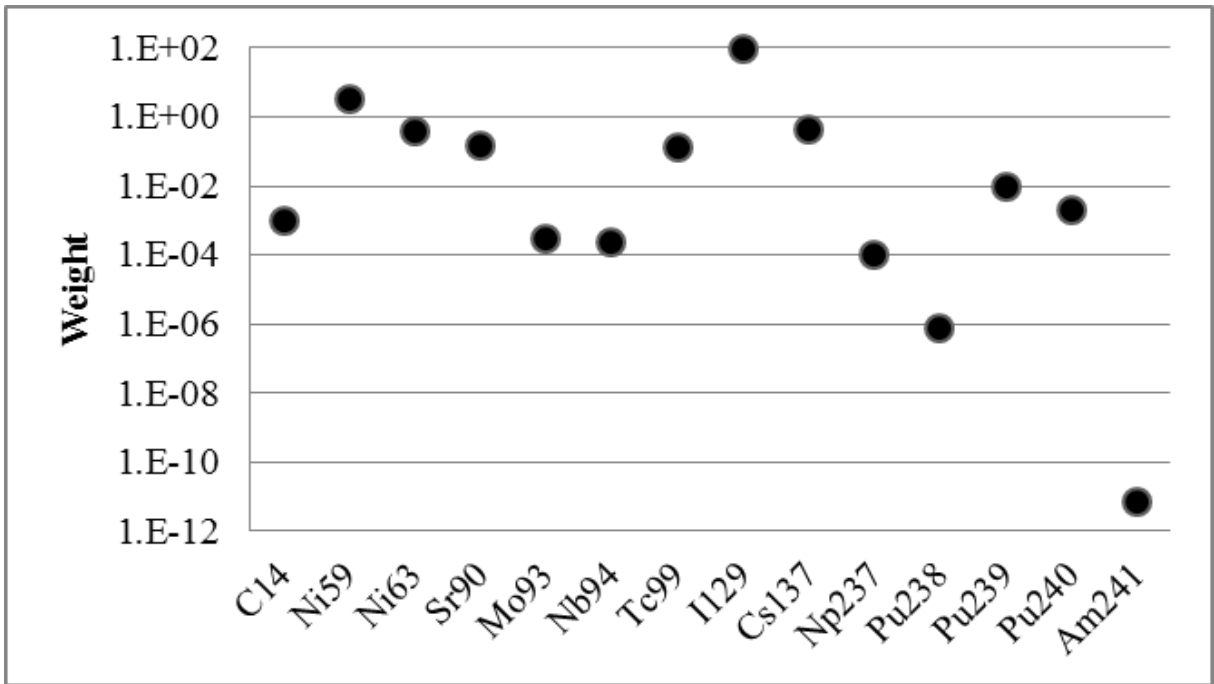


圖 19 CaseB 之核種從處置場外釋後遷移至遠場的權重結果

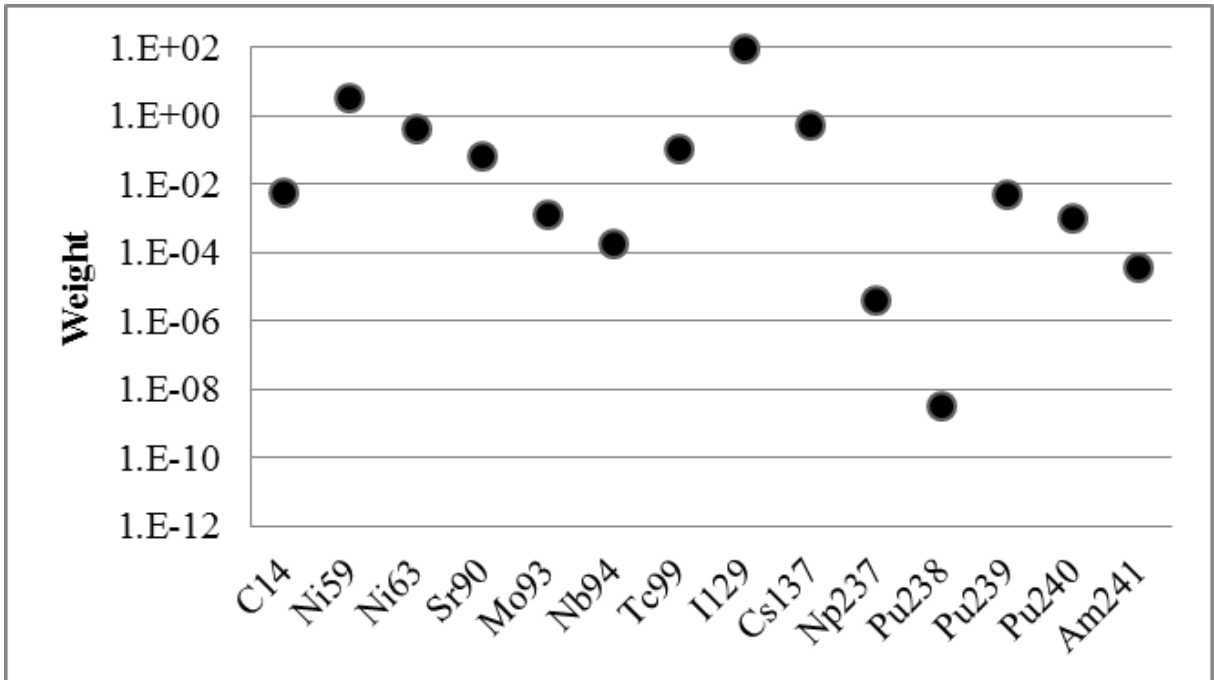


圖 20 CaseC 之核種從處置場外釋後遷移至遠場的權重結果

7.3 三案例之總劑量權重比較

本報告依據前述遠場案例分析結果，以劑量轉換因子分別針對 CaseA、CaseB 及 CaseC 進行劑量計算，各核種之劑量轉換因子如表 18 所示。

鑑於本報告主要是對三案例(CaseA、CaseB 及 CaseC)的處置設施設計概念進行分析，即著重於處置設施位置對於核種傳輸至人類環境造成的影響，因此，重點放在比較不同處置設施位置與各核種劑量率峰值之間的大小權重關係，以作為衡量重要性的依據。三案例之總劑量以權重進行比較，結果如圖 21 所示，顯示 CaseC 之結果有最高的總劑量；CaseA 總劑量為 CaseC 之 0.13 倍；CaseB 總劑量為 CaseC 之 0.12 倍。因此，若以目前的假設(即地下水流狀況、母岩特性及吸附/擴散係數等)進行分析，顯示 CaseC 具有最高的劑量，CaseA 次之，而 CaseB 最低。

