

行政院原子能委員會放射性物料管理局

用過核子燃料處置安全審驗技術建立之國際資訊研析

子項計畫一：國際用過核子燃料處置規劃階段
成果報告審驗技術資訊研析

期末報告

受委託單位：國立中央大學

子計畫主持人：黃偉慶

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：104FCMA020

中華民國一〇五年十二月

用過核子燃料處置安全審驗技術建立之國際資訊研析

子項計畫一：國際用過核子燃料處置規劃階段

成果報告審驗技術資訊研析

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：石瑞銓、周冬寶、林文勝、林伯聰

研究期程：中華民國 105 年 1 月至 105 年 12 月

研究經費：新台幣貳佰貳拾伍萬元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局 委託研究

中華民國 105 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

目錄

目錄.....	i
圖目錄.....	viii
表目錄.....	x
第一章、前言	1
1.1 研究背景與目的.....	1
1.2 我國的發展與審查.....	2
1.3 研析標的與範圍.....	3
第二章、國際審查準則及經驗彙整	5
2.1 審查準則介紹.....	5
2.2 瑞典案例	8
2.2.1 法律和法規架構	9
2.2.2 瑞典計劃	9
2.2.3 逐步式的許可程序	12
2.2.4 許可審查程序	12
2.2.5 OECD/ NEA 同儕審查的作用	14
2.2.6 遞交	15
2.2.7 國際審查小組	16
2.2.8 專長範圍	17
2.2.9 公正性要求	17
2.2.10 審查文件之提供	17

2.2.11 審查之進行	18
2.2.12 後續事宜	18
2.3 芬蘭專家審查案例	19
第三章、場址特性	23
3.1 芬蘭 Olkiluoto 場址計畫審查	23
3.1.1 場址特徵化	23
3.1.2 場址合適性	24
3.1.3 岩體分類系統	27
3.1.4 施工活動的長期影響	30
3.2 瑞典 SR-Site 計畫審查(NEA).....	32
3.2.1 IRT 評估目標區之地質條件	32
3.2.2 IRT 對於水文和傳輸條件之評估	32
3.2.3 IRT 對生物化學和微生物學之評估	33
3.2.4 IRT 對力學條件之評估	34
3.3 瑞典 SR-Site 計畫審查(SSM)	36
3.3.1 SSM-2012-24.....	37
3.3.2 工程地質與岩石工程(SSM-2012-53)	41
3.3.3 地震-頻率與機制(SSM-2013-33).....	43
3.4 本章總結	46
3.4.1 芬蘭 STUK 的審查結論.....	46
3.4.2 瑞典 NEA 的審查結論.....	46
第四章、處置設施設計.....	49
4.1 芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫審查.....	49

4.1.1 處置坑道設計	49
4.1.2 廢棄物罐	56
4.2 瑞典 SR-Site 計畫	61
4.2.1 NEA 審查.....	61
4.2.2 廢棄物罐	62
4.2.3 回填區及緩衝區	65
4.3 瑞典 SR-Site 計畫審查(SSM initial phase).....	69
4.3.1 處置孔道設計與施工	69
4.3.2 SSM 廢棄物罐潛變延性審視(2012:13).....	72
4.3.3 SSM 廢棄物罐機械性質審視(2012:15).....	74
4.3.4 SSM 廢棄物罐對 SR-Site 安全特性審視(2012:21)	76
4.3.5 處置場初始狀態的定義	78
4.3.6 緩衝區設計	78
4.3.7 回填區設計	83
4.3.8 緩衝區及回填區之化學行為與侵蝕	87
4.4 本章總結及對國內階段成果報告審議之關鍵議題研析.....	94
第五章、安全評估	99
5.1 芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫審查.....	99
5.1.1 水文地球化學特徵	99
5.1.1.1 水文地球化學資料庫	99
5.1.1.2 地化模擬	99
5.1.1.3 水文地化特性功能目標	100
5.1.1.4 地下水硫化物來源	100
5.1.1.5 母岩對擾動的緩衝能力	100
5.1.1.6 古水文地質	101

5.1.1.7 淺地表生物圈對入滲水的緩衝能力	101
5.1.2 母岩溶質的傳輸特徵化	101
5.1.2.1 所需要的遲滯特性	101
5.1.2.2 流場傳輸路徑特徵化的建模方法	101
5.1.2.3 自然膠體傳輸	101
5.1.2.4 傳輸路徑的地表輸出	102
5.1.3 確保施工期間母岩有利條件	102
5.1.3.1 存在可開發的自然資源	102
5.1.3.2 異常的岩石應力	102
5.1.3.3 場址的地震活動概率	103
5.1.4 工程障壁評估	103
5.1.4.1 情節	103
5.1.5 封閉後的安全評估	104
5.1.5.1 所使用的評估模式是否適當	104
5.1.5.2 不確定性評估	104
5.1.6 安全評估審查重點	104
5.1.6.1 情節	104
5.1.7 封閉後的安全評估	105
5.1.8 各項概要總整	105
5.1.9 封閉後安全案例	106
5.1.9.1 安全開發策略	107
5.1.9.2 封閉後的安全性	107
5.2 NEA 審查 SR-Site 申照報告 NEA/RWM/PEER(2012)2.....	107
5.2.1 地質圈	107
5.2.1.1 目標區域的地質條件	107
5.2.1.2 水文地質和傳輸條件	107
5.2.1.3 地球化學和生物地球化學條件	108
5.2.1.4 岩石斷裂機械原理	108
5.2.2 緩衝區和回填	108

5.2.3 銅廢棄物罐	109
5.2.4 燃料與包覆	109
5.2.5 生物圈	110
5.2.6 實務運作	110
5.2.6.1 地下建築物	110
5.2.6.2 管理議題	111
5.2.6.3 文檔和數據控制	111
5.2.6.4 品質保證過程	111
5.2.7 安全評估方法	111
5.2.8 功能評估	112
5.2.9 功能確認	113
5.2.10 社會面向	114
5.3 SSM 對 SR-Site 有關安全評估之審查意見.....	114
5.3.1 SSM 對 SR-Site 審查主要意見	114
5.3.2 FEP 特徵事件及作用之安全評估.....	115
5.3.3 SSM 對於 SKB 應進一步處理及說明事項	116
5.4 本章總結及對國內階段成果報告審議之關鍵議題研析.....	117
第六章、輻射安全與法規.....	119
6.1 芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫審查.....	119
6.1.1 有關用過燃料處置的安全要求	119
6.1.2 用過燃料封裝廠與處置設施	120
6.1.3 用過燃料封裝廠與處置設施在運轉中的安全設計	121
6.1.4 生物圈/符合法規/安全評估	123
6.1.4.1 FEPs 與情節	123
6.1.4.2 生物圈模式及安全評估	126

6.1.4.3	早期人類闖入	129
6.2	瑞典 SR-Site 計畫審查(NEA).....	130
6.2.1	燃料與護套	130
6.2.2	文件與數據的管制	132
6.2.3	品質保證	133
6.2.4	生物圈	134
6.2.5	微生物	136
6.2.6	生物圈安全評估	136
6.2.6.1	生物圈模式整體概述	136
6.2.6.2	封閉後溫和期的生物圈	137
6.2.6.3	冰緣期及冰河期的生物圈	138
6.2.6.4	冰河循環的 LDF 的推導	139
6.3	瑞典 SR-Site 計畫審查(SSM initial phase).....	141
6.3.1	SSM 對 SR-Site 的初步審查總結	141
6.3.2	生物圈及劑量評估方法	143
6.3.2.1	審查的專題領域	143
6.3.2.2	評估假設的議題	148
6.3.2.3	SR-Site 的文件表達議題	151
6.3.3	地質微生物	152
6.3.3.1	硫酸鹽還原細菌	152
6.3.3.2	審查發現	153
6.3.4	非人類生物的輻射效應	154
6.3.4.1	前言	154
6.3.4.2	依據法規	154
6.3.4.3	SKB 的評估方法	155
6.3.4.4	審查發現	155
6.4	本章總結及對國內階段成果報告審議之關鍵議題研析.....	158

第七章、結論與建議	159
7.1 結論	159
7.2 建議	162
附錄 A	167
附錄 B.....	174
附錄 C、翻譯名詞對照表.....	175

圖目錄

圖 1.1 我國用國核子燃料最終處置計畫階段劃分及重點工作	2
圖 2.1 申請許可之審查程序.....	10
圖 2.2 許可審查程序	13
圖 2.3 SSM 遞交給政府的文件.....	14
圖 4.1 沖抽製程示意圖.....	57
圖 4.2 廢棄物罐組件示意圖.....	57
圖 4.3 廢棄物罐檢測之完整壁厚示意圖	58
圖 4.4 廢棄物罐承受 138MPa 靜壓力之破壞狀況示意圖.....	60
圖 4.5 未添加/添加磷之銅罐溫度與伸長量關係圖(SSM, 2012:13) ...	73
圖 4.6 銅質外殼受應力荷載大小與達破裂點所需時間之關係圖(SSM, 2012:13)	74
圖 4.7 SKB 評估膨潤壓對廢棄物罐造成的表面應力及剪力(SSM, 2012:15)	75
圖 4.8 廢棄物罐與不銹鋼頂蓋的有限元素模型(SSM, 2012:15).....	76
圖 4.9 參考設計剖面圖(TR-10-15).....	79
圖 4.10 處置孔底部、混凝土基座及銅製底板(TR-10-15).....	79
圖 4.11 SKB 定義之緩衝區安全功能(TR-11-01)	80
圖 4.12 緩衝材料壓縮(TR-10-15).....	81
圖 4.13 緩衝材料搬運及置放設備(TR-10-15)	81

圖 4.14 緩衝區之防水保護膜(TR-10-15)	82
圖 4.15 MX-80 膨潤土之實驗數據(TR-10-15).....	83
圖 4.16 回填區之參考設計(TR-10-11)	84
圖 4.17 SKB 定義之回填區安全功能(TR-11-01)	84
圖 4.18 處置孔頂部之回填過程(TR-10-16)	86
圖 4.19 回填塊置放(TR-10-16).....	86
圖 4.20 回填顆粒置放(TR-10-16).....	87
圖 4.21 飽和溶液中不同密度及 NaCl 莫爾濃度 MX-80 膨潤土水力傳 導性(Karmland 等人，2006).....	90
圖 4.22 飽和溶液中不同密度及 CaCl ₂ 莫爾濃度 Ibeco RWC 膨潤土水 力傳導性(Karmland 等人，2006).....	90
圖 4.23 膨脹壓力與飽和密度曲線(Karmland，2010).....	93
圖 5.1 SKB TR-10-45 報告之圖 2-3(FEPs 顯示圖).....	116
圖 6.1 SR-Site 生物圈報告層級圖(取材於 SKB, 2010a)	152

表目錄

表 2.1 瑞典案例中國際審查團隊成員	16
表 2.2 芬蘭 STUK 委外審查專家.....	20
表 4.1 SKB 水文化學參數分析的主要程序和延伸程序(SSM, 2012:21)	77

第一章、前言

1.1 研究背景與目的

世界各國對於用過核子燃料之最終處置，目前以深層地質處置為普遍接受之方式，將處置場設置於地表以下數百公尺，藉多重障壁之圍阻及遲滯功能，達到將放射性廢棄物長期隔離生物圈之安全處置目的。

在各核能先進國家的最終處置概念中，以瑞典的 KBS-3 概念發展較早且成熟，且該國之用過核燃料特性與規模亦近似我國，加上其研發過程之相關技術文獻相當完整詳盡，因此國內深層地質處置設計概念係以瑞典 KBS-3 處置概念為參考對象。原子能委員會放射性物料管理局為深入瞭解國際用過核子燃料最終處置安全分析技術發展，曾於 104 年辦理「瑞典用過核子燃料最終處置安全評估技術研析」委託研究計畫案，針對瑞典 2011 年提出之 SR-Site 安全分析報告，進行深入研析，建立對瑞典安全分析報告之概念及相關技術之認識。

瑞典政府於接獲處置場建造執照申請後，對於 SR-Site 安全報告，除由瑞典放射性安全管制機構 (Swedish Radiation Safety Authority, SSM) 組織國際審查委員會進行實質審查以外，同時將 SR-Site 安全報告送交經濟合作發展組織(OECD) 所屬核能署(Nuclear Energy Agency, NEA)，針對該報告之充分性及可信性 (sufficiency and credibility) 進行國際審查。

目前，SSM 之國際審查工作已於 2012 年底完成初步審查階段(Initial Review Phase)，並提出 29 冊初步審查報告；隨後依據初步審查建議審查重點，進行主審查階段(Main Review Phase)，目前已提出 53 冊主審查階段報告，預定於 2017 年完成審查工作。另一方面，NEA 所進行之國際同儕審查，則已於 2012 年 6 月提出審查報告“The Post-closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden”。

另外在芬蘭方面，Posiva 於 2012 年 12 月向芬蘭政府提出於 Olkiluoto 場址設置用過核子燃料最終處置場之建造執照申請(construction license application, CLA)，該申請案中相當重要的部分係提出安全案例證實約 100 年營運期間之營運安全，以及處置場封閉後一百萬年之長期安全。該國放射性與核安管制機構 (Radiation and Nuclear Safety Authority, STUK) 即對建造執照申請展開審查工作，

並針對三個核心課題，包括：(1)場址，(2)工程障壁，(3)安全評估等分別邀請專家組成評估小組進行審查，其中安全評估部分之專家已於 2015 年 8 月彙整審查意見，提出編號 STUK-TR 19 審查報告，題為“Review of safety assessment in Posiva’s construction license application for a repository at Olkiluoto”。

1.2 我國的發展與審查

我國擬發展國內最終處置計畫，國際先進國家經驗確實可提供極佳借鏡，一方面參考其長期研究發展的精要，縮短我國學習的歷程，另一方面可利用瑞典 SR-Site 計畫以及芬蘭 ONKALO 處置設施的成果，規劃我國推動最終處置計畫的關鍵研發工作。

我國用過核子燃料最終處置計畫全程工作規劃如圖 1.1。最終處置計畫目前處於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，台電公司將於民國 106 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，並送交國際同儕審查。台電公司先於民國 103 年 6/9~6/13 舉辦「用過核子燃料最終處置計畫-國際同儕審查研討會」，邀請瑞典 SKB 及芬蘭 Posiva 專家來台研討；再於民國 104 年 1/26~1/30 舉辦「SKB/TPC/INER 用過核子燃料最終處置技術國際交流研討會」，邀請瑞典 SKB 四位專家來台介紹瑞典最終處置計畫成果與經驗。考量國內用過核子燃料最終處置工作推動趨於積極，原能會物管局須掌握國際最新處置技術發展現況，提升所需之審查技術以為因應。

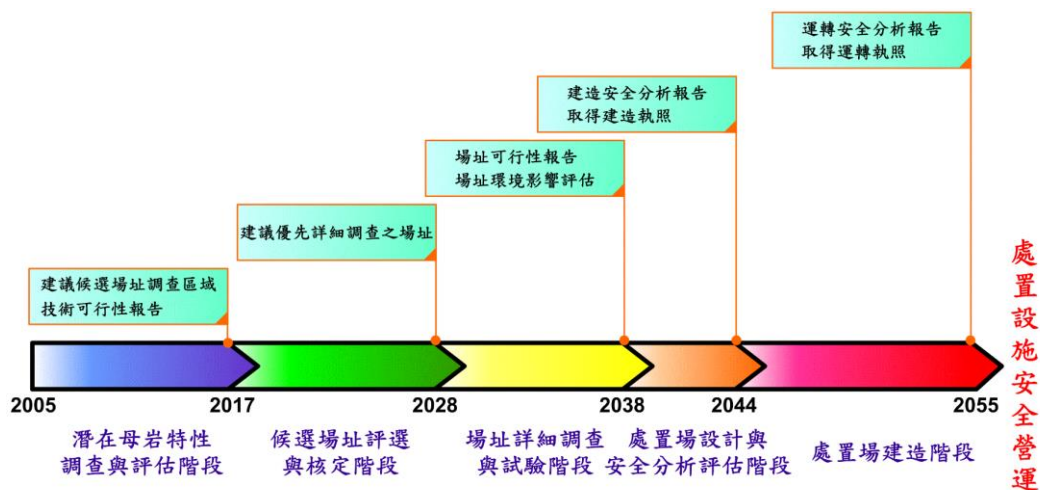


圖 1.1 我國用過核子燃料最終處置計畫階段劃分及重點工作

此外，在最終處置計畫可行性評估審查作業方面，台電公司將於 2017 年提

出的「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，目前已積極規劃委託國際機構進行國際同儕審查。同時，主管機關可參酌瑞典以及芬蘭之相關審查經驗，掌握最終處置安全審查工作要項，提升相關審查技術能力。

1.3 研析標的與範圍

本子計畫所執行之「國際用過核子燃料處置規劃階段成果報告審驗技術資訊研析」，係以瑞典 SR-Site 所提出之 KBS-3 最終處置計畫建造執照申請，以及芬蘭 ONKALO 最終處置設施建造許可申請為標的，分別針對 OECD/NEA 與瑞典 SSM 對 SR-Site 的審查報告，及芬蘭 STUK 對 ONKALO 計畫的國際審查報告進行研析。

考量瑞典與芬蘭用過核子燃料最終處置計畫已推動 30 餘年，2011 年之後已進入申請建造執照階段，目前最終處置計畫申請文件所展示的規模，代表其長時間累積的研究成果，份量及深度相當可觀，也是當前國際間最為領先的最終處置計畫。相對而言，台電公司將於 2017 年提出的「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，為圖 1.1 所示國內規劃第一階段的技術可行性評估報告，與本子計畫研析標的瑞典及芬蘭處置計畫審查報告，屬於不同階段的報告，其內容與規模並不適宜直接進行比對。但無論如何，掌握用過核子燃料最終處置先進國家的計畫進程及國際審查資訊，對於國內類似計畫的發展，特別是技術研發工作的規劃及推動，將有甚大助益。而國內主管機關對於相關國際審查資訊的了解，對台電公司所提送的最終處置工作計畫審查作業，亦可發揮良性的功能，精進計畫審查能力。

第二章、國際審查準則及經驗彙整

2.1 審查準則介紹

根據 OECD/NEA 於 2005 年出版的放射性廢棄物管理國際同儕審查準則 (International Peers Reviews for Radioactive Wastes Management – General Information and Guidelines)，將同儕審查實施的過程分為六個階段。六個階段的內容如下。

階段一：初始手續

一般來說，國際同儕審查的申請方式係透過成員國家之代表團向 NEA 署長傳送申請信件。這封信將概要說明，針對成員國一特定計畫或研究，擬請 NEA 執行國際同儕審查的意願，以及此需求預定的時間區間。

NEA 署長將給予此申請之批准，並將委任 NEA 放射性廢棄物管理部門之相關主管負責其同儕審查，且指派 NEA 放射性廢棄物管理部門中一至二位人員負責此專案。

在 NEA 指導委員會的會議場合上，有此需求的會員國家代表團將正式提出其國家的需求清單。

階段二：定義職權範圍以及國際審查小組選派

NEA 秘書處與國家委任代表(country's designated parties, CDP)互相商議並確認國際同儕審查之職權範圍(Terms of Reference, ToR)。

通常在 ToR 最終確認時，審查專家由 NEA 所指定。NEA 僅針對審查專家的專長範疇、地區分布以及機構分布等事項與 CDP 討論。

一旦臨時團隊組成後，NEA 需與 CDP 確認審查小組預定成員們對於將進行審查的計畫或專案而言，並無利益衝突的問題。經證實後，此團隊即為最終定案。

審查團隊成員及其職掌如下：

- (1) 主席：負責同儕審查整體內容跟簽署最終報告，同時主席也負責其專業領域。主席的選擇會優先考慮先前曾參與過 NEA 國際同儕審查者。
- (2) 個別專家：負責審查特定領域並提供他們的建議。其中一位專家可能來自於 NEA 秘書組。

- (3) 秘書：(a)確保審查工作按照 ToR 執行；(b)審查小組與受審查者之間的聯絡人；(c)與主席及作者共同工作，並提供一般的編輯指導及審查所需的必要文件；(d)確保審查有序地進行。秘書的職務由 NEA 的人員擔任，其可能是或不是個別專家。
- (4) 作者：團隊中的其中一位專家，會議記錄以及報告初稿的主要撰寫者。作者的工作需與秘書及主席分別就編輯意見及實質訊息方面保持密切的聯繫。

NEA 將提供審查案的費用分析。國際審查團隊(international review team, IRT)所有成員的旅行及住宿，將包含於費用中，有些專家(包括秘書)的個人時間費用，亦須包含於費用中。秘書也會要求 CDP 直接負責 IRT 於任務說明會及審查工作會議期間的住宿費用。

同儕審查的費用，由國家代表團以執行放射性廢棄物管理委員會(Radioactive Waste Management Committee, RWMC)專案方式支付。

階段三：國際審查團隊的任務說明會以及審查文件交付

審查工作的主體將由秘書、主席與 CDP 共同制定細節的任務說明會開始，同儕審查才隨之展開。

說明會的目的為幫助 IRT 熟悉(1)審查案工作權限(ToR)；(2)待審查的專案以及其相關文件；(3)專案所在國家的有關背景；(4)與審查案相關的國家。

在說明會的最後，IRT 須就下一階段審查的時程表達成協議，並且決定其內部的參考時程。此為彈性的時程，且 NEA 將明確表示同儕審查並沒有確切的結案時間。審查工作是在審查報告達到多數審查成員滿意並定稿後，方能真正結束。

同儕審查的相關文件應於任務說明會或是會後幾週內交付。相關文件都必須按照指定的日期交付，否則會造成審查工作的延宕。相關文件大部分應為英文，部分文件可能為受審查國家語言，此需由 NEA 及 CDP 於審查案開始時協商同意。

CDP 將需要掌握哪些人參與公開會議及其以何種身分參與。

以深地層處置安全性研究的同儕審查案例來看，基於至今 NEA 所執行的許多安全性相關案例的同儕審查經驗，秘書會向 IRT 提出調查問卷，此作法

係為了確保國際審查者將根據由 NEA 及 IAEA 所制定安全案例的關鍵要素來進行審查，例如，IAEA/NEA 有關高放射性廢棄物深地層處置的共同標準和其他文件。IRT 將決定節錄或修改調查問卷的哪些部分，以傳遞給受審者。

階段四：書面問題與答覆以及審查工作會議準備

專案過程中，有一段時間為彼此交換書面問題及答覆。受審者需準備好書面答覆，書面問題可能一次或兩次分批傳送，問題的數量在 150-450 之間，隨受審查實際案例或是特定 IRT 而異。受審者在不超過 3 到 4 週內，答覆所有分批傳送的問題。

在此階段的工作中，IRT 各個成員將開始提供對此專案的看法，並在適當的時機與主席、秘書以及作者互相溝通討論。每個 IRT 成員亦確認自己主要負責範圍以及具體問題，以進一步與受審者交流。

秘書會將書面問題以及答覆編輯成 NEA 內部文件，並附 NEA 文件編號。

根據同儕審查專家的初步印象，主席、秘書處以及作者將準備一份內部文件，此文件的架構可能為事先擬妥，也可能未經事先擬定。依照過往審查經驗，撰寫同儕審查文件及報告需要保留彈性空間，預設的同儕審查報告架構如尚未由審查工作經驗測試，撰寫工作將難以執行。

在 IRT 成員的協助下，主席及秘書將確定下一階段審查工作的議程。議程將與受審者討論，以確保需要時受審者可提供適當的關鍵人員和其他資源。

階段五：一週的審查工作會議

一週審查工作會議的目標，為討論 IRT 所發現尚未釐清的問題，同時就 IRT 各個成員對於審查內容的印象加以確認或修改。審查工作會議提供 IRT 及受審者之間深入討論的機會，此會議是 IRT 實際執行審查的場所，也是 IRT 發展出共同看法的重要機制。

審查工作有一部份的時間為 IRT 內部討論。在 IRT 的閉門會議中，將更精確地描述他們的看法並開始撰寫審查結果。這些都將在下一階段進一步加以完善。

審查工作最終，在對外開放的會議中，IRT 主席將針對審查所獲基本而經過彙整的印象進行口頭報告。依據此階段同儕審查進行的成熟程度，主席口頭報告所使用的投影片或由 IRT 選定之書面資料，可以提供給非 IRT 成員的

觀眾。這些資訊僅供參考使用，未必是同儕審查的最終結果。

CDP 將針對哪些人可參與 IRT 開放的場次及其以何種身分參與進行管制。

階段六：同儕審查定案

IRT 將按照審查工作會議期間決定的時程，於內部交換最終報告的初稿。

當主席認為審查報告在此階段已為最終版本，將告知 NEA 負責人(通常為放射性廢棄物管理委員會首長)。

NEA 將定案報告稿交由 CDP 檢查錯誤。如 CDP 提出任何問題，將由主席及秘書與審查成員討論後決定如何回應。最終報告內是否註記這些修改，將視修改的重要性來決定。

NEA 將以 NEA 文件的形式提供最終報告給 CDP，且此報告將不限制流通，並制定必要的出版規定。從此以後，此報告的內容即可被引用。

如果 ToR 有具體規定，NEA 將檢查由 CDP 所提供之報告翻譯版本，經同意後再行出版。

如果 ToR 有具體規定，將由主席及秘書向事先協議的單位，提出同儕審查過程及調查結果的報告。

NEA 會要求 IRT 成員提供此專案同儕審查經驗的回饋，以供未來同儕審查做為參考。

參考上述六個階段的國際同儕審查實施準則，在實際進行同儕審查時，可以此準則為基準，使審查程序及結果可受國際及國內社會公評。

2.2 瑞典案例

初步階段審查(Initial Review Phase)已於 2012 年 12 月完成，並提出 29 冊初步審查報告，如附錄 A 表 A.1；依據初步審查建議重點，進行主審查階段(Main Review Phase)，報告目前已提出 53 冊，如附錄 A 表 A.2。

由 2.1 介紹之 NEA 於國際同儕審查的指導準則為基準，瑞典政府除了由 SSM 進行了 SR-site 的國際審查外，並向 NEA 申請國際同儕審查，由 NEA 人員以及 NEA 選出的國際專家們共同執行。

以下將介紹瑞典 KBS-3 計畫在建造許可程序中，業主向政府申請建造許可必須提交的文件，並介紹國際同儕審查實際執行的過程。

2.2.1 法律和法規架構

根據瑞典法律，藉由核反應產生之用過核子燃料或用過核子燃料，業主應負安全處置以及最終處置的權責。為此，瑞典核電廠的業主共同成立了瑞典核燃料與廢棄物管理公司(SKB, the Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company)。瑞典輻射安全管制署(SSM, the Swedish Radiation Safety Authority)係負責核能與其廢棄物安全與輻射防護監督之管理機構。SSM 由瑞典核能督察局(SKI, the Swedish Nuclear Power Inspectorate)及瑞典輻射防護署(SSI, the Swedish Radiation Protection Institute)於 2008 年合併而成。

SSM 對封閉後處置場之安全條例和指導準則可以分為兩部分：輻射防護和安全法規。SSMFS 2008:37 條例中，包括了對於人體健康(風險指標)保護、一般環境保護目標、以及最佳可行技術(BAT, Best Available Technique)的應用與優化等方面的基本要求。相應的準則對於下列事項給予建議：風險報告、封閉後不同階段的最佳可行技術及優化、情節選擇、風險計算、不確定性與風險降低的處理等。在處置場安全條例中(SSMFS 2008:21)，則包含處置場設計需求、障壁功能、以及安全性報告等。除了這些條例外，還有許多適用於處置場的建造和營運階段之規定。

瑞典封閉後的安全條例通常並非規定性的，而是著重於安全報告的一般防護和安全目標及要求，且具有法律約束力。相對應的指導準則文件則提供更多的細節，但不具有法律約束力。

2.2.2 瑞典計劃

2011 年 3 月 16 日，SKB 提交 KBS-3 型用過核子燃料處置場系統之所需申請。根據核活動法規(act on Nuclear Activities)所需之兩項申請為：(1) Forsmark 的用過核子燃料處置場 (2) 位於 Oskarshamn 的用過核子燃料封裝廠(與現行暫存設施同一位址)，見圖 2.1。封裝廠的申請已於 2006 年提交，但在本次申請中也做了增補。此外，SKB 根據環境法規(EC, Environmental Code)提交處置場系統的申請許可。最後，SKB 提交的環境影響報告書(EIS, Environmental Impact Statement)，內容適用於三個許可申請案。

環境影響報告書的內容可分為九個部分，如下所示。環境影響報告書的完整內容為 SKB 2011 年的報告：Environmental Impact Statement Interim storage,

encapsulation and final disposal of spent nuclear fuel (2011)，已將此列為參考文獻之一。

- (1) 一般性概要(non-technical summary)
- (2) 1-6 章：簡介，說明背景、最終處置方法、及 EIS 之目的與範疇。
- (3) 第 7 章：場址特定條件 (Site-specific conditions)
- (4) 第 8 章：集中式中期貯存設施(CLAB)
- (5) 第 9 章：中期貯存與包封之整合設施 (Integrated facility)
- (6) 第 10 章：用過核子燃料最終處置場 (Final repository)
- (7) 第 11 章：零替代方案 (Zero alternative)
- (8) 第 12-13 章：全部系統 (The whole system)
- (9) 第 14-15 章：名詞與文獻

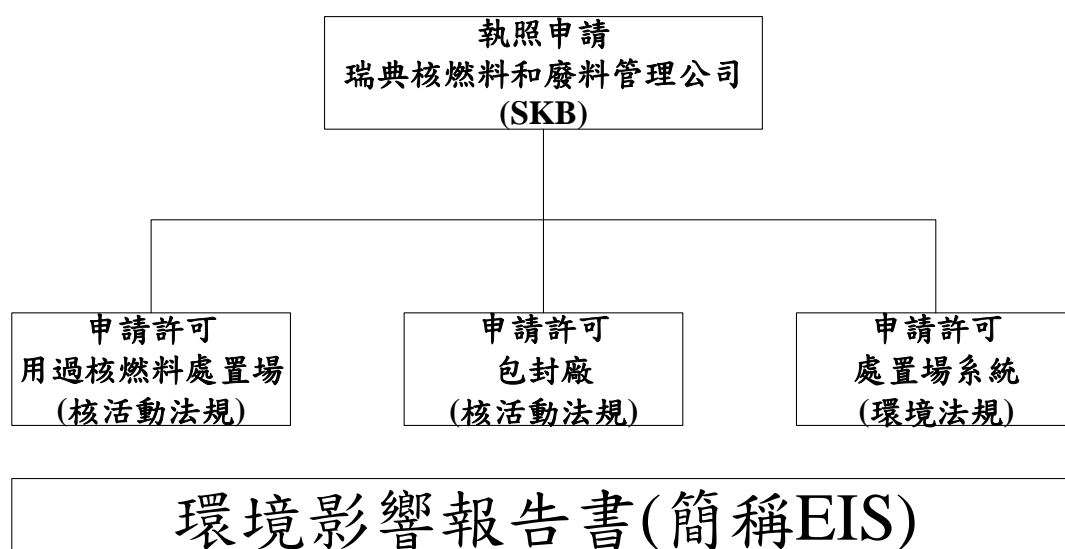


圖 2.1 申請許可之審查程序

申請許可包含 SKB 對於 KBS-3 處置方法近 30 年的發展，始於 1983 年提出的 KBS-3 安全報告 (SKBF / KBS，1983)。顯著的研究和發展活動於 Äspö 硬岩實驗室開始進行，隨後，在 Oskarshamn 地區的廢棄物罐及膨潤土實驗室進行。SKB 亦委託大學及研究單位共同進行研究。對於用過核子燃料處置場的選址過程包括了全國合適區域篩選(SK B，1995 年)以及 1990 年代針對 8 個城鎮可行性研究(地表研究)(SKB，2001 年)。根據可行性研究，SKB 決定於 Oskarshamn 和 Uppland 北部地區兩城鎮進行地表的現地調查。因為在後者兩城鎮之一的市政公

投結果未能通過，最終 SKB 分別在 Oskarshamn 及 Östhammar 兩城鎮所轄的 Laxemar 和 Forsmark 兩地，於 2001 年和 2007 年間分別進行完整的現地調查。在 2009 年 6 月 SKB 宣布，選擇 Forsmark 對用過核子燃料處置場進一步發展其申請許可。

自 1986 年起，SKB 即根據核活動法規，每三年提出研發計畫中已完成的、正在進行或計畫中的，以及研發與實證等活動。在 SKB 發展同時，SSM 與它的前身—SKI 和 SSI，對 SKB 的許可申請準備工作執行了超過 25 年之審查 SKB 工作，其中包括 8 個研發與實證計畫、4 個 KSB-3 處置場之初步安全性評估(SKI, 1984, 1992, 2001 及 SSI, 2008)和 SKB 的現地調查(SSM, 2010)。此外，SSM 針對封閉後之安全性審查，獨立辦理了一系列科學範疇和重要技術之研究項目。因為瑞典當局並沒有直接的技術支持機構，大部分的研究係透過由國際學術專家和顧問所形成的網絡來執行。在 1990 年代 SKI 亦執行了兩個獨立的 KSB-3 處置方法的安全評估項目(SKI, 1991, 1996)，其中之一係由 OECD/NEA(SKI, 1997)所辦理的國際同儕審查。

在過去的 10 年中，前當局 SKI 和 SSI，針對現地調查的範圍和許可申請的內容，曾與 SKB 舉辦一系列磋商會議。考量瑞典立法確實核能設施的許可申請有許多法規要求，前述這些管制機關與業界的前置性溝通活動，提供了 SSM 及其前身對 SKB 釐清法規要求的一個場域，對於後來許可申請的順利提出相當重要。

瑞典核燃料與廢棄物管理公司(SKB)針對用過核子燃料處置場，已向瑞典政府提交相關的執照申請。SKB 共提交了三份申請，為：

- 封裝廠設施：依據核活動法規提出申請，CLAB(用過核燃料的臨時儲存設施)及 Oskarshamn 封裝廠設施(於 2006 年 11 月提交申請，2009 年補充申請；最後於 2011 年 3 月 16 日全部提交完成)。
- 用過核子燃料處置場：依據核活動法規提出申請，包括場址和方法(2011 年 3 月 16 日提交)。
- 處置場系統：依據環境法規提出申請，包含 CLAB、封裝廠以及處置場(2011 年 3 月 16 日提交)。

政府指派 SSM 檢視 SKB 的申請是否符合現行法規。

2.2.3 逐步式的許可程序

用過核子燃料最終處置場許可申請的建造、處理、及營運，只是一系列長期決策過程的第一步。政府如發給 SKB 建造許可，SKB 仍須在實際開工建造前，取得 SSM 另一份許可。後者許可涉及須經 SSM 批准之安全分析報告(SAR, Safety Analysis Report)，這是根據 SSM 法規 SSMFS 2008：1 所規定，任何核能設施都需要具備的許可。在 SKB 開始試營運及例行性營運前，還需要獲得 SSM 的另一份許可，包括針對 SAR 的更新。既使如此，本次許可仍具有相當重要性，因為它是透過具有廣泛社會參與的環境影響評價、市政表決、及將 SKB 的申請案送交全國性諮商過程的最後一步。同時，此許可申請案也是對於處置方法和場址做出最終決定的時機。因此，瑞典決策者必須確信 SKB 所提出的處置場系統是可行的(可按照 SKB 的安全評估來建造及營運)，且 SKB 能夠滿足相關的輻射防護和安全要求。因為在 SKB 安全案例下，並非所有問題能夠這個許可階段中獲得解決(例如 SKB 在獲得進一步許可前，並不被允許進行地下施工和探勘)，因此可以預見的是，如果 SKB 獲得許可，其許可條件將會正式要求對未釐清問題提出解決方案。

即使管制署在審查後向政府提出建議，SKB 可以獲得處置場的執照，審查程序不會因此結束。核設施(如處置場)的設計、建造以及試營運，是根據國際原子能機構(the IAEA)的建議並且符合國際慣例步驟，所進行的長時間過程。

逐步審查過程包括以下步驟：

- (1) 發出建造、擁有以及營運設施的執照
- (2) 給予執照後，開始施工階段
- (3) 發出測試營運執照
- (4) 發出正常營運執照
- (5) 發出關於營運後或封閉的執照

2.2.4 許可審查程序

許可申請之審查將分為兩個平行的程序(圖 2.2)，一個是根據環境法規(EC)，而另一個根據核活動法規(ANA)。如上所述，SKB 將提交三個許可申請。處置場系統的許可申請將在 Stockholm 提交給環境法庭。環境法庭將根據 EC(第 17 章)進行許可評估，包括公眾聽證會和各類型環境後果的廣泛評估(包括輻射防護方

面、場址選擇和預防原則之方法及應用)。對環境法庭而言，SSM 將是一個重要的審查機構，尤其是針對 SKB 環境衝擊說明書中有關輻射安全方面，但也可能被法院要求對更多相關的技術文件提出意見。

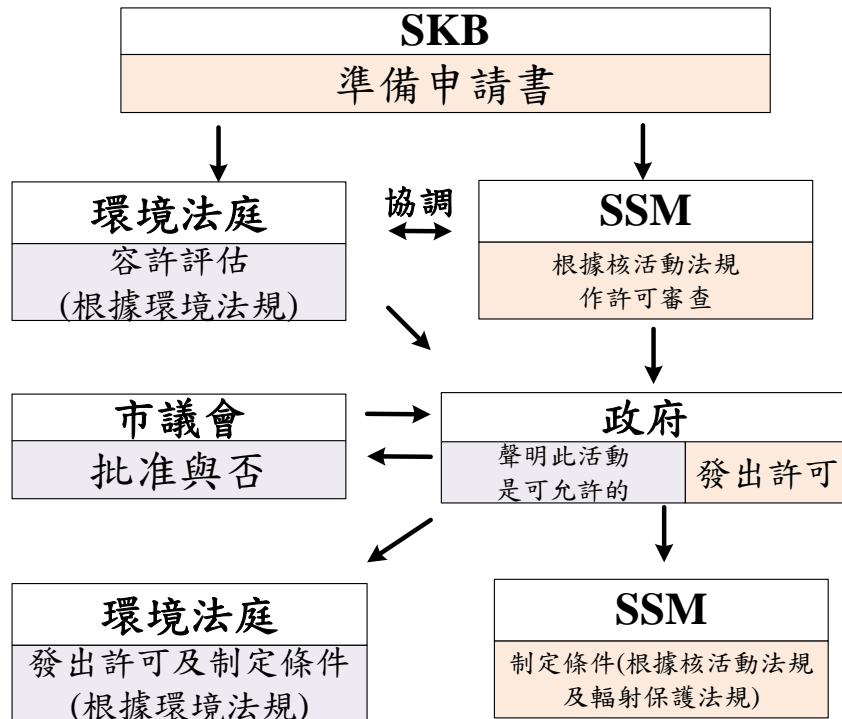


圖 2.2 許可審查程序

根據核活動法規，處置場和封裝廠的許可申請，須向 SSM 提出許可審查。SSM 和環境法庭都需要準備提交給政府的說明。圖 2.3 為 SSM 遞送至政府文件之示意圖。

根據 SSM 和環境法庭的聲明，並諮詢有關城鎮(Östhammar 和 Oskarshamn)之後，政府將作出決定。兩個城市具有對容許評估的否決權。如果政府發給 SKB 許可，SSM 將根據核活動和輻射防護法規制定條件，環境法庭將依據環境規範發出許可及要求條件。

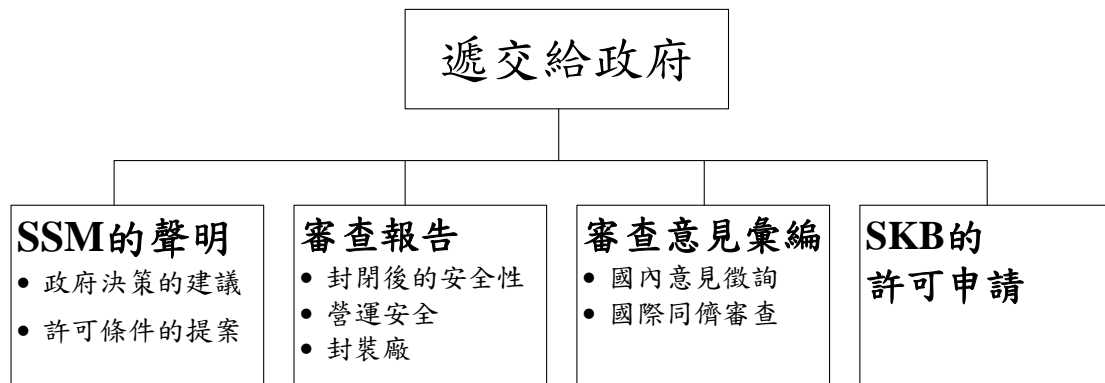


圖 2.3 SSM 遞交給政府的文件

SSM 須協助徵詢國內社會對 SKB 許可申請的意見，許多團體(大學、縣市議會、兩個有關的城鎮當局、非政府組織和其他組織等)都會受邀表示意見。這並非法律所要求的，但 SSM 認為此作法將可擴大社會影響力，並能引發審查內容新的見解和觀點之適當方式。整個 SSM 審查將需時至少 2 年，但所需的時間將取決於 SSM 向 SKB 要求的許多補充資料，以及甚麼樣的問題會在審查過程中出現；而環境法庭、市議會、及政府也需要時間作出最終的決定。

