



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

低放射性廢棄物處置設施
安全評估審查規範精進之研究

期末報告

計畫編號：102FCMA008

受委託機關(構)：國立中央大學水文與海洋科學研究所

計畫主持人：李明旭、蔡世欽

報告日期：中華民國 102 年 12 月

摘要

低放處置工作之成敗有賴完整的安全評估工作與審查技術之建置，透過充分溝通安全評估成效以釐清民眾疑慮，近年來放射性廢棄物最終處置設施審查之技術發展方向為依安全管制需求，逐步建立相關管制規範及技術，使設施設計、安全評估及施工營運，能確保安全無虞。而安全評估工作在整體處置作業中扮演相當重要角色，為此物管局已於 101 年度初步完成「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)」，為持續精進技術規範及提升相關審查技術，本研究針對低放射性廢棄物處置設施之安全評估審查規範議題，主要工作包含透過蒐集、研析國際核能安全管制機關有關最終處置安全分析模式技術導則、美國德州 Andrew Site 有關安全評估審查與國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果，進而釐清安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯，以提升該項關鍵管制技術與規範的精進。依上述成果將檢視低放處置審查導則第 0 版有關安全評估章節，提出審查導則修正建議，以精進國內在低放射性廢棄物處置安全評估審查技術。

Abstract

The success of low-level radioactive waste disposal facility requires comprehensive safety assessment and establishment of solid review techniques. Accomplishment of safety assessment should be provided for communication with the general public to reduce uncertainties on the safety concern of repository. Recent developments of the review techniques on radioactive waste disposal facilities were to meet the requirement of safety regulation to secure each step of facility design, safety assessment, construction, and operation. The Review Guidelines on Safety Assessment of Low-Level Waste Disposal Repository (0 version) was completed by the Fuel Cycle and Materials Administration in 2012. In order to improve the review guidelines and review techniques, the purpose of this study focuses on broad issues related to safety assessment reviews in low-level radioactive water disposal facilities. We will first review and analyze recent developments of safety models and verification techniques suggested by the International Atomic Energy Agency. The approved safety assessment conducted at the Texas Andrews site will be intensively evaluated as our major references. Other nations having similar site characterizations to Taiwan will be selected for further references focusing on what models, procedures, and results they employed for fulfilling the regulation requirements. With these intensive literature reviews, we will build the clear linkage between what data and results the applicant should prepare for safety assessment with respect to what key issues should be concerned in safety assessment on the regulation side. The purpose is to improve the review techniques and enhance the review guidelines on all aspects related to safety assessment. Suggestions on revision of broad issues related to safety assessment in the Review Guidelines on Safety Assessment of Low-Level Waste Disposal Repository will be provided to improve review capabilities of regulators and to enhance safety assessment techniques of applicants.

目錄

摘要.....	i
Abstract.....	ii
圖目錄.....	vi
表目錄.....	ix
第一章、前言.....	1
第二章、國際核能安全管制機構最終處置安全分析模式與架構.....	4
2.1 ISAM 計畫案例一：地窖設施案例(Vault Test Case).....	4
2.1.1 VTC 處置方式.....	5
2.1.2 VTC 場址特性.....	6
2.1.3 VTC 所採用安全評估架構.....	6
2.1.4 VTC 所採用安全分析模式.....	8
2.1.5 VTC 案例分析結果.....	8
2.1.5.1 VTC 設計情節評估結果.....	8
2.1.5.2 VTC 人員闖入情節評估結果.....	12
2.2 ISAM 計畫案例二：已存在設施案例(Radon Test Case).....	13
2.2.1 RTC 處置方式.....	13
2.2.2 RTC 場址特性.....	15
2.2.3 RTC 所採用安全評估架構.....	15
2.2.4 RTC 所採用安全分析模式.....	20
2.2.5 RTC 案例分析結果.....	21
2.3 ISAM 計畫案例三：豎井案例(Borehole Test Case).....	24
2.3.1 BTC 處置方式.....	25
2.3.2 BTC 場址特性.....	27
2.3.3 BTC 所採用安全評估架構.....	28
2.3.4 BTC 所採用安全分析模式.....	30
2.3.5 BTC 案例分析結果.....	34

第三章、美國德州 Andrews Site 所採用安全分析模式架構與成果.....	41
3.1 Andrew Site 背景說明.....	41
3.2 層級審查過程 (Tier Review Process).....	42
3.3. Andrew Site 處置方式.....	44
3.4 Andrew Site 場址特性.....	52
3.4.1 氣象與氣候.....	52
3.4.2 地表水文.....	52
3.4.3 水文地質與地下水文.....	52
3.4.4 土工與地化特性.....	53
3.4.5 自然資源.....	54
3.5. Andrew Site 所採用功能評估(performance assessment)架構.....	54
3.6 Andrew Site 所採用安全分析模式.....	57
3.7 Andrew Site 功能評估結果.....	58
3.7.1 功能評估結果.....	58
3.7.1.1 G3 路徑評估結果.....	60
3.7.2 敏感度與不確定性分析.....	61
第四章、國際上低放處置所採用之安全評估審查技術.....	64
4.1 加拿大 DGR 處置方式.....	64
4.1.1 DGR 場址特性.....	65
4.1.2 DGR 安全分析架構.....	66
4.1.2.1 DGR 所建構概念模式.....	67
4.1.2.2 DGR 確認分析案例.....	69
4.1.2.3 DGR 安全分析程式.....	69
4.1.3 DGR 安全評估成果.....	71
4.1.3.1 自然演化情節評估結果.....	71
4.1.3.2 人員闖入情節劑量評估結果.....	72
4.1.3.3 豎井封塞嚴重失效情節評估結果.....	73
4.1.3.4 鑽探孔封塞不良情節評估結果.....	73

4.1.3.5 垂直斷層情節評估結果	74
4.1.4 DGR 安全評估成果彙整	74
4.2 瑞典中低放射設性廢棄物處置設施 SFR 處置方式	75
4.2.1 處置設施說明	75
4.2.2 瑞典 SFR 安全分析架構	77
4.2.2.1 輻射暴露情節研擬	77
4.2.2.2 安全評估架構	78
4.2.3 安全評估分析結果	78
4.3 日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術要項	81
4.3.1 參考情節說明	82
4.3.2 地質圈評估程式說明	83
4.3.3 參考情節地質圈模擬結果	84
4.3.4 變異情節說明及評估結果	84
第五章、安全評估審查關鍵議題與申請者提供資料之對應關聯	88
第六章、審查導則有關處置設施安全評估章節之精進建議	93
第七章、結論與建議	125
參考文獻	127

圖目錄

圖 2.1 地窖設施案例處置方式.....	6
圖 2.2 設計情節之液體傳輸交互矩陣圖.....	7
圖 2.3 RTC 案例處置方式.....	15
圖 2.4 RTC 案例第一次評估基本情節概念模式架構.....	16
圖 2.5 RTC 案例第二次評估基本情節概念模式架構.....	17
圖 2.6 RTC 案例第二次評估蓋層侵蝕情節概念模式架構.....	18
圖 2.7 RTC 案例第二次評估氬氣情節概念模式架構.....	18
圖 2.8 RTC 案例第二次評估含水層汙染情節概念模式架構.....	19
圖 2.9 RTC 案例第二次評估人類入侵之農夫情節概念模式架構.....	20
圖 2.10 RTC 案例第二次評估人類入侵之開挖情節概念模式架構.....	20
圖 2.11 RTC 案例基本情節井水核種活度.....	21
圖 2.12 RTC 案例第二次評估地窖 A(B)不同情節年總劑量變化.....	23
圖 2.13 RTC 案例第二次評估地窖 C 不同情節年總劑量變化.....	23
圖 2.14 RTC 案例第二次評估地窖 A(B)含水層汙染情節主要核種總劑量變化.....	24
圖 2.15 RTC 案例地窖 A(B)假設不同蓋層厚度變化之氬氣情節總劑量差異.....	24
圖 2.16 BTC 案例處置設施與場址示意圖.....	25
圖 2.17 BTC 案例豎井剖面圖.....	26
圖 2.18 BTC 案例處置單元近場示意圖.....	26
圖 2.19 BTC 案例從處置單元放射源之活度移動路徑示意圖.....	28
圖 2.20 BTC 案例之源-路徑-受體分析示意圖.....	29
圖 2.21 BTC 案例農夫情境之地質圈假設示意圖.....	31
圖 2.22 BTC 案例農夫情境之地質圈概念模型示意圖.....	31
圖 2.23 BTC 案例農夫情境之物料衰變鏈.....	32
圖 2.24 BTC 案例獵人與採集者情境之開鑿與汙染源示意圖.....	34
圖 2.25 BTC 案例農夫情境處置鋼桶水中 11 個核種濃度.....	35
圖 2.26 BTC 案例農夫情境未飽和層之核種濃度.....	35
圖 2.27 BTC 案例農夫情境含水層之核種濃度.....	36
圖 2.28 BTC 案例農夫情境井水之核種濃度.....	36
圖 2.29 BTC 案例農夫情境各核種之平均 TEDE.....	37
圖 2.30 BTC 案例農夫情境之 TEDE.....	37
圖 2.31 BTC 案例獵人與採集者情境受限參數之核種外釋率變化.....	38
圖 2.32 BTC 案例獵人與採集者情境中等參數之核種外釋率變化.....	38
圖 2.33 BTC 案例獵人與採集者情境採用受限參數自蟲體之攝取劑量.....	39
圖 2.34 BTC 案例獵人與採集者情境採用受限參數自蟲體鑽掘土壤之外部劑量.....	39

圖 2.35 BTC 案例獵人與採集者情境採用中等參數自蟲體之攝取劑量.....	40
圖 2.36 BTC 案例獵人與採集者情境採用中等參數自蟲體鑽掘土壤之外部劑 量.....	40
圖 3.1 Andrew Site 地理位置.....	41
圖 3.2 Andrew Site 空照圖(日期：7/19/2011).....	45
圖 3.3 Andrew Site 處置場配置.....	45
圖 3.4 加勁混凝土圓柱形處置容器.....	46
圖 3.5 加勁混凝土長方體處置容器.....	46
圖 3.6 CWF 處置單元之覆蓋與襯砌斷面圖.....	47
圖 3.7 FWF-CDU 處置單元之覆蓋與襯砌斷面圖.....	47
圖 3.8 FWF-NCDU 處置單元之覆蓋與襯砌斷面圖.....	48
圖 3.9 Andrew Site 覆蓋系統設計概念.....	49
圖 3.10 Andrew Site 覆蓋層的設計概念.....	50
圖 3.11 Andrew Site 功能障壁覆蓋層示意圖.....	50
圖 3.12 Andrew Site 生物障壁覆蓋層示意圖.....	51
圖 3.13 Andrew Site 蒸發蒸散覆蓋層示意圖.....	51
圖 3.14 Andrew Site 地質剖面(A-A')位置圖.....	53
圖 3.15 Andrew Site A-A'剖面水文地質概念模型.....	53
圖 4.1 DGR 處置設施地圖/處置方式組合圖.....	64
圖 4.2 DGR 場址鑽探岩心井錄(logging).....	65
圖 4.3 DGR 地區地下水的水力傳導係數分布.....	66
圖 4.4 DGR 安全評估架構.....	67
圖 4.5 DGR 處置設施核種傳輸機制.....	68
圖 4.6 DGR 安全評估所使用的程式及功能說明.....	70
圖 4.7 FRAC3DVS-OPG 程式計算 DGR 區域的地下水流速結果.....	70
圖 4.8 T2GGM 程式處置設施氣體飽和度計算結果.....	71
圖 4.9 自然演化情節核種自處置設施外釋之釋出率計算結果.....	71
圖 4.10 人員闖入情節核種之釋出率計算結果.....	72
圖 4.11 人員闖入情節核種之劑量評估結果.....	73
圖 4.12 豎井封塞嚴重失效情節劑量評估結果.....	73
圖 4.13 鑽探孔封塞不良情節劑量評估結果.....	74
圖 4.14 瑞典低放射性廢棄物處置場 SFR-1 示意圖.....	76
圖 4.15 長期氣候自然演化下 SFR 處置設施的變化情形.....	77
圖 4.16 SFR 安全評估報告之內容架構.....	78
圖 4.17 主要情節(氣候自然演化)劑量評估結果(依處置場單元).....	79
圖 4.18 主要情節(氣候自然演化)劑量評估結果(依不同核種).....	80
圖 4.19 主要情節(考量溫室效應)劑量結果.....	80
圖 4.20 不同情節下總計之風險.....	81

圖 4.21 H12 報告核種在地下水中遷移之示意圖.....	82
圖 4.22 H12 報告中地質圈核種遷移途徑分析模式圖.....	83
圖 4.23 根據裂隙網路模式模擬之核種外釋結果.....	84
圖 4.24 H12 報告中之變異情節示意圖.....	85
圖 4.25 變異情節分析結果.....	86
圖 4.26 抬升/侵蝕變異情節分析結果與天然鈾礦及花崗岩之比較	87
圖 4.27 氣候與海平面變遷變異情節分析結果.....	87
圖 5.1 以 XMind 建立正常情節劑量評估之架構圖	92

表目錄

表 2.1 核種自處置設施外釋至未飽和層釋出率計算結果.....	9
表 2.2 核種自未飽和層外釋至飽和層的釋出率計算結果.....	9
表 2.3 核種在地下水中的濃度計算結果.....	10
表 2.4 飲用井水的輻射劑量計算結果.....	10
表 2.5 氣體傳輸評估結果.....	11
表 2.6 固體傳輸評估結果.....	11
表 2.7 人員闖入情節評估結果.....	12
表 2.8 地窖 A 所存放核種與活度清單.....	14
表 2.9 地窖 B 所存放核種與活度清單.....	14
表 2.10 地窖 C 所存放核種與活度清單.....	14
表 2.11 地窖 D 所存放核種與活度清單.....	14
表 2.12 RTC 案例第二次評估不同情節下各核種峰值劑量(單位：sV/yr).....	22
表 2.13 BTC 案例所存放核種與活度清單.....	27
表 2.14 BTC 案例安全評估之全系統互動矩陣表.....	29
表 2.15 BTC 案例地質圈互動矩陣表.....	32
表 2.16 BTC 案例農夫情境之物料半衰期與活度清單.....	33
表 2.17 BTC 案例獵人與採集者情境之二種參數設定.....	34
表 3.1 Andrew Site RCRA 物料清單.....	55
表 3.2 Andrew Site 11e(2)副產品物料清單.....	55
表 3.3 Andrew Site 所採用暴露路徑模型.....	57
表 3.4a Andrew Site 功能評估 10,000 年劑量結果.....	59
表 3.4b Andrew Site 功能評估劑量結果(續).....	60
表 3.5 G3 路徑 RESRAD 輸入參數.....	61
表 3.6 G3 路徑 RESRAD 評估結果.....	61
表 3.7 HELP 的敏感度分析控制變因.....	62
表 3.8 HELP 的入滲速率敏感度分析結果比較.....	62
表 3.9 RESRAD 的敏感度分析控制變因.....	62
表 3.10 RESRAD 的 G3 路徑劑量敏感度分析結果比較.....	62
表 3.11 RESRAD 的不確定性分析控制變因.....	63
表 3.12 RESRAD 的 G3 路徑劑量不確定性分析結果比較.....	63
表 4.1 DGR 處置設施各種處置情節劑量及外釋率評估結果.....	75
表 5.1 廢棄物描述關鍵議題.....	88
表 5.2 核種傳輸特性關鍵議題.....	88
表 5.3 正常狀況之輻射劑量關鍵議題.....	89
表 5.4 異常狀況之輻射劑量關鍵議題.....	90
表 5.5 核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制關鍵議題.....	90

表 5.6 評估結果與法規限值關鍵議題.....	90
表 5.7 設備操作關鍵議題.....	91
表 5.8 闖入者防護關鍵議題.....	91
表 5.9 長期穩定性關鍵議題.....	91
表 6.1 低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則修正建議表.....	96

第一章、前言

國內放射性廢料處置依據放射性廢料管理方針第2章第8條所述「放射性廢料之最終處置，採境內、境外並重原則，積極推動；不論境外是否可行，仍應在境內覓妥處置場址備用」。民國95年5月24日所公布之「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」，希望藉由法定程序之規定與推動，使最終處置場址之選址工作能達到技術專業化與資訊透明化之要求，使最終處置選址工作得以順利推動，以徹底解決我國低放射性廢棄物處置課題，維護國家永續發展兼顧民眾安全健康與環境保護。經濟部已於99年9月10日公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」等2處為低放射性廢棄物最終處置設施潛在場址，於101年7月3日核定公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」2處為建議候選場址。原能會物管局為審查台電公司「低放射性廢棄物最終處置計畫書」之主管機關，積極要求台電公司就現已建置之低放處置技術發展成果加以整合為「低放射性廢棄物最終處置技術可行性評估報告」，以增進民眾對處置安全性之了解，並提升民眾對低放處置設施接受度。(中興工程，2013)

國內多年來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)、安全審查規範(李境和，2007)、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研究(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)、設施安全分析源項審查技術(陳智隆、賴仁杰，2012)、情節分析審查技術發展(吳禮浩，2012)等議題，雖已投入諸多人力與資源，但由於處置技術之發展除所涉及面向相當廣泛，涵蓋地球科學、水文、地質、工程等，所需之科研人力與資源相對於國外先進技術已純熟國家而言，國內之研發能量仍在起步階段且相對不足。

從國際上在處置設施安全評估之技術發展而言，國際原子能總署(IAEA)之相關技術報告中，針對近地表核廢料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。對於地表核廢料污染場址整治所需相關技術亦有論文集出版(IAEA, 2009)。最新發展為針對處置設施重新定義安全事例與安全評估規範(IAEA, 2012)。此外近年來由於模式發展突飛猛進，IAEA 邀請國際知名學者針對最終處置安全分析模式研析相關技術導則(IAEA, 2013)，針對國際上現有應用於放射性廢棄物處置之安全分析模式進行模式評比與檢視。

而美國原子能總署(NRC)對低階核廢料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。2004年NRC邀請跨部會屬在美國新墨西哥州舉辦環境模式國際研討會，針對核種之水力地化反應傳輸模式進行探討(NRC, 2006)。2012年NRC更進一步重新檢討其低放審查導則10CFR PART61之修訂，

包括處置功能評估期限由先前 1,000yr 提高至 10,000yr 與 dose peak after 10,000yr、增加 inadvertent intruder protection、修訂 FEP 情節分析與 Waste acceptance criteria (NRC, 2012)，雖尚未核定通過，但從管制觀點而言其安全要求將嚴格 10 倍，對目前國內低放陸地之淺層處置而言將不易達成，其未來衝擊值得進一步追蹤。

美國現有處置場址除新墨西哥州之 WIPP 為 Sandia National Laboratories 所負責於 1999 年開始運轉，為地底下 2150 ft 天然鹽岩層之處置場址(National Academic Press, 1996)。在地表處置部分於 2004 年 8 月 4 日由 Waste Control Specialists(WCS) 公司於向德州環境品質委員會(Texas Commission on Environmental Quality, TCEQ)提出於 Andrews 郡設置低放射性廢棄物處置場的執照申請，歷經 4 年多的審查，TCEQ 已於 2009 年 1 月 14 日核准該申請案(TCEQ, 2009)。

加拿大低放處置以以深層地質處置場(Deep Geologic Repository, DGR)為主，依據核能安全管制法(Nuclear Safety and Control Act)，於 2000 年成立加拿大核能安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)，其核廢棄物管理機構為 Nuclear Waste Management Organization (NWMO)，CNSC 的廢棄物管理策略為要求廢棄物擁有者與管理設施運轉者依法負責廢棄物安全管理之責任。其期程規劃為在 2009 年針對環境評估(Environmental Assessment, EA)提出報告，及完成第一版安全分析案例，2010 年完成初步設計報告及第二版安全分析案例，2011 年為執照申請階段，已完成封閉前安全評估報告及環境衝擊評估報告提送審查，期望於 2012 年取得建造執照，於 2018 年完成建造後能順利運轉開始接收廢棄物(張福麟，2011)。其相關進展亦是本計畫未來持續追蹤重點之一。此外 Posiva Oy 於 2012 亦向芬蘭 Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK)提出高放場址申請，若可通過審查將於 2015 開始建造，芬蘭之相關安全評估審查進展若可順利取得相關文件，亦是本研究重要參考依據。

而亞洲鄰近國家日本 JNC 之 H12 (Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan) 報告雖為針對高階核廢料最終處置所需，但其技術支援報告 3(Safety Assessment of the Geological Disposal System) 即為針對安全評估所研析，亦應可提供相當參考依據。

在低放射性廢棄物最終處置管制技術規範的研訂方面，物管局於 101 年度初步完成「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)」。目的在依安全管制需求，逐步建立低放射性廢棄物最終處置相關之管制技術規範及審查技術，使設施設計、安全評估及施工營運能確保安全(物管局，2012)。為提升管制技術及持續精進管制規範，本研究擬就低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究，透過蒐集、研析國際重要文獻及技術研發重點彙整，以適時提升該項關鍵管制技術議題之技能與規範的精進。

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，在於彙整國外放射性廢棄物處置設施安全評估審查技術，研析國內在安全評估審查技術發展所面臨問題與精進對策。而在長程目標可協助建立管制單位對於處置安全評估獨立審查及分析之能力。

第二章、國際核能安全管理機構最終處置安全分析模式與架構

本章主要在彙整 IAEA 近年來對最終處置安全分析模式發展現況，並分析其對模式驗證技術之發展趨勢，以提供國內處置工作執行者在安全分析模式選取與驗證工作之參考。主要內容為整理 IAEA 「Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities -Volume 2」(IAEA, 2004)技術報告之三個假設案例之安全評估工作內容。

由於淺地表處置已被廣泛應用於低階與中階核廢料處置，到 1990 年代雖然處置場址的長期安全評估方法已建立，但往往不同評估方法或模式之結果卻存在明顯差異，IAEA 從 1990 到 1995 執行「Near-Surface Radioactive Waste Disposal safety Assessment Reliability Study (NSARS)」的合作研究計畫(Coordinated Research Project, CRP)，以改善安全評估方法的可信度。1997 年 IAEA 提出一新的合作研究計畫開始被執行，稱為「Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities (ISAM)」。ISAM 計畫以 NSARS 經驗為基礎加以發展，並致力於設施封閉後安全評估方法與工具的關鍵性評核(李境和，2010)。CRP 計畫的成果最後產出為 2004 年之「Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities」(IAEA, 2004a, 2004b)，共有 2 冊，Volume 1 主要針對安全評估方法與工具之回顧與強化進行探討，Volume 2 主要以三個假設案例進行安全評估工作完整說明。

根據 ISAM 的建議，執行者在申請設置低放射性廢棄物最終處置設施時，必須提出該設施的安全評估報告。安全評估工作前須確認下列事項：

- (1) 影響處置場長期功能的特徵(feature)、事件(events)及過程(processes) (FEPs)。
- (2) 影響處置場的可能發生情節。
- (3) 核種可能遷移至人類與環境之各種途徑。
- (4) 廢棄物、場址特性及工程材料與結構之資料正確性。
- (5) 處置概念及數學模式之合理性與正確性。

為測試 ISAM 計畫方法，IAEA 提出三個案例測試：現在的設施(地窖設施 Vault Test Case)、已存在設施(1960 年代建立的處置窖、豎井及地窖，Radon Test Case)及未來為報廢密封射源的處置設施(豎井設施 Borehole Test Case)。所有三個案例分析重點皆僅為評估對人類之輻射衝擊，並不探討化學或生物毒性危害，且僅針對處置場址封閉後之安全評估，並不包含運轉階段之安全評估。以下針對此三個案例進行整理說明。

2.1 ISAM 計畫案例一：地窖設施案例(Vault Test Case)

地窖設施案例(VTC)為假設選址完成後所進行之安全評估，由於選址過程之評估受限於資料取得或方法過於簡略，因此進行此案例。此案例之目的在確認最重要之不確定性、是否有需要額外資料蒐集或可替代之概念模式。此案例

希望達到之管制架構(Regulatory Framework)需求有 5 點：

- (1) 管制之獨立安全(Independence of safety from controls)：廢棄物之封閉與阻絕不應依賴未來世代之行動。
- (2) 未來之有效性(Effective in the future)：對未來世代健康之衝擊不應超過現在之標準。
- (3) 最佳化(Optimization)：在考量經濟與社會因子下，對公眾之輻射損害需達合理抑低(ALARA)。
- (4) 輻射保護標準(Radiological protection criteria)：正常暴露情節之劑量不可超過 0.3 mSv/y，人類闖入情節之暴露劑量不可超過 10 mSv/y。
- (5) 額外管制需求(Additional regulatory requirement)：運轉封閉後之主動監管不可超過 100 年。主動監管結束後，經營者需提供被動監管期間之任何假設條件相關文件。

2.1.1 VTC 處置方式

本案例之地窖設施是近地表地上處置設施(如圖 2.1)，每個處置窖由 0.3~0.5m 厚的混凝土製造，可存放 8 個 200 公升廢料桶；處置區域範圍為 210 公尺×170 公尺，可以容納 20 個混凝土處置窖，其他保留 200 公尺作為緩衝區域及廢料處理作業區。整個處置場總容量可以存放 37536 桶。

每個混凝土窖放滿 8 個廢料桶後，隨即以噴漿(grouting)將剩餘的空間填滿形成單一體(monolith)，20 個混凝土窖放滿後，周圍以回填材料填滿空隙，然後進行上方覆蓋。覆蓋層首先以黏土夯實作為不透水層，防止雨水滲入，接著再以細砂及礫石材料分層覆蓋。

預期處置場作業期間約為 30 年，之後即封閉進入監管期。封閉之後的前 100 年稱為主動監管期(active institutional control)，這段期間有人員駐守進行環境的監測，覆蓋層及圍牆的損壞會進行維修，以防止人員及動物的闖入；接著 100~300 年間則是進行被動監管期(passive institutional control)，這段期間不再有人員駐守，覆蓋圍牆的損壞亦不再維修，只保留警示標誌，提醒該地區設有放射性廢棄物處置設施；300 年之後就不再進行任何的監管措施。

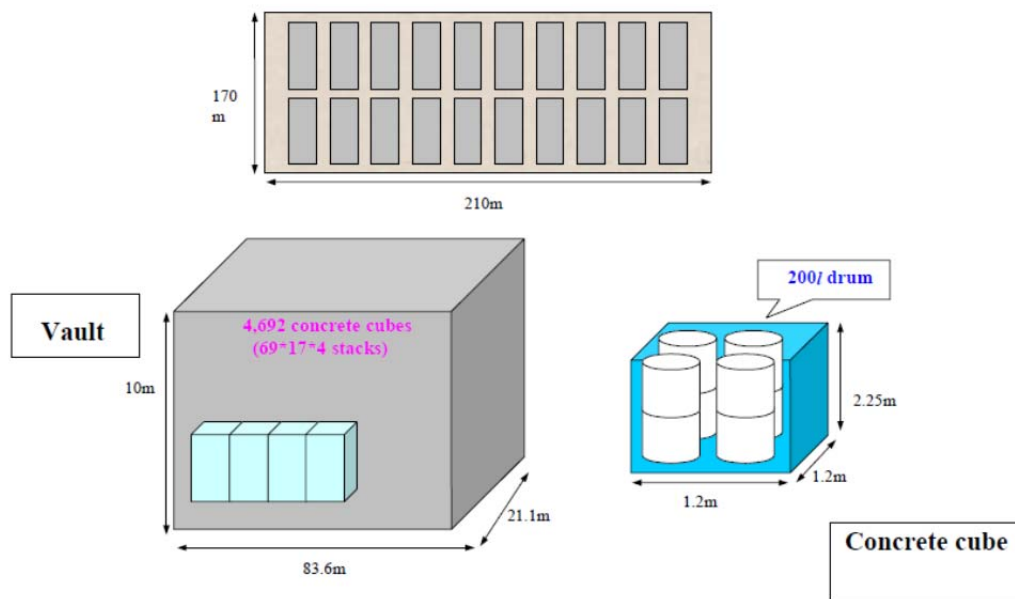


圖 2.1 地窖設施案例處置方式

2.1.2 VTC 場址特性

本案例假想處置設施位於非洲南非共和國西北方 Vaalputs 地區。該地區自地表以下 50~70 公尺為未飽和層風化層，包括紅土、礫石、細沙、黏土(高嶺土)等；接著為原始火山沉積變質的花崗片麻岩及變質火山岩；接著為前寒武紀結晶花崗岩層基盤，整體構造相當複雜。風化層以下為飽和層，有數道裂隙穿過其間，形成主要地下水流及核種可能傳輸之管道。

這個地區十分乾燥，屬於半沙漠地帶，居民主要從事游牧，因此可能的暴露途徑是引用此地區的地下水，以及游牧牛羊飲用汙染地下水後，居民再藉由食入這些動物肉類或乳品的食物鏈關係遭受輻射暴露。該地區的天然背景輻射劑量為 2.25 毫西弗/年。

2.1.3 VTC 所採用安全評估架構

根據 IAEA-ISAM 所建議的安全評估架構，首先須發展參考情節(reference scenario)，參考情節一般是被認為是處置設施封閉後在自然情況下最可能發生的情節，另外類似的名詞，如正常演化(normal evolution)、設計情節(design scenario)、基本案例(base case)、中心(central)等大致都與參考情節的意義相當；另外則是替代情節(alternative scenarios)，這是當設施有其他的變動、損壞情況下的影響情節，類似的名詞有：改變演化(alter evolution)、惡化演化(deteriorated evolution)，以及破壞(disruptive)等等。

在地窖設施這個案例分析中，IAEA 採用的參考情節，考慮的有液體傳輸、氣體傳輸及固體傳輸三個情節；在替代情節部分則是考慮當處置設施 300 年結束監管期後，有人員闖入情節。在參考情節方面：假定設施封閉後前 100 年，

設施上方覆蓋仍舊維持完整，因此仍可充分避免雨水滲入設施，只有少數間隙的水分存在於工程障壁之中；然而廢料桶的腐蝕作用已開始發生，金屬腐蝕產生的氣體如氫蒸氣及 ^{14}C 會穿透釋放至設施外；100 年至 300 年間，設施的損壞不再維護，因此雨水的滲漏增加並且與廢棄物開始接觸，放射性核種因瀝濾作用至滲漏水中，開始在未飽和層中傳輸；300 年後結束監管，假定廢料桶腐蝕毀壞、廢棄物與混凝土、周圍土壤混和，則放射性核種在此混和體中(視為孔隙介質)外釋傳輸。此外腐蝕性氣體的釋放也持續增加。另一方面，設施此時因結束監管，因此有人員進入此區域從事居住及農耕等活動，固體廢棄物可能在鑽井取水的過程中直接被挖出致使人員遭受輻射暴露，人員也可能因飲用井水遭受輻射劑量。

IAEA-ISAM 所建議的方法，先將上述情節所描述的 FEPs 進行列表、確認、分類及篩選，然後依照處置設施、地質圈、生物圈等三個次系統分別編號及列表。IAEA-ISAM 採用交互矩陣方法(Interaction Matrix, IM)進行分析。首先根據每個次系統的特性訂出主要對角線元素(Leading Diagonal Elements, ODEs)，再依據各個元素間的交互作用特性訂出非對角線元素，藉此將系統中需要探討的各種作用描繪成一個完整的矩陣。下圖以設計情節/液體傳輸為例，做成的矩陣圖。液體傳輸的起點為圖中 5.5 覆蓋(cover)，雨水由此覆蓋滲漏之後，放射性核種藉由瀝濾過程由廢料體外釋至未飽和層地下水(對角線 6.6)，然後經由飽和層(對角線 7.7)傳輸至生物圈形成劑量(對角線 12.12)。

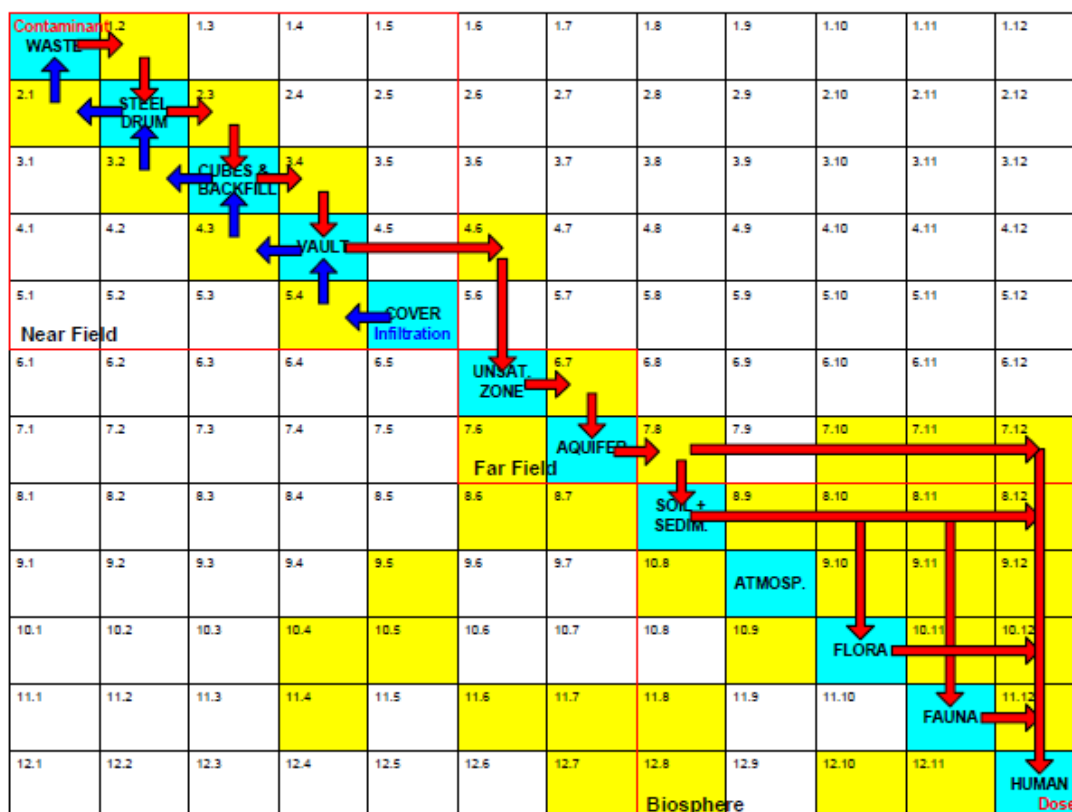


圖 2.2 設計情節之液體傳輸交互矩陣圖

假設廢棄物鋼桶在前 100 年完好無缺，爾後逐漸開始進行物理性剝蝕 500 年與化學性剝蝕 1000 年，因此覆蓋在前 100 年之主動監管期完整，在 500 年後入滲將無法防止。根據 IAEA 的建議，設計情節所接受的輻射劑量每年不超過 0.3 毫西弗；至於人類闖入情節則是以 10 毫西弗/年為原則。

2.1.4 VTC 所採用安全分析模式

在設計情節-液體傳輸情節，有兩組不同的分析模式及人員(Chang-Lak Kim and Richard Little)分別進行，並將結果進行比較以作為驗證，同時也提供分析結果的信賴度。其中，Kim 採用 DUST-MS 程式來模擬處置設施外釋及未飽和層的地下水流及核種擴散傳輸，DUST-MS 是以有限差分法發展之數值模擬程式，飽和層的傳輸至井所在位置則是採用 GWSCREEN 程式採用平流延散解析解來模擬計算。另外一位評估者 Little 則是採用 AMBER 程式進行評估包含處置設施、非飽和層、飽和層與生物圈。設計情節-氣體及固體傳輸則是由 Little 撰寫數學模式及計算機程式，納入在 AMBER 程式區塊中執行。人類闖入情節部分則有 Lieteva 及 Little 兩位評估人員，前者是採用 RESRAD 程式，後者仍然是使用 AMBER 程式，

2.1.5 VTC 案例分析結果

2.1.5.1 VTC 設計情節評估結果

設計情節依照液體傳輸、氣體傳輸與固體傳輸三個部分進行分析，其結果分述如下：

(1) 液體傳輸評估結果

液體傳輸情節主要依照處置設施、未飽和層、飽和層、地質圈、生物圈四個子系統，由內而外進行以下幾項分析：

- 核種自處置設施外釋至未飽和層的的釋出率
- 核種自未飽和層外釋至飽和層的的釋出率
- 核種在地下水中的濃度
- 飲用井水導致的個人輻射劑量

核種自處置設施外釋至未飽和層釋出率

Kim 及 Little 的評估結果如表 2.1 所示。釋出率結果大致分為兩群，短半化期及分配係數低(吸附性低)之放射性核種，如 ^3H 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{129}I 、 ^{137}Cs 、 ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 及 ^{241}Am 等，其釋出率峰值較早出現；另外長半化期及分配係數較高的核種，如 ^{14}C 、 ^{59}Ni 、 ^{234}U 、 ^{238}U 、 ^{239}U 等，釋出率峰值較晚出現。與 Kim 相比，Little 分析的結果釋出率峰值時間較晚，因此半化期較短的核種如 ^3H 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 等衰變較多，導致其釋出率亦較低。

表 2.1 核種自處置設施外釋至未飽和層釋出率計算結果

核種	Kim		Little	
	時間(年)	釋出率峰值 (貝克/年)	時間(年)	釋出率峰值 (貝克/年)
³ H	320	1.1E+4	200	2.2E+7
¹⁴ C	8600	7.7E+6	7000	7.7E+6
⁵⁹ Ni	6100	1.7E+6	3000	1.8E+6
⁶³ Ni	700	4.4E+7	500	2.2E+7
⁹⁰ Sr	520	1.7E+5	200	5.1E+7
⁹⁹ Tc	520	1.4E+8	600	4.4E+7
¹²⁹ I	1000	5.5E+6	1000	4.7E+6
¹³⁷ Cs	540	2.3E+3	200	1.9E+7
²³⁴ U	42000	5.4E+5	20000	4.5E+5
²³⁸ U	42000	5.4E+5	20000	4.7E+5
²³⁸ Pu	1100	1.1E-6	500	1.1E-1
²³⁹ Pu	34000	4.4E+3	30000	4.4E+3
²⁴¹ Pu	520	6.3E-16	200	2.1E-4
²⁴¹ Am	2400	1.3E+2	1000	4.7E+2

核種自未飽和層外釋至飽和層的釋出率

表 2.2 顯示：由於未飽和層具有低滲透率(1.8×10^{-2} m/y)及核種吸附作用，因此大幅降低核種外釋至飽和層的釋出率，只有 ¹⁴C、⁹⁹Tc、¹²⁹I、²³⁴U、²³⁸U 等 5 個核種外釋峰值超過 100 貝克/年，⁹⁹Tc 是峰值最快出現時間 2500 年，其他 U 系列核種都在 50000 年左右。兩位評估的結果都非常接近。

表 2.2 核種自未飽和層外釋至飽和層的釋出率計算結果

核種	Kim		Little	
	時間(年)	釋出率峰值 (貝克/年)	時間(年)	釋出率峰值 (貝克/年)
¹⁴ C	31000	3.3E+5	30000	3.7E+5
⁹⁹ Tc	2500	1.8E+7	2500	1.9E+7
¹²⁹ I	6900	1.3E+6	8000	1.4E+6
²³⁴ U	65000	5.2E+5	40000	4.1E+5
²³⁸ U	65000	5.2E+5	50000	4.6E+5

核種在地下水中的濃度

核種自飽和層釋出至地質圈後，地質環境沒有有效遲滯¹⁴C、⁹⁹Tc、¹²⁹I、²³⁴U、²³⁸U等關鍵核種的能力，加上核種沿著裂隙快速傳輸(2年之內)，導致地質圈地下水的濃度評估結果與飽和層相當(如表 2.3)。這部分兩位評估者的計算結果亦相當一致。

表 2.3 核種在地下水中的濃度計算結果

核種	Kim		Little	
	時間 (年)	地下水濃度峰值 (貝克/立方米)	時間 (年)	地下水濃度峰值 (貝克/立方米)
¹⁴ C	31000	6.7E+1	30000	4.4E+1
⁹⁹ Tc	2400	3.7E+3	2500	2.2E+3
¹²⁹ I	7000	2.7E+2	8000	1.7E+2
²³⁴ U(1)	73000	1.3E+2	50000	5.5E+1
²³⁸ U(2)	59000	1.1E+2	50000	5.5E+1
²³⁰ Th*	120000	1.6E-1	100000	2.3E-2
²²⁶ Ra*	120000	2.8E+0	100000	1.4E-1
²¹⁰ Pb*	120000	9.3E+0	100000	2.3E-1
²¹⁰ Po*	120000	4.0E+0	100000	4.6E-1

飲用井水導致的個人輻射劑量

劑量評估的結果如表 2.4 所示。除了 U 系列的核種之外，¹⁴C、⁹⁹Tc、¹²⁹I 是劑量最關鍵的三個核種，其中 ¹²⁹I 的食入劑量轉換因數高於 ⁹⁹Tc，因此成為劑量最高的貢獻核種。Kim 的計算只考慮飲用井水途徑，Little 的評估模式則是考慮所有的體內暴露途徑，因此評估報告中將 Little 的飲用井水途徑單獨列出，與 Kim 的計算作一比較，結果兩者亦相當一致。

表 2.4 飲用井水的輻射劑量計算結果

核種	Kim		Little		
	時間(年)	飲用水途徑劑量峰值 (西弗/年)	時間(年)	飲用水途徑劑量峰值 (西弗/年)	總劑量峰值 (西弗/年)
¹⁴ C	31000	3.1E-8	30000	2.1E-8	3.6E-7
⁹⁹ Tc	2400	1.9E-6	2500	1.2E-6	2.2E-6
¹²⁹ I	7000	2.3E-5	8000	1.5E-5	2.6E-5
²³⁴ U*	73000	4.2E-6	50000	2.2E-6	2.5E-6
²³⁸ U	59000	4.1E-6	50000	2.4E-6	2.9E-6

²³⁰ Th*	120000	2.7E-8	100000	3.9E-9	2.3E-8(1)
²²⁶ Ra*	120000	6.4E-7	100000	3.1E-9	6.7E-8
²¹⁰ Pb*	120000	5.2E-6	100000	1.3E-7	1.7E-7
²¹⁰ Po*	120000	3.9E-6	100000	4.4E-7	5.3E-7
Total	7000	2.4E-5	8000	1.5E-5	2.6E-5

(2) 氣體傳輸評估結果

³H、¹⁴C 及 ²²²Rn 是氣體傳輸導致個人吸入劑量的三個主要關鍵核種。³H、¹⁴C 及的最高劑量低於 10⁻⁷ 西弗/年；²²²Rn 的劑量在處置設施覆蓋失效之前亦低於 10⁻⁷ 西弗/年，但是當覆蓋失效，上方興建房屋居住後，建築物內的居住個人在 210000 年接受 ²²²Rn 的劑量提高到 1.2×10⁻³ 西弗/年(表 2.5)。

表 2.5 氣體傳輸評估結果

核種	時間(年)	劑量峰值(西弗/年)
³ H	100	1.2E-8
¹⁴ C	100	2.2E-8
²²² Rn from ²³⁴ U chain decay	210 000	1.2E-3
²²² Rn from ²³⁸ U chain decay	1 000 000	1.8E-3
²²² Rn from ²³⁸ Pu chain decay	210 000	1.7E-7
Total	1 000 000	2.0E-3

(3) 固體傳輸評估結果

固體傳輸造成個人劑量發生於3000年後處置設施覆蓋失效，除了U系列核種外，最大劑量由¹⁴C 貢獻(表2.6)。

表 2.6 固體傳輸評估結果

核種	時間(年)	劑量峰值(西弗/年)
³ H	-	-
¹⁴ C	3 000	1.1E-2
⁵⁹ Ni	3 000	2.5E-7
⁶³ Ni	3 000	1.3E-11
⁹⁰ Sr	-	-
⁹⁹ Tc	3 000	4.8E-5

^{129}I	3 000	1.3E-4
^{137}Cs	-	-
^{234}U	200 000	1.4E-2
^{238}U	1 000 000	2.2E-2
^{238}Pu	200 000	2.0E-6
^{239}Pu	3 000	1.0E-3
^{241}Pu	3 000	6.7E-6
^{241}Am	3 000	6.5E-6
Total	1 000 000	2.4E-2

2.1.5.2 VTC 人員闖入情節評估結果

此部分由Lietava以及Little兩位評估者分別進行，結果如下表所示。Lietava假設300年監管期過後，處置設施上方廢棄物即因風化(erosion)及瀝濾(leaching)作用導致核種外釋至環境，誤闖者因此接受輻射劑量，因此劑量峰值出現在300年；Little的模式則是考慮300年監管期過後，誤闖者隨時都可能闖入從事居住農耕活動，因此劑量峰值出現於闖入時的時間。兩者評估結果均顯示： ^{137}Cs 是人員誤闖最主要的輻射劑量貢獻核種(表2.7)。

表 2.7 人員闖入情節評估結果

核種	劑量峰值(西弗/年)	
	Lietava	Little
^3H	3.1E-11	3.7E-11
^{14}C	2.2E-6	4.0E-4
^{59}Ni	8.1E-9	7.3E-9
^{63}Ni	1.1E-5	1.0E-4
^{90}Sr	2.3E-6	1.8E-5
^{99}Tc	2.3E-7	6.6E-7
^{129}I	6.0E-7	3.7E-6
^{137}Cs	4.0E-4	7.0E-4
^{234}U	1.2E-6	1.4E-5
^{238}U	1.3E-6	1.3E-5
^{238}Pu	1.9E-7	2.4E-6
^{239}Pu	6.0E-7	4.2E-5
^{241}Pu	7.3E-7	1.4E-5
^{241}Am	9.0E-7	1.4E-5
Total	4.2E-4	1.3E-3

2.2 ISAM 計畫案例二：已存在設施案例(Radon Test Case)

Radon Test Case (RTC)為假設現有已存在處置設施超過 30 年以上，可能包含處置窖、豎井及地窖等不同處置方式，鑒於新的評估方法或標準已發展，因此需進行再評估工作。所考慮之主要物料存量為短半衰期廢料，約 90%之體積與活度主要為 Cs-137。此案例之目的在確認現存處置在現在與未來是否仍安全，是否有需要額外安全措施。此案例希望達到之管制架構(Regulatory Framework)需求有 4 點：