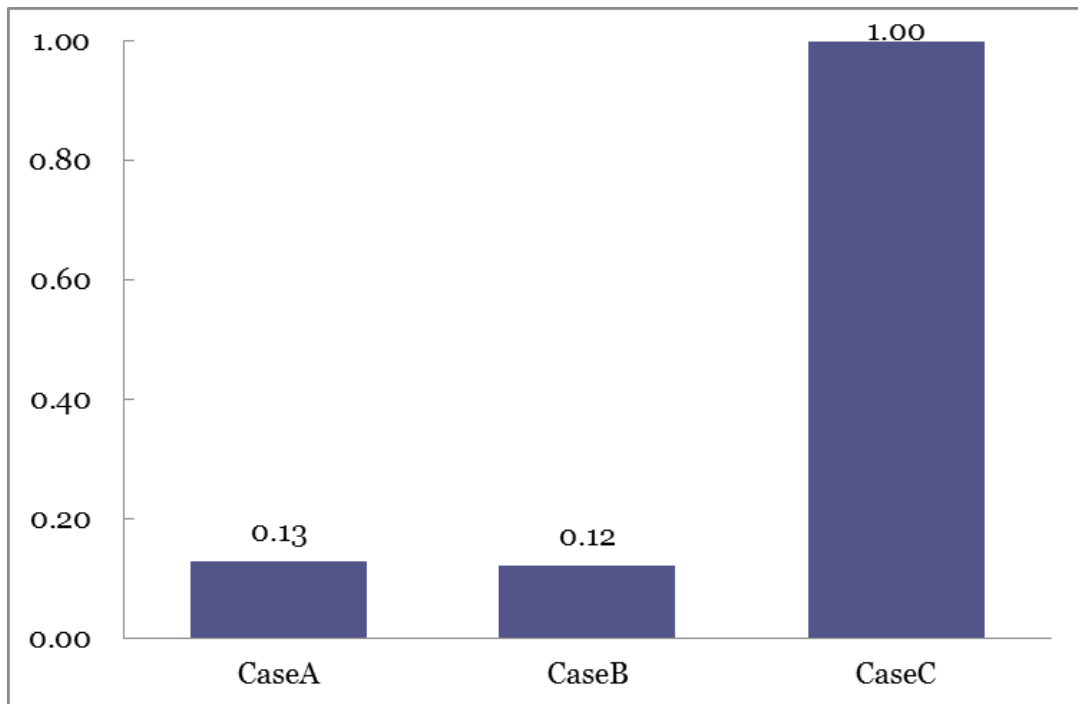


圖 21 三案例之總劑量權重比較

8. 研究成果經驗回饋

8.1 低放射性廢棄物最終處置建議候選場址設施設計概念差異案例之研究成果經驗分析

本報告以液相傳輸作為案例分析之傳輸機制，由於處置場的地下水流場是主控核種傳輸的重要因素，而地下水流場則與場址特性及水文地質條件有關，因此，掌握相關資訊對於案例分析甚為重要。為了將處置設施位置視為關鍵因素，本報告假設三案例的母岩特性皆相同，且皆係屬於孔隙介質，僅以地下水流狀況的差異來進行案例分析，藉以作為衡量的重要依據。於此假設條件下，三個案例的水文地質概念模式皆相同，但流線資訊(包括傳輸距離、傳輸時間及平均流速)還是有所差異(表 19)，且不同的流線資訊將主控遠場案例分析結果(圖 18 至圖 20)，因此，除了地下水流場外，傳輸距離、傳輸時間及平均流速等資訊將是遠場案例分析的重要資訊。此外，由圖 17 可得知，三案例質點追蹤結果之終點皆不相同，代表核種藉地下水外釋之排放點皆有所差異。本報告為了凸顯處置設施位置對於遠場案例分析結果的影響，以液相傳輸為主要核種遷移方式，但液相傳輸內的介質尚包括土壤、大氣、植物和動物，而不同的排放點所依據的數學模式亦不相同，因此，未來在分析時可多方考慮不同介質造成最終分析結果之影響。

除此之外，為瞭解場址環境對於案例分析結果的影響，及以地下水流狀況作為案例分析之差異點，本報告增加離島海床下之設施設計概念(以下簡稱 CaseC') 的計算分析，並說明如後。

本報告假設 CaseC 之處置設施設計概念為近岸海床下處置。依據經濟部公布之選址條例規定，離島場址之處置設施設計概念為海床下處置，因

此，若考慮離島海床下之設施設計概念(CaseC')，參考台灣電力公司(2010)的相關內容及說明，離島海平面以下之傳輸機制可能由擴散作用主控，因此本報告亦利用 GoldSim 之區塊模組進行離島海床下(CaseC')之遠場傳輸模擬，並與 CaseC 之結果進行比較(圖 22)，結果顯示 CaseC' 總劑量為 CaseC 之 0.12 倍。