2.2.5 OECD/NEA 同儕審查的作用

瑞典政府已要求經濟合作與發展組織核能署(OECD/NEA)協助，針對 SKB 用過核子燃料處置場許可申請之封閉後安全性報告，進行國際同儕審查(International Peer Review, IPR)。IPR 將支持 SSM 所進行的獨立審查，以及支持其他瑞典決策者(相關的城鎮以及政府)，透過國際的角度，就長期核安全及輻射防護領域之最佳方案角度，提供關於 SKB 的用過核子燃料處置方案成熟度的參考意見。然而，IPR 並非瑞典政府核可或決策過程中的正式程序。

OECD/NEA 被選定為執行國際同儕審查的機構，因為它在地質處置安全案例方面，具國際公認的領導地位，在 1990 年代即已制定了現代化的理念，並持續共同改善世界上先進的用過核子燃料計畫。此外，OECD/NEA 對其代表成員國執行國際同儕審查已有長期經驗，同時，它在處理放射性廢棄物管理的社會層面也有一個備受尊敬的國際計畫 (the Forum on Stakeholder Confidence)。此外，SSM 在先前計畫中，委由 OECD / NEA 所執行的國際同儕審查具有良好的經驗 (SKI, 1997 and OECD/NEA, 2000)。

2.2.6 遞交

IPR 的總體目標是由國際的角度，針對 SKB 在封閉後輻射安全案例之充分性和可信度提供一份聲明，以供決策參考。在此聲明的需求下，期望國際審查團隊(IRT, International Review Team)能針對 SKB 安全案例涵括以下幾個方面：

1. 安全論證之呈現
 - (1) SKB 是否在清楚而良好的架構下，提出其安全理念和安全論證？
 - (2) 整體安全性結論是否為可追溯並合理的？
2. 安全評估方法
 - (1) SKB 的安全評估方法是否與國際先進觀念同步？
 - (2) SKB 是否提出可信的科學依據，以支持其分析(特徵、事件與作用，及模式、數據等)？
 - (3) SKB 對許可申請文件之品質保證措施是否足夠？
3. 完整性
 - (1) SKB 是否適當地考慮當前知識水準？
 - (2) 是否有任何遺漏或不妥處？
4. 未釐清問題的處理
 - (1) 是否已正確研判出未釐清的研究及技術發展需求？
 - (2) 是否對決議的逐步發展與實施計劃訂有明確的規劃？
5. 場址選擇以及處置方法
 - (1) SKB 對於場址選擇及方法發展的論證是否具有令人信服的說服力，並同時考慮國際經驗？
6. 可行性
 - (1) KBS-3 處置方法之技術實施是否充分描述，並足以支持 SKB 對處置場系統封閉後性質的假設(初始狀態)？

國際審查小組(IRT, international review team)的調查結果，應根據審查過程中所提供的文件、與 SKB 人員的額外詢答資料、及此為瑞典用過核子燃料處置場逐步發展與許可申請的初步之認知上。是否符合瑞典法規的判斷是 SSM 的責任，並不屬於 IPR 的範疇內。

2.2.7 國際審查小組

IRT 由 OECD/NEA 獨立組織而成，其中專家可能包括 NEA 的人員。審查的工作大約有八至十位專家參與，整個任務的工時大約為 1-1.5 人年。

表 2.1 瑞典案例中國際審查團隊成員

人名	擔任工作	專長	職務	國家
Sailer, Michael	主席 及審查專家	應用生態學 工程碩士	執行長 Öko-Institute e.V.	德國
Boissier, Fabrice	審查專家	數學與經濟 學碩士、工 程碩士	風險管理部主任 the French national radioactive waste management agency	法國
Erning, Johann Wilhelm	審查專家	化學博士	主管 German Federal Institute of Material Research and Testing	德國
Kessler, John	審查專家	水文地質學 博士	經理 Electric Power Research Institute	美國
Kotra, Janet	審查專家	核及環境化 學博士	經理 the US Nuclear Regulatory Commission	美國
Löw, Simon	審查專家	地質工程	教授 Federal Technical University (ETH)	瑞士
Mayor, Juan Carlos	審查專家	土木工程及 礦業工程碩 士	經理 Spanish Radioactive Waste Management Company (ENRESA)	西班牙
Pescatore, Claudio	審查專家 及秘書	核工程博士	Nuclear Energy Agency (NEA)	
Stroes- Gascoyne, Simcha	審查專家	土木工程博 士	研究員 Atomic Energy of Canada Limited (AECL)	加拿大
Tokunaga, Tomochika	審查專家	環境工程、 地下鹽水/淡 水動力學	教授及系主任 Graduate School of Frontier Sciences, University of Tokyo	日本
Compton, Keith	Observer	環工科學與 工程博士	系統性能分析師 US Nuclear Regulatory Commission (NRC)	美國

2.2.8 專長範圍

以 IRT 所涵蓋的專長範圍，至少應包括：

1. 安全評估方法
 2. KBS3 方法之每個元件的關鍵專業知識；結晶岩環境與工程障壁組成(銅質廢棄物罐和膨潤土緩衝材料)
 3. 至少有一位團隊成員應代表管制機關或有類似經驗
- 也希望能具備對處置場發展相關社會問題的專長。

此外，來自學術界之專業能力以及具廢棄物管理與安全評估廣泛知識之專家間，應有所平衡。

IRT 可能需要諮詢一位熟悉瑞典管制系統與廢棄物管理專案的專家，因此，在此權限範圍後面會提及，將指定特定人選對 IRT 提供任何必要的詳情說明。

2.2.9 公正性要求

為了保持獨立性並避免利益衝突，由 OECD / NEA 選出的專家們不能參與過(例如，作為顧問、僱員或專家)SKB 或芬蘭廢棄物管理組織 Posiva 處置方法和安全案例發展過程。特別為以下幾點：

1. 所選專家在過去兩年內，不應直接或間接透過分包參與瑞典 SKB 任何附屬公司或是芬蘭 Posiva 公司的工作。
2. 所選專家在過去四年內，在安全性方面對 SKB(或 Posiva)並無任何顯著的貢獻。
3. 如所選專家所屬的公司或組織，在過去兩年內曾執行過 SKB(或 Posiva)的計畫，則此專家為避免利益衝突，必須提出相關證明與此任務為獨立無關。

上述或其他可能導致利益衝突的任何可疑情況，在國際同儕審查團隊正式組成前，都必須先前向 SSM 聯繫人彙報。在 IPR 報告中，也須對於符合上述公正性要求做出簡短的聲明。在審查期間，如果有任何一位團隊成員將參與 SKB 或 Posiva 公司的計畫，SSM 應盡速被通知。

2.2.10 審查文件之提供

SR-site 主要的安全報告，以及所有相關之報告，於 2011 年 3 月 16 日將可

自 SKB 的網站(www.skb.se)取得，且於 3 月 24 日可自 SSM 的網站(www.ssm.se)取得。場址選擇及方法之英文翻譯報告以及置頂文件，將隨後提供，最遲為 6 月。

任何上面列出報告的紙本可以直接從 SKB 的網站訂購。如有需要，SSM 將協助 IRT 採購 SKB 的報告。

2.2.11 審查之進行

國際同儕審查團隊將由 NEA 根據放射性廢棄物國際同儕審查準則(OECD / NEA, 2005)來加以組成。審查總共所花費的時間預計為一年。

同儕審查將從在 Stockholm 召開三天的任務說明會開始，時間為 2011 年的 3 月 17-19 日。第一天，SSM 將介紹許可審查之計畫內容以及適用法規。第二天，SKB 將提出許可申請案的說明，並強調封閉後安全性。第三天 IRT 將進行內部會議。

審查開始後，約 2 個月左右，IRT 會提出書面問題給 SKB。這些問題包括了 NEA 執行同儕審查所建立一套標準問題(OECD / NEA, 2005b)，以及到當時為止有關此審查的特定問題。

審查開始後，大約 6 個月，當 SKB 針對 IRT 的問題給予書面答覆後，IRT 將在 Stockholm 舉辦為期 5 天之主要審查會議。於此會議期間，IRT 將進行 SKB 聽證會，並總結 IRT 的初步審查結果及審查報告的定稿計畫。在會議最後，IRT 將對其審查的所獲印象以及可能的結果為 SSM 做口頭報告。SSM 將以觀察員身份參加本次會議，也可加入少數參與許可審查的顧問。

審查報告定稿之前，IRT 將提交初稿給 SSM 進行事實性核對，同時 SSM 也會邀請 SKB 針對 IPR 進行事實性核對。最終審查報告將會於審查開始後 12 個月，遞交給 SSM。

2.2.12 後續事宜

國際同儕審查完成後，IRT 的代表將對 SSM 及瑞典環境部做一次 IRT 報告的技術說明。此會議將在 Stockholm 舉辦。

第二次公開會議將在 Stockholm 或是 Östhammar 市政府舉辦，對象為相關城鎮議會、非政府組織、SKB、有興趣的大眾及媒體。

審查的細節，如審查書面問題及答覆，NEA 可能會在適當時機提供給內部人員。作為國際合作的一部分，SSM 及 SKB 將會提出審查經驗的報告，使其他

單位也能受惠。但這並不是義務，而是在國際場合的例行性報告中。

2.3 芬蘭專家審查案例

芬蘭 Posiva 公司在 2012 年，向芬蘭政府 STUK 申請在 Olkiluoto 地區的用過核燃料處置場設施之建造執照申請(CLA)，STUK 邀請專家進行審查，其審查內容主要針對三個主題，分成不同審查團隊，包括場址特性、工程障壁、以及安全性評估，審查團隊各自進行審查內容，審查團隊舉辦與 STUK 的會議，藉以釐清關鍵議題。而後，將調查結果以及經由會議討論後之建議，撰寫成 STUK-TR 17、STUK-TR 18、以及 STUK-TR 19 之三本專家審查報告。

TR 17 為場址特性的部分，主要針對地球科學領域以及天然障壁的部分進行審查，審查團隊的工作內容包括審查了過去超過十年 Posiva 完成的技術報告、數次訪查 ONKALO 設施、參加了多次專題工作會議而與 Posiva 的人員及外聘專家有詳細的討論。核心小組的審查者各自就其專業領域撰寫審查意見，在 2014 年 5 月的詳細討論後，審查者提出關鍵議題、評論與意見逐漸達成一致，最後綜整完成 STUK-TR 17 報告，此報告代表審查團隊的共識。

工程障壁核心審查小組由 11 位審查者組成，充分代表此領域所需的專長。經過審查 Posiva 所提出的技術報告文件，並於 2014 年 5 月工作會議與 STUK 專家們的討論後，找出工程障壁方面關鍵議題、看法逐漸趨於一致，並得以彙整完成 STUK-TR 18 報告，此報告代表工程障壁核心審查小組的共同看法。

封閉後安全性評估核心審查小組由四個領域的七位審查者所組成，審查內容包括 14 本 Turva-2012 Portfolio Main reports 以及 7 冊支持文件。審查期間，在 STUK 舉辦了多場工作會議交換意見，其中亦有數場工作會議邀請 Posiva 人員到場對特定議題說明澄清。根據審查顧問的意見，STUK 也對 Posiva 送出“額外資訊需求”(requests for additional information, RAIs)，至少下列兩個議題的 RAI：(1) 封閉後安全評估，(2) 緩衝材料飽和。核心小組也審查了 Posiva 對 RAI 所提出的回應，相關意見也列於 STUK-TR 19 報告中。

STUK 的審查報告，表列於附錄 B。

芬蘭 STUK 並未委託國際單位(像是 NEA)進行專家審查，而是邀請了具備相關專業背景的專家來審查。在審查的內容分為三大項，分別為：場址特性、工程障壁、以及安全評估項目，而其中審查專家背景如表 2.2 所列。

表 2.2 芬蘭 STUK 委外審查專家

分項 項目	外部委員	專長	所屬單位	國家
場址 特性	Neil Chapman	Geology, Radioactive Waste, Environmental Pollution, Natural Hazards	University of Sheffield	英國
	Adrian Bath	geochemistry, groundwater chemistry	Quintessa	英國
	Joel Geier	Hydrogeology	Clearwater Hardrock Consulting	美國
	Ove Stephansson	deep geological disposal of radioactive waste	GFZ German Research Centre for Geosciences	德國
工程 障壁	Michael Apted	safety assessment, near-field chemistry, spent fuel	INTERA Inc.	美國
	Randy Arthur	buffer, backfill, near-field chemistry, radiochemistry	INTERA Inc.	美國
	Tara Beattie	spent fuel, near-field chemistry	University of Strathclyde	英國
	Steven Benbow	buffer saturation, erosion, coupled processes	Quintessa Ltd.	英國
	David Bennett	backfill, buffer, coupled processes, emplacement	TerraSalus Ltd.	英國
	Alex Bond	buffer saturation, erosion, coupled processes	Quintessa Ltd.	英國
	Richard Metcalf	buffer saturation, erosion, coupled processes	Quintessa Ltd.	英國
	David Savage	buffer stability, near-field chemistry, coupled processes	Savage Earth Associates Ltd.	英國
	Göran Sällfors	buffer saturation, erosion, coupled processes	GeoForce AB	瑞典
	Peter Segle	copper canister and insert	Inspecta	瑞典

		failure modes		
	James Wilson	buffer saturation, erosion, coupled processes	Quintessa Ltd.	英國
安全 評估	Ryk Klos	biosphere component of the safety assessment	Aleksandria Sciences	美國
	George Towler	safety assessments, geological interpretation, hydrological and groundwater	Quintessa staff	英國
	Claire Watson	reactive-transport modelling	Quintessa staff	英國
	Philip Maul	modelling the impacts of acid rain caused by burning fossil fuels	Quintessa staff	英國
	Peter Robinson	performance assessment of radioactive waste disposal systems	Quintessa staff	英國
	Budhi Sagar	performance assessment of high-level nuclear waste repository	Southwest Research Institute®	美國
	Karl-Heinz Hellmuth	radiochemistry, geosciences	STUK	芬蘭

第三章、場址特性

3.1 芬蘭 Olkiluoto 場址計畫審查

3.1.1 場址特徵化

2012 年，處理用過核子燃料最終處置的 Posiva 公司向芬蘭政府遞送了在芬蘭西南部 Olkiluoto 建造用過核子燃料最終處置場的建照申請案 (CLA, Construction License Application)。芬蘭政府處理放射性與核子安全局 (STUK) 對於該案進行了詳細的建照審查，並已於 2015 年 11 月核發建照。

審查目標著重於地球科學資料 (geoscientific data) 是否能涵蓋處置場關心之範圍以及可靠性與資料的不確定性 (uncertainties)，例如：現地應力量測、脆性 (brittle) 地質構造對於水文地質資料的影響、地球化學資料無法追溯其正確性等。對於場址與處置場尺度之岩盤特徵，著重於岩盤之力學性質、熱學性質 (thermal properties)、熱負載 (thermal load)、岩盤既有裂隙發展及新期構造運動 (neotectonic) 的證據。

場址及處置場尺度之地下水流特徵化，使用已達 CLA 標準的地下水流模型 (WR 2012-42)，升尺度 (upscaling) 及降尺度 (downscaling) 之水文地質模型則使用離散裂隙網絡模式 (DFN)，古水文地質模型的相關性討論則是根據 Hydro-DFN 分析結果。另外，處置坑道及處置孔 (deposition hole) 的水文地質模型也已相當成熟。關於場址與處置場尺度之水文地球化學特徵化，Posiva 注意到水文地球化學系統似乎跟外在變化 (external change) 有很大的關聯性，且非處於穩定狀態。水文地球化學性質 (properties) 之特徵化已相當完備，但模擬 (modelling) 的部分則尚未充分驗證。

水文地球化學穩定性是決定處置區深度的評估要項之一，此與岩石對擾動的緩衝能力 (Buffering capacity of the rock to perturbations) 有關，關鍵因子為氧化還原電位 (Eh) 及硫的化學反應，可利用甲烷 (methane) 濃度及硫化亞鐵 (FeS) 平衡度做評估。古水文化學評估結果對於未來溶質傳輸的評估相當有幫助，主要透過古鹽度變化來模擬推估未來地下水流的演化。而透過地表淺部水體 (shallow waters) 研究生物圈和地圈間相互作用的研究也已具代表性且成熟。

在基盤中溶解物的傳輸特性，Posiva 基於分段裂隙 (fracture segments) 中分配

不同的滯留作用機制(retention classes) 模擬其設計之傳輸路徑，此方法相當依賴於水力離散裂隙網絡模式(Hydro-DFN)。在場址中確認地下水的網路傳輸特性相當困難，對照 SFR 所提供的流體與傳輸模型較為適當，Posiva 模擬其地質特性及傳輸路徑的類別足以描述其性質及支持分析。

天然膠體(colloid)稀少且組成易變，雖然 Posiva 並不認為這是一個相當重要且與安全有關之問題。膠體的主要來源為處置場附近地區的火山灰風化之膠狀黏土與任何有黏性的物質。

底下兩個研究途徑可用以評估地下水傳輸路徑至地表水體(surface waters)和生物圈的排放區域：(1)地表水文模型的水位差(OSD Section 3.6.6)。(2)處置場的粒子傳輸模型(Section 8、WR 2012-42)。然而尚未有證據顯示關心區域有地下水排放量的發生。OSD(Olkiluoto Site Descriptive Model)認為深部地下水的排放區域為一項需要進一步追蹤的議題。

Posiva 運用古氣候和相關控制因素，以分析場址未來的氣候演變。使用大尺度的大氣環流模式(GCMs)預測未來的氣候變化比較困難，應尋求更好的方法，如改變臨界參數的設定(規模尺度和定時)，特別是缺乏長時間(數十萬年)溫帶時期的水域鹽度和緩衝材料侵蝕影響分析。Posiva 亦尚未評估未來氣候動態變化對數百年間(包含運轉期)潛在影響。專家認為 Weichselian cycle(北歐更新世最後一個冰期)未來重複循環發生的相當可能性。目前 Posiva 的 CLA 文件對於未來氣候條件評估較為簡單，然而這個缺點並不影響安全評估。

Posiva 認為在既有裂面的剪力作用，地震活動性是一個主要的發生機制。它對於處置孔的影響已有相當的研究及準則。Posiva 尚未考慮裂面的擴展和合併作用(coalescence)，或因熱荷重和冰河作用造成過量的水壓影響所導致的位移。對於封閉後的長期基線(baseline)復原條件，Posiva 尚未提供足夠的資訊。

3.1.2 場址合適性

檢視場址特徵化是否足以支持場址之適合性研判，包括現今與未來之演化。

1. 場址合適性建立方法

影響安全功能的基岩特性已有完整地選擇且都有清楚的定義，已滿足安全處置所需。然而，與安全功能有關之基岩特性應轉化為更量化的規範，未來應納入 Posiva 需求管理系統(Posiva's requirement management system; VAHA)。Posiva 需

求管理系統(VAHA)內容應足夠廣泛且未遺漏安全功能。然而，強調場址特性足以提供合適的環境予工程障壁系統(EBS)方面，仍需平衡考量基岩之傳輸和滯留特性。須注意，這些安全功能是否可以追溯至最低的需求等級仍是一個重要議題，將安全功能轉化為量化且可量測的標準將於岩體合適性準則 (Rock Suitability Criteria, RSC)一節中進一步討論。

2. 維持場址合適性

(1) 利用古水文地質學作為場址穩定性的指標

Posiva 已論證場址具有合適及可靠的條件，在功能安全評估報告(PAR)報告中，古水文地質學的證據、地下水流以及水文化學模擬結果具有普遍的一致性。OSD(Olkiluoto Site Description-Posiva 2011-02)報告指出，適合的水文地質、化學、力學(HCM)條件至少將持續存在至下個冰期循環(下個冰河期在數萬至數十萬年內未必會發生)。地下水流的短期演變可能性為 Olkiluoto 從濱岸島嶼(near-shore island)進入近海岸陸地(near-coastal continental)環境，其機制為持續的地殼均衡回彈作用。

(2) 確保力學長期穩定性將於地震章節另外討論。

(3) 影響場址穩定性與適合性的地球演化情節

Posiva 的特徵、事件和作用(Features, Events, and Processes, FEPs)對於功能安全評估(PA)與放射性核種釋放情境(AOS, Radionuclide Release Scenarios)是分開考慮的，前者主要針對系統演化的模擬，後者主要針對核種釋放穿過系統的模擬，PAR 共選擇了 7 個 FEPs，其中以氣候變化的衝擊最重要。有些情節納入安全評估特殊考量中，如氣候變化導致應力變化與剪力位移的相關問題，然而，此類分開考慮的情節分析可追溯性很差。

3. 造成場址不穩定的因素

(1) 可用天然資源的存在

一般資源探勘工作，成果將聚焦於金屬等級、礦物相分佈，Posiva 僅基於一般地質環境和已知存在的特殊元素，討論礦物存在的潛在性(potential)是可被接受的。Posiva 近期的工作(post-OSD 全稱)已提出合理的論證這裡並無天然礦產的潛在性。然而，建議應更進一步量化評估無礦產潛在性的適當性。場址中發現的元素如硫化鋅(ZnS)、二硫化銅鐵(CuFeS₂)、硫化鉛(PbS)、銦(In)、錫(Sn)、鎢(W)、

鉬(Mo)等，應彙整入冊，並加以考慮未來金屬價格將如何變動之可能。

(2) 高異常的岩石應力

並無證據顯示場址岩石會有高異常應力之問題，Posiva 知道在設計及建造中需說明現地應力狀態，當坑道的幾何形狀及方位改變時，可能會發生岩塊掉落。坑道的交會處需特別的支撐設計。

(3) 場址地震的機率與特性

STUK 地震專家提供了 7 頁的審查意見，綜合而言，Posiva 地震分析結果從好幾個層面來看都還有不確定性，仍需花幾年的時間來解決才可能符合要求。然而，此安全評估已足以申請執照。Posiva 應該承諾在地震景況分析方面投注更多的 R&D 資源。對運轉執照申請(OLA)而言，地震學的研究仍須加強，如機率式地震危害度分析(PSHA)以及地震規模 7 以上機率式斷層位移危害度分析(PFDHA)等等。

(4) 有害的水文化學條件和甲烷的存在：

整體而言，沒有可信的資料指出有任何顯著的滲漏途徑。然而，場址中好幾個區域持續存在著一些不確定性高的異常現象，需要繼續觀察及獲得更好的解釋。地下水中蘊含的高量甲烷對運轉期的安全性，須持續關注。

(5) 冰河期間不利條件的發展

功能安全評估報告(PAR)中有詳細說明其影響有限。

4. 選擇處置場的位置及深度

(1) 水文化學條件和深度選擇

根據鹽度和硫化物測量結果，處置場深度條件從地質化學角度觀之是可接受的，雖然某些點氧化還原反應值仍有些問題，但是審查者認為其他地方深部地下水氧化還原條件將降低。

(2) 永凍土深度變化

永凍土演化有妥善的模擬與解釋，但是關於對最佳處置深度的影響卻未整合討論。

(3) 人為侵入作用作為深度選擇因子

除概念性考量外，深度選擇尚未考慮入侵因素，處置深度和侵入作用(intrusion)的種類或可能發生的環境尚未有充足的討論。鑽孔侵入的可能性不應

被排除，從地質處置整體概念下，處置深度應該能被保證隔絕。然而，從建造及運轉角度而言，沒有一個技術可行之深度可以保證排除不被入侵的可能。STUK 可接受處置場的深度大於 400 公尺。

(4) 在配置決定性特徵(Layout Determining Features, LDFs)間足夠的岩體

根據 Posiva 2012-21 報告的定義，配置決定性特徵(LDFs)為用於描述可能對處置場的安全功能造成負面影響之大尺度基岩的地質與水文地質特徵，而且應避免處置坑道及處置孔與這些特徵相交，並評估與這些特徵的退縮距離。

影響區域(Influence Zone, IZ)的測定結果在每個配置決定性區域(Layout Determining Zone, LDZ)和在處置場深度中可利用的岩體，為一個合理基礎在現行的 CLA，但在整個建設期間需從鑽井中得到更多的觀察資料有明顯的不確定因素。此困難之處為提出一個看法，在不考慮資料上每個破裂面的深度，繪製保守及非保守相關的岩體體積。結論是我們並不知道一些關鍵的 LDZs 中可用的處置場體積對影響區域大小的敏感性。假如一個均勻保守影響區域被應用在每一個 LDZ 上，可用的體積基於尺度也許會有明顯地影響。Posiva 並未討論這些，但推論有其可行性。

5. 基岩功能安全目標的基礎

Posiva 的標的特性(target properties)有時欠缺明確與可量化的準則，舉例而言，為滿足回填材料安全功能，應避免管湧與侵蝕，Posiva 的設計準則要求地下水流入處置坑道必須限制地下水流入處置坑，但這並非量化基準。同時，不同章節有不同的地下流量控制準則，而有些準則無法直接觀察。Posiva 需要提供確保安全功能的設計準則。

3.1.3 岩體分類系統

1. 岩體合適性準則(Rock Suitability Criteria, RSC)方法

(1) 方法的建構、發展與測試

對建照證之執照申請(CLA)來說，Posiva 已經完成岩體合適性準則(Rock Suitability Criteria, RSC)工作的發展與測試，雖然後續仍需要更多的努力。發展的方法具有邏輯性且可達到選擇出合適岩體的目標。岩體錯誤分類的問題在開挖時期有機會獲得解決。Posiva 應將持續的 RSC 發展列為建造階段 R&D 的重點，但 Posiva 並未將其列入未來的研究計畫中。STUK 將持續追蹤此一議題，並轉化為

對 Posiva 的要求。

(2) 方法改善

Posiva 具有於施工過程中改善岩體分類方法的技術能力，但 STUK 需要能被說服施工執行者也同樣認為這件事具有高優先性。施工初期的經驗勢必能改善 RSC 程序與需儘早解決的特定問題，例如效用不佳的導孔資料(Pilot Hole, PH)。基本程序與參數必須在第一個處置孔開挖前確認下來，並使分類成果達到百分之百可信，Posiva 尚未交代如何在這個階段改善 RSC 的相關程序。

(3) 使用 RSC 讓處置場設計能根據岩盤條件而進行調適

Posiva 有調適設計之經驗，但實際採用程序並未呈現於正式報告，以及描述說明其論點。改善 RSC 團隊以及設計和施工團隊之間的互動應該為重要目標，且 STUK 應建立這種互動關係。這對於 STUK 似乎是個關鍵，因為檢測操作決策如何形成及形成原因，對於處置場的長期性能至關重要。下節將進一步說明。

(4) RSC 程序發展規範要求建議

2013 年 12 月的 RSC 研討會中，分別提出以下 STUK 可能針對 Posiva 提出的規範要求，以確保 RSC 的發展將引導務實的方法來確定可接受的處置孔位置，且可以被併入為 STUK 檢測程序。

A. RSC 提供了關鍵輸入資訊以呈現明確施工計畫與程序操作管理的決策步驟。STUK 將能夠配合檢測計畫以查核這些程序中的決策點，並清楚知道哪些資訊需要被充分了解與消化，特別是具備高度不確定性以及介於不同判斷邊緣的條件，以及具備替選建造方案或有不同操作選項時候。

B. 發照前，Posiva 應提供 STUK 關於施工規劃的問題，比如多少處置坑道將於同一時間進行施工，並應說明這樣的決定是否會影響 RSC 解釋的品質。

C. 施工的初期階段應發展、測試及更新 RSC 手冊，以確保所描述的活動足以詳細支持岩體分類與蒐集 RSC 資料。手冊應論及測試失效、仍未有定論或需要新的或支援性作業的情況。

D. 應設計與提供施工初始階段能立即採用的水文地質試驗和監測工作之例程序，且須以持續驗證、改善並精進地下水流模型(於處置坑道的尺度下)為目標，藉此設計並強化裂隙網絡模型，並利用最先端的試驗、技術和裝置。

E. 應提出關於處置孔入流量量測試報告。

F. 應解決關於隧道入流量量測與作為 RSC 準則的不確定性。這需要在發照之前完成或發照後立刻完成，雖然這件事可在施工初期階段被進一步更新。

G. 應提供 STUK 可受評估的 Panel Calculator 記錄冊(documented version)，並作為檢測基礎。在 Panel Calculator 經測試與開發後，Posiva 應該提供使用變數(包括數量級和變化幅度)。相關變數包括 DFN 裂隙網絡的裂隙與隧道軸向變化。

2. 岩盤適合性準則(RSC, Rock Suitability Criteria)

(1) 準則的適當性

除了熱及一些地球化學性質以外，RSC-II 似乎是合適現階段的計畫(RSC 初始版本為 RSC-I，經修正與改進為 RSC-II，也就是目前使用之 RSC)，並為可行的原則，只要 STUK 和 Posiva 兩個單位能於明確的中期和最終目標保持緊密合作的發展路徑。Posiva 目前的做法沒有重大問題以致影響執照核發或耽擱申照過程，但從施工的初始階段開始，RSC 系統需要進一步澄清和開發。Posiva 應已經準備好將 RSC 的研究成果應用於施工過程。

(2) 連接到基岩目標性能

力學 RSCs 和化學 RSCs 的連結清楚但並不完整，有某些目標特性並未連結到 L5 RSC(L5 為 Level 5，依據目標特性皆有 L1 到 L5 之分級)。隧道和處置孔入流準則以及熱特性的連結也不明確。Posiva 需要提供更多相關資訊。

(3) 準則的實用性

雖然 RSC 是一項持續計畫，Posiva 需要提供更多測量程序以及施工中具邏輯性試驗計畫的相關資訊。這些資訊應提供到 RSC 工作手冊或 2013 年 12 月間會議的主文件中。內容應呈現施工初始階段自研究(即截至及包括 DT3 和 DT4 工作)到測量的過渡時期 RSC 所將進行的更新與技術發展。STUK 需要這些資訊以發展檢測計畫。STUK 也應該要求 Posiva 提出一個培訓計畫，確保有足夠數量的地質師和大地工程師，以供施工期間調配管理 RSC 測量和人力需求。

3. 岩盤種類(Ground Types)

處置坑道支撐設計和灌漿都需要岩盤種類(GTs)的劃分。坑道的幾何、間隔寬度(span widths)、坑道及地下空間的走向設計均有賴於應力/岩石強度比以及受初始應力場(virgin stress field)控制的應力大小和方向。RSC 方法和準則對於設計處置場及其障壁、坑道和處置孔都很重要。根據 Posiva 安全評估報告(SER，第

67 頁)，GTs 應考慮 RSC 的兩個主要目的：

性能目的：岩盤性質相關的障壁長期安全性及其安全功能。

工程目的：施工性和操作安全性。

分類目的為坑道支撐設計，Posiva 將岩體分為四類：

GT1：定義為塊狀或輕度碎裂的岩體。

GT2：定義為塊狀或中度碎裂的岩體

GT3：典型脆性破裂區域(BFZs)，延伸少於 3 公里。

GT4：性質為脆性變形區域。

雖然 Posiva 打算用 GTs 作為操作決策重要參考，但很難看到目前 GTs 在實務方面的應用性，而 STUK 也認為其分類之實際應用性尚待確認。STUK 應評估 Posiva 是否以及如何將 GTs 發展成更細緻、工程實務需要的子分類，Posiva 預計 GTs 在 SER 階段可提出修訂版。但是目前尚無資訊可以瞭解 GTs 系統是否有更好的發展。目前不滿意於 GTs 的定義和應用。

3.1.4 施工活動的長期影響

1. 施工活動對基岩的穩定及地下水流的長期影響

(1) 力學與熱的長期載重

最重要的力學載重為冰期循環，雖然 Posiva 研究了冰河載重與冰溶化後的岩石應力，但是因冰期循環造成 Fennoscandian 地區上部地殼地應力大小與方向之估計以及地殼孔隙水壓長期變化仍是最具不確定性的。冰河消退造成的應力場變化，可能讓地盾從少震轉化為具有大地震孕震條件。

熱應力可以造成處置窖周圍壓應力增加以及於地表產生張應力，同時，疊加在地應力的熱應力亦可能促成新裂隙或斷層的活動，並增加導水通道。Posiva 並未考慮熱應力影響，特別是未對長度超過三公里的斷層詳加評估熱應力的影響。

(2) EDZ 的形成與影響

EDZ 連續性的問題尚未能解決，雖然 EDZ 對水力影響相關的議題 Posiva 仍持續研究中。縱然 Posiva 於安全評估時保守假設處置坑道具有連續的 EDZ，STUK 仍應於針對 Posiva 利用透地雷達評估 EDZ 的技術研判岩體適合準則(RSC)與隧道特徵化提出核照前之審查要求。

EDZ 和隧道壁面剝落損壞對處置孔的水力影響已保守地納入性能評估，對

於建造執照申請(CLA, Construction License Application)可視為具有適當性。

2. 施工活動對水文地球化學特性、過程及穩定性長期影響

(1) 不同成分的水再分配

處置場施工引起的鹽化問題得以理解但影響不大，鹽度自然分佈縱使有重大的氣候條件擾動，仍屬非動態變化，處置深度恰為較深的含鹽水和較淺大氣水的混合區。Posiva 確認縱使鹽度會因為開挖處置坑道而增加，但仍可透過針對易傳輸區域的灌漿將之控制。Posiva 已針對 Olkiluoto 場址和處置場施工對長期水文地球化學造成地下水系統的擾動進行充分分析。

(2) 處置場外來物質監測

雖然 Posiva 妥善的監測了外來物質(如回填黏土)的變化以及對氧化還原、pH 值與工程障壁的影響，然而，功能安全評估報告(PAR)尚未評估外來物質對放射性核種特性的具體影響。

3. 施工期間應維持岩石關鍵性能

(1) 減少 EDZ

縱使目前建造執照申請(CLA, Construction License Application)認為於安全評估針對 EDZ 所下的結論具有可信度，然而 STUK 不確定 Posiva 減少 EDZ 的技術發展與評估 EDZ 的試驗是否真的有效。Posiva 應繼續針對 EDZ 進行研究，並同時進行減少 EDZ 的開挖技術開發。因為 TBM 是確保高品質的開挖和大幅降低 EDZ 的有效方法，Posiva 應該進行 TBM 開挖的可行性研究。

4. 處置設施規劃設計與施工計畫的長期安全影響

(1) 使用施工產生的特徵資料

UOPL 報告讓人對於 Posiva 能將施工中產生的資料回饋設計與施工計畫產生信心。這是 STUK 於核照後立刻需面對的議題，因為這會是監管重點。

(2) 對於處置場擴大、THMC(Thermal-Hydraulic-Mechanic-Chemical)不斷演變的設計調適

雖然 Posiva 有 VAHA 系統要求小心地開挖與支撐以防止問題產生，但是隨著處置設施逐漸擴大而產生 THMC 的演化，對於工程系統與配置規劃的影響，

其調整方式尚難獲知。

(3) 灌漿的方法

Posiva 了解本議題對處置場功能的重要性。灌漿方法研擬應在：(a)維持良好的灌漿操作條件、(b)滿足高品質的 EBS 安置、(c)減少灌漿水泥材料的使用三者間取得平衡。低酸鹼值的水泥漿結果良好，然而矽酸膠的結果並不理想，此方法需要進一步改正以滿足設計要求和 VAHA 規範，目前材料的使用仍在測試中。STUK 期望有更多的論證和測試，並期望灌漿設備能有進一步的發展。

3.2 瑞典 SR-Site 計畫審查(NEA)

同儕審查(NEA)於 2011 年接受 SKB 委託，籌組 IRT(International Review Team)，審查 SKB 的 Preliminary Safety Analysis 報告，並於 2012 年完成該報告之審查，報告名稱為“The Post-Closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden”。

3.2.1 IRT 評估目標區之地質條件

IRT(International Review Team)認為，SKB 使用最先進技術與詳細概念的模型進行場址特徵化，並提供大量高品質的資料以支持目標地區的地質模型。

Forsmark 的 KBS-3 處置場最重要的安全評估目標為深度 470 米處的處置窖位置，主要依據為 12 孔深井鑽探以及磁測、震測調查結果。IRT 認為決定性變形區域(延伸長度超過一公里)模式仍具有不確定性，且於 TR-11-01 中具體敘述，即使 SKB 和 IRT 都只提出專家的意見。IRT 建議 SKB 應評估處置區基線長超過三公里的變形區域的不確定性。

透過溶解(和沉澱)的過程，富含石英和長石之基岩的熱液換質作用將大幅度的減少岩體強度與改變流體傳輸特性。一般認為熱液流體主要應流經脆型變形區域，然而於變形區域外超過 100 公尺處亦見到熱液換質作用之現象，並且化學性質轉變之岩石中無明顯之剪切變形，這個結果使預測發生熱液換質作用之位置更加困難。IRT 建議 SKB 應系統性地評估熱液換質作用之構造空間分佈(相對於變形區域的位置)。

3.2.2 IRT 對於水文和傳輸條件之評估

IRT 了解 SKB 未來建造坑道中的坡道(ramp)、豎井 shafts)、中心區域時，將

有機會直接進行數十甚至上百公尺的裂隙測繪與特徵化。IRT 同樣提醒，一旦地下設施的建造開始動工且實施資料蒐集時，SKB 應更詳細的評估破裂面、建立更合適之相關模型、以及更適當的描述裂隙特性。期待 SKB 能開發實用方法以大規模繪製和解釋地面下幾公尺至數百公尺之尺度的破裂面。

關於後續研究發展，IRT 注意到 SKB 預計將探討獨立破裂面對傳輸之影響，並詳細描述於放射性核種遷移報告中“Radionuclide Migration (page 841 of the main report)”。

IRT 要求 SKB 於建造過程中，應量測深部岩體之孔隙壓力和流體密度/鹽度，並作為監測參數之一。同時，一旦能獲得相關資料，IRT 要求深入討論這些狀態之變數對於裂隙岩體系統的代表性，並使用這些大數據資料於未來的分析與研究。IRT 注意到 SKB 預計執行進一步的研究來驗證 SR-Site 評估結果較為保守，並未考慮由於氣候變遷將改變流體路徑進而導致稀釋之過程。

3.2.3 IRT 對生物化學和微生物學之評估

SKB 已經針對破裂面與母岩孔隙水之地球化學特性，甚至是地下水的地球化學特性演變模擬(平流、延散、混合、反應)均已經執行廣泛的研究。IRT 同意 SKB 在某些方面的先進技術(如技術取樣與 M3 模型)可能是走在國際發展之前端。

於處置場的安全觀點下，IRT 認同 SKB 母岩地下水的最重要地化參數為鹽度、硫化物濃度和氧氣含量。硫化物可導致銅容器的腐蝕，但是氧氣造成銅腐蝕對地下水中的容器可能造成更大的影響，特別是加上處置孔中膨潤土溶蝕之影響，但只有在假設含氧水可以到達處置孔中的前提之下。處置場深度的地下水鹽度決定了膨潤土緩衝材料的穩定性。一般而言，Eh 值和酸鹼值對廢棄物溶解作用和放射性核種遷移有重要的影響。

關於場址中地下水硫化物濃度的議題，IRT 已明瞭 SKB 所增加之成果，同意鑽孔抽水後所量測到的低硫化物濃度方為正確的場址硫化物濃度。IRT 也同意 SKB 計畫在此區域進行更長遠的努力來改善未來硫化物濃度之預估。

IRT 對 SKB 在 Äspö、Forsmark 和 Laxemar 三處進行的水文地球化學 M3 模擬印象深刻。M3 模型可以決定多重作用對場址地下水地球化學之影響(包括最後一次冰河期)。這些過程包含冰河融水的穿透、在 Littorina 階段海水高密度的沉

降和雨水入滲。M3 模型能夠在正確情況中辨別多重作用之影響與場址的化學反應。M3 模型可預測未來地下水之演變和量化鹽度、硫化物和氧氣的演化影響。

IRT 同意目前水文化學資料足以支持 Forsmark 場址現在和持續至好幾千年的溫帶時期屬於合適條件場址，同時 SKB 將持續蒐集更多有利資料。然而，非常困難去預估長時間以及冰河期間的地下水組成的改變，使得 SKB 需採用最悲觀之估計方式。若要改善估計值的可信度，需彙整更多有利資料以及排除處置場深部受冰河融水之入侵的可能性。IRT 強烈支持這方面的努力，因為潛在的淡化冰川融水侵入嚴重影響處置場的安全條件。

SKB 微生物對高放射性廢棄物處置場可能產生之影響等相關研究屬最尖端的。SKB 已資助 Fennoscandian 地盾之水生微生物族群特性大量的研究，SKB 另發展了世界級的微生物實驗室-Äspö 硬岩實驗室(Äspö hard rock laboratory)，微生物活性的量測已盡可能接近現地處置場條件的環境。

現地主要觀察的微生物之一是硫酸鹽還原菌(SRB)。硫化物對於銅製容器有高腐蝕性，SKB 指出 SRB 天然存在於地下水及膨潤土緩衝材料中，不過如果膨脹壓力超過 2MPa 時，高度壓實的膨潤土將強烈抑制天然形成的硫化物。而膨脹壓力取決於密度，為了抑制容器附近微生物活性，緩衝材料應保持高密度。SKB 顯示地下水中硫酸鹽歷時 100,000 年仍不會對容器造成損壞，因為很少硫化物會與銅容器接觸，原因包括膨潤土的低擴散性以及膨潤土中的鐵離子。但由於管湧或膠體形成(後者為侵入淡化冰川融水的結果)可能造成膨潤土產生可觀的損失，並導致膨脹壓力的下降，這可能降低高度壓實膨潤土對微生物活動之抑制。SKB 應加以注意膠體形成與膨潤土密度下降之問題。