- (1) 管制之獨立安全(Independence of safety from controls)：廢棄物之封閉與阻絕不應依賴未來世代之行動。
- (2) 未來之有效性(Effective in the future)：對未來世代健康之衝擊不應超過現在之標準。
- (3) 最佳化(Optimization)：在考量經濟與社會因子下，對公眾之輻射損害需達合理抑低(ALARA)。
- (4) 輻射保護標準(Radiological protection criteria)：對任何公眾成員之暴露劑量不可超過 0.1 mSv/y。

2.2.1 RTC 處置方式

本案例之場址區域為半徑 500 m 之圓形，有 5 個開放壕溝存放低階廢料、一個豎井存放封存用過核燃料、三個地窖體積各為 200 m³ 存放固態中階與低階廢料、一個地窖體積 940 m³ 存放固態低階核廢料，處置設施平面圖如圖 2.3 所示。以地窖 A 為例為由 0.3~0.5m 厚的混凝土製造，長寬為 5.5 x 16.25 m，底部為 3.5 m 深，每存放 1.5 m 的廢料就先以混凝土回填，最後再以 30 cm 的砂土、一層磚與瀝青覆蓋上部以阻絕水分接觸。報告中對每一不同處置方式之核種物料存量同時有完整敘述。

地窖 A、地窖 B 與地窖 D 體積皆為 200 m³，地窖 C 體積為 940 m³，地窖 A 之物料清單如表 2.8 所示，地窖 B 之物料清單如表 2.9 所示，地窖 C 之物料清單如表 2.10 所示，地窖 D 之物料清單如表 2.11 所示。此外並有 5 個壕溝於 1965 年存放受廢棄渣滓，總存放體積為 150 m³，主要核種為 Ra-226，平均活度為 37000 Bq/Kg。

表 2.8 地窖 A 所存放核種與活度清單

Radionuclide	Inventory (Bq)
H-3	6.92 E+15
C-14	8.65 E+10
Cl-36	3.74 E+10
Co-60	5.91 E+12
Se-75	2.49 E+ 10
Sr-90	8.73 E+11
Cs-137	7.55 E+13
Eu-152	3.61 E+10
Tm-170	4.67 E+12
Ir-192	5.72 E+11
Ra-226	5.52 E+10
Pu-239	2.15 E+11

表 2.9 地窖 B 所存放核種與活度清單

Radionuclide	Activity (Bq)
Cs-137	1.18 E +14
Co-60	7.56 E+11
Sr-90	2.49 E+11
Th-232	4.89 E+10
Pu-239	1.28 E+10
Tm-170	2.22 E +9
Ir-192	1.04 E +9

表 2.10 地窖 C 所存放核種與活度清單

Radionuclide	Activity (Bq)
Cs-137	3.07 E +14
Pu-239	4.14 E+12
Co-60	2.06 E+12
Sr-90	7.85 E+11
Ra-226 (contaminated soil)	5.83 E+10
Po-210	1.68 E10
Tm-170	6.70 E +9
Ir-192	2.95 E +9

表 2.11 地窖 D 所存放核種與活度清單

Radionuclide	Activity (Bq)
Cs-137	4.06 E+11
C-14	2.89 E+11
Sr-90	6.49 E+10
Y-90	6.49 E+10
Co-60	1.88 E+9

處置場作業期間約為 30~60 年，之後即封閉進入監管期。封閉之後的前 300 年稱為主動監管期(active institutional control)，這段期間有人員駐守進行環境的監測，覆蓋層及圍牆的損壞會進行維修，以防止人員及動物的闖入；接著

300~400 年間則是進行被動監管期(passive institutional control)，這段期間不再有人員駐守，只保留警示標誌，提醒該地區設有放射性廢棄物處置設施；400 年之後就不再進行任何的監管措施。

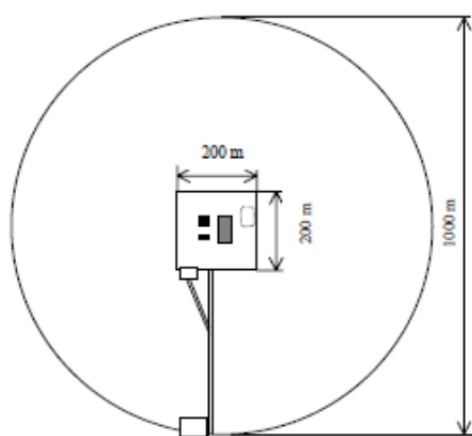


圖 2.3 RTC 案例處置方式

2.2.2 RTC 場址特性

本案例處置設施位於蘇聯的 Volga River 地區為實際現有之處置設施已運轉超過 30 年以上，距該地區之首府約 12 km、最鄰近之村莊約 2 km。場址在一高地上，距場址最鄰近之地表水體約 2~2.5 km，高程低約 80~100 m。該地區未飽和層約達地表下 70~75 公尺，包含砂壤土、壤土與黏土，未飽和層下為厚約 40~60 m 之拘限含水層，受汙染之滲流水會透過井、河川與地表形成主要地下水流及核種可能傳輸之管道。

這個地區屬於溫帶大陸型氣候，場址周邊為農地，居民主要從事洋蔥生產販售為主，其他農作主要為自給自足使用，因此可能的暴露途徑是引用此地區的地表水與地下水，居民再藉由食入這些農產品的食物鏈關係遭受輻射暴露。土壤中的 Ra-226 從開始存放廢料起就持續監測，尚無可檢測出劑量。

初期安全評估在 1995 年進行，先參考文獻上之地質、水文地質、吸附等參數，以 Cs-137, Sr-90 and Co-60 為指標估算，假設核種完全溶解、移棲至母岩、入滲至含水層。由於假設處置單元位於低滲透高吸附壤土層，因此僅有處置單元下方 5-10 cm 壤土為受汙染，但劑量亦尚低而判定為乾淨，因此單元下方 70 m 處之含水層可以被保護而不受汙染。爾後 1997 年又進行一次評估，主要差異在受汙染地下水中上述三個指標核種之濃度分別為 10^4 , 10^5 , 10^6 Bq/l，以持續入滲方式估算，受汙染地下水可達處置單元下方 25 cm。

2.2.3 RTC 所採用安全評估架構

根據 IAEA-ISAM 所建議的安全評估架構，如同前述 VTC 案例先將所有 FEPs 列表透過專家會議討論最終所欲進行安全評估之架構，RTC 團隊共進行二次評估工作，每一次接包含情境設定與模式發展，第一次評估首先發展一簡化

的設計情節為主要案例以進行安全評估，再選取替代情節進行安全評估，模式發展與評估，接著又進行第二次評估。

第一次評估之設計情節基本假設有：氣候與現今相同；監管期為 400 年，其中前 300 年為主動監管，後 100 年為被動監管；生物圈活動與現今相同；不考慮人類入侵。替代情節中自然變因之情節(如洪水、沖蝕、地窖地層下陷、生物入侵等)皆暫不考慮，僅考慮人類入侵情節，包含鑽井、地表工程與場址開發、農場(假設 300 年後有一農場建設)。第一次評估之設計情節所採用的概念模式發展架構如圖 2.4 所示，包含三種處置方式，暴露路徑為透過井、河川與地表逕流，經由牛、魚、鴨、作物、土壤與粉塵再懸浮而至人類。

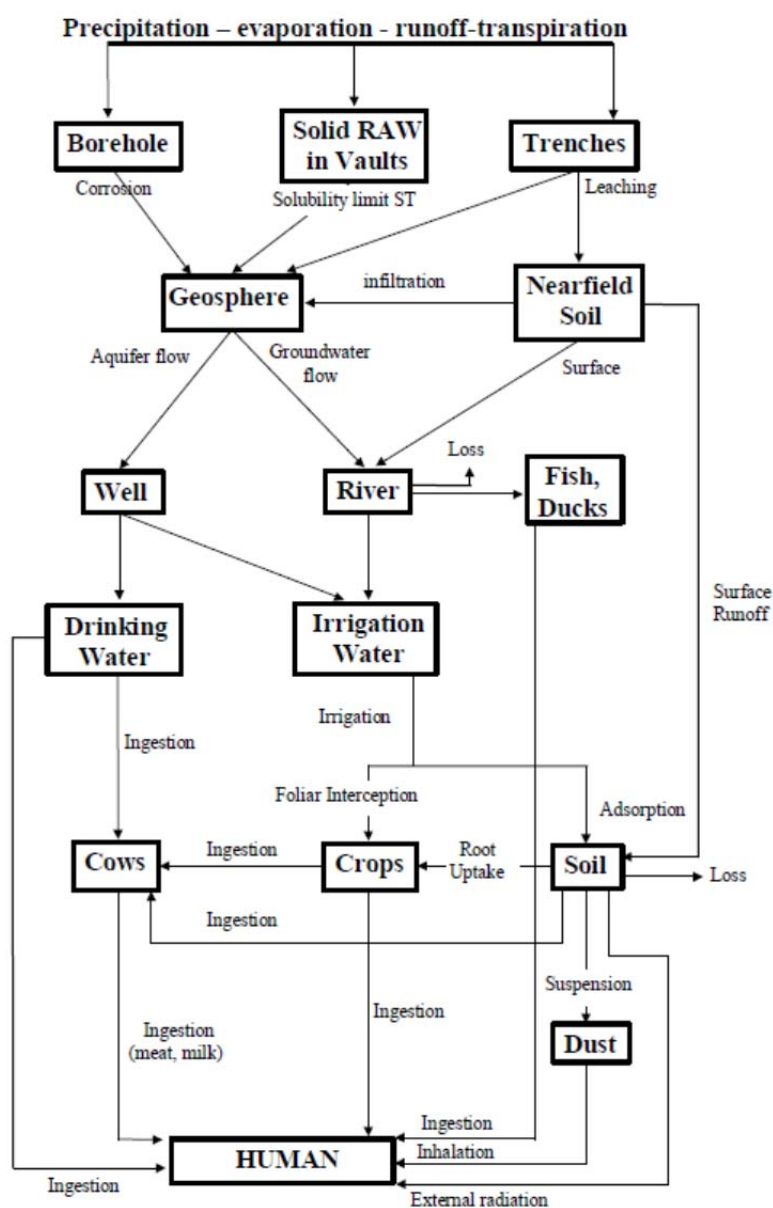


圖 2.4 RTC 案例第一次評估基本情節概念模式架構

第二次評估修改第一次評估所採用之設計情節，最大之不同在第二次評估假設存在不透水層上存在一非拘限之潛層飽和含水層(perched aquifer)，入滲之地下水透過此飽和含水層流入河川，因此污染物透過地下水體之傳輸速度會較第一次評估所採用之假設為快，為此加入了三個替代情節，二個以人類活動入侵為主，包含農夫情節(Farmer scenario)與開挖情節(Excavation scenario)，一個為含水層污染情節(Aquifer contamination scenario)，此外也加入了蓋層侵蝕情節(Cap erosion scenario)與氡氣情節(Radon gas scenario)。

鑒於第二次評估所考慮之設計情節內容不同，所採用之概念模式架構亦不同如圖 2.5 所示，相較於圖 2.4 最大差異在暴露路徑為先透過潛層飽和含水層再到河川，才進到人類生活圈。而前述各替代情節之概念模式架構如下，圖 2.6 為 RTC 案例第二次評估蓋層侵蝕情節概念模式架構，圖 2.7 為 RTC 案例第二次評估氡氣情節概念模式架構，圖 2.8 為 RTC 案例第二次評估含水層污染情節概念模式架構，與基本情節最大不同為路徑為透過井水，圖 2.9 為 RTC 案例第二次評估人類入侵之農夫情節概念模式架構，圖 2.10 為 RTC 案例第二次評估人類入侵之開挖情節概念模式架構，主要針對工作者。

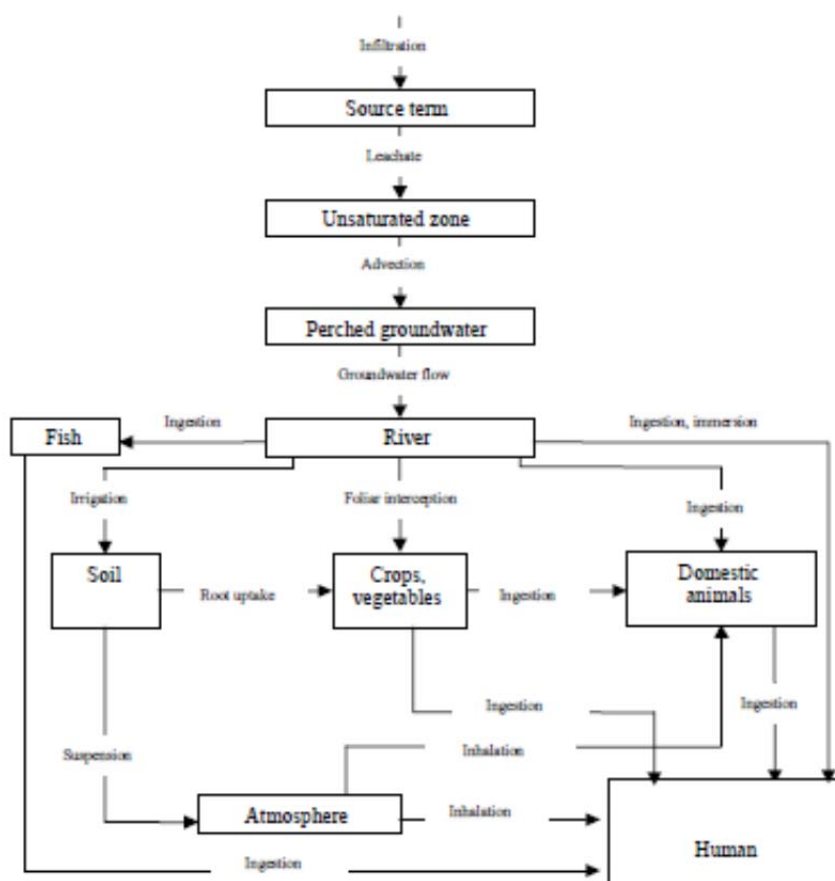


圖 2.5 RTC 案例第二次評估基本情節概念模式架構

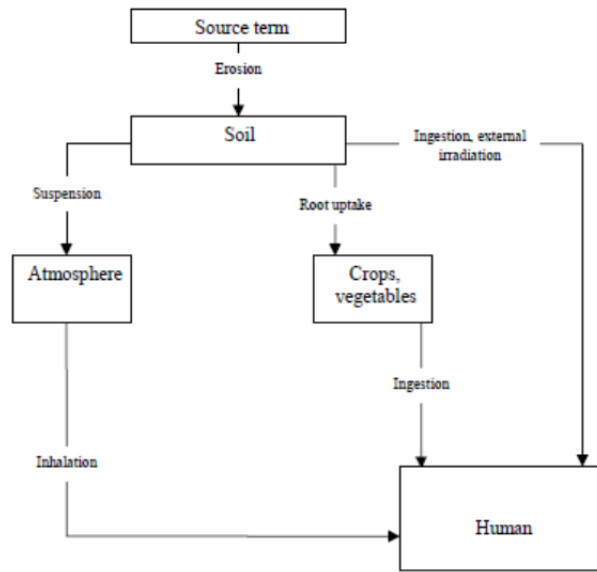


圖 2.6 RTC 案例第二次評估蓋層侵蝕情節概念模式架構

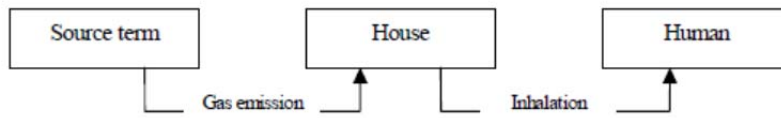


圖 2.7 RTC 案例第二次評估氮氣情節概念模式架構

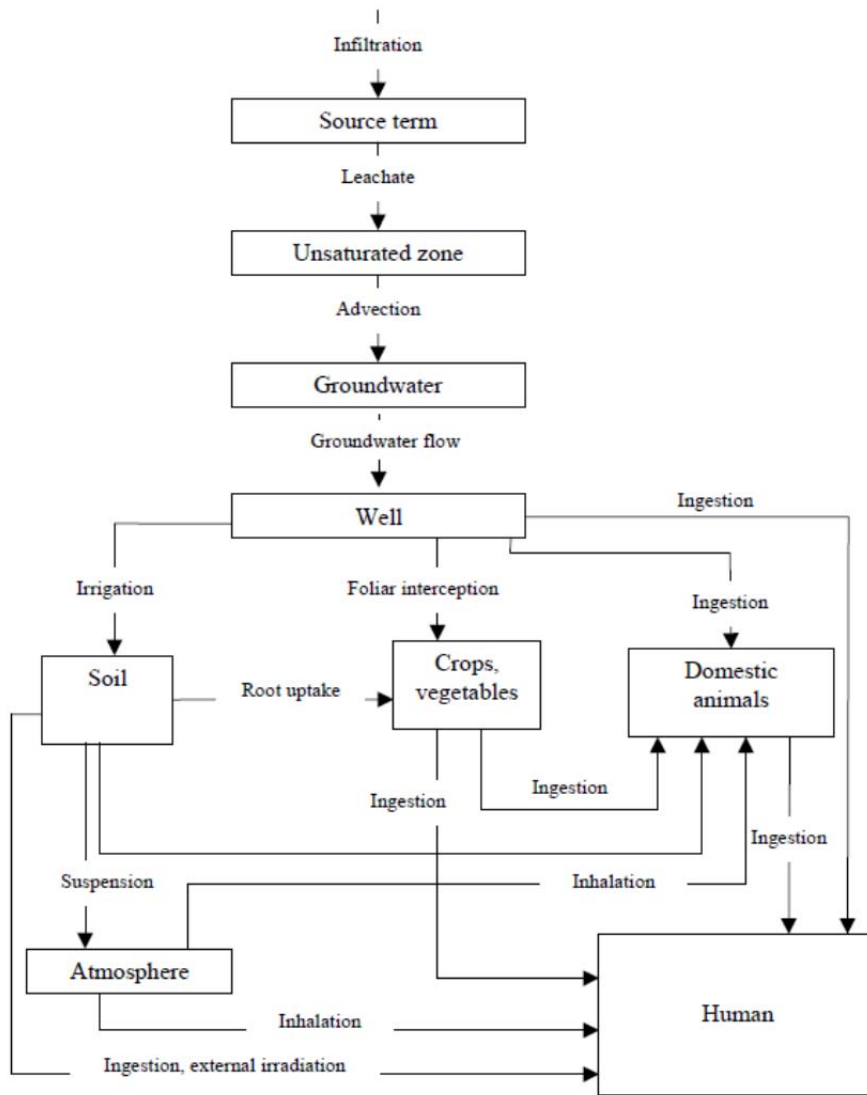


圖 2.8 RTC 案例第二次評估含水層污染情節概念模式架構

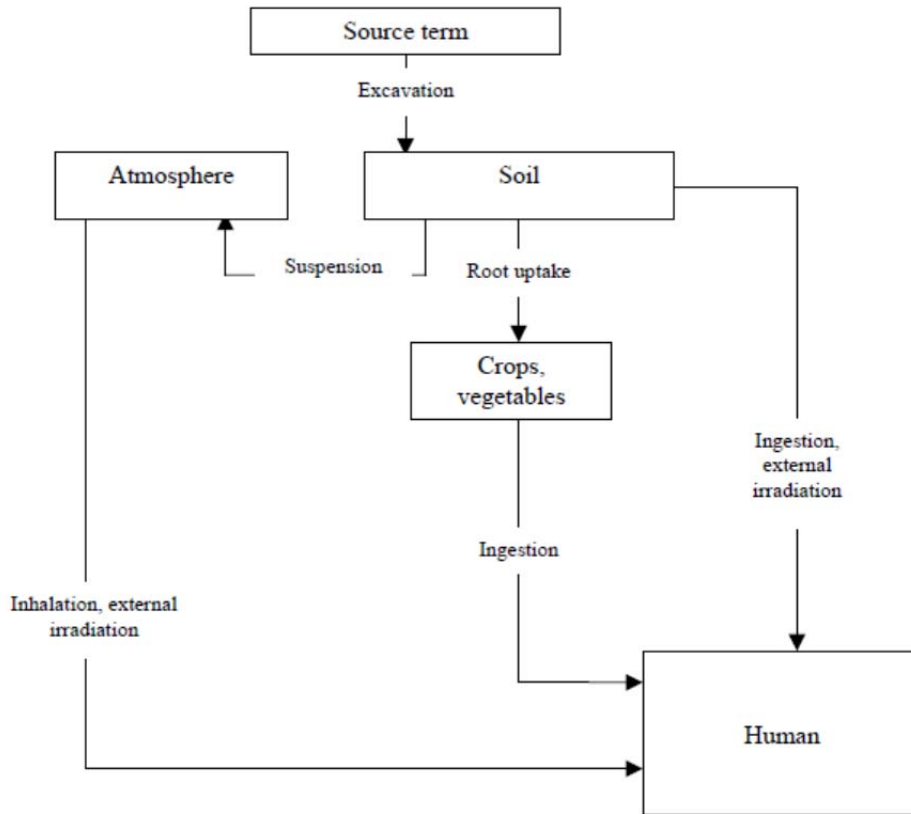


圖 2.9 RTC 案例第二次評估人類入侵之農夫情節概念模式架構

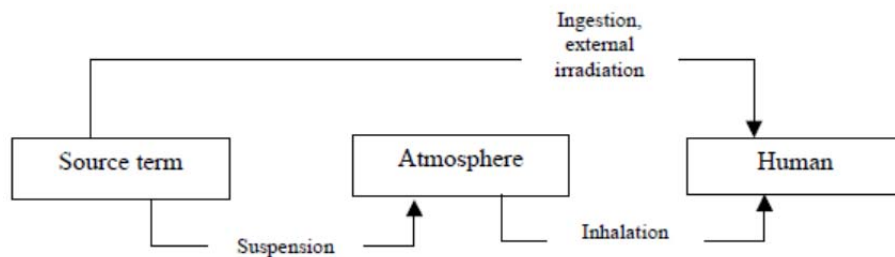


圖 2.10 RTC 案例第二次評估人類入侵之開挖情節概念模式架構

2.2.4 RTC 所採用安全分析模式

模式部分報告中採用變飽和 Richard's 方程式數值求解地下水流動，傳輸部分採用平流延散方程式數直求解物種濃度，劑量評估則採用 GENII (Napier et al., 1998)，第一次評估所需參數大部份來自文獻。前 500 年之模擬假設所有的地窖充滿水，汙染水體通量透過邊牆($F_2=2520K$ ， K 為水力傳導係數，單位為 m/d)與底部(通量 $F_1=3520K$)滲出，500 年後假設滲流量等於入滲量，其中混凝土的 K 值在前 150 年假設為 $1E-5 m/d$ ，150 年至 500 年假設為 $1E-4 m/d$ ，500 年後假設與週圍岩體相同。核種濃度估算採用與 IAEA (1999) 報告中所採用之直接估算方式相同，

$$C = C_0 \exp(-(ALF + \lambda)t), \quad ALF = F/V(N + K_p) \quad (2.1)$$

式中 C_0 為初始濃度(kg/m^3)、 λ 為半衰期($1/\text{yr}$)、 $F(=F_1+F_2)$ 為滲流通量(m^3/yr)、 V 為地窖體積(m^3)、 N (假設為 0.4) 為水體積與廢料體積比值(-)、 K 為分配係數(-)。源項通量 $Q = C \times F$ 。

鑒於第二次評估所考慮之情節與評估架構內容不同，因此團隊採用 AMBER 軟體(QuantiSci, 1998) 為模擬主架構，由於考慮許多暴露路徑其所採用之數學模式亦不同，包含廢料滲漏速率、非飽和層傳輸、潛層飽和層傳輸、河川傳輸、攝取作物、攝取動物類產品、攝取魚類、不滲攝取土壤、涉入水體、吸入塵土與外部輻射汗等皆提供數學模式估算其傳輸速率($1/\text{yr}$)。

2.2.5 RTC 案例分析結果

第一次評估之設計情節地下水流場考慮 $0.12\text{m}/\text{yr}$ 入滲率以穩態求解地下水流後再進行劑量評估，井水中核種活度結果如圖 2.11 所示，1000 年後主要影響核種為 Pu-239 與 U-235。動物因飲用井水所以其有效劑量評估結果與圖 2.5 相似，仍以 Pu-239 與 U-235 為主要核種。

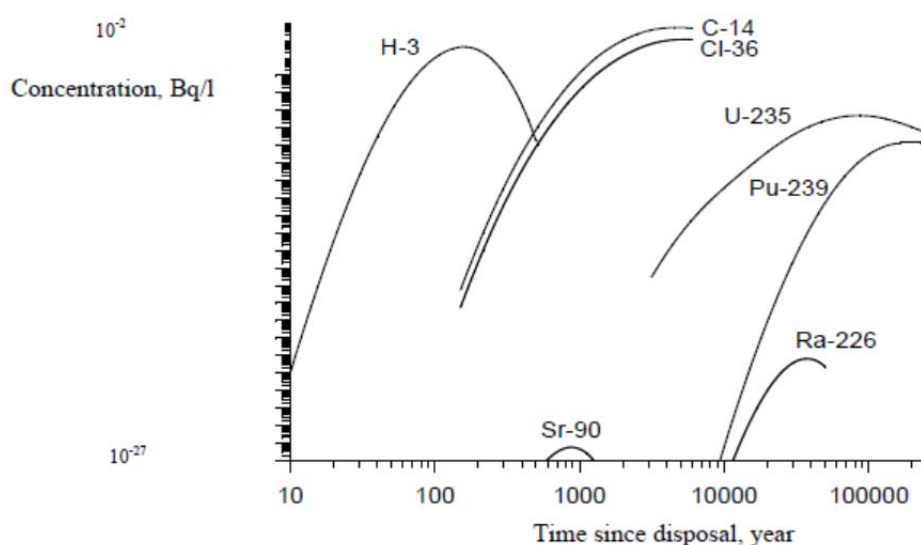


圖 2.11 RTC 案例基本情節井水核種活度

第二次評估結果報告中列表呈現各主要核種最大劑量如表 2.12 所示，圖 2.12 與圖 2.13 分別為地窖 A(B) 與地窖 C 不同情節年總劑量變化，由圖中可發現有四個情節(沖蝕、氬氣、人類入侵-農夫與人類入侵-開挖)之劑量超過 $0.1 \text{ mSv}/\text{yr}$ 限制。此外地窖 A(B) 之劑量亦高過地窖 C 結果達 2 個數量級。此外，圖 2.14 為 RTC 案例第二次評估地窖 A(B) 含水層污染情節之主要核種總劑量變化，初期峰值來自 H-3，接著第二個峰值來自 Cl-36 進入食物鏈，而後期主要服射劑量來自 Pu-239, Ac-227 與 Pa-231。

表 2.12 RTC 案例第二次評估不同情節下各核種峰值劑量(單位：sV/yr)

	Design scenario	Erosion Scenario	Radon Scenario	
Radionuclide	Vault AB; Vault C	Vault AB; Vault C	Vault AB; Vault C	
H-3	2.00E-14	0.00E+00	1.52E-03; 4.78E-04	
C-14	2.00E-11	9.80E-05		
C1-36	1.02E-07	8.42E-25		
Co-60	3.86E-23; 2.71E-24	0.00E+00; 6.80E-40		
Sr 90	3.24E-22; 2.58E-23	2.81E-30; 4.36E-16		
Cs-137	2.13E-22; 1.25E-24	2.12E-30; 1.8E-12		
Eu-152	1.51E-23	0.00E+00		
Ra-226	2.65E-21; 1.26E-23	2.15E-03; 3.24E-03		
Rn-222				
Pb-210	3.73E-21; 7.52E-24	8.30E-04; 1.52E-03		
Po-210	1.16E-20; 4.67E-24	2.74E-04; 5.01E-04		
Th-232	1.39E-09	1.4E-03		
Ra-228	2.84E-08	7.39E-02		
Th-228	1.31E-09	1.42E-02		
Pu-239	1.96E-19; 2.39E-18	6.73E-03; 2.44E-01		
U-235	2.14E-13; 7.80E-12	3.82E-08; 1001E-06		
Pa-231	9.90E-12; 3.66E-10	4.31E-07; 1.56E-05		
Ac-227	9.95E-12; 3.62E-10	7.17E-08; 2.38E-06		
Total	1.02E-07; 7.29E-10	9.97E-02; 2.49E-01		1.52E-03; 9.57E-04
	Aquifer Contamination	Human Intrusion: Farming Scenario		Human Intrusion: Excavation Scenario
Radionuclide	Vault AB; Vault C	Vault AB; Vault C	Vault AB; Vault C	
H-3	5.32E-05	4.76E-07	6.93E13	
C-14	2.6E-07	7.17E-05	5.12E-09	
C1-36	6.91E-05	2.52E-03	1.33E-08	
Co-60	2.7E-24; 2.70E-24	1.30E-17; 5.08E-17	1.69E-19; 3.68E-19	
Sr 90	6.68E-17; 8.74E-17	3.11E-04; 3.92E-04	1.03E-08; 4.48E-09	
Cs-137	1.21E-24; 1.21E-24	7.85E-03; 1.51E-02	8.67E-05; 8.5E-05	
Eu-152	1.43E-24	4.77E-10	6.26E-12	
Ra-226	5.16E-15; 9.46E-15	1.78E-02; 2.68E-02	1.10E-04; 6.96E-05	
Rn-222				
Pb-210	1.28E-14; 2.34E-14	6.86E-03; 1.26E-02	4.18E-06; 2.63E-06	
Po-210	4.06E-14; 7.44E-14	2.26E-03; 4.14E-03	7.18E-06; 4.53E-06	
Th-232	1.96E-06	4.54E-04	1.23E-06	

Ra-228	4.03E-05	2.26E-02	3.03E-05
Th-228	1.85E-06	4.34E-03	5.42E-05
Pu-239	2.31E-07; 8.38E-06	2.53E-03; 9.19E-02	6.16E-06; 7.69E-05
U-235	2.82E-10; 1.02E-08	5.53E-08; 1.47E-06	5.45E-10; 6.81E-09
Pa-231	1.31E-08; 4.74E-07	3.93E-06; 1.23E-04	7.54E-10; 9.42E-09
Ac-227	1.31E-08; 4.74E-07	5.66E-07; 1.88E-05	2.62E-09; 3.72E-08
Total	6.91E-05; 8.43E-06	6.77E-02; 1.51E-01	3.00E-04; 2.39E-04

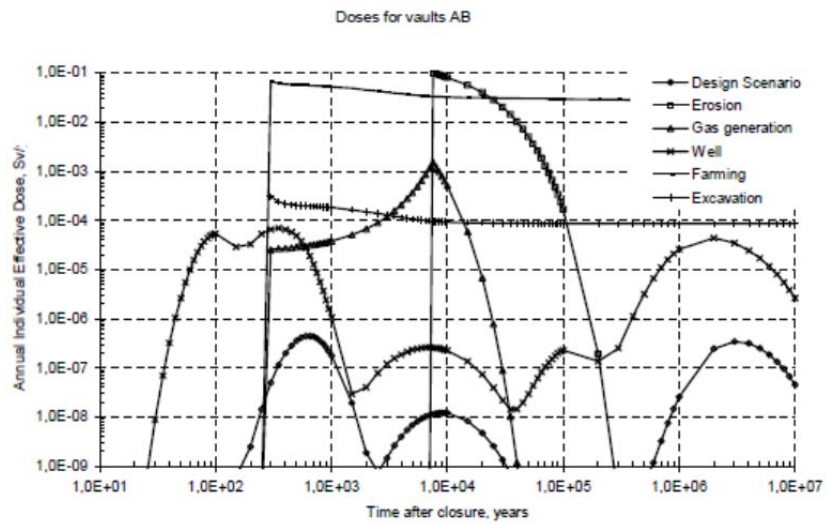


圖 2.12 RTC 案例第二次評估地窖 A(B)不同情節年總劑量變化

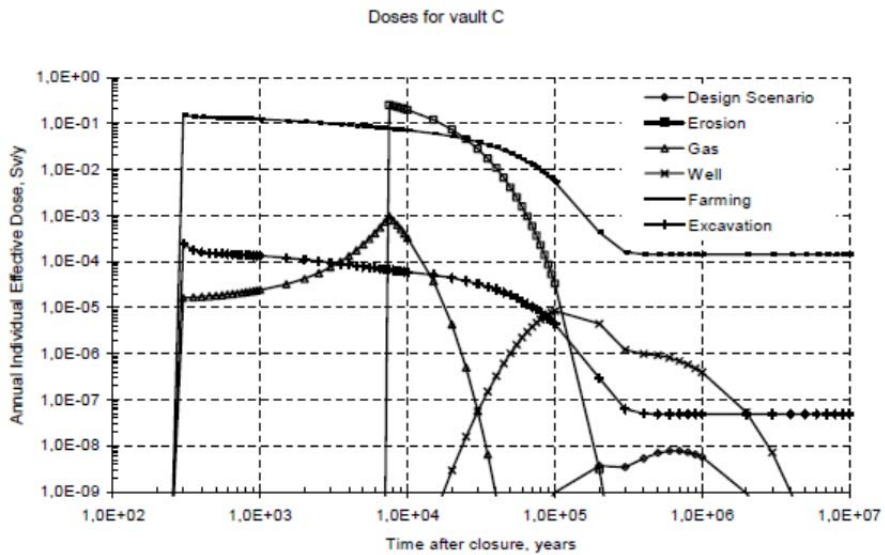


圖 2.13 RTC 案例第二次評估地窖 C 不同情節年總劑量變化

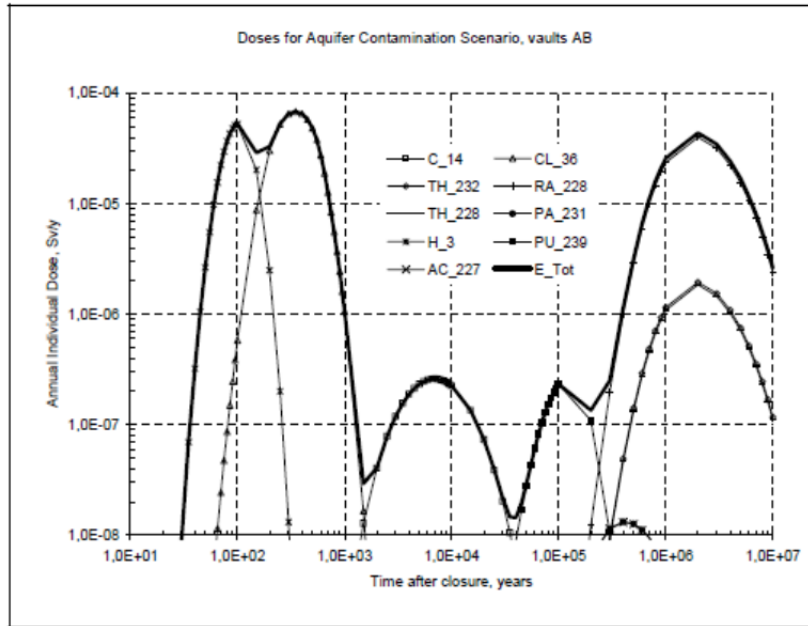


圖 2.14 RTC 案例第二次評估地窖 A(B)含水層污染情節主要核種總劑量變化

此外 RTC 案例亦進行不確定性探討，以氬氣情境為例，原始假設上部蓋層隨時間線性侵蝕，若改變成假設厚度不變，評估結果差異如圖 2.15 所示，可相差達 2 個數量級，然而並非所有其他不確定分析案例皆有如此明顯差異。

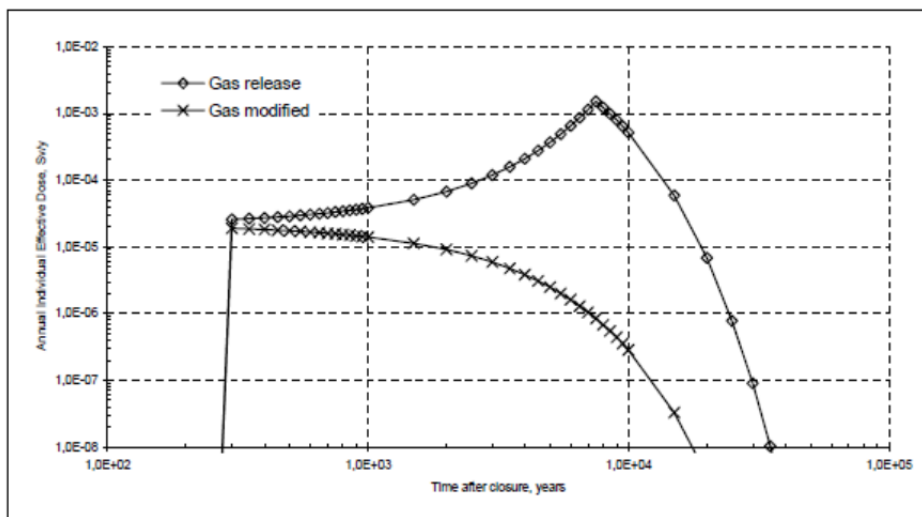


圖 2.15 RTC 案例地窖 A(B)假設不同蓋層厚度變化之氬氣情節總劑量差異

2.3 ISAM 計畫案例三：豎井案例(Borehole Test Case)

Borehole Test Case (BTC) 源自於 IAEA 在 AFRA-TC 計畫(Kozak et al., 1999) 所發展的豎井處置概念(Borehole Disposal Concept)，主要為提供非洲地區國家

針對報廢射源封存之長期處置所需，處置深度約 40-100 m，考量非洲地區國家特殊政經情況，假設主動與被動監管期合計僅 30 年，而安全評估仍涵蓋至 10000 年，所考慮物料存量之主要放射性核種為短半衰期 Ir-192 與長半衰期 Ra-226。此案例為選址後第一次進行較完整之安全評估，假設過去進行之安全評估相對簡化且未將所有可用資料納入評估工作，因此也同時在確認所選處置場址是否合適，是否需進一步蒐集資料。此案例希望達到之管制架構(Regulatory Framework)需求有 4 點：

- (5) 管制之獨立安全(Independence of safety from controls)：廢棄物之封閉與阻絕不應依賴未來世代之行動。
- (6) 未來之有效性(Effective in the future)：對未來世代健康之衝擊不應超過現在之標準。
- (7) 最佳化(Optimization)：在考量經濟與社會因子下，對公眾之輻射損害需達合理抑低(ALARA)。
- (8) 輻射保護標準(Radiological protection criteria)：對人類之單一暴露劑量不可超過 0.3 mSv/y。

2.3.1 BTC 處置方式

本案例之處置設施與場址示意圖如圖 2.16 所示，豎井剖面如圖 2.17 所示，在上部風化土層直徑為 305 mm，內有直徑 300 mm 的 PVC 套管，在底部母岩直徑縮微 254 mm，內有直徑 203 mm 的 PVC 套管。原先共有二種豎井假設：第一種為假設處置區皆位於未飽和層，因此假設豎井深為 45 m，且距下方含水層 10 m；二種假設處置區皆位於飽和層，假設豎井深為 100 m，且僅最底部 10 m 為廢料存放位置。但後來受限於時間，僅以第一種未飽和層的假設進行評估。

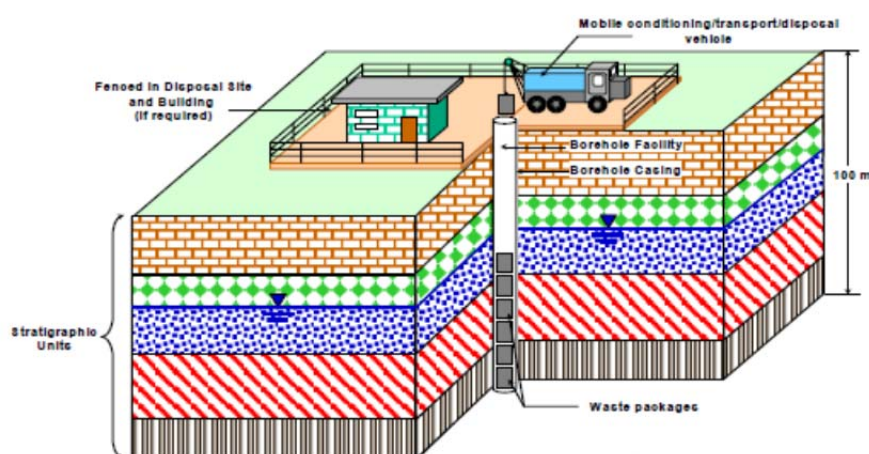


圖 2.16 BTC 案例處置設施與場址示意圖

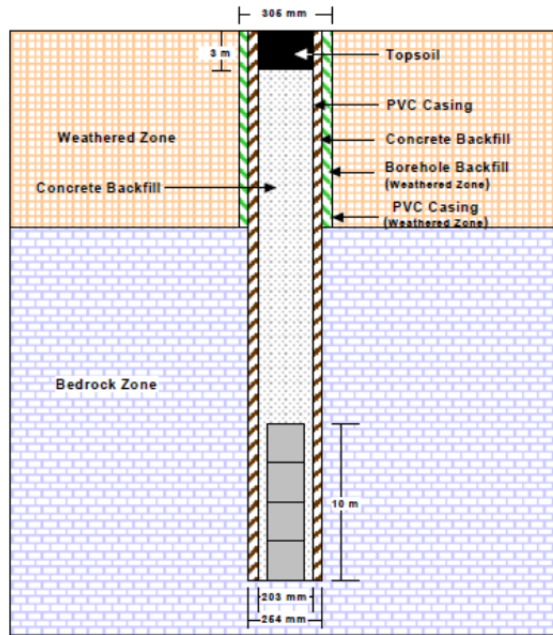


圖 2.17 BTC 案例豎井剖面圖

在近場部分，先將用過射源(Ra)放入 304 不銹鋼艙(高 110 mm、直徑 21.3 mm、厚度 2.77 mm)，再和其他混擬土固化廢料放入 304 不銹鋼儲存桶(高 250 mm、外部直徑 114.3 mm、厚度 3.04)，間隔 750 mm，堆疊入豎井再以混凝土回填，因此每一處置單元高度為 1000 mm，如圖 2.18 所示，總計共可放入 10 個處置單元。此案例所存放核種與活度清單如表 2.13 所示。而由於 304 鋼材對高 pH 條件有不錯的奈蝕性，因此假設在鹼性厭氧條件下的腐蝕率為 $0.3\text{-}1.0 \mu\text{m/yr}$

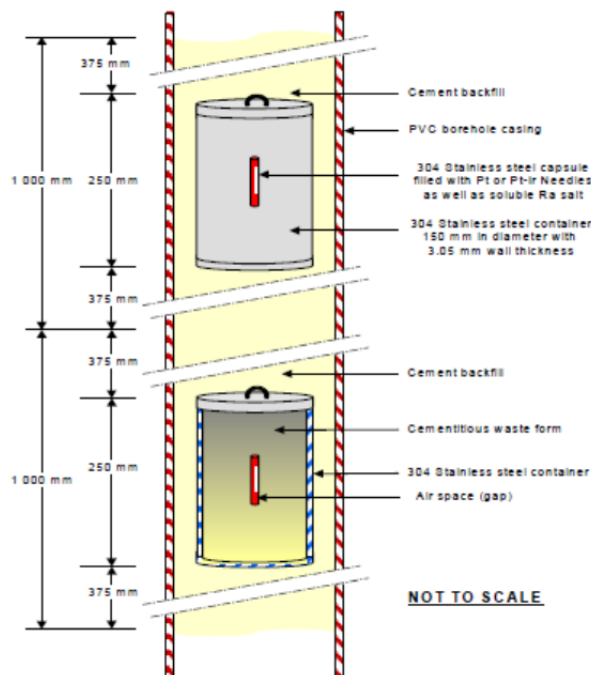


圖 2.18 BTC 案例處置單元近場示意圖

表 2.13 BTC 案例所存放核種與活度清單

Isotope	Half-life (y)	No. of Sources	Activity per Source (Bq)	Total Activity (Bq)	Dimensions	Application
^{99m} Tc	6.86E-04	1	4.99E+09	4.99E+09	-	Nuclear Medicine
¹⁹² Ir	0.202	22	3.70E+12	8.14E+13	3 mm height 3 mm diameter	Gammaigraphy
⁵⁷ Co	0.742	4	1.85E+05	7.40E+05	-	Medicine
¹⁰⁹ Cd	1.27	4	1.11E+08	4.44E+08	-	X ray fluorescence
⁶⁰ Co	5.60	2	3.70E+09	7.40E+09	3.2 mm height 3 mm diameter	Level Gauges
¹³⁷ Cs	30.60	11	2.78E+09	3.05E+10	6 mm height 4 mm diameter	Gamma densitometers
		5	5.55E+10	2.78E+11	6 mm height 4 mm diameter	Well Logging
²⁴¹ Am	412	560	1.85E+05	1.04E+08	6 cm diameter 5mm thickness	Smoke Detectors
		9	5.55E+05	5.00E+06		
²²⁶ Ra	1600.00	6	3.70E+06	2.22E+07	10 cm height 3.5 cm diameter	Calibration
		3	1.11E+05	3.33E+05	7 cm height 5 cm diameter	Teaching
²³⁹ Pu	2.41E+04	1	3.70E+09	3.70E+09	2 x 5 cm diameter 1m thickness	Static Electricity Removal

處置場運轉作業停止後的前 30 年為主動監管期，這段期間有人員駐守進行環境的監測，覆蓋層及圍牆的損壞會進行維修，以防止人員及動物的闖入。接著處置場封閉(site closure)，之後不再有人員駐守，假設也不會有任何記錄顯示處置場的存在為封閉後(post-closure) 階段，而安全評估將涵蓋至 10000 年。

2.3.2 BTC 場址特性

本案例處置設施現況為南非的 Vaalputs Radioactive Waste Disposal Facility，該場址原先是要提供存放 Koeberg 的用過核燃料，後來從 1986 年開始以壕溝方式存放中階與低階廢料。本案例為假設以 BDC 方式進行廢料處置工作。