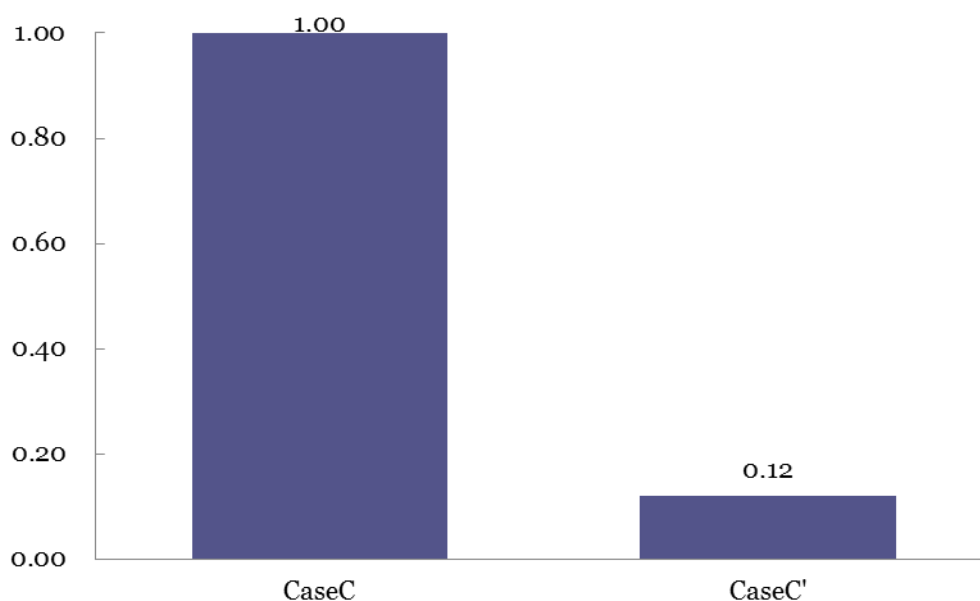


圖 22 CaseC 及 CaseC' 之總劑量權重比較

8.2 低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則之精進建議

「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則」(本節簡稱審查導則)旨在提供低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查的技術規範，供執行管制業務及擔任審查委員等之審查人員進行審查工作的依循，審查導則亦得使處置設施經營者(申請人)瞭解審查要點，有利於對應安全分析報告導則進行編撰作業。

審查導則內容對應安全分報告共分為十二章，內容包括概論；設施之綜合概述；場址之特性描述；處置設施之設計；處置設施之建造；處置設施之運轉；處置設施之安全評估；處置設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫；輻射防護作業與環境輻射監測計畫；保安計畫、意外事件應變計畫及消防防護計畫；處置設施之封閉及監管規劃，以及品質保證計畫等章節。其他經主管機關指定之事項而未於審查導則含括者，得另由審查人員會議決定其審查要點。處置設施經營者(申請人)所提出之安全分析報告內容應合於審查導則，或者有更優良的替代方法，方能通過審查。

本報告藉由低放射性廢棄物最終處置建議候選場址設施設計概念差異案例之研究，分別以表列對照原文與修正建議的方式，針對「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」之第七章(處置設施之安全評估)提出修正建議，如表 20 所示：

表 20 「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」(第 0 版)