目前在 Forsmark 地區之地下水仍存有天然硫化物濃度之不確定性，鑽井內積水中的生物活動可能影響硫化物濃度量測結果，但目前沒有確切發生之過程及化學參數供以參考，因此 IRT 支持 SKB 進一步研究鑽井內積水之生物活動對硫化物濃度可能造成的影響。

3.2.4 IRT 對力學條件之評估

1. 岩石力學特性和流程

SKB 已經進行了大量的數值分析研究、岩石力學實驗室試驗、並將這些小尺度試驗結果與現地試驗和觀測數據進行比較。實驗與分析程序非常完整，且成果

確實植基於岩石力學與大地工程的基礎上，以及基本力學機制的分析與討論是非常深入且為現今頂端技術。現地應力量測涵蓋方法很廣泛，並可估計平均主應力的方向和大小。然而，空間變異的評估僅止於定性分析，且目標岩體現地應力量測數量相當稀少。IRT 基於井孔崩落(borehole breakouts)詳細分析結果發現，Forsmark 地區基岩主應力大小和方向小規模之空間變化相當顯著。

2. 大尺度水力-力學耦合

R09-19 說明了 Forsmark 最終處置場之地下開挖孔洞將形成地下水流的匯入點，地下水將流向開挖處，改變大尺度的水頭場，並造成開挖孔穴處百公尺至公里級尺度的孔隙壓力顯著減少，如 Zangerl (2008a)及 Strozzi (2011)等人所示，具裂隙的片麻岩和變質花崗岩內之孔隙壓力下降可能會導致坑道表面顯著變形(最多約 10 公分)，這些變形可能與大尺度斷裂剪切有關(僅通過數值的分析結果顯示，但沒有明確的現場數據加以驗證)，接續可能引發地震活動。新的未發表數據顯示，瑞士阿爾卑斯山的 GotthardBase 隧道發生幾公分範圍內的地表沉陷，雖然發生沉陷的坑道段屬低滲透性(幾升典型的長期流入量/每秒隧道公里)的堅硬岩體(偶夾較弱的斷層岩)。地表變形也包括顯著水平應變(伸展和壓縮)，且沉陷通常歷經很長時間(幾十年)，反映出破裂岩體內因開挖(與斷層帶相交)而造成之暫態孔隙壓力變化。因上述觀測資料具有時間與空間的高辨別率，因此，顯示這些水力-力學耦合過程經常性於堅硬的裂隙岩體中發生。相關觀察也發現，相較於坑道(或處置場)尺度的岩體，實驗室數據得到的裂隙與完整岩石的勁度是被低估了。灌漿完工的隧道周圍孔隙壓力恢復後，部分地表沉陷將恢復，顯示部份地表變形是彈性的且具可回復性。這種機制也可能發生在 Forsmark，最壞情況下，將導致陡傾變形區剪力應變活化和大型地表沉陷。IRT 建議這些機制需進行更詳細的研究，例如大尺度岩體勁度特性重新評估，開挖前應利用幾年的時間設置高分辨率的地表變形監測設備。

3. 地震引發的廢棄物罐剪力破壞

SKB 經由非常複雜的過程，評估地震引發沿著與處置孔相交的裂隙剪力錯位造成廢棄物罐損壞情形，相關評估的許多輸入有很大的不確定性，這些不確定經常被轉變成保守的假設。建模研究最重要的不確定性是長時間尺度上規模與頻率的關係。在岩石圈進程報告中，多處提到了 Bödvarsson (2006)等人關鍵的文獻

(R-06-67)。這個文獻採用了 100 年(儀器數據)和 1000 年(歷史數據)的時間歷時，包含了赫爾辛基大學和瑞典國家地震台網地震目錄，以及 GPS 系統最近紀錄的表面變形。根據該文獻，目前瑞典東南部(包括 Forsmark)是相對不活躍的典型穩定地盾區域，發生規模 5 地震(Forsmark 周圍半徑 650 公里)的週期大約 100 年，發生一次規模 6 地震之週期約 1,000 年，而發生規模 7 之地震週期約 10,000 年。從地震規模-頻率的關係顯示，規模 3 以上的定義並不清楚，對於這些小區域能夠產生這樣的地震，斷層存在的地質因素影響變得非常重要。在 SR-Site 已發現 30 個這樣的斷層(TR-10-48)，上面提及規模-頻率關係，已重新調整至半徑 5 公里之區域，IRT 認為這些短期的評估還算是可靠的。

然而，地震在本質上是週期性發生的，古地震研究亦指出冰川後期可發生規模 8 的地震。TR-11-01 綜合討論了 Forsmark 於冰川後退的未來時期發生大地震之不確定性，瑞典也有一些古地震研究被引用。根據上述報告，可知地震觀察週期時間很短，古地震資料有限，因此，我們對於長期的地震活動性知識仍遠遠不足。根據 TR-10-48，這種不確定性是利用保守假設 SR-Site 所有規模 5 的地震將造成地表破裂來補償，即使儀器數據說明本區典型的地震深度達 20 公里。很多地方已證明，地下設施與一般地面設施相比，地震造成的受損程度較小，但近場引發地震之斷層對於坑道的影響是一個複雜的過程，其影響於過去一直被低估。要強化大地震對廢棄物罐造成的剪力破壞安全分析假設之合宜性，IRT 建議優先考慮對古地震及近斷層分析的研究。

3.3 瑞典 SR-Site 計畫審查(SSM)

瑞典輻射安全局(SSM)由 TerraSalus Limited 代表，正式審查 SKB 在 Forsmark 用過核燃料處置場的執照申請，包含了 SR-Site 處置場長期安全評估報告。SSM-2012-24 為初始審查階段結果主報告。

SSM 初始審查階段的總體目標，為進行 SR-Site 廣泛的檢視及審查其支援性報告，特別是提出須由 SKB 提供的補充資料並進一步的說明，並且建議 SSM 未來考慮審查之重點。SSM-2012-24 主要說明關於 SR-Site 的主報告(SKB，2011，TR-11-01，包括近 900 頁資料)初步審查結果。

初始審查階段完成後，SSM 將確定 SR-Site 的資料品質和全面性是否充分，並足以進行下一步執照申請“主要審查階段”。主要審查階段重點將放在全面審

查不確定性和/或安全相關的關鍵問題。

3.3.1 節將介紹 SSM 初始審查階段的主要報告(SSM-2012-24, Initial Review of SR-Site Main Report), 並提出了一些建議, 另外挑選了工程地質及岩石工程相關的初始審查報告(SSM-2012-53, Review of Engineering Geology and Rock Engineering Aspects of the Operation and Closure of a KBS-3 Repository at the Forsmark Site - Initial Review Phase)及地震-頻率與機制的初始審查報告(SSM-2013-33, Seismology – Frequencies and Mechanisms. -Initial Review Phase), 並分別描述在 3.3.2 節及 3.3.3 節。

3.3.1 SSM-2012-24

本節介紹初始審查階段之主報告, 內容包括審查主要發現以及提供管制單位 SSM 參考之審查建議。

1. 審查主要發現

(1) 安全性之評估

(a) 文獻資料

進行完整性的安全評估(如 SR-Site) 並非容易之事。許多有關 SR-Site 報告裡引用了數百個文獻(普遍的評估方式), 但在這個案例中, 似乎沒有明確限制 SR-Site 安全評估資訊的延伸內容。

SSM 應考慮要求 SKB 明確指出有關 SR-Site 安全評估之報告與資料(此項涉及執照申請的一部分); 相較於提供 SR-Site 背景資訊或其他支援性報告, 並非正式 SR-Site 執照申請的一部分。

(b) 安全評估方法

SKB 已經採取各種方法來極力證明 SR-Site 具有完整且全面性的安全評估, 並已制定及應用完整的安全評估方法, 亦包括所有高標準的預期評估之步驟。但根據 SR-Site 主要報告的審查發現, SKB 的安全評估方法如何實施仍交待不夠清楚, 以下為幾個特別的例子:

- SR-Site 處置場地下水模擬細節未描述清楚, 地下水如何導致廢棄物罐腐蝕之可能原因尚需釐清
- 風險評估處置場細節提供不足
- 最佳可行性技術 (Best Available Technology, BAT) 資訊不足。

(2) SR-Site 場址之科學合理性及品質

SR-Site 的研究成果乃植基於長期科學研究與技術開發工作。然而，根據 2011 SKB，TR-11-01 的初步審查結果，尚不足以得到 SR-Site 整體發展具全面健全的結論。

(3) 充足的安全功能

對於某些安全功能，SKB 已經確定了安全功能指標（具體參數），並實現對於其安全功能評估之量化標準。初步審查並無追蹤所有安全功能之推演，但可觀察到以下情況：

- 對安全功能指標則難以量化的情況下，SKB 有時會建議特定安全功能之指標參數應該使用'高'或'低'。雖然這種形式是合理且可理解，但上述詞彙為含意不明確之定性描述，這可能會限制安全功能的用途。

- SKB 定義了用過核子燃料之安全功能。在 SKB 提出關於用過核子燃料溶解速度緩慢之論點（例如 SKB，2011，TR-11-01 第 44 頁）與安全性評估的計算結果（例如 SKB，2011，TR-11-01693 頁）的基礎下，應強調廢棄物之化學穩定性與燃料溶出率可能為重要之安全功能。

- SR-Site 已具備於不同階級之不同安全功能相關討論，然而某些安全功能可能因特定安全功能喪失而喪失(例如 BUFF2 功能喪失將早於 BUFF1)。

- 回填材料因物理化學作用損失而不致影響其安全功能的可接受之損失量，對於廢棄物罐之受化學腐蝕的處置孔對流條件景況考慮非常重要，建議 SSM 考慮更詳細審查 SKB 所推估的可接受之回填及緩衝材料之損失量。

- 在不影響相關之安全功能的條件下，關於處置孔中何處可能具有腐蝕廢棄物罐於對流條件下，回填量與緩衝材料受物理及化學侵蝕之可接受損失量（例如 BUFF1）為一重要考慮之因素。建議 SSM 考慮更詳細審查 SKB 所推估的可接受之回填量以及緩衝材料之損失量。

(4) 充足的資料和模型

根據 SR-Site 主要報告的審視（2011 年 SKB，TR-11-01），不太可能詳細了解可能發生移流、緩衝材料侵蝕和廢棄物罐破壞之數量評估結果。此部分涉及到 SKB 地下水模擬的細節，以及如何概念化處置孔以及其位置有關。

請注意 SKB 對於未來氣候變化之條件下，模擬結果之可信程度將下降（例

如 SKB 2011, TR-11-01 , 676 頁) , 這些長時間尺度之模擬結果僅能視為示例。

進一步應注意 SKB 於某些情況下 (例如 , 膨潤土之管湧現象以及物理和化學侵蝕 , 見 TR-11-01 , 306 頁和 399 頁) 提出 SR-Site 之模型採經驗法則 , 而非以力學為基礎或現象學法則之模型。以力學當基礎或現象學法則模型可能更了解且更有信心的外插現有實驗資料涵蓋範圍外的情況。

(5) 不確定性之處理

SKB 對 SR-Site 不確定性之各種處理 , 包括以下方式 :

- 利用不同景況代表系統之演變。
- 提供多種合理之假設並選擇參數值於保守側。
- 進行定值式與機率式分析以評估參數及潛在風險之不確定性。
- 對安全性評估結果進行參數敏感性分析 , 並確認哪些參數對計算結果具有顯著之影響。
- 安全評估的結果將用來回饋處置場之設計。

(6) 安全重要性

敏感性分析之研究成果有助於進一步判斷細部審查重點 (包括緩衝材料侵蝕、銅的腐蝕、廢棄物罐剪力破壞潛在影響之準則、關鍵放射性核種源項特徵化使用之資料、鏽的共沉澱以及地圈對關鍵放射性核種之輸送阻力有效性) 。

(7) 訊息透明度及可追溯性

儘管 SR-Site 的主報告頁數達 900 多頁 , 但主報告中並未提供給審閱者足夠的資訊瞭解 SKB 實作與分析之細節。若想徹底瞭解其內容 , 或許需要延伸閱讀 SKB 其他支援性報告。其中最重要的部分內文 (2011 年 , SKB , TR-11-01) 不清楚 , 並且可追溯性不足。

SKB 2011, TR-11-01 確實提供許多文獻支持該報告 , 但仍然包含部分未獲充分支持及推測之陳述 ; 而在其他情況下 , 所需要引用之內容直接引用第三階層或更低階層之報告 , 即使相關資訊出現在第二階層的報告中。

此外 , SR-Site 主報告裡某些安全評估內容之文獻是交互引用相互支持。例如 : SR-Site 主報告提到關於腐蝕模型的內容 (於 2011 年 , SKB , TR-11-01 報告中) , 其內文參考 SKB 2010, TR-10-66 報告 ; 但檢核 SKB 2010, TR-10-66 報告時 , 卻引用了 SKB 2011, TR-11-01 報告。

SR-Site 訊息透明度和追溯性可能需要提升，否則可能增加審查的困難度。

(8) 工程可行性

關鍵議題為選擇儲置窖適當位置的能力，SKB 提供太少有關於實務應用性、可行性或其他設計（如成本和環境）內容等資料。

SKB 提出之最佳化研究內容主要是針對 KBS-3V(廢棄物罐垂直放置之設計)，不同設計選項亦應進一步考慮。此外，建議 SSM 應考慮是否同意僅從 KBS-3V 的分析來確認 BAT (最佳可行性技術)，以及是否希望要求 SKB 補充 BAT 及最佳化設計之資訊。

2. 給 SSM 的建議

審查後的各項建議如下：

- (1) 應要求 SKB 清楚辨別哪些引用報告和資料與申請執照有關(內容關於安全評估之部分)，過度引用支援性報告(如 SR-Site 背景資訊)易造成混淆。
- (2) 應考慮對以下 SKB 分析評估進行更詳細之審查：
(a)部分飽和以及飽和地下水流；
(b)熱剝落和處置孔接受/拒絕的標準；
(c)地震影響廢棄物罐於剪切帶之對應距離；
(d)緩衝區和回填土均質化；
(e)坑道封塞之性能；
(f)回填土及緩衝材料的物理及化學侵蝕，以及可接受回填土及緩衝材料質量的損失；
(g)銅的腐蝕和廢棄物罐失效；
(h)關鍵核種源項(source term)，地圈傳輸阻抗及地景劑量係數(Landscape Dose Factors)的特徵化所需資料；
(i)鐳的沉澱；
(j)關鍵核種(如鈾和鈾)不可逆的吸附或緩慢脫附從膠體釋放及傳輸；
(k)水進入廢棄物罐使生鐵產生腐蝕物之力學作用；
(l)未來高燃耗的用盡燃料之潛在庫存量及放射性核種之釋放量；
(m)風險計算。
- (3) 應獨立檢核 SKB 於 SR-Site 所使用模型的品管與驗證情況，特別已開發或已修改為 SR-Site 專門使用之模型。
- (4) 應考慮要求 SKB 補充特徵、事件及作用(Feature, Events, and Processes, FEPs)之安全評估-(可能導致處置系統初始狀態之誤差)的敏感性分析，需特別針對緩衝材料與坑道封塞。
- (5) 應考慮 SKB 不評估非侵入性之行為對場址的影響是否適當(例如抽水造成的洩降)。

(6) 應考慮是否同意僅從 KBS-3V 分析確認最佳可用技術(Best Available Technology)，以及是否希望要求 SKB 補充 BAT 及設計最佳化資訊。

3.3.2 工程地質與岩石工程(SSM-2012-53)

本報告由 SRK Consulting (UK) Limited (SRK) 負責審查，以下簡稱 SRK。

1. 現地應力

不論對於處置場位置、配置及設計而言，現地應力都是一個非常重要的決定因素，SKB 絕對有必要提供非常高信心度的現地應力量測成果。基於採礦經驗，SRK 認為，就算是進行了廣泛的應力量測，精確的量化現地應力大小及方向仍難以掌握。不同的量測技術經常造成量測結果的差異。Ask (2007) 清楚得指出 SKB 用過核子燃料處置場之候選場址應力量測資料之不確定性。

2. 開挖方法

除了處置孔及豎井外，SKB 的主要開挖方法為鑽炸法，鑽孔則使用金剛石鑽頭。雖然 SKB 對於鑽炸法有高度的信心，SRK 認為機械開挖之替代方案不應被完全排除。雖然機械開挖的操控有實務上之困難，但也有替 Forsmark 場址量身訂作開挖機具之技術。SRK 也認為能考慮進行開挖操作之研究，探討開挖方法與應力重新分佈如何影響岩石特性。

3. 開挖損傷區(EDZ)

SRK 瞭解 EDZ 的水力特性對於處置場而言非常重要。雖然 SKB 斷定 EDZ 內的導水係數會比參考限度範圍低($10^{-8} \text{ m}^2/\text{s}$)，然而 SRK 並不瞭解此一參考限度如何獲得，SKB 若能提供參考文獻或許可適度釐清此一問題。於 EDZ 與膨潤土互制效應中，特別是膨潤土之膨脹壓力或許可能造成低勁度的 EDZ 變形，進而造成 EDZ 導水係數降低，也可能降低隧道壁面剝落。EDZ 的強度與勁度將影響坑道設計，然而目前似乎沒有相關假說，以及可能導致坑道支撐設計之長期穩定之影響。

4. 處置孔接受/放棄的標準

目前處置孔接受/放棄標準包括：(1) FPC，通過隧道全周緣的裂隙，其所通過的處置孔均應放棄使用；(2) EFPC，同時通過四個或四個以上處置孔的裂隙，其所通過的處置孔均應放棄使用。基於以下四點，SRK 尚不清楚處置孔接受/放棄標準(EFPC)將如何使用：

- (1) 量化裂隙延伸的程度；
- (2) 判釋盲斷裂構造，即未能於處置孔觀察到，但大小又於臨界範圍內；
- (3) 判斷連通性，當 EDZ 被考慮，縱使處置孔的裂隙不相交，但流體仍可經由 EDZ 相交；
- (4) 識別坑道壁和/或不同的處置孔中的裂隙是否為同一裂隙。

SRK 認為放棄處置孔的方法仍需要進一步改進。識別盲斷裂構造，量化其延伸程度，確定其水力特性，以及過去和未來的演變，都需要努力開發可靠的技術並進行測試。EFPC 的放棄處置孔準則，需要配合其它技術(如地球物理學)，其中，透地雷達可能會很有用。

5. 接續開挖

接續開挖可能導致先前開挖的處置孔損壞，原因包括坑道應力重新分佈、開炸的震動以及重型車輛通行。SKB 認為開炸震動及重覆週期荷載不足以對處置孔及坑道造成明顯的傷害(SK B TR-11-01)。然而，應力重新分佈可能促使處置孔周圍的壁面剝落。因為在處置孔位於在處置坑道的底部，應力仍然高到足以導致處置孔周圍的壁面剝落，此風險仍然需要妥善評估。

6. 營運

SRK 認為緩衝塊安置、廢棄物罐放置以及處置坑道回填過程，均與操作程序息息相關，因目前處置需求設定為每天 1 至 2 罐，加上停機時間常保持至最小化或完全沒有，SRK 認為核燃料罐(nuclear fuel canister)放置及回填過程，不論是時間或操作性都不盡理想。SKB 經由對回填方法的研究，也提出同樣看法。

參考回填方式為單一塊體放置，並將顆粒吹進間隙，此一方法在操作上效率不高。SKB 以建議使用預裝塊放置方法提高回填的效率，SRK 也認為這是更好的選擇。

處置孔主要的風險為，當移動重型設備經過預先鑽好的處置孔(將覆蓋金屬板)會導致其震動及損傷，目前操作程序無法避免此一風險。

處置孔內廢棄物罐的處理也具挑戰性，實際上高重量之廢棄物罐懸置至一個與廢棄物罐直徑相近的處置孔(具有小於 10 mm 的間隙)是非常困難的操作，且可能損害廢棄物罐。同時，處置孔也必須使用非常高精度的鑽孔技術。

由於廢棄物罐產生的熱量也將改變坑道之溫度，這將需要適當的通風。於

SKB 的報告中未發現相關通風之程序或控制之陳述。

7. 回填方法

三種回填方法已於 SKB R-08-59 中所介紹。回填方法如下：

- (1) 疊塊法(Block Method)：手動堆疊回填塊，並且通過 SKB 測試。
- (2) 機器人方法(Robot Method)：自動化處理，需要開發和測試。
- (3) 模組法(Module Method)：預組裝放置單位疊塊，需要開發和測試。

在這報告中清處的指出 SKB 的疊塊法(Block Method)為參考方法，機器人方法(Robot Method)操作上效率不好。因此，有人建議 SKB 考慮模組法，這將涉及預組裝單位疊塊的回填，以保證更好的性能和準確性。SRK 也認為這是一個比較合適的選擇。不過，目前尚不清楚是否 SKB 將實施 SKB R-08-59 的建議。

8. 回填料作為坑道的支撐

目前尚不清楚是否處置坑道回填材料，除了提供做為工程屏障外，是否也將發揮坑道支撐功能。值得注意的是，膨潤土將提供 200 kPa 的膨脹壓，對於岩石隧道而言相當微不足道。目前不清楚 SKB 是否已針對回填和岩石坑道間力學互制作用(例如支持和膨脹壓力)進行研究。

9. 部分填封及關閉

SKB 對於部分填封(sealing)和封閉(closure)的詞彙定義並不明確。例如，在回填報告 SKB TR-10-17 中，部分填封和封閉交替使用但卻很少區別。

3.3.3 地震-頻率與機制(SSM-2013-33)

1. 一般審查意見

本審查報告是以提供建設性之科學評論精神看待，期望提供可以改進的空間，而非批評 SKB 的工作水準。SKB 與其工作夥伴所進行的計畫具多面向且涵蓋高度的科學水準與判斷。SKB 的報告反映了多年來針對預測未來複雜問題所進行的詳細研究，然審查意見認為這些內容較缺乏動態性的連結，應可針對不同子報告間互相要傳遞的信息以及他們對最終結果的貢獻加強組織，讓讀者能更易了解某些議題是如何達成決議。

這個計畫的主要議題之一為在 Formask 地區已繪製斷層圖中之斷層的穩定性，其結果將會決定處置場的最終規劃。這些斷層穩定性的評估主要是根據 Lund et al. (2009, TR-09-15)的研究成果。評估時包括冰蓋模型、地殼模型、孔隙壓力

模型、以及背景應力狀態等之假設及不確定性都經過詳細討論，其中逆衝斷層以及走向斷層等都經過模擬。斷層穩定的關鍵在於源自於冰蓋效應的應力以及地體構造背景應力間之應力整合，然審查時發現模型的敏感性並未於評估時被完全涵蓋及討論，造成只存在少數斷層不穩定。明顯的理由包括只考慮震源深度在 5-6 公里間之淺部深度的斷層穩定性，而這個深度將不容易發生規模大於 6 的較大地震。較大的地震會發生在較深的地殼處，因此，評估斷層在較淺部深度的穩定性對於大地震的發生並不完全合適。

Lund et al. (2009, TR-09-15)的報告中曾發現一處對於冰蓋模型、地殼模型、孔隙壓力模型、以及背景應力狀態等之主要敏感性，然而他們也說明無法進行另一替代的冰蓋模型研究。當檢視較深部逆衝斷層的穩定性時，可以發現斷層的穩定性很容易受到特定應力的方向跟斷層的幾何形態影響，而且較深處逆衝斷層的地質模型更能代表發生較大地震的型態。如果上述假設正確，那便可能存在於處置區內的新斷層會必須考慮為不穩定之斷層，但目前僅有 ZFMA2 這條斷層被考慮為不穩定之斷層。

報告中的不確定性問題以及與其相關的保守程度是如何處理，則是審查中另外一個建議的重點。目前似乎在不同報告中以不同的方式界定保守程度，甚至使用不同的名詞。在這種架構下很難去評估最終界定不確定性時是否會一致。不確定性問題的傳遞並未經系統性地處理，當然可以理解這問題很難在這麼複雜的計畫中處理。應該可以在研究的中間過程先利用最佳的之估計來進行評估，最後再利用不同的景況模擬來說明所預期不同保守程度。目前的評估方式可能造成過度保守之結果，但由於缺乏系統性的誤差傳遞，不可能去預測最終結果或建議的正確保守程度。

在進行這類重要災害分析時應先從地震危害度分析開始，估計目前的地震災害危險程度，接著再整合 SKB 所獲得的成果來評估後續冰河週期時可能發展的地震災害，然本計畫中均未進行這類的地震危害度分析。報告中僅利用現時的地震資料進行了一項簡單的地震迴歸週期評估，建議可運用下列幾種方法之一來進行地震危害度分析，如：SSHAC, 1997; Hanks et al., 2009; Coppersmith et al., 2010; USNRC, 2012。由於處置場在運作時期更可能受到地震搖晃而破壞，也必須進行針對處置場未封閉前的地震危害度研究。

進行地震危害度分析時其中一項最主要得參數即為估計可能的最大地震規模。然而本報告中並未看到這項估計，相反的，計畫中僅由限縮空間的對數-線性之地震規模與頻率關係來外插未來可能發生的最大地震規模。Johnston et al., (1994)在三十幾年前便針對在穩定大陸地塊可能發生的最大地震規模之研究，這個主題在這個計畫中相當重要，將可補足本計畫僅利用地球物理與地質資料進行假設所獲得的評估值。

在進行地震危害度分析時所需要的其他重要參數亦包括詳細的震源特性(含可能的斷層資訊)、以及地震的地動模型，以提供地震發生的激發等級跟衰減特性。如前言，這些結果仍需與利用未來冰河週期評估所獲得的非隨機發生式地動分析結果相整合。

報告中最終的風險評估似乎主要是以東西向應力型態於後冰河時期所發生的地震為估計，斷層長期受到穩定的大地應力擠壓作用，後因冰河退縮產生之額外應力而發生地震。相對於其他不同應力形態的斷層負載以及地震觸發情形便很少說明。不同應力形態的研究很重要，因為處置廠區的應力方向均被認為為東西向，而些微改變水平應力的方向便可能觸發處置場區的斷層。

最後，本報告的參考資料以 SKB 早期的資料為主，卻鮮少外部研究資料，這部分也需改進。

2. 後續研究的建議

報告中利用 Wells and Coppersmith (1994)公式所計算的地震規模與斷層破裂經驗關係曲線須改以 Leonard (2010)的公式重新進行計算。雖然結果差異不大，但研究成果須跟進計算方法之演進。

根據本報告的推論，其中的關鍵為離處置場特定範圍內可能之不穩定性斷層，建議應更詳細研究冰河期及背景應力模型之替代性假設，將會如何影響最終應力場和斷層穩定性，以及是否會有既已認定外之斷層會受到觸發而引起地震。

考量到各個子計畫間認定的保守程度很難維持一致性，但仍建議從初始模型參數到廢棄物罐的破壞評估，須發展一套更為透明的不確定性傳遞機制。

本計畫的主要問題是缺乏一套較為嚴格的地震危害度分析。目前已有很高品質的研究工具可以運用，建議使用 SSHAC 為基礎進行機率式地震危害度分析研究以達到下列目標：發展一套可以預測未來處置場區附近地震活動之震源區特

性模型，以及可以計算地震危害度之地動特性模型；估計目前地體構造下可能之最大地震規模、重新估算間冰期的最大地震規模與地震迴歸週期之關係，以及估計處置場封閉前最大可能之地震危害度。

3.4 本章總結

3.4.1 芬蘭 STUK 的審查結論

在處置坑道及處置孔開始建造之前，Posiva 必須提出根據母岩性能之分析，設計需求及周圍岩石之特性應該保持的關係。這關係必須說明施工中會如何(力學，地球化學，水文)干擾母岩、控制並維持設計要求，當設計要求得到滿足，則可維持良好的特性。

Posiva 必須擴大目前對岩石現地應力的測量資料的尺度，以及準備更多在施工之前岩石現地應力基線更具體的解釋。此外，必須在施工期間繼續對岩石現地應力相關的議題繼續研究。

Posiva 必須擴大對地震的研究，其中包含進一步檢查對於處置設施經營執照的申請之結果，地震研究範疇應包括作業期間可能發生的地震。地震的影響也必須檢查地殼均衡運載的條件的改變(例如冰河時期)。

在處置設施建設之前，Posiva 必須提出一項計畫，用於驗證裂隙網絡模型的可靠性。建造執照頒發之後必須開始評估開挖時水文地質干擾、評估測量方法並且制定模擬數據報告。並更進一步選定模擬方法及其可靠性的評估，最遲必須在執照申請階段時提交。於執照申請階段之前，Posiva 須證明水文地球化學和水文解釋之間有足夠一致性，並且必須進一步提出 Olkiluoto 關於自然資源的結論。

3.4.2 瑞典 NEA 的審查結論

1. 目標區域之地質條件

在 2002~2007 年期間，SKB 在 Forsmark 兩個階段的調查程序中，探討了候選區域的詳細調查成果，基於這些調查，SKB 選擇了建議場址的北部，IRT 審查了目標區域地質條件的數據，並推斷該區域之地質模型：(1)由大量高品質的現場數據充分支持。(2)根據 state-of-the-art 的技術解釋。(3)為一全方位概念的模型。

IRT 認為決定性變形區域(延伸長度超過一公里)模式仍具有不確定性。SKB

獲得更多關於開發坑道及處置場水平豎井的地質資料，IRT 支持 SKB 的計畫進行更進一步的研究，以提高對延伸長度小於 3 公里變形區的知識，IRT 更進一步建議有系統的評估熱液換質帶的結構及其空間分佈(與變形區相對位置)。

2. 水文地質和傳輸條件

IRT 意識到 TR-11-01 所介紹的離散裂隙網絡(DFN)模型，因尚未開挖造成目前資訊仍尚未完整。當地下開挖開始施工(即斜坡道、豎井及中心區域)將產生更多 DFN 模型所需資訊，並可進行模型適合性的詳細評估。IRT 也認為在挖掘開始時，SKB 應：(1)進一步發展實用的地下調查方法來量測幾公尺至數百公尺之尺度的裂隙。(2)分析不連通裂隙對溶質傳輸特性之影響。

IRT 認為，SKB 的水文地質及傳輸模型評估與證明非常重要，且透過現場量測資料可進一步加強安全分析的結果。同時，於地下開挖施工期間之前，孔隙壓力及流體密度/鹽度的現場測量資料，可提供了解地下水文地質系統必要及重要訊息。此外 IRT 期望 SKB 繼續研究長期溶質傳輸過程，其中包含由氣候改變引起隨時間變化之邊界條件的影響。因此 IRT 建議：(1)SKB 進行深部岩體不擾動及暫態孔隙壓力和流體密度/鹽度的測量，作為施工期間監測的參數。(2)SKB 應充分討論裂隙主控系統狀態變數的代表性，一旦這些數據從現地獲得，這些數據應提供作為進一步研究之使用。(3)SKB 證實 SR-Site 評估結果可被視為保守側，因為並未考慮氣候變遷對於流體路徑改變導致稀釋之過程。

3. 地球化學和生物地球化學條件

IRT 對 SKB 廣泛針對母岩中的裂隙及地下水地球化學的研究，以及廣泛的水文地球化學模擬以探討地下水特徵之演化研究留下深刻的印象，IRT 認為 SKB 技術完全符合 state-of-the-art，包括取樣技術、建模等，SKB 在國際應屬該領域的先驅。

IRT 同意，從處置場安全評估角度，母岩地下水的地球化學最重要參數是鹽度、硫化物濃度及 O₂ 含量。

IRT 承認 SKB 目前可用的水文數據足以證明，Forsmark 場址無論是在目前或在未來的數千年溫暖期，均能維持其適當性。因稀釋冰河融化水的入侵將影響處置場安全條件，IRT 仍建議應蒐集更多的數據，以改進較長時間或冰期循環期

間地下水組成變化之評估，有助於排除經由冰河融水入侵至處置場深度導致稀釋的可能性。

SKB 於高放射性廢棄物處置的微生物作用已達研究發展最前沿。但關於 Forsmark 場址之地下水中存在之硫化物濃度的了解仍有某些不確定性。

由於管湧和膠體並存(後者為侵入淡化冰川融水的結果)造成膨潤土產生可觀的損失，將導致膨脹壓力的降低，並同時抑制微生物之活動。IRT 建議 SKB 對膠體形成和膨潤土密度降低之問題進一步研究。

4. 岩體力學條件

SKB 已經進行了大量的數值研究和岩石室內試驗，這些小尺度的調查結果與現場試驗數據和觀測進行比較。IRT 認為實驗過程和分析的方法很全面，代表目前對岩石力學與大地工程的了解。分析和探討岩石力學行為的基本機制已相當完整且先進。現地應力量測涵蓋方法很廣泛，並得以估計平均主應力的方向和大小。現地應力空間變異僅有質化評估，目標區現地應力量測值數量亦非常稀少。IRT 認為 Forsmark 母岩於小尺度範圍下具有顯著的現地主應力大小和方向之變化。

Forsmark 最終處置場地下開挖將造成地下水流朝向開挖區，水頭將有大尺度的變化，開挖處幾百公尺至公里之尺度範圍孔隙壓力將有非常顯著的減少，尤其是多個坑道同時開挖時，灌漿將有助於減少此一影響。IRT 之建議：(1)潛在孔隙壓力下降的結果(最壞情況下)是造成主要陡傾變形區剪切活化以及大尺度地表變形的發生，這需要更詳細之研究。(2)大尺度岩體之勁度(變形性)特性重新評估。(3)開挖開始之前，應利用高分辨率的地表變形監測儀器進行監測，以建立基線數據。

因為地震相關評估僅依賴於相對短期的數據蒐集(1000 年或以下)，IRT 的結論是針對 SKB 還尚未建立長期地震活動之系統。此外，並認為強大地震對地下構造物近場影響之觀測為一複雜之過程。因此，IRT 建議 SKB 優先在古地震和地震近場影響特性問題進行研究，以強化大地震產生剪切破壞安全分析假設的合理性。

綜合以上對於芬蘭和瑞典審查結果報告之建議，可供國內處置場址特建照與執照申請審查之參考。

第四章、處置設施設計

4.1 芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫審查

本節透由瞭解先進國家審查所提出的問題，可知道未來我們審查的重點。2015 年 STUK 審查 Posiva 預定在 Olkiluoto 場址的建造執照申請(CLA)，該 CLA 資料是根據從地表與在 ONKALO 地下設施中鑽探的資料。STUK 審查團隊所經歷的工作包含：(1)審查許多報告文件、(2)訪視 ONKALO 地下設施、(3)參與 Posiva 成員與專業承包商的詳細討論。STUK-TR 17 是審查團隊摘要影響建造執照申請之關鍵議題的濃縮報告；另出版細節報告分:STUK-TR 17(I)、(II)二冊。

4.1.1 處置坑道設計

針對處置孔道設計之審查方面，STUK 認為 Olkiluoto 場址處置設計須進一步藉由以下三種方式澄清其安全情況(STUK-TR 17)：(1)安全論證、(2)相關方法、(3)降低關於障壁功能之不確定性。STUK 要求 Posiva 尚需進一步工作：(1)仍在發展階段的，需繼續收集建造經驗、(2)具明顯不確定性的，需進一步解決。要求改善時程共分為三種：Group(1)-在建造前須符合要求的，Group(2)-運轉執照申請前須完成的，Group(3)-建議需長期開發與研究的。其指出的問題如下：

Group(1)- 在處置岩體開始建造前的要求：

(1) 指標性質與 Posiva 規格管理系統(VAHA)：目前的 Posiva 規格管理系統(稱 VAHA)必須更清楚改善，使確實可支持到設計與場址特性之決定。包括對一些設計要求及規範的更清楚的定義，以保證符合長期指標性質的參數可以可靠的被量測，以及發展控制改變設計之流程。

(2) 岩體合適性準則(RSC)之使用

(3) 設計之適應性與建造流程：Posiva 須展示其設計與建造之決策流程，例如熱應力影響範圍、退縮距離、處置隧道方位、岩石支撐系統等。

(4) 岩石應力範圍：Posiva 須展示如何於建造期間將有更多應力之量測資料，以改善岩石應力模式之計畫。

(5) 處置範圍內水文地質特性與模式之提升

(6) 監測：須發展更完善的全面監測計畫。

Group 2 & 3- 運轉執照申請前的要求及超出運轉執照申請的建議：

- (1) 逐漸降低關鍵參數與模型之不確定性
- (2) 裂隙對熱與地震的反應
- (3) 在處置岩體內進一步實驗研究
- (4) 鹽水侵入
- (5) 氣候變遷衝擊
- (6) 中低放處置窖

1. 場址特性特性方面審查結果(STUK-TR 17(1))

- (1) 在 ONKALO 附近處置場區收集的資料建造執照申請(CLA)已足夠，除了 350m 以上岩石之現地應力與熱力資料，於建造過程可以繼續收集。
- (2) Posiva 處理資料的不確定性(uncertainty)問題之方法邏輯，雖很難指出缺失，但也不可能說已充分被理解，例如：(i)現地應力大小與方向及其變異性，資料點及空間分布是尚未足夠；(ii)葉理及其他異向性質對岩石強度與熱力性質之影響；(iii)構成流通網絡之裂隙的比例及其在流通管道之角色；(iv)輸入等值連續體模型內之參數(尤以孔隙及延散度)。
- (3) 應建立一套追蹤應用於岩體合適性準則(RSC)及用於評估配置決策之三維地質模型之更新管理系統。
- (4) Posiva 已經以依據傳統現地應力量測方法(套鑽法、水力破裂法)及新開發的 LVDT 套鑽法，確認於 420m 處置深度之處置隧道應坐落在西北-東南方位；但場址東半部分並沒有執行現地應力量測，所以對東半部區域的安全評估與設計是不足的。
- (5) Posiva 近期須解決水文地質系統之不確定性問題，因這不確定性會波及水力離散裂隙模型及岩體合適性準則(RSC)。
- (6) 地化資料係從 ONKALO 開挖前採取地下水基準值，雖然很困難追蹤其品質與不確定性，但可視其以地化資料解釋地下水系統是可靠的。
- (7) 地質圈與生物圈界面看來好像足夠。

2. 封閉後處置場之早期演化方面審查結果

在近域岩石之熱-水力-力學(Thermo-Hydro-Mechanical, THM)演化與熱應力剝落問題方面：Posiva 提出的性能報告書，只分析運轉期的 THM 耦合作用演化，幾乎沒考慮封閉後 THM 的演化。

Posiva 在岩盤所進行的熱力-力學(TM)耦合作用實驗(稱作 POSE, Posiva Olkiluoto Spalling Experiment), 是在偉晶花崗岩(Pegmatic granite)及雲母片岩(mica gneiss)並不能代表處置分隔區主要岩石(脈狀片麻岩, Veined gneiss)。因此, 建議 Posiva 最好在相當於處置深度之脈狀片麻岩重複 POSE 實驗。

3. 建造活動對基岩穩定與地下水流的長期影響之審查結果

- (1) Posiva 在性能評估報告(PAR)中, 已考慮其長期力學荷重最重要的是來自於冰河時期冰的荷重, 具有很好的分析模型; 但是, 除在建造期與運轉期, 並沒考慮或忽略了以後長期間受熱應力膨脹作用所產生的擠壓熱應力場, 因為它可能造成既有裂隙或斷層的滑動, 將導致處置場周圍出現新的地下水通路或增加地下水流量。更重要是, 也沒評估在決定處置場配置時已退避跡長大於 3km 的裂隙(屬於配置決定性特徵 LDFs 之一)是否會受到地震作用而觸發滑動。

值得在此一提, 芬蘭 Posiva 公司係利用上述「配置決定性特徵 LDFs(layout determining features)」一詞來描述基岩內一種大尺度的地質或水文地質構造特徵。其中, Posiva 所定義需退避的配置決定性特徵(LDFs)計有如下(A)(B)兩類:

(A) 尺寸大於等於 3km 的脆性變形帶(brittle deformation zones)或線型構造(lineaments)[註: 在 SKB 設計中只採用此一準則]; 據此準則, 目前在 Olkiluoto 場址設計時共有 9 條脆性變形帶、3 條線型構造被界定為 LDFs。

(B) 傳導性(transmissivity)高於 10^{-6} m²/s 且延伸有數百公尺長的水文地質構造。據此準則判定, 在 Olkiluoto 場址則有 8 條水文地質構造被視為 LDFs 考慮。

因該 LDFs 特徵構造可能: 因冰河時期荷重之增加所導致地震, 促使 LDFs 變形帶的再度錯動, 抑或因為鄰近此一具高導水性地質構造, 均可能會使處置場的長期安全性降低, 故而在規劃處置場之配置時應該予以退避。例如處置坑隧道、處置坑應避免被其切過。

- (2) Posiva 已執行一系列探討開挖引致的開挖損傷區(Excavation Damage Zone, EDZ)問題, 關鍵重點在評估沿處置隧道之 EDZ 是否連續, 因而

提供地下水流與核種傳輸的高流通性通路。Posiva 承認鑽炸開挖會產生包括一些具流通性裂隙的 EDZ，但只是不肯定的認為損傷或許不連續，EDZ 是否連續目前似乎還沒解決，Posiva 正計畫繼續水力學驗證評估工作。保守的作法，應在安全評估時，假設處置隧道底面具連續性 EDZ。建議 STUK 至少應要求 Posiva 於初期建造對第一排處置隧道，開挖後以透地雷達試驗測定之。