Vaalputs 的地質件位於 Namaqualand 地區變質(metamorphic)構造之前寒武紀結晶(precambrian crystalline)岩體上，存在許多褶皺、提昇與裂隙等大尺度構造。在水文地質部分，該地區僅有一拘限含水層在地表下 50-100 m，因此此深度亦為上方未飽和層厚度，處置場附近之含水量介於 0.1-0.3，地表 9 m 以下含水量在 0.2 以下。地下水 pH 介於 6.5-8.4，水溫介於 18-26 °C，電導度約 4700 μ s/cm，地下水總溶解固體濃度約 3100 mg/l。

場址半徑 20 km 內無任何居民居住，年均溫約 16.7 °C，年降雨量約 80 mm/yr，年蒸發量為 2412 mm/yr，因此屬相對乾燥地區。在水文地質部分，此地區較特殊為存在有明顯裂隙系統，未飽和層的裂隙在降雨過程將會形成類

似指狀流(preferential flow)之快速傳輸路徑，在飽和層部分利用地球物理方法之聲學掃描用來判別裂隙系統間的方向、連結與構造。

在背景輻射特性部分，水井飲用水為主要路徑，井水的天然 uranium 平均濃度為 $50 \mu\text{g/l}$ ，而 Ra 為鈾衰變鏈下主要輻射劑量來源(平均值約 0.4 Bq/l)，若以成人年飲用水 800 公升與轉換因子 $2.8 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$ 估算，飲用井水之 Ra-226 劑量為 0.09 mSv/yr 。

2.3.3 BTC 所採用安全評估架構

BTC 案例為半乾旱環境下應用豎井處置概念於飽和與未飽和含水層。首先考慮二種土地利用方式所衍生之暴露情境，第一種為維持現有土地使用狀態，透過取用井水，稱為"農夫情境 (farmer scenario)"，第二種為非傳統之人類活動，稱為"獵人與採集者情境 (hunter-gatherer scenario)"，假設白蟻 (termite) 為主要蛋白質來源。確立考慮情境後，再根據 IAEA-ISAM 所建議的安全評估架構，篩選所需考慮之 FEPs，供考慮以下幾階段之評估工作：Level 0 FEPs (assessment context) 為評估之背景，從定義上雖不是 FEPs，但由於包含影響評估之因子，因此仍保留在評估過程；Level 1 FEPs (external factors) 為用以產生情境之外部因子，如場址監測與水文地質特性等；Level 2 FEPs (disposal system domain: environmental factors) 包含與廢料與工程特徵相關之內部因子，同時亦包含場址與人類活動特性；Level 3 FEPs (radionuclide/contaminant factors) 亦同為內部因子直接與污染物特性、傳輸因子與可能暴露模式有關。

而在源-路徑-受體分析部分，假設放射源位於地表下 35-45 m 處之未飽和層，源下方尚有 10 m 的未飽和區，圖 2.19 為從處置單元放射源之活度移動路徑示意圖，由於假設鋼瓶之侵蝕率為 $0.3-1.0 \mu\text{m/yr}$ ，因此在 2000 年後(介於 1000 年至 5000 年間，端視所考慮之侵蝕率大小)，地下水將會接觸到放射源，廢棄物溶解於水且隨地下水於地質圈移動。圖 2.20 為 BTC 案例之源-路徑-受體分析示意圖，從近場源經地質圈路徑到生物圈受體。

考量前述二種情境，在生物圈受體部分，第一種為農夫情境，主要為飲用受污染地下水，假設生活用水、農業與畜牧生產所取用水井位置距處置豎井為 10 m。第二種假設由於白蟻鑽挖出受污染土壤，因此透過受污染白蟻與土壤為主要進入生物圈路徑。



圖 2.19 BTC 案例從處置單元放射源之活度移動路徑示意圖

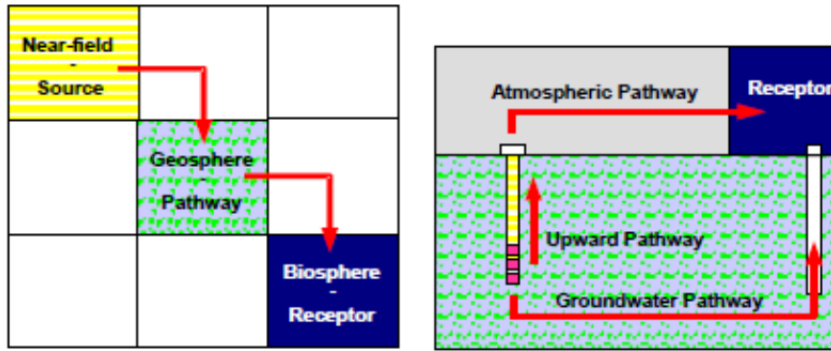


圖 2.20 BTC 案例之源-路徑-受體分析示意圖

此案例採用全系統模式 (total system model)發展評估架構與工具，即同時考慮近場、地質圈與生物圈之互動矩陣分析，一般而言互動矩陣有二類，第一類為顯示由要素 A 影響要素 B 的關係所建立，即二要素間之交互作用，所建立之交互矩陣可以排除源項與受體，如考慮土壤、水與空氣間之質量平衡，第二類為顯示活度由要素 A 之轉移之要素 B 之過程與因子，可包含源項與受體於交互矩陣中，本案例採用第二類互動矩陣關係，如表 2.14 所示，對角線為主要構成要素，從廢料包件(waste package)經由未飽和層、飽和層、土壤、大氣、植物群(flora)、動物群(fauna)、人類活動到劑量暴露群。

表 2.14 BTC 案例安全評估之全系統互動矩陣表

	1	2	3	4	5	6	7	8	9
1	Waste Package	Diffusion, advection (include radon)				Gum tree root uptake	Excavation by termites		
2	Percolation	Unsaturated zone	Advection, Diffusion, Dispersion	Diffusion, Gas advection		Gum tree root uptake	Excavation by termites		
3			Saturated zone					Water supply	Ingestion Immersion
4		Infiltration		Soil	Suspension, Gas diffusion, Evaporation	Root uptake, Rain splash	Ingestion		Ingestion, External irradiation
5				Deposition (wet and dry), Infiltration	Atmosphere	Deposition (wet and dry)	Inhalation		Inhalation
6	Gum tree root intrusion	Gum tree root intrusion		Death and decay	Transpiration	Flora	Ingestion		Ingestion
7	Intrusion by Termites	Intrusion by Termites		Bioturbation, Fertilisation	Exhalation, Flatulence	Fertilisation	Fauna		Ingestion
8			Water abstraction	Ploughing, Irrigation (drip)		Cultivation, Harvesting	Rearing, Hunting	Human activities	Exposure mechanisms
9									Dose to Exposure Group(s)

2.3.4 BTC 所採用安全分析模式

(1) 農夫情境

在近場部分包含廢料包件、回填混凝土、豎井與擾動破壞區。在概念模式部分假設廢料容器桶在置放後 100-300 年間開始有裂隙所造成之侵入，開口約為容器體積的 0.001-0.01。假設何種外釋率可以 Fickian diffusion 方程式描述且受限於污染物的溶解度，以一維徑向擴散描述如下

$$Q_i = \pi r_c^2 L f D_e C_s (r_c - r_s) \quad (2.2)$$

式中 Q_i 為第 i 核種外釋率(Bq/yr)、 r_c 為容器半徑(m)、 r_s 為源項半徑(m)、 L 為容器長度(m)、 f 為外釋開口所佔體積分率(-)、 D_e 為混擬土壁的有效擴散係數(m^2/yr)、 C_s 為污染物溶解度(Bq/ m^3)，同時假設在放射源耗盡前，是以上述公式計算釋放率，對於會衰變核種則須同時考慮其半衰期進行修正(詳報告書 202 頁)，此外混擬土障壁吸附效應並不直接計算，而是利用有效擴散係數一併進行修正。

在地質圈模型假設如圖 2.21 所示，假設一個白蟻窩存在於豎井地表正上方，且豎井底部(地表下 45 m)穿越一 0.2 m 寬的可透水裂隙，而此斜向裂隙為由地表穿越豎井底部直達含水層。在概念模式型部分假設有一飲用水井距 BTC 豎井 10 m，配合圖 2.20 的概念假設，圖 2.22 為農夫情境之地質圈概念模型示意圖，此外地質圈之互動矩陣如表 2.15 所示。先以達西定率估算孔隙流速，其中未飽和層之 K 值採用 van Genuchten 公式計算，核種傳輸時間即可將距地下水位面距離除以流速求得，當核種抵達地下水位面時，也考慮受污染地下水與未污染地下水之垂直延散混合效應，再以考慮衰變之一維平流-延散方程式解析求解核種在地下水中之濃度以及在飲用水井中之濃度。在軟體整合部分，採用 GoldSim 整合上述數學模組。

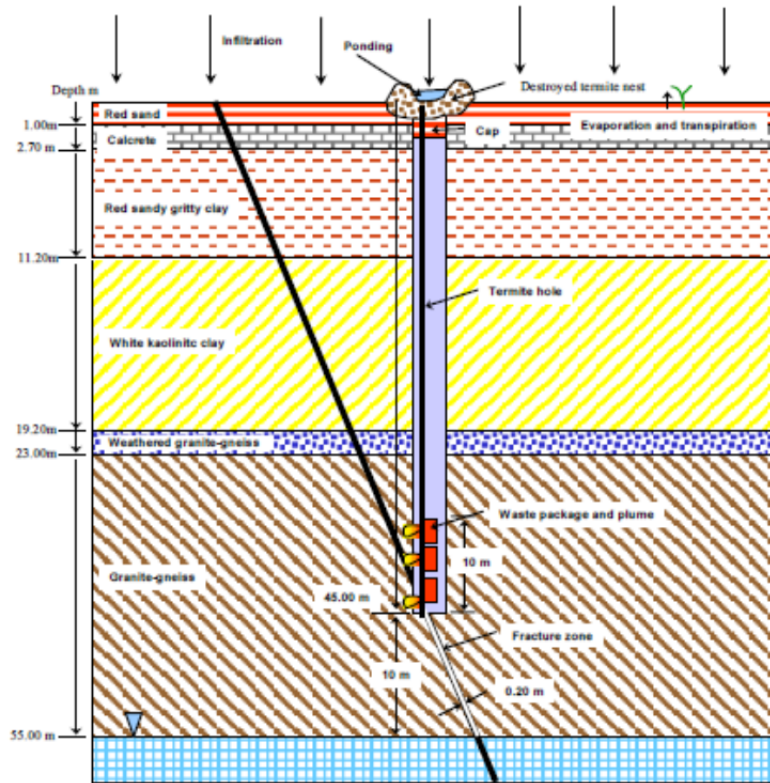


圖 2.21 BTC 案例農夫情境之地質圈假設示意圖

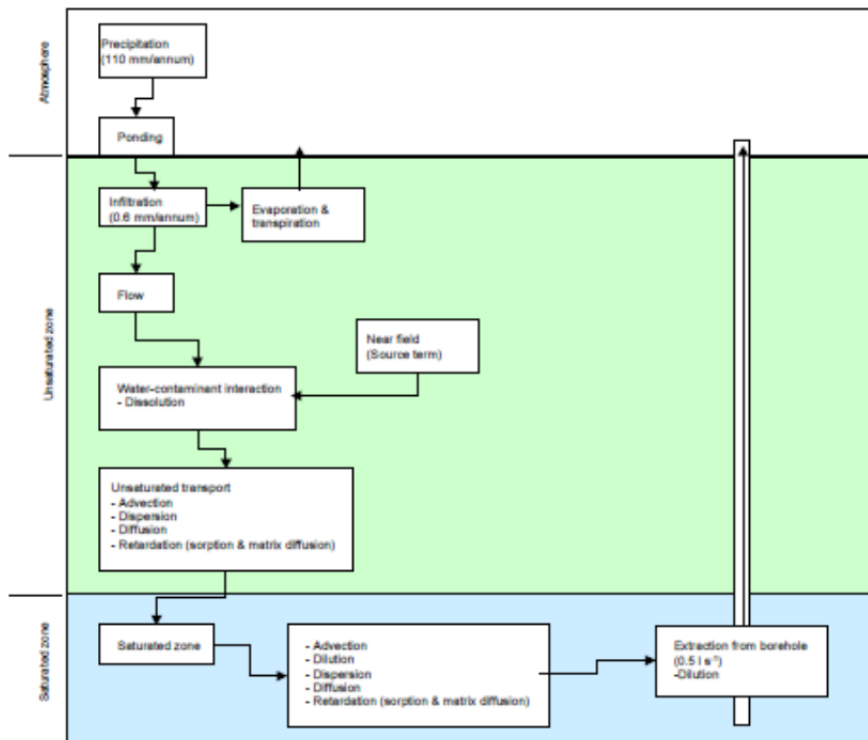


圖 2.22 BTC 案例農夫情境之地質圈概念模型示意圖

表 2.15 BTC 案例地質圈互動矩陣表

\	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
1	Atmosphere	Deposition (wet & dry)	Rain/ Infiltration	Rain/ infiltration	Rain/ infiltration	Rain/ infiltration	Inhalation				
2	Transpiration	Gum tree	Root intrusion		Root intrusion			Root intrusion/ uptake			
3		Fertilisation Death & decay	Soil	Flow	Flow	Flow	Ingestion	Flow			
4	Gas migration		Gas migration	Unsaturated Fracture	Flow	Flow	Advection, Dispersion Diffusion Adsorption Matrix diffusion	Dissolution Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Advection Dispersion Diffusion Adsorption Matrix diffusion	Advection Dispersion Diffusion Adsorption	
5		Root death & decay	Evaporation	Dissolution Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Unsaturated matrix	Flow	Flow	Advection Dispersion Diffusion Adsorption Matrix diffusion	Advection Dispersion Diffusion Adsorption		
6	Gas migration		Alter hydraulic properties	Alter hydraulic properties	Alter hydraulic properties	Termite hole	Access to subsurface	Dissolution Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Advection Dispersion Diffusion Adsorption Matrix diffusion	Advection Dispersion Diffusion Adsorption	
7	Death & decay		Tunneling/ bioturbation	Tunneling/ bioturbation	Tunneling/ bioturbation	Size, depth	Termites	Ingestion	Ingestion	Ingestion	
8		Root uptake		Dissolution Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Dissolution Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Dissolution Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Access to water via borehole Excavation	Near field/plume	Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Advection Dispersion Diffusion Adsorption	
9									Saturated Matrix	Advection Dispersion Diffusion Adsorption	Advection Dilution Dispersion Diffusion Adsorption
10				Transfer	Diffusion	Excavation	Water supply		Advection Dispersion Diffusion Adsorption Matrix diffusion	Saturated Fracture	Advection Dilution Dispersion Diffusion Adsorption
11									Extraction	Extraction	Well

農夫情境所考慮之物料衰變鏈與物料活度與半衰期清單如圖 2.23 與表 2.16 所示。其他如年降雨量、水力傳導係數、溶解度、分配係數(k_d)、不同核種之活度劑量轉換係數、生物圈(水、肉類、蛋等)之劑量吸收率等在報告中皆有詳細數據可供參考。

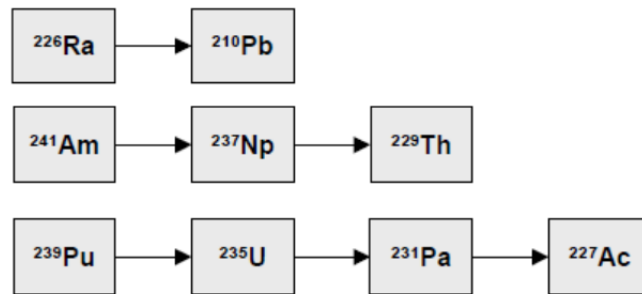


圖 2.23 BTC 案例農夫情境之物料衰變鏈

表 2.16 BTC 案例農夫情境之物料半衰期與活度清單

Radionuclide	Half-live (y)	Activity (Bq)
¹³⁷ Cs	30	3.09E+11
²⁴¹ Am	433	1.09E+08
²³⁷ Np	2.14E+06	0.0
²³⁵ U	1.59E+05	0.0
²²⁹ Th	7.34E+03	0.0
²²⁶ Ra	1.6E+03	2.25E+07
²¹⁰ Pb	22.3	0.0
²³⁹ Pu	2.41E+04	3.70E+09
²³⁵ U	7.04E+08	0.0
²³¹ Pa	3.29E+04	0.0
²²⁷ Ac	21.8	0.0

(2) 獵人與採集者情境

如前所述，假設白蟻挖鑿為主要造成放射源外釋之主因，不僅輻射累積於白蟻體內也同時將受污染土壤帶至地表，其概念設計與農夫情境之圖 2.20 相同，差異在路徑機制如圖 2.24 所示，假設在豎井底部有一受污染體積為 1 公尺直徑，由於白蟻鑽鑿造成 1 公分直徑之開挖體積，其厚度皆為 5 公尺。假設任一個人，一年吸收 1 公斤之受污染蟲體，白蟻體內之比活度(specific activity)為受污染土壤之 10 倍。假設任一時間任一核種在蟲體之比活度 SA_i (Bq/Kg)與該核種之外釋率 Q_i (Bq/yr)有下列關係式：

$$SA_i = Q_i / \rho v \pi r^2 \quad (2.3)$$

式中 v 深層滲漏之達西流速(m/yr)、 ρ 為受污染土體之體密度(kg/m³)、 r 為受污染土體之半徑(m)。從鑿挖土體之外部暴露劑量估算為：

$$D_{ext} = \sum_i Dil \cdot SA_i \cdot DF_{ext,i} \cdot F_{occ} \quad (2.4)$$

式中下標 i 為第 i 核種、 D_{ext} 為由於外部暴露之劑量(Sv/yr)、 DF_{ext} 為外部暴露劑量(Sv/yr per Bq/kg)、 Dil 為混合乾淨土壤之稀釋因子(-)、 F_{occ} 為每一年暴露於污染之分率(-)。因此攝取劑量可以估算為：

$$D_{ing} = \sum_i Dil \cdot SA_i \cdot F_{cont} \cdot B_i \cdot I_t \cdot DF_{ing,i} \quad (2.5)$$

式中下標 i 為第 i 核種、 B 為白蟻之生物累積因子(-)、 F_{cont} 為吸收之白蟻受污染之分率(-)、 I_t 為攝取白蟻速率(kg/yr)、 DF_{ing} 攝取劑量轉換因子(Sv/Bq)。將上述數學模式之近場模擬利用 COMPASS 軟體整合模擬。假設只有 0.01 的白蟻會去鑽掘至受污染。

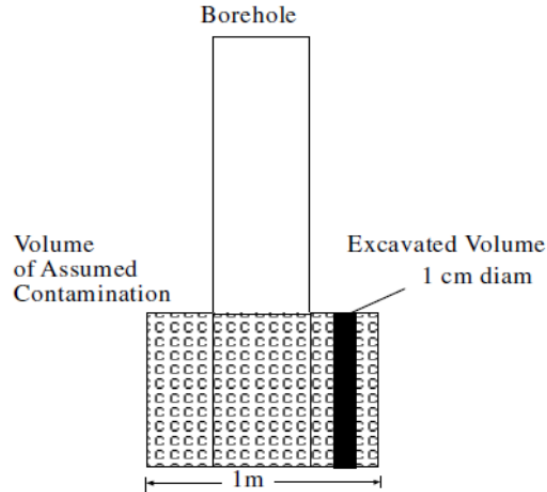


圖 2.24 BTC 案例獵人與採集者情境之開鑿與污染源示意圖

在核種釋放率參數部分，獵人與採集者情境再分成二組參數，分別為受限的參數(bounding parameters)與中等參數(moderate parameters)，主要差異在溶解度、Kd 值與處置容器破壞時間，如表 2.17 所示。

表 2.17 BTC 案例獵人與採集者情境之二種參數設定

Parameter	Value	
	Bounding Parameters	Moderate Parameters
Ra solubility	$10^{-5} \text{ mol l}^{-1}$	$10^{-8} \text{ mol l}^{-1}$
Pb solubility	$10^{-5} \text{ mol l}^{-1}$	$10^{-8} \text{ mol l}^{-1}$
Po solubility	$10^{-5} \text{ mol l}^{-1}$	$10^{-8} \text{ mol l}^{-1}$
Ra cement K_d	$0.05 \text{ m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$	$0.1 \text{ m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$
Pb cement K_d	$0.05 \text{ m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$	$0.5 \text{ m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$
Po cement K_d	$0.05 \text{ m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$	$0.5 \text{ m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$
Container failure time	1000 yrs	2000 yrs

2.3.5 BTC 案例分析結果

(1) 農夫情境

蒙地卡羅(Monte Carlo)模擬結合拉丁超卡方(Latin Hypercube)取樣以進行 100 次的模擬(報告中未說明這 100 次模擬的控制變因差異)，圖 2.25 為處置鋼桶水中 11 個核種隨時間之濃度變化，圖 2.26、圖 2.27 與圖 2.28 分別為未飽和層、含水層與井水之核種濃度隨時間之變化，從此三圖可發現，未飽和層、含水層與井水中之核種濃度變化有相同趨勢，約 1000 年達到第 1 個峰值後緩慢些微下降，約介於 2000-3000 年間，NP-237、U-233 與 Th-229 又開始隨著模擬時間至 10000 年持續上升。由於進行蒙地卡羅模擬，圖 2.29 為各核種之平均總有效等值劑量(Total Effective Dose Equivalent, TEDE) 最大劑量發生在 10000 年，主要供獻核種為 NP-237 與 U-233，圖 2.30 為農夫情境所評估得之平均值、中位數、5 百分位與 95 百分位之 TEDE 隨時間之演化，結果顯示 100 次模擬之劑量皆小於 0.1 mSv/yr 之容許劑量限制。

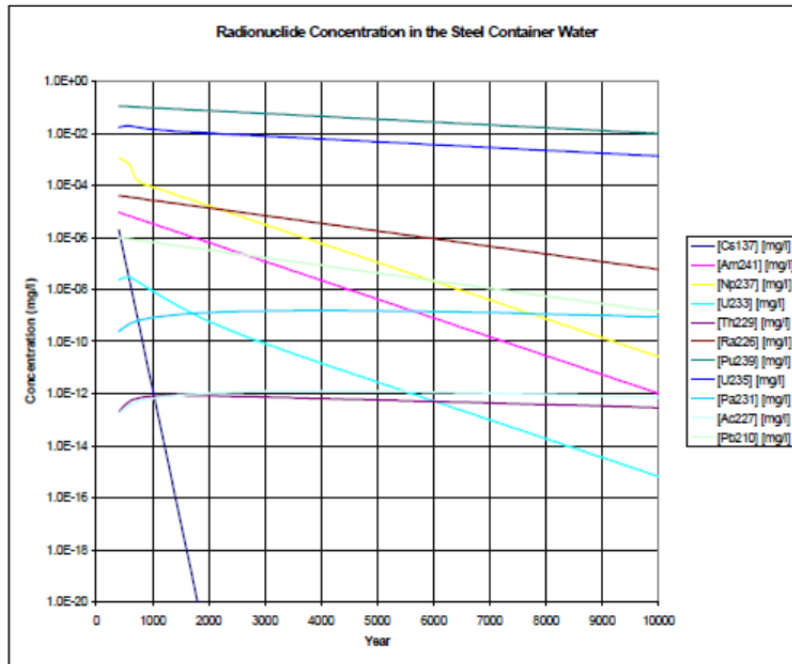


圖 2.25 BTC 案例農夫情境處置鋼桶水中 11 個核種濃度

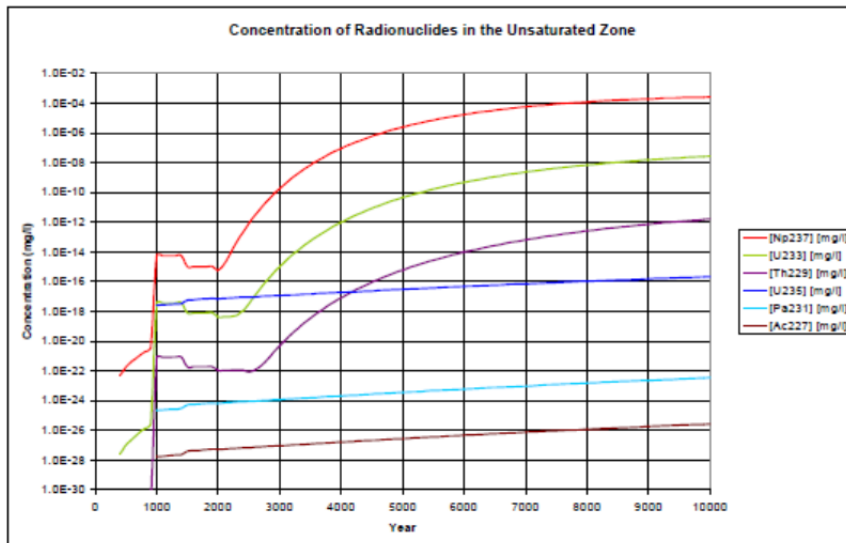


圖 2.26 BTC 案例農夫情境未飽和層之核種濃度

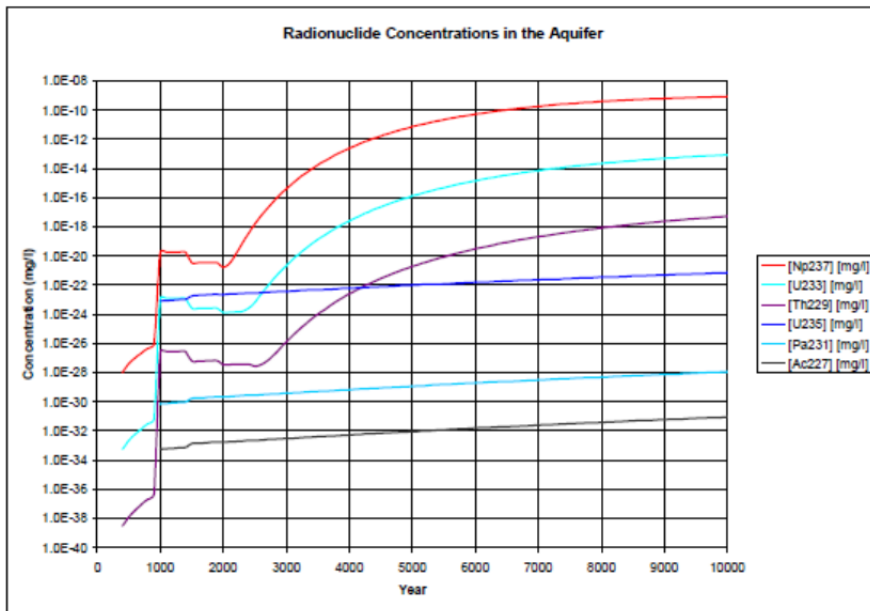


圖 2.27 BTC 案例農夫情境含水層之核種濃度

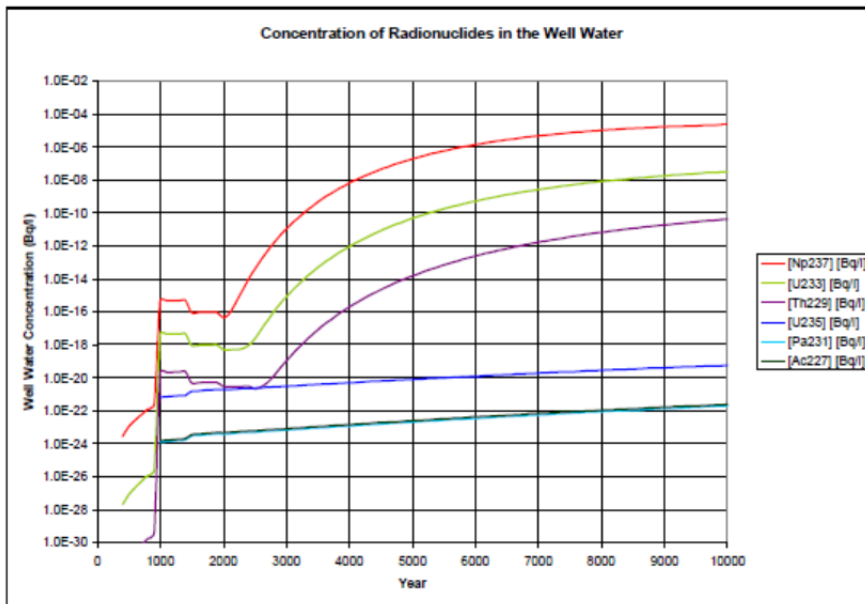


圖 2.28 BTC 案例農夫情境井水之核種濃度

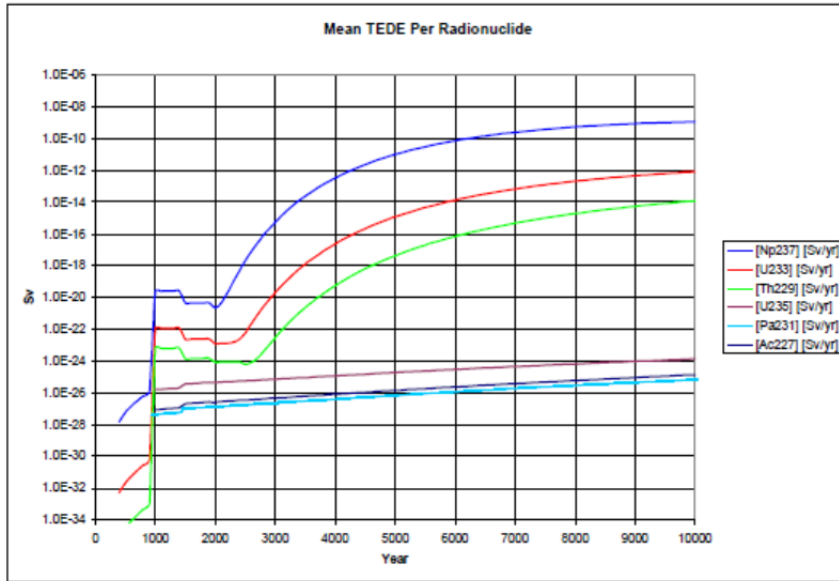


圖 2.29 BTC 案例農夫情境各核種之平均 TEDE

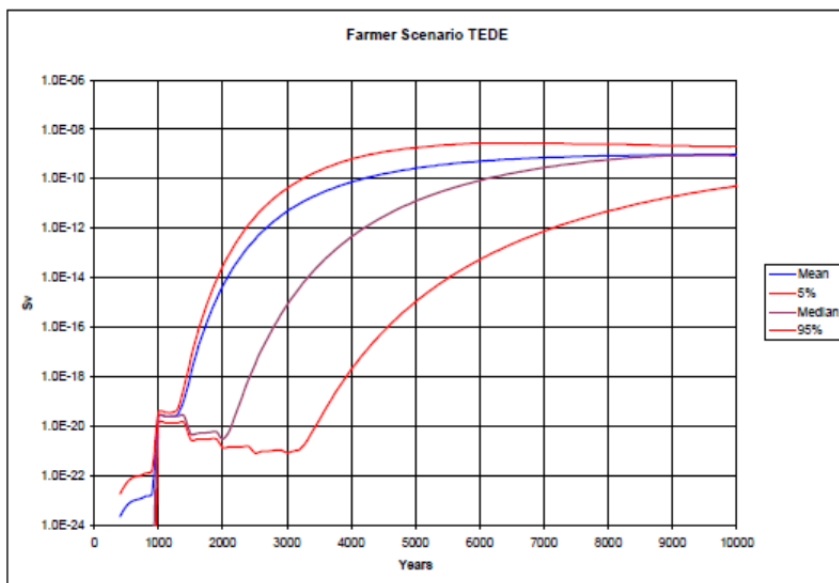


圖 2.30 BTC 案例農夫情境之 TEDE

(2) 獵人與採集者情境

圖 2.31 與圖 2.32 分別為採用受限參數與中等參數所模擬之近場核種外釋率隨時間之變化圖。圖 2.33 為採用受限參數所模擬之來自蟲體之攝取劑量變化，圖 2.34 為採用受限參數所模擬之來自蟲體鑽掘土壤之外部劑量變化。圖 2.35 為採用中等參數所模擬之來自蟲體之攝取劑量變化，圖 2.36 為採用中等參數所模擬之來自蟲體鑽掘土壤之外部劑量變化。二組不同參數設定之評估結果皆顯示，從蟲體之攝入劑量皆會高於 0.1 mSV/yr 之限制，且為主要劑量來源路徑，透過蟲體鑽掘由土壤之劑量貢獻相對較小。

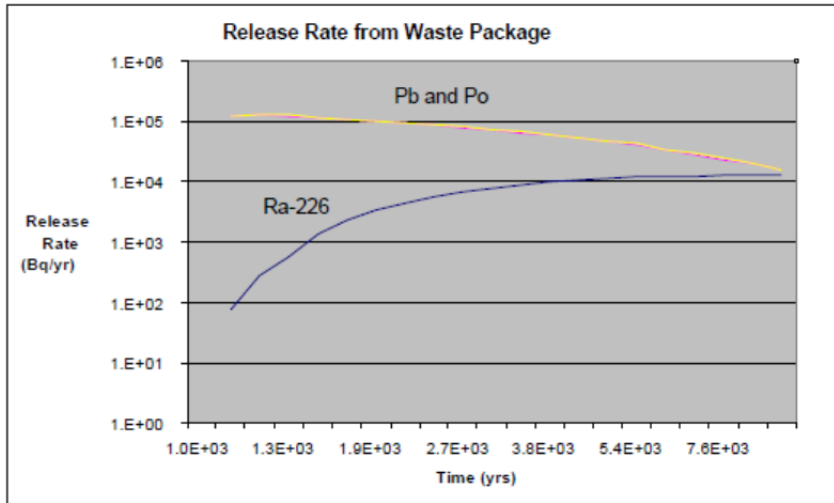


圖 2.31 BTC 案例獵人與採集者情境受限參數之核種外釋率變化

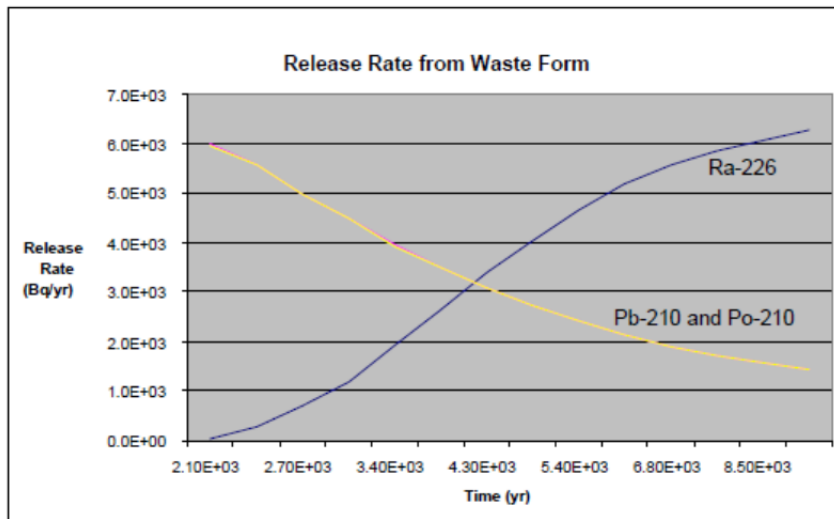


圖 2.32 BTC 案例獵人與採集者情境中等參數之核種外釋率變化

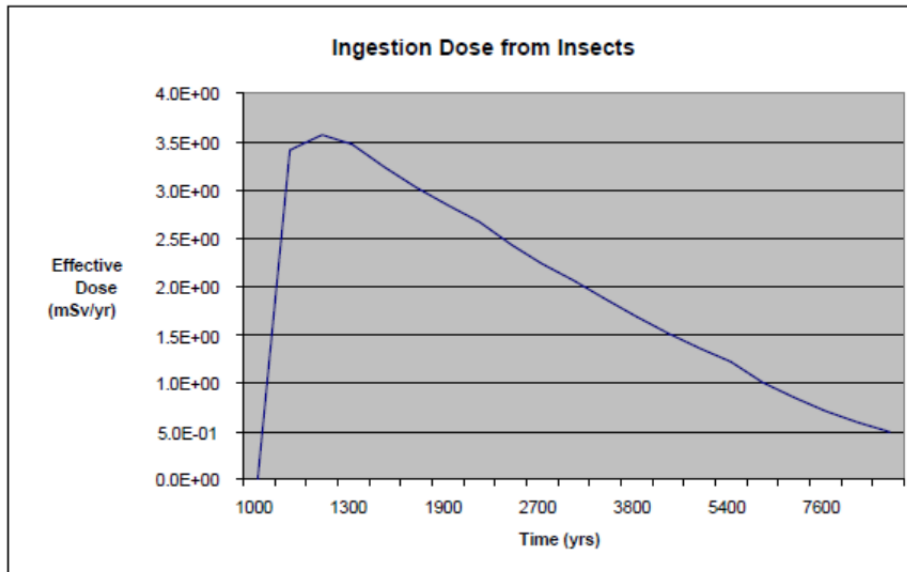


圖 2.33 BTC 案例獵人與採集者情境採用受限參數自蟲體之攝取劑量

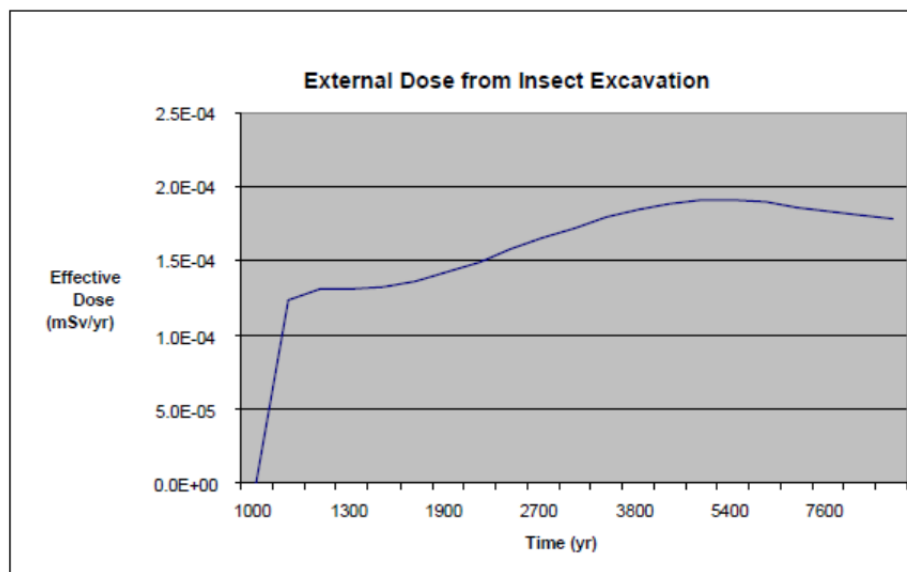


圖 2.34 BTC 案例獵人與採集者情境採用受限參數自蟲體鑽掘土壤之外部劑量

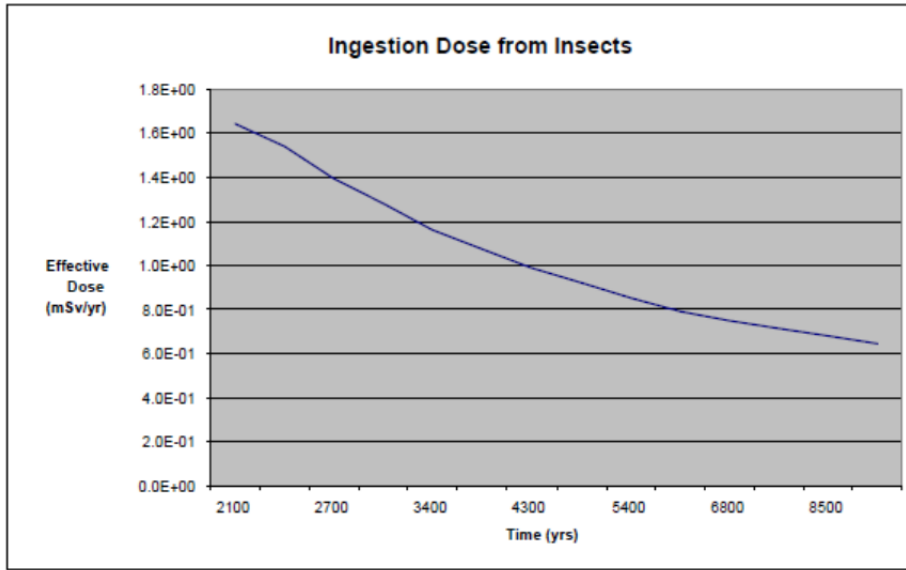


圖 2.35 BTC 案例獵人與採集者情境採用中等參數自蟲體之攝取劑量

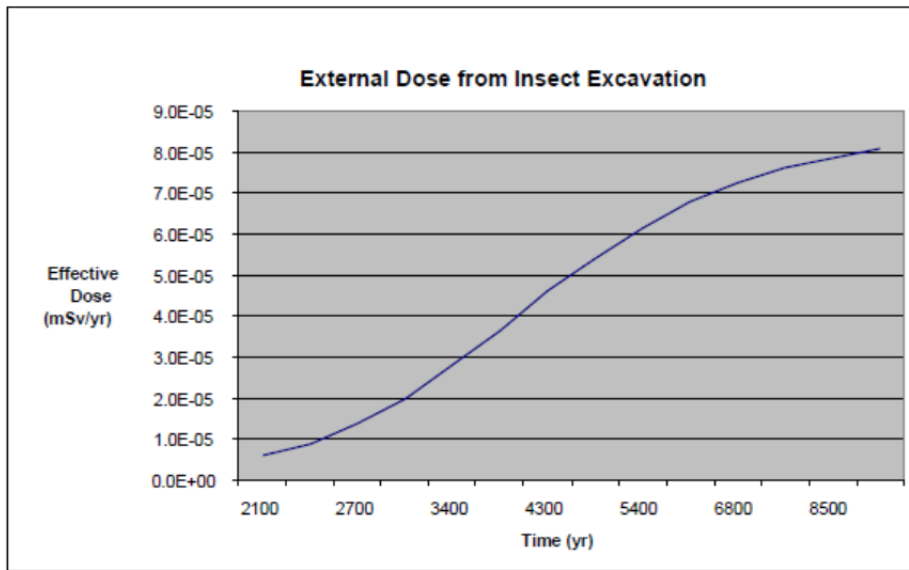


圖 2.36 BTC 案例獵人與採集者情境採用中等參數自蟲體鑽掘土壤之外部劑量

第三章、美國德州 Andrews Site 所採用安全分析模式架構與成果

本章主要在蒐集整理美國德州 Andrews Site 有關安全評估審查相關報告，所採用安全分析模式、架構、方法與成果。該場址的執照送審工作為由 WCS (Waste Control Specialists)公司於 2004 年 8 月向德州 TCEQ (Texas Commission on Environmental Quality)提送，於 2009 年 9 月通過取得最終執照(final license)，DOE 於 2010 年 1 月簽署聯邦回填(federal landfill)協議的所有權，TCEQ 擁有小型回填(compact landfill)的所有權，再由 WCS 租賃使用作為低階核廢料處置運轉，相關資料網址為 <http://1069712.sites.myregisteredite.com/wcs/>，共分 14 節連同各節附錄 87 項共有 34 大冊(最終版次 Rev. 12c, May 1, 2007)的電子檔可下載，資料相當多且完整，本章針對安全評估相關工作進行整理。

3.1 Andrew Site 背景說明

Andrew Site 位於美國德州中西部之 Andrew County 鄰近新墨西哥州，地理位置如圖 3.1 所示，是美國自 1981 年低放射性廢棄物處置管制法規(10CFR 61)發布後，獲得核准的第一個接收各類(A/B/C，含部分超 C 類)低放射性廢棄物的處置設施。設施型式是近地表處置，開挖方式是由地表明挖，處置場共分為二部分：第一部分為德州州政府擁有的聯盟廢料處置場址(compact waste disposal facility，以下簡稱 CWF)，具有 2,310,000 ft³與 3,890,000 居里(curies)的處置容量；另一部分為聯邦廢料處置場址(federal waste disposal facility，以下簡稱 FWF)，具有 26,000,000 ft³與 5,600,000 居里(curies)的總處置容量，執照核准為 15 年與可延長 10 年(Beach, 2011)。

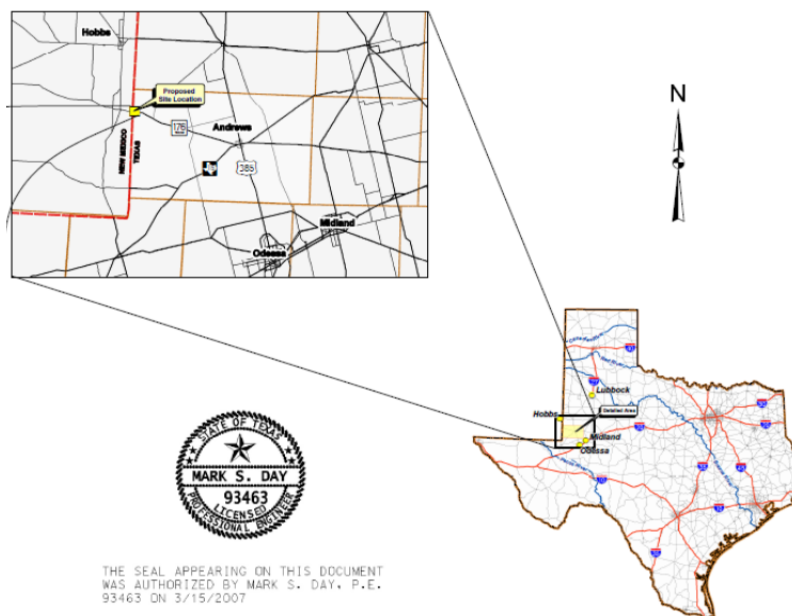


圖 3.1 Andrew Site 地理位置

場址於 2011 年 1 月開始進行工程施工，CWF 部分於 2011 年 9 月完工，2011 年 12 月開始運轉；FWF 部分於 2012 年 1 月完工，2012 年 3 月開始運轉。整個區域有超過 560 個鑽孔以確認場址不是位在含水層上，超過 460 個監測井記錄月水位資料，大部分資料確認為乾的狀態，超過 190 個監測井有進行實驗室水樣分析。場址特性部分，場址鄰近區域並不存在任何飲用水地下水源，黏土的水力傳導係數為 1×10^{-9} cm/sec，地表下 225 ft 的水力傳導係數為 1×10^{-8} cm/sec，地下水水平速率為 0.004 ft/yr，地下水定年顯示地下水年代約為 16000 年(Beach, 2011)。