修訂草案對照表

修正條文	現行條文	說明
<p>7.1 二、核種傳輸特性： 評估處置設施工程與天然障壁在設施運轉及封閉後，地下水滲流、擴散、延散與遲滯吸附等特性參數，以模擬分析地下水滲流機制、核種傳輸及處置設施之長期穩定性。 核種藉水與空氣介質的傳輸，外釋到人類的活動範圍。水介質是重要的傳輸機制，所以須提供水與核種在工程障壁與天然障壁間的滲流、擴散、延散等特性，及<u>地下水流場與傳輸距離、傳輸時間及平均流速</u>等資料；對處置場的安全評估甚為重要，至少應提供下列資料供審查。</p>	<p>7.1 二、核種傳輸特性： 評估處置設施工程與天然障壁在設施運轉及封閉後，地下水滲流、擴散、延散與遲滯吸附等特性參數，以模擬分析地下水滲流機制、核種傳輸及處置設施之長期穩定性。 核種藉水與空氣介質的傳輸，外釋到人類的活動範圍。水介質是重要的傳輸機制，所以須提供水與核種在工程障壁與天然障壁間的滲流、擴散、延散等特性，及其流場與流量等資料；對處置場的安全評估甚為重要，至少應提供下列資料供審查。</p>	<p>修正內容主要依據本報告之研究成果經驗分析。</p>

9. 結論

本報告以 GoldSim 進行近岸海平面以上(CaseA)、近岸海平面以下(CaseB)及近岸海床下(CaseC)等三種可能情況的處置設施設計概念，進行案例分析，評估核種傳輸至人類環境造成的影響，並進行場址設施設計概念差異性討論，本計畫依原訂需求與規劃完成各研究工作成果如下：

1. 完成資料蒐集及處置設施設計概念分析，具體成果包括：
 - (1) 完成我國低放射性廢棄物處置設施安全要求與設計準則之資料蒐集與分析。
 - (2) 完成我國低射性廢棄物之來源、種類、型態、數量、分類、核種及總活度資料蒐集與分析，並進行本報告案例分析用之重要核種篩選。
 - (3) 完成本報告之工程障壁設計概念建構。
 - (4) 進行參考場址特性參數蒐集與分析，並完成本報告之水文地質概念模式建構，輔以質點追蹤方法獲得地下水流資訊。
2. 完成案例計算及討論，具體成果包括：
 - (1) 完成近場案例分析，並以權重的方式表示各核種在近場環境對於濃度的貢獻程度。結果顯示 I-129 為最主要的濃度提供者，且權重比例大於其他核種約兩個數量級。
 - (2) 完成遠場案例分析，並以權重的方式表示各核種在遠場環境對於濃度的貢獻程度。結果顯示 I-129 為最主要的濃度提供者，且權重比例大於其他核種約一至兩個數量級，此外，Cs-137、Ni-59、Ni-63、Tc-99 及 Sr-90 則是次要的濃度提供者。

- (3) 完成近岸海平面以上、近岸海平面以下、近岸海床下三種可能的處置設施設計概念案例分析，探討處置設施位置對於核種傳輸至人類環境造成的影響。結果顯示近岸海床下之案例具有最高的劑量，近岸海平面以上之案例次之，而近岸海平面以下之案例最低。
- (4) 本報告依據資料蒐集及案例分析的結果，釐清處置設施設置在不同位置對於分析結果的影響，並對相關成果提出說明與建議。結果回饋於低放處置審查導則草案之章節與條文內容修訂。

參考文獻

- 台灣電力公司，2010，低放處置設施功能模擬評估報告。
- 紀立民、陳智隆、陳誠一，2007，低放射性廢棄物坑道處置審查規範草案之研議，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告，96FCMA005。
- 陳祐誠，2006，氣候變異下流域地下水資源合理使用之研究，國立成功大學資源工程學系碩士論文。
- 陳智隆，2005，驗證與增進 GoldSim 平台的質傳管流模式，行政院原子能委員會核能研究所，INER-3821。
- 陳智隆及賴仁杰，2008a，區塊傳輸模式(AMBER)與管流傳輸模式(GoldSim)的比較研究，台電核能月刊，第 302 期，第 28-43 頁。
- 陳智隆及賴仁杰，2008b，FEHM 與 GoldSim 的一維核種傳輸模擬比較與驗證研究，台電核能月刊，第 312 期，第 25-58 頁。
- 陳智隆，2009，發展具代表性放射性廢棄物處置評估模型之技術驗證，台電核能月刊，第 317 期，第 21-38 頁。
- 陳智隆，2012，GoldSim 程式的區塊模組與管流模組特性差異分析，台電工程月刊，第 762 期，第 1-13 頁。
- 郭明傳、田能全、盧俊鼎，2007，低放射性廢棄物淺地層處置之安全評估案例探討，台電核能月刊，第 294 期，第 16-33 頁。
- 葉弘德，2009，低放射性廢棄物最終處置天然障壁安全評估及其重要參數之研究--地下水及表面水程式篩選及國內資料之蒐集，九十七年度原子能科技學術合作研究計畫成果報告。