- (3) 事先探討建造中岩石的關鍵特徵：Posiva 在地下坑道生產線報告(UOPL, underground opening production line report)中，敘述了如何減低 EDZ 範圍的鑽炸方式。Posiva(及 SKB)已證實使處置隧道地面足夠平整，可以減低開挖處置孔之 EDZ 的連續性程度。在 ONKALO 驗證經驗顯示 EDZ 厚度仍大到 30cm，以隧道鑽掘機(road heade)弄平處置隧道地面，並無法完全移移除 EDZ，也可能導致一些新的損傷。Posiva 承認 EDZ 的導水性很難測量，只能用 EDZ 的深度代表其特徵；然而，若 EDZ 深度無法代表其連續程度，想要以 EDZ 控制開挖過程會是一個難題，實需更多試驗方法去實際驗證。其實，對照瑞典 Fosmark 的高強度硬脆花崗岩，TBM 開挖法更適合用於 Olkiluoto 低抗壓與抗張強度之不均質片麻岩。在處置孔長期安全性上，Posiva 假設 EDZ 不是一個關鍵議題。在處置隧道端的機械封塞槽，則未提及 EDZ 問題。

4. 處置場配置與建造計畫對長期安全衝擊之審查結果

建造執照申請 CLA 內很少提及有關處置場配置資訊，Posiva 目前的規劃的配置，主要是根據一個配置決定性特徵 LDFs(layout determining feature)及它們的影響範圍(IZ, influence zone around a fault or fracture)。

- (1) 在地下坑道生產線報告(UOPL)，提出 Posiva 有一套品質管控流程，可依現地資料逐步設計，故 STUK 須予以列為主要的檢查議題。
- (2) Posiva 只考慮隧道 100 年的設計壽命，明顯少於可能有 120 年的運轉期。且並沒考慮當處置設施逐漸擴展後之 THMC(熱-水-力學-化學)衝擊；亦沒提到當預期的應力或量到的現地應力危及基岩的穩定性時，將要如何修正地下坑道的配置與幾何性。
- (3) 在深度大約 300m 以下，不可使用一般水泥，且 Posiva 打算在處置深

度只使用膠體矽溶膠進行灌漿，但對較寬的透水性裂隙仍採用低酸鹼值水泥進行灌漿。但是目前證實顯示，低酸鹼值水泥可顯示良好的阻水效果，膠體矽溶膠灌漿的效果則不佳。STUK 須要求更多驗證試驗及進一步的灌漿機器開發。

5. 符合設計規範的建造程序審查結果(STUK-TR 17(II))

建造程序與配置對處置場長期安全的潛在衝擊涵括在設計規範內，且多數是定性。UOPL(地下坑道生產系列報告)描述相關長期安全性議題主要受控於鑽孔(自地表及自處置區)、地下水流、外來材料、開挖損傷區。整體而言，目前UOPL 未明顯表達出規範人工圍阻長期性能與地下坑道尺寸(尤其對處置孔)之安全性關聯性。UOPL 敘述的開挖程序還不夠詳細，評審專家尚不足以去判定建造及運轉實務之可行性。

- (1) **建造中之配置規劃與其適合性：**在報告 WR 2013-17 中提出六個不同的配置設計，不同配置的原因係因在考慮兩條主要變形帶及處置隧道的方位。處置隧道長度限制在 300m 以內，方向最好平行最大水平應力；配置計畫中設計不同處置隧道方向，主要反應在與最大水平主應力之方位關係，也連帶影響到運輸隧道方向的不同規劃。較妥切的配置規劃，應參照處置場深度既有應力狀態的不確定性，這些問題在建造開挖前應先予確認。Posiva 目前大約決定以 $126^{\circ}/306^{\circ}$ (東南-西北向)之處置隧道方向進行更詳細評估，現階段 UOPL 現地應力資料與應力模型是不足的。
- (2) **建造程序與方法：**目前 CLA 只簡要提出施工程序，土工設計與建造欲採用 Eurocode 7，其中很重要的一點是應用觀察法(Observation Method)於地下工程建造，但該規範只要是使用於土壤領域。CLA 申請書中沒提到，如何於建造中收集資料與配置計畫關聯，STUK 應監督 Posiva 發展中的管理流程。
- (3) **預估第一排之建造性質與初步設計：**第一排 6 個處置隧道將建於 ONKALO 的西南側深度在 420m，方向為西北-東南向，長度 300m，脈狀片麻岩佔 50%、偉晶花崗岩佔 22%、片麻岩佔 14%、花崗岩及雲母片麻岩佔 12%；南北向的變形帶 BFZ045b 會切過這排所有的隧道；預估最大水平應力為 33~34 MPa(西北-東南向)、最小水平應力為 19~20

MPa、垂直覆蓋應力 13MPa；依 ONKALO 之研究，岩盤分類屬於 GT1，熱力-力學模擬分析結果顯示東北區為中央隧道之溫度最高增加 13°C，120 年後垂直中央隧道軸之水平應力增加 10MPa；在運輸隧道的分析，頂拱應力達到 54-58MPa 超過初始破裂應力(52MPa)，受熱應力後提高到 75-78MPa，頂拱將生損傷，Posiva 應利用 Eurocode 7 的觀察法去監測破壞發展及增加額外支撐。

6. 在處置深度熱力對基岩穩定性：

- (1) **岩體熱力性質與異向性：** Posiva 目前係以三種變質岩之平均熱傳導係數($K=2.91\text{W/m/K}$)單一數值，去規劃設定處置隧道之間距及處置孔之間隔。但實際上據統計顯示，大部分岩石之熱傳導係數低於 2.2W/m/K ，所以目前間隔設計應是偏於保守；且在變質岩因受葉理影響，其異向性度達 1.4，故應針對每一區岩性各自規劃。
- (2) **熱力尺寸規格與熱力對建造施工衝擊：**相鄰兩排處置隧道群之置放廢棄物罐時間，應避免延遲太久；否則新一排處置孔區岩石熱應力已被提高，理應比標準的間隔離更遠。
- (3) **裂隙對熱應力與力學載重之反應：**Posiva 分析認為熱應力狀況或地震，並不會在與處置孔交會的目標裂隙(target fracture)觸發生大於 5cm 的剪變形。然而，在 SSM 正在進行的研究發現，當 Forsmark 現地應力場結合熱應力的尖峰值、加上發生在處置場區內外大型變形帶的地震作用，是會使目標裂隙發生超過 5cm 的位移。故 Posiva 宜進一步探討熱力-力學作用對裂隙行為的影響。

7. 符合設計目標與初始狀態：

- (1) **Posiva 規格管理系統(VAHA)：**目前因為 Posiva 規格管理系統(VAHA)有些定義不清楚或短缺，STUK 很難依此系統追蹤 Posiva 整體設計方法。
- (2) **可接受的初始狀態：**Posiva 認定地下坑道的初始狀態，是指建造完成、放置緩衝材料之前的母岩性質。而決定有關處置隧道、處置孔、及熱力-力學分析，是採用岩體合適性準則(RSC)在建造前或建造時執行的，因此地下坑道的可接受的初始狀態受制於 RSC 的執行品質。故 STUK 應

繼續監督 RSC 的執行並與 Posiva 持續討論。

8. 驗證與監測活動

Posiva 未提出在建造初期，例如建造第一排通道及處置隧道時期，所須進一步的驗證計畫(例如針對技術、岩體合適性準則 RSC 發展等)。一些技術確實只有在建造期才可以繼續獲得驗證，所以開始建造 STUK 須要求此等驗證計畫。

- (1) **灌漿方法之驗證**：在深度 290m 以下，需要灌漿的需求已很少，只在坑道穿越變形帶區域的地方須要灌漿。但不允許使用一般水泥，因其會影響膨潤土的性能。因此，Posiva 也參與國際計畫使用低酸鹼值水泥及膠體矽溶膠進行灌漿開發工作，Posiva 正繼續在執行膠體矽溶膠的穩定性與長期行為實驗。

實驗顯示，在已屬緊閉狀況的裂隙間，欲將膠體矽溶膠灌入其間，似乎仍有困難，因為緊閉裂隙之間隙約只有 10 微米，灌漿效果目前尚不確定，試驗檢測卻確定水流是有連通的。其問題，可能與所採用灌漿設備的功能及灌漿孔的鑽挖品質有關。因此，STUK 必須要求於建造初期，同時進行更多驗證試驗工作。

- (2) **開挖穩定性之驗證**：Posiva 已獲驗證，採用合適的鑽孔及小心勻炸的鑽炸法可建造出具穩定的隧道，但在 ONKALO 區經驗顯示：當開挖的跨度增大或大轉彎處之隧道頂拱與側壁會出現不穩定現象，此問題主要與在該處應力狀態產生大改變有關、或與一些裂隙幾何形成自由岩塊而發生掉落。雖然使其穩定的技術是沒問題，但 Posiva 須補充如何去改善這些區位的頂拱支撐問題，及如何維持在不同運轉區的自立穩定時間。
- (3) **封塞及封填之驗證**：鑽孔在 500m 深上方裂隙較少處可以膨潤土封填，500m 以下及具高導水性的裂隙區則使用低酸鹼性水泥封填。這些技術目前可以開始詳細研究，雖然即使發生緊急局部封閉狀況也至少是 20 年後，這些技術無可避免的將隨當時工程技術發展情況而陸續改善。
- (4) **隧道支撐之驗證**：Posiva 表示在處置隧道會採用岩栓與鋼線網支撐補強、在運輸隧道則依不同岩體品質或區段採以岩栓、噴凝土與鋼線網支撐補強。Posiva 必須在 ONKALO 隧道、中央區域、處置孔、運輸隧道設立一些岩栓，以驗證其長期承載能力與完整性，及拆卸岩栓與鋼線網測試；

在很長久的運轉期間，並導入新技術或新型岩栓的開發與驗證。

- (5) **進一步的驗證計畫：**鼓勵 Posiva 在驗證隧道活其他地區進行進一步的驗證計畫與技術開發，例如重新在脈狀片麻岩 (Veined gneiss) 岩盤進行熱力-力學耦合作用實驗(POSE)。
- (6) **確保期間基岩性質之監測：**(i) 監測計畫之管理、(ii) 岩石力學之監測、(iii) 水文地質之監測、(iv) 外來材料之監測、(v) 人工障壁系統之監測。

4.1.2 廢棄物罐

STUK 廢棄物罐審視 (STUK B 197)

1. 廢棄物罐特性審視

Posiva 以“確保長期圍阻用過核子燃料功能”為廢棄物罐安全功能設定。根據 YVL Guide D.5，廢棄物罐特性的重點在於其長期性能、耐久性以及其他材料間之穩定性，且不能減損其他障壁功能。Posiva 2012-13 說明選擇銅殼的原因在於其特性已被充分掌握、良好的熱傳到性能與力學性能，與還原環境下的耐腐蝕特性。銅殼為添加磷之合金，添加磷的目的在於提高銅的潛變延性。鑄鐵內裡則是用於提供力學強度、輻射屏蔽並維持燃料束的配置要求。於 Posiva 2012-11 中說明在無氧環境下銅具有耐腐蝕性。

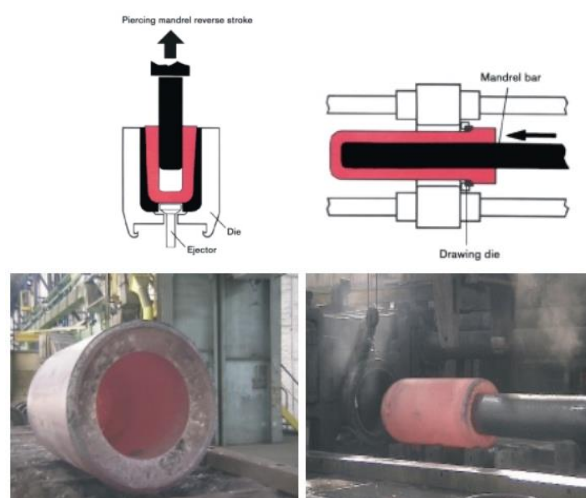
STUK 認為 Posiva 之考量是適當的。然而，在無氧純水環境下的銅殼耐腐蝕性出現疑問，在某些試驗室的試驗過程檢測出氫的產出，但目前仍對其產生過程未完全了解。Posiva 2013-01 說明澄清此現象之試驗仍會持續進行。STUK 亦表明會持續追蹤其研究成果。

此外，STUK 認為銅殼的力學特性亦有問題待釐清。Posiva 認為加入磷可以改善銅的潛變延性。然而，根據 STUK 的了解，利用添加磷來提高銅的抗潛變效果，以目前科學研究的成果品質與數據總量，仍具有相當不確定性，需進一步確認。值得注意的是，潛變延性的斷裂的失效過程是共通性的破壞模式，亦即可能會有許多的銅殼廢棄物罐會比預期的時間更早失效。

STUK 在其審查結論認為，Posiva 已定義廢棄物罐材料與特性，主要的關鍵特性目前已有良好的了解。然而，也有一些特性是需要進一步釐清的，特別是銅殼的潛變延性問題。

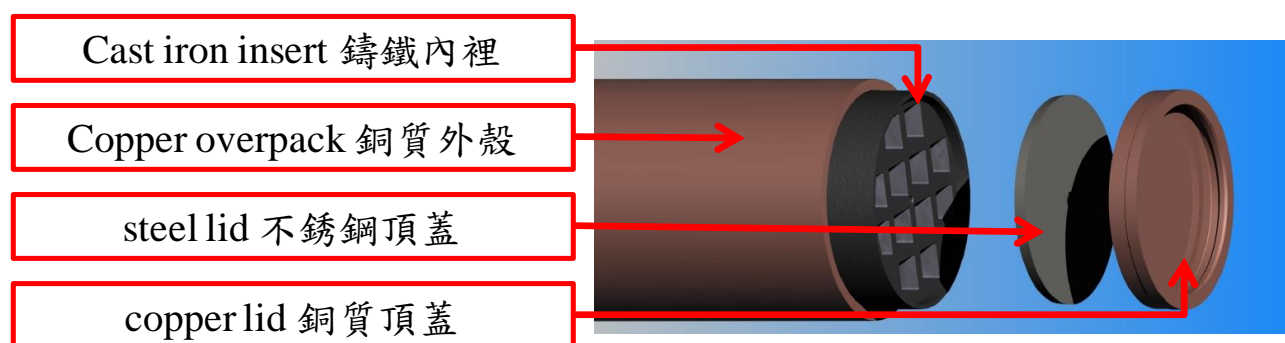
2. 廢棄物罐組件製造與檢查

廢棄物罐之特性、品質、製造與檢查等要求，主要依循 GD 736/2008 與 YVL 系列指引。在廢棄物罐品質方面必須設定廢棄物罐在處置設施營運期間以及封閉後之品質要求，且其品質分級標準需有對應且足以進行檢測之技術。Posiva 2012-16、Posiva2012-35、Posiva2010-04 與 Posiva2009-03 分別說明了廢棄物罐之製造與檢查技術。銅殼組件是由銅胚透過熱成型技術(沖抽製程)，如圖 4.1，鑄鐵內裡透過鑄造程序製作，部分組件為鋼製品如蓋子、螺栓與燃料架。廢棄物罐組件如圖 4.2 所示。



資料來源:SKB, Development of fabrication technology for copper canisters with cast inserts TR-02-07, 2002

圖 4.1 沖抽製程示意圖



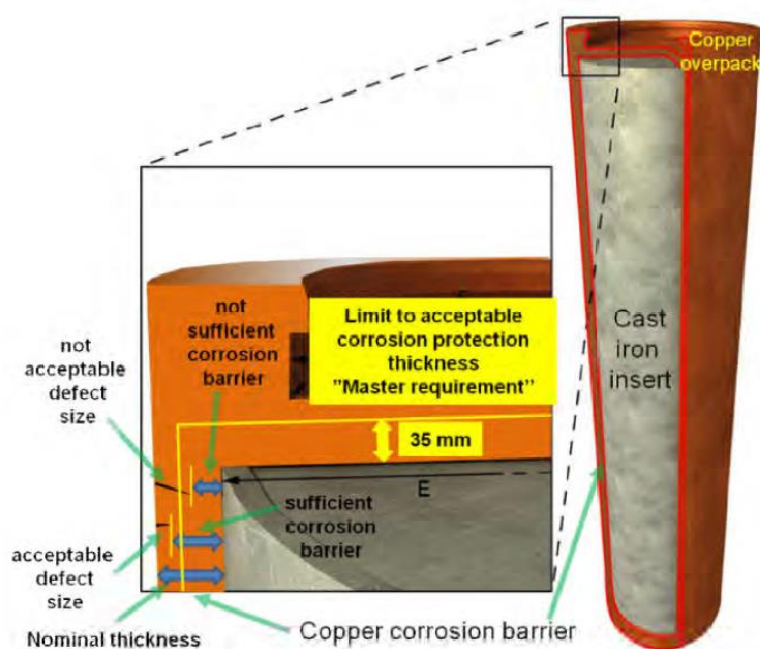
資料來源: Posiva, Canister Design 2012, Posiva2012-13, 2012

圖 4.2 廢棄物罐組件示意圖

STUK 認為在前述報告中 Posiva 已說明其製造廢棄物罐能力，而鑄鐵內裡之抗斷裂性質目前僅證明適用於 BWR 型式燃料棒使用，應進一步發展此項技術，以達到可適用於 VVER-440 與 EPR 型式燃料棒使用。目前所提出之製造方法符合 YVL Guide D.5 之要求。

Posiva 於 2014 年決定改變原焊接方式，改為採用摩擦攪拌銲接技術(Friction Stir Welding, FSW)，做為其廢棄物罐封焊技術。Posiva 與 SKB 仍持續在發展此項焊接技術，因此未來其焊接失效類型與尺寸等問題將持續被改進。Posiva 將列用以下幾項非破壞性檢測方法來確認廢棄物罐的製作品質：目視檢查、滲透檢測、渦電流檢測、超音波檢測與 X 光檢測等。依據 Posiva 2012-16 的說明，廢棄物罐之最終檢驗之程序將符合 ENIQ(European Network for Inspection Qualification)規範。

Posiva 已為其廢棄物罐與組件建立初步驗收標準，並撰寫於 Posiva 2010-04, Posiva 2012-13 與 Posiva 2012-35. Posiva 指出其廢棄物罐最主要之驗收標準為：經檢查後，銅質外殼完整壁厚 100%達到 35mm，99%達到 40mm，如圖 4.3 所示。此標準主要是考量銅罐可能的腐蝕量。



資料來源: Posiva, Canister Design 2012, Posiva2012-13, 2012

圖 4.3 廢棄物罐檢測之完整壁厚示意圖

STUK 在其審查結論認為，Posiva 在現階段已說明其廢棄物罐與組件之製造程序符合相關要求，然而在鑄鐵內裡的製造技術仍應進一步提升。在檢測技術部分，Posiva 已規劃採用非破壞檢測方式並已證明其可行性，至於焊接技術仍須進一步提升。

3. 廢棄物罐功能

根據 YVL Guide D.5, 功能目標應基於高品質科學知識與專家判斷進行設定, 處置各階段可能遭遇之潛在改變與事件影響, 均應被納入考量。工程障壁安全功能目標應該考量到核種之半化期特性。廢棄物罐之功能目標已記錄於 Posiva2012-03, 其廢棄物罐主要功能目標設定為: 個別廢棄物罐的製造缺陷不會危及長期安全性。如 Posiva 報告所述, 基於其製造與檢查要求, 廢棄物罐製造時可能產生之缺陷僅會影響幾個廢棄物罐之功能壽期, 並且推測最有可能發生於焊接部位。Posiva2012-04 設定之廢棄物罐製造功能目標為: 廢棄物罐製作完成離開封裝廠時, 即使有偶發之製造偏差, 亦須維持廢棄物罐完整性。因此, 除了發生製造偏差之廢棄物罐, 預期在處置時將可維持數十萬年之廢棄物罐完整性。Posiva2012-04 並設定廢棄物罐應具備足夠之力學強度, 用以確保靜壓力達 45MPa 時僅有極小機率會發生崩壞。同時, 亦須有足夠之力學強度能承受動壓力荷載, 以及任意方向 5cm 位移可能產生之最大剪應力。Posiva 已在其 Posiva2012-13 與 Posiva2012-35 報告中說明其廢棄物罐足以符合前述力學要求, 並於 Posiva2013-01 報告中說明銅殼之潛變模型, 其潛變模型是由 1. 材料應變模型 2. 材料潛變破壞模型 3. 電子束焊接強度因子與應變模型所組成。WR2014-022 報告說明採用摩擦攪拌銲接技術(FSW), 其潛變特性幾乎與材料本身相同。因為銅的潛變延性特性仍可能導致廢棄物罐失效, STUK 認為 Posiva 應投入更多的研究來證明銅殼廢棄物罐之潛變延性可以符合要求。Posiva 已於其報告中展示其廢棄物罐可承受 138MPa 之等向壓力, 因此認定其在等向靜壓下之安全係數約為 3(138/44), 其破壞狀況如圖 4.4 所示。



資料來源: Posiva, Canister Design 2012, Posiva2012-13, 2012

圖 4.4 廢棄物罐承受 138MPa 靜壓力之破壞狀況示意圖

Posiva2012-04 報告說明廢棄物罐須能承受預期處置狀況下之腐蝕，並設定為功能目標。據此，Posiva 設定廢棄物罐最小完整壁厚須達 35mm 之功能目標。雖然 Posiva 考量了不同的腐蝕過程與化學荷載，但仍未清楚掌握不同腐蝕過程之腐蝕深度特性。然而，Posiva 已針對不同處置階段設定其腐蝕深度，但並不採定量之腐蝕速率，其設定將確保 10 萬年內其厚度不會因腐蝕而成為 0。雖然仍有許多會影響銅殼腐蝕速率的因素，如氧、氯、氮化合物、乙酸鹽、氫、輻射與微生物等，維持銅殼完整性的化學考量，仍是高度倚賴緩衝材料功能與地下水中的硫化物濃度。尤其是緩衝材料將限制可能造成腐蝕物質往廢棄物罐傳輸，此為銅殼廢棄物罐可維持化學完整性之重要假設。

Posiva 評估腐蝕的方法是基於熱力學、質量傳輸與動力學模型。最長的時段為無氧狀態，發生於氧氣被消耗、緩衝材再飽和後，並預期銅腐蝕僅由硫化物與氯化物引起。Posiva 在評估時保守假設高濃度的硫化物存在於計算域中，借以表示腐蝕厚度並非設計壁厚之決定性因素。銅腐蝕之關鍵不確定因素，在於無氧水環境下的銅腐蝕過程、微生物腐蝕、殘餘應力腐蝕、氫脆化、輻射腐蝕、硫化物腐蝕等。Posiva 也進一步規劃下一階段之研發計畫包含:1.無氧水環境之銅腐蝕、2.提升硫化銅分析模式、3.高濃度氯離子腐蝕、4.殘餘應力腐蝕、5.微生物引起之

腐蝕。

STUK 在其審查結論認為，Posiva 已充分描述與確認其廢棄物罐功能。然而，在申請運轉執照前仍須進行研發計畫以降低不確定性。對安全影響最顯著之不確定性，均涉及銅腐蝕特性與銅的潛變延性。Posiva 已確認其重要性並提出相關之技術發展規劃，如：強化無氧水環境之銅腐蝕模型、高氯化物濃度之銅腐蝕、殘留應力腐蝕、微生物腐蝕與銅的潛變延性。STUK 將會持續關注技術發展狀況。

4.2 瑞典 SR-Site 計畫

4.2.1 NEA 審查

1. 處置隧道及處置孔之建造方法

NEA 的國際審查團隊(IRT, International review term)審查 SKB 所提處置隧道及處置孔之建造方法，結果意見如下(NEA/RWM/PEER(2012)2)：

SKB 擬定以勻滑鑽炸法開挖處置隧道，而以下孔式全斷面鑽孔法挖掘處置孔，並認為只要讓處置隧道方向與最大水平應力平行，即可使處置隧道剝落問題減到最小；詳細的支撐與灌漿設計，則須等實際開挖經驗以觀察法(Observation method)來進一步開發。

SKB 對在 Forsmark 的地下坑道開挖也訂定了一系列設計前提(見 TR-11-01)包括化學條件(影響灌漿的型式)、溫度條件(影響處置孔間距及處置場深度)、岩盤滲透性(影響處置場深度、處置場配置與處置孔的放棄)、地震斷層再活動性(影響距變形帶的退縮距離、處置孔的放棄)、處置孔與處置隧道之剝落與 EDZ(影響處置場深度及處置場配置)。

IRT 審查意見如下：

IRT 認為 SKB 以一些類似的大型工程經驗而建立的開挖與支撐方法是可行的，但是在處置深度對鑽探孔及裂面之封填方法，SKB 則是尚未決定。IRT 建議 SKB 應盡早完成與驗證鑽孔及裂面之封填方法。

2. 處置孔的放棄準則

SKB 由緩衝材的管湧/滲蝕觀點，訂定膨潤土緩衝材料的流失量不能超過 100kg 的乾重，相當於在膨潤土達於飽和前流入處置孔的地下水量需少於 150m³；但此一準則在緩衝材料置放後，實務上很難去估計或量測入滲地下水量。另由

廢棄物罐可承受岩石裂面剪動的能力方面，則需設限在 5cm 錯移以內。岩石的熱力傳導性質及減低處置孔發生剝落問題，也會影響到處置孔之孔位選擇。

因此，SKB 採用了一系列的準則判定處置孔是否須予以放棄，包括：(1)在考慮與裂面交會關係上：為避免受到斷層再活動問題，處置孔必須與跡長 3km 以上之變形帶退縮 100m 以上；也不可位在跡長超過 1km 的變形帶。另外，SKB 又以 EFPC(擴充全斷面交會準則)作為判定處置孔的接受與否。(2)在考慮 EDZ 流通性方面，由於開挖處置孔時可能產生剝落或產生微裂隙之 EDZ，導致處置孔周圍流通性增加，而破壞處置系統之性能，因此訂定處置孔周圍之有效流通係數須小於 $10^{-10} \text{m}^2/\text{s}$ ，否則應予放棄該孔位。(3)在考慮裂面之滲流流量方面，目前 SKB 利用 FPC(Full perimeter intersection criterion)準則做為篩選具高滲流流量之處置孔須以放棄，即當裂面穿越處置孔(不是 EFPC 所指穿過廢棄物罐)並且切過處置隧道之整個圓周時，須予放棄該孔位。另也應用裂面單位長度之流通性(T/L)準則，以避開半徑 250m 的次要變形帶(minor deformation zone)。

IRT 審查意見：

IRT 認為，SKB 應另發展以達西流通量(Darcy flux)為判斷準則，會更可靠與有效率。據現場狀況，達西流通量大於 0.01m/yr 的裂面幾乎應已被 EFPC/FPC 準則所篩出而放棄。

4.2.2 廢棄物罐

IRT 根據 SKB 的報告進行銅質廢棄物罐成效審查，由 TR-90、TR 81-50、98-08、01-09、01-23、02-07、04-05、05-06、05-18、06-01、07-07、09-20、09-22、09-28、10-04、10-14、10-28、10-30、10-46、10-63、10-66、10-67、10-69 以及 11-01，除了這幾本報告之外，亦根據 SKB 回應 IRT 問題的文件，以及於 2011 年 12 月 14 日 IRT 至廢棄物罐實驗室參觀時 SKB 的報告。

1. 腐蝕

IRT 認同 SKB 選擇廢棄物罐材料的決定，選擇處置場條件下熱力學穩定的材料，探討熱力學穩定性是確保封裝能夠在所需時間內保持完整的有力論證。考古發現的數據具有指標性，但卻不是很有說服力，這是由於兩個主要原因：一個是缺乏環境的比較性，另一個則是考古數據的時間尺度仍相對較短。天然類比可能更有說服力，銅是在地質環境下以天然狀態存在的少數金屬之一。SKB 已同時

廣泛研究考古人工製品以及天然類比。

SKB 報告中提供有關腐蝕媒介的全面討論，並且以廣泛的方式處理可能的腐蝕反應。腐蝕情況可細分為初始狀態和長期狀態，氧僅在初始狀態期間可假設為存在；而在長期狀態的腐蝕，剩餘的腐蝕媒介被認為是硫化物。關於可能的硫化物濃度假設是全面的，並在該報告的數個部分討論到。為避免由於處置場構造的材料而導致的硫化物累積，已採取了措施。SKB 的論證是完整並可追溯的，也反映了目前在此方面的認知。

SKB 對局部腐蝕和力學引致腐蝕的處理是確實而完整的。如果正確進行熱處理，則廢棄物罐的製造方式將發生應力釋放。

評估腐蝕行為的相關實驗，例如迷你罐(minican)實驗，提供廢棄物罐置入後的行為和其他觀察。針對這些實驗收集的數據必須謹慎評估，因為有些應用測試可能高估實際腐蝕速率。雖然實驗是有幫助且必要的，但長期行為不能以短時間實驗來描述模擬。總而言之，IRT 認為熱力學討論是合理的，並且所使用的資料庫和評估結論是完全可接受的。在處置場服務年限的考量下，沒有替代熱力學方法的替代方案。

然而，最近科學界已經提出了關於處置場條件下的耐腐蝕性相關問題，這主要涉及在無氧且產生氫氣的情況下，銅在純水中腐蝕之可能性。也就是說，KTH 的一組科學家(Szakalos, Hultquist)進行一項實驗，發現在氫氣析出且銅持續發生腐蝕的現象。在 SKB 幾個正在進行的研究項目，正在處理這個特殊的腐蝕問題。

最重要的是因水分解導致氫氣析出的腐蝕問題。對於這種情況，兩個方面看起來很重要：首先證明這種腐蝕過程是否會在處置場條件下發生，第二，如果這個過程可能對當前的安全案例產生的問題。雖然實驗正在回答第一個問題，但 SKB 已經在腐蝕計算中將這種腐蝕過程視為 “可能案例” 來解決第二個問題。在 TR 10-66 做一個總結，在處置場條件下根據源自氫氣轉移遷移過程的氫氣壓力發展，即使在緩衝材料被侵蝕的最壞情況下，腐蝕量仍在 mm 的尺度。在緩衝材料不被侵蝕且氫氣以擴散方式遷移的情況下，銅腐蝕而使厚度變薄的程度更小。IRT 發現，氫氣析出來自銅的缺氧腐蝕，產生一個氫氣分子需要兩個銅原子被氧化。

這些和其他開放性問題已經被 SKB 認知並記錄在例如 TR 10-67 報告中。為

了對此應用進行最終評估，上述未來研究工作的結果和結論是非常重要的。為了解決這些開放性的問題，SKB 所進行的更多計畫是解決問題所必要的，以回應銅質廢棄物罐作為障壁可靠性的疑問。IRT 假設 SKB 會分別將結果彙整到更新的應用文件和製造程序中。

2. 腐蝕破壞

對於腐蝕問題所使用的熱力學數據是完整的，由於局部腐蝕或力學誘發腐蝕而造成的破壞，在安全案例做了有效地處理。在安全案例中對孔蝕(pitting corrosion)的處理相當深入，並考慮所有相關的科學數據，以保守估計廢棄物罐的最大腐蝕穿透量。SKB 文件詳述了該方法的發展，從 70 年代末孔蝕係數的文獻，到 TR-01-23 中多個參數的精細模型發展而成。應力腐蝕開裂取決於介質、材料的狀態以及材料本身，在安全案例中，對應力腐蝕開裂的風險處理方式是可追溯且完整的。IRT 認為，除了安全案例的描述外，銅質廢棄物罐的生產品質控制還應該包括廢棄物罐的力學狀態以及微觀結構的數據。

到目前為止腐蝕的評估系統是基於熱力學的考量，並且排除在初始狀態之後的腐蝕。目前為止，SKB 的銅腐蝕評估是基於熱力學考量，使得初始氧化狀態在處置場封閉後一段時間，恢復到還原狀態時的腐蝕可能性最小。IRT 發現熱力學參數足以使 SKB 排除由於與氧反應引起的銅腐蝕，因此在還原狀態下主要腐蝕機理是與硫化物的相互作用。另一方面，因氫氣析出引致的銅腐蝕問題是重要的，並且必須以科學方式做廣泛的解決，因為在排除與氧產生腐蝕的可能性會改變對腐蝕性能的評估，導致三個可能的結論：

- (1) 在處置場條件下，考慮到排除氧，銅是穩定的。
- (2) 銅藉由氫氣析出在處置場條件下腐蝕，這對安全案例具有重要的影響。
- (3) 銅藉由氫氣析出在處置場條件下腐蝕，這對安全案例並無重要的影響。

TR 10-67 和 TR 10-66 描述 SKB 解決上述這個問題所做的努力。假設(2)在這個階段是可能性最低的，但是通過氫氣析出對銅造成腐蝕的討論很重要，並且必須藉由實驗來證實解決。IRT 強烈建議 SKB 持續努力研究來解決它。

3. 對銅質廢棄物罐之 IRT 總結

IRT 指出，實際設計銅質外殼鑄鐵內裡的廢棄物罐是歷經很長過程所得的結果，包括考慮幾種不同的設計。廢棄物罐設計的發展過程，已考慮到安全方面以

及未來的生產要求。IRT 指出，計劃設計的實現對於滿足安全案例甚為重要，同時認同 SKB 在發展過程中對安全及可行性能夠兼顧。IRT 發現，在廢棄物罐及蓋之生產、非破壞性檢測(NDT)以及焊接方法的決策過程是妥適的，並且完整地記錄下來。

IRT 認為，選擇用於處置場條件下熱力學穩定之封裝材料是正確的決策，這使得封裝在必要時間內須保持完整的要求，獲得很高的信賴度。IRT 注意到 SKB 在品質管理問題上的努力和知識，並且希望強調文件紀錄和品質控制對廢棄物罐性能的重要性。

IRT 提出，使用內襯將用過核燃料放置在廢棄物罐中仍然具有不確定性，因為針對 PWR 燃料的設計目前尚未完全證明能夠滿足所有設計規範。

IRT 認為用於評估腐蝕的熱力學方面討論是適當而完整的，而且得到的結論是可接受的。總而言之，IRT 認為所選擇的廢棄物罐設計能夠滿足安全案例中關於輻射、力學應力以及腐蝕的條件。

然而，關於腐蝕的部分，IRT 提出，相關科學文獻中顯示銅在純水中、排除氧氣並產生氫氣的情況下腐蝕的可能性。SKB 用 TR 10-66 的 “what-if” 計算潛在的腐蝕機理。對每個因氧化而產生氫氣分子的兩個銅原子，氫氣來自缺氧腐蝕，這些計算是可防禦的。然而，如果發生其他化學反應或化學計量，則 SKB 的計算就不適用，並可能對銅質廢棄物罐有長期耐久性的影響。IRT 認為，因為氫氣而對銅產生腐蝕的討論很重要，且必須解決。因此，在 SSM 及 KTH 的聯合協議下，SKB 正在進行一組新的實驗。

IRT 提出，此一開放問題 SKB 已經認知，並記錄在 TR 10-67 報告。IRT 希望 SKB 將整合進一步的研究結果，放入改善的申請文件及製造程序中。

4.2.3 回填區及緩衝區

IRT 根據 SKB 的報告進行回填區及緩衝區之材料成效審查，由 TR 11-01、TR 11-10、TR-10-15、TR-10-16、TR 10-17、TR 10-47、TR 10-63、TR 09-22 以及 P 10-47，除了這幾本報告之外，亦根據 SKB 回應 IRT 問題的文件，以及於 2011 年 12 月 14 日 IRT 至現地參觀時 SKB 的報告。

1. 安全功能

緩衝區及回填區在 KBS-3 處置場的安全設計中的角色，被定義為整個評估

期間內必須滿足的安全功能，對此並定義了許多安全指標，如果達標，即表示其安全功能受到維護。

緩衝材料及回填材料中與圍阻(containment)相關的安全功能、相關指標以及準則，總結於 TR 11-01 的圖 8-2。緩衝材料的主要功能是限制溶解的銅腐蝕介質，平流傳輸至廢棄物罐(Buff1)。其他重要的緩衝材料功能為，減少微生物活性(Buff2)，以及保護廢棄物罐受岩石剪切運動影響(Buff3)。回填材料的主要功能為抵消緩衝區向上擴張(BF1)，以維持緩衝區在適當的位置。

緩衝材料及回填材料中與遲滯(retardation)相關的安全功能、相關指標以及準則，總結於 TR 11-01 的圖 8-3。如果廢棄物罐被破壞，緩衝材料主要功能是限制潛在的放射性核種從廢棄物罐中釋放出來。其他緩衝材料的重要功能為吸附放射性核種(Buff8)，限制放射性核種的傳輸及限制氣體通過，以避免對處置場造成潛在損害(Buff9)。回填區的部分，主要功能與緩衝材料的主要功能相同，即限制平流傳輸(BF2)以及吸附放射性核種(BF3)。

封塞被設計為在封閉處置隧道中，保持隧道中回填材料在預設位置以及防止水流通過封塞處，直到封閉後處置場之主要隧道達到飽和。封塞的功能中最重要性質是其水密性和強度。封塞需要設計成在處置場的營運階段能夠維持其功能。SKB 的設計中，封塞並不具備障壁(安全)功能，但封塞不能有明顯地體積變化或是包含可能影響工程障壁或岩石安全功能的物質。

IRT 認為針對緩衝區與回填區指派的安全功能為相關且完備。然而，也可將緩衝區的自由膨脹應變訂為安全功能指標(輔助膨脹壓力指標)，以確保在評估期間所有初始空隙與間隙充分地緊密封，如此才能防止形成連續的水流路徑(潛在平流傳輸)。對於完全有效地密封，在不同的處置場配置(處置孔和隧道、鑽孔)中所需的膨潤土膨脹變形，應與其可用的自由膨脹應變進行比較。也就是說，一個好的緩衝材料基本需求是，維持低水力傳導係數的情況下，填充所有初始空隙與間隙。

2. 設計前提與參考設計

由 SKB 制定的規範(設計前提)中定義了在 SR-site 評估時的參考設計。他們在 SKB 開發過程中的「概念階段」期間進行了徹底的研究，包含之前 SR-Can 的安全評估。與安全相關的設計前提和安全功能指標不同之處在於，前者是指初始

狀態，後者則為在整個評估期間能夠理想地維持。

設計前提包括了設計的性質和參數，主要基於障壁功能的考量(SKB 報告 TR-10-15 的表 2-1 以及 TR-10-16 的表 2-1)。根據 SKB，緩衝區應防止水流並且保護廢棄物罐。為此，其重要性質(與蒙托土含量及密度有關)為水力傳導係數、膨脹壓力以及勁度/強度。回填區應將緩衝區維持在適當的位置上，並且限制通過處置隧道的地下水流量；且其相關性質皆與緩衝區相同。封塞應能封閉隧道，並提供足夠的水密性和強度。緩衝區、回填區以及封塞皆必須符合與處置場設施的建造及營運相關的設計前提。

IRT 指出，SKB 已合理地證明此設計前提的全面性，且在建立設計前提過程中，已確認所有的安全功能皆已考慮到。

在參考設計中，緩衝材料是蒙脫石含量為 80 - 85 wt% 的膨潤土。TR-10-15 的圖 3-3 為緩衝區的配置模型(緩衝塊及緩衝環)。緩衝塊與孔壁之間的間隙以膨潤土粒填充之。參考設計已經通過計算以及實驗室試驗驗證，此設計符合設計前提。然而，如果極端的孔洞幾何形狀和緩衝材料密度同時發生(應是不太可能的情况)，計算所得緩衝材料飽和密度可能會有部分落在可接受區間(1950 - 2050 kg/m³)之外。參考回填材料為膨潤土(蒙脫石含量為 50 - 60 wt%，可接受的變化範圍為 45 - 90%)。SKB 要求由壓實後的土塊及顆粒佔隧道體積至少達到 60%(TR-10-16 的圖 3-2)，也已證實含指定含量蒙脫石的膨潤土，符合設計前提。

IRT 認為，在建立設計前提以其參考設計時，SKB 已適當地考慮關於(與安全性最相關的)緩衝區、回填區以及封塞功能的最新知識。

然而，IRT 建議 SKB 針對緩衝材料密切相關的發展過程之未來階段，膨潤土的設計問題將與下列膨潤土侵蝕狀況有關：

- 商業用膨潤土可用類型的比較：不同的膨潤土在初始狀態及長遠狀態的行為表現不盡相同，各自的優點及缺點與其水-力學-熱-化學性能有關；應仔細評估彼此間差異的相關性，尤其是與密封能力及管湧(短期內)和膠體釋放過程(長期)相關的部分。
- 評估緩衝材料中 Na/Ca 比達到平衡的時間，約數千到數萬年，是否能夠在第一次發生冰期/融化事件之前(參考冰期循環超過 60,000 年)。
- 在廢棄物罐周圍的緩衝材料厚度設計之充分性。增加緩衝材料厚度有優

點亦有缺點。如果厚度較大，則在濕潤時更快速閉合，因其間隙/膨潤土體積比較小，同時，對於膨潤土質量損失的安全餘裕將更高。此外，較厚的緩衝材料將改善潮濕岩石剪切安全功能。另一方面，廢棄物罐與膨潤土接觸面的溫度也將增加。