3.2 層級審查過程 (Tier Review Process)

Andrew site 審照過程採用層級審查由 TCEQ 幕僚進行執照申請(License Application, LA)的實質審查。第一部分為行政審查(Administrative Review)目的在確認執照申請的行政程序上是否完備，是否可以進一步進行細部審查所需的所有資訊，共有 11 個主要審查要項：

1. 申請者資料與資格(applicant identification and qualification)
2. 建議的處置設施與場址(proposed disposal facility and site)
3. 活度與廢料特性(activities and waste characteristics)
4. 期程(schedules)
5. 財物保證(financial assurance)
6. 設施設計特點、施工與運轉(facilities design features, construction, and operation)
7. 場址特徵(site characteristics)
8. 安全計畫(safety programs)
9. 保固證書(warrant deed)
10. 申請作業費用(application processing fee): WCS 提供 500 萬美金現金帳號作為執照審查單位審照所需，可以超過原先規畫之 50 萬美金執照審查費用。
11. 證實決議文件(resolution of support)：為 Andrew 郡會議的決議文件同意 WCS 進行執照申請工作。

上述申請文件中每一審查要項皆需提供主要執照審查章節(primary LA sections)與輔助執照審查章節(supporting LA sections)的對應關係。

第二部分為評估審查(Evaluation Review)共有 4 個層級，目的在實質審查評估執照申請的內容與優缺點：

(1) 第 1 層級內容主要在審查

- (a) 場址的自然特徵是否適合做為建議的地表處置設施：自然特徵是否適合：包含地質、地形、地表與地下水文、氣象、自然災害、鄰近的土地利用，背景調查。監測資料與監測計畫是否充足：包含自然背景輻射等級、氬氣等級、空氣微粒等級、土壤特性包含化學特性、地表水

與地下水、植物群與動物群及處置設施對其之影響、場址進出之難易度。

- (b) 所建議地表處置場址是否充足：處置場址之容量與活度是否足以隔離(isolate)、保護(shield)與拘限(contain)低階核廢料以符合聯邦標準，可接受的運轉安全，可接受的經分析與探討之長期安全。
 - (c) 財物保證：申請者在財務上是否足以進行任何必要的除汙、除役、再回收與處置，以及場址與設施在運轉停止後之監管與維持。在除役與場址封閉後，足以支付任何非預期極端事件所造成公眾健康、安全及環境之為害。財物保證的總額與類型是否足以支付人或財產之潛在損害。財物保險是否充足與能所能達到之財物保險等級，
- (2) 第 2 層級內容主要在審查
- (a) 針對所規劃之處置作業，場址之地表處置設施是否合適，其工程與設計是否充足。
 - (b) 針對低階核廢料之化學、放射學、生物學特徵(Texas Health and Safety Code, 401.053)，場址之地表處置設施是否合適。
- (3) 第 3 層級內容主要在審查
- (a) 技術資格是否足以接收、儲存、處理與處置低階核廢料。
 - (b) 經驗是否足以管理與處置低階核廢料與放射性物質。
 - (c) 申請者之母公司或附屬機構過去是否在本州或其他地區有與放射性物質相關之運轉業務。
 - (d) 申請者之母公司或附屬機構過去是否在本州或其他地區有記錄符合 Texas Health and Safety Code, 401.243 之環境法令、規範或執照。
 - (e) 受雇員工之訓練計畫與建議場址或處置活動有關。
 - (f) 監測、資料保存與報告規畫。
 - (g) 低階核廢料外溢與清理計畫。
 - (h) 除役與處置場封閉後之計畫。
 - (i) 保安計畫。
 - (j) 工作人員之監測與保護計畫。
 - (k) 緊急計畫。
 - (l) 申照階段之背景調查計畫，包含場址背景條件與在自然參數下場址變化趨勢分析，包含自然背景輻射等級、氬氣等級、空氣微粒等級、土壤特性包含化學特性、地表水與地下水特徵、場址植物群與動物群、是否足以在執照條約下管理場址與活動。
- (4) 第 4 層級內容主要在審查
- (a) 場址附近之土地利用是否適合，以及是否會對處置場之施工與運轉造成影響。
 - (b) 對 Andrew 郡之社區可能的社會經濟效益，包含所建議處置設施、其運轉以及低階核廢料運送過程。

3.3. Andrew Site 處置方式

Andrew Site 處置方式為地表處置如圖 3.2 場址空照圖與處置場配置圖 3.3 所示，包含 2 個設施，分別是接收德州聯商業盟廢棄物的聯盟廢棄物設施(CWF)；以及接收美國能源部國防工業低放廢棄物的聯邦廢棄物設施(FWF)，圖中 FWF 之 CDU (Canister Disposal Unit)與 NCDU(Non-Canister Disposal Unit)分別為採用處置容器單元與非採用處置容器之設施，RCRA (Resource Conservation and Recovery Act)為資源保存與回收法案。這理所指的處置容器(canister)為加勁混凝土容器(reinforced concrete canister)，有圓柱形與長方體二種，如圖 3.4 與 3.5 所示，圓柱形處置容器將置放於開挖之梯形處置窖外圈，內圈較平整區域則用長方體處置容器，每一圓柱形處置容器，將供 14 個 55 加侖廢料桶存放，而長方體處置容器，將供 4 個 B-25 方型廢料盒存放。

CWF 佔地約 30 英畝，總開挖深度約 80 英呎之梯形坑，邊坡坡度為 2:1(水平:垂直)，開挖底部面積為 560 英呎×150 英呎，扣除覆蓋層與襯砌，約有 50 英呎供存放 4 層廢料容器。FWF 處置方式與 CWF 類似但較大較深，佔地約 89 英畝，總開挖深度約 125 英呎之梯形坑，邊坡坡度為 2:1(水平:垂直)，CDU 開挖底部面積為 505 英呎×142 英呎，扣除覆蓋層與襯砌，約有 80 英呎供存放 7 層廢料容器；而 NCDU 開挖底部面積為 505 英呎×14225 英呎，扣除覆蓋層與襯砌，約有 80 英呎供存放散裝廢棄物。

Andrew Site 處置方式之覆蓋系統與襯砌系統之斷面設計如圖 3.6-3.8 所示，分別為供 CWF、FWFCDU 與 FWF-NCDU 處置所需，在覆蓋系統部分此三者採用相同作法，此三個處置單元主要差異在襯砌系統設計概念，以最多層之 FWF-CDU 為例(圖 3.6)，處置單元底部與週圍最外圈皆為厚 3 英呎之壓密黏土層(compact clay liner)，鋪上不織布(geomembrane)後再用加勁網(geocomposite drain)固定，重覆施做一次，底部再覆蓋厚 1 英呎之砂土作為排水層(sand drainage layer)，側邊與底部再覆蓋厚 1 英呎之混凝土襯砌，差異在側邊沒有砂土排水層，而在 Appendix 3.0-1 中之 Fig.3.0-1-4 有圖說在 FWF-CDU 之底部混凝土層上有再覆蓋 2 英呎之土粒保護層(protective granular soil)，圖 3.7 中未顯示此層。相較於 FWF-CDU，CWF(圖 3.6)差異在地工織物僅用一套，未如 FWF-CDU 施作二套，而 FWF-NCDU(圖 3.8)相較於 FWF-CDU 差異在未使用混凝土層。



圖 3.2 Andrew Site 空照圖(日期：7/19/2011)

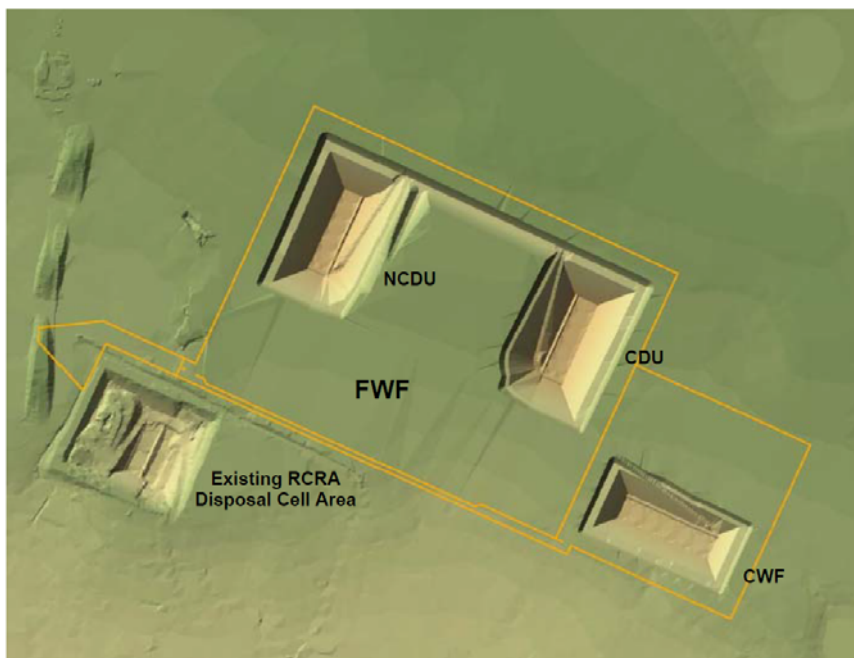


圖 3.3 Andrew Site 處置場配置

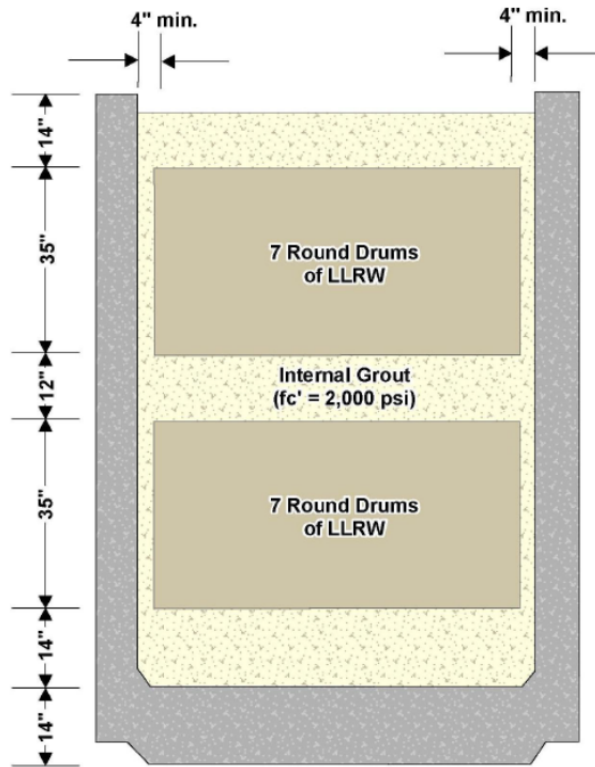


圖 3.4 加勁混凝土圓柱形處置容器

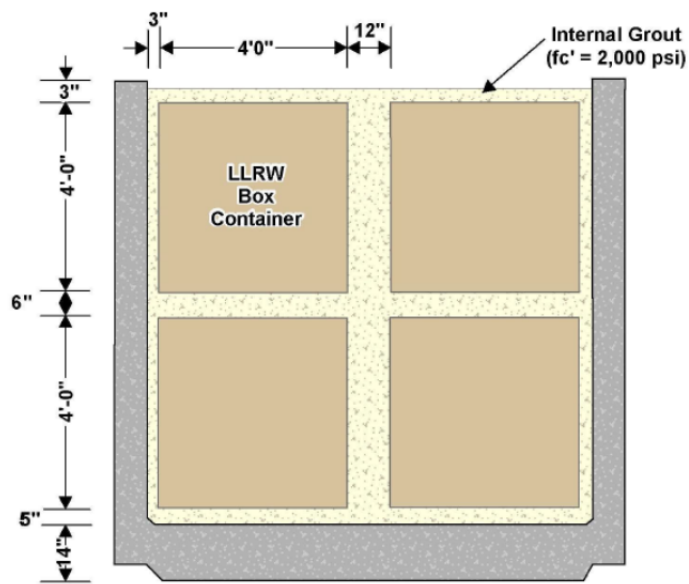


圖 3.5 加勁混凝土長方體處置容器

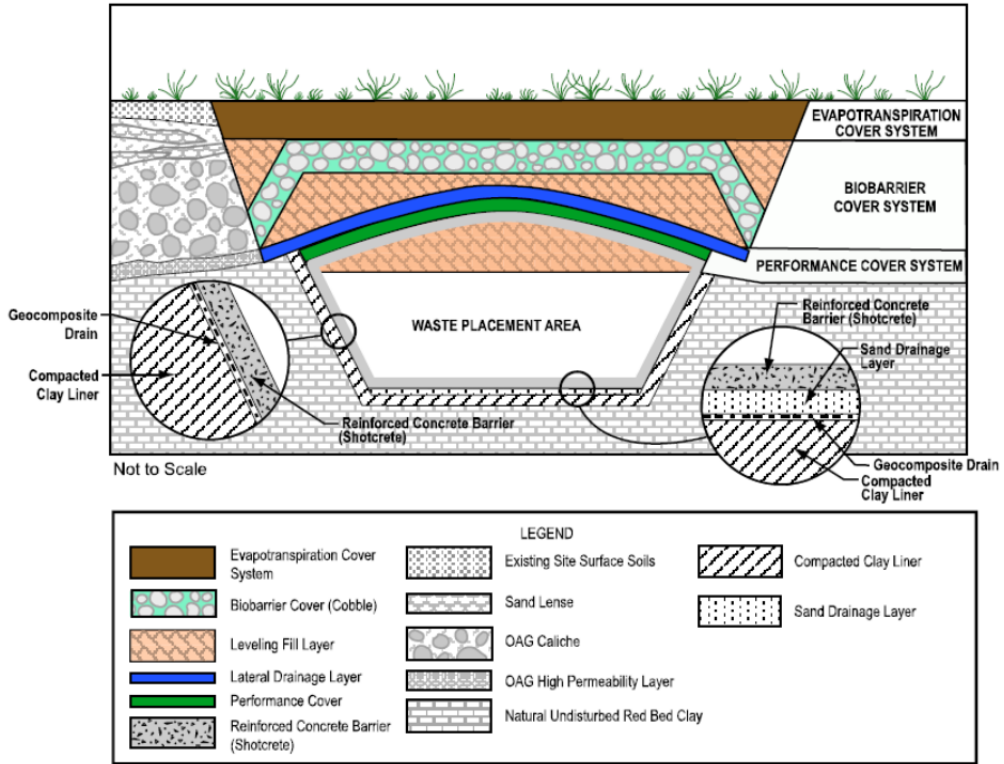
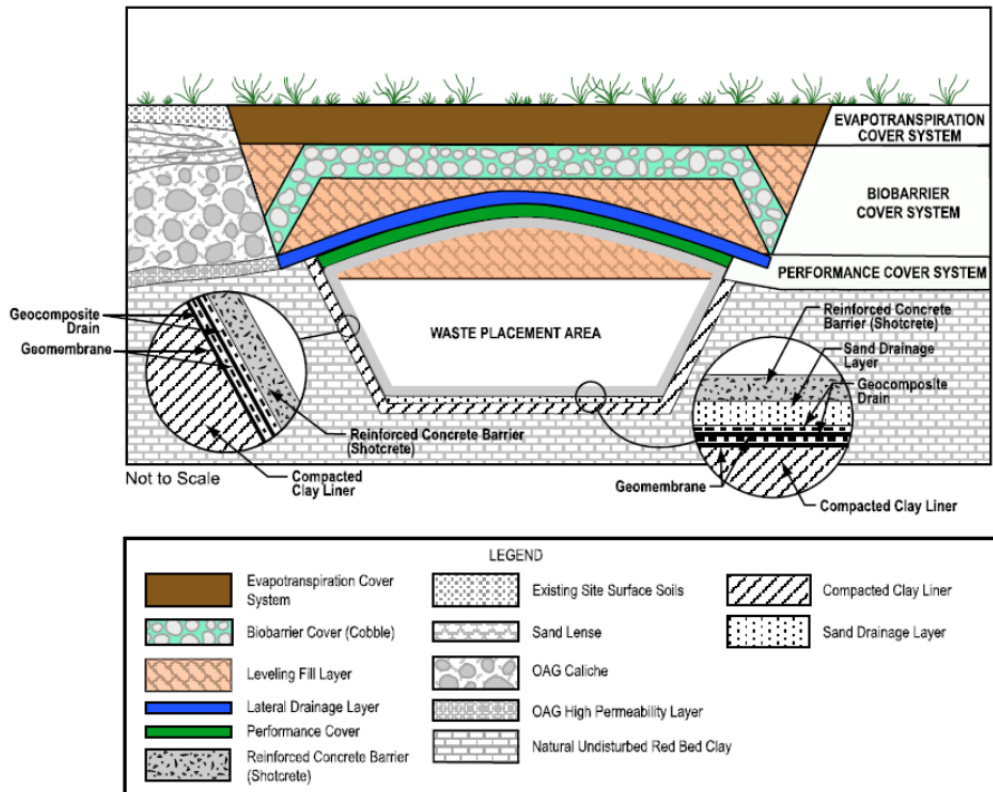


圖 3.6 CWF 處置單元之覆蓋與襯砌斷面圖



43 圖 3.7 FWF-CDU 處置單元之覆蓋與襯砌斷面圖

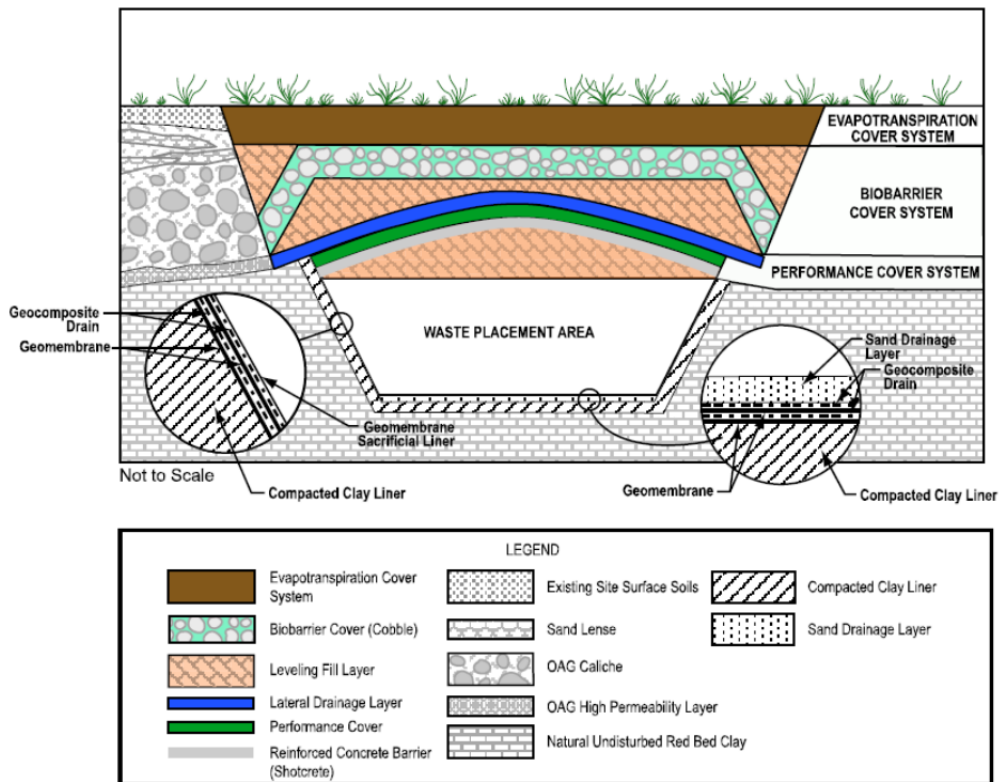


圖 3.8 FWF-NCDU 處置單元之覆蓋與襯砌斷面圖

Andrew Site 之 CWF、FWF-CDU 與 FWF-NCDU 採用相同之覆蓋系統概念如圖 3.9 所示，包含功能障壁覆蓋層(performance cover system)、生物障壁覆蓋層(biobarrier cover system)與蒸發散覆蓋層(evapotranspiration cover system)，各層細部設計如圖 3.10 所示。

圖 3.11 為功能障壁層示意圖，先鋪上土工織布(geotextile fabric)區隔，再以紅黏土(red bed clay)做為整平或拱起回填材料後，鋪上 1 英尺的混凝土層、3 英尺的低滲透紅黏土層、不織布與加勁網、2 英尺的側向排水層。功能障壁層的主要目的在符合處置設施的功能目標，是覆蓋層系統最重要的一環，而蒸發蒸散層與生物障壁層都是為增強功能障壁層而設計。功能障壁層功能是拘限設施多餘的水分或使水轉向排出，其設計包括的側向排水層，可以將直接入滲的水導向側邊排出，避免不必要的入滲、沉陷與陷落

圖 3.12 為生物障壁覆蓋層示意圖，先鋪上土工織布區隔，再以紅黏土(red bed clay)做為整平或拱起回填材料後，鋪上 3 英尺的卵石(cobble)做為生物入侵障壁層。生物障壁層功能是防止不必要的動植物侵入，卵石所構成的障壁與卵石間空隙以波特蘭水泥回填，此障壁主要功能是保護設施避免受到風或水的侵蝕，以及阻擋植物根部、掘穴動物的侵入。

圖 3.13 為蒸發散覆蓋層示意圖，先鋪上土工織布區隔，再 1 英尺砂土做濾材覆蓋、再覆蓋土工織布、2 英尺原生細料土壤、1 英尺原生條件土壤層，最後再種植旱作植物覆蓋。蒸發蒸散層的角色主要是透過植物作用，讓進入土壤空

隙間的雨水蒸發或蒸散，作為覆蓋層系統最上面的一層，蒸發蒸散層還要能夠維持場址長時期穩定性。依據 WCS 研究分析，位在半乾燥氣候環境的 Andrew 場址，使用蒸發蒸散層最為有利，這點也從美國各州的掩埋場獲得實證，WCS 參考許多其他掩埋場設計與天然資源保護協會(Natural Resources Conservation Service, NRCS-Andrew Office)的建議，選擇能夠抵擋惡劣環境的禾草類植物為植被，經過野外試驗其好處為不需要主動維護且可適應不同的氣候變化。

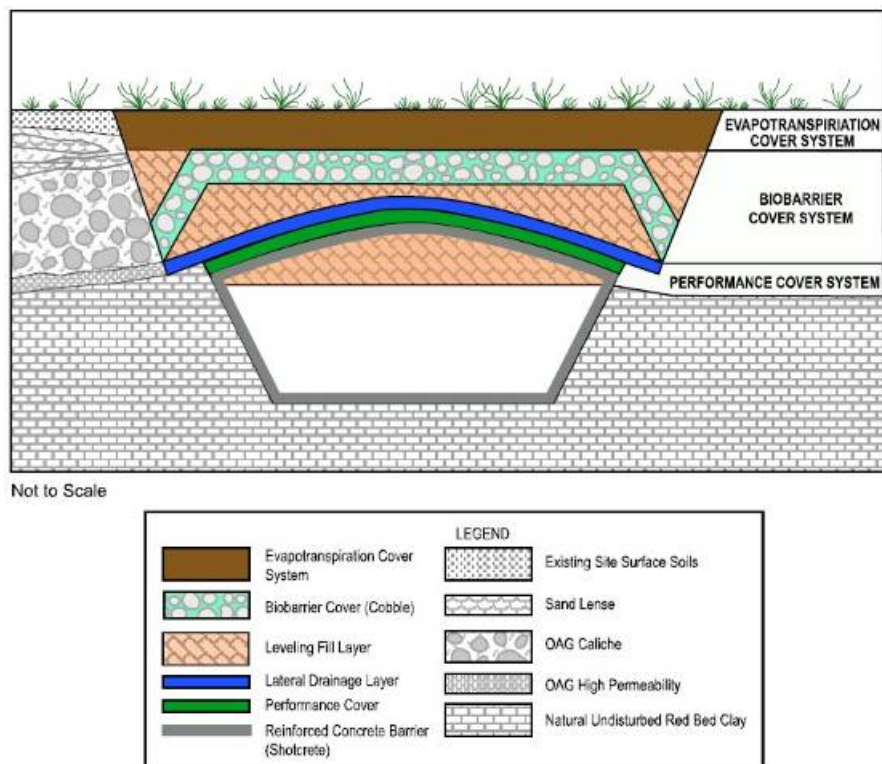
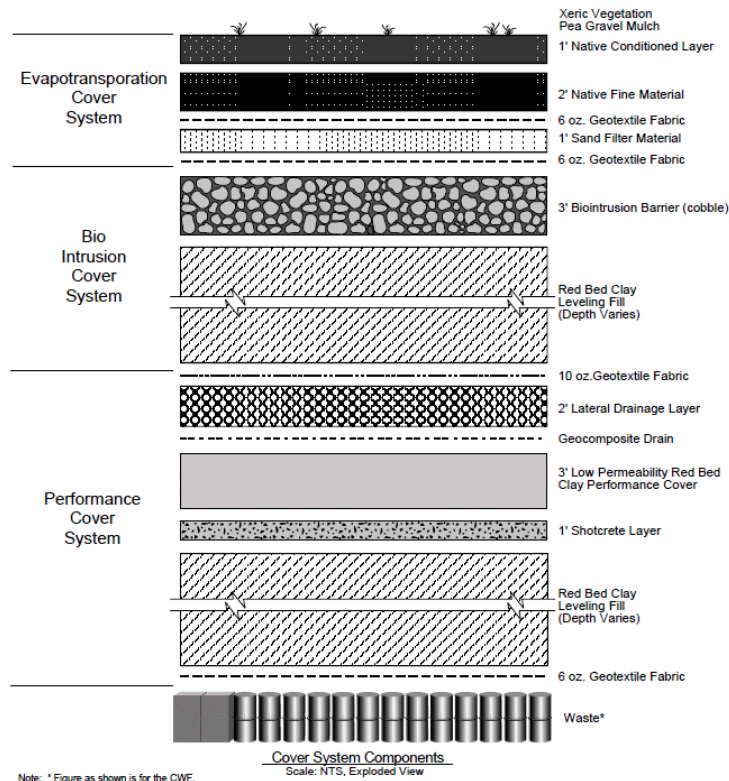
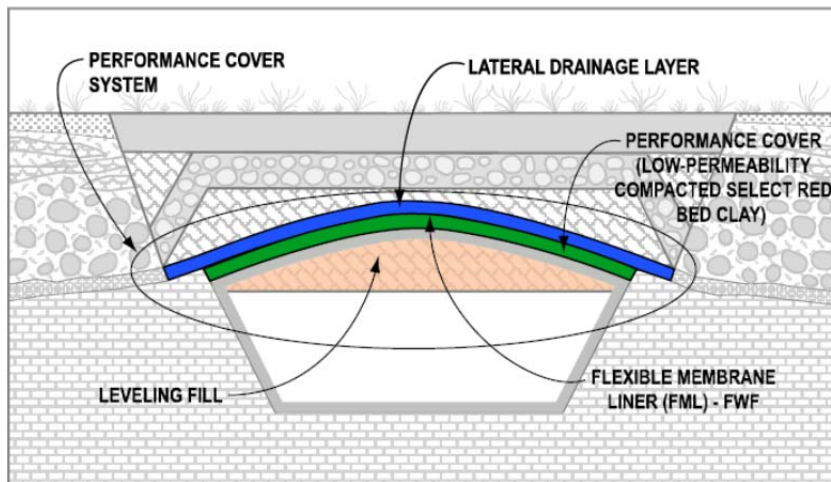


圖 3.9 Andrew Site 覆蓋系統設計概念



Note: * Figure as shown is for the CWF.

圖 3.10 Andrew Site 覆蓋層的設計概念



Not to Scale

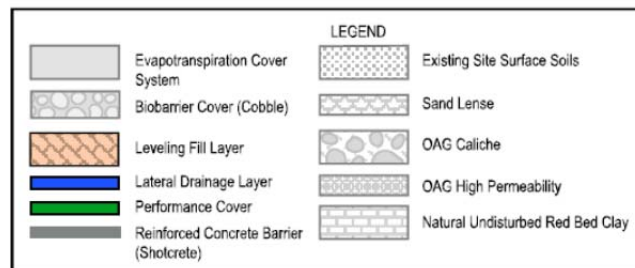
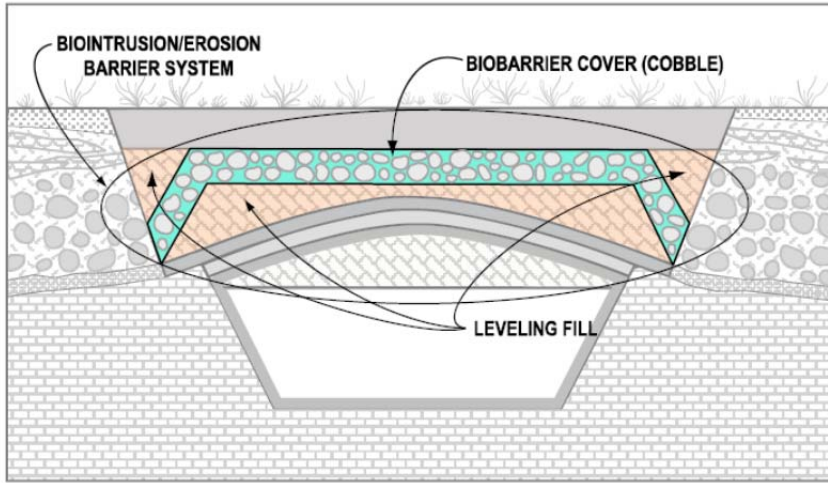


圖 3.11 Andrew Site 功能障壁覆蓋層示意圖



Not to Scale

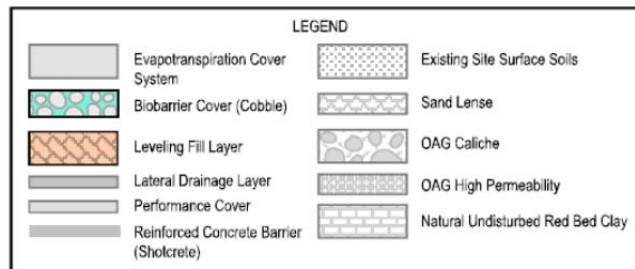
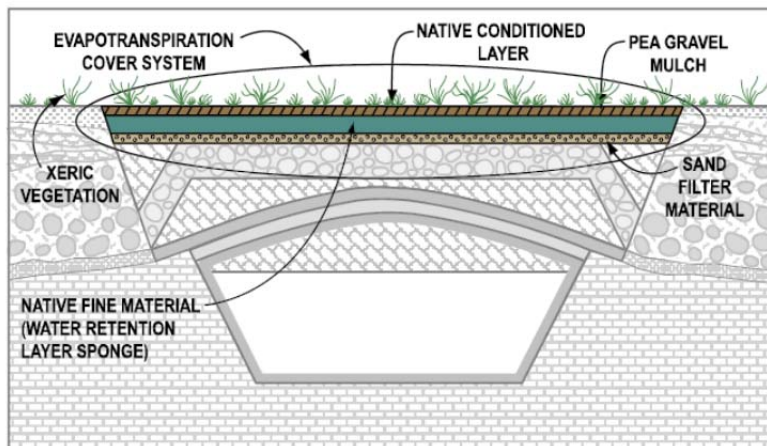


圖 3.12 Andrew Site 生物障壁覆蓋層示意圖



Not to Scale

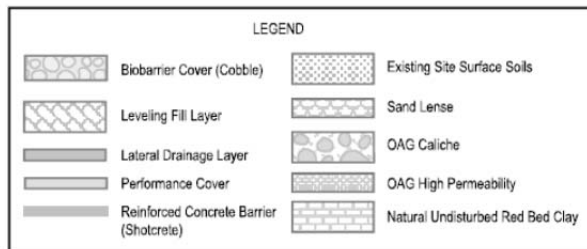


圖 3.13 Andrew Site 蒸發蒸散覆蓋層示意圖

3.4 Andrew Site 場址特性

Andrew 低放處置設施的位置在德州與新墨西哥州邊界附近，行政區隸屬德州安德魯郡(Andrews County, Texas)，場址獲得選定的主要原因包括：地處德州偏遠且人煙稀少的西部邊陲、最近的住宅約在西邊 3.5 英哩外的新墨西哥州境內、場址鄰近地區缺少地表水以及適合飲用的地下水，預期不會有人口成長的可能性、場址年降水量遠低於蒸發散量(劉文忠，2001)。

3.4.1 氣象與氣候

根據 2000 年 1 月至 2005 年 12 月 WCS 在 Andrew Site 的觀測資料，年平均降雨為 15.8 英吋(01/2000~12/2005)，最大日降雨為 4.4 英吋/日，NOAA 估算之 100 年重現期最大日暴雨為 6.1 英吋/日，該期間最高溫為 107.9 °F，最低溫為 37 °F，月均溫最高為 7 月 82 °F，最低為 12 月 42.2 °F，月平均相對溼度最高為 10 月 80%，最低為 4 月 30%。該地區風速月與月間差異不大且相對較大，風速介於 8-11.5 mph，主要為南風，2 公尺與 10 公尺高度之最大風速曾達 32.8 mph 與 43.6 mph。此外根據 Andrew 郡 1/1/1993-5/31/2004 的資料顯示，期間共有 2 次龍捲風(1994 為 F0 等級與 1997 為 F1 等級)，平均每年約有 3.2 次的暴雨與 6.2 次的冰雹，沒有閃電的記錄，5-8 月間容易有洪水，冬季與初春容易有沙塵暴。

3.4.2 地表水文

由於位於半乾旱地區，因此場址與鄰近地區並無常態型河流經過，場址半徑 5 英哩範圍內有些乾鹽湖(playa)與人工蓄水池(stick pond)，通常乾鹽湖約可蓄水達 2 周，而人工蓄水池可蓄水達數月至數年，由於場址位於區域地形稜線的頂端，因此上游排水的影響也較小，而場址之地表排水設計可以保護處置設施免於 100 年重現期暴雨條件之洪水侵襲，場址比 100 年重現期暴雨條件洪水線高約 35 ft。

3.4.3 水文地質與地下水文

圖 3.14 為 Andrew Site 水文地質 A-A'剖面位置圖，圖 3.15 為該剖面水文地質概念模型，場址下方底部主要構造為 Copper Canyon Formation，涵蓋場址下方達 500 英呎以上，其 K 值 10^{-9} cm/sec；場址下方 225 英呎有一橫向 Foot Sandstone，其 K 值約 10^{-8} cm/sec，為主要地下水橫向傳輸路徑，下方 180 英呎、125 英呎、80 英呎分別有橫向帶狀 Foot Sandstone，其中在 125 英呎與 80 英呎處之 Foot Sandstone 為相對乾燥區域，近地表存在有 OAG 單元是指由 Ogallala 層、Antlers 層、以及 Gatuna 層等 3 個地層所組成，彼此難以區別的薄岩層，由於 Ogallala 層是北美相當重要的含水層，在安德魯低放處置場址僅有不到 15 英呎厚，圖 3.15 中藍色虛線劃分地下水位面演化，顯示處置場下方為未飽和狀態，不會與任何連續水體有接觸，亦不會滲入處置場下方之 OAG 單元，透過

OAG 單元，未來覆蓋層的排水可以快速導離處置場。

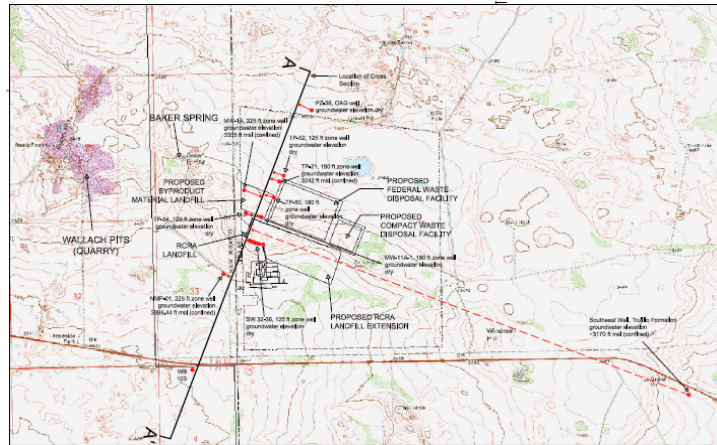


圖 3.14 Andrew Site 地質剖面(A-A')位置圖

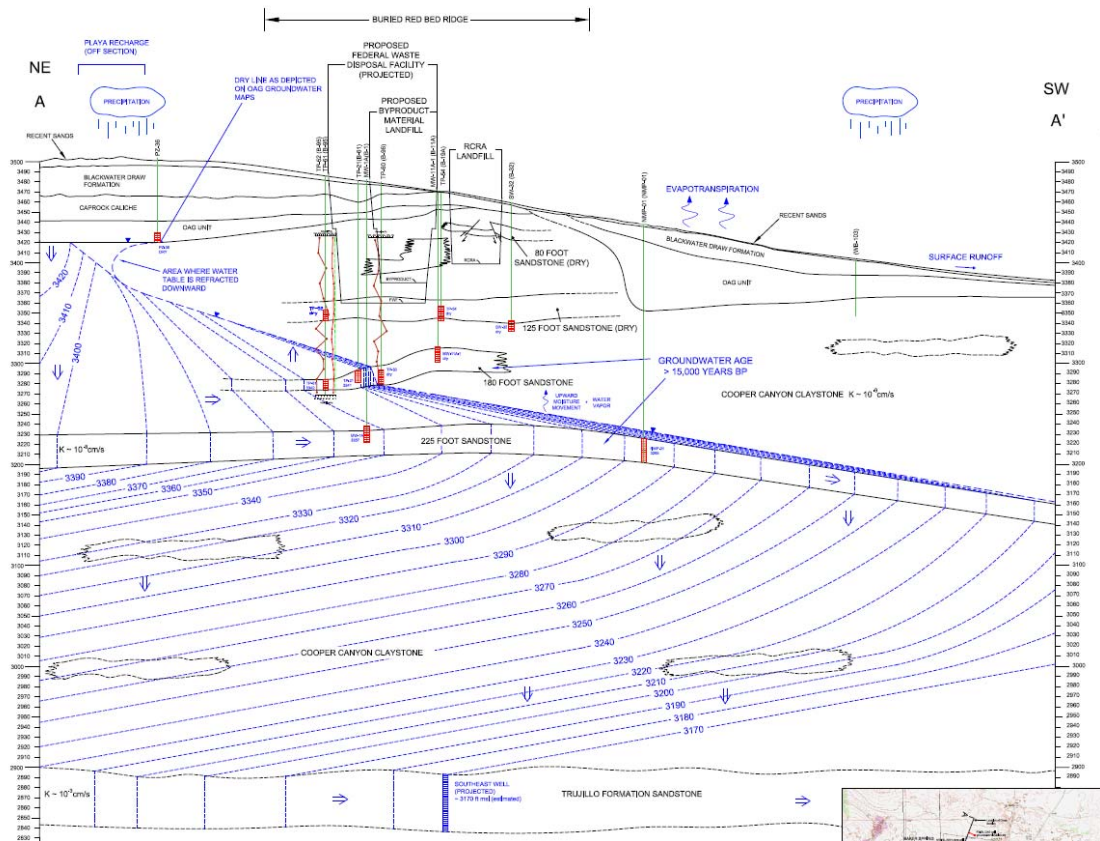


圖 3.15 Andrew Site A-A'剖面水文地質概念模型

3.4.4 土工與地化特性

地表自然坡度為 1%向西南方向，為足以提供有效地表排水且不會造成明顯沖蝕與泥沙輸送，且處置場下方在 OAG 單元上方存在碳酸鈣蓋岩(caprock caliche)提供天然的屏障防止動物與人類入侵，而蓋岩上方有厚約 18 英吋的

Blakeney-Conger Series loam/clay-loam soils，為相對乾燥的土層，下方蓋岩的低滲透特性提供良好阻絕垂直方向的入滲。2001-2004 年所進行之地下水樣分析包含主要離子濃度與總溶解固體濃度(TDS)，OAG 單元之地下水主要為碳酸氫鈣 (calcium bicarbonate, $\text{Ca}(\text{HCO}_3)_2$) 與碳酸氫鎂 (magnesium bicarbonate, $\text{Mg}(\text{HCO}_3)_2$) 類型，TDS 約 400-1200 mg/L；而 225 英尺 foot zone 的地下水組成差異較大，主要為硫酸鈉(sodium sulfate, Na_2SO_4) 類型，TDS 亦高出許多約 3800-4700 mg/L。

3.4.5 自然資源

石油開採有 75 年的歷史，處置場鄰近區域的油井多已荒廢，西南方數百碼位置有一油井已於 2002 年 4 月停止開採，場址區域並無其他自然資源。

3.5. Andrew Site 所採用功能評估(performance assessment)架構

Andrew Site 所採用之功能評估架構為參照美國原子能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission)三份導則文件：

- (1) NUREG-1200, "Standard Review Plan for the Review of a License Application for Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility," January 1991.
- (2) NUREG-1573, "A Performance Assessment Methodology for Low-Level Radioactive Waste Disposal Facilities," October 2000.
- (3) NUREG-1199, "Standard Format and Content of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility," January 1991.

功能評估目的需符合下列四個德州管制法規：

- (1) 30 TAC §336.724 (relating to Protection of the General Population from Releases of Radioactivity)
- (2) 30 TAC §336.725 (relating to Protection of Individuals from Inadvertent Intrusion)
- (3) 30 TAC §336.726 (relating to Protection of Individuals during Operations)
- (4) 30 TAC §336.727 (relating to Stability of the Disposal Site after Closure)

而申請者針對功能評估工作需提供下列資訊：

- (1) 用於證明達到功能評估目的所使用的資料
- (2) 資料如何蒐集
- (3) 概念模式發展
- (4) 定義情境與路徑
- (5) 選取適用之數學模式與程式
- (6) 模式(程式)的檢定與程式執行後之輸出資料
- (7) 敏感度與不確定性分析

(8) 決定場址足以達到功能評估目的

CWF 物料清單在 35 年運轉期總計 A 類總體積約 $2.49 \times 10^6 \text{ ft}^3$ 、總活度為 5.76×10^4 居里，B 類總體積約 $2.44 \times 10^5 \text{ ft}^3$ 、總活度為 1.03×10^6 居里，C 類總體積約 $3.20 \times 10^4 \text{ ft}^3$ 、總活度為 3.64×10^6 居里，合計總體積約 $2.8 \times 10^6 \text{ ft}^3$ 、總活度為 4.7×10^6 居里，報告 Appendix 8.0-1 中 Table 8.0-1-6 列有各核種濃度。FWF-CDU 物料清單在 35 年運轉期總計 A/B/C 類總體積約 $2.43 \times 10^7 \text{ ft}^3$ 、總活度為 1.64×10^7 居里，主要來自 B/C 類的低階核廢料；FWF-NCDU 只有 A 類廢棄物，物料清單在 35 年運轉期總計總體積約 $3.26 \times 10^7 \text{ ft}^3$ 、總活度為 7.5×10^3 居里，報告 Appendix 8.0-2 中 Table 8.0-2-5 列有各核種濃度與廢料來源之政府部門單位。除 CWF 與 FWF 外另外有現存 RCRA 回填區(緊鄰 FWF 西南方，為已接收豁免於管制知射性廢料，設施體積為 $2.7 \times 10^7 \text{ ft}^3$)與 11e(2)副產品設施(審查中，主要接收鈾與鈾礦場與加工廠之副產品，型態為散裝，設施體積為 $2.9 \times 10^6 \text{ ft}^3$)，二者之主要暴露路徑為風輸送與地下水，這二處之物料清單如表 3.1 與表 3.2 所示，利用 RESRAD 進行劑量評估，結果在 10000 年後 RCRA 與 10e(2)二處設施之最大劑量皆為 0。

表 3.1 Andrew Site RCRA 物料清單

Nuclide	Average Concentration in Facility (pCi/g)	Total Inventory (Ci) ^(a)
H-3	18,000	20,000
Cs-137	0.9	1
Ra-226 + decay products	15	17
Th-232 + decay products	28	30
U-238 + decay products	84	92
Am-241	25	28

(a) Based on facility volume of 900,000 cy and waste density of 1.6 g/cm³.

表 3.2 Andrew Site 11e(2)副產品物料清單

Nuclide	Maximum Concentration (pCi/g)	Total Inventory (Ci) ^(a)
Ac-227	7,670	9,090
Pb-210	84,680	100,000
Po-210	84,680	100,000
Pa-231	4,041	4,790
Ra-224	128	152
Ra-226	84,680	100,000
Ra-228	128	152
Th-228	128	152
Th-230	12,580	14,900
Th-232	128	152
U-234	85.34	101
U-235	3.901	4.62
U-238	85.34	101

(a) Based on waste volume of 968,000 cy and waste density of 1.6 g/cm³.