- 葉弘德，2010，低放射性廢棄物處置場全系統安全評估程式及重要參數之分析研究，行政院國家科學委員會專題研究計畫。
- 葉振峰，2012，低放射性廢棄物場址核種傳輸之研究-以台東達仁場址為例，國立成功大學資源工程學系碩士論文。
- 蔡英傑，2009，應用穩定同位素 ^{18}O 濃度於地下水水力傳導係數反推之研究，國立成功大學資源工程學系碩士論文。
- Bird, R. B., Stewart, W. E. and Lightfoot, E. N., 1960, Transport Phenomena, John Wiley & Sons, Inc., New York, USA.
- Freeze, R. A. and Cherry, J. A., 1979, Groundwater, Prentice-Hall Inc., New Jersey, USA.
- McDonald, M.G., and Harbaugh, A.W., 1988, A modular three-dimensional finite-difference ground-water flow model: Techniques of Water-Resources Investigations of the United States Geological Survey, Book 6, Chapter A1, 586 p.
- NEA, 2012, Indicators in the Safety Case: A report of the Integrated group on the Safety Case(IGSC), Nuclear Energy Agency, Paris, France.
- Walton, W. C., 1988, Practical Aspects of Groundwater Modeling, National Water Well Association, Worthington, Ohio, USA.

附錄

A. 離島海床下傳輸機制之探討

本報告案例分析採用的相關參數主要參考台灣電力公司(2010)的內容，其中依據模擬經驗，離島海床下之傳輸機制可能由擴散作用主控，因此本報告亦利用 GoldSim 之區塊模組進行 CaseC'之模擬，並與 CaseC(近岸海床下)之結果進行比較。CaseC'之評估步驟如下：

- (1) 以近場的概念模式為基礎，利用 GoldSim 之區塊模組進行遠場模擬，關於區塊模組之控制方程式及驗證，陳智隆(2012)已有詳細介紹，其相關內容及驗證在此不再贅述。依據相關研究成果，以 40 個區塊模組模擬核種在遠場的擴散行為，恰可同時符合經濟需求及結果準確度，因此，本報告亦以 40 個區塊模組模擬核種於遠場 120 m 之傳輸，其概念模型如圖 23 所示。
- (2) CaseC'之模擬時間設定為 10,000 年，以時間間距 1 年進行模式運跑(與 CaseA、CaseB 及 CaseC 相同)，模擬時間已遠超過一般低放處置場評估的 300 年，主要乃為使評估計算的核種濃度皆已超過濃度峰值。
- (3) 最後亦以劑量轉換因子進行劑量計算，可獲得各核種之劑量結果。

由於本報告係探討處置設施位置對於核種傳輸至人類環境造成的影響，並非實際計算核種至人類環境時的濃度，因此，CaseC'的分析結果將以各核種劑量的最高峰值除上加總最高劑量峰值後，再以權重的方式表示各核種的貢獻程度，並與 CaseC 進行比較，結果如圖 23 所示。本文第 8 章圖 22 顯示 CaseC'之總劑量為 CaseC 之 0.12 倍，表示在同樣的源項設定、近場工程障壁設計概念及遠場傳輸距離皆相等條件下，擴散作用主控遠場傳輸的結果會低於平流作用主控遠場傳輸的結果。因此，在選擇處置場母岩條件時，應挑選非以平流作用主控之遠場，對於評估結果之總劑量有顯著的影響。