3. SKB 研發與實證(RD&D)程序的適當性

IRT 考慮了 SKB 之研發與實證過程的適當性，評估是為了確保研發與實證 2010 計畫完整考慮了影響計算風險的主要不確定因素(TR-11-01 的表 13-13)。此外，還考慮了與主要設計問題相關的研發與實證活動。

以力學角度來看緩衝材料的侵蝕：IRT 指出，SKB 對緩衝材料侵蝕過程的理解並不完整。特別是相關於緩衝材料侵蝕的膠體釋放過程，此為長期安全評估中不能排除的長期觀測過程。SR-Site 中使用的經驗傳輸模型，是建立在「膨潤土侵蝕」的事件中發展而成，並且基於可能高估侵蝕的純 Na 系統。IRT 認為 SKB 可減少對先前研究的悲觀程度。IRT 與 SKB 一致感興趣的領域，為：

- Ca 與 Ca/Na 混合系統對於膨脹/膠體形成行為的影響。
- 裂隙或槽縫的侵蝕。
- 礦物造成裂隙閉合的自癒能力。
- 水流量及流速對侵蝕的影響。

一方面，SKB 將藉由歐盟共同資助項目的專案，以及來自不同國家的歐洲組織參與，解決其中一些問題。

另一方面，管湧/侵蝕只在處置場早期發展過程相關，基本上只到處置隧道的阻水封塞完成，因此，這並不是一個長期的程序。IRT 理解 SKB 在 SR-Site 使用的是經驗模型，IRT 同時也了解 SKB 目前研究工作(Eva 計畫)為，基於具有理論和經驗的子模型(半經驗)詳細描述的系統，發展一個可量化的模型來改善現有的方法。這項額外的研究將導致必須重新制定，與處置孔入流量有關的設計前提。

地下水鹽度：IRT 同意 SKB 的觀點，關於水文地球化學方面，雖然目前可用的以及連續收集的數據足以使用於 Forsmark 場址，以及至少未來幾千年內應該持續的溫帶期內適宜條件，但資料的持續蒐集將是有助益的。

另一方面，SKB 也正在進行與主要設計問題相關的研發與實證研究：

商業可用膨潤土的長期耐久性：用於 SR-Site 緩衝區的膨潤土，考慮的兩種

材料：MX-80 和 Ibeco RWC(之前稱為 Deponit CA-N)。SKB 對它們提出相關說明為，這兩者被視為處置場中可使用的可能方案。並且表明，考慮跨越幾十年的營運階段，處置場的不同地方可能使用不同種類的膨潤土。

不同膨潤土具有各自的優點及缺點，且與其水-力學-熱-化學性能有關。IRT 建議，應仔細評估彼此間差異的相關性，尤其是最終使用材料的密封能力以及管湧和膠體釋放過程相關差異，因為這些因素會影響到計算風險。IRT 支持 SKB 的替代緩衝材料(ABM, Alternative Buffer Materials)計畫，與不同國際組織合作發展的研究工作。主要目的為比較不同緩衝材料(包括 MX-80 和 Ibeco RWC)關於礦物穩定性和物理性質，兩者在類似 Aspö 處置場條件的實驗室以及現地進行試驗。

4.3 瑞典 SR-Site 計畫審查(SSM initial phase)

4.3.1 處置孔道設計與施工

針對處置孔道設計之審查，在 SSM 初步審查 SR-Site 設計申請書階段，在有關處置孔道之設計與施工方面，結果對 SKB 的要求分為三類要求：(1)需釐清 (2)需補充資訊 (3)需補充數據等。以下是 SSM 的專家對 SKB 所提出的審查關鍵問題及其顧慮(SSM 2012:39)：

(1)減輕地震的危害

在一個與沿處置隧道地面 EDZ 剝落相連的處置孔，與此一處置孔相交叉的非連續性(non-persistent)裂隙，並未被考慮於處置孔位的放棄準則之中。建議在擴大版全圓周交會準則(EFPC)中，應考量連續性 EDZ 與此等非連續性裂隙相互連接之可能情境。類似問題，在 EFPC 判斷準則中也僅考量已被調查到的裂隙，並沒考慮到後續因建造開挖/營運或岩石熱應力增加，所導致裂隙之延伸或相互合併的可能性。

【設計前提】：「減輕地震的危害」

距離處置孔避退距離 100 m 內不允許有跡長超過 3 km 之變形帶。處置孔位所選擇位置若可能受剪切作用，則其剪力不得超過廢棄物罐之抗剪強度，處置孔位之選擇準則參見擴大全圓周交會準則(EFPC, Extended Full Perimeter Criterion)。

[附註]現行於 SR-Site 應用 EFPC 準則，故在處置隧道內判定此類大型裂隙準則中採取如下修正判定規則：

- (i) 若裂隙與處置隧道周緣形成全圓周交會(FPI)，並且該裂隙切過廢棄物罐，則該處置孔之孔位必須放棄。
- (ii) 雖裂隙未經過處置隧道，卻同時切過四個或四個以上的處置孔，則該裂隙可視同全圓周交會(FPI)大型裂隙，則該四個(或四個以上)處置孔之孔位均須放棄。

(2) 現地應力推估

需釐清，在直到深度 400m 處，解釋為何最大水平應力的增加梯度是減少的，而最小水平應力的增加梯度則維持線性趨勢。

需釐清，因為處置隧道方向與應力場方向相對關係的刻意規劃設計，處置隧道並不太可能發生剝落之結論，此結論是否也適用於隧道的開挖面。

須統一現地應力方位量測、分析及假設的總結，以免對目前應力說明文件具過度信心之風險。

對於所選定處置場深度之代表性現地應力值及其相關變異範圍，須補充數據。

(3) 開挖損傷區(EDZ)

關於開挖損傷區 EDZ 將不會連續的結論，必須補充數據證實。因為，此點結論似乎僅是從 Aspo 實驗室利用鑽炸導致之損傷為根據，而非開挖引致應力之重新調整與應力集中所造成的損傷？

須區分因開炸之建造損傷區(CDZ, construction damage)與應力導致之 EDZ 的差別，因為有效減緩或管控這些問題所應用的方法並不同，例如採用坑壁勻滑開炸可有效控制建造損傷。

關於在處置孔壁及處置隧道地面發展出來的連續性 EDZ，在 EFPC(擴大版全圓周交會準則)判斷中是否應該視為一個裂面？

【設計前提】：「處置隧道的開挖損傷區(EDZ)」

須限制開挖導致的岩石損傷，不可導致處置隧道重要區段(20~30 m)及跨越隧道地面之有效流通係數高於 $10^{-8} \text{ m}^2/\text{s}$ 。

(4) 岩石熱應力分析

必須補充兩個處置隧道(中心到中心距離)須間隔 40m 之來源與根據等資訊。此一應力分析之結論，似乎僅考量溫度效應的幾何範圍，是否有考慮在處置場建造時，開挖順序在處置隧道周圍及處置隧道間所造成應力改變之影響？而且，此一分析報告顯示僅是考慮在單一處置隧道下方多個處置孔間之熱應力分析結果。

需釐清，在判定處置孔可接受或放棄與否之準則中，低熱傳導率岩石是否被排除在外？以及是否在角閃岩岩體內發生處置孔之孔位失效率更頻繁？

【設計前提】：「場址可接受的熱狀況」

必須審慎選取緩衝材料的幾何形狀(例如，空隙、含水量及處置孔的距離，使緩衝材料在任何情況下其溫度皆能不超過 100 °C(廢棄物罐最大熱釋出為 1,700 W)。

[參考設計]

在 SR-Site 之參考設計針對考慮熱性質的規劃是：在固定廢棄物罐間距、廢棄物罐最大熱輸出為 1,700 W、處置隧道間隔 40 m，處置孔的最小間距為 6 m，使緩衝材料承受的溫度不會超過 100 °C。

(5) 處置隧道超挖限度

在設計前提中表示處置隧道之超挖量限度為 30~35%，是否會超過或會與減少開挖損傷之要求相互矛盾？

需補充說明，處置孔是否有超挖量限度？超挖是否應該列入處置孔是否被接受或放棄的準則。

(6) 廢棄物罐置放

必須以廢棄物罐裝滿的實際重量，在規定緩衝材形狀與誤差空隙內，測試廢棄物罐之置放操作的可建造性，並補充紀錄其成功置放次數的數據。

須要釐清處置孔及緩衝材置放誤差之嚴格程度。是否可以稍微修正放寬誤差度，俾使提高廢棄物罐置放之成功率？如果必須嚴格限制，是否可將廢棄物罐與膨潤土塊兩者整體一起置放？

若將廢棄物罐與膨潤土塊一整體置放時，是否可取消底版之膨潤土塊？

(7) 地下水允許流入量

對於設計前提或安全功能中，需釐清採不同開挖形式可接受的地下水流入量準則之角色。同樣地，在長期功能性上，灌漿所期望扮演的角色。

【設計前提】：「場址可接受的水文地質與傳輸狀況」

從緩衝材料曝露於入滲水以至飽和期間，流入處置孔的水流量，所導致緩衝材料因管湧/侵蝕損失量必須限制在不超過 100 kg。依目前的知識，流入處置孔的水量必須少於 150 m³。而且切過處置孔的裂隙其流通性(transmissivity)必須足夠低。

(8) 噴凝土與灌漿

要求補充關於使用低酸鹼值水泥與矽質膠體灌漿之長期性能的數據，以及其在灌漿處理上與使用上的測試程序。

要求補充關於限制噴凝土之使用量，對建造施工過程的挑戰、及其涉及工人安全性等資訊；在設計前提內關於“連續性”噴凝土的意思，必須清楚定量化說明，以及在參考設計中處置隧道使用噴凝土的敏感性如何？

【設計前提】：「處置隧道的灌漿及加固」

只允許使用 pH<11 的低酸鹼值(水泥)材料。不可有連續性噴凝土，避免隧道周邊有連續性的灌漿佈孔。

(9) 不確定性

一些不確定性問題(例如出現不利處置場的地質條件或裂面)，須等到建造/運轉後才能以觀察法(Observation method)處理之，但是如果從處置場第一期建造經驗發現出現比預期高出兩三倍的處置孔放棄率，受場址既有限制，將會涉及哪些抉擇上問題須提供補充資訊？

4.3.2 SSM 廢棄物罐潛變延性審視(2012:13)

針對廢棄物罐潛變延性(creep ductility)的相關測試，SKB 經由過去試驗得知，未加入任何添加物的純銅質外殼，當溫度介於 180~215°C 時，其潛變延性將會降至非常低，如圖 4.5 實線所示，此現象將會使廢棄物罐外殼於 180~215°C 時易產生脆裂性破壞，造成裂縫生成。由於無法保證脆性破壞現象不會發生於較低的溫度，因此必須尋求添加潛變延性較佳的材料，增加廢棄物罐外殼的潛變延性，防止裂縫的生成。

根據 SKB 近期的試驗結果得知，若於 99% 純銅質外殼中添加 30~100 ppm 的磷，並且使其硫含量不超過 12 ppm，即可使銅質外殼的潛變延性大於 15%，如圖 4.5 虛線所示。

圖 4.6(a)為未添加磷之純銅質外殼與添加磷之銅質外殼，其受應力荷載大小與達破裂點所需時間的關係圖，由圖 4.6(a)之結果可得知，於相同的破裂時間點，添加磷之銅質外殼可以承受較大的應力荷載，因此於純銅中添加適量的磷，將有效增加廢棄物罐外殼的潛變延性。

然而 SSM 於 2012:13 審查報告中針對圖 4.6(a)的結果提出質疑，認為於純銅中添加磷確實可以增加廢棄物罐外殼的潛變延性，但磷所能提供的潛變延性有限，

當潛變延性隨應力荷載所經歷的時間而削減完時，添加磷之外殼將會喪失原本因具有的潛變延性，而視同未添加磷之純銅質外殼，進而提早產生破裂情形；圖 4.6(b)為 SSM 的設想結果，圖中平行 L1 的線段為 SSM 將磷降低銅質外殼潛變脆性程序的參數假設為 10000 所得之結果，而 L2 的延伸線為 SSM 根據 SKB 試驗結果所做出的推斷，由圖 4.6(b)可以發現當應力荷載低於 100 MPa 時，添加磷之銅質外殼將於 10^5 小時後(約 12 年)提早產生破裂。基於金屬廢棄物罐於處置場中必須具有長期的完整性，以確保放射性物質不會因金屬廢棄物罐的破裂而形成釋出路徑，SSM 認為 SKB 的潛變延性試驗時間尚未足夠，不足以說明添加磷之銅罐具長期安定性，並認為有機會導致廢棄物罐的功能提早失效。

另外於 2012:13 審查報告中也提及 SKB 未對 15% 的數值來源進行說明，SKB 報告中雖然有考量廢棄物罐外殼和內部的機械性質隨時間劣化，但卻未考量潛變延性隨時間下降的問題。

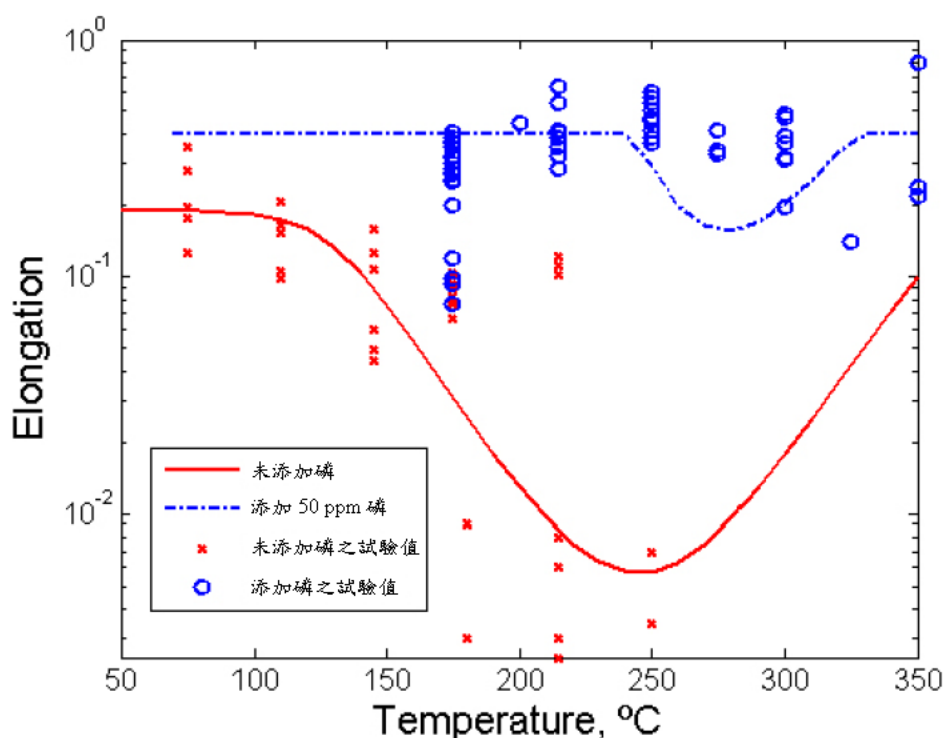


圖 4.5 未添加/添加磷之銅罐溫度與伸長量關係圖(SSM, 2012:13)

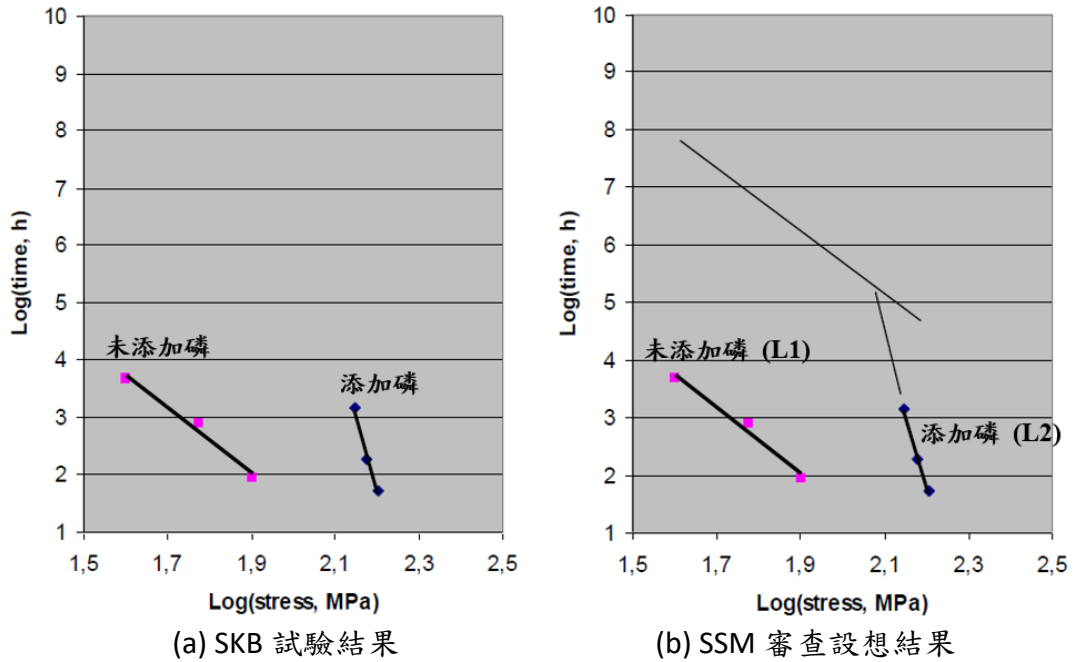


圖 4.6 銅質外殼受應力荷載大小與達破裂點所需時間之關係圖(SSM, 2012:13)

4.3.3 SSM 廢棄物罐機械性質審視(2012:15)

銅製廢棄物罐機械性質的長久完整性倚賴鑄鐵內裡的強度、銅質外殼的抗性以及機械性質的耐久性，以達成長期包封放射性物質的目的。然而在處置場長期的服務期間，金屬廢棄物罐勢必將遭受來自地層、圍岩、膨潤土回脹等力學作用，針對此現象，SKB 運用數值模擬分析模擬金屬廢棄物罐於處置期間可能遭受的力學作用，並依據分析結果檢視金屬廢棄物罐銅質外殼和鑄鐵內裡的機械性質變化。

SKB 的應力分析項目包含膨潤壓對廢罐造成的表面應力及剪力，其示意圖如圖 4.7 所示，而圖 4.8 則是廢棄物罐與不銹鋼頂蓋的有限元素模型，用以模擬廢棄物罐與不銹鋼頂蓋受岩石剪力影響的情形，同時 SKB 也針對膨潤土與廢棄物罐銅質外殼界面所產生的壓力和摩擦力荷載，以及銅質外殼與鑄鐵內裡界面所產生的壓力和摩擦力荷載進行評估，另外也進行銅質外殼的延性相關試驗，從中了解延性對廢棄物罐機械性質與應力腐蝕裂化的影響。

SKB 經過一系列有關廢棄物罐機械性質的模擬分析後，得知銅質外殼必須具有適當的延性，以防止廢棄物罐因受周圍外力影響而發生塑性潛變變形，造成應力腐蝕以及裂縫產生，另一方面，鑄鐵內裡的延性和斷裂韌性也為廢棄物罐重

要的機械性質，主要提供金屬廢棄物罐於處置場中，能保持長期的完整性。

2012:15 審查報告中，SSM 以銅質外殼與鑄鐵內裡的機械性質為重點，進行 SKB 對於廢棄物罐機械性質相關評估的審視，首先針對膨潤壓對廢棄物罐造成的表面應力及剪力模擬分析，SSM 認為廢棄物罐於處置場受膨潤壓應力作用的實際情形並非像圖 4.7 所示的如此均衡，雖然 SKB 已於分析中設想許多荷載情節，但仍有許多荷載情節尚未考量，並且必須分析廢棄物罐同時受多數不同方向及不同荷載強度的影響情形，較能符合廢棄物罐於處置場可能會面臨的實際狀況，除此之外，在建構膨潤土機械模型時，應評估全尺寸岩層剪力。

評估銅質外殼的潛變延性時，處置場的環境以及長期的期間皆必須納入考量因素中，並且加以評估這些因素對潛變延性所造成的影響。

SSM 於 2012:15 審查報告中也針對圖 4.8 廢棄物罐與不銹鋼頂蓋的有限元素模型提出意見，SSM 認為於廢棄物罐有限元素模型中加入不銹鋼頂蓋的部分目的為增加數值收斂率，但模型簡化對局部機械性質的評估分析所造成之影響，並沒有於 SKB 報告中加以評估，另外不銹鋼頂蓋周圍填隙物(gasket)以及閥(valve)的類型也尚未標示清楚，必須加以說明此二項物件不會對廢棄物罐的機械性質完整性造成不良影響。

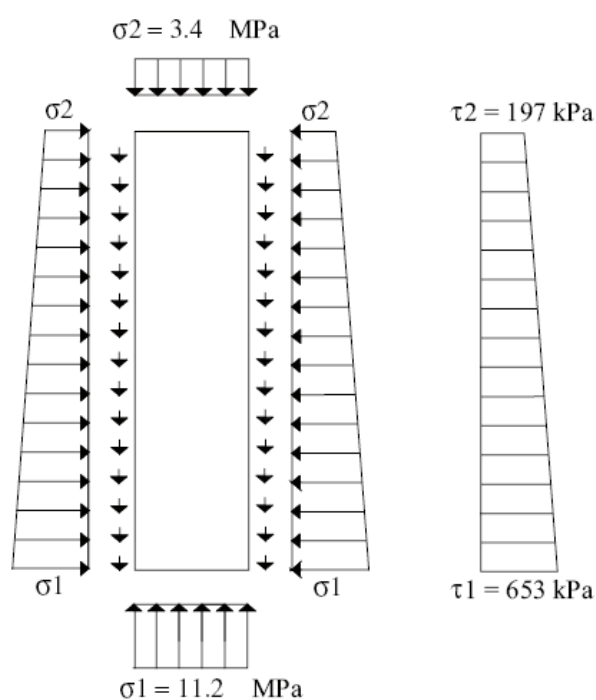


圖 4.7 SKB 評估膨潤壓對廢棄物罐造成的表面應力及剪力(SSM, 2012:15)

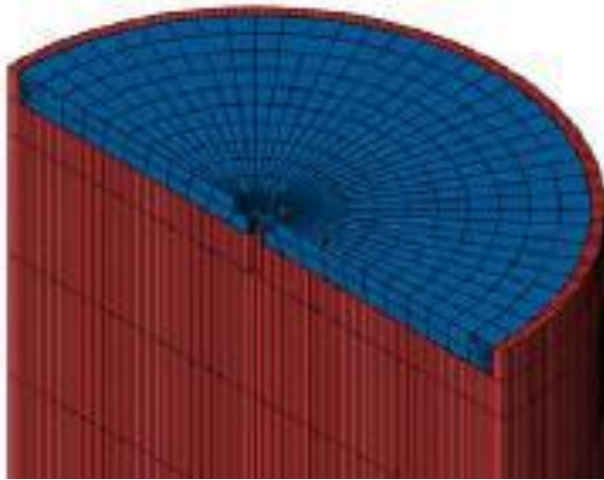


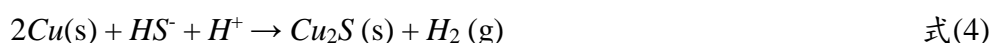
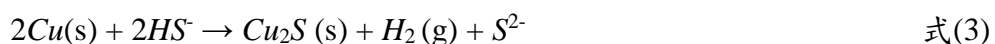
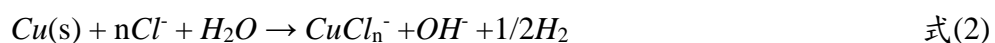
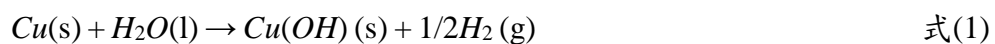
圖 4.8 廢棄物罐與不銹鋼頂蓋的有限元素模型(SSM, 2012:15)

4.3.4 SSM 廢棄物罐對 SR-Site 安全特性審視(2012:21)

由於放射性廢棄物處置場的服務年限極長，因此必須確保金屬廢棄物罐於處置期間長期的安全穩定性，使金屬廢棄物罐不會因外在處置環境的改變而劣化，進而影響其他工程障壁材料的性能。

SKB 以 SR-Site 為對象，設想廢棄物罐於 SR-Site 處置期間可能會遭遇的環境演化情形，並對此設計模擬試驗，藉由試驗的結果觀察處置場環境演化對廢棄物罐銅質外殼所造成的影響，同時也建構質量傳遞三維模型，透過模型掌握銅質外殼受硫化物腐蝕的過程與機理。

SKB 根據過去的文獻以及一系列的模擬試驗結果指出，銅質外殼於無氧純水的環境下，將會產生自發性的腐蝕現象，其化學反應式如式(1)所示；同樣在無氧純水的環境下，氯離子也會使銅質外殼腐蝕，如式(2)所示；另外，膨潤土中所含的黃鐵礦分解時會產生 HS^- ， HS^- 會與銅質外殼反應生成 Cu_2S ，造成銅質外殼產生應力腐蝕破裂的情形，其反應式為式(3)或式(4)。另一方面，SKB 也發現，在無氧的環境下，氫氣的液相質傳特性將限制銅質外殼的腐蝕率，並且於 $pH > 4$ 、 $Cl^- < 2 M$ 的環境中，銅殼將不會引起自發性的腐蝕。



同時 SKB 也藉由表 4.1 水文化學參數分析的結果得知，當水中含有 Al、Zn、Hg、Li、Pb、Cd、Sb、Sn、Bi、Ga、Th 等化學物質時，將會造成銅質外殼脆化，使銅殼的延性下降。

針對 SKB 一系列模擬試驗，SSM 於 2012:21 廢棄物罐對 SR-Site 安全特性的主要審視重點為 SKB 是否有適當的設想銅質外殼於處置期間可能會遭遇的環境演化，並且是否有合理描述在環境演化的影響下，銅質外殼的腐蝕過程與機理，例如 SR-Site 於有氧或無氧的處置環境中，銅質外殼的腐蝕過程與機理，另外也將模擬銅質外殼腐蝕形式所假設的數學模型，以及所設定的參數列為審視重點。

2012:21 審查報告中說明銅質外殼的腐蝕機理與假設仍有部分問題尚未釐清，例如質量傳遞的快慢對銅質外殼腐蝕的影響、溫度對腐蝕過程的影響等，另外銅質外殼於有氧、無氧環境中，誘發應力腐蝕破裂的可能因素也必須有更進一步的考量。

表 4.1 SKB 在模擬銅質外殼受水文化學作用影響而脆化的分析中，SSM 認為 Forsmark 場址的 Pb 與 Hg 濃度非常低，Li⁺也不會於 HS⁻無氧的環境中進行還原反應，因此表 4.1 的部分化學參數設定與 Forsmark 實際情形不符合，應多考量 Forsmark 實際的環境特性，再進行參數的設定。

表 4.1 SKB 水文化學參數分析的主要程序和延伸程序(SSM, 2012:21)

Program	Parameters analysed in laboratory	Field measurements
Main program	Nutrients (Tot-P, PO ₄ -P, Tot-N, NH ₄ -N, NO ₂ +NO ₃ -N), TOC, DOC, DIC, POP, PON, POC, pH, Alkalinity, Electrical Conductivity, Cations (Na, K, Ca, Mg, Si, Li, Sr), anions (Cl, SO ₄ , F, Br), S _{tot} , Chlorophyllis (a and c), Pheophytin, Dissolved oxygen, HS ⁻	Water temperature, Dissolved oxygen, pH, Salinity, Electrical conductivity, Light penetration, Turbidity, Water flow, Water depth, Water transparency
Extended Program in Streams	As main program + Cations (Fe, Mn) Anions (I), environmental metals (Al, As, Ba, B, Cd, Co, Cr, Cu, Hg, Mo, Ni, Pb, V, Zn), Nutrients (NO ₂ , NO ₃), Fe(II), Fe _{tot} , ³ H, ³⁷ Cl, Deuterium, d ¹⁸ O, ¹⁰ B, ⁸⁷ Sr, ³⁴ S, ¹³ C, PMC	As main program
Extended Program in lakes and at coastal sites	As extended program in streams + Lanthanides (Sc, Rb, Y, Zr, I, Sb, Cs, La, Hf, Tl, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, U, Th), Chlorophyllis (a and c), Pheophytin, Isotopes of U, Th, Ra and Rn	As main program

4.3.5 處置場初始狀態的定義

在 SR-Site 中，SKB 定義初始狀態(initial state)為地質圈以及生物圈在處置場開始開挖期間，工程障壁系統在剛安裝完成以及天然障壁在處置時的不受干擾之狀態。這個定義是明確並可以理解的，其時間點為在處置場提供其安全性功能之前。例如，初始狀態並未定義為緩衝區成為完全飽和之時，為主要提供廢棄物罐不受水流影響之安全(TR-11-01)。

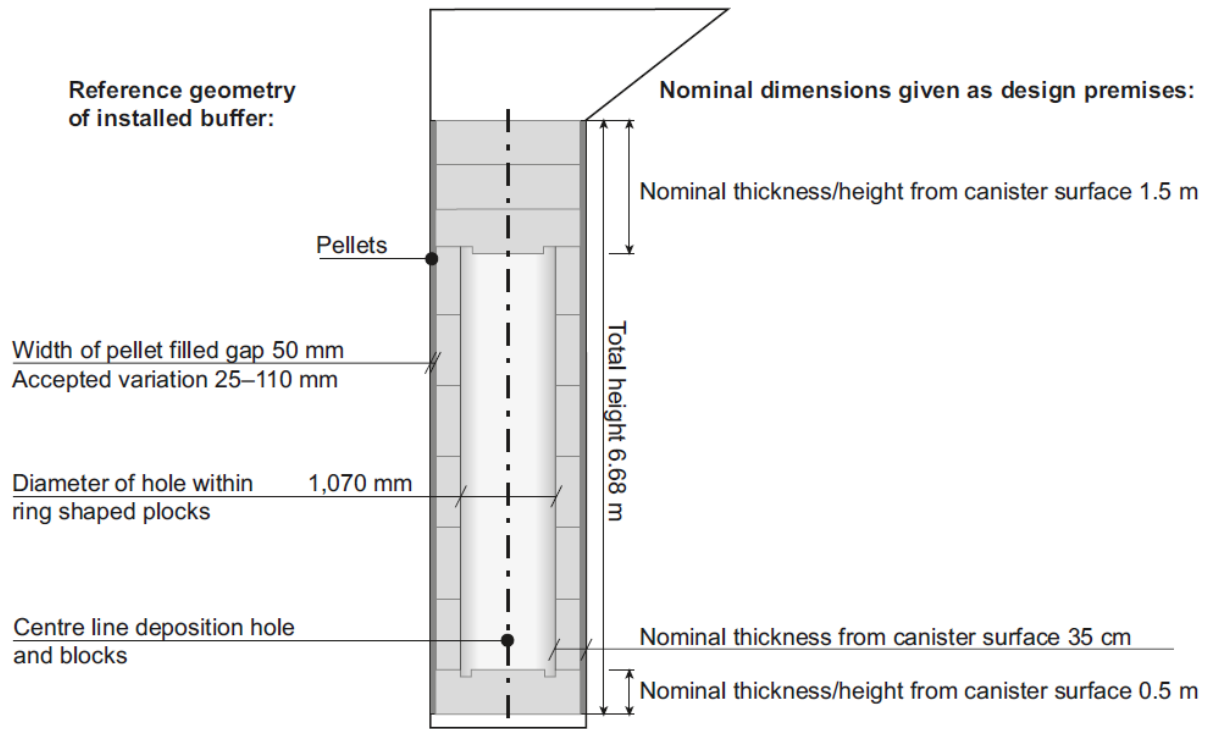
審查工作範圍包括，考慮管狀滲蝕及侵蝕過程之緩衝區以及回填區的初始物理侵蝕，緩衝區及回填區在 SKB 定義之初始狀態後可能發生的飽和。

此時間點為工程障壁在初始狀態之後開始提供其安全性功能。在任何情況下，針對處置場結構、營運狀況、封閉、以及長期安全性評估，SKB 的分析以及 SSM 的審查均甚為重要。

4.3.6 緩衝區設計

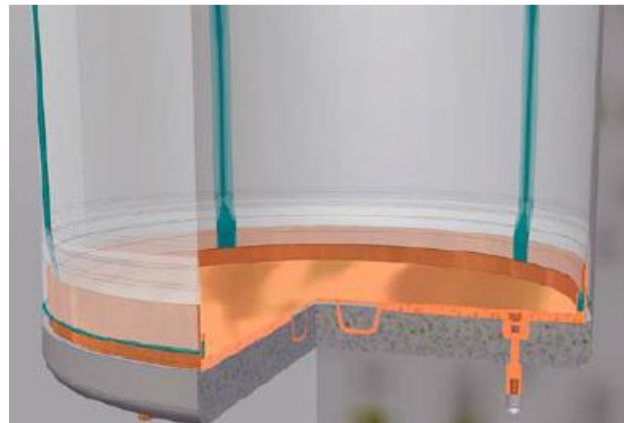
緩衝區的參考設計如圖 4.9 之垂直剖面圖。緩衝區包括一整圈環狀膨潤土圍繞在用過核子燃料廢棄物罐。在安裝的時候，廢棄物罐及緩衝環內表面之間保有一個狹窄的間隙。此間隙在岩石及緩衝環外表面之間，由膨潤土壓縮而成之小球塊填充。間隙應由水飽和之膨潤土膨脹而封閉起來。

薄混凝土基座之上的銅，稱之為「底板」，將用於處置孔底部提供一平坦且水平的放置膨潤土環之處，如圖 4.10。處置孔頂部為一傾斜區域(如圖 4.9)，為將覆蓋之回填區的緩衝區接口，稱之為「 γ 門」，位於處置孔頂部，在處置場營運過程中作為輻射屏蔽之功用。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.9 參考設計剖面圖(TR-10-15)



資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.10 處置孔底部、混凝土基座及銅製底板(TR-10-15)

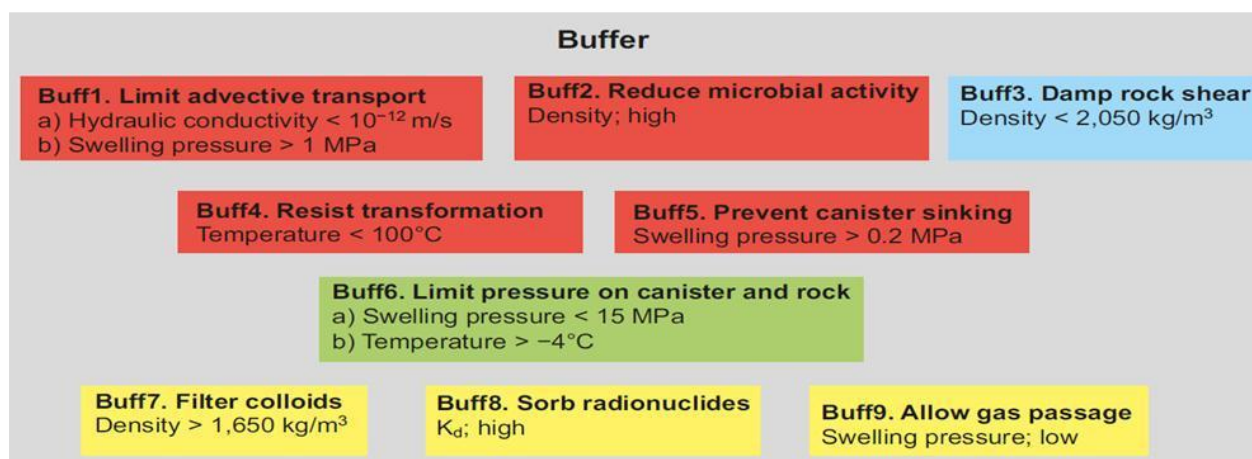
1. 緩衝區安全功能

- SKB 定義之安全功能如圖 4.11。緩衝區之安全定義如下：
- 圍繞在廢棄物罐附近區域之核種傳輸量限制
- 減少廢棄物罐附近微生物的活動性
- 由阻尼性質之岩石剪切關係，從力學角度保護廢棄物罐(例如，地震期

間之岩石張裂運動)

- 抵抗礦物轉化(例如，蒙脫石轉化為伊利石)
- 防止廢棄物罐下沉
- 廢棄物罐以及圍岩的壓力限制
- 過濾膠體
- 吸收放射性核種
- 氣體通過量的限制

圖 4.11 為根據 SKB 的規定，緩衝區材料的相關性質(例如，密度、滲透係數、膨脹壓力)，一旦達到完全飽和，則必須符合這些安全功能。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.11 SKB 定義之緩衝區安全功能(TR-11-01)

2. 緩衝區材料

SKB 表明為滿足緩衝區安全性功能，可藉由膨潤土之粘土基材料，包含使用 75%~90%之間的蒙脫石，及雜質含量需少於一般規定(有機碳、硫化物)。SKB 並無特別規定緩衝區所使用之材料，在 SR-Site 材料使用方面保有彈性空間。

在 SR-Site 有兩種緩衝區材料的例子，高鈉含量之膨潤土 MX-80 以及高碳含量之膨潤土，稱之為 Ibeco RWC(SKB 之前的 SR-Can 安全報告中稱為 Deponit CA-N，TR-06-09)，於 TR-10-60 有更多關於緩衝區材料的細節。

3. 緩衝塊製造、搬運及置放

緩衝塊製造涉及多種乾燥及濕潤的過程，以控制膨潤土材料於單軸液壓機壓縮成膨潤土環後之含水量(如圖 4.12)。從模具取出後，再加工製作成誤差範圍內

指定之尺寸。詳細部分寫於 TR-10-15。

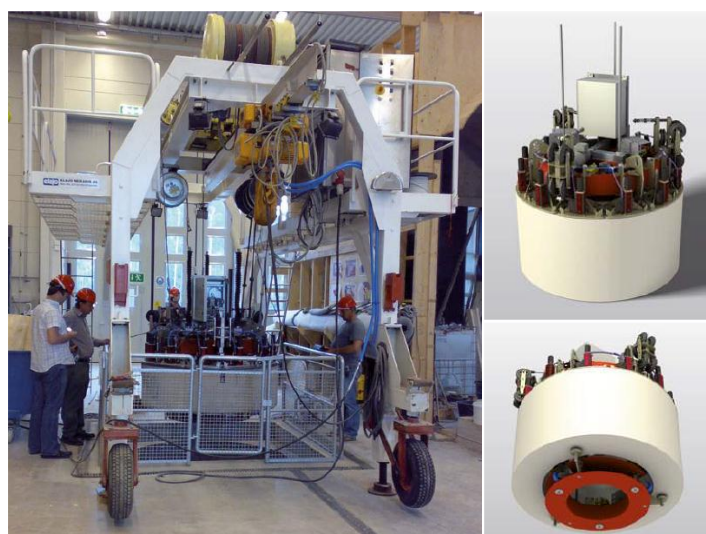


資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.12 緩衝材料壓縮(TR-10-15)

SKB 成功測試出緩衝環之厚度達 500 mm，但未測試參考設計中，製造出最厚達 800 mm 之土塊(TR-10-15)。

SKB 已開發並測試其專用設備來搬運及置放過程中，搬運緩衝塊、緩衝環及處置孔。在緩衝塊被舉起後(如圖 4.13)，此設備包含真空塊狀起重設備及於吊裝作業中外加緩衝塊之物理支撐的門式起重機系統。置放系統已完成了測試，在先前的測試中，對於輻射屏蔽安裝位置具高度要求。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.13 緩衝材料搬運及置放設備(TR-10-15)

SKB 設計一個系統並完成測試，阻止水進入已置放完成之緩衝環及緩衝塊，以保護在置入過程中的廢棄物罐。此系統包含橡膠材質之防水保護膜(如圖 4.14)，置放於底板以作為廢棄物罐安置及緩衝區置放完成之前的臨時措施，為一個在橡膠薄片外的引流管系統，將進入處置孔的水抽出。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42
圖 4.14 緩衝區之防水保護膜(TR-10-15)

先前的 SSM 外部專家團隊 Brite (2010)曾表明，緩衝區防水保護系統的設計問題以及測試，應考慮到確認該系統使用及移除過程的可靠性。

緩衝區防水保護系統的移除過程，將膨潤土顆粒倒入岩石和緩衝塊與緩衝環之間的間隙。膨潤土顆粒製作過程相當標準，且將小球塊壓製的過程已完善測試。

緩衝材料生產報告(TR-10-15)中顯示緩衝區組成之製造及置放過程為可行的，但可能需要以下之更多測試：

- 壓縮 800 mm 厚之緩衝環
- 測試全尺寸之緩衝區傳輸系統
- 底板設計的工作
- 處置孔頂部之錐狀部分及 γ 門的工作

此外，在製造及品質相關量測的細節，詳細寫於生產報告中。

SKB 詳細記載關於緩衝區及回填區之製造、搬運及置放過程(TR-10-15 以及 TR-10-16)，但相關檢查細節尚未發展完善。SSM 對 SKB 計畫的監督與檢查之對策，主要為設施的執行，其內容包含緩衝區及回填區之製造及置放。