功能評估目標在符合聯邦與德州法規要求之處置場功能目標，保護工作人員、保護一般公眾、維持場址長期穩定、保護無意闖入者，功能評估考慮三個階段，包涵運轉期、監管期與後監管期，運轉期為 35 年，監管期為 100 年，功能評估模擬先以 10,000 年為主，再延長至 100,000 年以考慮長半衰期核種之影響。功能評估標準在正常運轉與封閉後之劑量限制在一般公眾為 25 mrem/yr (=0.25 mSv/yr)，工作人員為 50 mSv/yr，意外情節在一般公眾為 1 mSv/yr，處置場外部空氣暴露為 0.1 mSv/yr (EPA NESHAP rules)。功能評估之暴露路徑與情節主要有空氣路徑、土壤路徑、地下水路徑、地表水路徑、植物路徑、穴居動物路徑(burrowing animal pathway)與直接外部路徑(direct external pathway)，詳細之路徑模型、受體與所考慮評估階段如表 3.3 所示。表中詳細進行模式、試算表或手算的情境路徑有 A1 A3, A6, A8, A9, S1, S3, G1, G2, G3, W2, D1, D3 等 13 個。

所有功能評估中最重要的是地下水路徑，概念模型與特徵如下：

- (1) 從覆蓋層入滲
- (2) 水接觸到處置單元內的廢棄物
- (3) 核種透過水釋放與傳輸至處置單元底部
- (4) 核種接續經由土壤或砂岩水平與垂直傳輸
- (5) 核種進入含水層
- (6) 核種稀釋與經由水井抽取外釋

表 3.3 Andrew Site 所採用暴露路徑模型

Pathway	Release Process	Receptor					Period of Concern	
		Worker	Disposal Site Boundary	Nearest Resident	On-site Intruder	Operations	Institutional Control	Post-Institutional Control
Air Pathway								
A1, Airborne dust from open bulk waste cell during operations	Dust resuspension	X	X	X		X		
A2, Airborne dust from loading and transport of bulk waste	Dust resuspension	X	X	X		X		
A3, Airborne gases from waste cell during operations (H-3, C-14, Kr-85, I-129, radon)	Waste decomp. & rad. decay	X	X	X		X		
A4, Evaporating water from disposal unit sumps in bulk waste cell during operations	Evaporation	X	X	X		X		
A5, Suspension of post-closure residual soil contamination	Dust resuspension	X	X	X	X		X	X
A6, Gas emanation through finished cover (H-3, C-14, Kr-85, I-129, radon)	Waste decomp. & rad. decay	X	X	X	X		X	X
A7, Transport of contamination exhumed by burrowing animals and deep-rooted plants	Dust resuspension				X			X
A8, Air releases associated with a dropped, breached canister	Dust resuspension	X	X	X		X		
A9, Air releases associated with a truck fire	Fire	X	X	X		X		
A10, Air releases associated with a tornado	Dust resuspension	X	X	X		X		
Soil Pathway								
S1, Worker inadvertent soil ingestion	Residual contamination	X				X		
S2, Inhalation of off-site resuspended soil contamination (contaminated by dust deposition)	Dust deposition & resuspension		X	X		X		
S3, External radiation from off-site soil contamination (contaminated by dust deposition)	Dust deposition		X	X		X		
Groundwater Pathway								
G1, Leaching and groundwater transport through red beds to a well screened above the red beds	Leaching from disposal cell		X		X	X	X	X
G2, Leaching and groundwater transport through 125-foot zone to a well screened above the red beds	Leaching from disposal cell		X		X	X	X	X
G3, Leaching and groundwater transport of radionuclides to a well screened in the 225-foot water-bearing zone	Leaching from disposal cell		X		X	X	X	X
G4, Leaching and groundwater transport of radionuclides to a well screened in the Trujillo sandstone	Leaching from disposal cell		X		X	X	X	X
G5, Leaching and groundwater transport of radionuclides to a well screened in the Santa Rosa formation	Leaching from disposal cell		X		X	X	X	X
Surface Water Pathway								
W1, Off-site transport of bulk waste as a result of high precipitation or flood conditions	Surface runoff		X	X		X		
W2, Surface water transport of ground-deposited contaminated dust to a low-lying area	Surface runoff		X	X		X		
W3, Surface water run-on and contaminant transport (precluded by design features)	Surface runoff		X	X		X		
Plant Pathway								
P1, Mesquite logs gathered from the Site, post-closure, used locally for firewood	Waste exhumation by roots				X			X
P2, Cattle grazing on deep-rooted grass	Waste exhumation by roots				X			X
Burrowing Animal Pathway								
B1, Waste exhumation by burrowing animals (precluded by depth of burial)	Dust resuspension				X			X
Direct External Pathway								
D1, Exposure to high activity waste packages during operations	Direct radiation	X	X			X		
D2, Exposure through the finished cover to an on-site maintenance worker after closure	Direct radiation	X					X	
D3, Exposure to inadvertent intruder well mud pit	Direct radiation	X			X			X

3.6 Andrew Site 所採用安全分析模式

安全評估所採用之模式主要有 4 個，分述如下：

(1) HELP (Hydrologic Evaluation of Landfill Performance, Ver. 3.07, USAE 1997)

地表處置功能評估中最重要之關鍵因子為入滲量，HELP 程式被使用來計算經由工程障壁層之入滲量。輸入資料有氣象、土壤、覆蓋系統等資訊，模式

計算考慮逕流、入滲、蓄水量、蒸發散、植被生長與側向排水。由於 HELP 模式僅使用飽和水力傳導係數，因此多會高估入滲量。

(2) SWAT (Soil Water Assessment Tool-2000, Neitsch et al., 2002)

SWAT 用來計算覆蓋系統的水沖蝕速率，並驗證 USLE(Universal Soil Loss Equation)的估算結果，以 50000 年的估算，FWF 設施的年平均沖蝕率為 7.1×10^{-6} ft/yr，USLE 為 3.25×10^{-5} ft/yr，蒸發散層 50000 年將損失 4.26 英吋(採用 Hobbs, NM 的氣候資料以比擬現況氣後條件)或 24.06 英吋(採用 Wichita, KS 的氣候資料以比擬 50000 年後氣後上限條件)，CWF 則分別為 4.22 英吋或 23.84 英吋。

(3) MicroShield Ver. 5 (Grove, 1996)

MicroShield 模式計算核種的外部輻射曝露與劑量，模式採用解析解與積分推估源項的外部輻射量，需輸入源項的各核種濃度、防護層尺寸與材質、受體位置，輸出為受體所在位置之輻射暴露率與劑量吸收率。此模式被用來計算工作人員與鑽井情境之意外入侵之外部劑量。

(4) RESRAD (Residual Radiation, Ver. 6.3, DOE2001)

RESRAD 可以考慮多路徑之劑量與風險評估，包含來自土壤、空氣、地下水、植物與動物。模式以解析解計算核種在地下水傳輸，模式給定土壤中之核種初始濃度，再計算經由地下水、空氣與食物鏈到人類之暴露劑量，可以考慮的暴露路徑包含經由受污染的土壤、吸收土壤或水產透過飲用水、作物灌溉、土壤直接輻射、粉塵吸入、氬氣吸入、作物生產與畜牧生產。

3.7 Andrew Site 功能評估結果

3.7.1 功能評估結果

不同路徑功能評估 10,000 年計算結果如表 3.4a 與表 3.4b 所示，皆符合管制標準。

表 3.4a Andrew Site 功能評估 10,000 年劑量結果

	CWF (mrem/yr)	FWF-CDU (mrem/yr)	FWF-NCDU (mrem/yr)	Maximum/ Total (mrem/yr)	Criterion (mrem/yr)
Normal Operations, Worker					
Pathway A1, dust	0	0	1.8E+01		
Pathway A3, gases	0	0	1.1E-03		
Pathway S1, soil ing.	0	0	1.3E-01		
External gamma(a)	2.4E+02	9.5E+01	1.1E+01		
Total	2.4E+02	9.5E+01	2.9E+01	3.6E+02	5,000
Normal Operations, Site Boundary Individual					
Pathway A1, dust	0	0	2.4E-02		
Pathway A3, gases	0	0	4.6E-06		
Pathway S3, ext rad	0	0	1.4E-05		
Pathway G1, gw red bed	0	0	0		
Pathway G2, 125 zone	0	0	0		
Pathway G3, 225 zone	0	0	0		
Pathway W2, surf water	0	0	4.9E-04		
Total	0	0	2.5E-02	2.5E-02	25
Normal Operations, Nearest Resident					
Pathway A1, dust	0	0	1.1E-04		
Pathway A3, gases	0	0	2.1E-08		
Pathway S3, ext rad	0	0	6.4E-08		
Pathway W2, surf water	0	0	2.2E-06		
Total	0	0	1.1E-04	1.1E-04	25
Institutional Control, Worker					
Pathway A6, gases	9.4E-03	3.9E-01	9.8E-05		
Total	9.4E-03	3.9E-01	9.8E-05	4.0E-01	5,000
Institutional Control, Site Boundary Individual					
Pathway A6, gases	1.2E-02	1.6E-04	1.1E+00		
Pathway G1, gw red bed	0	0	0		
Pathway G2, 125 zone	0	0	0		
Pathway G3, 225 zone	0	0	0		
Total	1.2E-02	1.6E-04	1.1E+00	1.2E+00	25

表 3.4b Andrew Site 功能評估劑量結果(續)

	CFW (mrem/yr)	FWF-CDU (mrem/yr)	FWF-NCDU (mrem/yr)	Maximum/ Total (mrem/yr)	Criterion (mrem/yr)
Institutional Control, Nearest Resident					
Pathway A6, gases	5.3E-05	5.2E-03	7.4E-07		
Total	5.3E-05	5.2E-03	7.4E-07	5.2E-03	25
Post-Institutional Control, Intruder Driller					
Pathway A6, gases	3.6E-03	2.9E-03	4.5E-07		
Pathway D3, mud pit	6.7E+00	1.8E+00	1.3E-02		
Total	6.7E+00	1.8E+00	1.3E-02	6.7E+00(b)	100
Post-Institutional Control, Intruder Resident					
Pathway A6, gases	9.8E-01	8.0E-01	1.2E-04		
Pathway G3, 225 zone, 0-10,000 yrs	0	0	0		
Pathway G3, 225 zone, 0-100,000 years	5.8E-01	1.1E+00	3.4E+00		
Pathway D3, mud pit	3.0E+00	7.9E-01	1.9E-02		
Total	4.6E+00	2.7E+00	3.4E+00	4.6E+00(c)	100
Post-Institutional Control, Adjacent Resident					
Pathway A6, gases	9.8E-01	8.0E-01	1.2E-04		
Pathway G3, 225 zone, 0-10,000 years	0	0	0		
Pathway G3, 225 zone, 0-100,000 years	5.8E-01	1.1E+00	3.4E+00		
Total	1.6E+00	1.9E+00	3.4E+00	3.4E+00	25
Accidents, Worker					
Pathway A8, dropped pkg	2.4E+01	6.7E+02	n/a (e)		
Pathway A9, fire	1.6E+02	1.8E+02	n/a (e)		
Pathway D1, ext rad	8.9E-01	8.9E-01	n/a (e)		
Total	1.6E+02(f)	6.7E+02(f)	n/a (e)	6.7E+02(f)	5,000
Accidents, Site Boundary Individual					
Pathway A8, dropped pkg	2.2E-02	2.5E+00	n/a (e)		
Pathway A9, fire	2.2E+00	2.5E+00	n/a (e)		
Pathway D1, ext rad	7.5E-03	7.5E-03	n/a (e)		
Total	2.2E+00(f)	2.5E+00(f)	n/a (e)	2.5E+00(f)	100
Accidents, Nearest Resident					
Pathway A8, dropped pkg	3.4E-06	3.8E-04	n/a (e)		
Pathway A9, fire	4.0E-03	4.5E-03	n/a (e)		
Total	4.0E-03(f)	4.5E-03(f)	n/a (e)	4.5E-03(f)	100

(a) Average over all worker types, from Appendix 8.0-4, Worker Doses.

(b) Driller may drill at any of the three facilities, but only one inadvertent intruder is assumed.

(c) Inadvertent intruder resident may locate over any of the three facilities, but only one intruder is assumed.

(d) Accident severity to workers could be mitigated by requiring respirator while handling DU-oxide packages.

(e) No waste packages in FWF-NCDU. Impacts are bounded by the FWF-CDU accident.

3.7.1.1 G3 路徑評估結果

G3 路徑為核種滲漏與地下水傳輸再由井孔開在 225 ft 的水井外釋，主要使用 RESRAD 進行評估，而入滲量速率取自 HELP 計算結果(與路徑 G1 相同的輸出入資料)，RESRAD 的輸入參數如表 3.5 所示，表 3.6 為 RESRAD 100,000 年的劑量評估果。

表 3.5 G3 路徑 RESRAD 輸入參數

Parameter	Compact	Federal Canister	Federal Bulk	Comment
Waste disposal area (m ²)	38,300	128,000	41,500	
Waste thickness (m)	15.2	24.4	24.4	50' Com, 80' Fed
Waste length parallel to aquifer (m)	196	358	204	Sqrt (area)
Cover thickness (m)	12.3	12.8	12.8	
Cover density (g/cm ³)	1.6	1.6	1.6	
Cover erosion rate (m/year)	1.2E-05	1.2E-05	1.2E-05	Erosion study
Waste density (g/cm ³)	1.6	1.6	1.6	
Waste erosion rate (m/year)	0	0	0	
Evapotranspiration coefficient	0.9975	0.9975	0.9975	Calc'd from HELP3 output
Wind speed (m/s)	3.1	3.1	3.1	
Precipitation (m/year)	0.41	0.41	0.41	16 in/yr
Irrigation rate (m/year)	0	0	0	Based on site characteristics
Runoff coefficient	0.0482	0.0482	0.0482	Calc'd from HELP3 output
Saturated zone density (g/cm ³)	2.2	2.2	2.2	225-ft zone
Saturated zone total porosity	0.14	0.14	0.14	225-ft zone
Saturated zone effective porosity	0.14	0.14	0.14	225-ft zone
Saturated zone hydraulic conductivity (m/yr)	0.02	0.02	0.02	6.0E-8 cm/s
Saturated zone hydraulic gradient	0.016	0.016	0.016	225-ft zone
Water table drop rate	0	0	0	225-ft zone
Well pump intake depth (m)	10	10	10	Thickness of 225-ft zone
Unsaturated zone travel (vertical, m)	42	32	32	Trench bottom to 225-ft zone
Unsaturated zone density (g/cm ³)	1.6	1.6	1.6	Red beds, 100 pcf
Unsaturated zone total porosity	0.4	0.4	0.4	Red beds
Unsaturated zone effective porosity	0.2	0.2	0.2	Red beds
Unsaturated zone hydraulic conductivity (m/yr)	1.26E-03	1.26E-03	1.26E-03	Based on age dating, lab and in situ measurements

表 3.6 G3 路徑 RESRAD 評估結果

Facility	---	Peak Dose (mrem/year)	Year of Peak Dose
CWF	Cl-36	0.58	15,600
FWF-CDU	Tc-99 (95%) I-129 (5%)	1.1	36,400
FWF-NCDU	Tc-99	3.4	36,400

3.7.2 敏感度與不確定性分析

HELP 的敏感度分析主要在探討入滲速率受降水與覆蓋層條件改變之影響，所考慮控制之變因如表 3.7 所示，入滲速率敏感度分析結果如表 3.8 所示。RESRAD 的敏感度分析除考慮因 HELP 所估算入滲速率不同，也考慮如 Kd 或水力傳導係數不同所造成之劑量計算結果敏感度，所考慮控制之變因如表 3.9 所示，劑量分析結果如表 3.10 所示，為 G3 路徑(核種滲漏與地下水傳輸再由井孔開在 225 ft 的水井)100,000 年之結果。同時也分析 RESRAD 的不確定性，考

慮之變因如降水、逕流係數、蒸發散、沖蝕率、水力傳導係數、汙染區與未飽和區的 Kd 值,如表 3.11 所示,評估結果如表 3.12 所示,同樣為 G3 路徑 100,000 年之評估結果。

表 3.7 HELP 的敏感度分析控制變因

Condition	Parameters Varied
Baseline	All parameters at baseline values
1. High Precipitation	29" precipitation, Wichita climate
2. Cover Degradation, High Conductivity	Conductivity of performance cover increased by factor of 6 (95 th percentile of measured values)
3. Cover Degradation, Reduced Lateral Drainage	Conductivity of lateral drainage layer decreased by factor of 10
4. Cover Performance, Layer Thickness	Layer thicknesses above and below performance cover
5. Combined High Precipitation and Cover Degradation	29" precipitation and performance cover conductivity increased by factor of 6
6. Eroded Cover	Thinner surface layer to account for 50,000 years erosion

表 3.8 HELP 的入滲速率敏感度分析結果比較

Condition	Compact Facility Infiltration (cm/yr)	Federal Facility Infiltration (cm/yr)
Baseline	9.60E-02	9.74E-02
1. High Precipitation	1.29E-01	1.32E-01
2. Cover Degradation, High Conductivity	2.38E-01	2.42E-01
3. Cover Degradation, Reduced Lateral Drainage	1.07E-01	1.18E-01
4. Cover Performance, Layer Thickness	9.60E-02	9.74E-02
5. Combined High Precipitation and Cover Degradation	7.57E-01	7.78E-01
6. Eroded Cover	1.27E-01	1.30E-01

表 3.9 RESRAD 的敏感度分析控制變因

Condition	Parameters varied
Baseline	All parameters at baseline values
1. High Infiltration	Infiltration 8 times baseline value
2. Enhanced Leaching	Waste zone K _d s decreased to one tenth of baseline value
3. Enhanced Transport	Red bed K _d s decreased to one tenth of baseline value
4. High erosion	
5. Red bed clay hydraulic conductivity	Red bed clay conductivity 6 times baseline value (95 th percentile) to 7.57E-03 m/yr
6. Chelated metals in CWF and FWF-CDU	Red bed K _d s decreased to 0 for Co, Cr, Fe, Mn, Ni, Cs, Sb, Sr, Np, U, Pu, Am, Cm

表 3.10 RESRAD 的 G3 路徑劑量敏感度分析結果比較

Condition	CWF		FWF-CDU		FWF-NCDU	
	Max. Dose (mrem/yr)	Time (yr)	Max. Dose (mrem/yr)	Time (yr)	Max. Dose (mrem/yr)	Time (yr)
Baseline	0.58	15,600	1.1	36,400	3.4	36,400
High infiltration	1.4	6,700	1.2	4,600	3.5	4,600
Enhanced leaching	0.81	15,600	1.6	36,400	5.0	36,400
Enhanced transport	0.79	14,000	1.2	12,800	3.7	12,800
High erosion	0.58	15,600	1.1	36,400	3.4	36,400
High red bed cond.	0.59	14,500	1.1	35,600	3.4	35,600
Chelated metals	0.59	15,600	1.2	36,400	(a)	(a)

(a) No chelating agents present in bulk waste.

表 3.11 RESRAD 的不確定性分析控制變因

Parameter	Range	Uniform	Comment
Precipitation (m/yr)	0.41 – 0.74	Uniform	From climate study
Runoff coefficient	0.0482 – 0.0682	Uniform (a)	From HELP output
Evapotranspiration coeff.	0.9887 – 0.9975	Uniform (a)	From HELP output
Erosion rate (m/yr)	0 – 2.2E-05 Mode 1.2E-05	Triangular	From zero to max. rate from SWAT analysis
Red bed conductivity (cm/s)	4.0E-09 to 2.4E-08	Uniform	Baseline to 95 th percentile of measured values
Contaminated zone K _d	0.1x baseline to 10x baseline	Log-uniform	Varies leach rate
Unsaturated zone K _d	0.1x baseline to 10x baseline	Log-uniform	Varies retardation factors in red beds

(a) Correlated with precipitation (based on HELP and SWAT results); higher precipitation is correlated with higher erosion and runoff coefficient, but lower evapotranspiration coefficient.

表 3.12 RESRAD 的 G3 路徑劑量不確定性分析結果比較

Doses (mrem/yr)	CWF	FWF-CDU	FWF-NCDU
Maximum dose in first 10,000 years	9.48E-01	1.15E+00	3.55E+00
Minimum dose in 100,000-year simulation	5.53E-01	1.08E+00	3.45E+00
50 th percentile dose, 100,000-year simulation	6.02E-01	1.16E+00	3.57E+00
90 th percentile dose, 100,000-year simulation	1.18E+00	1.18E+00	3.58E+00
95 th percentile dose, 100,000-year simulation	1.24E+00	1.18E+00	3.58E+00
Maximum dose in 100,000-year simulation	1.35E+00	1.18E+00	3.58E+00

第四章、國際上低放處置所採用之安全評估審查技術

除美國德州 Andrew site 外，本研究亦嘗試蒐集整理國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果。目前已初步完成加拿大 DGR 場址之相關資料整理，後續將進一步研析芬蘭之相關安全評估審查進展，由於 Posiva Oy 於 2012 向芬蘭 Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) 提出高放場址申請，若可通過審查將於 2015 開始建造，芬蘭之相關安全評估工作，亦是本項工作重要參考依據。

4.1 加拿大 DGR 處置方式

加拿大中低放射設性廢棄物處置設施(Deep Geologic Repository, DGR)位於安大略省 Kinkardine 市的 Bruce 電廠區內，該區域位於五大湖之一的休倫(Huron)湖畔。處置是採用深地層地質處置的方式，處置設施位於地下 680m 深度，設施有兩座豎井，一座是主要豎井，作為人員及設備物料輸送用途，另一座則是設施通風及廢氣排放用途；廢棄物由豎井送至地下設施後，由兩道運送隧道送至兩個不同處置區(分別有 14 及 17 個處置室)。每個處置室廢棄物桶堆置完成後不回填，以混凝土牆與運送隧道隔離。當整體處置作業完成後，豎井底部以混凝土灌漿形成單一體(monolith)，上方則以膨潤土、沙、瀝青等不同材料混和分層回填，完成處置設施的封閉作業，如圖 4.1 所示 (Little et al., 2011)。

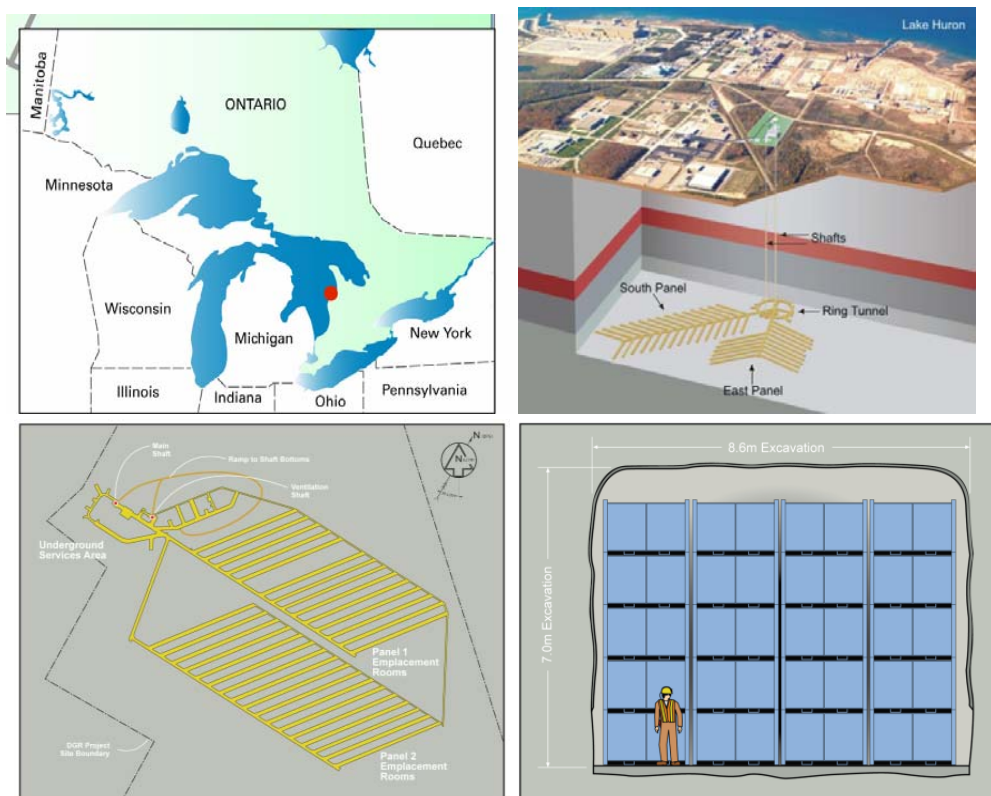


圖 4.1 DGR 處置設施地圖/處置方式組合圖

4.1.1 DGR 場址特性

DGR 位於密西根盆地的東緣，該地區地質為中央前寒武紀基底變質沉積岩帶，屬於古老的花崗岩岩盤構造。從 845m 鑽孔岩心判釋：該地區沒有明顯的斷層構造，且隨著鑽孔深度增加，出現裂隙的頻率越低。由上而下，該地區的岩性如圖 4.2 所示。

- 0~105 米為泥盆系白雲質灰岩(dolomitic limestones)；
- 105~430 米為白雲質灰岩和頁岩(shale)；
- 430~830 米為頁岩和泥質灰岩(shaley limestone)；
- 830~845 為前寒武紀花崗片麻岩。

在水文地質方面，DGR 地區大致依照地下水的水力傳導係數(hydraulic conductivity)分布情況分為：地表沉積地下水區(0~15 米)、淺層基盤地下水區(15~150 米)、中層基盤地下水區(150~450 米)、深層基盤地下水區(450 米以下)，如圖 4.3 所示。

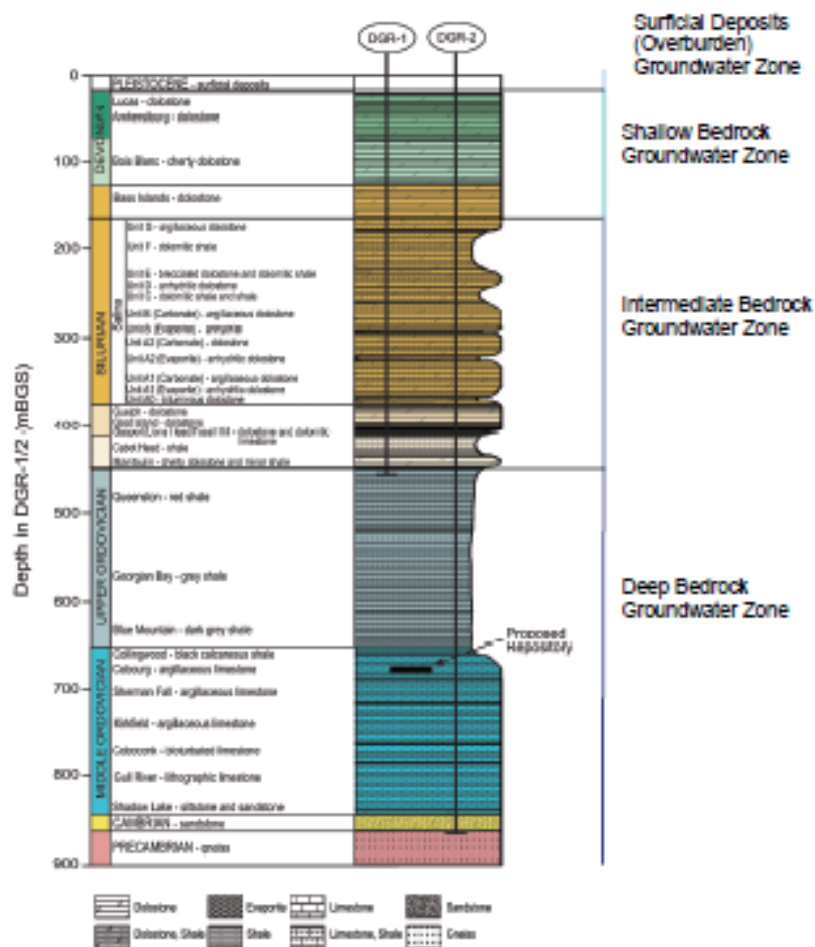


圖 4.2 DGR 場址鑽探岩心井錄(logging)

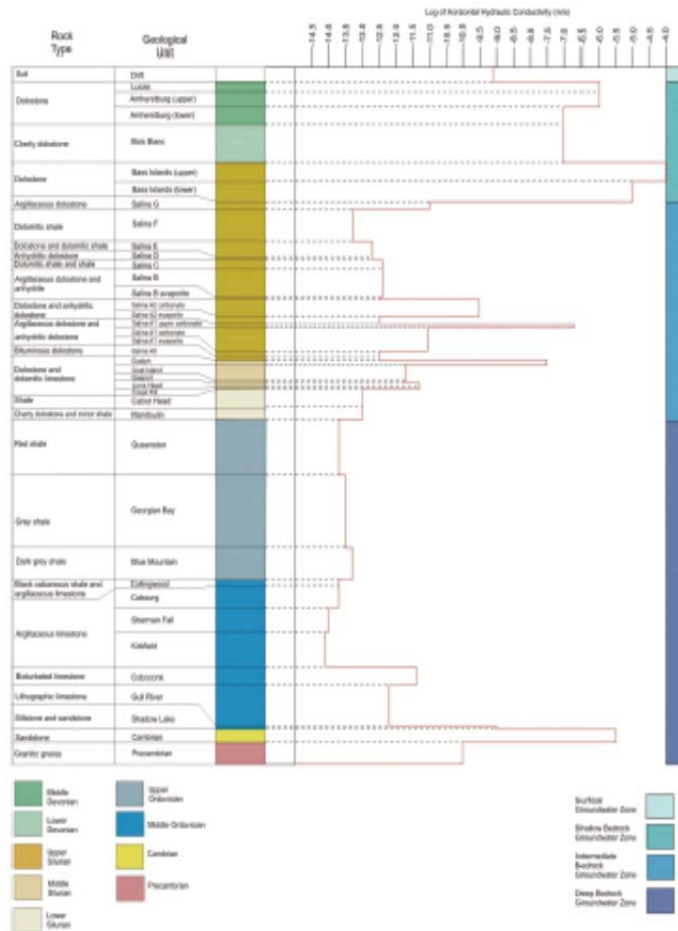


圖 4.3 DGR 地區地下水的水力傳導係數分布

場址與安全評估相關的地質特徵總結如下：

- 場址的地質穩定及滲透度(permeability)為極佳的天然障壁，提供處置設施安全保障。
- 該地區沒有構造斷層，極低的地震活動也顯示不易產生垂直方向的斷層。
- 該地區缺乏地下資源，加上 680 公尺深的母岩覆蓋，有效隔離人員侵入設施的可能性。

4.1.2 DGR 安全分析架構

DGR 的安全評估架構如圖 4.4 所示。評估分為三個階段：(1)建構概念模式；(2)確定分析案例；(3)確定安全評估程式。以下分別就這三階段的工作進行說明。

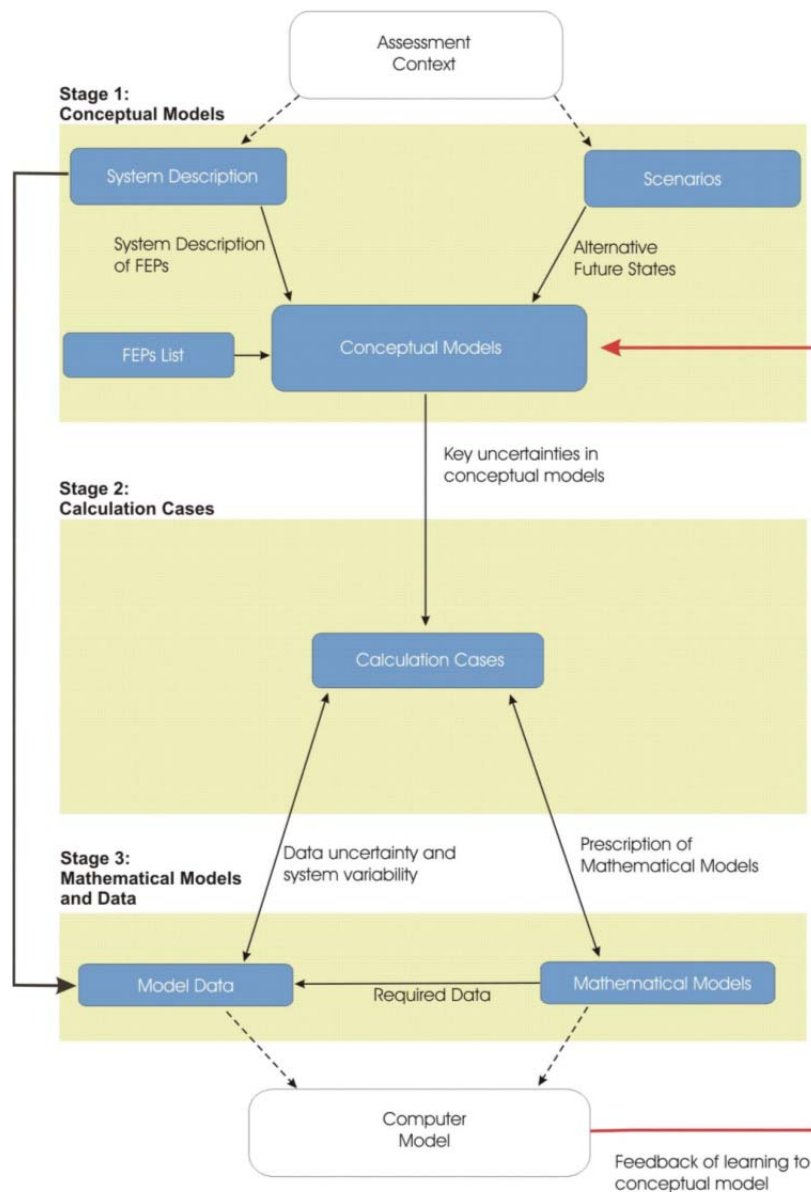


圖 4.4 DGR 安全評估架構

4.1.2.1 DGR 所建構概念模式

概念模式包括暴露情節的發展以及處置系統的特徵事件作用過程(Features, Events and Processes, FEPs)描述及列表。DGR 中低放射性廢棄物處置設施安全評估中的處置情節發展，係以 IAEA ISAM 計畫的情節發展為基礎。所考量的處置情節有自然演化情節(normal evolution scenario)及變化情節(disruptive scenario)。自然演化情節是考慮處置場封閉後，預期長時間的演化下非常可能發生的輻射暴露，暴露的途徑包括地下水傳輸及氣體傳輸。DGR 報告的自然演化重點描述如下：

處置設施：處置設施封閉之初，地下水只能藉由擴散作用滲透緩慢進入設施。而設施中的有機廢棄物藉由微生物作用產生 CH₄ 及 CO₂，使得設施中的氧氣逐漸消耗成無氧(anaerobic)狀態，此時設施中的金屬產生腐蝕作用產生氫氣，

部分 CO₂ 與水分及金屬鐵反應產生 FeCO₃。氣體的產生及逐漸累積在設施中產生壓力，當地下水滲入越來越多時，會改變孔隙中水的飽和程度以及地下水的滲透度，因此氣液體雙相互相影響的傳輸機制。廢棄物中的 ³H、¹⁴C、³⁶Cl、⁷⁹Se、¹²⁹I 等揮發性核種很容易在此系統中傳輸，成為貢獻輻射劑量的關鍵核種(圖 4.5)。

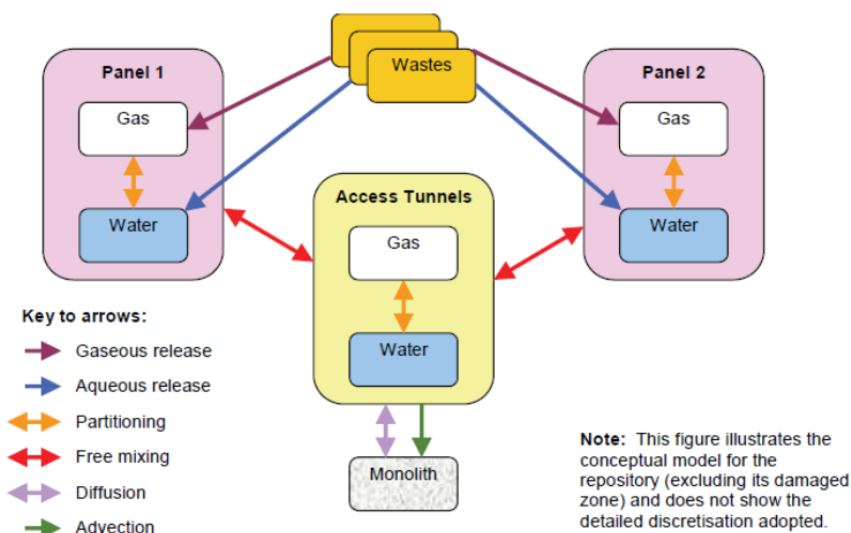


圖 4.5 DGR 處置設施核種傳輸機制

豎井及地質圈：

在設施開挖豎井時，周圍的岩層因而形成開挖擾動帶(EDZ)。當設施封閉豎井回填之後，開挖擾動帶形成核種液態及氣態傳輸的主要途徑。根據處置設計概念，地下水預期在 1000 年內會達到飽和狀態，因此豎井封填正常情況下，核種藉由水力梯度及壓力梯度所形成的平流延散擴散作用在地質圈傳輸。

生物圈：設施地表生物圈環境假定在評估時間尺度中與現狀變動不大，核種由地質圈傳輸至地表水文環境，或注入休倫湖中，氣體則由豎井外釋至大氣環境。居民在設施附近從事一般農耕活動，主要的暴露途徑為飲用地下水，或是食用休倫湖的漁產食物。

替代情節則是考慮：人員鑽井侵入、豎井封塞嚴重失效、鑽探孔封填不良，以及垂直斷層等四種情節。

人員鑽井侵入：此情節是考量在設施封閉 300 年後不再監管，有人員進入此區域進行石油及天然氣的探勘，當探測井鑽至處置設施深度時，廢棄物隨著鑽探泥漿帶出至地表，廢棄物中的 ³H、¹⁴C、³⁶Cl、⁷⁹Se、¹²⁹I 等揮發性核種也隨即沿著鑽探井外釋至大氣環境，鑽探人員在該地區的生活亦如自然演化情節的農耕居民，同樣遭受地下水暴露途徑影響。

豎井封塞嚴重失效：此情節是自然演化情節的變化情況，考慮的 FEPs 也相同。假定豎井的封塞沒有依照原先設計發生功能，因此核種透過豎井及周圍

的 EDZ 的傳輸因而變得更加快速。

鑽探孔封填不良：此情節也是自然演化情節的變化情況，考慮的 FEPs 也相同。此情節是假定處置設施在調查階段所鑽探的探測孔，在設施封閉之後這些探孔並沒有完善封填，導致處置設施的氣體及液體藉由擴散作用水平傳輸到這些探孔，比自然演化情節的傳輸途徑更為快速傳輸到生物圈。

垂直斷層：此情節也是自然演化情節的變化情況。假定處置設施因地震等地殼活動，在處置設施附近產生一垂直斷層，此斷層延伸到地表休倫湖附近，導致處置設施的氣體及液體藉由此斷層傳輸到地表生物圈。

根據加拿大核能安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)所訂定的法規標準，考慮自然演化情節之關鍵暴露族群個人年劑量不得超過 0.3 毫西弗/年，替代情節則是以 1 毫西弗/年為原則，若是發生機率極低但是後果十分嚴重的情節，則是以輻射風險低於 10^{-5} /年作為管制拘束值。

4.1.2.2 DGR 確認分析案例

根據上述的情節分析，DGR 考慮以下幾個分析案例：

- 自然演化情節：分析基本案例(base case)及簡化案例及(simplified base case)
- 替代情節：針對人員鑽井侵入、豎井封塞嚴重失效、鑽探孔封填不良，以及垂直斷層等四種替代情節分析 4 個基本案例。

4.1.2.3 DGR 安全分析程式

DGR 安全評估所使用的程式分為三個部分(如圖 4.6)：使用 AMBER 作為全系統評估程式，另外地下水流及氣體傳輸部分，則以功能更完整的 FRAC3DVS-OPG 及 T2GGM 分別計算，再將結果納入 AMBER 中。

AMBER 程式是一全系統的安全評估程式，使用者可藉由圖形輸入介面，將源項、近場、遠場以及生物圈等子系統建成各項區塊(compartment)後串聯成一完整全系統評估程式。目前已經有超過 75 篇安全評估報告使用 AMBER 程式作為評估程式，包括跨國之程式評比/驗證計畫。

AMBER 程式是一全系統的安全評估程式，使用者可藉由圖形輸入介面，將源項、近場、遠場以及生物圈等子系統建成各項區塊(compartment)後串聯成一完整全系統評估程式。目前已經有超過 75 篇安全評估報告使用 AMBER 程式作為評估程式，包括跨國之程式評比/驗證計畫。

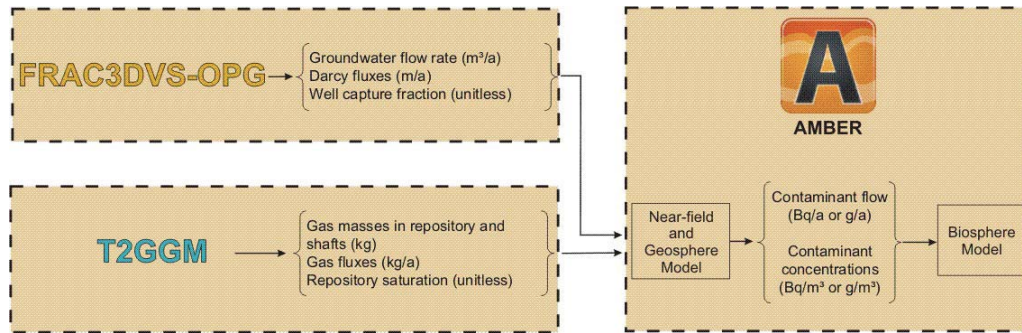


圖 4.6 DGR 安全評估所使用的程式及功能說明

FRAC3DVS-OPG 是以有限元素/有限差分法數值方法，來解三維地下水平流-延散(advection-dispersion)方程式，並且包含污染物傳輸及放射性核種衰變等功能。地層介質在程式中可模擬為一般孔隙介質，或是以雙孔隙度模擬裂隙介質進行計算(如圖 4.7)。

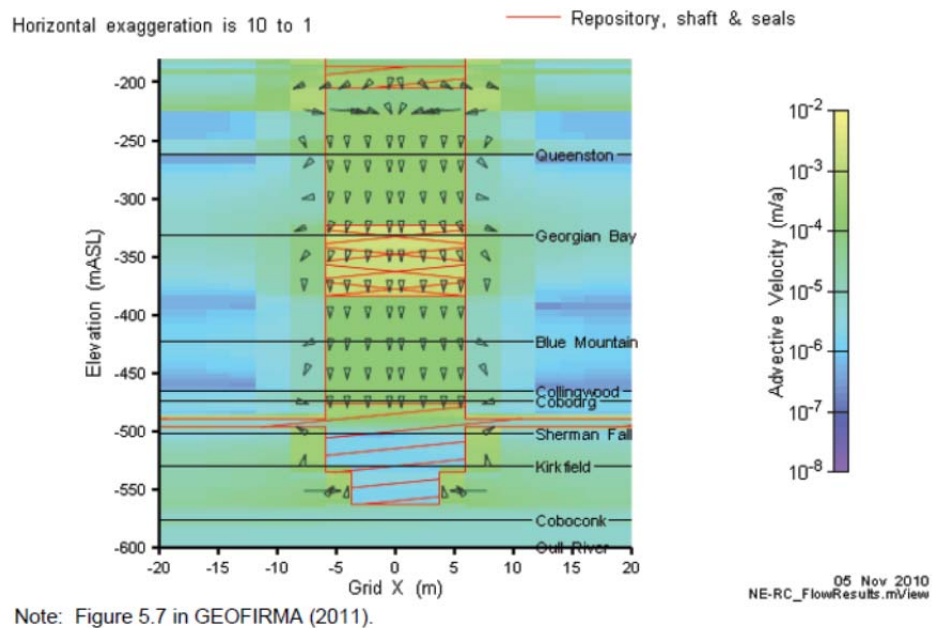


圖 4.7 FRAC3DVS-OPG 程式計算 DGR 區域的地下水流速結果

T2GGM 是用來計算處置設施中產生氣體的累積量，以及放射性核種在雙相(氣體及地下水流)流傳輸的模擬計算。T2GGM 由 GGM 及 TOUGH2 兩個程式組成，GGM 是用來計算氣體產生率，該程式可以模擬有機廢棄物，如植物纖維質、離子交換樹脂、橡膠、塑膠產生等之微生物作用，以及廢料罐容器金屬的腐蝕作用，可模擬產生的氣體有 CO₂, N₂, O₂, H₂, H₂S，以及 CH₄ 等 6 種。TOUGH2 程式則是由美國 Lawrence Berkeley 國家實驗室所發展的雙相流污染物傳輸數值模擬程式，目前被廣泛使用於許多放射性廢棄物處置設施安全評估計畫中。T2GGM 整合兩個程式之後，可以直接合併考量設施的氣體產生率及

地下水含量因熱的損耗，轉換成氣體及地下水的釋率、水飽和度、氣體壓力等參數，作為 AMBER 程式的輸入值(如圖 4.8)。

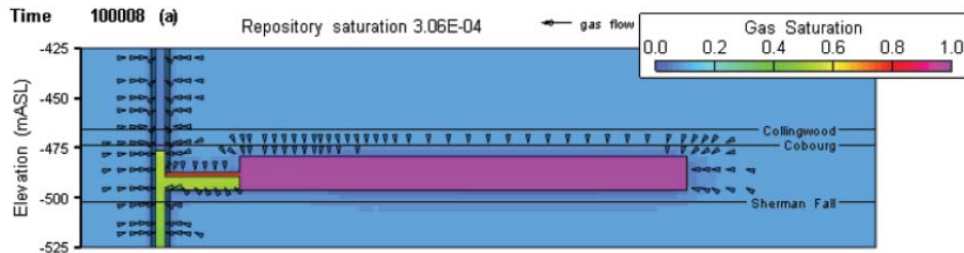


圖 4.8 T2GGM 程式處置設施氣體飽和度計算結果

4.1.3 DGR 安全評估成果

4.1.3.1 自然演化情節評估結果

(1) 核種自處置設施外釋評估結果

圖 4.9 為核種自處置設施外釋的結果。以半化期 100 年的 ^{63}Ni 為指標，在數百年至 1000 年內因衰變幾乎沒有釋出，因此 ^3H 及 ^{137}Cs 等半衰期較短者圖上沒有出現；其他長半化期的核種如 ^{14}C 、 ^{94}Nb 、 ^{93}Zr 約在 100000 年出現釋出率的峰值，由於核種僅能藉由擴散作用緩慢自處置設施外釋至豎井區，因此整體釋出率低於 1×10^8 貝克/年。