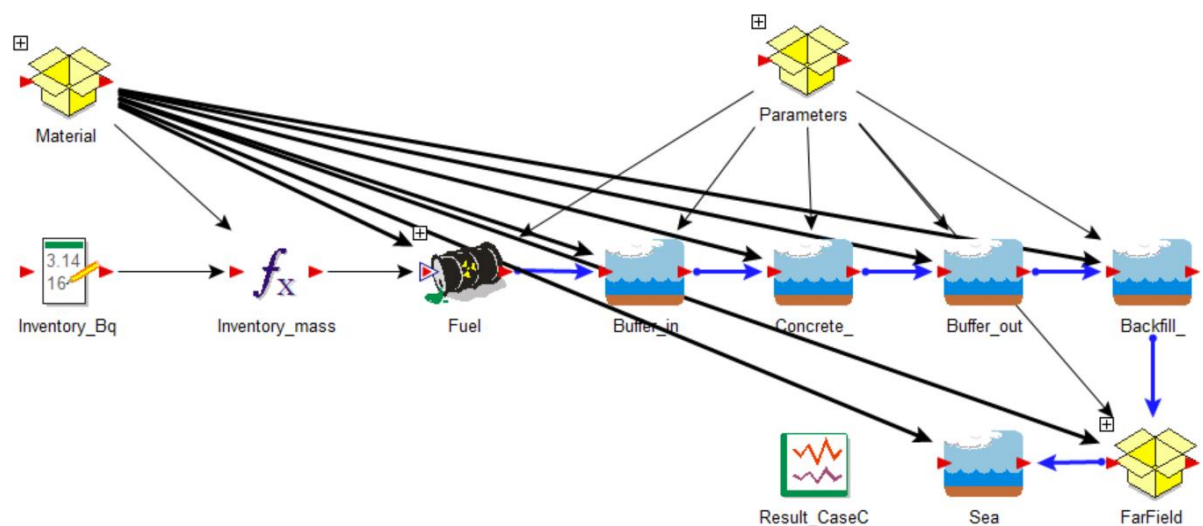


圖 23 CaseC'以區塊模組作為離島海平以下之遠場傳輸模型

B. 核種擴散係數之探討

本報告之擴散係數係參考台灣電力公司(2010)的內容，其中，重要核種的擴散係數介於 $3.00\text{E}-2 \text{ m}^2/\text{s}$ 至 $1.00\text{E}+00 \text{ m}^2/\text{s}$ ，其為參考 SKB R-01-08 之報告。依據相關經驗，擴散係數應介於 $1.00\text{E}-11 \text{ m}^2/\text{s}$ 至 $1.00\text{E}-9 \text{ m}^2/\text{s}$ 才屬合理，否則將降低擴散機制的主控能力，因此，本報告查證 SKB R-01-08 報告相關內容，發現該報告中混凝土處置窖之有效擴散係數係設定為 $1.00\text{E}-11 \text{ m}^2/\text{s}$ ，膨潤土混合材料之有效擴散係數係設定為 $1.00\text{E}-10 \text{ m}^2/\text{s}$ 。為了瞭解工程障壁系統之擴散係數對於評估結果之影響，本報告將原依據台灣電力公司(2010)之近場評估結果，在工程障壁設計概念不變的條件下，以 $1.00\text{E}-11 \text{ m}^2/\text{s}$ 及 $1.00\text{E}-10 \text{ m}^2/\text{s}$ 分別修訂混凝土處置窖及膨潤土混合材料之有效擴散係數，並將近場新的評估結果(以下稱為新近場)，以各核種濃度的最高峰值除上加總最高濃度峰值後，再以權重的方式表示各核種的貢獻程度，並與原依據台灣電力公司(2010)之近場評估結果(以下稱為原近場)進行比較，結果如圖 24 所示。

由圖 24 顯示新近場與原近場總濃度的比較，結果顯示二者的總濃度峰值幾乎沒有差異(但新近場總濃度峰值略小於原近場總濃度峰值)，因此，將兩評估結果以各核種濃度的最高峰值除上加總最高濃度峰值後，再以權重

的方式表示各核種的貢獻程度，結果如圖 25 所示。由於 I-129 幾乎貢獻所有的核種濃度，評估結果之總濃度峰值才沒有太大差異，但是，可以看到新近場各核種的數值皆小於原近場的評估結果，差異介於數個至十數個數量級，因此對於其他核種的濃度峰值還是有很大的影響。

此外，擴散係數並不僅影響核種的濃度峰值，亦會影響濃度-時間曲線的形態及濃度峰值出現的時間，圖 26 及圖 27 分別顯示原近場及新近場的模擬結果。由圖可知，當擴散係數變大時，各核種的濃度峰值將延遲出現，尤其以長半衰期核種最為明顯。以原近場模擬結果為例，各核種幾乎於評估初期皆已達到濃度峰值，除了 Np-237 之外，其他核種濃度皆隨著時間逐漸下降；而新近場模擬結果則有非常大的不同，如 Sr-90 及 Cs-137 於模擬初期(約 150 年)即到達濃度峰值，接著為 Ni-63(約 500 年)，Am-241(約 2000 年)，模擬中期(約 5 至 10 萬年)達到峰值為 C-14、Mo-93、Nb-94、Pu-238、Pu-240，而模擬後期達到峰值為 Ni-59(約 15 萬年)、Tc-99(約 60 萬年)、I-129(約 100 萬年)、Np-237(約 500 萬年)、Pu-239(約 12 萬年)。