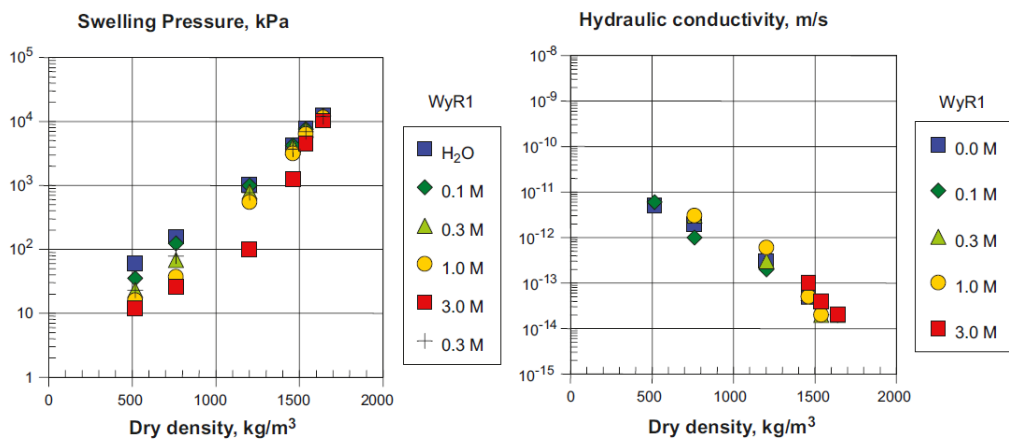
4. 緩衝區性質

主要性質與緩衝區安全功能有關，包括緩衝材料在處置孔的密度變化、膨脹壓力的變化、以及材料的水力傳導係數。

緩衝塊及緩衝環將以初始含水量 17% 進行置放。緩衝區膨脹壓力及水力傳導係數，只在緩衝區完全地再飽和之後才要求其性質。

給定的特性幾何形狀及容許誤差，在 the Buffer, Backfill and Closure Process Report (TR-10-47)有編寫，考慮密度-膨脹壓力-水力傳導係數的關係，理論上可能置放緩衝區並達到所要求的緩衝區密度(如圖 4.15)。

SKB 展開各種模擬研究，考慮在回填區域的緩衝材料密度改變而由緩衝區膨脹向上的影響。

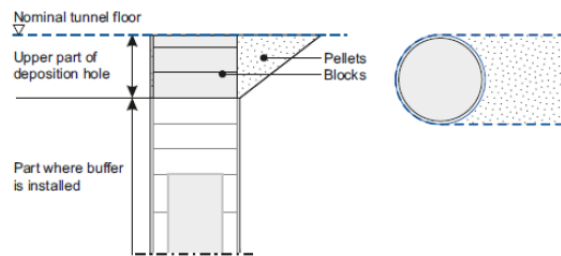
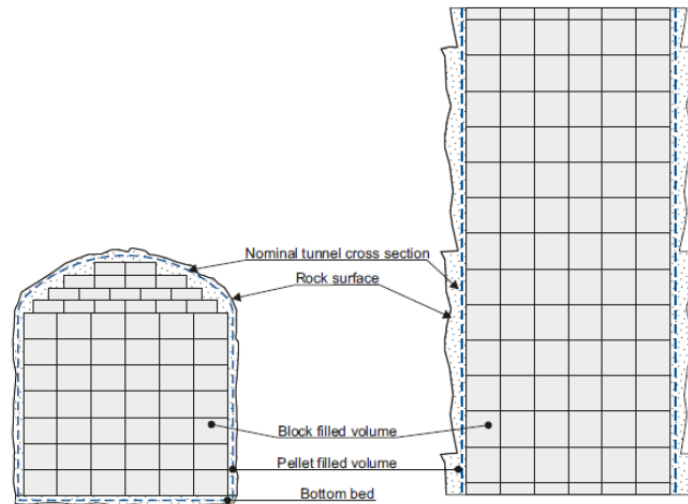


資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.15 MX-80 膨潤土之實驗數據(TR-10-15)

4.3.7 回填區設計

圖 4.16 為回填區之參考設計，包括壓製之膨潤土塊、膨潤土盤(處置孔頂部)、及膨潤土顆粒，用以填充緩衝區域上方與隧道間的三角形區域。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42
圖 4.16 回填區之參考設計(TR-10-11)

1. 回填區安全功能

SKB 定義回填區之安全功能如圖 4.17。其回填材料的安全功能如下：

- 可以抵銷緩衝區的擴張
- 核種傳輸量限制
- 吸收放射性核種



資料來源：SSM Technical Note 2012:42
圖 4.17 SKB 定義之回填區安全功能(TR-11-01)

圖 4.17 為回填區材料的相關性質(例如，密度、滲透係數、膨脹壓力)，一旦達到完全飽和，則必須符合這些安全功能。

2. 回填區材料

回填區的參考材料如同緩衝區，為膨潤土，但其組成含量相較於緩衝區較為寬鬆。SKB 建議參考組成應包含 50-60%的蒙脫石，此範圍在未來可能會被加寬/寬鬆(TR-10-16)。

回填區材料的例子可見於 SR-Site 中，鈣及高含量鎂之 Milos BF 04 膨潤土。

TR-10-16 說明，可能使用高含量蒙脫石性質混合層或是膨潤土混合物。此點將由 SKB 檢視，因為此材料並無考慮到先前相關性質及實驗(可見 R-09-52)。所有回填材料配比中，除了膨潤土：碎石為 30:70 的配比外，其他的配比在塊體-土粒概念下，皆可視為候選配比。膨潤土：碎石為 30:70 的配比之所以被排除，是由於自我封填能力明顯不足，且與其他材料配比相較之下安全餘裕不足。

3. 回填區製造、搬運及置放

回填塊製造之參考方法為個別單軸壓縮試驗，回填顆粒將由滾壓方式製造而成。製造回填區組成為 SKB 制定之製造過程並經過測試，且符合參考設計(TR-10-16)。

回填塊使用特別設計之拖板，運送至處置場。回填顆粒則裝箱運送。為了達到置放速率的規定，每天將於地下運輸約 40 拖板的回填塊以及 15 箱回填顆粒。

回填塊拖板以及回填顆粒箱，一開始將存放於地表下的中央貯存空間。由 R-08-59 結果顯示，須保護回填材料在貯存空間不受水的影響，其相關內容可見生產報告。

回填塊會重新置放於運輸車上，以便將回填塊運送至處置隧道。顆粒將由特殊容器運送至處置隧道進行置放。

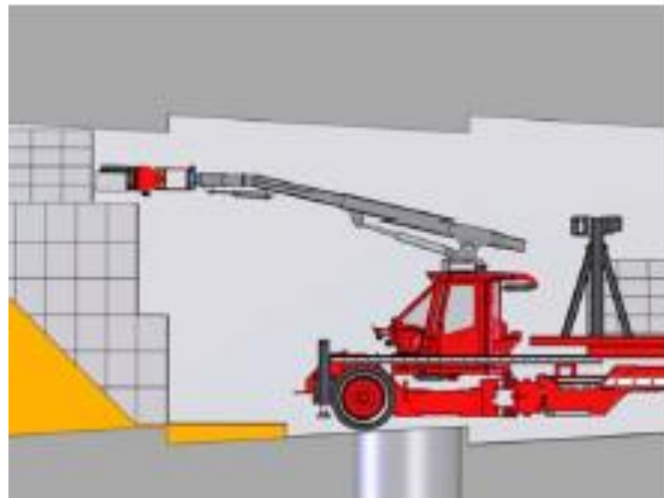
於緩衝區置放完成後，處置孔頂部之斜面將由回填材料回填之，並以壓縮機進行壓縮(如圖 4.18)，編寫於 TR-10-16。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42
圖 4.18 處置孔頂部之回填過程(TR-10-16)

用回填塊回填隧道之底部置放參考方法，是使用螺旋進料器和壓實設備來壓縮材料。此為較新工法，需再進一步之測試與發展。

回填塊的置放參考方法是使用「塊置方法」，用逐塊安裝程序獨立置放每一回填塊(如圖 4.19，TR-10-16)。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42
圖 4.19 回填塊置放(TR-10-16)

回填塊周圍的回填顆粒置放參考方法，以乾噴設備將顆粒注入(如圖 4.20，TR-10-16)。



資料來源：SSM Technical Note 2012:42

圖 4.20 回填顆粒置放(TR-10-16)

此外，在製造及品質保證方法等方面，須要比目前生產報告更多的詳細內容。

4. 回填區性質

回填區置放時的密度取決於隧道的體積(與爆破結果及超挖量有關)，以及回填總置放的重量(與置放於隧道之回填塊及回填顆粒的比例有關)。回填區置放過程中，所有的參數都必須持續量測，以驗證置放過程的密度符合設計要求。SKB 的報告中有記載這些部分(R-08-59)，但實際置放程序細節並未記載於生產報告中。

於此階段回填區密度的計算不能以代替界定範圍計算，見 TR-10-16。對於隧道尺寸的範圍，界定範圍內的重填區密度應介於 $1,458 - 1,535 \text{ kg/m}^3$ 之間。這些結果顯示，回填區置放密度須高到足以防止緩衝區向上的移動，並提供所需的膨脹壓力以及低水力傳導係數。

4.3.8 緩衝區及回填區之化學行為與侵蝕

粘土(clay)是 KBS-3 之工程障壁設計的基本組成，並於其障壁中的緩衝區及回填區之成效占重要角色。在 SR-Site 報告的陳述，緩衝區的功能為抑制廢棄物罐附近的水流(於水飽和狀態後通過低滲透係數之緩衝材料)以及足夠的回脹壓力以確保自體封閉狀態(SKB, 2011)。粘土的礦物成分(於 SKB, 2010e 中，標稱設計為 80–85% 的蒙脫石；容許變異為 75–90%)，在緩衝區安全功能為重要的性質。另一方面，工程障壁應由天然材料製作而成，在處置場環境下能維持長期穩定(SKB, 2011)。相同地，處置隧道的主要功能是選擇通過低水力傳導性及合適膨脹壓力的材料，以限制平流輸送(SKB, 2011)。

在定義緩衝區許多安全功能部分，地球化學性質及行為占重要的一部分

(SKB, 2011), 例如：

- Buff1：維持限制平流輸送，(a)水力傳導性低於 10^{-12} m/s，(b)膨脹壓力大於 1 MPa。
- Buff4：避免超過溫度上限(100°C)使礦物變質。
- Buff5：避免膨脹壓力持續超過 0.2 MPa 使廢棄物罐下沉(sinking)。
- Buff6：廢棄物罐及母岩上的壓力限制，膨脹壓力小於 15 MPa 及岩石溫度大於-4°C。

除了安全功能之外，以地球化學為基礎之緩衝區其中一種設計前提為(SKB, 2011)：

膨脹壓力應超過 2 MPa。

此設計前提下，其密度範圍為 1950–2050 kg/m³，也就是說膨潤土含有 75–90 wt%的蒙脫石。另外，其他以地球化學為基礎的緩衝區限制為(SKB, 2010)：

- 有機碳 < 1 wt%
- 硫化物 ≤ 0.5 wt%(相對應黃鐵礦 < 1 wt%)
- 硫的總含量 ≤ 1 wt%

同樣地，回填區的一個安全功能為(SKB, 2011)：

BF1：保持高密度以抵消緩衝區膨脹。

對緩衝區及回填區之地球化學的初步審查過程如下：

- 完整性
- 科學性及品質
- 相關模型的充分性、數據及安全功能
- 不確定性的處理
- 安全意義
- 品質透明度及資訊的可追溯性
- 製造、施工、試驗、實施及操作之可行性

根據 SR-Site 審查文件，緩衝區與回填區有一些關鍵的地球化學方面之問題及議題，為 KBS-3 系統內部性能問題，值得更詳細的討論。如下：

- 膨潤土的交換性
- 粘土膨脹

- 礦物轉化，包括：
 - 伊利石化
 - 熱-水力-力學-化學過程中的熱能期間
 - 與水泥漿的相互作用
- 粘土行為與概念模型的一致性

這些問題將於後面章節討論。

2. 膨潤土的交換性

在 SR-Site 的評估中，SKB 使用的 MX-80(富含鈉蒙脫石的粘土)及 Ibeco RWC(富含鈣蒙脫石的粘土)作為緩衝區可交換之材料(SKB, 2011)。SKB 視這些可能用於任何處置場的材料為可替代方案的「相對應例證」。此觀點的基礎是利用密度(1950 - 2050 kg/m³)以及蒙脫石含量(80 - 85 wt%)的組合，以達到膨潤土基本性質，包含膨脹、滲透性以及剪切強度(SKB, 2011)。Karnland(2010)規定「緩衝材料基本礦物需求為蒙脫石含量 75 - 90%」，表示任何類型的蒙脫石皆能滿足此設計需求。但是，Karnland 說明「富含鉀離子或一些不常見的陽離子，在試驗前就拒絕使用」。

本節針對安全相關性質，不同類型的膨潤土計算數據。

(1)組成

膨潤土的組成物是變化多端的。根據可用的組成方式(Karnland 等人, 2006; Kumpulainen 及 Kiviranta, 2010; Olsson 和 Karnland, 2009)，如下：

Wyoming 膨潤土相較與其他膨潤土(小於 60% SiO₂)富含二氧化矽(約 65% SiO₂)，且僅含 15%的石英。矽可以在早期熱時，在緩衝材料中重新排列，因為其隨著溫度增加而增加溶解度。

印度產膨潤土與其他膨潤土(小於 5% Fe₂O₃)相比，其富含三氧化二鐵(超過 10% Fe₂O₃)，例如 Kutch。處置場中 Fe³⁺的化學還原致使粘土層的電荷增加(Karnland 和 Birgersson, 2006)。Fe³⁺結構轉化成 Fe²⁺傾向於降低表面積、層間距、水膨脹性和粘土礦物的水力傳導性(Dong, 2012)。

希臘的膨潤土與其他(小於 1% CO₃)相比，富含碳酸鹽(大於 5% CO₃)，例如 Ibeco RWC。CO₃ 含量較高與較高 pH 緩衝能力有關(Arcos 等人, 2006)。

硫化物在 Greek 膨潤土中最高(大於 0.5% S)。硫化物有助於氧化還原電位的

緩衝，並可供銅罐做為抗腐蝕劑。

一些膨潤主要在八面體層中具有層電荷，例如 Wyoming 及 Ibeco RWC；其他類型，如印度的膨潤土，主要在四面體層中具有電荷。

(2)水力傳導性

Karland 等人在鹽度條件為乾密度大於 1200 kg/m^3 ，即飽和密度為 1760 kg/m^3 ，量測飽和膨潤土 10^{-13} 至 10^{-14} m/s 的水力傳導性，見圖 4.21 鈉膨潤土及圖 4.22 鈣膨潤土。水力傳導性 10^{-12} m/s ，此數值大小比理論值小兩個數量級(SKB，2010)。SKB 認為水力傳導性主要取決於緩衝材料的幾何形狀與組成、密度、孔隙水中離子濃度以及溫度(SKB，2010)。

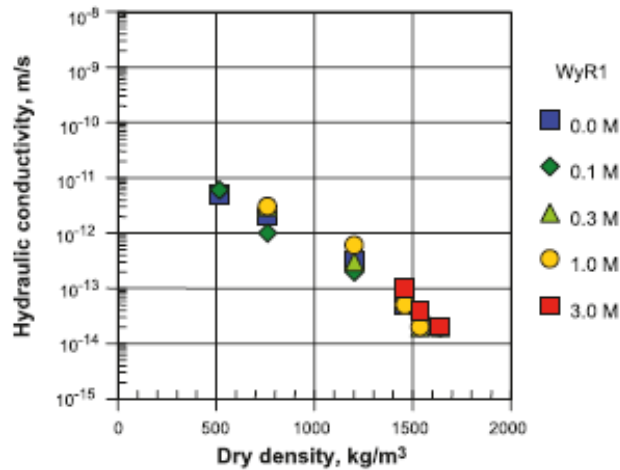


圖 4.21 飽和溶液中不同密度及 NaCl 莫爾濃度 MX-80 膨潤土水力傳導性 (Karland 等人，2006)

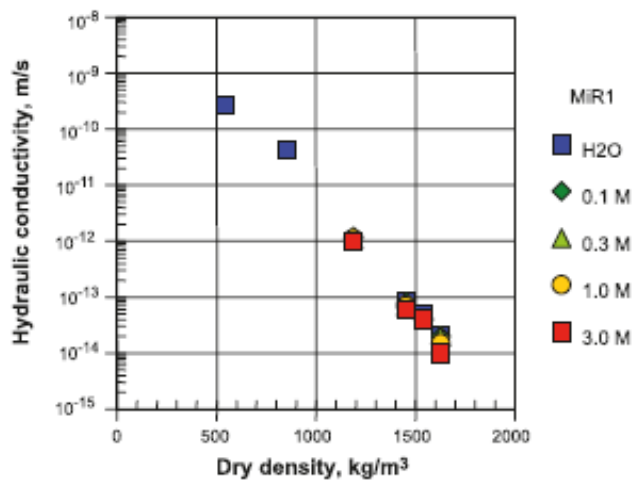


圖 4.22 飽和溶液中不同密度及 CaCl₂ 莫爾濃度 Ibeco RWC 膨潤土水力傳導性 (Karland 等人，2006)

由此兩張圖 Na 和 Ca 膨潤土的數據，可見兩種膨潤土在目標壓實密度下是相似的，仍可看出 Ca 膨潤土的與密度相依之水力傳導性梯度比 Na 膨潤土大，在 1000 kg/m^3 乾密度下，Ca 膨潤土的水力電導係數比鈉膨潤土大一個數量級。因此，Ca 膨潤土的水力傳導性比 Na 膨潤土更容易受密度變化而影響，比如腐蝕性物質的通過。Pusch 將此滲透行為的差異歸因於粘土微觀結構，Ca 膨潤土傾向於在粘土薄片大量地「堆疊」聚集，而 Na 則不會(Pusch, 2002)。

有很多描述 Na 膨潤土水力行為的數據，相對地，有關 Ca 膨潤土及 Ibeco RWC 的較少。事實上，在 SR-Site 的「緩衝區、回填區及封閉後過程報告」中，SKB 說明「對 Ibeco RWC 膨潤土進行一些試驗，結果顯示該材料性質類似可能用於緩衝材料的 MX-80」(SKB, 2010)。

此外，從孔隙結構中就能看出 Ca 膨潤土與 Na 膨潤土有基本的差異。此種可交換性行為不用考慮膨潤土的類型，但很明顯地，可交換的陽離子類型有所差異，故有明顯不同的材料性質。

建議對 Ibeco RWC 膨潤土進行額外的水力相關試驗，但兩種膨潤土仍存在材料性質上的差異。

(3)膨脹行為

粘土膨脹行為的細節在後面會更詳細介紹，此小節將討論膨潤土不同種類相關的膨脹內容。

實驗數據證明，許多類型的膨潤土達到的膨脹壓力皆能滿足 KBS-3 緩衝區的要求(Karland, 1997; Pusch, 1999; Karland 等人, 2006; Carlson 和 Keto, 2006)。實驗條件是否足以代表 Forsmark 近場的環境條件則有待釐清。

(4)礦物轉換

蒙脫石向其他矽酸鹽潛在轉化的細節討論於後面介紹。然而，關於不同粘土的行為：

- 大量的實驗和自然系統顯示，蒙脫石中的二價陽離子抑制了陽極化(Grauer, 1986 及 1990; Eberl, 1978; Roberson 和 Lahann, 1981; Yau 等, 1987; Inoue, 1983; Nadeau 和 Reynolds, 1981; Niu 和 Ishida, 2000)。因此，Ca 膨潤土可能比 Na 長期更具耐久性。
- 目前尚無關於 Ca 膨潤土與 OPC 或是低 pH 水泥孔隙間流體相互作用的

實驗數據。有一些數據可用於水泥孔隙流體對 Ca 膨潤土的膨脹和水泥孔隙流體與 FEBEX 膨潤土的相互作用，主要是 Mg 陽離子。因此，不能對 Na 和 Ca 膨潤土與水泥孔隙流體的相對反應做出判斷。

(5) 小結

根據上面敘述，可總結為：

- Ca 和 Na 膨潤土之間存在一些基本差異，例如孔隙結構和長期改變，可能影響這些材料作為緩衝或回填材料的可交換性，並進一步評估。
- 不同膨潤土類型的更多實驗數據對於一些問題如長期改變、水力性質和膨脹行為是理想的。
- 膨潤土的少量礦物含量是非常不穩定的，在不同的膨潤土之間或是在同一膨潤土中。不確定這些礦物是否會影響其性能。

3. 粘土膨脹

蒙脫石粘土可將水吸收到粘土層中，其重要參數為：

- 粘土電荷的表面密度(膨脹隨著電荷密度的增加而減少)
- 層間陽離子電荷和溶劑化行為(離子的自由膨脹最大，如鈉)
- 電解質濃度或水的活性(膨脹隨著接觸溶液的鹼度增加而降低)

一般可見的膨脹分為兩類：內結晶膨脹，由乾燥粘土中可交換陽離子的水合作用引起的；滲透膨脹，由粘土表面和孔隙水之間的離子濃度梯度引起的。滲透膨脹取決於電解質濃度和溶解離子的價電子數，而內結晶膨脹不太受這些因素影響。

Grauer 指出，膨潤土含水量小於 30%(在蒙脫石結構大約三個間隙水層)，即大部分的處置場條件下，滲透膨脹並不明顯(Grauer, 1986)。滲透膨脹相較於內結晶膨脹需要更大的操作距離，在鈉蒙脫石中可致使粘土層完全分離。因為層間離子受靜電而固定，所以水被吸收到層間以平衡化學活性。

對於 SR-Can，SKB 建立膨脹壓力與飽和密度之間的模型(Hedin, 2004)，以兩種組合：

- 膨脹壓力對固定密度和水相的經驗表達式，假設一開始為純水。
- 以 Donnan 平衡式假設去計算膨脹壓力的變化，如果粘土由特定組成的鹽溶液飽和，會導致其膨脹壓力的變化。

此種方法很適合量測數據，並且可明顯看見鹽濃度對膨脹壓力的影響，隨飽和密度增加而減小。如同 Arthur 所指出的，這種結果是有條件的，此實驗觀察的是在純水條件下，膨脹壓力與飽和密度之間的關係(Arthur, 2011)。但 Arthur 也指出，這種建模方法過於理想化，Donnan 的假設可能不適用於高壓實度的緩衝材料(Arthur, 2011)。

然而，對於 SR-Site，SKB 改變其對於粘土膨脹行為的立場，以壓實密度與膨脹壓力之相關來看待(如圖 4.23)。Karnland 指出，以飽和密度函數繪製膨脹壓力圖，純蒙脫石、膨潤土以及膨脹後粘土在圖中散佈很寬廣(Karnland, 2010)。然而，定義一個替代參數，以蒙脫石含量除以飽和之含水量的平方，重新繪製膨脹壓力圖，很多散佈可變成較為統一(如圖 4.23)。所有含有 Ca^{2+} 並以其作為主要可交換陽離子的粘土礦物，都會分布在圖 4.23 的迴歸線附近。以 Na^+ 作為主要交換陽離子的礦物，替代參數的較高值也會分布在線的附近，而較低的值則會偏離線較遠(圖中圈起處)。

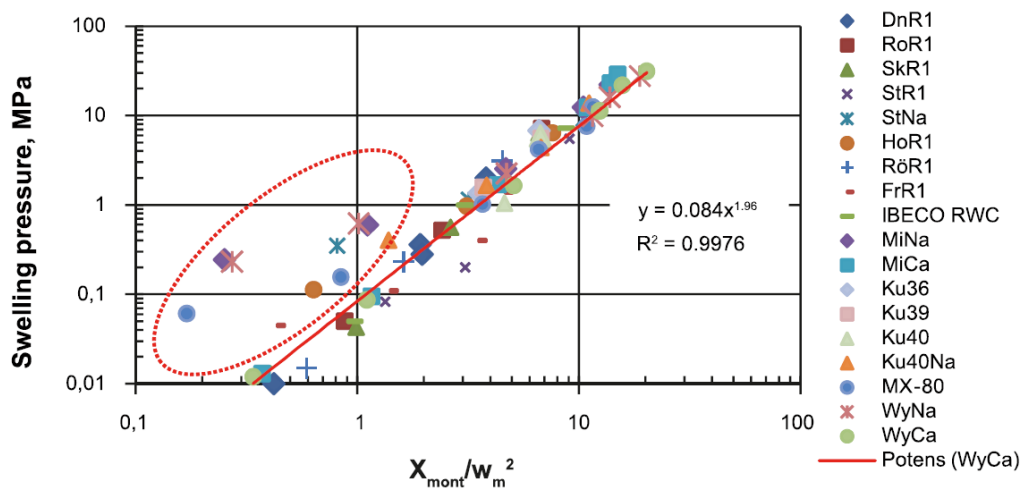


圖 4.23 膨脹壓力與飽和密度曲線(Karnland, 2010)

Karnland 根據圖 4.23 中直線，表明變數 $X_{mont}/(w_{sat})^2$ 及膨脹壓力的關係式為 $f(x) = B \cdot x^a$ (Karnland, 2010)。斜率則為常數 a ，數值接近 2。Karnland 因此認為，由二價可交換離子主導的膨脹壓力可表示為：

$$P_s = B \cdot \left[\frac{X_{mont}}{(w_{sat})^2} \right]^2$$

高壓區域的鈉膨潤土可使用此表達式，即 SR-Site 考慮使用的膨潤土緩衝材

料(Karland, 2010)。

膨脹行為主要是在簡單的化學系統中做研究，即 CaCl_2 溶液中的 Ca 膨潤土或是 NaCl 溶液中的 Na 膨潤土。進一步研究必須使用較為複雜的流體，才能與真實的地下水條件接近。

描述粘土膨脹的機理模型目前尚不能使用。由上面的解釋可知，試圖解釋壓實粘土的熱力學以及微觀結構性質，模型已經建立出來，然而在建立膨脹壓力和粘土飽和密度之間關係的方式，是依靠經驗數據以及假設飽和溶液是純水(Arthur, 2011)。

4.4 本章總結及對國內階段成果報告審議之關鍵議題研析

芬蘭 STUK 指出：Posiva 由 POSE(Posiva's Olkiluoto Spalling Experiment)加熱試驗經驗，已確定會有新裂隙產生，因此對 EDZ 的研究仍需探討在 EDZ 區裂隙在後續受熱應力作用而使裂隙延伸問題，是否導致導水性提高的問題，尤其針對位於處置隧道地面之 EDZ；另一方面，Posiva 已確認的是採用 TBM 開挖確實可以減低 EDZ 的損傷範圍。此點是國內在目前研究規劃及在未來在審查，該注意的關鍵議題。

事實上，目前檢視 EDZ 區裂隙間是否有連通之研究結論，多數是根據採用鑽炸法開挖之損傷，故其損傷易形成在處置隧道徑向輻射狀裂隙，故而在隧道軸向裂隙沒太多連通。然而，平行隧道壁之軸向裂隙之連通程度才是實際關係核種傳輸問題。因此，可建議加強探討檢視在隧道壁軸向裂隙之串聯問題。

瑞典 SSM 在審查 SR-Site 設計中，指出 SKB 建議以擴大全圓周交會準則(EFPC)判斷處置孔的孔位是否須放棄時，並沒考慮到後續因建造開挖/運轉干擾而使應力場改變、或岩石長期受熱應力作用，所導致既有裂隙長度之進一步延伸或裂隙間因此相互合併的可能性。

SSM 甚至認為 SKB 認為的 EDZ 只屬於 CDZ，是開挖動作所造成的新裂隙損傷，其意義與因應力調整導致之 EDZ 有所差別，必需區隔兩者之損傷性問題，因為有效減緩或管控這兩者問題所應用的方法並不同，例如採用坑壁勻滑開炸是有效控制鑽炸法之建造損傷的。

因此，國內在研究規劃及審查的關鍵議題，可設定在更清楚探究釐清 CDZ 與應力調整所導致之 EDZ 程度，及兩者所造成損傷裂隙之處理改善對策。在效

法以 EFPC 判斷合適處置孔位時，應進一步研究與驗證後續因長期熱應力增加、甚或地震作用，所導致圍岩裂隙之延伸增長或導致相互連接之情境。

STUK 廢棄物罐審視結果總結

對於放射性廢棄物處置場的金屬廢棄物罐設計，目前芬蘭 Posiva 預計採用純銅並添加磷製成廢棄物罐外殼，用以增加潛變延性。但 STUK 的審視報告對添加磷的銅質外殼是否確實能提供廢棄物罐長期的潛變延性提出質疑，認為潛變延性的相關試驗時間過短，不足以證實廢棄物罐外殼長期的安全穩定性。

STUK 在其審查結論認為，Posiva 已充分描述與確認其廢棄物罐功能。對安全影響最顯著之不確定性，均涉及銅腐蝕特性與銅的潛變延性。Posiva 亦已確認其重要性並提出相關之技術發展規劃，如：強化無氧水環境之銅腐蝕模型、高氯化物濃度之銅腐蝕、殘留應力腐蝕、微生物腐蝕與銅的潛變延性。

STUK 在其審查結論認為，Posiva 已說明其廢棄物罐與組件之製造程序符合相關要求，然而在鑄鐵內裡的製造技術仍應進一步提升。在檢測技術部分，Posiva 已規劃採用非破壞檢測方式並已證明其可行性。

SSM 廢棄物罐潛變延性審視(2012:13)

金屬廢棄物罐機械性質的長期穩定性為包封放射性物質的重要機能需求，目前 SKB 採用添加磷之銅製外殼，用以提升金屬廢棄物罐的潛變延性，進而增加機械性質。然而添加磷之銅質外殼是否能如期提供長時間適當的潛變延性，目前尚無相關確切的說明與實驗證明。而在進行潛變延性推估時，由於相關實驗數據資料取得不易，再加上推估時間逾萬年之久，磷所能提供的潛變延性可能隨應力荷載時間而消耗殆盡，並提早產生破裂情形，導致不確定性甚大。

因此在審議添加磷之銅質外殼是否能如期提供長時間適當的潛變延性時，應審視是否為採用較保守的評估方式推估添加磷之銅製外殼的長期機械性質，接著建議審視其實驗結果是否有確切的掌握材料的潛變變形行為或變化，並且應提供一可信的材料潛變延性推估模型，證明添加磷之銅質外殼於長期間將不會發生潛變變形行為。

SSM 廢棄物罐機械性質審視(2012:15)

於處置場中具有許多影響金屬廢棄物罐銅質外殼與鑄鐵內裡延性和機械性

質的潛在力學作用，包含處置場岩石的剪力、膨潤土的力學性質、銅質外殼與鑄鐵內裡間的摩擦力等。在審視金屬廢棄物罐的機械性質實驗時，建議審視應著重於實驗是否有全面性的進行各種情節可能性的評估，並且是否有將金屬廢棄物罐的荷載情節再更加的細緻化，例如在審議膨潤壓對廢罐造成的表面應力及剪力模擬分析時，應審視是否有精確的掌握處置場所有可能產生的力學行為，且是否有設計較符合廢棄物罐於處置場可能面臨的實際受力狀況，考量多方向且荷載強度不一的多數荷載情節，而非只考量平行方向且荷載強度均一的單一情節。

除此之外，在審議金屬廢棄物罐的分析模型時，必須審視模型的建構是否有將金屬廢棄物罐的重要物件皆納入考量範圍，例如金屬廢棄物罐不鏽鋼頂蓋與其周圍填隙物、閘等，當為了建模分析需求而簡化部分金屬廢棄物罐的物件時，應審查確認簡化之物件與物件間之力學作用不會對廢棄物罐的機械性質完整性造成不良影響，具體而言必須審視物件簡化前後的金屬廢棄物罐相關力學實驗數據是否差異甚微至足以忽略之程度，或是審驗針對簡化物件所提出的可行性之相關論證與說明是否完備。

SSM 廢棄物罐對 SR-Site 安全特性審視(2012:21)

SSM 審視 SKB 模擬金屬廢棄物罐銅質外殼於處置環境的腐蝕等化學作用時，提出模擬時所設定的水文化學參數與處置環境實際的水文化學有不符的情形，因此目前 SKB 預計所採用的金屬廢棄物罐銅質外殼與處置環境之間的化學作用尚有許多待確認的部分。我國與瑞典的候選場址環境不同、處置概念設計也不盡相同，所引發的水文化學作用也將有所差異，再加上 SKB 預計所採用的金屬廢棄物罐銅質外殼仍有許多待確認的部分，因此建議不宜貿然全盤引用其研究發展結果。

在審議金屬廢棄物罐於處置環境中所產生的化學腐蝕作用時，建議應先確認分析實驗中是否已確切掌握處置場場址環境可能對金屬廢棄物罐造成腐蝕影響的相關參數特性，例如水文化學特性、離子組成等，並著重於比對模擬試驗的相關環境參數是否皆符合處置環境的實際情形，藉此加以審視模擬試驗與場址特性的擬合度。當確認金屬廢棄物罐化學腐蝕作用模擬試驗所設定的環境參數與處置場實際的環境特性相關參數相符時，再進行後續處置環境對金屬廢棄物罐的化學腐蝕作用評估審議，包含質量傳遞的速度、溫度、有氧/無氧等環境對銅質外殼腐

蝕的影響。

對緩衝區及回填區之 IRT 總結

IRT 認為針對緩衝區與回填區指派的安全功能為相關且完備。然而，也可將緩衝區的自由膨脹應變訂為安全功能指標(輔助膨脹壓力指標)，以確保在評估期間所有初始空隙與間隙充分地緊密封，如此才能防止形成連續的水流路徑(潛流平流傳輸)。對於完全有效地密封，在不同的處置場配置(處置孔和隧道、鑽孔)中所需的膨潤土膨脹變形，應與其可用的自由膨脹應變進行比較。

IRT 指出，SKB 已合理地證明此設計前提的全面性，且在建立設計前提過程中，已確認所有的安全功能皆已考慮到。IRT 認為，在建立設計前提以其參考設計時，SKB 已適當地考慮關於(與安全性最相關的)緩衝區、回填區以及封塞功能的最新知識。SKB 針對緩衝材料密切相關的發展過程之未來階段，IRT 建議膨潤土的設計問題如下：

- 商業用膨潤土可用類型的比較：與密封能力及管湧(短期)和膠體釋放過程(長期)相關的部分。
- 廢棄物罐周圍的緩衝材料設計厚度足夠。

IRT 認為 SKB 已經非常徹底地說明、描述及處理緩衝區和回填區內部相關過程。SKB 提出膨潤土行為的相關研究需求，將在未來的逐步計畫中持續發展。

IRT 則建議未來的研究與實證應涵蓋以下問題：

- 地下水與膨潤土接觸面中，膠體釋放及運動的預期時間和條件。
- 對於不同膨潤土，在緩衝材料全部厚度上 Na/Ca 比達到平衡的時間。
- 密封能力相關方面，例如，對於不同膨潤土所需的最小潛在自由膨脹以及膨脹應變和施加壓力間的關係。
- 不同膨潤土濕潤時，膨脹應變隨時間發展情形。
- 不同膨潤土在完全飽和後的吸附狀態，以及吸附層間水的密度與時間相關演變。

IRT 認為 SKB 的研發與實證 2010 計畫，針對影響計算風險以及緩衝區與回填區的主要設計問題之主要不確定因素，已進行了廣泛的探討。

IRT 指出 SKB 知道他們對緩衝材料侵蝕過程尚未完全地理解。然而，根據所考慮的情況，即處置孔中的平流條件，IRT 認為，在 SKB 的安全分析中，已

充分認知這種概念上的不確定性。IRT 與 SKB 一致認為更進一步的研究可減少目前對此問題悲觀程度，而 IRT 與 SKB 共同感興趣的領域，為：

- Ca 與 Ca/Na 混合系統對於膨脹/膠體形成行為的影響。
- 裂隙或槽縫的侵蝕。
- 礦物造成裂隙閉合的自癒能力。
- 水流量及流速對侵蝕的影響。

IRT 能理解 SKB 在 SR-Site 使用管湧/侵蝕經驗模型的方法，因為管湧/侵蝕只在處置場早期發展過程相關。SKB 目前研究工作(Eva 計畫)為，基於具有理論和經驗的子模型(半經驗)詳細描述的系統，發展一個可量化的模型來改善現有的方法，是受 IRT 認可的。

IRT 同意 SKB 的觀點，關於水文地球化學方面，雖然目前可用的以及連續收集的數據足以使用於 Forsmark 場址，以及至少未來幾千年內應該持續的溫帶期內適宜條件。IRT 強烈支持在這一領域的努力，在處置場的安全案例中，因為入侵稀釋的冰川融水對處置場具有潛在地嚴重影響。

IRT 建議，應仔細評估不同膨潤土彼此間差異的相關性，尤其是最終使用材料的密封能力以及管湧和膠體釋放過程相關差異，因為這些因素會影響計算風險。IRT 支持 SKB 的替代緩衝材料(ABM, Alternative Buffer Materials)計畫中，與不同國際組織合作發展的研究工作。

第五章、安全評估

芬蘭輻射與核安管制機構(Radiation and Nuclear Safety Authority, STUK)即對建造執照申請展開審查工作，對於 Posiva 於 2012 年 12 月向芬蘭政府提出於 Olkiluoto 場址設置用過核子燃料最終處置場之建造執照申請(construction license application, CLA)，安全評估部分之專家已於 2015 年 8 月彙整審查意見，提出編號 STUK-TR 17、STUK-TR 18、STUK-TR 19、STUK-B 197 審查報告。NEA 對瑞典 SR-Site 進行之國際同儕審查，已於 2012 年 6 月提出審查報告 “The Post-closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden” (報告編號：NEA/RWM/PEER(2012)2)；及 SSM 於 2012 年對 SR-Site 提出一系列有關安全評估之審查意見(主要以 SSM 審查報告 2012：24 及 2012：34)。

本章節提出前述 STUK-TR 17、STUK-TR 18、STUK-TR 19、STUK-B 197 審查報告有關安全評估之審查意見彙整 (於 5.1)，NEA 審查 SR-Site 申照報告之 NEA/RWM/PEER(2012)2 有關安全評估之審查意見彙整 (於 5.2)，及 SSM 於 2012 年對 SR-Site 提出有關安全評估之審查意見整理 (於 5.3)，最後並對於前述審查意見進行總結與建議 (於 5.4)。

5.1 芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫審查

5.1.1 水文地球化學特徵

建構完整的水文地球化學模式需要可信度高且相對完整的現地數據，Posiva 花費了大量的時間及精力去了解此區域的水文地球化學特徵，並獲得了大量的數據以便解釋與模擬有可能發生之情況。

5.1.1.1 水文地球化學資料庫

討論水文地球化學中數據的涵蓋範圍，其中包含了化學、各種同位素、地表水、井水、地下微生物等等可採集到的數據。由 Posiva 完整呈現各數據在大多數模擬情況下的彙編，並將收集到的數據進行妥善地整理，再進行質量上的分類，但是某些參數還是包含了許多不確定性以及誤差。

5.1.1.2 地化模擬

使用地化模擬時常缺乏對目標的描述，將數值方法的假設簡化，以成功達到目標關鍵的評估狀況及確認不確定性。模擬水文演化所使用的 FASTREACT 無

法良好的記錄及理由解釋，且不能充分地測試與驗證。由 PHQEEQC 計算混合比例的地下水樣，並以水、礦物反應主要化學成分的質量傳輸。從不同來源與不同時間所組成的水體之間所交互反映出的結果，顯示主要是由隨著水流與其礦物反應下造成的變化在作為主導因素。由量化這些反應來表示出該區域的水混合物與地球化學原理的反應，建構其處理元件的各部分，包含氧化還原反應、PH 值、鹼度和陽離子比，結果和長期演化反應相當一致且充分可以了解到其中演化的過程。質量守恆的模型建構內容為有限範圍內礦物質的演化過程，即；溶解、沉澱、氣化、離子交換等反應，由於模型簡化以及地層的非均質性，無法完全解決不確定性的問題。水文化學建模需要考慮更詳細的現地參數，滿足安全分析所需求之數據，確保工程障壁系統的安全性。

5.1.1.3 水文化化特性功能目標

水化學所影響的主要性質包含了溶氧和化學還原條件，腐蝕氣體濃度(HS、 SO_4^{2-})及生地化反應所需之條件(SO_4 、DOC、 H_2 、 CH_4)、pH 值、鹽度和離子濃度，而這些目標屬性都有其高、低限值或是定性的限制，因此只能由各領域的專家來判斷與評估。在幾個區域中有出現較不確定的異常值，但總體而言沒有明確的數據顯示與目標屬性有太大的差異。

5.1.1.4 地下水硫化物來源

對於硫酸鹽和鹽水在深層區域進行徹底的評估，並解釋其中的控制因素。硫酸鹽產生的因素為長時間下，甲烷和微生物交互作用所產生，其中影響硫化物的溶解數據的因素，包含氣候變遷與冰期階段。Posiva 提供了一個可以全面解釋硫化物在未來可能濃度範圍之模型。

5.1.1.5 母岩對擾動的緩衝能力

從初始地化狀態來看符合緩衝能力的目標屬性可能已經無法得知，水文化化模擬處置深度之緩衝能力狀態，需要確保不會有太大的變化。關鍵的因素在氧化還原條件和硫的化學反應，因為這些影響到廢棄物罐的穩定性。主要的氧化還原的兩種數據包含了硫化物和硫酸，其不確定性包含兩者的氧化還原電位及活度，在 Posiva 中則有說明氧化還原的條件和減少的合理範圍。有必要顯示 SO_4^{2-} 在地下水中高低變化的情形，即與現今氧化還原過程的結果與測得的氧化還原電位一