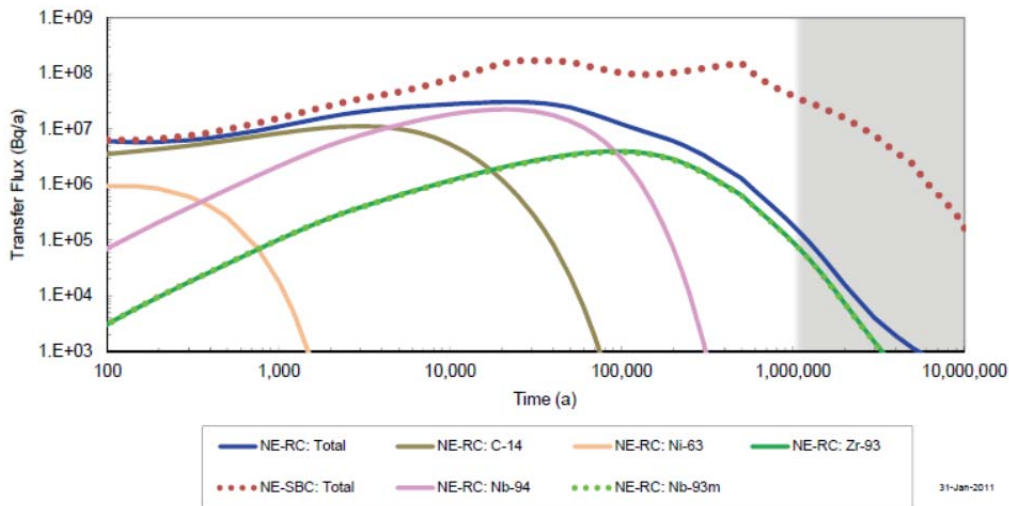


圖 4.9 自然演化情節核種自處置設施外釋之釋出率計算結果

(2) 核種在地質圈遷移評估結果

由於處置設施周圍的母岩滲透度很低（以 FRAC3DVS-OPG 程式評估低於 0.001mm/y ），因此在地質圈的遷移仍然是以擴散作用為主要機制。頁岩層的黏土礦物成分對 ^{94}Nb 、 ^{93}Zr 等具有吸附效應，因此這幾個核種被遲滯在岩層中無

法釋出。只有少量（低於 1×10^{-2} 貝克/年）半化期非常長的 ^{129}I (1.57×10^7 年) 及 ^{36}Cl (3×10^5 年) 透過地質圈釋放至近地表地下水飽和區，外釋率峰值出現的時間約接近百萬年。

(3) 核種外釋至生物圈之劑量評估結果

只有少量的長半化期核種外釋至生物圈，經由評估程式分別計算在井水、湖水，以及地表土壤的核種濃度，結果均低於 1×10^{-14} 貝克/公斤或是貝/公升。進一步評估劑量結果發現：最高劑量出現於百萬年之後，劑量為 2×10^{-15} 毫西弗/年，主要核種為 ^{129}I 。此劑量值遠低於法規 0.3 毫西弗/年劑量限值。

4.1.3.2 人員闖入情節劑量評估結果

當設施封閉 300 年監管期結束，即發生人員闖入鑽井情節，首先揮發性氣體如 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl 、 ^{79}Se 、 ^{129}I 等隨著鑽探井直接釋出至大氣環境，整體外釋率約為 3×10^8 貝克/年(圖 4.10)。隨著廢棄物與鑽孔將混合帶出至生物圈，工作人員因此接受暴露，評估結果顯示：這部分的劑量約為 1.1 毫西弗/年，因此若發生人員闖入情節，其劑量將超過法規 1 毫西弗/年的標準(圖 4.11)。DGR 評估報告中因此進一步分析，認為此情節發生的機率是很低的，約為 10^{-5} /年，而 1.1 毫西弗的輻射風險參考 ICRP 的報告約為 5.7×10^{-5} ，因此 $(10^{-5}) \times (5.7 \times 10^{-5})$ ，結果為 5.7×10^{-10} ，結果符合 10^{-5} /年的風險限值。

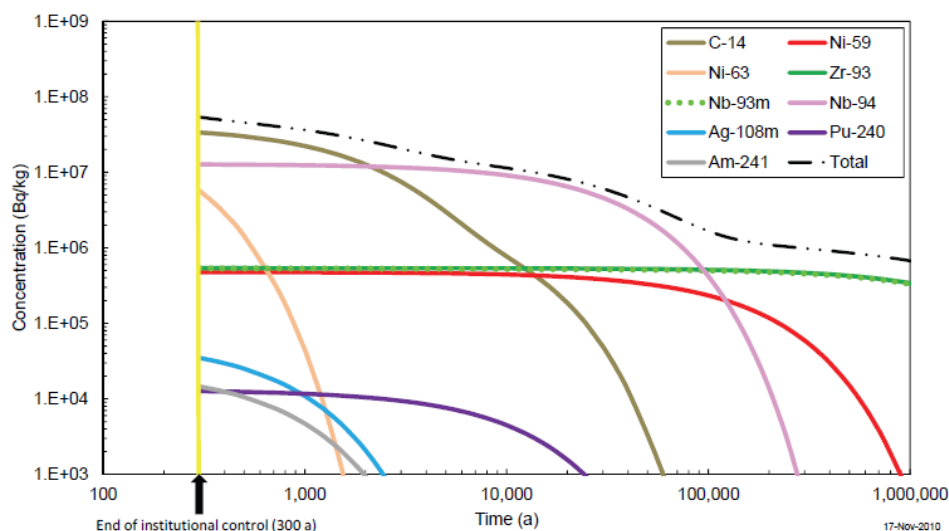


圖 4.10 人員闖入情節核種之釋出率計算結果

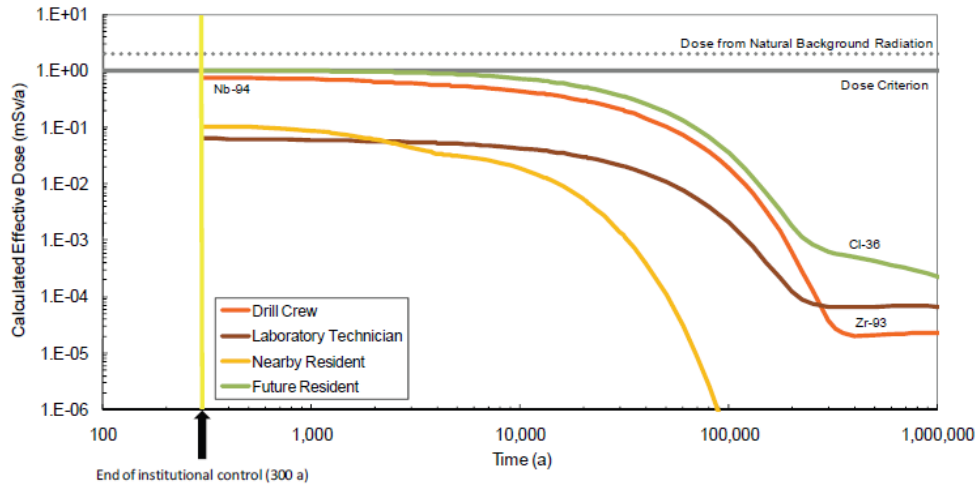


圖 4.11 人員闖入情節核種之劑量評估結果

4.1.3.3 豎井封塞嚴重失效情節評估結果

豎井是整個處置設施相當重要的一環，評估結果顯示：若豎井封塞嚴重失效時，大量的地下水將因此進入處置設施，加上設施內的氣體壓力作用，將導致大量的地下水及氣體沿著豎井通道往上流出，核種也藉此快速傳輸至地表飽和區，因此造成相當的劑量。根據評估結果，約在 23000 年時出現峰值約 1.1 毫西弗/年的輻射劑量，主要的貢獻核種為 ^{14}C ，主要途徑為吸入 ^{14}C 形成的氣態物種(圖 4.12)。由於此劑量限值率高於 1.1 毫西弗/年的劑量限值，DGR 評估報告值中進一步分析，認為此劑量值發生的情況為暴露者直接居住在豎井上方，這個機率值非常非常低，因此可以引用低於 10^{-5} /年的風險限值來解釋。

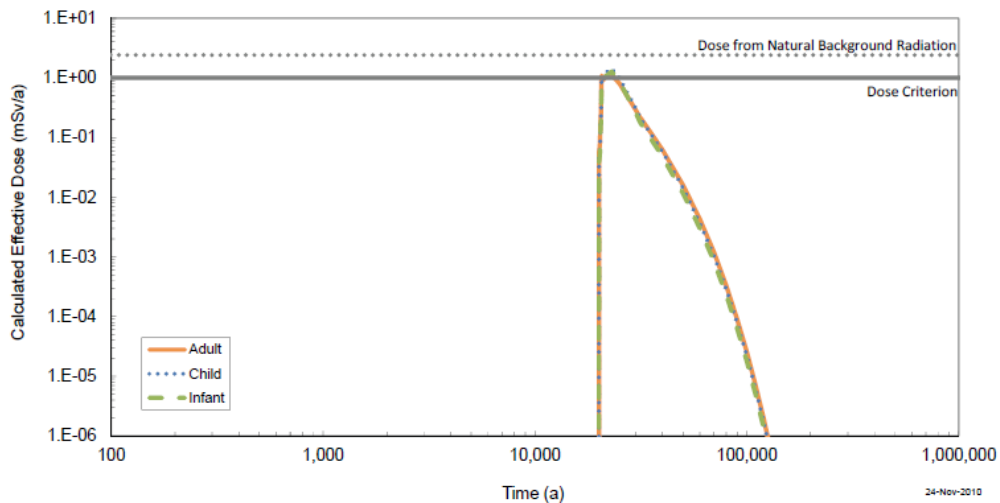


圖 4.12 豎井封塞嚴重失效情節劑量評估結果

4.1.3.4 鑽探孔封塞不良情節評估結果

由於處置設施周圍母岩有極低及透水係數，因此即使發生鑽探孔封塞不良

的現象，核種要透過地下水自處置設施傳輸至這些探孔，其外釋率非常低。下圖顯示約百萬年方有 ^{59}Ni 及 ^{93}Zr 等核種由此途徑外釋，外釋率低於 1×10^5 貝克/年，劑量評估結果約為 4×10^{-8} 毫西弗/年，此劑量值遠低於法規 1 毫西弗/年劑量限值(圖 4.13)。

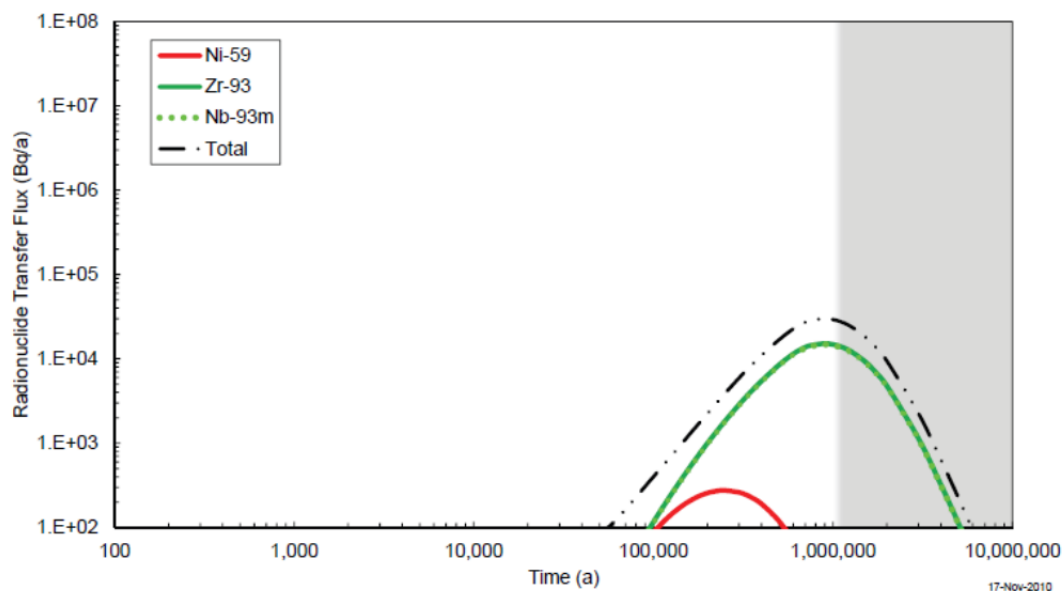


圖 4.13 鑽探孔封塞不良情節劑量評估結果

4.1.3.5 垂直斷層情節評估結果

DGR 處置設施所在的地質環境是相當穩定的，因此因地震產生垂直斷層的機率是微乎其微。雖然如此，假定此垂直斷層真實發生，且朝向休倫湖附近發展，根據評估結果顯示：此方向與地區水力梯度的評估結果相反，因此核種不可能由此斷層直接往休倫湖的方向傳輸。評估其他可能的水力傳導途徑後發現，最高劑量約為 5×10^{-10} 毫西弗/年，遠低於替代情節 1 毫西弗/年之劑量限值。

4.1.4 DGR 安全評估成果彙整

DGR 處置設施各種處置情節劑量及外釋率評估結果彙整於表 4.1 中。以下為評估結果所獲得的幾項結論：

1. 在自然演化情節方面，由於處置設施環境地下水滲透度非常低，因此設施封填後地下水進入飽和的時間非常緩慢，造成只有極少數核種釋出進入地下水及空氣，其中 ^{94}Nb 、 ^{93}Zr 等核種又被頁岩吸附，因此最終只有 ^{129}I 在百萬年左右造成 2×10^{-15} 的劑量。此結果顯示：在自然環境的演化下處置設施可以維持百萬年尺度的安全無虞。
2. 人員闖入及豎井封塞嚴重失效這兩個案例分析結果，造成超過 1 毫西弗/年的劑量限值建議，顯示：這兩項情節若發生確實會造成處置設施的輻射衝擊；然而這兩項情節發生的機率均低於 10^{-5} /年，因此評估其風險值仍遠低於 10^{-5} /

年的風險拘束值。

- 由於 680 公尺深層地質的阻絕作用以及豎井的有效封填，已經充分提供阻絕核種傳輸的功能，因此緩衝回填材料的作用在評估報告中並未凸顯。

表 4.1 DGR 處置設施各種處置情節劑量及外釋率評估結果

考慮情節	個人最高年劑量 (毫西弗/年)	核種外釋至地表淺層飽和區通量	
		地下水(貝克/年)	氣體(貝克/年)
自然演化	2×10^{-15}	3×10^{-6}	0
人員闖入	1	na*	na*
豎井封塞嚴重失效	1	5	2×10^{10}
鑽探孔封塞不良	4×10^{-8}	3×10^4	na
垂直斷層	5×10^{-10}	na	na

*：人員闖入之核種直接外釋至生物圈

4.2 瑞典中低放射設性廢棄物處置設施 SFR 處置方式

4.2.1 處置設施說明

瑞典低放射性廢棄物處置場 SFR(Swedish Final Repository) 位於 Uppland 北端的 Forsmark 核能電廠附近，處置設施位置離岸邊約 1km，波羅地海下方 60 公尺深度的花崗岩層內，由兩道海床隧道與地表連通。設施依照不同活度及性質的低放射性廢料規劃 5 個岩石處置窖(rock vault)，有四種不同的處置方式(參考圖 4.14)：

(1) SILO：此設施處置放射活度最高的廢棄物，以窖倉貯存後周圍再填塞黏土。

(2) BTF1 及 BTF2：處置脫水樹脂及中放射性廢棄物，脫水樹脂及中放射性廢棄物先以混凝土容器包封，再安置於岩石處置窖。

(3) BLA：處置低放射性廢棄物

(4) BMA：處置中放射性廢棄物

依照瑞典的法規，放射性廢棄物處置場每十年必須執行再評估及換照作業。瑞典核燃料及廢棄物營運公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB)為繼續營運 SFR，於 2001 年執行 SAFE(Safety Assessment of Final Repository for Radioactive Operational Waste)計畫，以評估 SFR 處置系統的功能，提出 SFR-1 重新安全評估報告，提供瑞典核能檢查局(Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI)審查，以換發其運轉執照。

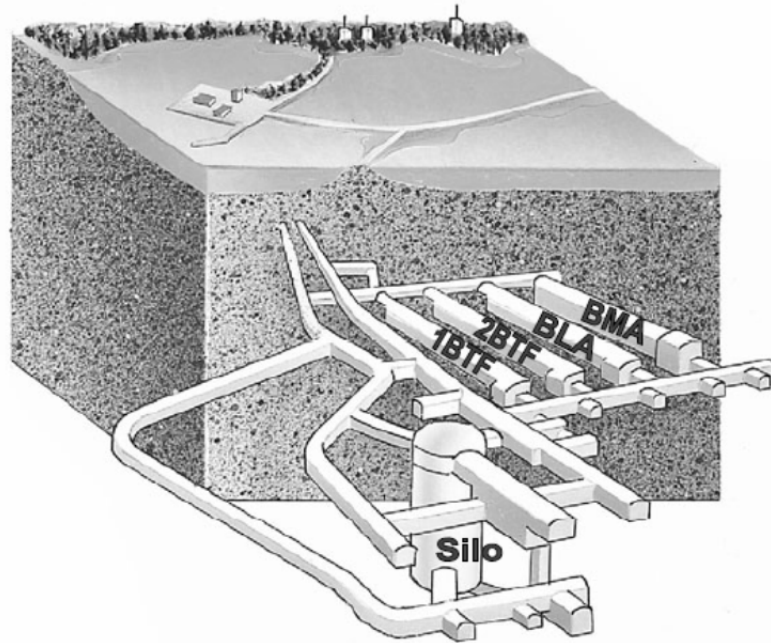


圖 4.14 瑞典低放射性廢棄物處置場 SFR-1 示意圖

SFR 採用由廢料體、工程設施、地質圈，以及生物圈所組成的多重障壁系統，保障廢棄物處置之後能維持長期的輻射安全。根據 SKI 所提出的安全標準，處置設施封閉後對關鍵族群(critical group)個人所造成的輻射危害風險須低於 10^{-6} 。如果考量該暴露於該關鍵途徑的族群人數極為稀少(例如地下鑽井飲用地下水途徑)，風險標準值可提高至 10^{-5} 。根據 ICRP 60 號報告，劑量與輻射危害風險的轉換因數為 0.073 /西弗，根據此轉換參數， 10^{-6} 及 10^{-5} 風險所對應的輻射劑量分別為 14 及 140 微西弗，約略為瑞典國民每年接受的天然背景輻射劑量的 1% 及 10%。SFR 根據這個安全標準，提出個別障壁設計的安全性能指標(safety performance indicators)，這些指標都是可量測或是可以推導的參數，在符合指標參數下可以確保整體的設計可以達到安全標準。各項障壁的安全性能指標說明如下：

1. 廢料體：針對 SILO、BMA 等不同處置設施訂出核種濃度上限，低於該上限的廢料方能送至處置設施。
2. 工程設施：SILO、BMA 等不同處置設施內的混凝土牆及膨潤土需保持極低的水力傳導係數，核種只能藉由擴散作用傳輸；設施內需處於鹼性及還原態的化學環境；SILO 需特別考量處置產生的氣體壓力。
3. 地質圈：考量低水力梯度及低地下水滲透度(transmissivity)
4. 生物圈：處置設施位於波羅地海下方，海洋稀釋提供與生物圈阻隔的良好屏障。

4.2.2 瑞典 SFR 安全分析架構

4.2.2.1 輻射暴露情節研擬

SFR 安全評估考量的暴露情節有主要、低可能性情節及剩餘情節等三種。其考量說明如下：

主要情節(氣候自然演化)

SFR-1 位於波羅的海淺層深度(60 公尺)，海洋稀釋提供與生物圈阻隔的良好屏障。然而考量處置場十萬年以上的時間尺度，未來在氣候自然演化下海岸線的往外位移，處置設施有機會改變成於大陸陸塊的下方。瑞典考量過去氣候變遷的歷史記錄，將最近時間的冰川週期環境予以重建(如圖 4.15)，認為處置設施位於陸塊下方時，處置設施上方所覆蓋的永久凍土層仍然可以發揮良好屏障功能，核種只能在凍土融化的區域往生物圈遷移。但報告中仍然強調：SFR-1 不是設計用來隔離放射性核種，只能延緩放射性核種向外傳輸。

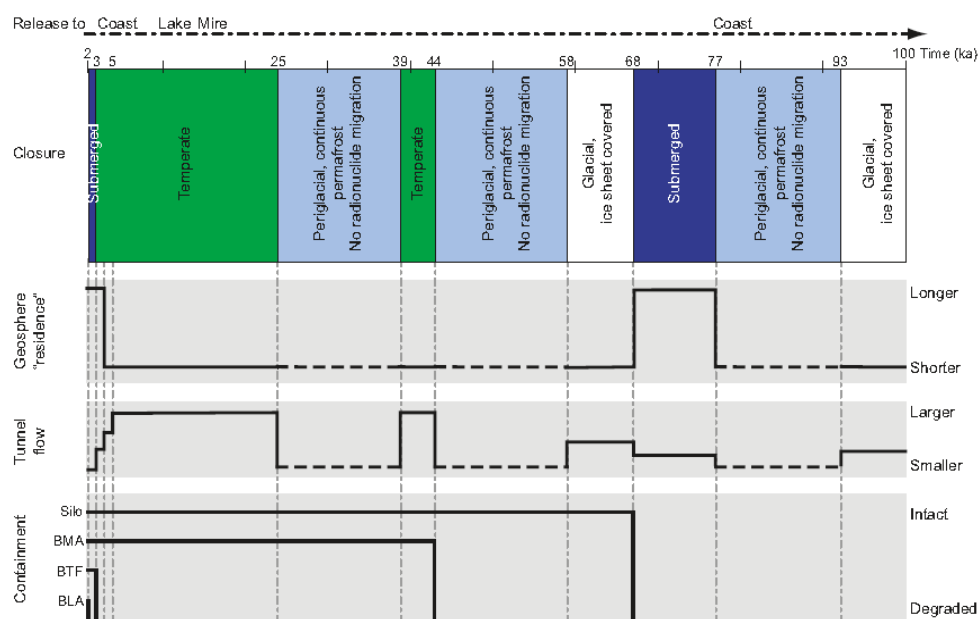


圖 4.15 長期氣候自然演化下 SFR 處置設施的變化情形

主要情節(溫室效應增強之考量)

由於全球性的平均溫度持續增加，在瑞典由於溫室效應也導致格陵蘭冰蓋之融冰現象。在溫室效應的變化中，假設前 50,000 年是適度溫和，然而隨後冰期開始，冰河時期會在未來的 120,000 年來臨，比自然演化的變化還短。第一次冰河時期發生約在 110,000 年左右，在變化中冰河環境盛行約 30,000 年，永久凍土層可深入地底最大深度為 250 公尺，110,000 年冰會覆蓋此區域。

低可能性情節及剩餘情節

低可能性情節包括：地震、人員闖入鑽井等。剩餘情節是指當多重障壁功能失效所發生的情節，包括：近場障壁失去核種吸附功能、工程障壁提早崩解、遠場失去障壁功能等。這些情節須根據整體的風險來進行評估。根據 SKI 所提出的安全標準，處置設施封閉後對關鍵族群(critical group)個人所造成的輻射危害風險須低於 10^{-6} 。如果考量該暴露於該關鍵途徑的族群人數極為稀少(例如地下鑽井飲用地下水途徑)，風險標準值可提高至 10^{-5} 。

4.2.2.2 安全評估架構

瑞典跟加拿大採取同樣的 AMBER 程式作為全系統安全評估程式，另外瑞典也利用 Simulink 軟體發展一個更簡易的區塊程式 Pandora，用來計算生物圈的劑量分析。安全評估的工作架構如圖 4.16 所示，評估的系統還是分為處置設施、地質圈，及生物圈三大部分，然而因為何種外釋至波羅的海的時，海域的生態會與陸域的生態有交互作用，加上長期氣候變遷下後來海岸線往外延伸，處置設施可能位於陸塊下方，因此生物圈的評估包括海域及陸域兩部分。

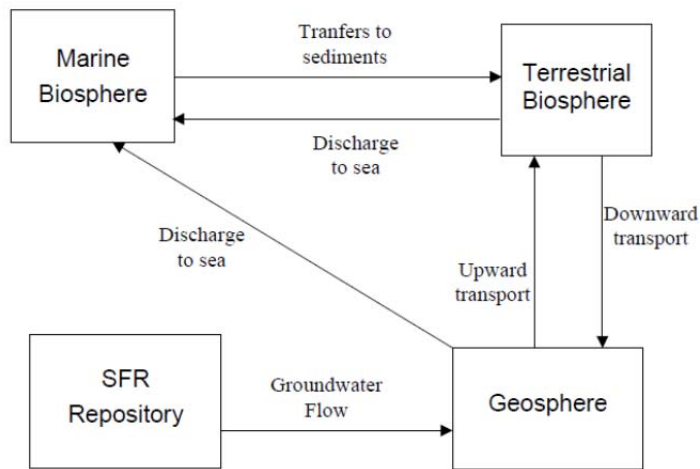


Figure 2.1 The AMBER System Model for SFR 1

圖 4.16 SFR 安全評估報告之內容架構

4.2.3 安全評估分析結果

主要情節(氣候自然演化)劑量評估結果

在氣候自然演化情況下，從不同處置場部份提供總劑量之計算如圖 4.17 所示。

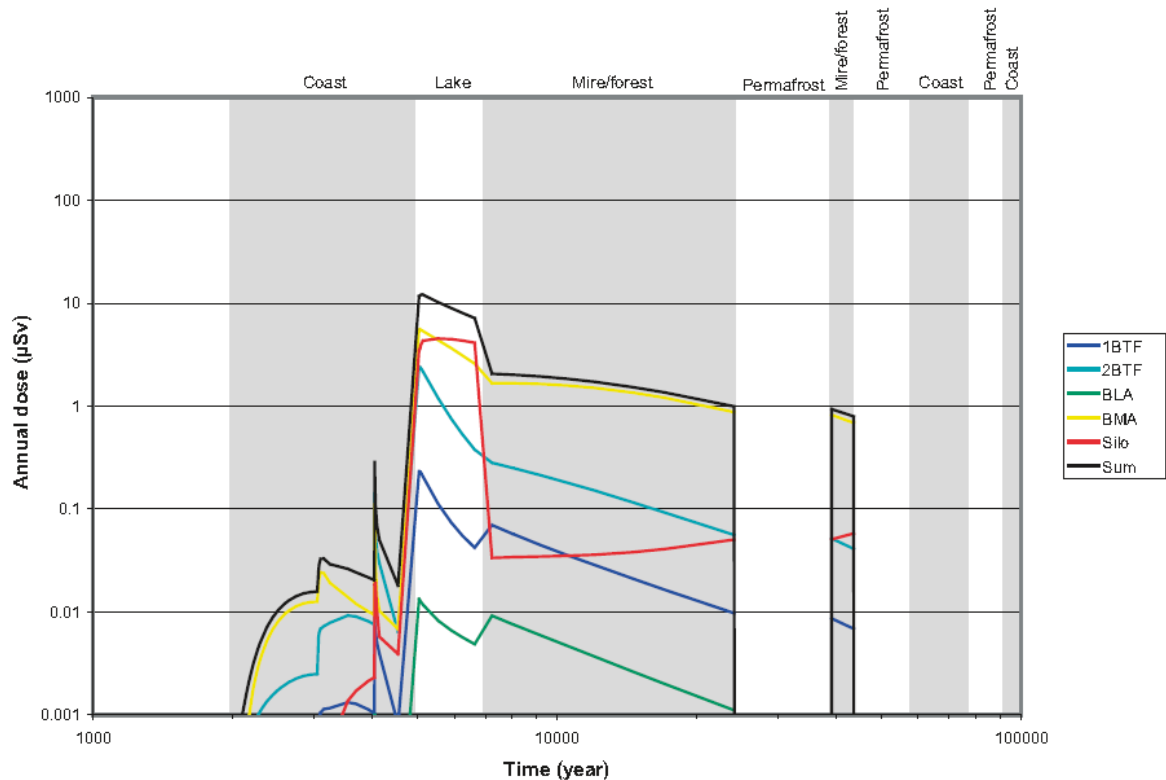


圖 4.17 主要情節(氣候自然演化)劑量評估結果(依處置場單元)

根據圖 4.17，處置場封閉後 5000 年間，由於冰川作用，處置場以上的區域預計會淹沒在海平面下，因此沿海生態系統主要的輻射影響生態區域；5000 年到 7000 年間，則轉為湖水生態區域。主要的輻射劑量貢獻來自 SILO 及 BMA 兩個處置單元。此外圖最上面邊界(1000 微西弗)相當於天然背景輻射劑量，提供做為比較。

另一方面，不同核種造成主要情節(氣候自然演化)劑量結果如圖 4.18 所示。劑量的峰值出現在封閉後 5000 年左右，C-14，尤其是有機 C-14，是主要的貢獻核種。廢棄物中的 C-14 主要是在核反應產生的，在廢棄物產生系統中，有機與無機 C-14 的比例約是 30/70。在工程障壁沒有遲滯下，有機 C-14 可以經由廢棄物包裝及工程障壁而外釋，而無機 C-14 會在水泥及混凝土障壁中，因為碳酸鈣的同位素交換，使無機 C-14 會延緩釋出。有機 C-14 主要從 SILO 與 BMA 釋放，在 5000 年左右，每年最高劑量 12 微西弗會釋放到大海中。劑量峰值會發生在鹹水流域因海岸線位移而形成湖泊之地區。

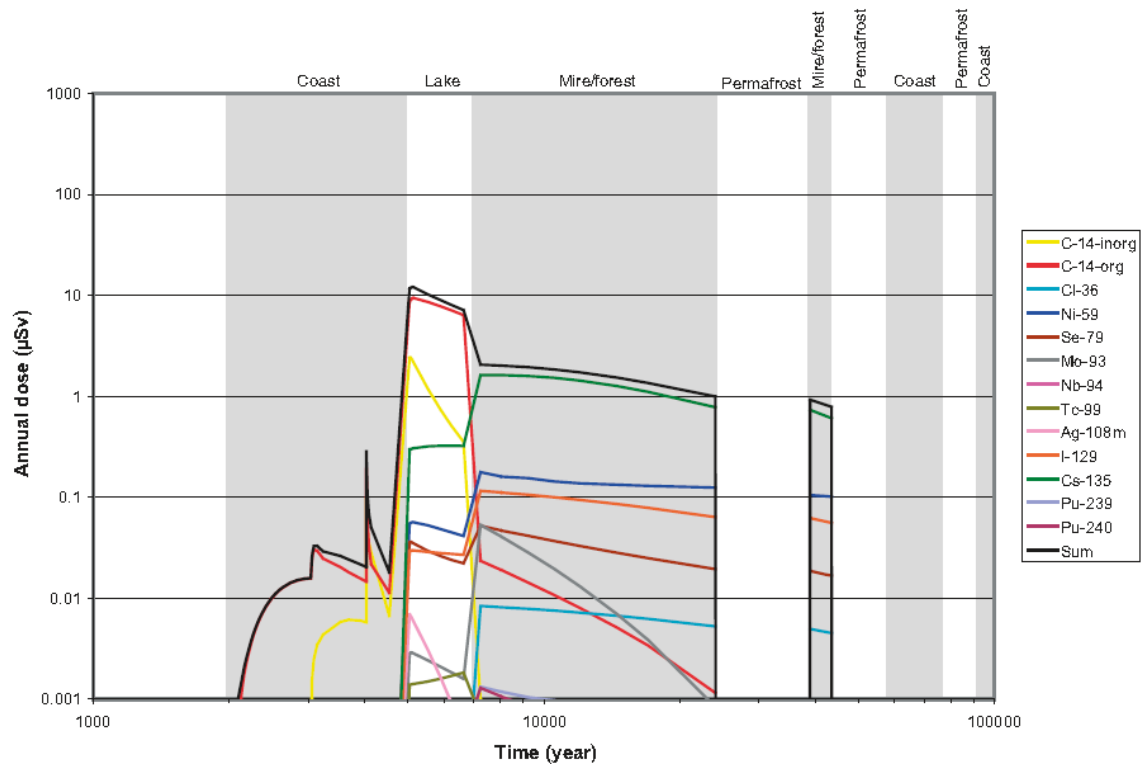


圖 4.18 主要情節(氣候自然演化)劑量評估結果(依不同核種)

主要情節(考量溫室效應)劑量結果

考量溫室效應的結果如圖 4.19。因為溫室效應的結果，原先 25,000 年至 70,000 年的永凍層出現融化區，因此持續有核種外釋至陸域生態區域(與圖 4.17 及圖 4.18 比較)。然而劑量峰值出現的時間及最高劑量與氣候自然演化情節評估結果相同。

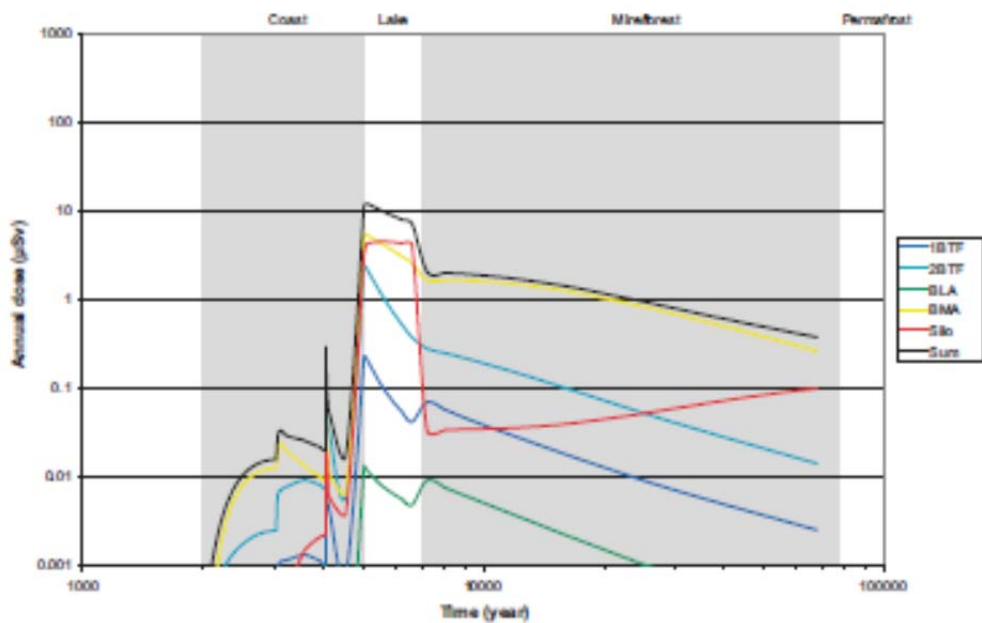


圖 4.19 主要情節(考量溫室效應)劑量結果

低可能性情節及剩餘情節風險評估結果

如前主要情節之評估結果，核種外釋以有機 C-14 為主。考量主要情節的發生機率為 1(100%)，則最高風險總額約在西元 5000 年左右發生，其值為 9×10^{-7} 。至於其他低可能情節及剩餘情節的風險評估結果彙整後如圖 4.20。根據這些風險情節評估分析，判斷從處置場之總風險量每年將不超過 10^{-6} 。

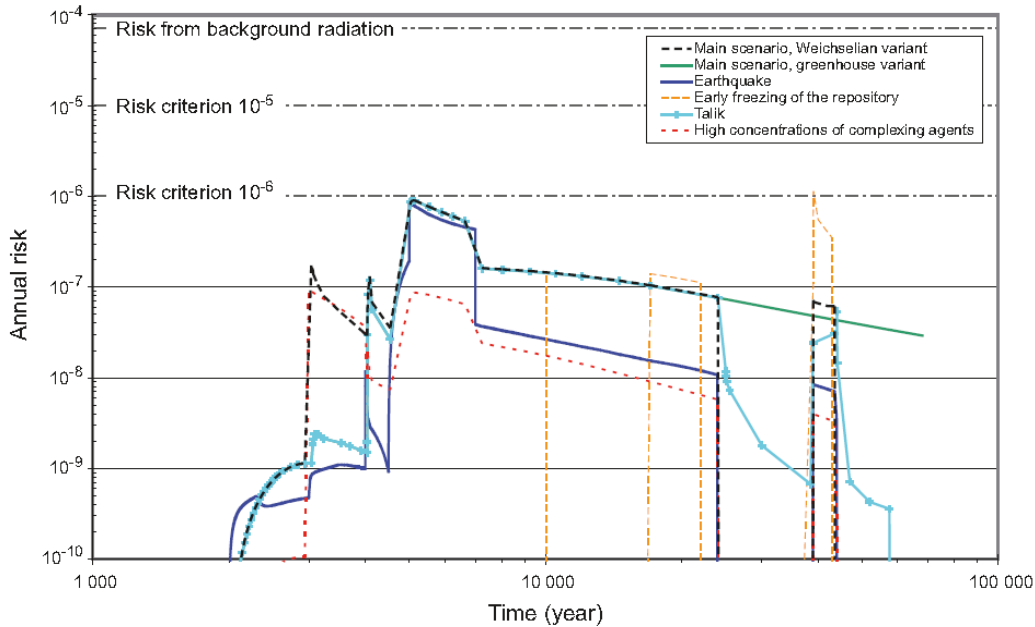


圖 4.20 不同情節下總計之風險

4.3 日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術要項

由於日本之地形地質條件與台灣較相近，因此日本經驗對台灣之安全評估工作有重要參考價值。本節整理日本 H12 報告中有關安全評估工作之技術要項，提供相關單位參考。H12 報告是日本平成 12 年(西元 2000 年)所發表的技術報告，根據日本 AEC 之放射性廢棄物管理準則，在證明高放射性廢棄物於日本找到合適的地質環境進行最終處置是技術可行的。同時，也藉由現地深達 1,000 m 的鑽孔與觀測工作，獲取深地層中的地下水及岩層資料。此外針對可能改變地質環境的自然現象，取得足以信賴之資訊，證明最終處置的安全不受這些自然現象所影響。

由於放射性廢棄物本質上的差異，H12 報告以高放射性廢棄物為目標的源項及近場安全評估技術不適用低放射棄廢棄物，因使本研究擷取 H12 報告中地質圈(處置母岩及其地質環境)及生物圈的評估技術做為參考。H12 報告中天然障壁安全評估的考量有兩大方面：長期的穩定性與遲滯核種遷移的功用。長期穩定性方主要評估處置母岩所面臨的大地構造活動、抬升與沉陷、氣候與海平面變遷等地質環境特性，這些特性對核種傳輸的障壁功能，具有關鍵的影響(JNC, 2000)；在遲滯核種遷移的功能方面，H12 報告認為連通的裂隙網路是地下水與核種的主要傳輸路徑(參考圖 4.21)，因此，瞭解岩體中裂隙構造的分布

為處置設施是否安全的重要條件之一。雖然連通的裂隙網路是核種的主要傳輸路徑，但核種亦可藉由其在裂隙圍岩的擴散機制，稀釋其在地下水中的濃度，且裂隙中的充填物與圍岩的礦物組成對不同的核種會造成不同的吸附效應，使得由處置設施近場外洩的核種，可能因圍岩擴散(matrix diffusion)及吸附等機制而遲滯核種由地質圈遷移至人類生活圈的傳輸速度。

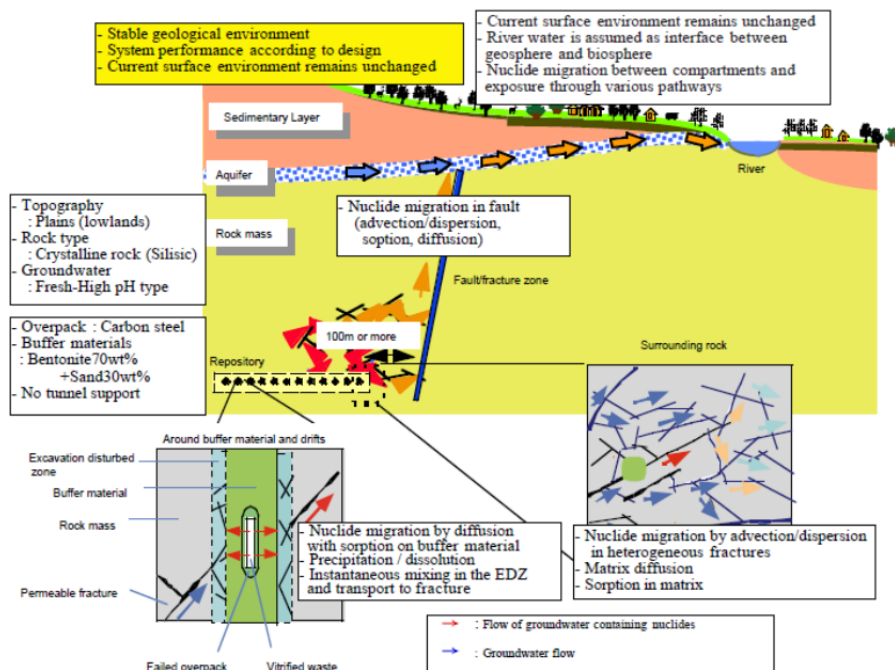


Figure 3.1-5 An overview of nuclide migration processes considered in the Reference Case

圖 4.21 H12 報告核種在地下水中遷移之示意圖

4.3.1 參考情節說明

H12 報告中參考情節是基於一個假定的高放射性廢棄物設施場址所發展出來的(如圖 4.21)。處置設施距離地表至少 100 公尺的深地層中，地層母岩為花崗岩。當核種自工程障壁及開挖擾動帶外釋後，即在花崗岩層中傳輸。花崗岩層中除了岩體之外，還分布各種不同的裂隙形式，因此整個母岩可以假定為岩體/裂隙異質分布(heterogeneous distribution)的環境。距離處置設施約 100 公尺處假定有主要斷層通過，該斷層為主要的導水通道，也是核種在天然障壁中遷移的主要途徑。

核種在裂隙中是以水力傳導/延散為主要傳輸機制。核種在傳輸的過程中，受到花崗岩及裂隙衍生礦物的吸附作用而有遲滯的反應發生，核種由裂隙往圍岩擴散的機制也會有遲滯核種傳輸的效應發生。另一方面，裂隙中地下水中所產生的膠體(colloid)及微生物作用都會對於核種傳輸產生不可忽視的作用。

當核種由地質圈往生物圈傳輸時，H12 報告以 GBI(Geosphere Biosphere Interfacwe)作為簡單的轉化介面，透過 GBI 將地質圈中地下水核種的濃度轉化為生物圈地下水的濃度，然後根據井水、河水、海水及海岸沉積等不同的暴露途徑進入人體造成劑量。

4.3.2 地質圈評估程式說明

由於連通的裂隙網路是地下水與核種的主要傳輸路徑，因此，H12 報告中以三維的裂隙網路模式作為地下水流及核種傳輸的分析基礎。此模式是假設：地下水流是處於異質的裂隙系統，組成此系統的裂隙分布包括不同的寬度、位態、走向，及不同的地下水滲透率(transmissivities)。H12 報告採用 FracMan 程式來建構三維的裂隙網路模式，報告中從日本許多隧道(包括釜石鐵礦坑道)的現場量測裂隙的寬度、位態、走向等，利用統計方法得出裂隙最有可能的分布情形，然後根據裂隙中不同的地下水滲透率建構出最有可能的傳輸渠道網路(channel network)。

根據此渠道網路模式，H12 報告中進一步將之簡化為幾個一維的傳輸途徑的組合(參考圖 4.22)。報告中以 LTG 程式來解析核種傳輸的結果。LTG 程式是以有限元素法及拉普拉斯轉換技術來解析核種傳輸的方程式，該程式的計算結果經過解析解的驗證，並與另兩個程式 MATRICS 及 PICNIC 的計算結果確認無誤。

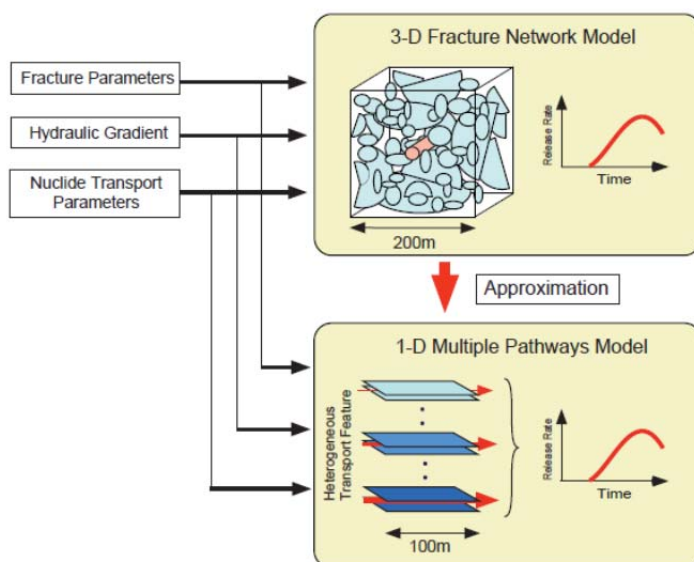


Figure 4.2.2-1 Flow chart for building a Reference-Case conceptual model for transport through the host rock

圖 4.22 H12 報告中地質圈核種遷移途徑分析模式圖

4.3.3 參考情節地質圈模擬結果

根據 4.3.2 節所提出的模式及分析程式，H12 報告模擬核種在地質圈遷移的結果如圖 4.23。以 Se-79 及 Cs-135 兩個核種為分析案例(兩者的吸附及遲滯效應不同)，利用裂隙網路模式可以成功模擬出不同處置時間下核種外釋之結果。

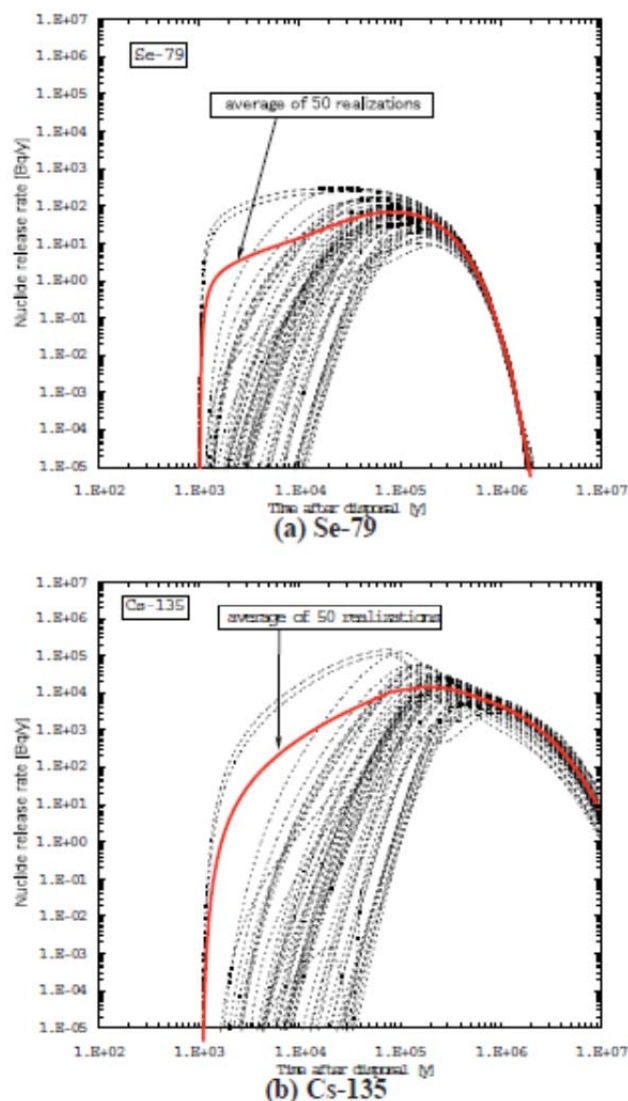


Figure 4.2.2-26 Nuclide release rate per waste package calculated using the fracture network model; solid line shows average of 50 realizations and dotted lines shows individual realization