綜上所述，擴散係數的差異對各核種的權重、濃度-時間曲線的形態、及濃度峰值出現時間的影響很大，對於安全評估而言是非常重要的參數。

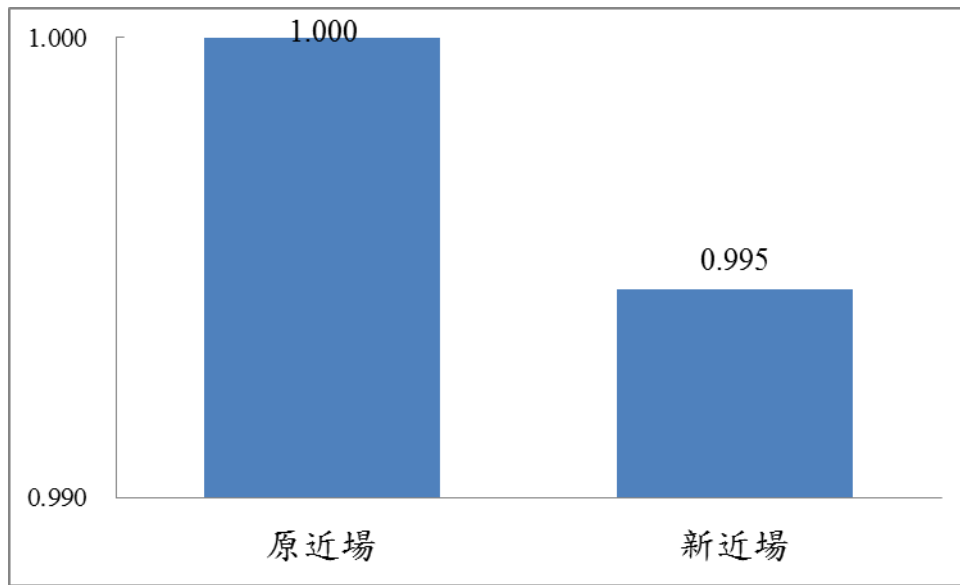


圖 24 原近場與新近場之核種總濃度峰值權重比較

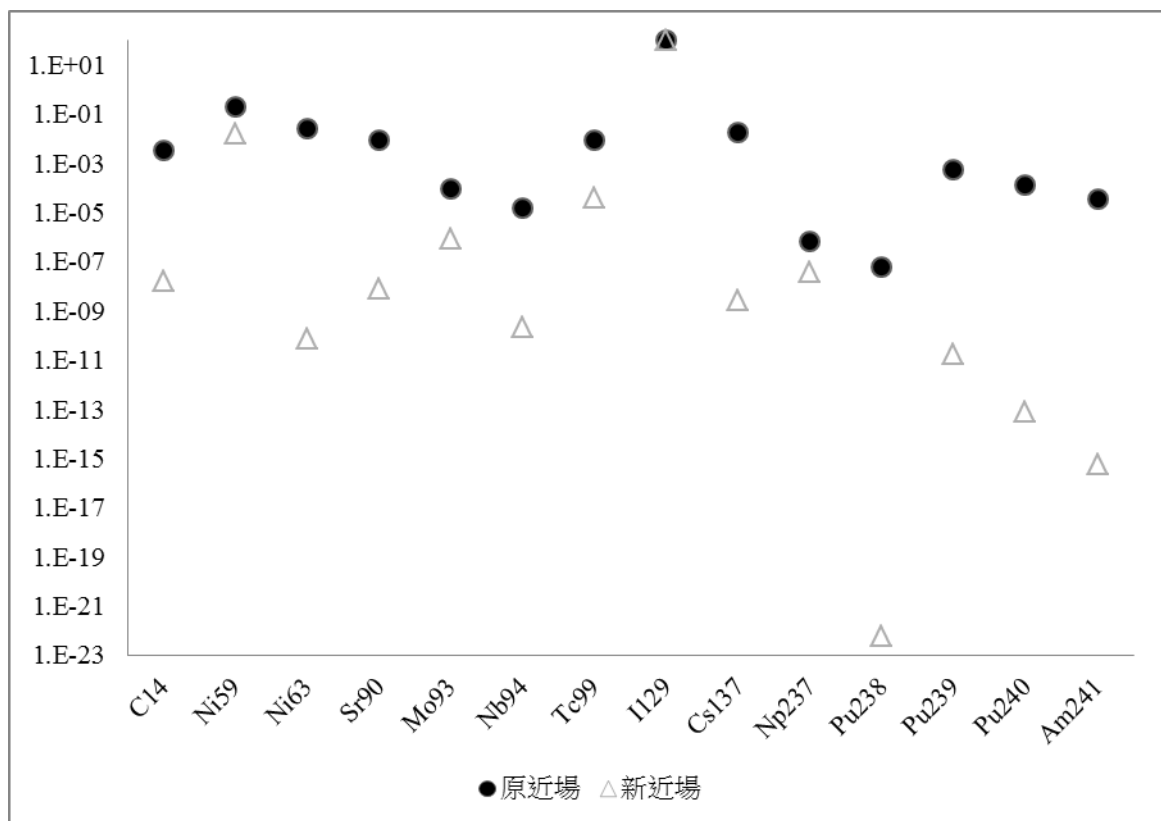


圖 25 原近場與新近場之各核種濃度峰值權重比較

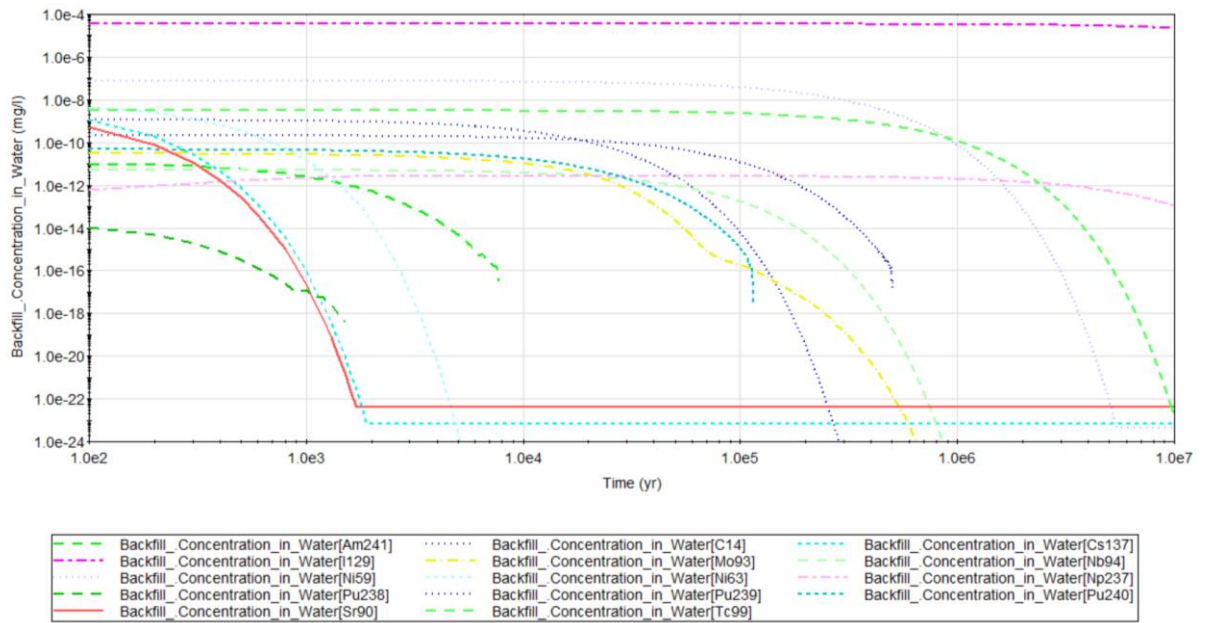


圖 26 原近場之模擬結果