致。可以解釋及預測場址內溶氧、硫化氫、硫酸、甲烷、化學需氧量和鐵的變化情形。

5.1.1.6 古水文地質

評估地下系統過往的演變及擾動影響，其成因取決於不同組成，包含起源、年齡和停留時間，校準地面水域的分布並解釋數據和測試瞬態地下水的溶質傳輸與長時間水文地質模型是一致的，基本上水文地球化學和同位素的數據可建立在岩石基質孔隙水的基礎解釋上，也可使用在古水文演變和流動的模型上。

古水文的鹽度變化可表示未來的演進過程，特別在冰川的冰期變化中，Posiva 需確認古水文中岩石屬性、孔隙水和地下水之間不平衡的流動與傳輸情形，考慮模型的所需之條件及系統長期演進對建立模型的影響。

5.1.1.7 淺地表生物圈對入滲水的緩衝能力

地化反應的過程中淺層入滲水具有相當不錯的特性，並可獲的一些實驗的數據可證實，在淺層入滲水中所發生之快速的氧化還原反應，其過程消耗溶氧量。在一般的情況下生物圈的交互作用情形，讓我們可以足夠去了解地質改變過程的概況。

5.1.2 母岩溶質的傳輸特徵化

5.1.2.1 所需要的遲滯特性

Posiva 已討論特徵和建模的傳輸途徑和過程，可能導致放射性核種從場址到地表環境遷移。遲滯特性的目標不明確，可能導致功能安全評估目標與傳輸路徑、場址和安全案例偏離。

5.1.2.2 流場傳輸路徑特徵化的建模方法

傳輸路徑模擬採用 Hydro-DFN，欠缺與其他模式平行驗證，降低評估結果可信度。Posiva 以各裂隙段的傳輸路徑為基礎，裂隙的地質特徵一致性是合理的。此方法在很大的程度上需依賴 Hydro-DFN，必須確保 Hydro-DFN 不確定性上的評估。流量和傳輸通過 SFR 的替代模式可信度較高。地質特性和傳輸途徑的分類可以足夠表示出物種遷移模型的分析目的。

5.1.2.3 自然膠體傳輸

Posiva 表示 (OSD, P.689)，該天然膠體的濃度低，並且參考情況條件下，

在存儲庫中生成的膠體將由緩衝層過濾掉。膠體促進放射性核素的傳輸是顯著的，但 OSD 幾乎無呈現膠質的數據，只講了濃度“，例如”0.2 和 0.7 毫克/升，還有除了有機膠體，無機膠體“可能會發現.....”，2009 年 WR 報告有兩個新的測量方法（從早期採樣獲得數據），並確定這兩個採樣的問題（可能有灌漿污染），並打算做進一步的工作。天然膠體特性相當少，並包含不確定性，但顯然 Posiva 認為這並非是一項重要的安全相關的問題。膠體的一個更重要的來源似乎是膨潤土和任何膠凝材料。

5.1.2.4 傳輸路徑的地表輸出

OSD(Olkiluoto Site Description)指出地下水出流至地表水與生物圈的位置，但缺乏佐證資料(如地表凹谷)，對於地下水出流區的研究佐證需加強。

OSD 確認地下水進入地表水和生物圈的排放地點，以建立模型中場址的位置，但沒有提出證據去指示這些區域有實際排放，此處有一個局部的討論有關於 HZ19 所扮演的腳色。以 OSD 定義的一個深層地下水所排放區域的主題並需要進一步的研究。

5.1.3 確保施工期間母岩有利條件

場址的地質性質和特點，質疑該場址是否適合放置廢棄物。包括該場址的發生過不良事件，地震具體的影響。

YVL-D5§412 確定了四個因素：(1)存在可開發的自然資源；(2)異常高的岩石應力；(3)異常高的地震或構造活動；(4)不利的地下水特徵，如缺少減少緩衝能力和高濃度的可能損害安全功能的物質。

5.1.3.1 存在可開發的自然資源

Posiva 大部分的工作的重點放在其它的地球科學因素，相較資源勘探的主要目標，應集中在金屬的分佈上，包含微量金屬及所附屬的礦物。Posiva 最近的工作內容裡有提出合理的論據，進一步評估適當量化的潛力。所觀察到的 ZnS、CuFeS₂、ZnPb、In、Sn、W 和 Mo 應總結為礦物，並給予已知的等級。

建立模型將所需之特定金屬量化，對於經濟上來說可以須限制採礦活動。

5.1.3.2 異常的岩石應力

沒有應力異常等問題存在，Posiva 非常清楚需要依照應力條件設計與建構，

如發生崩落等情形隧道的形狀與方位都可能被改變，在隧道入口處做一些特殊的設計藉以支撐這些區域。

5.1.3.3 場址的地震活動概率

相關幾個不確定性在 Posiva 分析下需要幾年才能圓滿的解決，並取得結構安全的建照。需有替代方案的與其詳細資料的評估，以地震學的角度評估各種有可能發生的情況與其可能造成問題的相關證據，例如:在此地質環境情況下所可能引發地震的各項數值與可能性。

5.1.4 工程障壁評估

5.1.4.1 情節

STUK 對於工程障壁系統之主題制定了分析方法與提供情節問題。在 Posiva 的 CLA 報告中說明情節方案的完整性和充分性。

(1) 情節是否完整

審查建議在情節設計的完整性：建議需加強情節的完整性，也就是可以一些增加變異情節(如地震誘發使導水裂隙帶經導水而加速緩衝材料侵蝕與廢棄物罐腐蝕)使評估更完整。探討情節的特點，事件和過程，可能會影響該障壁系統發展的參考案例，不同 EBS 的安全功能，並確定事件（例如，地震，冰川，地面結冰），可能造成的行為與影響，確保其安全功能。可見 Posiva 用來開發和應用情節的方法與處置廢棄物和高放射性廢棄物的國際方案的相似之處。測試更廣闊可信度高的情節去預期未來有可能的運行的情況，這些情節應仔細的檢查其早期開始對廢棄物罐之影響，並防止系統故障的可能與在近場的環境下廢棄物罐滲出的影響。

(2) 情節是否適當

在封閉後的安全性中，即 Posiva 和 STUK，能開發出更好更適合的方式，並更深入的了解其性能、安全功能，流程和對應最適合之情節。

審查建議對參考案例(reference case)的適當性存疑，Posiva 的參考案例假設由於電子焊接臂的失誤使得廢棄物銅罐產生 0.5 mm 直徑的小洞，審查建議認為這是很奇怪的參考案例。審查也發現 Posiva 在錯誤的參考案例進一步假設 SF 覆蓋物(cladding)在 1000 年侵蝕，這些覆蓋物是設計具有較長的耐侵蝕壽命？

5.1.5 封閉後的安全評估

情節審查重點包含：所使用的評估模式是否適當、緩衝與回填材料的模擬、熱傳模擬、地球化學模擬、廢棄物罐力學完整性的模擬、不確定性的處理。

審查建議有：(1)應用多重敏感度分析來鑑別影響處置安全的可能作用、安全功能與緩衝材料特性等。(2)描述緩衝材料飽和、貫穿(piping)與化學侵蝕行為所使用的經驗公式需進一步檢驗合理性。(3)Posiva 承諾緩衝材的溫度可以控制在100°C以內，這與所使用參數的合理性有很大關連，隨著工程障壁設計的更新與廢棄物置放順序的不同，熱傳模擬需重新評估。(4)目前的地化模擬能力需要提升，特別是礦化作用反應的模擬、地化與侵蝕的耦合模擬。(5)銅製廢棄物罐的材料展延性資料需加強，未採用一致的方法去處理不確定性。

5.1.5.1 所使用的評估模式是否適當

KBS-3 封閉後安全評估能解決許多關鍵物理現象和影響過程。並關注更多可信度高方案（以及相關的流程），Posiva 使用經驗模型，並非抽象且沒有明確考慮幾個關鍵過程（例如，膨潤土侵蝕）的模型，應加強可能對障壁功能和安全性產生影響之分析。

5.1.5.2 不確定性評估

- (1) Posiva 使用各種 approach-ES 建模設計封閉後情形，以管理及預測各種不確定性分析。
- (2) Posiva 已經使用一組不同敏感度分析的方法，並採用已確定和量化之參數，不同不確定性下，如何影響長期釋放速率？
- (3) Posiva 之分析方法需改善，以能有效管理不確定性之一致性，並且需為每個特定建模區域採取可信度更高的方法。
- (4) Posiva 之系統的敏感度分析方法應擴展到更廣泛的可信度分析方案。
- (5) Posiva 應更清楚地分析到多重障壁系統。Posiva 之分析已可減少目前的不確定性，將對改善和確保封閉後的安全性影響最大的地區。

5.1.6 安全評估審查重點

5.1.6.1 情節

- (1) 情節建立方法：情節建立與描述、情節所包含的關鍵因子、所建立情節的可

理解性、透明度、一致性、可追溯性。

- (2) 情節分類：分類的方法、基準(baseline)情節的充足性、變異(variant)情節的充足性、擾動(disturbance)情節的充足性、變異與擾動情節之安全功能的性能下降、利用情節管理不確定性、利用情節管理替代的假設、計算案例的釐清。

5.1.7 封閉後的安全評估

- (1) 方法論：模式與資料的品質、模式與資料的假設、模式的簡化、技術論點與證據的強健性、技術的簡報呈現、支援方法。
- (2) 安全分析、模式與資料：概念模式的合適性、輸入資料的選取、評斷與記錄、數學模式、隨機變異。
- (3) 不確定性評估
- (4) 補充的考量：確認補充的考量、應用補充的考量來降低不確定性。
- (5) 符合管制法規：符合劑量限值、符合通量限值、低發生率事件是否符合劑量限值、符合動植物的劑量限值、符合可信賴度。
- (6) 安全評估的可信賴度。

5.1.8 各項概要總整

- (1) Posiva 提供明確且內容足夠詳細各種方案，使想解放射性廢棄物處置之審查者可以更加清楚的理解。
- (2) Posiva 利用各種的情境模擬，使功能安全評估系統之效益更清楚呈現，使長期安全具有更高的保障，並能減少災害發生之可能性。
- (3) 情節分析之方法並非系統性的，但是它足以在此階段安全評估過程提出安全性分析，與許可證的申請。
- (4) 系統適當情況下應考慮到外部和內部因素
- (5) 排除廢棄物罐設計初始可能不良的部分，在情節定義方面沒有質量不合格的地方。
 - A. 檢查程序、開發過程與經營的過程。
 - B. 審查及檢測的應用，以確保其過程可能的問題
- (6) STUK 提出需說明 Posiva 不考慮的最大曝露量理由。
- (7) 不考慮一萬年內大地震的發生，應該提出解釋，或是進行一次此情境的分析。
- (8) STUK 已經請 Posiva 提供更好、更完整之飽和緩衝層的影響分析。

5.1.9 封閉後安全案例

- (1) 安全功能(safety function)與功能安全目標(performance target):在運轉申照前 Posiva 應該進一步審視全功能與功能安全目標，以釐清安全論證與內部的不一致性。也應建立量化指標來說明是否滿足安全功能，以助於瞭解安全功能會因為哪些因素致功能降低到何種情況。安全功能的安全目標也應透過安全分析來支持論證，特別是不確定性的影響。擾動與變異情節所造成安全功能無法滿足安全目標之不確定性，應再加以系統性的管理與因應。
- (2) 情節與分類:情節建立的方法論不夠完整，情節建立應包含目的、清楚的內容界定，與特徵、事件及作用之過程應更清楚。安全案例應同時考慮中低放與用過核子燃料的整合性處置設施。更有系統性的情節分類(目前分為 reference, sensitivity, what-if, complementary)需加強。生物圈情節也不相容於目前的情節分類方法。
- (3) 封閉後安全評估:
 - A. 由於 LILW 在 SF 的正上方且採用共同的通行隧道，因此安全評估應同時考慮 LILW。
 - B. 所採用的機率權重多，廢棄物罐外釋假設難以理解，應進一步說明所採用之假設。評估結果的整合論證可以提供更清晰的關鍵論證，以增強對處置設施的安全信心，Posiva 應整合某些評估結果，如生物圈情節，以整合論證處置設施的系統性安全。
 - C. 補充情節並未清楚的對應安全功能與安全目標，特別是障壁功能與關鍵作用。
 - D. 所有評估結果的年劑量有符合法規限值。
- (4) 封閉後安全案例之可信賴度提昇
 - A. 可以應用概念圖來更簡明的說明地質圈演化說明。鑑別與不同工程障壁相關的關鍵安全功能及安全相關的重要參數。整理與比較不確定分析結果，來釐清關鍵的不確定性因素。
 - B. Posiva 應該提供每一個情節影響封閉後安全的 10 個最敏感參數。對這些參數進行不確定性分析，並釐清其變動範圍，提供這些參數來源的參考文獻，提出降低參數不確定的計畫。

5.1.9.1 安全開發策略

- (1) Posiva 以循序漸進的方法實施用過核子燃料處置方法
- (2) Posiva 開發安全概念，符合法規要求。
- (3) Posiva 提出減少核子燃料的儲存。
- (4) Posiva 開發概念是符合法規要求的
- (5) Posiva 沒有定義用過核子燃料的處置障壁，無法得知廢棄物在封閉後的安全性
- (6) Posiva 提交安全案例組合滿足法規要求。符合安全要求的案例，應同時考慮到 SNF 和 LILW 兩者的處置，應將此內容加入並提交於申照報告書中。

5.1.9.2 封閉後的安全性

功能安全和效能目標，應保持封閉後之長期安全，可預期地質變化不會危及長期安全性。在長期的情況下，如遇到各種可預測地質變化不會危及障壁系統安全性。

功能安全應有效防止放射性核種之釋出，而處置的時間取決於放射性廢棄物性質，短期時間也會超過幾百年，長期時間可能達到數千年。

5.2 NEA 審查 SR-Site 申照報告 NEA/RWM/PEER(2012)2

5.2.1 地質圈

5.2.1.1 目標區域的地質條件

在 2002~2007 年間 SKB 詳細調查與探討 Forsmark 的候選場址，基於以上的調查，SKB 選擇候選區域的北部作為存儲場址的位置。IRT(International review Team) 已經審查了現有的基地的數據以及目標區域的地質條件，並得出目標區域地質模型的需求：

- (1) 在早期的發展階段須得到大量與高品質的現場數據做為充分的條件。
- (2) 通過最先進的模式表示。
- (3) 使用考量周全的概念模型。

5.2.1.2 水文地質和傳輸條件

IRT(International review team)國際同儕審視 TR-11-01 中提出的離散裂隙網路(DFN)的相關模型中，覺得目前數據面上還是不夠完整。從實際面來說，地下

挖掘還沒開始進行。IRT 預計從地下設施建設開始，增加目標區域的數據收集再進行更詳細的評估，可以增進 DFN 模型的適當性與找到更合適的裂隙性質。IRT 同時有注意到，SKB 計畫開挖後的執行項目：

- (1)在地下情形的調查中可以開發更多的實用方法來解釋及分析更多的情況。
- (2)分析獨立裂隙對傳輸情形的影響。
- (3)SKB 測量未受干擾時的瞬間孔隙壓力與流體情形。
- (4)SKB 充分的討論了測量後所得到的數據與進一步研究的可能。

5.2.1.3 地球化學和生物地球化學條件

IRT 對 SKB 於裂隙與孔隙水的地球化學研究上的廣泛性印象非常深刻。SKB 於母岩、水文地球化學演化與地下水特徵模型研究上相當的廣泛。IRT 認為 SKB 目前在某些領域上擁有最先進的技術，IRT 也同意 SKB 的結論，從資料庫的安全角度來觀察，最重要的地球化學參數是主岩與地下水中的鹽度、硫化物濃度、氧的含量。

IRT 目前也同意 SKB 對於水文地球化學數據的觀點，以目前 Forsmark 現場適用條件，未來至少可以使用幾千年。但 IRT 認為收集更多的數據將有利於改進地下水成分變化的估計，SKB 已經對了較長時間的地下水成分做了較悲觀的估計。收集更進一步的數據改進這些估計，並排除冰川融化後會侵入處置場址可能性。

5.2.1.4 岩石斷裂機械原理

SKB 盡量了大量的數值研究與岩石斷裂機械在實驗室中的測試。將這些小規模研究的結果與數據觀察結果相互進行比較觀察。IRT 認為 SKB 在實驗程序和分析方法使用上非常的全面，岩石力學的基本原理與分析討論上相當的優秀也使用了最先進的技術。

5.2.2 緩衝區和回填

IRT 回應緩衝和回填材料安全功能的相關分配事項，IRT 建議緩衝區的自由膨脹係數應作為安全函數的指標，以確保評估期間內的孔隙進行良好的密封，防止水會從孔隙的通道內進去。IRT 也建議膨潤土的膨脹變形應用於沉積孔中，隧道中的鑽孔應與自由膨脹應變進行比較。IRT 指出，SKB 已經合理的設計出一套

全面性的安全功能項目。IRT 認為 SKB 已經將關於緩衝與回填材料最先進的相關知識用來作為廠址的參考設計。IRT 建議 SKB 在未來執行開發過程中可對緩衝區設計以下問題：

- (1)不同種類膨潤土的密封能力比較。
- (2)膠體的釋放過程。
- (3)廢棄物罐周圍的緩衝層厚度是否足夠。

IRT 認為 SKB 已經非常了解緩衝與回填材料部分。SKB 也認可膨潤土的相關研究與需求。也設定在未來階段中會逐續的開發，IRT 建議未來的研究與發展應涵蓋以下主題：

- (1)在地下水與膨潤土的介面上膠體釋放等行為與條件的演變。
- (2)不同的膨潤土的相關密封能力，即所需的最小自由膨脹與溶脹應變關係。
- (3)在濕潤狀態下各種膨潤土的膨脹應變時間演變。
- (3)不同膨潤土在完全飽和後的吸附狀態及層間水密度改變情形。
- (4)鈣和鈉對膠體形成的行為影響。
- (5)裂隙與裂隙侵蝕。
- (6)附屬礦物堵塞孔隙進一步影響到流量和水流速度而對侵蝕速率造成影響。

5.2.3 銅廢棄物罐

IRT 指出設計銅罐的過程中考慮了許多不同種類的設計，廢棄物罐的設計考慮到安全方面以及未來生產上的需求。IRT 指出，能實現計畫的設計非常的重要，並讚賞 SKB 對安全性與開發兩者結合上的處理，廢棄物罐和廢棄物蓋焊接方法也設計的非常良好，並強調了廢棄物罐性能的重要性。IRT 仍注意到仍有一小部分的不確定性，因為目前尚未完全證明 SKB 的設計可以滿足所有規格需求。

IRT 認為以熱力學結果選擇外殼的材料，是獲得高水準的廢棄物罐，所使用的正確策略，總體來說 IRT 認為廢棄物罐的設計需能夠滿足輻射、應力與腐蝕等各項標準，以及銅廢棄物罐遭受腐蝕的問題需要解決。

5.2.4 燃料與包覆

需要重視廢棄物罐中釋出放射性核種的情況，IRT 指出：

- (1)廢棄物棒溶解過程對於放射性核素釋放非常重要。

(2)廢棄物罐破裂時在緩衝區的氧化還原條件非常重要。

IRT 指出 SKB 已經展示了對鈾燃料溶解過程的徹底了解。

IRT 指出 SKB 詳細研究了較高燃耗的溶解過程，SKB 也展示對其廣泛了解的研究模型。

IRT 認為 SKB 完全符合在此方面最先進的技術，。

IRT 認為，SKB 已經展示了對二氧化鈾燃料的徹底了解。

IRT 在安全評估中表示燃料溶解速率分部一致。

IRT 讚許 SKB 繼續展開對於燃料溶解方面最先進的研究。

5.2.5 生物圈

IRT 審查了 SKB 解決生物圈問題的方法，發現他已經滿足甚至超越了國際審查的標準。生物圈的演化過程是在波羅的海附近的重要考慮因素。

SKB 非常詳細的描敘了景觀可能因為海平面上升而變化等影響，範圍廣達波羅的海的海岸線到可耕種的農田或是森林。

IRT 發現有益於系統開發的"最佳化估計量"的概念可運用在數值模型和參數。

雖然 SKB 使用"最佳化估計量"但 IRT 並不同意 SKB 所導出的最佳估計量，認為 SKB 可能有高估情況發生。

IRT 提出使用最佳估計量方法來了解處置場址的重要性。

因為 IRT 建議生物圈的概念可和數值模擬所得到的攝入/吸入的外部劑量轉換因子作為概念來得到最佳估計量的方法。由於劑量轉換因子其不確定性的影響，SKB 對於每個放射性核種的使用，假設出最壞的情況。

5.2.6 實務運作

5.2.6.1 地下建築物

地下建築物的初步設計遵循其他類型的大型項目。IRT 考慮了挖掘方法來做初步設計，預期的岩體質量和需要的灌漿方法作為證明。詳細設計將在未來的項目中階段開展。

處置孔(deposition hole)排除標準，SKB 基本情節假設在 100 萬年內不會發生腐蝕破壞的前提是，排除使用會發生達西流速 $>0.001\text{m/yr}$ 的處置孔，NEA 審查團隊認為處置孔內的流速受施工過程的邊壁效應與灌漿影響。因此支持 SKB 的

計畫在地下施工探勘時透過先導井來評估裂隙導水性，並排除被含有灌漿的裂隙貫穿之處置孔。若此排除條件改變，廢棄物罐失效情節的機率應更新。

5.2.6.2 管理議題

2010 年的 RD&D 計畫(TR-10-63)以詳細的方式介紹了每條生產線，由原理面解決方案轉為工業化的技術開發，國際審查團隊也覺得可以參考其決策過程，尤其在進行驗證與設計的決策上標準上。TR -11-01 中介紹了安全分析反饋的參考設計，但 IRT 認為兩者之間的結合上，施工過程在安全方面並沒有明確的提出，需更準確的描述施工安全方面的解決方法，並在決策過程中導入其設計步驟。

5.2.6.3 文檔和數據控制

IRT 相當關心的是其文件與數據的使用過程，其驗證的數據皆已被使用，在評估模型的使用數據中並沒有轉錄錯誤的情形發生。但 IRT 有注意到專有名詞的使用上有不一致的情況。雖然對評估上沒有影響，還是強調整個報告沒有保持一致性，為了確保評估模型中使用正確的數據和模型及沒有轉錄到國際上一些方案中容易發生的錯誤。IRT 建議 SKB 未來可考慮設計及使用更好的數據及文檔系統。

5.2.6.4 品質保證過程

IRT 指出 SKB 所制定的品質保證計畫在安全評估或是安全案例中非常重要。SKB 非常了解品保的問題並在此處著墨了許多。SKB 非常了解品保的相關問題，並在該領域內展開了大量的工作。SKB 具有 QA/QMS 的計畫方法，並在未來階段進行修正及更新等工作，其過程按照國際標準方法。

IRT 給予的意見是，需定期更新 QA 的計畫與流程，並探討所需要解決的相關問題，如需進一步發展遇到問題時可以馬上改進。

5.2.7 安全評估方法

在 FEPs、安全功能、情節選擇、情節分析皆給予正面肯定。

(1) 劑量計算：

劑量計算結果的呈現方式為將風險加總，而出現在特定時間點有總風險值跳動現象，這應是由於模擬取樣組數不足所造成的人為跳動。

雖然這些風險現跳動象對符合風險限值的論述無礙，但以平均值呈現難以理

解會有瞬間跳動的結果在特定時間出現；且若多進行幾組 Monte-Carlo 模擬，結果將有顯著跳動，不利於結果的可溯性，建議補正廢棄物罐失效日期設定的機率取樣。建議可以採用馬尾式繪圖（horsetail plot），如在 Yucca Mountain site 申照的 300 組 Monte-Carlo realizations 結果的呈現。

(2) 未來人類活動:

鑽井造成顯著劑量，建議評估這些悲觀假設對結果的敏感度，提出採用 BAT 可抑低劑量的結論。

(3) 特定情節:

SKB 採用假設障壁完全喪失，這並不符合物理現象。

5.2.8 功能評估

(1)情節的可信賴度

1. 障壁結冰情節：建議仍應持續觀察與評估處置系統對氣候的敏感度，在後續計畫推動階段獲取更多關於潛在水流路徑及地表與處置深度間的母岩性質的知識，以提高可信度。
2. 腐蝕失效情節：對氫離子影響銅廢棄物罐腐蝕機制之實驗與模式的不確定性太高。
3. 地殼應力破壞情節：冰期循環的結冰厚度是關鍵，但審查團隊在冰期與氣候的經驗有限。
4. 剪力破壞情節：建議進行古地震與近場研究來建立剪力破壞機率與大小的限值。

(2)腐蝕破壞

腐蝕破壞情節分析包含了主要不確定性來源，包含 DFN 模式的不確定性、硫化物濃度的不確定性、銅-氫-水交互作用重要性的不確定性。NEA 審查團隊有以下二點意見：

1. 不確定性的統計處理：SKB 以 10 次 semi-correlated 模型、5 次 fully correlated 模型與 5 次 non-correlated 模型進行 DFN 模擬解析，所使用的模擬解析次數過少。SKB 也未清楚證明這樣的解析次數足以掌握所有變異。可採用較悲觀的 DFN 模式設定來呈現風險對水文地質條件的敏感度。SKB 採用 2 倍硫化物濃度來測試廢棄物罐腐蝕的不確定性，

雖然這是採用較悲觀的設定方式，但無法保證可以掌握所有的不確定性來源。

2. 進行細部探討：SKB 計畫去取得具低不確定性的場址水文地質與水文地化條件，強烈建議應再重新進行安全評估，預期所計算風險值可以降低，但不應損及處置對風險的承諾。

(3) 剪力破壞

剪力破壞情節建構在地震誘發的剪力位移，這部份的評估涉及很大的不確定性，SKB 採用較保守的設定。地震頻率與強度關係的觀測資料期間，相對於安全評估年限實屬過短，因此 SKB 有系統的探討長期地震頻率與強度關係的不確定性，利用冰期間造成的破裂帶來推估古地震頻率指標以建立具較長時間尺度之地震頻率與強度關係。NEA 審查團隊認為此部分的知識遠遠不足，應進行深入的古地震調查。

(4) 控制全系統安全評估的因子

Forsmark 所要處置的放射性物種主要來自核分裂產物、銻系元素、脫附活化產物。主要為綜整成果，無審查意見。

(5) 全系統安全評估結果的評定

NEA 審查團隊認為 SKB 的評估結果因為採用較保守的設定，也就是參數採用較大的邊限值，因此會高估障壁破壞、廢棄物罐失效與較高的暴露劑量。但這不代表 NEA 審查團隊很確認 SKB 的推估結果是否真的高估，NEA 審查團隊與 SKB 都應認需要更多的研究來提高對安全評估成果的信心。

5.2.9 功能確認

功能確認(performance confirmation)，應包含現場監測、實驗室與現場測試、現地試驗，這樣的計畫應該從場址調查就開始，持續到永久封閉。NEA 審查團隊認為 SKB 應詳細說明功能確認計畫包含在建造與運轉階段，觀測、測試與地質繪圖應有可接受的持續計畫，以確保地工與設計參數與地質設定相符。

在封閉後，成為工程障壁的天然系統與元件應有可接受的持續計畫來監測與測試，以確保其功能如預期。可接受的監視計畫來監測與評估地表下的狀態，是否如設計假設，如比較觀測數據與原先的設計與假設、評估是否有對健康與安全有顯著影響，並決定是否須進行任何改變。

5.2.10 社會面向

IRT 認為 SKB 已表明在選址以及進行用過核子燃料管理上的決策過程堪稱是世界上的領導者。因為在 SKB 所擁有的兩個候選場址中，SKB 皆成功的獲得公眾的支持，並讓地方居民可以參與該項目的決策，從中獲得許多民眾的信任來推薦。IRT 認為 SKB 應繼續擴大他們在這領域上的優勢，IRT 建議 SKB 可以定期告知當地居民 SKB 所擁有的績效、計畫與活動。並解釋開挖場址與評估獲得的數據對於安全性的影響，SKB 可以考慮更多的民眾參與事項，例如通過更多的機會來讓民眾進行評論，討論與合作各項目的發展決策。

SKB 不僅要努力保持在地方公眾參與的良好紀錄外，IRT 還鼓勵 SKB 擴展開發與可獲得相關利益的項目。

5.3 SSM 對 SR-Site 有關安全評估之審查意見

5.3.1 SSM 對 SR-Site 審查主要意見

瑞典 SSM 對 SR-Site 申照報告審查意見，包括：安全評估的完整性、SR-SITE 的科學性與品質、安全功能的適當性、資料與模式的適當性、不確定性的掌握、安全重要性、資訊的透明度和可追溯性、工程和實施的可行性、對於 SSM 的建議。並對於 FEP 特徵事件及作用之安全評估提出審查意見，認為 SKB 下列問題進行澄清和補充資訊說明，包括：SKB 於 10-20 年前開始發展之 FEP 數據庫，應提供這些數據庫之更新及其他組織和國際上承擔之 FEP 分析發展納入。SKB 應提供關於品質保證之 FEP 作用的資訊，以建立和檢查生物圈作用過程列表和作用過程描述。SKB 應提供詳細的理由來支持處置場具有關鍵性之議題（包括廢棄物罐體外部）或是不具關鍵性議題之詳細資料補充。SKB 應提供詳細的理由以支持溫度效應、腐蝕裂變產物效應對於銅腐蝕不會造成顯著影響。

針對安全評估的完整性之文件及資訊，SSM 建議 SKB 應明確提出之識別報告和資訊，以組成 SR-SITE 安全評估和許可證申請之報告內容，而不是以其他資料可以被 SR-Site 引用作為提供背景資訊或額外支持之參考文獻。另針對安全評估方法，SSM 認為 SKB 已經採取了各種步驟來證明 SR-現場安全評估是盡可能完整，且已發展和應用了一種安全評估方法，該方法具有高程度及完整性，並已包括所有可預期的安全評估步驟。但是，根據審查 SR-Site 主報告，各種問題包

括：SKB 對地下水流量建模的描述的清晰度及如何可能導致罐腐蝕需清楚提出；SKB 風險評估應提供的詳細資訊；SKB 應提供的關於最佳可用技術（BAT）的資訊。對於 SR-SITE 的科學性與品質應考慮以下問題，包括：重要的科學結論是否得到充分支持和證明？提供必要的參考資料，是否足夠具體；是否有國際科學文獻發表，哪些問題沒有被解決或提到？如果有，必需提供這些參考文獻。

針對 SR-SITE 安全功能的適當性，SSM 要求 SKB 應明確提出及定義安全功能有關聯之指標和標準，且必須充分解釋和證明，例如：SKB 2011, TR-11-01, Sections 8.5, 10.3.16, 10.4.11, 10.5.1, 10.6.4) 「降低微生物活性 Buff2」(密度:高)；「限制平流傳輸 Buff1」(a) 水力傳導係數 $< 10^{-12}$ m/s(b)膨脹壓 > 1 MPa。對於資料與模式的適當性，SSM 要求 SKB 對於關鍵數據資料來源是否具有充分描述和參考性？是否有任何數據理解釋（例如推導出有效的參數），數值模擬相關之假設條件，是否能充分解釋和證明。對於不確定性的掌握，SSM 要求 SKB 應將所有與科學領域有關之已知和相關的不確定性分析，經過詳細充分之確定、分析和討論。

對於安全評估之重要性，SSM 要求 SKB 應明確提出其科學領域內總體安全相關性是否得到解釋和證明，例如 SKB 建議緩衝材料侵蝕、銅腐蝕、由於剪力作用廢棄物罐體失效（SKB 2011, TR-11-01, page 622)必需提出完整的解釋與證明。對於資訊的透明度和可追溯性，SSM 建議 SKB 對於有關之安全評估策略，其問題是否已明確解釋？SR-SITE 主報告，主要補充報告、和其他參考文獻是否具有一致邏輯及追溯性？這問題出現在(SKB 2011,TR-11-01, page 602, 607, 705)。對於工程和實施的可行性，SSM 建議 SKB 對於處置場設施或其工程，是否有任何特定方面可能會面臨長期安全的挑戰，包括：製造、施工、測試、實施和營運操作？這些問題出現在 SKB 2011, TR-11-01, page 39, 43； SKB 2010, TR-10-16; SKB 2008, R-08-59。

5.3.2 FEP 特徵事件及作用之安全評估

對於 FEP(特徵事件及作用)之安全評估提出審查意見，認為 SKB 下列問題進行澄清和補充資訊說明，包括：SKB 於 10-20 年前開始發展之 FEP 數據庫，應提供這些數據庫之更新及其他組織和國際上承擔之 FEP 分析發展納入。SKB 應提供關於品質保證之 FEP 作用的資訊，以建立和檢查生物圈作用過程列表和

作用過程描述。SKB 應提供詳細的理由來支持處置場具有關鍵性之議題(包括廢棄物罐體外部)或是不具關鍵性議題之詳細資料補充。SKB 應提供詳細的理由以支持溫度效應、腐蝕裂變產物效應對於銅腐蝕不會造成顯著影響。

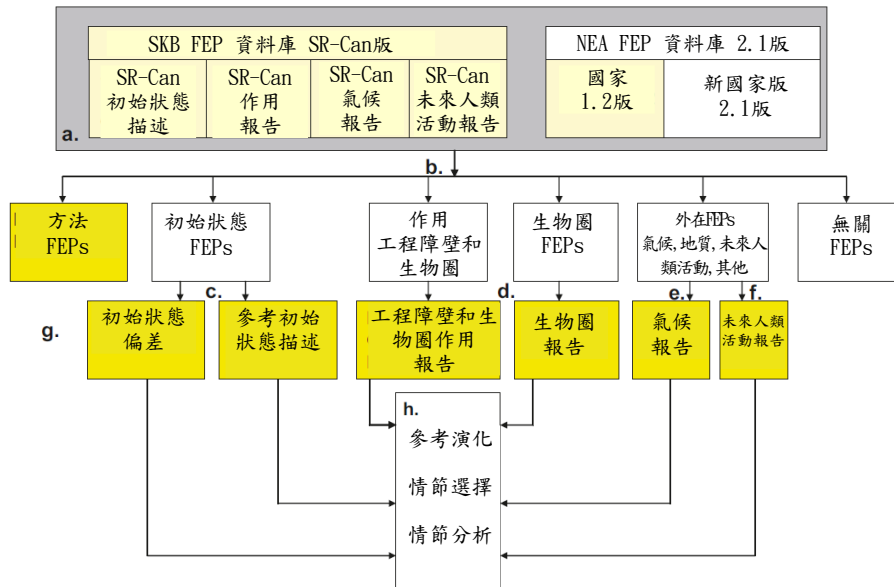


圖 5.1 SKB TR-10-45 報告之圖 2-3(FEPs 顯示圖)

SSM 對 SKB 之 SR-Site 審查認為，TR-10-45 報告圖 2-3 之 FEPs 顯示圖（報告名稱：FEP Report for the Safety Assessment SR-Site. SKB Report TR-10-45, 2010），如圖 5.1 所示。SSM 認為，其變數和 FEP 場指因子未顯示，且外部 FEP 流程圖單元必需與地質圈作用報告連接。SSM 認為 SKB 之 FEP 數據庫利用系統方法已經經過很多年進行開發，SKB 必需進行檢查以確保與其他國家開發的 FEP 數據庫的一致性。SKB 之 FEP 數據庫，於有些情況下其 FEP 資訊是粗略的，或是不完整，且與安全評估之詳細討論結果不一致。SKB 必需充分了解其 FEP 的處理評估過程，並經過諮詢以支持 FEP 文件。

5.3.3 SSM 對於 SKB 應進一步處理及說明事項

SSM 建議 SKB 應組合完整明確的報告內容和資訊，以組成 SR-SITE 安全評估和許可證申請之報告書，而不是以其他資料可以被 SR-Site 引用作為提供背景資訊或額外支持參考文獻。SSM 並建議 SKB 對於以下應進一步處理及說明：

1. 部分飽和及飽和地下水流
2. 熱剝落和處置孔填充之標準。

3. 地震，罐體受到剪切作用和預期的位移距離。
4. 緩衝和回填材料均質化。
5. 隧道功能安全性能。
6. 回填和緩衝材料區域的物理和化學侵蝕，回填和緩衝材料之質量損失之可接受程度有多少。
7. 銅腐蝕和廢棄物罐體失效。
8. 關鍵放射性核種在源項釋放量、地質圈傳輸限制與景觀劑量因素之資料使用，及如何特性化這些過程。
9. 鐳的共沉澱。
10. 關鍵放射性核種釋出和傳輸（例如鈾和鈾），這些關鍵性的核種從膠體可以不可逆地吸附或僅緩慢地脫附。
11. 水進入罐體之後，材料腐蝕發生後之力學作用。
12. 來自用過核子燃料之關鍵放射性核種的潛在庫存量和釋放量
13. 風險計算和合於法規規定之決定。

5.4 本章總結及對國內階段成果報告審議之關鍵議題研析

本章節針對芬蘭 STUK 對 Posiva 向芬蘭政府提出於 Olkiluoto 場址設置用過核子燃料最終處置場審查意見，包括：水文地球化學特徵、母岩溶質的傳輸特徵化、確保施工期間母岩有利條件、工程障壁評估、情節、情節是否完整、情節是否適當、封閉後的安全評估、所使用的評估模式是否適當、不確定性評估、安全評估審查重點、封閉後的安全評估、放射性廢棄物處置安全評估概要總整、封閉後安全案例、安全功能與功能安全目標、安全開發策略、封閉後的安全性。

另 NEA 於 2012 年 6 月針對 SR-Site 提出審查報告 “The Post-closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden” ，包括：安全評估方法，如：劑量計算、未來人類活動、特定情節；功能評估，如：情節的可信賴度、障壁結冰情節、腐蝕失效情節、地殼應力破壞情節、剪力破壞情節、腐蝕破壞、剪力破壞、控制全系統安全評估的因子、全系統安全評估結果的評定；功能確認等，經過 IRT(International review Team)的各項審查結果可見到，SKB 已對場址的各種特性調查(包含地質圈、水文與地下水傳輸、工程障壁系統、安全評估)相當的完整，未來在場址的地下開挖後可得到更多的實際數據，減少更多的不確定性，另外可以見到

SKB 在民眾參與這部分做的非常之好，讓候選場址的居民可以了解到自身的權益以及公眾利益，在場址開挖後可對民眾解釋開挖場址所得到的數據以及評估結果對安全性的影響，居民在深入了解後參與討論與決策的功效更大，可為各國學習的典範。

瑞典 SSM 對 SR-Site 申照報告審查意見，包括：安全評估的完整性、SR-SITE 的科學性與品質、安全功能的適當性、資料與模式的適當性、不確定性的掌握、安全重要性、資訊的透明度和可追溯性、工程和實施的可行性、對於 SSM 的建議。SSM 要求 SKB 應明確提出之哪些報告和資料，與 SR-SITE 安全評估和許可證申請有關，而不是引用額外補充報告或其他參考文獻。該部分係 SSM 建議 SKB 在申照階段提出的安全評估報告仍有許多面向屬概念發展階段，也就是大多僅根據科學研究成果，然而隨著處置計畫進展，須強調工程障壁與處置設施在工程上的可行性與品質確認，因此需同步精進處置安全評估技術，透過提升與增大科學研究的廣度，提供精進的研究與細部計算成果供下一階段申照過程所需。並對於 FEP 特徵事件及作用之安全評估提出審查意見，認為 SKB 下列問題進行澄清和補充資訊說明，包括：SKB 於 10-20 年前開始發展之 FEP 數據庫，應提供這些數據庫之更新及其他組織和國際上承擔之 FEP 分析發展納入。SKB 應提供關於品質保證之 FEP 作用的資訊，以建立和檢查生物圈作用過程列表和作用過程描述。SKB 應提供詳細的理由來支持處置場具有關鍵性之議題（包括廢棄物罐體外部）或是為何不具關鍵性議題之詳細資料補充。SKB 應提供詳細的理由以支持溫度效應、腐蝕裂變產物效應對於銅腐蝕不會造成顯著影響。

藉由芬蘭和瑞典經驗，瞭解用過核子燃料最終處置場審查之思考背景及意見形成結果，可作為國內處置場址申照審查之參考。

第六章、輻射安全與法規

6.1 芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫審查

芬蘭的核能法規規定放射性廢棄物的安全是產生放射性廢棄物持照者的責任。假若持照者全部或部分無能力執行放射性廢棄物的安全管理，政府將令把這些放射性廢棄物交由國家管理。持照者對於放射性廢棄物的管理責任，在放射性廢棄物處置完成後且經 輻射與核子安全署(STUK) 確認，放射性廢棄物已經依照核准的方法處置後，才會終止。

6.1.1 有關用過燃料處置的安全要求

每一持照者應採行適當措施以確保用過燃料管理的各個階段，均能適當防護對個人、社會及環境的放射性災害。為達到此目的，應採行下列步驟：

(1) 用過燃料管理時，核臨界與殘餘熱移除有合適的措施

用過燃料的貯存與操作，有關次臨界條件的維持、燃料護套的完整性、妥善的熱移除及屏蔽均需高度確定。臨界條件的達成，需藉由結構設計來滿足。用過燃料的冷卻，需滿足單一失效的標準。

(2) 減廢

與用過燃料管理有關所產生的放射性廢棄物應儘可能減少，並應與所採行的燃料循環政策一致。減少燃料組件與貯存設備的腐蝕。減少破損燃料束的滲漏。用過燃料池的冷卻劑應保持足夠乾淨透徹以確保燃料的識別。滲漏的燃料組件以密封罐封裝，以減少燃料池冷卻水清潔系統中銫的含量。