圖 4.23 根據裂隙網路模式模擬之核種外釋結果

4.3.4 變異情節說明及評估結果

除了分析地下水傳輸之參考情節外，H12 報告也針對環境變異下可能影響處置設施安全的議題，進行評估。以下即是 H12 報告中對於抬升/沉陷作用，以及氣候與海平面變遷等兩項變異情節之說明及評估結果。

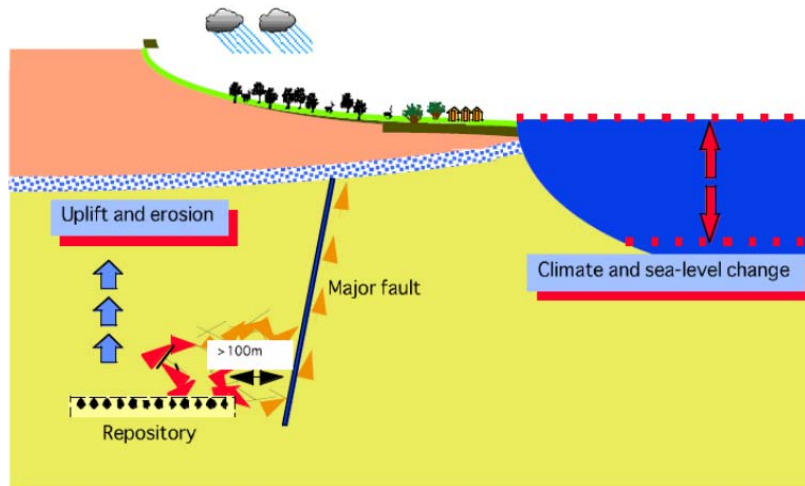


Figure 5.4.1-1 A schematic view of natural phenomena considered in the perturbation scenarios

圖 4.24 H12 報告中之變異情節示意圖

抬升/侵蝕變異情節

當處置設施所在的地區有緩慢抬升，同時產生侵蝕的現象時，會縮小處置設施的深度。當越接近地表時，地下水流量增加並導致地下水的化學條件改變，進而影響核種傳輸的行為。H12 報告中考慮抬升的速率分別為 0.1 mm/y、0.5 mm/y，及 1 mm/y 三種情況，其中以 0.1 mm/y 比較接近日本真實的抬升率。

抬升/侵蝕變異情節，以及氣候與海平面變遷變異情節的分析結果如圖 4.25。劑量峰值出現的時間大約在近地表氧化的地下水入侵之後不久的時間。與參考情節的劑量相比，抬升/侵蝕變異情節的劑量值約為其 40,000 倍，主要是因為 Np 大量溶解於氧化狀態下的地下水中所導致。H12 報告認為這已經是非常極端保守狀態下所做的預測，未來還是要依處置設施所在地區實際的抬升率方能對此變異情節的劑量結果作更準確的預測。

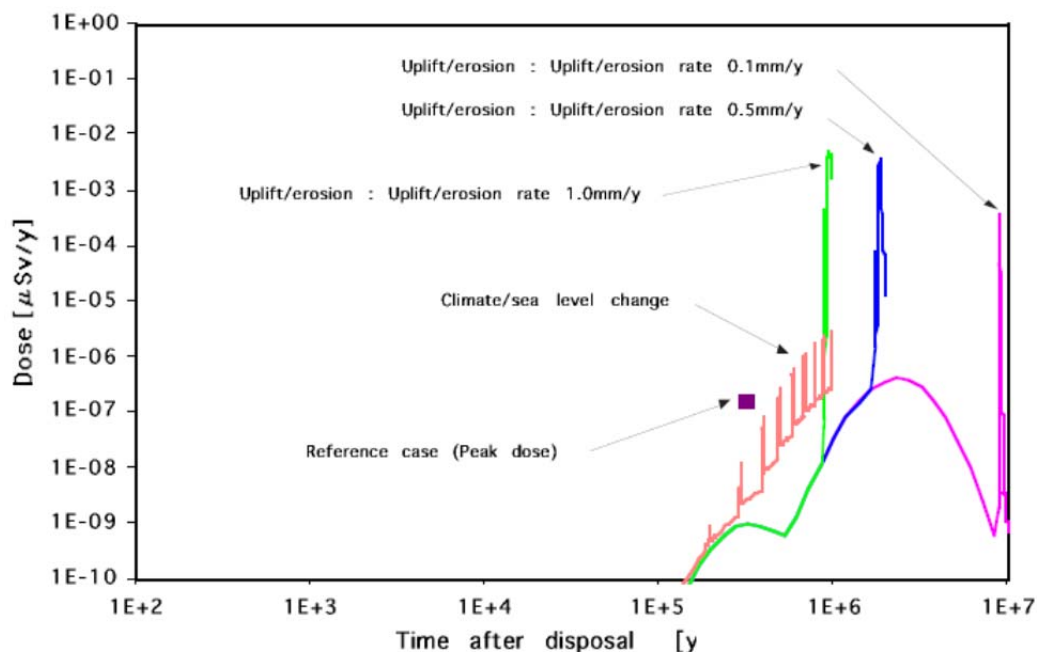


Figure 6.3-1 Results of uplift/erosion and climate/sea-level change cases
(Dose from one waste package)

圖 4.25 變異情節分析結果

另一方面 H12 報告也以處於深度的鈾礦(含鈾量 0.05~01 wt%)以及花崗岩天然放射性核種作為參考，評估當面臨相同的抬升率速率時，鈾礦以及花崗岩中鈾 238 溶於氧化態地下水所造成的外釋率，與高放射性廢棄物處置鈾 238 的外釋率做對照，其結果顯示於圖 4.26。圖中顯示：在 0.1 mm/y 的抬升率下，高放射性廢棄物處置鈾 238 的外釋率約只有鈾礦的萬分之一，也低於花崗岩中鈾 238 的外釋率；即使以最保守的 1 mm/y 的抬升率來考量，其結果也低於含鈾量 0.1 wt% 的鈾礦鈾 238 的外釋，因此證明在長時間抬升/侵蝕變異情節發生時，高放射性廢棄物處置所造成的輻射衝擊是低於天然鈾礦或是花崗岩岩體中鈾 238 外釋所造成的影響。

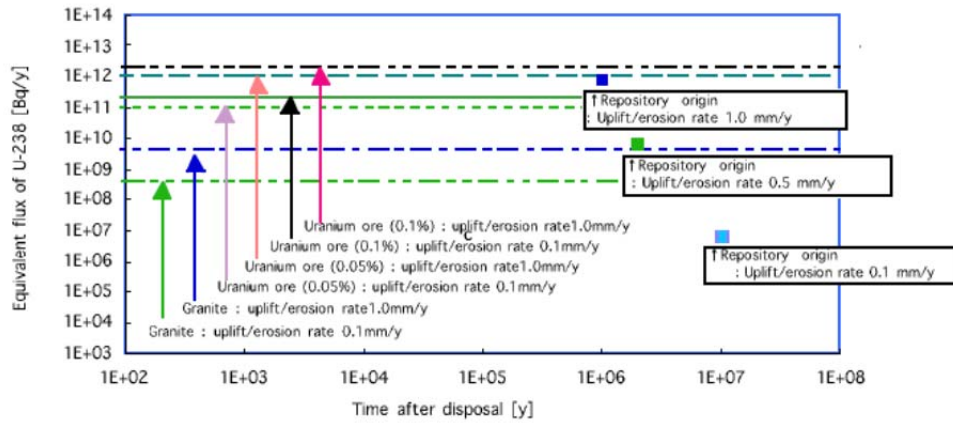


Figure 6.3-3 Comparison of the equivalent flux of U-238 from the exposed repository with uranium ore bodies and granite

圖 4.26 抬升/侵蝕變異情節分析結果與天然鈾礦及花崗岩之比較

氣候與海平面變遷變異情節

當氣候變化導致海平面變遷(例如：100,000 年的冰河/間冰周期)時，導致處置設施的地下水條件產生周期性的變化，因而影響核種傳輸的行為。

評估結果如圖 4.27。圖中顯示：Se-79 及 Cs-135 是兩個主要貢獻劑量的核種。其中，Cs-135 隨著每十萬年冰河周期的循環，大量氧化態地下水侵入處置設施導致加速 Cs-135 的遷移至地表環境；Se-79 則因有各種的氧化還原物種型態，因此沒有呈現一致的週期變化。

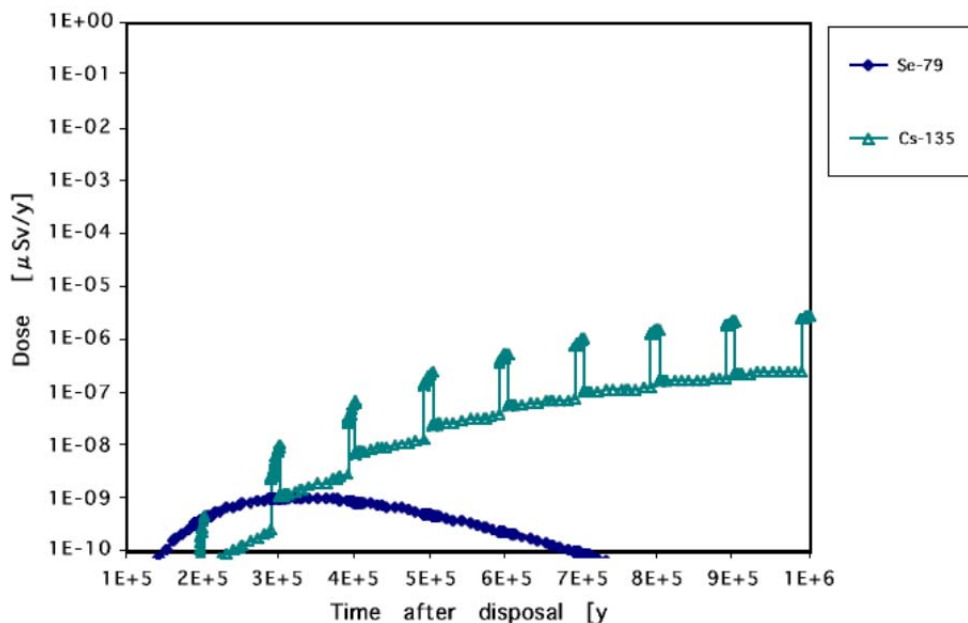


Figure 6.3-4 Results of Climate / Sea-level change cases (dominant nuclides)

圖 4.27 氣候與海平面變遷變異情節分析結果

第五章、安全評估審查關鍵議題與申請者提供資料之對應關聯

由於安全評估審查所涉及工作項目眾多且涵蓋許多專業領域，審查導則雖提供較詳細之敘述，指引資料提供與審查作業原則，但針對低放射性廢棄物處置設施安全評估審查工作而言，關鍵的審查議題與要項要從目前審查導則所呈現的架構與形式，並不容易見到清楚的脈絡，因此本章先嘗試從現有審查導則內容整理出安全評估審查關鍵議題，並以表格方式呈現，除可以提供做為勾稽與釐清申請者所提供之資料是否充分，也可進一步探討目前審查導則之架構與內容需進一步提升之要項。

針對審查導則第七章安全處置設施之安全評估內容概要共有四大點，分別為「輻射劑量評估」、「設備操作」、「闖入者防護」與「長期穩定性」，其中針對輻射劑量評估之評估項目另有 6 小點說明，本章針對原內容整理如表 5.1~表 5.9，表中最左欄為主要關鍵議題，表內列出各關鍵議題之審查要項名稱。

表 5.1 廢棄物描述關鍵議題

關鍵議題	廢棄物描述 (審查導則 7.1-1)					
廢棄物種類	來源	處理方式	固化劑	螯合劑	盛裝容器	分類
廢棄物數量	體積	重量	包裝數量			
廢棄物活度	半衰期	初始活度	平均濃度			
廢棄物特性	組成	物理特性	化學特性			
註：設施運轉與封閉期間可能新增之廢棄物皆需要提供上述相關資料						

表 5.2 核種傳輸特性關鍵議題

關鍵議題	核種傳輸特性 (審查導則 7.1-2)					
水文氣象	降水	氣溫	風速	相對溼度	淨輻射量	土壤含水量
滲漏分析	基本假設	概念模型	數值模式	檢定驗證	滲漏發生時間預測	滲漏空間分布預測
水文地質參數	推估假設與來源	孔隙率	水力傳導係數	未飽和層水力參數		
傳輸參數	推估假設與來源	擴散係數	延散係數	吸附模型與參數		
註：工程覆蓋層、工程障蔽材料、天然障蔽材料皆需要各別提供上述相關參數						

表 5.3 正常狀況之輻射劑量關鍵議題

關鍵議題	正常狀況之輻射劑量(審查導則 7.1-3)				
地下水傳輸機制	核種外釋 排放點	核種外釋 模型與參 數	滲漏影響		
空氣傳輸 機制	核種外釋 排放點	核種外釋 模型與參 數	生物影響 之空浮	封閉作業影 響之空浮	
地表水傳 輸機制	排水或集 水坑外釋 到地表水	逕流流經 受汙染土 壤或區域	生物影響 之地表水 傳輸	封閉作業影 響之地表水 傳輸	
直接輻射 機制	運送車輛 之加馬輻 射	運轉期間 之加馬輻 射	主動監管 期間之加 馬輻射		
生物傳輸 機制	生物外釋 途徑				
正常情節 建立	建立 FEPs	說明任何 FEP 排除 原因			
重要組件 FEP	組件特徵	組件經常 發生事件	組件緩慢 發生事件	組件間之相 互作用	
正常情節 分析	氣體傳輸 情節	液體傳輸 情節	固體傳輸 情節		
輻射劑量 評估	評估程式	輸入輸出 資料	參數敏感 度分析	不確定性分 析	民眾與工作人 員之評估結果
註：重要組件指廢棄物體、進場、遠場、生物圈等					

表 5.4 異常狀況之輻射劑量關鍵議題

關鍵議題	異常狀況之輻射劑量(審查導則 7.1-4)				
異常事件預測	事件種類	發生頻率	核種傳輸機制		
異常情節建立	建立 FEPs	說明任何 FEP 排除原因			
異常狀況下重要組件 FEP	組件特徵	組件發生事件	組件間之相互作用		
輻射劑量評估	評估程式	輸入輸出資料	參數敏感度分析	不確定性分析	民眾與工作人員之風險評估
註：重要組件指廢棄物體、近場、遠場、生物圈等					

表 5.5 核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制關鍵議題

關鍵議題	核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制(審查導則 7.1-5)					
地下水	場址及水文地質特性	流速與流向之分布與數值	傳輸模式	核種濃度	外釋接觸濃度	
空氣	大氣傳輸及擴散模式	核種外釋機制與假設	氣象數據	移除機制	乾溼沉積速率	單位面積沉積量
地表水	概念模式	地表水傳輸模式	地表水釋出速率	地下水介面之源項	核種濃度	
其他傳輸機制	加馬輻射曝露模式	運轉期場外個人輻射	土壤直接輻射	向天輻射	人員闖入	生物傳輸

表 5.6 評估結果與法規限值關鍵議題

關鍵議題	評估結果與法規限值(審查導則 7.1-6)		
正常情節個人最大劑量	最大個人劑量位置	主要曝露介質	主要攝入途徑
異常情節個人最大劑量	最大個人劑量位置	主要曝露介質	主要攝入途徑
註：運轉期與封閉後皆提供上述資料供評估是否符合法規限值			

表 5.7 設備操作關鍵議題

關鍵議題	設備操作(審查導則 7.2)		
廢棄物桶暫存與處置之吊升或堆貯設備	特性	功能	使用方式
廢棄物桶間隙之填充機設備	特性	功能	使用方式
處置設施內公用系統與輔助系統	特性	功能	使用方式

表 5.8 闖入者防護關鍵議題

關鍵議題	闖入者防護(審查導則 7.3)		
處置場界圍籬與標示	材質	方法	
C 類廢棄物處置	位置之規劃	深度之規劃	
C 類廢棄物障壁	材質	設計	施工方法

表 5.9 長期穩定性關鍵議題

關鍵議題	長期穩定性(審查導則 7.4)			
水的侵蝕	洪水預估	水位、流速、 洪水量	水庫潰壩影 響	侵蝕防護 設計
邊坡穩定性	土壤與岩石 之參數	靜態穩定性 分析	動態穩定性 分析	土壤液化 分析
地層沉陷與下陷	沉陷模擬與 分析	沉陷監控計 畫	沉陷改善計 畫	

從前述整理之關鍵議題表格可以發現，在現有審查導則安全評估章節，似乎有較多篇幅與內容側重在安全評估所需之場址特性資料與核種傳輸相關之參數，而由於審查導則第三章為場址特性之描述，因此未來應適當整合第三章與第七章有關場址特性資料之關鍵議題，避免重複或不一致之處，而第七章應加強在全系統安全評估架構之關鍵議題建立，此外 7.2 節之設備操作與 7.3 節之闖入者防護或許可以思考應整併在其他章節，如併入第六章處置設施之運轉，以使審查導則第七章之重點可以著重在安全評估之 FEPs 建立、傳輸路徑分析、全系統評估架構之建立、概念模式之建立、所採用之分析模式適用性評析，安全評估模式所使用之輸入資料合理性、參數敏感度分析、不確定性分析與劑量評估結果等之審查所應關注之關鍵議題。

此外亦嘗試利用心智圖軟體建立類似魚骨圖之架構，以更清楚釐清安全評估關鍵議題與議題間之關聯如圖 5.1 所示。

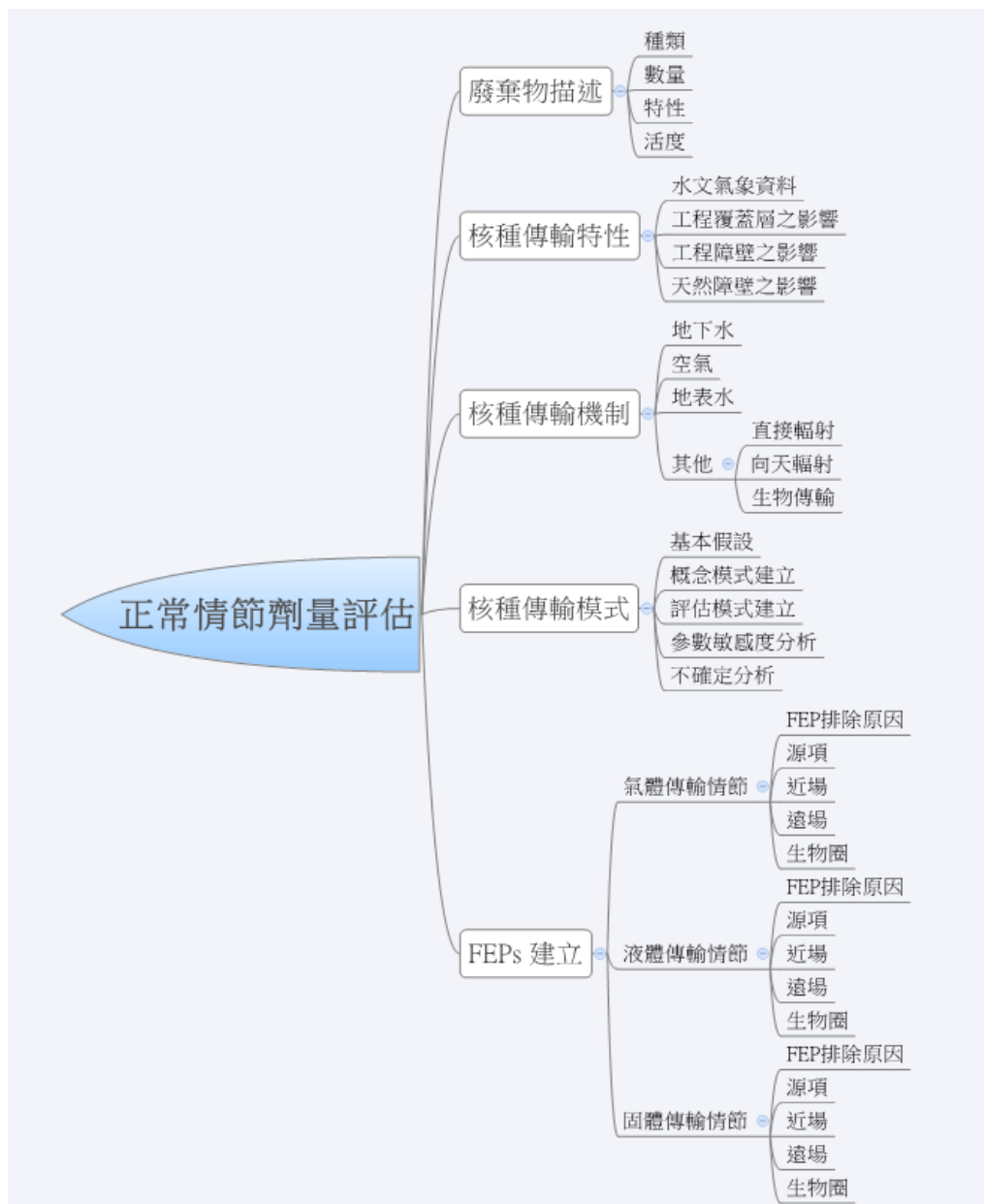


圖 5.1 以 XMind 建立正常情節劑量評估之架構圖

第六章、審查導則有關處置設施安全評估章節之精進建議

本章主要綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，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）**」中第七章處置設施之安全評估提出精進建議。首先整理相關的管理法令，安全分析報告的法源依據主要有：

一、「**低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例**」(中華民國 95 年 5 月 24 日華總一義字第 09500072671 號令公布全文 21 條)中第六條規範：選址作業者應提供選址小組有關處置設施選址之資料，並執行場址調查、**安全分析**、公眾溝通及土地取得等工作，且應於主辦機關設置之網站，按季公開處置設施場址調查進度等相關資料。

二、「**放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法**」(中華民國 93 年 4 月 7 日會物字第 0930010683 號令發布；中華民國 96 年 2 月 16 日會物字第 0960004958 號令發布修正第 3、4 條；中華民國 98 年 4 月 13 日會物字第 0980006863 號令發布修正第 4 條)中第三條明訂：申請者應填具申請書，並檢附**安全分析報告**及財務保證說明，送主管機關審查並繳交審查費。放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施興建應實施環境影響評估者，申請者應於主管機關作成審查結論前，檢送環境保護主管機關認可之環境影響評估相關資料。並於第四條明列安全分析報告，應載明下列九事項：(1)綜合概述；(2)場址之特性描述；(3)設施之設計基準；(4)設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫；(5)設施之安全評估，含預期之意外事故評估；(6)輻射防護作業及環境輻射監測計畫；(7)品質保證計畫；(8)消防防護計畫；(9)其他經主管機關公告之事項。前項安全分析報告除應載明前項之事項外，申請處理或貯存設施建照執照者，應增列除役初步規劃；最終處置設施應增列封閉及監管規劃。申請高放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施建造執照者，應再增列保安計畫及料帳管理計畫。申請興建之設施附屬或相鄰於既有核子設施者，第一項安全分析報告應載明之事項，得引用該核子設施最新版安全分析報告之內容。第一項安全分析報告所載明與設施安全有關之評估方法及數據，申請者應檢附明確充分之佐證資料。

三、「**低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則**」(中華民國 92 年 9 月 10 日會物字第 0920023657 號令發布；中華民國 94 年 12 月 30 日會物字第 0940041783 號令發布修正第 2、4、6、7 條；中華民國 97 年 1 月 24 日會物字第 0970001429 號令發布修正第 8 條；中華民國 97 年 10 月 22 日會物字第 0970016962 號令發布修正第 4、6 條；中華民國 99 年 11 月 24 日會物字第 0990017026 號令發布修正第 2、4、7、14、17 條並增訂第 12-1 條；中華民國 101 年 7 月 9 日會物字第 1010010789 號令發布修正第 2、6 條)中第十七條亦規定：低放處置設施經營者，於運轉期間，**每十年應更新其安全分析報告**，送主

管機關備查。

而物管局為了提供處置設施經營者（申請人）申請低放射性廢棄物最終處置設施（以下簡稱處置設施）建造執照時所附安全分析報告（以下簡稱報告）編撰之依循，亦針對安全分析報告的內容格式規範有「**低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則**」(中華民國九十三年十月二十日會物字第 0930036761 號函發文實施)的行政規則，本導則針對處置設施之安全評估內容概要共有四大點，分別為「**輻射劑量評估**」、「**設備操作**」、「**闖入者防護**」與「**長期穩定性**」，其中針對輻射劑量評估之評估項目另有 6 小點說明，直接節錄原文如下：

第七章 處置設施之安全評估

- 一、輻射劑量評估：說明廢棄物性質與場區之可能核種傳輸路徑及特性，並分別評估運轉期（廢棄物接收、暫存、吊卸、處理、處置、除污排水）及封閉後正常與異常狀況下對工作人員及民眾輻射劑量之影響，並與現行法規做比較，評估項目包括：
 - (一)廢棄物描述：包括總數量、總活度、廢棄物特性基本假設等。
 - (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。
 - (三)正常狀況之輻射劑量：評估處置設施運轉期及封閉後在正常狀況之輻射劑量，包括傳輸機制說明、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式。
 - (四)異常狀況之輻射劑量：評估處置設施運轉期及封閉後在意外事故或異常狀況下之輻射劑量，包括傳輸機制說明、意外事故或異常狀況之發生頻率、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式。
 - (五)核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制：包括地下水、空氣、地表水、其他傳輸機制，及直接輻射與向天輻射對個人之曝露，並描述各傳輸機制之概念模式、數學模式及分析所需之參數。
 - (六)述明各種傳輸機制之評估結果，是否符合法規限值。
- 二、設備操作：依據處置設施之設備特性及操作程序，評估運轉期設備操作之安全性。
- 三、闖入者防護：描述在處置設施營運中、封閉後，防止無意闖入者接近廢棄物所採行之防護設計及措施，並評估其功能。
- 四、長期穩定性：評估並分析處置設施於運轉期間及封閉後之長期穩定性與安全性。分析時應說明分析方法、輸入參數、假設狀況、適用範圍、模式分析結果及不確定性等。

物管局依據前述之「**低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則**」訂定相對應之審查導則(目前第0版為中華民國101年2月所擬定),作為審查安全分析報告之參考,其目的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過程所需之技術規範,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之依循,同時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。而現有之審查導則內容即在此基礎下針對安全分析報告導則之內容概要各項次,擬定敘述式之詳細對應說明,並針對每一要項分別論述主要之「**提供資料**」與「**審查作業**」內容說明。

參考過去物管局歷年研究成果與本計畫今年新增建議事項,先針對審查導則7.1輻射劑量評估與7.4長期穩定性二節,提出修正建議整理表如下表6.1所示,主要參考之資料來源如下:

- A. 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,中華民國101年12月,101FCMA008。
- B. 低放射性廢棄物坑道處置安全評估關鍵議題初步探討,中華民國100年11月,100FCMA007。
- C. 低放射性廢棄物最終處置場址之環境安全因子審查技術規範研議,中華民國99年10月,99FCMA004。
- D. 低放射性廢棄物坑道處置技術審查要項研究,中華民國98年11月,98FCMA001。
- E. 本研究新增建議。

表 6.1 低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則修正建議表

審查導則修正建議		
章節：7.1 輻射劑量評估		
原文	審查導則修正建議	修訂說明
<p>審查導則第 0 版 7.1</p> <p>一、廢棄物描述： 包括總數量、總活度、廢棄物特性基本假設等。 廢棄物為處置設施安全評估的重要資料，應提供充足資料供審查，以確保處置安全。為妥善描述處置的低放射性廢棄物，本節內容應提供下列資料，若在其他章節已提出可免提供，但請說明出處。</p> <p>(一)提供資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 申請處置設施前，國內各設施已產生的低放射性廢棄物：內容包括廢棄物種類、數量、特性、活度及貯存位置。 2. 國內已存在或可能新增設施，預估可能產生的低放射性廢棄物及其未來趨勢：內容包括廢棄物種類、數量、特性及活度。 3. 廢棄物種類資料，包括廢棄物的來源、處理方式、固化劑、螯合劑成分、盛裝容器(是否為高完整性容器)、及其分類。 4. 廢棄物數量資料，包括廢棄物處理後的體積、重量及包裝後的數量。 	<p>一、廢棄物描述： 包括總數量、總活度、廢棄物特性基本假設等。 廢棄物為處置設施安全評估的重要資料，應提供充足資料供審查，以確保處置安全。為妥善描述處置的低放射性廢棄物，本節內容應提供下列資料，若在其他章節已提出可免提供，但請說明出處。</p> <p>(一)提供資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 申請處置設施前，國內各設施已產生的低放射性廢棄物：內容包括廢棄物種類、數量、特性、活度及貯存位置。 2. 國內已存在或可能新增設施，預估可能產生的低放射性廢棄物及其未來趨勢：內容包括廢棄物種類、數量、特性及活度。 3. 廢棄物種類資料，包括廢棄物的來源、處理方式、固化劑、螯合劑成分、盛裝容器(是否為高完整性盛裝容器)、及其分類。 4. 廢棄物數量資料，包括廢棄物處理後的體積、重量及包裝後的數量。 	

<p>5. 廢棄物特性資料，包括廢棄物的組成及其物理與化學特性、自由水含量、抗壓強度、瀝濾指數、耐火性、耐水性、耐候性、耐輻射、耐菌性等資料。</p> <p>6. 廢棄物活度資料，包括主要核種(含難測核種)的名稱、半衰期、推估處置時之<u>活度</u>及平均濃度。</p> <p>7. 處置設施內的廢棄物之處置相關規劃。</p> <p>8. 處置設施運轉期間，接收、貯存及處置廢棄物之規劃。</p> <p>9. 處置設施封閉時所產生之廢棄物規劃。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 提供資料中廢棄物種類、數量、特性、活度之預估資料，<u>是否合理？是否足夠用於設施之安全評估？</u></p> <p>3. 已產生的廢棄物資料，<u>是否足以判斷運轉期間預期接收低放射性廢棄物規劃之適當性？</u></p> <p>4. 場址內特定核種之總存量(如 <u>C-14、H-3、Tc-99</u> 或 <u>I-129</u>)或某些 A 類廢</p>	<p>5. 廢棄物特性資料，包括廢棄物的組成及其物理與化學特性、自由水含量、抗壓強度、瀝濾指數、耐火性、耐水性、耐候性、耐輻射、耐菌性等資料。</p> <p>6. 廢棄物活度資料，包括主要核種(含難測核種)的名稱、半衰期、推估處置時之<u>初始活度</u>及平均濃度。</p> <p>7. 處置設施內的廢棄物之處置相關規劃。</p> <p>8. 處置設施運轉期間，接收、貯存及處置廢棄物之規劃。</p> <p>9. 處置設施封閉時所產生之廢棄物規劃。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 提供資料中廢棄物種類、數量、特性、活度之預估資料<u>應合理且足夠設施安全評估之使用。</u></p> <p>3. 已產生的廢棄物資料<u>應足以判斷運轉期間預期接收低放射性廢棄物規劃之適當性。</u></p> <p>4. 場址內特定核種之總存量(參考「<u>低放射性廢棄物最終處置及其設施安</u></p>	<p>B-p.78、83、96</p> <p>E-改以正面肯定敘述之形式做文字說明</p> <p>E-改以正面肯定敘述之形式做文字說明</p> <p>E-完整列入「低放射性廢棄物最終處置及其</p>
--	---	---

<p>棄物之結構穩定性之要求，可列入處置設施之運轉執照內之限制條件。</p> <p>5. 處置設施場址封閉時所產生之廢棄物之種類、型態及數量等資訊，應至少足以判斷封閉計畫的合理性。</p> <p>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<u>遲滯吸附</u>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<u>傳輸</u>，外釋到<u>人類的活動範圍</u>。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、<u>延散等特性</u>，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>(一)提供資料</p> <p>1. 處置場址附近的<u>氣象資訊</u>：水從處置設施覆蓋</p>	<p><u>全管理規則</u>」之附表一及附表二核種)或某些A類廢棄物之結構穩定性之要求，可列入處置設施之運轉執照內之限制條件。</p> <p>5. 處置設施場址封閉時所產生之廢棄物之種類、型態及數量等資訊，應至少足以判斷封閉計畫的合理性。</p> <p>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<u>生地化反應速率</u>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<u>移流及擴散作用傳輸</u>，外釋到<u>生物圈</u>。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、<u>延散、生地化反應速率等特性參數</u>，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>(一)提供資料</p> <p>1. 處置場址附近<u>至少連續一年的水文與氣象資</u></p>	<p>設施安全管理規則」之附表一及附表二核種</p> <p>E-核種傳輸特性小節內容僅針對核種在地下水的傳輸特性規範，欠缺對其他傳輸路徑(如地表水、空氣等)所需參數之說明。</p> <p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節 B-p.33、p.65</p> <p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節 C-p.84、p.85</p>
--	---	--

<p>層(或坑道壁上層)的地表滲漏到處置單元之滲漏分析數據與滲漏分析方式。</p> <p>(1) 滲漏分析數據：包含地質統計技術、近似值、處理、數據產生及/或消去、保守估計、以及為達到較佳模擬結果而將現地資訊或實驗室數據所做之<u>最佳化調整</u>。</p> <p>(2) 滲漏分析方式：其描述包含<u>文件、假設、驗證及校正</u>。</p> <p>2. 提出滲漏時進入處置單元之水流體積以及滲漏之時間與空間分佈之預測。包括最大降雨量、可能降雨之時間分佈。</p> <p>3. 評估工程覆蓋層(或坑道壁上層)材料的侵蝕、穴居動物、植物生態對滲漏之影響。</p> <p>4. 覆蓋層(或坑道壁上層)之工程設計：包含厚度、橫向延伸、材料粒徑、邊坡、總孔隙度與有效孔隙度、水力傳導係數以及含水量與毛細勢能與水力傳導係數之關係。</p> <p>5. 工程障壁材料與天然障</p>	<p><u>訊</u>：水從處置設施覆蓋層(或坑道壁上層)的地表滲漏到處置單元之滲漏分析數據與滲漏分析方式。</p> <p>(1) 滲漏分析數據：包含地質統計技術、近似值、處理、數據產生及/或消去、保守估計、以及為達到較佳模擬結果而將現地資訊或實驗室數據所做之<u>最佳化調整、與不確定性分析</u>。</p> <p>(2) 滲漏分析方式：其描述包含<u>資料、假設、模式、驗證及校正</u>。</p> <p>2. 提出滲漏時進入處置單元之水流體積以及滲漏之時間與空間分佈之預測。包括最大降雨量、可能降雨之時間分佈。</p> <p>3. 評估工程覆蓋層(或坑道壁上層)材料的侵蝕、穴居動物、植物生態對滲漏之影響。</p> <p>4. 覆蓋層(或坑道壁上層)之工程設計：包含厚度、橫向延伸、材料粒徑、邊坡、總孔隙度與有效孔隙度、水力傳導係數以及含水量與毛細勢能與水力傳導係數之關係。</p> <p>5. 工程障壁材料與天然障</p>	<p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節</p>
---	---	-------------------------------

<p>壁對地下水之擴散與延散參數值。</p> <p>6. 工程障壁材料與天然障壁對重要核種的<u>遲滯吸附參數值</u>。</p> <p>7. 預估滲漏引起的地層下陷。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 用於估算場址滲漏量之數據及分析技術是否合理，驗證覆蓋層系統之物理特性並確認其數值足夠保守或真實。</p> <p>3. 覆蓋層(或坑道壁上層)是否具降低滲漏及導引滲漏水流遠離廢棄物之能力。</p> <p>4. 擴散、延散與<u>遲滯吸附</u>參數值是否合理且足以提供合理之準確度或保守之分析。若場址參數無法取得，應確認採適當保守假設，若參數存在不確定性或不一致，其數值應與文獻中所得之相似地質介質數值範圍相比較。</p> <p>5. 水流透過覆蓋層(或坑</p>	<p>壁對地下水之擴散與延散參數值。</p> <p>6. 工程障壁材料與天然障壁對重要核種的<u>主要生地化反應速率參數值</u>。</p> <p>7. 預估滲漏引起的地層下陷。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 用於估算場址滲漏量之數據及分析技術是否合理，驗證覆蓋層系統之物理特性並確認其數值足夠保守或真實。</p> <p>3. 覆蓋層(或坑道壁上層)是否具降低滲漏及導引滲漏水流遠離廢棄物之能力。</p> <p>4. 擴散、延散與<u>生地化反應速率</u>參數值是否合理且足以提供合理之準確度或保守之分析。若場址參數無法取得，應確認採適當保守假設，若參數存在不確定性或不一致，其數值應與文獻中所得之相似地質介質數值範圍相比較。<u>若生地化反應速率參數無法取得，應以較保守之遲滯吸附參數推估，並估計其可信賴度。</u></p> <p>5. 水流透過覆蓋層(或坑</p>	<p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節</p> <p>E-應以現地量測為優先考量，若無法取得可以在室內實驗室控制條件下取得相關參數值</p> <p>A-4.2 節</p>
---	---	---

<p>道壁上層)系統導致之下陷效應預估是否合理。</p> <p>三、正常狀況之輻射劑量： 評估處置設施運轉期及封閉後在正常狀況之輻射劑量，包括傳輸機制說明、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式。</p> <p>處置設施核准運轉後，包含五個時期，分別為運轉期，封閉期，觀察及監測期，主動監管期(或稱監管期)及被動監管期(或稱被動期)。運轉期間，將接收廢棄物進行處置，對場外民眾有直接曝露的風險；對場內工作人員，可能造成體內曝露與體外曝露。曝露途徑有地下水、空氣、地表水、直接輻射、生物等途徑。</p> <p>場址封閉期時，對場址內土地除污及/或結構拆除，仍會產生一些放射性廢棄物並須處置。對場外民眾有直接曝露的風險；對場內工作人員，可能造成體內曝露與體外曝露。</p> <p>為降低對民眾與工作人員之輻射劑量，所以處置場須採多重障壁的防護措施。須評估處置設施運轉期及封閉後在正常狀況下對民眾與工作人員之輻射劑量，為使輻射劑量評估合理及保</p>	<p>道壁上層)系統導致之下陷效應預估是否合理。</p> <p>三、正常狀況之輻射劑量： 評估處置設施運轉期及封閉後在正常狀況之輻射劑量，包括傳輸機制說明、情節分析、概念模式說明、分析模式及電腦程式說明、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式。</p> <p>處置設施核准運轉後，包含五個時期，分別為運轉期，封閉與確認期，觀察及監測期，主動監管期(或稱監管期)及被動監管期(或稱被動期)。</p> <p>運轉期間，將接收廢棄物進行處置，對場外民眾有直接曝露的風險；對場內工作人員，可能造成體內曝露與體外曝露。曝露途徑有地下水、空氣、地表水、直接輻射、生物等途徑。</p> <p>場址封閉期時，對場址內土地除污及/或結構拆除，仍會產生一些放射性廢棄物並須處置。對場外民眾有直接曝露的風險；對場內工作人員，可能造成體內曝露與體外曝露。</p> <p>為降低對民眾與工作人員之輻射劑量，所以處置場須採多重障壁的防護措施。須評估處置設施運轉期及封閉後在正常狀況下對民眾</p>	<p>E-增加概念模式、分析模式及電腦程式驗證及確認之審查條文</p> <p>B-p.17</p>
--	--	---

<p>守，須提供下列資料供審查。</p> <p>(一)提供資料</p> <p>1. 處置設施運轉期及封閉後在正常狀況之核種傳輸機制說明：包含地下水、空氣、地表水、直接輻射、生物及其他傳輸機制。</p> <p>(1) 地下水：(a)定義並量化處置單元中重要核種藉地下水外釋之排放點、(b)考慮螯合劑之影響或其他可能提高放射性核種遷移之化學媒介時，所使用的放射性核種外釋模型及參數值、(c)滲漏進入處置單元之水量與放射性核種外釋之關係資料。</p> <p>(2) 空氣：(a)定義並量化處置單元中重要核種藉空氣外釋之排放點與排放區域、(b)廢棄物<u>分解產生</u>的放射性氣體、處置單元或集水坑積水之蒸發氣體、(c)場址污染土壤、地表、與建築物之釋出空浮、(d)植物根部或穴居動物或昆蟲挖掘造成</p>	<p>與工作人員之輻射劑量，為使輻射劑量評估合理及保守，須提供下列資料供審查。</p> <p>(一)提供資料</p> <p>1. 處置設施運轉期及封閉後在正常狀況之核種傳輸機制說明：包含地下水、空氣、地表水、直接輻射、生物及其他傳輸機制。</p> <p>(1) 地下水：(a)定義並量化處置單元中重要核種藉地下水外釋之排放點、(b)考慮螯合劑之影響或其他可能提高放射性核種遷移之化學媒介時，所使用的放射性核種外釋模型及參數值、(c)滲漏進入處置單元之水量與放射性核種外釋之關係資料。</p> <p>(2) 空氣：(a)定義並量化處置單元中重要核種藉空氣外釋之排放點與排放區域、(b)廢棄物<u>分解或腐蝕過程中產生</u>的放射性氣體、處置單元或集水坑積水之蒸發氣體、(c)場址污染土壤、地表、與建築物之釋出空浮、(d)植物根部或穴居動物或昆</p>	<p>B-p.66、p.88、p.98</p>
---	---	-------------------------

<p>污染物之空浮、(e)封閉作業時，建築物除污或拆除作業造成污染物之空浮。</p> <p>(3) 地表水：(a)處置單元中的排水、排水層或集水坑以及有可能接觸到廢棄物之地表水、(b)場址污染土壤、地表、與建築物透過地表水傳輸之污染物、(c)植物根部或穴居動物或昆蟲挖掘之污染物經地表水的傳輸、(d)封閉作業時，建築物除污或拆除作業透過地表水傳輸之污染物。</p> <p>(4) 直接輻射：(a)廢棄物運送車輛之加馬輻射、(b)部分場址運轉時之加馬輻射、(c)主動監管期間，處置單元上衰減之加馬輻射與場址污染地表或建物之加馬輻射。</p> <p>(5) 生物：定義並定量直接經由生物途徑將污染物外釋及傳輸至場址外，如穴居動物由場址帶走污染物後，被獵人宰食。</p>	<p>蟲挖掘造成污染物之空浮、(e)封閉作業時，建築物除污或拆除作業造成污染物之空浮。</p> <p>(3) 地表水：(a)處置單元中的排水、排水層或集水坑以及有可能接觸到廢棄物之地表水、(b)場址污染土壤、地表、與建築物透過地表水傳輸之污染物、(c)植物根部或穴居動物或昆蟲挖掘之污染物經地表水的傳輸、(d)封閉作業時，建築物除污或拆除作業透過地表水傳輸之污染物。</p> <p>(4) 直接輻射：(a)廢棄物運送車輛之加馬輻射、(b)部分場址運轉時之加馬輻射、(c)主動監管期間，處置單元上衰減之加馬輻射與場址污染地表或建物之加馬輻射。</p> <p>(5) 生物：定義並定量直接經由生物途徑將污染物外釋及傳輸至場址外，如穴居動物由場址帶走污染物後，被獵人宰食。</p>	
--	---	--

<p>2. 正常情節(或稱設計情節)分析：</p> <p>(1) 選用國際常用的低放射性廢棄物處置的<u>特徵事件過程</u>(FEP)通用表(如IAEA 或國際組織)。</p> <p>(2) 經學者專家就處置場的氣候與地質特性、周圍環境及處置場設計，從國際常用的 FEP 通用表篩選出與該處置場正常情況相關的 FEPs，並記錄任何 FEP 被排除的原因。</p> <p>(3) 選出處置系統的重要組件(如廢棄物體、各種工程障壁(近場)、天然障壁(遠場)、生物圈等)，分析並說明重要組件的特徵、正常情況下重要組件經常發生及緩慢發生的事件、各重要組件間的互相作用過程。</p> <p>(4) 因放射性核種在各重要組件內傳輸可分為氣體、液體與固體的形態；考量選出的 FEPs，以合理的邏輯方法，繪出放射性核種傳輸</p>	<p>2. 正常情節(或稱設計情節)分析：</p> <p>(1) 選用國際常用的低放射性廢棄物處置的<u>特徵、事件及作用等組合</u>(FEP)通用表(如IAEA 或國際組織)。</p> <p>(2) 經學者專家就處置場的氣候與地質特性、周圍環境及處置場設計，從國際常用的 FEP 通用表篩選出與該處置場正常情況相關的 FEPs，並記錄任何 FEP 被排除的原因。</p> <p>(3) 選出處置系統的重要組件(如廢棄物體、各種工程障壁(近場)、天然障壁(遠場)、生物圈等)，分析並說明重要組件的特徵、正常情況下重要組件經常發生及緩慢發生的事件、各重要組件間的互相作用過程。</p> <p>(4) 因放射性核種在各重要組件內傳輸可分為氣體、液體與固體的形態；考量選出的 FEPs，以合理的邏輯方法，繪出放射性核種傳輸</p>	<p>B-p.31、p.98</p>
--	---	--------------------