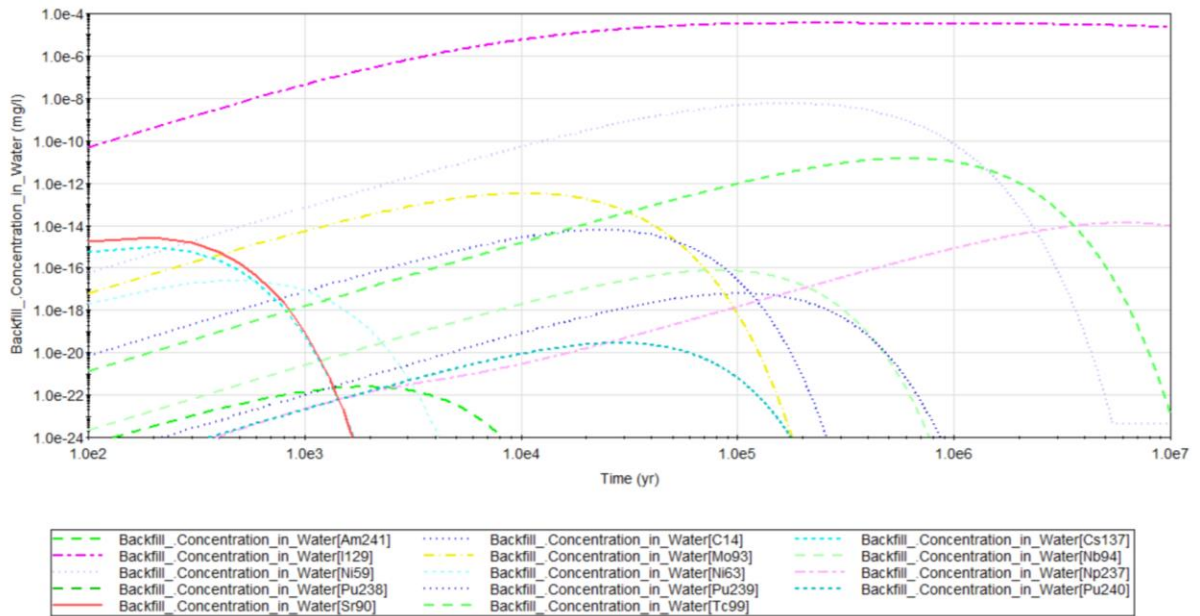


圖 27 新近場之模擬結果

C. 近岸海平面以上傳輸路徑之探討

本計畫期中查訪會議的簡報有說明三案例之傳輸路徑，其示意圖如本文第 5 章圖 7 所示，會議中審查委員提到希望能確認 CaseA 之最終傳輸路徑。本報告依據三案例之質點追蹤結果(如本文第 7 章圖 17 所示)，確認 CaseA 之傳輸路徑最終點為海平面以下之斜坡。本結論僅適用於本報告之假設條件，未來將依據現地調查資料的增加，結果可能有所不同。