<p>的路徑，並建構出氣體傳輸正常情節、液體傳輸正常情節、固體傳輸正常情節。</p> <p>3. 提出正常情節輻射劑量評估程式及其輸入資料與輸出資料。</p> <p>4. 對正常情節輻射劑量評估程式的參數，進行敏感度分析。</p> <p>5. 對敏感度高的參數，考量參數的分布狀況，進行個人有效劑量的不確定性分析。</p> <p>6. 民眾與工作人員之輻射劑量評估結果。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 正常狀況之核種傳輸機制說明：</p> <p>(1) 提供的核種傳輸機制(地下水、空氣、地表水、直接輻射、<u>生物</u>)資料是否足以供進行獨立的安全評估。</p> <p>(2) 放射性核種傳輸機制是否合理且保守。</p> <p>3. 正常情節分析：</p> <p>(1) 篩選出與該處置場</p>	<p>的路徑，並建構出氣體傳輸正常情節、液體傳輸正常情節、固體傳輸正常情節。</p> <p>3. 提出正常情節輻射劑量評估程式及其輸入資料與輸出資料。</p> <p>4. 對正常情節輻射劑量評估程式的參數，進行敏感度分析。</p> <p>5. 對敏感度高的參數，考量參數的分布狀況，進行個人有效劑量的不確定性分析。</p> <p>6. 民眾與工作人員之輻射劑量評估結果。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 正常狀況之核種傳輸機制說明：</p> <p>(1) 提供的核種傳輸機制(地下水、空氣、地表水、直接輻射、<u>植物吸收或穴居動物挖掘</u>)資料是否足以供進行獨立的安全評估。</p> <p>(2) 放射性核種傳輸機制是否合理且保守。</p> <p>3. 正常情節分析：</p> <p>(1) 篩選出與該處置場</p>	<p>C-附錄 A-35</p>
---	--	------------------

<p>正常情況相關的 FEPs，是否經由專家學者所確認：被排除的 FEPs 之原因是否合理。</p> <p>(2) 處置設施重要組件的特徵事件與過程是否已充分考量。</p> <p>(3) 氣體傳輸正常情節、液體傳輸正常情節、固體傳輸正常情節是否合理。</p> <p>4. 正常情節輻射劑量評估程式的輸入資料是否符合場址資訊與合理性，其輸出資料是否合理。</p> <p>5. 是否進行參數敏感度分析與不確定分析，分析結果是否合理。</p> <p>四、異常狀況之輻射劑量： 評估處置設施運轉期及封閉後在意外事故或異常狀況下之輻射劑量，包括傳輸機制說明、意外事故或異常狀況之發生頻率、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估</p>	<p>正常情況相關的 FEPs，是否經由專家學者所確認：被排除的 FEPs 之原因是否合理。</p> <p>(2) 處置設施重要組件的特徵事件與過程是否已充分考量。</p> <p>(3) 氣體傳輸正常情節、液體傳輸正常情節、固體傳輸正常情節是否合理。</p> <p><u>4. 應根據場址資訊與合理性研擬正常狀況下之概念模式，說明如何根據其結果建構分析模式。</u></p> <p><u>5. 應根據分析模式的結果說明選用之電腦程式，該程式需經過專業之驗證及確認後方能使用於此評估報告。</u></p> <p>6. 正常情節輻射劑量評估程式的輸入資料是否符合場址資訊與合理性，其輸出資料是否合理。</p> <p>7. 是否進行參數敏感度分析與不確定分析，分析結果是否合理。</p> <p>四、異常狀況之輻射劑量： 評估處置設施運轉期及封閉後在意外事故或異常狀況下之輻射劑量，包括傳輸機制說明、意外事故或異常狀況之發生頻率、情節分析、<u>概念模式說明、分析模式及電腦程式說明</u>、輸入資料、輸出資料、敏感度分</p>	<p>E-增加概念模式、分析模式及電腦程式驗證及確認之審查條文，新增第 4 點與第 5 點，原第 4 點與第 5 點改成第 6 點與第 7 點</p> <p>E-增加概念模式、分析模式及電腦程式驗證及確認之審查條文</p>
--	---	---

<p>程式。</p> <p>處置設施在運轉期，<u>封閉期</u>，觀察及監測期，主動監管期及被動監管期，可能發生人為或天然的意外事件。這些人為或天然的意外事件，通常發生的機率都很低，若其發生所產生的後果影響輕微，則可忽略不計；若發生所產生的後果影響嚴重，則應評估其影響。故此處的異常狀況之輻射劑量，係針對發生機率低後果影響嚴重的人為或天然意外事件，對民眾與工作人之輻射劑量評估。</p> <p>(一)提供資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 處置設施運轉期及封閉後，意外事故或異常狀況之預測：包括事故種類(如運轉時廢棄物從吊車墜落；<u>封閉後發生有害地震、海水淹沒處置場、人類無意入侵處置場</u>)及發生頻率。 2. 處置設施運轉期及封閉後，依事故種類說明意外事故或異常狀況之核種傳輸機制。 3. 異常情節(或稱替代情節)分析：處置設施運轉期及封閉後，意外事故或異常狀況之處置情節。 	<p>析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式。</p> <p>處置設施在運轉期，<u>封閉與確認期</u>，觀察及監測期，主動監管期及被動監管期，可能發生人為或天然的意外事件。這些人為或天然的意外事件，通常發生的機率都很低，若其發生所產生的後果影響輕微，則可忽略不計；若發生所產生的後果影響嚴重，則應評估其影響。故此處的異常狀況之輻射劑量，係針對發生機率低後果影響嚴重的人為或天然意外事件，對民眾與工作人之輻射劑量評估。</p> <p>(一)提供資料</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 處置設施運轉期及封閉後，意外事故或異常狀況之預測：包括事故種類(如運轉時廢棄物從吊車墜落；<u>封閉後發生有害地震、海嘯或暴潮溢淹處置場、人類無意入侵處置場、豎井或調查井發生回填失效</u>)及發生頻率。 2. 處置設施運轉期及封閉後，依事故種類說明意外事故或異常狀況之核種傳輸機制。 3. 異常情節(或稱替代情節)分析：處置設施運轉期及封閉後，意外事故或異常狀況之處置情節。 	<p>B-p.17</p> <p>E-海嘯或暴潮溢淹 B-p.65、p.66</p>
---	---	--

<p>(1) 選用國際常用的低放射性廢棄物處置的<u>特徵事件過程</u> (FEP)通用表(如 IAEA 或國際組織)。</p> <p>(2) 經學者專家從國際常用的 FEP 通用表篩選出與該處置場異常情況相關的 FEPs。</p> <p>(3) 選出處置系統的重要組件(如廢棄物體、各種工程障壁(近場)、天然障壁(遠場)、生物圈等),分析並說明重要組件的特徵、異常情況下重要組件發生的事件、各重要組件間的互相作用過程。</p> <p>(4) 考量選出的異常情況相關的 FEPs 及各重要組件與其間的特徵與作用過程,以合理的邏輯方法,繪出放射性核種傳輸的路徑,並建構出異常情節。</p>	<p>(1) 選用國際常用的低放射性廢棄物處置的<u>特徵事件及作用</u> (FEP)通用表(如 IAEA 或國際組織)。</p> <p>(2) 經學者專家從國際常用的 FEP 通用表篩選出與該處置場異常情況相關的 FEPs。</p> <p>(3) 選出處置系統的重要組件(如廢棄物體、各種工程障壁(近場)、天然障壁(遠場)、生物圈等),分析並說明重要組件的特徵、異常情況下重要組件發生的事件、各重要組件間的互相作用過程。</p> <p>(4) 考量選出的異常情況相關的 FEPs 及各重要組件與其間的特徵與作用過程,以合理的邏輯方法,繪出放射性核種傳輸的路徑,並建構出異常情節。</p> <p>4. <u>應根據場址資訊與合理性研擬正常狀況下之概念模式,說明如何根據其結果建構分析模式。</u></p> <p>5. <u>應根據分析模式的結果說明選用之電腦程式,</u></p>	<p>B-p.31、p.98</p> <p>E-增加概念模式、分析模式及電腦程式驗證及確認之審查條文,新增第4點與第5點,原第4點至第7點改成第6點與第8點</p>
--	---	--

<p>4. 提出異常情節輻射劑量評估程式及其輸入資料及其輸出資料。</p> <p>5. 對異常情節輻射劑量評估程式的參數，進行敏感度分析。(若正常情節已分析過的參數，可不必再進行敏感度分析)</p> <p>6. 對敏感度高的參數，考量參數的分布狀況，進行個人有效劑量的不確定性分析。</p> <p>7. 考量事件發生的機率，提出民眾與工作人員之輻射劑量(風險)評估結果。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 事故種類與發生頻率之預測是否可考量場址特性及氣象條件，其參考文獻及假設是否合理。</p> <p>3. 異常狀況之核種傳輸機制是否合理且保守。</p> <p>4. 異常情節建構是否經由專家學者所確認、意外事故或異常狀況之重要組件特徵事件與過程是否已充分考量、異常情節建構是否合理。</p>	<p><u>該程式需經過專業之驗證及確認後方能使用於此評估報告。</u></p> <p>6. 提出異常情節輻射劑量評估程式及其輸入資料及其輸出資料。</p> <p>7. 對異常情節輻射劑量評估程式的參數，進行敏感度分析。(若正常情節已分析過的參數，可不必再進行敏感度分析)</p> <p>8. 對敏感度高的參數，考量參數的分布狀況，進行個人有效劑量的不確定性分析。</p> <p>9. 考量事件發生的機率，提出民眾與工作人員之輻射劑量(風險)評估結果。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>2. 事故種類與發生頻率之預測是否可考量場址特性及氣象條件，其參考文獻及假設是否合理。</p> <p>3. 異常狀況之核種傳輸機制是否合理且保守。</p> <p>4. 異常情節建構是否經由專家學者所確認、意外事故或異常狀況之重要組件特徵事件與過程是否已充分考量、異常情節建構是否合理。</p>	
--	---	--

<p>5. 異常情節輻射劑量風險評估程式的輸入資料是否符合場址資訊與合理性，其輸出資料是否合理。</p> <p>6. 是否進行參數敏感度分析與不確定分析，分析結果是否合理。</p> <p>五、核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制： 包括地下水、空氣、地表水、其他傳輸機制，及直接輻射與向天輻射對個人之曝露，並描述各傳輸機制之概念模式、數學模式及分析所需之參數。 地下水、空氣、地表水、其他傳輸機制概念模式、數學模式及分析所需之參數的正確性，影響處置設施之輻射劑量安全評估，故請提供下列資料，供審查。</p> <p>(一)提供資料</p> <p>1. 地下水</p> <p>(1) <u>依場址地質及水文地質特性，描述潛在的核種遷移地下水途徑。</u></p> <p>(2) 地下水之流場、流速與流向之分布與數值。</p> <p>(3) 核種藉地下水之傳輸模式。</p> <p>(4) 人類或生物圈可能接觸到地下水位置及場界位置之核種濃度。</p>	<p>5. 異常情節輻射劑量風險評估程式的輸入資料是否符合場址資訊與合理性，其輸出資料是否合理。</p> <p>6. 是否進行參數敏感度分析與不確定分析，分析結果是否合理。</p> <p>五、核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制： 包括地下水、空氣、地表水、其他傳輸機制，及直接輻射與向天輻射對個人之曝露，並描述各傳輸機制之概念模式、數學模式及分析所需之參數。 地下水、空氣、地表水、其他傳輸機制概念模式、數學模式及分析所需之參數的正確性，影響處置設施之輻射劑量安全評估，故請提供下列資料，供審查。</p> <p>(一)提供資料</p> <p>1. 地下水</p> <p>(1) <u>依場址地質及水文地質特性所建構之水文地質模型與假設。</u></p> <p>(2) <u>依所建構水文地質模型描述潛在的核種遷移地下水途徑。</u></p> <p>(3) 地下水之流場、流速與流向之分布與數值。</p> <p>(4) 核種藉地下水之傳輸模式。</p>	<p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節</p>
---	--	-------------------------------

<p>2. 空氣</p> <p>(1) 估算大氣傳輸及放射性核種外釋到大氣之延散，所使用的模式、電腦程式與計算方式。</p> <p>(2) 大氣傳輸及擴散模式應包括：(a)放射性核種釋出之時間與頻率變化之計算方式，(b) 放射性核種釋出高度，(c) 放射性污染源之幾何形狀，(d)再懸浮源之排放率及基準，(e)考量射源與監測點間之地形及結構之影響，(f)關鍵群體與鄰近場址外監測點之位置及高度，(g)放射性污染雲煙(plume)濃度的計算方式，(h)以處置場址為中心，十六個 22.5 徑度扇形區域中，每個區域之人口分佈，(i)空氣傳輸與擴散模擬之移除機制與微粒沉積速率，(j)用於量化移除機制、乾濕沉積速率及單位面積沉</p>	<p>(5) 人類或生物圈可能接觸到地下水位置及場界位置之核種濃度。</p> <p>2. 空氣</p> <p>(1) 估算大氣傳輸及放射性核種外釋到大氣之延散，所使用的模式、電腦程式與計算方式。</p> <p>(2) 大氣傳輸及擴散模式應包括：(a)放射性核種釋出之時間與頻率變化之計算方式，(b) 放射性核種釋出高度，(c) 放射性污染源之幾何形狀，(d)再懸浮源之排放率及基準，(e)考量射源與監測點間之地形及結構之影響，(f)關鍵群體與鄰近場址外監測點之位置及高度，(g)放射性污染雲煙(plume)濃度的計算方式，(h)以處置場址為中心，十六個 22.5 徑度扇形區域中，每個區域之人口分佈，(i)空氣傳輸與擴散模擬之移除機制與微粒沉積速率，(j)用於量化移除機制、乾濕沉積速率及單位面積沉</p>	
--	---	--

<p>積量之計算模式。</p> <p>(3) 可代表場址環境並用於大氣傳輸與擴散分析之氣象數據。</p> <p>(4) 預估空浮的表面沉積濃度與場址外個人的劑量。</p> <p>3. 地表水</p> <p>(1) 核種遷移的所有可能的地表水概念模式。</p> <p>(2) 用於分析場址下游適當位置核種濃度之具有空間與時間分佈的<u>地表水傳輸模式</u>。</p> <p>(3) <u>地表水傳輸模式</u>之源項輸入參數，須包括地表水釋出速率、與<u>地下水介面之源項</u>。</p> <p>(4) <u>經地表水傳輸模式</u>計算所得的核種濃度。</p> <p>4. 其他傳輸機制：包括直接輻射、向天輻射與生物傳輸。</p> <p>(1) 加馬輻射的曝露模式(含電腦程式、污染源、接受者的模型建構)。</p> <p>(2) 在運轉期間，場外個人的曝露。主要</p>	<p>積量之計算模式。</p> <p>(3) 可代表場址環境並用於大氣傳輸與擴散分析之氣象數據。</p> <p>(4) 預估空浮的表面沉積濃度與場址外個人的劑量。</p> <p>3. 地表水</p> <p>(1) 核種遷移的所有可能的地表水概念模式。</p> <p>(2) 用於分析場址下游適當位置核種濃度之具有空間與時間分佈的<u>地表水水流與生地化反應傳輸模式</u>。</p> <p>(3) <u>地表水水流與生地化反應傳輸模式</u>之源項輸入參數，須包括地表水釋出速率、與<u>地下水界面之源/匯項</u>。</p> <p>(4) <u>經地表水水流與生地化反應傳輸模式</u>計算所得的核種濃度。</p> <p>4. 其他傳輸機制：包括直接輻射、向天輻射與生物傳輸。</p> <p>(1) 加馬輻射的曝露模式(含電腦程式、污染源、接受者的模型建構)。</p> <p>(2) 在運轉期間，場外個人的曝露。主要</p>	<p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節</p> <p>A-4.2 節</p>
---	---	--

<p>考量的情節有二： (a)廢棄物運送至場區的載運車輛停車曝露，(b)吊掛作業所可能產生之曝露。</p> <p>(3) 在主動監管期間，工作人員的劑量分析，主要途徑來自場址土壤的直接輻射；場外個人的劑量分析，除來自場址土壤的直接輻射外，亦須考量向天輻射。</p> <p>(4) 在被動監管期間，須考量人員無意闖入的劑量分析。</p> <p>(5) 生物傳輸機制分析，包含由處置設施遷移出去的受污染生物，成為食物鏈的一環。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 地下水</p> <p>(1) 若提供地下水資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>(2) 是否完整並清楚定義核種傳輸之所有可能的地下水途徑。</p> <p>(3) 地下水概念模式中</p>	<p>考量的情節有二： (a)廢棄物運送至場區的載運車輛停車曝露，(b)吊掛作業所可能產生之曝露。</p> <p>(3) 在主動監管期間，工作人員的劑量分析，主要途徑來自場址土壤的直接輻射；場外個人的劑量分析，除來自場址土壤的直接輻射外，亦須考量向天輻射。</p> <p>(4) 在被動監管期間，須考量人員無意闖入的劑量分析。</p> <p>(5) 生物傳輸機制分析，包含由處置設施遷移出去的受污染生物，成為食物鏈的一環。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 地下水</p> <p>(1) 若提供地下水資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>(2) 是否完整並清楚定義核種傳輸之所有可能的地下水途徑。</p> <p>(3) 地下水概念模式中</p>	
--	--	--

<p>之水文地質、地質及<u>地球化學資訊</u>是否與安全分析報告中場址特性之數據一致。</p> <p>(4) 地下水模式之輸入參數值是否合理且足以提供合理之準確度或保守之分析。若場址參數無法取得，應確認採適當保守假設，若輸入參數存在不確定性或不一致，其數值應與文獻中所得之相似地質介質數值範圍相比較。</p> <p>(5) 確認地下水模式之程式符合物理、化學及數學原則(並經過驗證)，且正確地使用程式。</p> <p>2. 空氣</p> <p>(1) 空氣途徑分析資料是否完整。</p> <p>(2) 大氣傳輸及延散所使用之模式與計算方式之描述是否正確。</p> <p>(3) 模式是否可模擬由射源至監測位置之大氣傳輸及延散。</p> <p>(4) 大氣傳輸模式內參數的靈敏度分析，確保可有效預</p>	<p>之水文地質、地質及<u>生物地球化學資訊</u>是否與安全分析報告中場址特性之數據一致。</p> <p>(4) 地下水模式之輸入參數值是否合理且足以提供合理之準確度或保守之分析。若場址參數無法取得，應確認採適當保守假設，若輸入參數存在不確定性或不一致，其數值應與文獻中所得之相似地質介質數值範圍相比較。</p> <p>(5) 確認地下水模式之程式符合物理、化學及數學原則(並經過驗證)，且正確地使用程式。</p> <p>2. 空氣</p> <p>(1) 空氣途徑分析資料是否完整。</p> <p>(2) 大氣傳輸及延散所使用之模式與計算方式之描述是否正確。</p> <p>(3) 模式是否可模擬由射源至監測位置之大氣傳輸及延散。</p> <p>(4) 大氣傳輸模式內參數的靈敏度分析，確保可有效預</p>	<p>A-4.2 節</p>
---	---	----------------

<p>估其傳輸行為。</p> <p>(5) 地表釋出與通風口有效釋出、不同幾何污染源，以及模擬長短時間之計算方式是否可被接受。</p> <p>(6) 量化移除機制、乾濕沉積速率、面沉積及雲煙之數學方法(須考慮核種釋出的類型、場址降水資料、污染源到接受點的距離、空氣穩定度分級)。</p> <p>(7) 由乾濕沉積導致表面污染之計算方式(須考慮核種種類特性、場址氣象情況與地理環境)。</p> <p>(8) 空氣傳輸與擴散模式中使用的氣象資訊是否合理且足夠。</p> <p>(9) 模式中，場址及其環境之氣象數據是否具代表性。</p> <p>(10) 風速與風向之量測時間及間隔是否合理。</p> <p>(11) 用於計算空氣傳播及擴散之延散參數及空氣穩定度等級是否正確。</p> <p>(12) 大氣傳輸及擴散</p>	<p>估其傳輸行為。</p> <p>(5) 地表釋出與通風口有效釋出、不同幾何污染源，以及模擬長短時間之計算方式是否可被接受。</p> <p>(6) 量化移除機制、乾濕沉積速率、面沉積及雲煙之數學方法(須考慮核種釋出的類型、場址降水資料、污染源到接受點的距離、空氣穩定度分級)。</p> <p>(7) 由乾濕沉積導致表面污染之計算方式(須考慮核種種類特性、場址氣象情況與地理環境)。</p> <p>(8) 空氣傳輸與擴散模式中使用的氣象資訊是否合理且足夠。</p> <p>(9) 模式中，場址及其環境之氣象數據是否具代表性。</p> <p>(10) 風速與風向之量測時間及間隔是否合理。</p> <p>(11) 用於計算空氣傳播及擴散之延散參數及空氣穩定度等級是否正確。</p> <p>(12) 大氣傳輸及擴散</p>	
---	---	--

<p>模式應符合下列要求：(a)模式中 使用之場址輸入 數據具代表性； (b)模式已考慮場 址之物理特性，如 結構、不規則地 形、乾濕沉積， (c)模式已考慮釋 出放射性核種之 物理及化學特性。</p> <p>3. 地表水</p> <p>(1) 若提供地表水資料 不當或不足，應要 求申照者補足資料 或提出解釋。等待 資料補齊後，決定 接受或退回申請文 件。</p> <p>(2) <u>係數選擇與參數使 用</u>是否採用保守原 則，未來所有可能 的地表水改變(降 水量變化或已知未 來建造水井、水 庫、取水口等)是否 能於計算中反應。</p> <p>(3) 藉地表水核種遷移 分析是否包括：(a) 描述延散特性及在 正常與意外情形下 於現存或未來使用 者位置地表水環境 的稀釋能力，(b)提 供現存或未來使用 者位置在正常與意 外情形下，年平均</p>	<p>模式應符合下列 要求：(a)模式中 使用之場址輸入 數據具代表性； (b)模式已考慮場 址之物理特性，如 結構、不規則地 形、乾濕沉積， (c)模式已考慮釋 出放射性核種之 物理及化學特性。</p> <p>3. 地表水</p> <p>(1) 若提供地表水資料 不當或不足，應要 求申照者補足資料 或提出解釋。等待 資料補齊後，決定 接受或退回申請文 件。</p> <p>(2) <u>參數選擇與使用</u>是 否採用保守原則， 未來所有可能的地 表水改變(降水量 變化或已知未來建 造水井、水庫、取 水口等)是否能於 計算中反應。</p> <p>(3) 藉地表水核種遷移 分析是否包括：(a) 描述延散特性及在 正常與意外情形下 於現存或未來使用 者位置地表水環境 的稀釋能力，(b)提 供現存或未來使用 者位置在正常與意 外情形下，年平均</p>	<p>A-4.2 節</p>
--	---	----------------

<p>與最大濃度(意外時)估計與基準，(c)定義可能污染地表水使用者之途徑，與(d)描述數據之參考來源。</p> <p>4. 其他傳輸機制</p> <p>(1) 若提供加馬輻射與經由生物途徑的傳輸的描述及資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>(2) 加馬輻射的傳輸機制中屏蔽增建因子與其數學模式，體外曝露模式，射源模式，輸入參數是否正確。</p> <p>(3) 加馬輻射與生物傳輸之相關假設，是否保守。</p> <p>六、述明各種傳輸機制之評估結果，是否符合法規限值，提供下列資料供審查。</p> <p>(一)提供資料</p> <p>1. 彙整 7.1 中一至<u>六</u>節之分析結果。確認最大個人劑量位置，主要放射性曝露介質，<u>主要攝入途徑</u>。</p> <p>2. 劑量評估分為(1)運轉期與封閉後正常情節最大個人劑量，(2)運轉期</p>	<p>與最大濃度(意外時)估計與基準，(c)定義可能污染地表水使用者之途徑，與(d)描述數據之參考來源。</p> <p>4. 其他傳輸機制</p> <p>(1) 若提供加馬輻射與經由生物途徑的傳輸的描述及資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。</p> <p>(2) 加馬輻射的傳輸機制中屏蔽增建因子與其數學模式，體外曝露模式，射源模式，輸入參數是否正確。</p> <p>(3) 加馬輻射與生物傳輸之相關假設，是否保守。</p> <p>六、述明各種傳輸機制之評估結果，是否符合法規限值，提供下列資料供審查。</p> <p>(一)提供資料</p> <p>1. 彙整 7.1 中一至<u>五</u>節之分析結果。確認最大個人劑量位置，主要放射性曝露介質，<u>主要攝入途徑，與不確定性分析結果</u>。</p> <p>2. 劑量評估分為(1)運轉期與封閉後正常情節最</p>	<p>E-誤植更正</p> <p>A-4.2 節</p>
--	--	------------------------------

<p>與封閉後異常情節最大輻射劑量(風險)。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 運轉期正常情節工作人員最大個人劑量，須小於游離輻射防護安全標準之職業輻射年有效劑量。</p> <p>2. 運轉期與封閉後正常情節場外一般民眾最大個人劑量，須小於低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則中第八條之規定，場外一般民眾年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗。</p>	<p>大個人劑量，(2)運轉期與封閉後異常情節最大輻射劑量(風險)。</p> <p>(二)審查作業</p> <p>1. 運轉期正常情節工作人員最大個人劑量，須小於游離輻射防護安全標準之職業輻射年有效劑量。</p> <p>2. 運轉期與封閉後正常情節場外一般民眾最大個人劑量，須小於低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則中第八條之規定，場外一般民眾年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗。</p>	
---	---	--

審查導則修正建議		
章節：7.4 長期穩定性		
原文	審查導則修正建議	修訂說明
<p>審查導則第 0 版 7.4</p>		
<p>安全分析報告提出可能影響處置設施長期穩定性與安全性的事件，應審查每一事件評估與分析是否符合長期穩定性的安全要求。影響處置設施長期穩定性的因素有：水的侵蝕、邊坡穩定性、地層沉陷與下陷，因此須提供下列資料供審查，以確保處置場封閉後之長期穩定性與安全性。</p>	<p>安全分析報告提出可能影響處置設施長期穩定性與安全性的事件，應審查每一事件評估與分析是否符合長期穩定性的安全要求。影響處置設施長期穩定性的因素有：水的侵蝕、邊坡穩定性、地層沉陷與下陷、<u>地層抬升/侵蝕</u>，因此須提供下列資料供審查，以確保處置場封閉後之長期穩定性與安全性。</p>	<p>E</p>

<p>(一)提供資料</p> <p>1. 水的侵蝕</p> <p>(1) 處置場可能洪水之預估分析：包括：降水量、降水損失、逕流反應特性、渠道洪水聚積、<u>不穩定性地形的類型</u>、水位分析、流速分析、處置場的最大可能洪水量(probable maximum flood, PMF)、設計洪水量與降低或控制地形不穩定性的改善程序。</p> <p>(2) 上游若有水庫，提供水庫的位置與大小、<u>水庫瞬間損壞提出尖峰流量、分析水庫損壞的影響</u>。</p> <p>(3) 侵蝕防護設計：包括附近溪流洪水的侵蝕防護、排水渠道的侵蝕防護、壕溝與覆蓋層邊坡的侵蝕防護、隧道上層的侵蝕防護、侵蝕防護的耐久性。</p> <p>2. 邊坡穩定性</p> <p>(1) 場址/邊坡區域特性：(a)場址地質對於穩定性可能的影響、(b)場址調查所使用之大地工程與</p>	<p>(一)提供資料</p> <p>1. 水的侵蝕</p> <p>(1) 處置場可能洪水之預估分析：包括：降水量、降水損失、逕流反應特性、渠道洪水聚積、<u>洪水侵蝕的地形變遷</u>、水位分析、流速分析、處置場的最大可能洪水量(probable maximum flood, PMF)、設計洪水量與降低或控制地形不穩定性的改善程序。</p> <p>(2) 上游若有水庫，提供水庫的位置與大小、<u>水庫潰壩之出尖峰流量、分析水庫潰壩機率與損壞情形</u>。</p> <p>(3) 侵蝕防護設計：包括附近溪流洪水的侵蝕防護、排水渠道的侵蝕防護、壕溝與覆蓋層邊坡的侵蝕防護、隧道上層的侵蝕防護、侵蝕防護的耐久性。</p> <p>2. 邊坡穩定性</p> <p>(1) 場址/邊坡區域特性：(a)場址地質對於穩定性可能的影響、(b)場址調查所使用之大地工程與</p>	<p>D-附錄 A 22 與 E 建議</p> <p>A-4.2 節</p>
---	---	--

<p>地球物理技術、(c) 邊坡穩定性材料與土壤參數、(d) 邊坡區域的地下水位面位置以及變動範圍、(e) 邊坡使用借土材料的特性、(f) 夯實工作與夯實後材料的強度。</p> <p>(2) 邊坡穩定性：(a) 邊坡所採用之有關土壤與岩石之參數、(b) 邊坡靜態穩定性分析、(c) 地震及地層移動的邊坡動態穩定性分析、(d) 場址下方土壤液化分析。</p> <p>3. 地層沉陷與下陷</p> <p>(1) 場址特性、處置場建造、運轉以及處置單元開挖相關資訊。</p> <p>(2) 長期可能發生沉陷區域之模擬與分析。</p> <p>(3) 沉陷之監控與改善計畫。</p>	<p>地球物理技術、(c) 邊坡穩定性材料與土壤參數、(d) 邊坡區域的地下水位面位置以及變動範圍、(e) 邊坡使用借土材料的特性、(f) 夯實工作與夯實後材料的強度。</p> <p>(2) 邊坡穩定性：(a) 邊坡所採用之有關土壤與岩石之參數、(b) 邊坡靜態穩定性分析、(c) 地震及地層移動的邊坡動態穩定性分析、(d) 場址下方土壤液化分析。</p> <p>3. 地層沉陷與下陷</p> <p>(1) 場址特性、處置場建造、運轉以及處置單元開挖相關資訊。</p> <p>(2) 長期可能發生沉陷區域之模擬與分析。</p> <p>(3) 沉陷之監控與改善計畫。</p> <p>4. <u>地層抬升與侵蝕</u></p> <p>(1) <u>場址特性、處置場建造、運轉以及處置單元開挖相關資訊。</u></p> <p>(2) <u>長期可能發生抬升區域之模擬與分析。</u></p>	<p>E</p>
--	--	----------

<p>(二)審查作業</p> <p>1. 水的侵蝕</p> <p>(1) 設計洪水量須大於 PMF；若設計洪水量低於 PMF，則應審查設計洪水量的合理性，另外，<u>排水區域也應一併考量</u>。</p> <p>(2) 上游水庫的影響，必須是在處置場洪水設計可容許範圍內。</p> <p>(3) 資料是否足以在洪水以及侵蝕議題上提供足夠的安全證據。侵蝕設計應能合理確保處置場封閉的長期穩定，免於主動維護的需求。</p> <p>(4) 為了防範風蝕與水的侵蝕，壕溝覆蓋層之設計應審慎考量，包括坡度與厚度等。</p> <p>2. 邊坡穩定性</p> <p>(1) 場址/邊坡區域特性：(a)是否有充足的地質相關工作足以描述場區的地質特性。(b)是否有場址附近的調查位置(鑽孔、探針、試坑、槽溝、震測線、水壓觀測井)、地質剖面、穩定性調查</p>	<p>(二)審查作業</p> <p>1. 水的侵蝕</p> <p>(1) 設計洪水量須大於 PMF；若設計洪水量低於 PMF，則應審查設計洪水量的合理性，另外，<u>排水設施與區域設置也應一併考量</u>。</p> <p>(2) 上游水庫的影響，必須是在處置場洪水設計可容許範圍內。</p> <p>(3) 資料是否足以在洪水以及侵蝕議題上提供足夠的安全證據。侵蝕設計應能合理確保處置場封閉的長期穩定，免於主動維護的需求。</p> <p>(4) 為了防範風蝕與水的侵蝕，壕溝覆蓋層之設計應審慎考量，包括坡度與厚度等。</p> <p>2. 邊坡穩定性</p> <p>(1) 場址/邊坡區域特性：(a)是否有充足的地質相關工作足以描述場區的地質特性。(b)是否有場址附近的調查位置(鑽孔、探針、試坑、槽溝、震測線、水壓觀測井)、地質剖面、穩定性調查</p>	<p>A-4.2 節</p>
--	---	----------------

<p>的邊坡位置等，應有清楚的描述並繪製成圖，剖面圖展現邊坡的地層。(c) 邊坡穩定性材料與土壤參數之測試，是否符合相關大地工程專業規範。(d) 是否充分考慮地下水對邊坡穩定性設計的影響。(e) 借土材料穩定性與強度參數，是否經過適當的材料樣品測試。(f) 材料選擇、夯實準則、溼度、級配、品保測試頻率等是否均有詳細施工規範。</p> <p>(2) 邊坡穩定性：(a) 邊坡土壤是否經具有靜態與動態性質與岩石組成之說明，分析參數是考量實驗室或現地實驗資料。(b) 邊坡靜態穩定性分析，是否包括不同的土壤介質以及作用力之邊界與材料特性、預期荷重條件下的最小安全係數。(c) 動態穩定性分析，是否包括地震所引發之加速度與震波速度之分析。(d) 場址下方土壤液化分析是</p>	<p>的邊坡位置等，應有清楚的描述並繪製成圖，剖面圖展現邊坡的地層。(c) 邊坡穩定性材料與土壤參數之測試，是否符合相關大地工程專業規範。(d) 是否充分考慮地下水對邊坡穩定性設計的影響。(e) 借土材料穩定性與強度參數，是否經過適當的材料樣品測試。(f) 材料選擇、夯實準則、溼度、級配、品保測試頻率等是否均有詳細施工規範。</p> <p>(2) 邊坡穩定性：(a) 邊坡土壤是否經具有靜態與動態性質與岩石組成之說明，分析參數是考量實驗室或現地實驗資料。(b) 邊坡靜態穩定性分析，是否包括不同的土壤介質以及作用力之邊界與材料特性、預期荷重條件下的最小安全係數。(c) 動態穩定性分析，是否包括地震所引發之加速度與震波速度之分析。(d) 場址下方土壤液化分析是</p>	
---	---	--

<p>否經現地或實驗室測試。</p> <p>(3) 確認天然與人為邊坡之長期穩定。</p> <p>(4) 邊坡分析符合保守原則，且引用數據確實可用。</p> <p>(5) 邊坡坡度、受力等分析應合理且保守，對於可能引發之負面效應，有足夠安全係數。</p> <p>(6) 借土材料之選用、開挖、夯實等有適當之品管計畫。</p> <p>3. 地層沉陷與下陷</p> <p>(1) 開挖相關資訊是否足夠供審查者進行沉陷與下陷相關事項審查。</p> <p>(2) 長期可能發生沉陷區域之模擬，是否合理且保守、是否考量其不確定性。</p> <p>(3) 岩層中是否有潛在溶解洞穴可能造成下陷？</p> <p>(4) 防止沉陷與下陷之材料是否已經過詳細與合理的實驗與分析？所提供之數據是否足以支持相關之設計？</p>	<p>否經現地或實驗室測試。</p> <p>(3) 確認天然與人為邊坡之長期穩定。</p> <p>(4) 邊坡分析符合保守原則，且引用數據確實可用。</p> <p>(5) 邊坡坡度、受力等分析應合理且保守，對於可能引發之負面效應，有足夠安全係數。</p> <p>(6) 借土材料之選用、開挖、夯實等有適當之品管計畫。</p> <p>3. 地層沉陷與下陷</p> <p>(1) 開挖相關資訊是否足夠供審查者進行沉陷與下陷相關事項審查。</p> <p>(2) 長期可能發生沉陷區域之模擬，是否合理且保守、是否考量其不確定性。</p> <p>(3) 岩層中是否有潛在溶解洞穴可能造成下陷？</p> <p>(4) 防止沉陷與下陷之材料是否已經過詳細與合理的實驗與分析？所提供之數據是否足以支持相關之設計？</p> <p>4. <u>地層抬升與侵蝕</u></p> <p>(1) <u>相關資訊是否足夠供審查者進行地層抬升與侵蝕相關事</u></p>	<p>E</p>
--	--	----------

	<p><u>項審查。</u></p> <p>(2) <u>長期可能發生抬升</u> <u>與侵蝕區域之模</u> <u>擬，是否合理且保</u> <u>守、是否考量其不</u> <u>確定性。</u></p>	
--	--	--

第七章、結論與建議

1. IAEA 「Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities -Volume 2」(IAEA, 2004)技術報告之三個假設案例之安全評估工作主要內容整理於本報告第二章。
2. IAEA 目前編寫中之「Mathematical Models for Assessing Remediation of Radioactively Contaminated Sites」，目前尚未有完整版本定稿，因此今年度工作尚不及進行該報告有關評估模式的整理研析工作。
3. 美國德州 Andrews Site 所採用安全分析模式架構與成果，整理於本報告第三章，相關資料網址為 <http://1069712.sites.myregisteredstate.com/wcs/>，共分 14 節連同各節附錄 87 項共有 34 大冊(最終版次 Rev. 12c, May 1, 2007)的電子檔可下載。Andrew site 審照過程採用層級審查步驟，由 TCEQ 幕僚進行執照申請的實質審查。包含第一部分為行政審查(Administrative Review)，目的在確認執照申請的行政程序上是否完備，是否可以進一步進行細部審查所需的所有資訊；第二部分為評估審查(Evaluation Review)共有 4 個層級，目的在實質審查評估執照申請的內容與優缺點。
4. 針對國際上與國內處置場址特性與可能處置方式相近之已完成安全審查場址所採用之安全評估審查技術、模式工具與成果部分，完成(1)加拿大中低放射設性廢棄物處置設施 DGR 場址、(2)瑞典中低放射設性廢棄物處置設施 SFR 處置方式與(3)日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術要項之相關資料整理於本報告第四章。
5. 本報告第六章整理審查導則安全評估章節中，處置設施安全評估審查作業之關鍵議題與申請者所需提供資料之對應關聯，主要目的在提供釐清關鍵議題是否建立與其所需資料為何，以協助釐清目前敘述式之架構有可能疏漏之關鍵議題，未來審查作業將可利用相關表格作為審查過程之檢核勾稽表格，以確認申請者所提供資料是否完備，然實質內容是否充足仍有待專業審照人員之專業建議。
6. 針對審查導則修訂建議部分，除綜整參考物管局歷年相關研究成果報告外，本計畫除提出部分文字修訂建議事項，尤其是在審查導則 7.1 中第二小節之核種傳輸特性內容僅針對核種在地下水的傳輸特性提供資料有規範，然對應於後續第三、四、五小節其他傳輸路徑(如地表水、空氣等)評估所需核種傳輸參數並未有任何說明，此部分應是未來優先考慮修改之處。疏漏原因應是原安全分析報告導則亦僅針對地下水體傳輸有規範。
7. 現有之安全分析報告審查導則(第 0 版)相較於安全分析報告導則，在內容上依循安全分析報告導則架構，針對各章節提供較詳細之敘述，包含所需提供資料細項與審查作業細部說明，架構上安全分析報告審查導則形同安全分析報告導則的參考書，雖然在定位上前者為提供審查者之參考，後者為提供申請者之申請低放射性廢棄物最終處置設施建造執照時所附安全分

析報告編撰之依循。未來待審查導則修訂完成且定案後，由於審查導則為審查作業參照依據，申請者有可能直接參考該審查導則以準備其安全分析報告，如此除不易凸顯安全分析報告導則的上位功能，也使得審查導則未規範的審查要項，勢必不會出現在申請者送審之安全分析報告中。

8. 目前不管是在安全分析報告導則或是安全分析報告審查導則之安全評估章節，雖已將主要評估要項納入說明，但在架構上似乎過於鬆散，欠缺整體系統化組織架構，參考 IAEA 與國外安全分析案例可以發現，系統化的安全評估先要建立 FEPs，篩選主要路徑、建立概念化模式、再建構或選用評估模式並配合完整與充分的場址調查資料，以進行系統化之安全評估，因此未來應思考在架構上如何使安全分析報告導則與安全分析報告審查導則更具系統化架構以符合未來實質處置工作與審查所需。
9. 建議未來審查導則修訂方向，除了精實現有審查導則內涵外，應要加強不同章節內容間的關聯與對應，如第三章場址之特性描述與第四章處置設施之設計中所描述與論述的內容，是否足以呼應第七章處置設施之安全評估所需的資料並避免重複或不一致之處，特別是審查導則中安全評估章節應建立類似魚骨圖的架構圖，釐清安全評估之關鍵議題與資訊流架構，也比較容易檢核申請者提送之相關資料與評估架構是否完整，同時安全評估章節也可專注在系統性評估的完整性論述，場址特性與處置設計相關的所需資料論述，雖與安全評估模擬所需相關，但應盡量呈現在場址特性與處置設計章節，安全評估章節應專論在審視系統性安全評估的元件與架構是否完整。
10. 綜合上述結論與建議，本年度計畫之具體成果與貢獻有以下幾點：
 - (1) 完成 IAEA-ISAM 三個最終處置安全分析案例、美國 Andrew Site、加拿大 DGR、瑞典 SFR 與日本 H12 報告等所採用安全分析模式、架構與成果彙整(詳本報告第二、三與四章)，將有助於釐清最終處置所採用之關鍵模式工具與成果，可提供未來國內安全評估工作與審查作業推動之參考。
 - (2) 針對審查導則安全評估章節，建立審查關鍵議題與申請者提供資料之關聯分析表(詳本報告第五章)，裨益釐清安全評估主要審查要項所需提供關鍵資料之實質內容與組成架構，將有助於提升審查作業效率與品質。
 - (3) 針對審查導則安全評估章節，提出條文修訂新增建議與整理過去相關報告之修正建議(詳本報告第六章)，可提供未來導則條文修正之參考，以精進管制技術。

參考文獻

1. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)，中華民國101年2月。
2. 吳禮浩，2012，情節分析審查技術發展，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，101FCMA006-08。
3. 陳智隆、賴仁杰，2012，設施安全分析源項審查技術發展，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，101FCMA006-09。
4. 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。
5. 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。
6. 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。
7. 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。
8. 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。
9. 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。
10. 吳禮浩，2010，低放射性廢棄物最終處置場址之環境安全因子審查技術規範研議，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，99FCMA004。
11. 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。
12. 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。
13. 中興工程顧問股份有限公司，2013，低放射性廢棄物最終處置技術可行性評估報告。
14. 劉文忠，2001，參加美國德州安德魯低放射性廢棄物處置場審照研討會報告，行政院原子能委員會放射性物料管理局。
15. Beach L., 2011, Overview of WCS Licenses and Construction Plans, PPT file presented to Taiwan Delegation & TCEQ.

16. DOE 2001 U.S. Department of Energy, "User's Manual for RESRAD Version 6," Argonne National Laboratory, Environmental Assessment Division, ANL/EAD-4, July 2001.
17. Grove 1996, Grove Engineering, "MicroShield® Version 5 User's Manual," October 1996.
18. IAEA, 1999, Derivation of Quantitative Acceptance Criteria for Disposal of Radioactive Waste to Near Surface Facilities: Development and Implementation of an Approach. Draft Safety Report Working Document, IAEA, Vienna.
19. IAEA, 2004a, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities-results of a co-ordinated research project, volume 1: Review and enhancement of safety assessment approaches and tools.
20. IAEA, 2004b, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities-results of a co-ordinated research project, volume 2: Test cases.
21. IAEA, 2009, Remediation of Land Affected by Radioactive Residues, Proceedings of an International Conference on the Remediation of Land Affected by Radioactive Residues Organized by the IAEA, Hosted by the Government of Kazakhstan and held in Astana, 18-22 May 2009.
22. IAEA, 2013, Mathematical Models for Assessing Remediation of Radioactively Contaminated Sites (draft), edited by R. Avila, H. Monken-Fernandes, D. Jacques, B. Newman, J. Simunek, G. Yeh, C. Yu, M. Zhu.
23. IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards.
24. 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.
25. Kozak, M.W., Stenhouse, M.J., Van Blerk, J.J., Heard, R.G., 1999, Borehole Disposal of Spent Sources - Volume 2: Initial Safety Assessment and Evaluation of the Disposal Concept, Atomic Energy Corporation of South Africa, Report GEA-1353.
26. Little, R. et al, 'Postclosure Safety Assessment,' NWMO DGR-TR-2011-25, 2011.
27. Napie, B.A., Peloquin, R.A., Strenge, D.L., Ramsdell, J.V., GENII - The Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System. Volume 1: Conceptual Representation. Pacific Northwest Laboratory. Washington (1988).
28. National Academic Press, 1996, The Waste Isolation Pilot Plant-The Potential Solution for the Disposal of Transuranic Waste, 169pp.

29. Neitsch, S.L., J.G. Arnold, J.R. Kiniry, R. Srinivasan, J.R. Williams, 2002, Soil and Water Assessment Tool-2000 User's Manual, Grassland, Soil and Water Research Laboratory of Agricultural Research Service and Blackland Research Center of Agricultural Experiment Station, Texas.
30. NRC, 1991, Standard Format and Content of a License Application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility. **NUREG-1199**, Revision 2. Washington, DC, January 1991.
31. NRC, 1998, Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility. **NUREG-1200**, Rev. 3. Washington, DC, September 1998.
32. NRC, 2000, A Performance Assessment Methodology for Low-Level Radioactive Waste Disposal Facilities, **NUREG- 1573**, Division of Waste Management, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.
33. NRC, 2006, Proceedings of the International Workshop on Conceptual Model Development for Subsurface Reactive Transport Modeling of Inorganic Contaminants, Radionuclides, and Nutrients, NUREG/CP-0193, Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001.
34. NRC, 2012, Regulatory Analysis for Proposed Revisions to Low Level Waste Disposal Requirements (10 CFR PART 61).
35. QuantiSci, 1998, AMBER 4.0 Reference Guide, Scientific Software & Modelling Solutions. QSL-5046A-1, Version 1.0, Enviros Software Solutions.
36. TCEQ (Texas Commission on Environmental Quality), 2008, Draft Environmental and Safety Analysis of a Proposed Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Andrews County, Texas, 403pp.
37. USAE 1997 U.S. Army Corps of Engineers, "The Hydrologic Evaluation of Landfill Performance (HELP) Model," Version 3.07, November 1, 1997.
38. WCS, 2007, Application For License to Authorize Near-Surface Land Disposal of Low-Level Radioactive Waste,
<http://1069712.sites.myregisteredsite.com/wcs/>