(3) 各階段的相互依存關係

管理用過燃料時各不同階段間互相依存的關係必須慎重考量。芬蘭採行直接處置用過核子燃料，退出核能電廠反應器核心的用過燃料先貯存於核能電廠的用過燃料池裡，其後再處置於深部的母岩。處置計畫包括用過燃料運送、封裝、及處置。本計畫適用於芬蘭所有核能電廠的用過燃料，惟須部分修正，以配合考慮 Olkiluoto 四號機的燃料。

(4) 對個人、社會及環境的保護

全國採行管制機關所核准的適當防護方法，對個人、社會及環境提供有效的防護。此方法乃是經由國家立法，並適當考量國際間建議的標準與準則。運轉經

驗顯示用過燃料的貯存，實際上無任何外釋且職業輻射暴露劑量也很低。

(5) 必須考慮用過燃料管理有關的生物、化學及其他傷害

用過燃料貯存所引起的生物、化學及其他非放射傷害，遠低於其潛在放射傷害。這些非放射傷害的管制，由相關的一般職業安全與有害物質的管理來加以管制。

(6) 保護後代子孫並免除其不必要的負擔

用過燃料暫時貯存設施設計可維持數十年，藉由適當的運轉、維護及監測程序，目前的高度安全水平可以維持。國家放射性廢棄物管理基金，足以供應未來的貯存、放射性廢棄物的處置、及除役等費用。如此後代子孫可以獲得適當防護，且不會承受其他不必要的負擔。

6.1.2 用過燃料封裝廠與處置設施

Posiva 於 2012 年 12 月向芬蘭勞動與經濟部(Ministry of Employment and Economy, MEE) 申請於 Olkiluoto 建造用過燃料封裝廠與處置設施。MEE 要求 STUK 提出一份依照核能法所規定的說明書與一份依照核能命令所要求的報告書。STUK 的說明書與報告書於 2015 年 2 月送 MEE。

STUK 的安全審查報告與說明書乃是根據審查建造執照的技術文件與審查期間所執行的視察計畫。審查結論為 STUK 接受 Posiva 的初步安全分析報告、封閉後的安全案例、設計階段的概率風險度評估、文件保密的建議、核設施建造期間的品保措施、保安與緊急應變的初步規劃、核子保防管制計畫以符合防止核武擴散的要求、以及申請者執行 STUK 管制法規的計畫。視察計畫集中於 Posiva 的安全文化、組織、管理系統、資源、執行能力及程序。視察也包括 Posiva 的供應商。

STUK 的安全審查報告與說明書的結論為，基於 Posiva 所提的建造執照申請文件，用過燃料封裝廠與最終處置設施可以安全建造。封裝廠與處置設施的運轉對工作人員與當地居民所造成的輻射劑量，高度可信將低於法規限值。在處置設施封閉後，對當地居民與其他生物圈所造成的輻射暴露也高度可信將低於法規限值。

6.1.3 用過燃料封裝廠與處置設施在運轉中的安全設計

Posiva 的放射性廢棄物設施主要的安全運轉設計方向為，將操作用過燃料使其損壞的風險降至最低，同時保持燃料的完整性以確保其處於次臨界狀態並移除衰變熱。Posiva 對此放射性廢棄物設施具體指出三個安全功能：放射性物料的管理、反應度的管理、以及衰變熱的移除。

放射性物料的管理是以可控制的方式操作用過燃料，以確保燃料的完整性。假若設施要排放放射性物料，在燃料操作熱室與控制區的空氣可以過濾，空氣過濾應藉由重力達成，以防備通風系統的電源失效。如此，可以達成設施的安全功能，也不虞外部電源的供應。在設施內，燃料的操作功能應設計成電源供應受干擾時會自動停止。

Posiva 對設施安全採取三級縱深防禦的安全原則。第一級縱深防禦的安全原則是防止於運轉作業中發生事故。要求設施依照法規建造且要操作可靠。在整個設施使用期限的各個階段，藉由遵守高標規定與足夠的安全餘裕來達成。第二級縱深防禦安全原則是於未偏離正常運轉條件下做準備。設施必須安裝偵測偏離並限制此種干擾發展成事故的系統，必要時也可以導引設施進入可控制的狀態。第三級縱深防禦的安全原則是事故管理，設施必須設計有限制事故升級，保護圍阻放射性物料的障壁，以及防止用過燃料發生嚴重損壞。

(1) 反應度的管理

第一級縱深防禦安全原則應用在反應度管理，主要是考慮結構的設計，藉由結構設計來維持次臨界。裝載用過燃料的結構包括燃料運送護箱、燃料乾燥站、以及廢棄物罐。結構必須依照法規要求設計，使有效增殖因數在正常或作業情況下小於 0.95，或在設計基礎情況下小於 0.98，即使在裝載用過燃料的結構充滿水時亦然。除了前述的設計基礎，裝載燃料的結構可以設計成防止水在作業熱室內與燃料接觸。經臨界分析，證實在乾燥與正常的使用情況下無法達成臨界。假若裝載用過燃料的結構充滿水，也可以證明在考慮燃耗的效應後，不會危及臨界安全。在封裝廠操作燃料時會引起臨界事故需要兩個要件：一為燃料棒的燃料晶格破裂，並形成易於臨界的排列；二為燃料間的自由空間充滿水。在一次事故中要出現這兩項條件極不可能。換句話說，在正常情況、作業期間、甚至假設事故，燃料均處於次臨界。因此，對於反應度的管理沒有必要再採取第二級或第三級縱

深防禦的安全原則。

(2)衰變熱的移除

在封裝廠與處置設施的用過燃料均已經冷卻一段長時間。換言之，放射性物質的量與衰變熱已經因放射性衰變而顯著減少。封裝廠與處置設施的設計，基本上均假設燃料在暫時貯存設施中至少應存放 20 年後再移至封裝廠。此乃保守假設，因為 Posiva 實際要移至封裝廠的燃料，至少在暫時貯存設施中會存放 30 至 50 年。對於移除衰變熱而言，所謂第一級縱深防禦的安全原則乃是指封裝廠與處置設施的結構必須設計成能將燃料的衰變熱傳導出去。當燃料運送至封裝廠時，其溫度是攝氏 65 至 100 度，取決於傳送護箱是充水或充氣。一個燃料組件殘留熱功率約 114 至 460 瓦，取決於來源的設施。沒有主動冷卻，在正常操作時，燃料溫度能提升至攝氏 120 度。在作業或事故情況，此溫度最多可升至攝氏 300 度，這溫度仍遠低於會使燃料損壞的溫度。燃料因熱而受損的溫度大約是攝氏 800 度。對於反應器中的燃料，一級假設事故的安全規定，燃料的溫度限制為攝氏 650 度。在封裝廠與處置設施中，不論正常情況、作業情況、以及事故時，燃料溫度均遠低於會造成燃料損壞的溫度。然而由於作業原因，含有燃料的設施係以空調系統主動冷卻。關於移除衰變熱，監測燃料的溫度以確保其足夠低，此乃第二級縱深防禦的安全原則。在燃料乾燥站監測燃料溫度。裝填燃料廢棄物罐在傳送車上時監測罐的溫度。在燃料作業與貯存設施則是基於調節空氣的溫度。由於用過燃料的低殘餘熱，燃料的完整性不會因為衰變熱而受損，在封裝廠與處置設施衰變熱不會造成假設事故。就移除衰變熱而言，設施的設計沒有必要採取第三級縱深防禦的安全原則。

(3)放射性物質的管理

在放射性物質管理方面，第一級縱深防禦的安全原則為防止燃料受損。用過燃料、傳送護箱、以及廢棄物罐均必須安全操作以防止燃料的完整性受損。在封裝廠利用事先規劃好的移動過程以及低抬升高度來操作燃料，以達成燃料安全操作的要求。燃料的運送途徑需事先決定，並有一操作員監控整個運送。安裝自動防護監測系統，使抬升與運送區域不致逾越事前的規劃，而且必要時可以隨時停止移動。在交叉路徑，防止潛在碰撞。藉由控制儀器的電源，一次僅移動一個部件。

關於放射性物質管理的第二級縱深防禦安全原則包括觀測放射性的度量系統。在設施內藉由維持房間內低壓與防漏設施來防止放射性物質的擴散。因此限制空氣流進更高活度的房間。在正常情況下，放射性物質可能由燃料擴散至操作熱室的空間。在操作情況下，也可能到達管制區。在燃料作業時，操作熱室的排氣系統過濾其內的空氣，必要時也可藉由輻射度量確認，因此限制了放射性物質排放至環境。管制區的排氣系統在排氣輻射度量系統偵測到空氣中活度後，自動啟動以過濾放射性物質。

在 Posiva 的放射性廢棄物設施假設事故，放射性物質可能在設施內排放。第三級縱深防禦的安全原則包括降低外釋放射性物質的量，並利用排氣系統的過濾器濾除放射性以緩解事故的後果。此外，藉由關閉排氣系統的阻塞器也可以防止放射性物質由管制區擴散至環境，而使放射性物質侷限在封裝廠內。假若正常情況與作業情況的管制與防護自動系統失效，則由緊急自動系統承擔安全功能的監測、控制、以及防護措施。

6.1.4 生物圈/符合法規/安全評估

芬蘭法規 YVL D5. §312 要求申照者應針對用過核燃料地質處置場，進行長期的安全評估。因此，Posiva 依據法規，進行以下兩類長期安全分析：

1. 對關鍵群體年劑量及其他民眾個人年平均劑量(依據 YVL D.5 §307 規定劑量拘束值不得超過 0.1 mSv/y；民眾年平均劑量保持極低，且評估期至少數千年)。Posiva 主張地表環境合理評估到封閉後 10,000 年。
2. 計算核種的生物圈釋出率(release rate)(評估時間到 1,000,000 年)，依據 YVL D.5 §313 規定核種釋出率(GBq/y)，計算核種釋出率與法規釋出率值的比值加總稱為歸一化核種釋出率(normalized release rates, NRR)，NRR 應小於 1。安全餘裕為 1-NRR。而此核種釋出率(自地質圈釋出到生物圈的介面)並可作為評估生物圈劑量的輸入值。

6.1.4.1 FEPs 與情節

1. FEPs：

Posiva 提出 FEP 報告(Posiva 2012-07)，是根據 YVL D.5。而 YVL D.5 是根

據 IAEA 安全標準系列(No.GSR Part4, IAEA, 2009)、SSG-14(2011)及 SSG-23(IAEA,2012)而訂定。在 YVL D5. §A104 有規定，考量妨害長期安全的 FEPs，應集中在於一個或多數障壁失效的 FEPs，導致核種外釋至生物圈，並造成生物曝露的後果。STUK 認為 Posiva 所提 FEP 與情節的連結是合理的，但仍要求 Posiva 提供一個圖表，完整說明以 FEPs 與情節的關聯性。

2. 生物圈情節的定義方法：

- (1) 將最可能的演化線(line of evolution)定義為天然(natural) FEPs，如地殼抬升；
- (2) 將型式化演化線(stylized line of evolution)定義為人類行為(human behavior) FEPs，如人類習慣、營養需求及新陳代謝假設仍不改變。
- (3) 對某些 FEPs，定義有條件的(conditional)最可能演化線，如耕地種植條件是以適合耕作土壤之預期演化為基礎的。假設當時農民的施作農務與現今農民相同。

STUK 認為這種方法合理清楚。情節敘述系統可能的未來演化，是安全評估一個重要的部分，因為可顯示工程障壁可能劣化及地質成分改變對安全的效應。無法定義系統單一演化途徑，而使用複數的可能未來演化途徑，因此系統演化分析考量固有(inherent)不確定性。演化途徑包括內部因子工程障壁系統(EBS)組成的劣化，外部因子如地質及氣候的變化、地表環境生態系統的演化。

3. 情節分類及其介面：

Posiva 定義或多或少互相獨立的兩類情節，一類是地質圈情節(包括工程障壁)，一類是生物圈情節。這兩類情節主要是經過母岩(host rock)及表面土覆蓋處之水流及核種流產生交互作用。STUK 認為嚴格來說並非整體系統方法，但在建造執照申請階段是適當的。

4. 生物圈的延散及稀釋作用：

生物圈不提供安全功能，因此生物圈情節是建構在以地表環境的演化趨勢為評估基礎的，造成核種外釋的機制為延散及稀釋作用。主要途徑有二：

- (1) 污染地下水排放至地表及近地表的 BO；

- (2) 陸地抬昇而出現新土地的海底沉積物(未來 8,000 年內上昇約 50 米,依據 Posiva-2012-29 報告)。

因地表的延散及稀釋特性明顯影響評估劑量，可視為生物圈的安全功能。

5. 情節時間進程的考量：

Posiva 定義情節的時間進程分為 4 個階段：(1)100 年：運轉期；(2)100 至 10,000 年：劑量評估考量時間，又稱劑量窗口。(3) 10,000 年至 155,000 年：到第一個冰河期的開始；(4)155,000 至 1,000,000 年：包括 8 個冰河循環期。STUK 認為合理。

6. 依據法規定義的情節分類及其關鍵議題：

- (1) Posiva 依據 YVL D.5，將情節分為基準情節(base scenario)、變異情節(variant scenario)、擾動情節(disturbance scenario)三類。基本情節假設對每一個安全功能(safety function)符合其功能目標(performance target)。但 Posiva 假設有一個廢棄物罐因製造缺陷，造成上蓋一個直徑為 1mm 的穿孔(pin-hole)，核種穿過廢棄物罐、緩衝、回填、封閉組成(closure components,如處置窖等)、母岩等 5 層障壁，評估核種抵達生物圈的釋出率及造成生物圈人類年劑量均遠低於法規標準(低於 4 個數量級以上)。STUK 認為基本情節假設一個廢棄物罐有製造缺陷，既非設計基準又非展示系統特性的實際情況，因此建議應定義更多可作為例證的基本情節。
- (2) 依據 Posiva 的方法，變異情節是依據 YVL D.5 的要求，建構在於假設單一系統功能的劣化，探討其輻射影響。若假設 2 個以上安全功能劣化的耦合(coupling)，應以變異情節來分析。定義變異情節的主要目的，是在定義基準情節預期演化時，分析影響的固有不確定性，可視為預期的(expected)或可能的(likely)，但 Posiva 某些報告內卻認為變異情節是不可能的(unlikely)，令 STUK 困惑。
- (3) 擾動情節是指低機率、高後果(嚴重挑戰功能目標)的情節，屬於超過設計基準(beyond design basis)的情節，除進行確定性敏感度分析(deterministic sensitivity analysis, DSA)外，建議應進行機率性敏感度分

析(probabilistic Sensitivity Analysis, PSA)。而外部因子如氣候變遷、地震及地殼構造作用(tectonic processes)牽動擾動情節的定義。Posiva 考量處置場封閉後對長期安全有害的低機率事件(如大地震、人類無意闖入等)。此外，低離子水穿過廢棄物罐是個低機率、高後果情節，歸類為擾動情節。

- (4) 人類無意闖入假設發生於處置場封閉後 1,000 年，預期有效劑量為 0.01 mSv/y，闖入的機率估計為 10^{-7} y^{-1} 。但 STUK 認為闖入時間可以提前至封閉後 200 年，Posiva 應考慮劑量窗口內(10,000 年)分析發生大地震及岩石剪切(rock shear)事件的擾動情節，情節可經分析後將其合理排除。
- (5) 安全功能的劣化是變異情節及擾動情節必須要考量的。然而，很難確定是否所有可能的安全功能的劣化均已納入。STUK 建議應建立情節與安全功能間更清楚的連結。
- (6) 為了解安全功能的可能劣化，清楚解釋工程障壁系統(Engineering Barrier System, EBS)、岩體合適性準則(Rock Suitability Criteria, RSC)及長期安全間的關聯性是很重要的。若能將反覆運作(iterations)而達到現今設計規範的過程作成文件，將是非常有用的。
- (7) 其他生物圈的議題有：
 - (i) 離散裂隙網絡(DFN)模式確認核種外釋途徑及排放地點的可靠度。(排放地點明顯影響劑量的評估結果)
 - (ii) 土壤及其地球化學性質的演化
 - (iii) 篩選特定核種(如在 Tier 2 篩選 ^{226}Ra)
 - (iv) 欠缺有關人類行為的替代假設，如依賴果菜園使用井水的小家庭為關鍵群體。
 - (v) 功能目標與情節的連結並非透明。

6.1.4.2 生物圈模式及安全評估

1. 安全評估方法：

功能評估方法包括評估處置系統對外部及內部負載的回應，模擬處置系統的熱、水力、力學及化學變化，並評估對功能目標的影響。因此需定義一組變異及擾動情節，進行概念模式及數值模式的不確定性分析，並進行 DSA 及 PSA。而 PSA 是對不確定參數用機率密度函數 (probability density function, pdf) 及 Monte Carlo 方法作 SA。STUK 建議 Posiva 應考量進行 PSA 來確認生物圈重要參數，尤其是進行劑量與由 DFN 模式得到排放點地點的 SA。

2. 模式假設及數據：

因為符合安全評估目標，STUK 認為一般來說 Posiva 安全評估的假設是適當的，然而並非所有假設均是謹慎的。因生物圈的複雜及安全評估的動態本質，STUK 進一步要求提供地貌劑量模式之方程式、參數及中間結果(如水流量)，以供審查者了解 Posiva 的計算。

3. 模式間的連結：

水文是核種在生物圈系統的主要驅動力。Posiva-2012-30 號報告已提供詳細的水文模式(SHYD)，而水通量(water flux)是這兩個模式的連結。Posiva 的水流量是使用整個地貌表面的平均值，但 Posiva 並未解釋此法是否適當。因為用平均值可能不是代表生態系統造成最大劑量的好方法，但目前尚未定論。然而嘗試用最大值或最小值水通量來取代平均值進行型模式計算，STUK 發現有質量不守恆的問題。

4. 概念模式：

概念模式是設計來預測障壁對外部及內部負載回應的狀態，在功能評估是安全案例的核心，STUK 的審查結果摘要如下：

- (1) 儘管概念模式與安全功能相關，但並未明顯連結功能目標及其標準；
- (2) 要求 Posiva 下階段提出關鍵參數清單，並整體討論相關作用並對最終分析的簡化提出論述；
- (3) 幾乎所有案例的 ^{14}C 氣體外釋的劑量貢獻最大。Posiva 的 ^{14}C 氣體可能外釋的計算結果，是快速外釋且可能超過外釋拘束值。然而計算結果仍待進一步的檢視；

(4) 應考量地震活動可能導致密封失效的情節；

(5) 要求進一步提供地貌劑量模式的相關資料。

5. 數學模式：

依據 YVL D5 §A106，數學模式應由概念模式推導而得，Posiva 適當的導出數學模式，並合理的解釋模式簡化。然而對替代模式及方法的討論很少，希望在這些模式與方法成熟時，可以提出討論。其他與生物圈有關的審查節摘要如下

(1) Posiva 應使用較簡化的生物圈模式進行劑量的互補分析(complementary analysis)，以增強目前複雜模式之劑量計算結果的信心；

(2) Posiva 應對核種外釋至地表環境的計算結果，提供更詳細的說明；

(3) Posiva 應對地質圈與生物圈介面的作用提出更清楚的說明。

6. 符合法規標準：

(1) 劑量標準(變異情節)：

生物圈評估是假設農務實作與現今相同，氣候假設為靜態(同現今)，海平面的改變是考量波羅地海地底上昇而出現更多的土地而造成地貌的改變，考慮 7 個變異情節：(a)核種排放地點的改變(與受損廢棄物罐的存放地點有關)；(b)靜態氣候假設的改變；(c)考量不同農作物；(d)水井數目改變；(e)假設替代核種傳輸路徑；(f)人類飲食的改變；(g)假設海平面降低。

STUK 審查結果摘要如下：

(i) 所開發的生物圈模式是最先進技術(state-of-the-art)，但文件不透明；

(ii) Posiva 應鑑定生物圈重要參數，並進行 PSA；

(iii) 因安全餘裕很大，參數的不確定性將不影響生物圈模式的基本結論。

(iv) DFN 模式預測排放點地點的不確定性效應，應再予以檢視；

(v) Posiva 應再檢視劑量評估的替代假設。

(2) 流通量標準(flux constraint)

STUK 審查結果摘要如下：

- (i) Posiva 的符合 NRR 小於 1 的流量計算結果，是可接受的。
- (ii) 擾動情節是用來挑戰工程障壁的防護能力，岩石剪切情節的評估結果，安全餘裕由 4 個數量級減為 1 個數量級。
- (iii) 建議下階段審查聚焦工程障壁的共同失效(common cause failures)。
- (iv) 建議定義比針孔情節更可最為例證的參考案例。

(3) 非人類動植物的劑量評估

STUK 審查結果是 Posiva 評估不同物種動植物吸收劑量率低於可接受限值，可以接受。

6.1.4.3 早期人類闖入

人類無意闖入是在 10,000 年內唯一考量的擾動情節，係假設人類在人類活動處鑽井，穿入緩衝及回填材料但並未貫穿廢棄物罐，分析 6 個計算案例。Posiva 將評估劑量乘上闖入者鑽井穿越 1 個廢棄物罐的機率($\sim 10^{-7} \text{ y}^{-1}$)，評估有 82 個核種被鑽井帶到地表，但其中有 38 個核種缺少劑量轉換因數，所以只考量 44 個核種造成的劑量，Posiva 估計造成劑量的低估小於 5%。其中 ^{241}Am 、 ^{240}Pu 是關鍵核種。而闖入時間假設為 1,000 年(理由是 1,000 年內處置場仍然用得著)，評估其劑量小於 0.01 mSv/y，符合劑量拘束值(0.1 mSv/y)。然而 Posiva 並未考量能造成廢棄物罐剪切的大地震及岩體移位(rock displacement)等情節。

不可能事件考量 7 種情況：(a)當地海水突然上升；(b)場址無農作物生長；(c)Lapjoki 河改變方向；(d)導致非人類生物最高劑量率生物群落(biotopes)的固定佔用因數(occupancy factor)；(e)海平面下降導致土地面積增加；(f)無意闖入者鑽井入處置場；(g)鑽深井截奪水(intercepting water)穿越處置場。

STUK 審查結果摘要如下：

- (i) 人類無意闖入是在 10,000 年內唯一考量的擾動情節，Posiva 並未考量能造成廢棄物罐剪切大地震等情節。
- (ii) 人類闖入情節，Posiva 只考慮急性暴露(鑽井工作人員及地質學家抽取

岩心物質)，未考慮人類闖入可能導致慢性核種外釋，應另加考慮。

(iii) Posiva 應考慮早期發生較大地震事件，計算其造成劑量。

STUK 質疑為何人類闖入假設在封閉後 1000 年後，而非更早期(如 200 年)？

STUK 對 Posiva 答覆的後續審查結果如下：

- (i) Olkiluoto 處置場在 1000 年內仍用得著，1000 年內人類闖入機率將小於 10^{-7} y^{-1} ，但 Posiva 並未提出支持性證據。
- (ii) 若考慮早期人類闖入(如封閉後 200 年)，短半衰期的分裂產物 Cs-137、Sr-90 將為鑽井者劑量主要貢獻核種(以攝入造成體內劑量為主)。
- (iii) Posiva 的答復卻仍認為造成鑽井者劑量的主要途徑為吸入，但依據報告鑽井者最大劑量核種雖為 ^{239}Pu 、 ^{241}Am (以吸入造成體內劑量為主)，但 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 的貢獻劑量並未遠遠不及 ^{239}Pu 、 ^{241}Am ，卻可造成很高的攝入劑量。
- (iv) STUK 認為輻射劑量係經機率加權(probability-weighted)的，但 Posiva 並未針對此點答覆說明。
- (v) STUK 相信一旦處置場場址決定後，Posiva 對人類闖入議題能做的不多。但仍認為應將符合實際的安全評估及證明符合法規要求納入安全案例。

6.2 瑞典 SR-Site 計畫審查(NEA)

NEA 對瑞典 SR-Site 的同儕審查著重在處置場封閉後的安全。茲就用過燃料與護套、文件與數據的管制、以及品質保證加以說明。

6.2.1 燃料與護套

用過核子燃料最終處置要將整個燃料組件置於廢棄物罐內。大多數的燃料組件是完整的，但是有一小部分是破損的。燃料組件除了燃料本身外，尚有護套(cladding)，此為長金屬管內裝固體燃料壓丸並密封起來(稱為燃料針，fuel pins)，而燃料組件硬體則為保持燃料管的幾何形狀。此種燃料幾何形狀不僅容許產生核鏈反應，且將核反應所產生的熱藉由穿過管隙的冷卻水帶走。一個燃料組件包括數量級為 100 的燃料針。護套典型的為鋁合金，合金元素大約為總質量的數個百

分比。燃料組件硬體為包括各種不同金屬元素的合金，其中之一為鎳。

核能發電廠的反應器(壓水式，PWR 與沸水式，BWR)為維持核鏈反應，燃料中必須有足夠多的可裂材料(fissile material)。天然鈾必須針對鈾 235 濃化。二氧化鈾燃料允許進行最終處置的最大鈾 235 濃化度為 5%，燃料組件的最大燃耗(反應器運轉時每單位質量的燃料所釋出的能量)為 60 百萬瓦日/公斤鈾。

擬於最終處置場處置的用過核子燃料所包含放射性來源主要為：

- 分裂產物—可裂核種鈾 235、鈾 239、及鈾 241 由於分裂反應，原子分裂所產生的放射核種。多數的分裂產物會進一步衰變成其他放射核種，而在每個衰變事件中以阿伐、貝他、以及 x-與加馬射線的形式釋放更多的輻射。
- 銅系元素—某些重同位素吸收中子後轉變成更重的形式，例如鈷、鈾、銻、及錒(全部具有放射性)。
- 活化產物—在燃料組件的硬體與護套中，輕的元素吸收中子後所產生者。就輻射而言，最重要的活化產物為鈷 60。鈷 60 為組件硬體中的鈷活化所產生的。

這些放射性衰變事件的結果之一為產生熱。特定放射核種的相對活度與衰變熱的量取決於下列因數：

- 廢棄物中放射核種的相對豐度。
- 放射核種的量衰變成原來的一半所需要的時間—半化期。
- 放射核種衰變的類型，包括其所釋出的能量。

擬地質處置的廢棄物中之大多數放射核種，在其有機會自失效的廢棄物容器脫離前，均將衰變光。一旦廢棄物容器失效，且燃料護套也失效，則燃料會接觸到地下水。於是燃料溶解於地下水中，在穿過黏土緩衝材料與岩石裂隙後，剩下的放射核種才有機會進入生物圈。因此，放射性廢棄物中只有具很長半化期的放射核種，同時具有高溶解度與移動力，才會對人類與其他生物造成輻射劑量。

因此，處置的必要條件為：

- 每一個廢棄物罐的最大總衰變熱功率為 1.7 千瓦，以使膨潤土緩衝材料

的溫度不超越限值攝氏 100 度。

- 在任何情況下均不會產生核臨界。
- 每一個廢棄物罐殘留的水量需小於 600 克，以使處置廢棄物罐內的腐蝕最小化。
- 廢棄物罐封裝時，罐內填裝大於 90% 的氫，以使處置廢棄物罐內的腐蝕最小化。
- 廢棄物罐表面的輻射劑量率需小於 1 戈雷/小時，以避免在廢棄物封裝、運送、及地下處置時需要使用大量的屏蔽，同時降低放射分解水以降低腐蝕效應。
- 用過核子燃料的操作包括：
 - (i) 將用過燃料運送至中期貯存設施。
 - (ii) 中期貯存，典型的年限為 30~40 年。
 - (iii) 選取用過核子燃料，運送至封裝設施並加以乾燥。
 - (iv) 將乾燥後的燃料置於廢棄物罐內，將罐內空氣以氫氣取代並密封。

6.2.2 文件與數據的管制

一般而言，申照者對於數據品質保證與管制的方法，必須與國際上的標準一致，亦即必須以最嚴謹的方法，確保用於分析的數據適當，同時兼顧數據的品質、不確定性、以及專業判斷。

由於處置場的設計、分析方法、以及所選用的數據均歷經長期演化，申照者不僅要選用適當的模式與數據，也要建立一套系統以進行修訂管制。此可以確保所作與所發表的分析，全部都是基於最新且一致的一組數據與假設。若無嚴謹的文件與數據管制程序，可預見的，不正確且過時的數據與模式將被選用來分析，或不正確且過時的數據將轉化成申照文件所依據的文、圖、及表。申照者必須體認修訂管制的重要性。

瑞典與芬蘭的作法，以具品保措施的數據，使用於建模。如此，建模者必須檢查電腦程式的輸入數據，正確無誤且無筆誤印錯。因此，必須特別管制用於處

置場計算/建模的數據，並將其列入處置場安全評估的品質保證計畫。

然而，文件與數據管制的責任落於建模者身上。建模者須檢查所使用的數據組，並保證無轉錄錯誤。若無一套更好的系統來管理數據組並避免轉錄錯誤，則難免會發生一些錯誤。

某些錯誤對於安全評估而言，也許並不嚴重，但顯示依賴建模者來確保在各種文件中，文辭敘述與模式處理的一致性，相當困難。在文辭敘述、圖、及表中，使用不一致的名詞，對於安全評估可能並無太大的影響，此僅證明維持所有報告的一致性，有其困難。

因此，要求對所有申照文件的文、圖、及表，賦予管制編號。如此，可以確定使用更新、正確的數據與模式，並用以製作報告。如此依賴一套完整的管制系統，而非僅靠人工來管制。

瑞典與芬蘭依賴建模者來確保數據組與模式的正確無誤，且無轉錄錯誤。此種作法不符合國際標準。例如，美國能源部亞卡山計畫採用嚴謹的文件與數據控制資料庫，將過時的數據與模式鎖住，以避免將來使用，並對於所產生的文、圖、及表賦予一組管制編號。如此，可以提供較好的回溯，同時避免人為錯誤。採用較優的文件與數據管制系統，有其必要。

6.2.3 品質保證

申照文件的品質保證與品質管理系統極為重要，有必要進一步發展品質管制。在安全案例與安全評估中，品質保證計畫也很重要。因此，先有一套初步的品質保證/品質管理系統，在後續階段，再加以修訂更新。此種作法符合國際標準。

然而，品質保證必須涵括所有相關的議題。品質保證不能僅僅包括直接與評估有關的問題，例如數據、模式、及報告的品質。對於實現處置場計畫有關的品質保證議題，也應妥善準備。例如，工程障壁系統與製造有關的品質保證問題，必須在研發計畫與安全評估/安全案例中完整闡述。在長期安全評估的範疇中，品質保證計畫必須經常更新，同時涵括所有相關的議題。

工程障壁系統(廢棄物罐與緩衝材料)工業製造程序的品質保證

廢棄物罐與緩衝材料被確認為處置場中的主要障壁，亦即兩者均與安全高度相關。廢棄物罐與其內部材料均需符合嚴謹的設計標準，並須執行嚴格的非破壞性檢驗。

緩衝材料的規格則在採購規範中設定，同時在緩衝材料的製造報告中，詳細說明緩衝材料的製造與安裝之品質保證措施。對於供應商的例行品質管理，包括"視察供應商所採用的品質保證措施與系統，與實驗室測試膨潤土試樣"。對於緩衝材料以建立檢查計畫作為品質保證計畫的一部分。緩衝材料在製造過程的品質管制將由合格單位監督執行。此單位必須由政府權責機關認證，並由輻射安全管制單位核准。

在處置概念中，工程障壁系統為主要的處置場障壁。品質保證措施用來確認廢棄物罐與緩衝材料的製造測試，並證實其可達到所規定的要求，此為確認安全的主要步驟。若無此部分的資訊，將導致對安全案例缺乏信心，因為安全案例沒有涵括所有攸關安全的資訊。因此，工程障壁的工業製造可行性與其所要求的生產與測試的品質，必須妥善確證。

國際原子能署(IAEA)或經合組織/核能署(OECD/NEA)的建議，均強調廢棄物罐與緩衝材料(工程障壁)的製造程序與品質保證必須包括在安全案例/安全評估中。

用過核子燃料的最終處置計畫必須提供各階段詳細的品質保證措施，且必須事先規劃。由於品質保證計畫很重要，因此有必要在處置場的申照文件中單獨列一章—品質保證，用來說明品質保證所有的議題。這些議題包括進行中的程序目前的品質保證狀態，與需進一步研發的必要性。

綜合所有品質保證相關的資訊於一章，可以使審查者獲得申照者品質保證方法的整體概念。顯示申照者了解目前的狀態與未來任務和品質保證有關的預期程序，此將減輕後續計畫的更新工作。初始的品質保證計畫，必須涵括所有的相關議題。因此，主要障壁工業製造程序的品質保證措施，必須在申照報告中載明，也要如相關議題般進一步闡釋。

6.2.4 生物圈

1. SKB 對於一個位於波羅的海附近的 SR-Site 處置場址，在 Fenno-Scandinavian 半島在最後一個主要冰河期結束後的地殼均衡反彈(isostatic rebound)，SKB 考量了生物圈演化，詳細描述了羅的海海床上昇，到海岸線、泥炭沼澤(peat bogs)、到最後的可耕農地或森林的可能演化。SKB 的生物圈方法，NEA 的國際審查團隊(International Review Team, IRT)認為它不但符合甚至優於國際

標準。

2. IRT 認為 SKB 發展概念及數值模式及其參數的最佳估計(best estimate)法，對於系統了解是有所助益的。因推導地貌劑量轉換因數(Landscape dose conversion factor, LDF)最佳估計值時，採取了許多保守假設，因此 IRT 認為 SKB 所使用的 LDF 不是最佳估計值，而是保守估計值。IRT 建議 SKB 應檢視最佳估計法改變了概念模式及數值模式，進而造成嚥入、吸入及體外劑量轉換因數的改變，應分析對 LDF 及其不確定性的影響。
3. SKB 在間冰期間，在動態的地貌中選擇一組生物圈目標地區(Biosphere Object, BO)。針對每一個核種，考量最壞情況(取 LDF 最高值)，SKB 指出未來的地貌發展很難預測。而系統性地貌分析及劑量評估方法，是包含一系列廣泛的未來地貌配置。IRT 認為 SKB 的劑量評估是由一組不相容的地貌組合所推算出來的，這比其他評估方法還保守。因此，IRT 認為 SKB 仍應使用單一地貌型態來評估劑量。
4. IRT 不認為間冰期(interglacial)與冰緣期(periglacial)採用相同的關鍵群是適當的。此外，SKB 計算關鍵群體平均 LDF 時，假設冰緣期的飲用水及非飲用水途徑與間冰期的關鍵群是相同的。針對這點，IRT 建議 SKB 提供：
冰緣期不凍地(talik)以外區域，由食物供給及飲用水供給兩個方面決定關鍵群體的理由：
 - (i) 考量冰緣期對關鍵群體造成較高飲用水劑量的可能性；
 - (ii) 重新考量冰緣期與間冰期關鍵群從事相同農耕實務、狩獵及聚會之假設的適當性。
5. 對劑量主要貢獻核種 Ra-226 而言，SKB 亦提出上、中、下層表皮土(rogolith)的分配係數(distribution coefficient, Kd)的不確定性對整體不確定性的貢獻最大。主要原因是現場取得數據度不夠充分，而改採用類似地質狀況及土壤型態的文獻數值，因數值範圍廣泛使得 Kd 值不確定性較大。因此 IRT 鼓勵 SKB 未來提供更可靠的現場數據。

6.2.5 微生物

1. IRT 認為 SKB 於 Aspo 硬岩地下實驗室開發了世界級微生物實驗室，並儘可能的接近場址的環境條件下對微生物的活動進行量測。其中主要議題為硫酸鹽還原細菌(Sulphate-reducing bacteria, SRB)在場址內的生長。對銅容器而言，硫化物是高度腐蝕劑，SKB 報告已證實存在於地下水及緩衝材料的高度壓實膨潤土的膨脹壓力(swelling pressure)高達 2 Mpa，可高度抑制天然硫酸鹽形成硫化物。因膨脹壓力與密度有關，以高密度緩衝材料以抑制微生物的活動是很重要的。
2. SKB 亦證明在裂隙中地下水中與高度壓實膨潤土接觸所生長的硫酸鹽還原細菌，因穿越膨潤土的擴散途徑非常緩慢及膨潤土中二價鐵的場內沉澱，只有非常少量硫化物可到達銅容器，100,000 年以後對容器是並非有害的。但有些未解決的議題可能在一定程度上影響了這一結論。
3. 稀釋的冰河溶解水侵入處置場的結果，使膨潤土因管道(piping)或膠體形成而失去大量成分，導致膨脹壓力的降低，使其完全壓制微生物活動的功能喪失。因此，膠體形成及膨潤土失去密度議題，是 SKB 未來應注意項目之一。
4. Forsmark 區域場址內地下水中天然存在的硫化物濃度仍有不確定性。鑽孔內靜止水中微生物活動將影響硫化物濃度，但其作用機制及化學參數為何目前仍不完全清楚。IRT 支持 SKB 在 Aspo 進一步調查，以了解其作用機制。

6.2.6 生物圈安全評估

6.2.6.1 生物圈模式整體概述

SKB 使用地貌發展模式，產生了地貌性質及特徵(包括地形、海岸線地點、表皮土深度、湖泊及海盆地深度、網狀溪流、植物及可能土地使用)的時間與空間細節(20m×20m)的描述，這些敘述是以 17 個 BO 的特性作為核種輸入參數來描述生物圈的特性。模式考量時間為 1 百萬年，期間發生至少 6 次的冰河循環。考量溫和期(temperate)、冰緣期(periglacial)及冰河期(glacial)等三個氣候期。

SKB 也考量了溫室效應及地球暖化等情況。SKB 假設未來 10,000 年內為溫和期，發生波羅的海部分地底以緩慢但連續的速率上昇，並經過一些不同的

BO[如森林、湖泊、沼澤地(marsh)、碱沼地及泥炭地(fens and bogs)、耕地、地表水及地下水等]。演進的一個例子是目前波羅的海海床上昇形成淡水湖，隨後演化成碱沼地及泥炭地，增加的陸地轉變成耕地，先前波羅的海已存在的部分亦會產生地表水及地下水。評估期間假設工程障壁失效，核種由地質圈進入生物圈，可能釋出地點是由斷層、裂隙及地形(陸地及海床)來決定。核種先在海床沉澱中累積，後來隨著海床上昇進入 BO，最終變成耕地。核種於是經由各種暴露途徑對關鍵群造成輻射劑量。

關鍵群體是指在地貌中可能釋出區域(即 BO)可能接受最大劑量的個人。保守的假設這些個人生活在放射性污染區域，並完全自污染區取得食物及飲用水。所推導出的 LDF 與核種及 BO 的特性有關，BO 特性包括沉積及侵蝕(deposition/erosion)、土壤吸附、植物根攝取、魚及動物產量、人類的嚥入/吸入/體外暴露因數等。

LDF 有兩種，一種是針對常數釋出率(constant release rate)，一種是針對單一脈衝釋出(single pulse release)，來計算 BO 內可能釋出區域居民的年有效劑量。生物圈核種模式是區塊模式(compartment model)，而區塊的內部性質假設是均勻的。IRT 認為這是一個標準的方法。

6.2.6.2 封閉後溫和期的生物圈

SKB 發現上次冰消作後以來，波羅的海地板內一些小區域顯示能夠連續的累積沉澱，這些區域的沉澱可能吸附累積最高的核種濃度。SKB 也注意到大部份的新形成土地[如漂巨石(boulder)及富石沉積(stone-rich deposits)]並不適合耕作。但 Oregrundsgrepen 的中央地區許多大區域土壤是細粒沉積(fine-grained sediment)，適於農耕。當這些區域轉變成可耕地後，必須建立農耕的曝露途徑模式。

然而，日漸增加的農耕地使得食物產量增加，如何將其納入概念模式及數值模式(包括不確定性)，IRT 建議應在生物圈概念模式中作敘述。淡水的供應量也有類似的情況，當海岸線東移時，新形成的地下水資源可能作為飲用水，飲用水量也應隨時間而逐漸增加。SKB 已在概念及數值模式中適當考量生物圈的演化，如在概念模式中考量 BO 連續演化，使用時間轉換率來描述 BO 尺寸的變化(大約變化 100 倍)的作法，IRT 認為這是適當的。但 IRT 並不確定生物圈演化的不確定性是否納入數值模式。

無論是作為參數的不確定性或是作為核種於地表遷移或累積模式替代情節的系統性研究，SKB 處理表皮土層的深度與發展、湖泊的充填、未來地表水文、地貌居民的種族與族群有關不確定性的作法，IRT 認為是適當的。間冰期間生物圈評估時，SKB 在動態地貌中的一群 BO 中選擇最壞的情況(風險最高)，可涵蓋地貌自完全淹沒到整個陸域的演變。然而，這種做法得到的整體劑量比其他評估方法更為保守，並且是由一組不相容的地貌中推估而得。IRT 建議珍對所有核種用單一地貌形態來評估 SKB 方法的保守度，只要單一地貌形態得到最高劑量，則可採用此保守度。

6.2.6.3 冰緣期及冰河期的生物圈

SKB 假設冰緣期的生物圈特性類似溫和期後期，地貌由陸域生態系統所組成。主要是森林及沼澤，僅有少數(甚至沒有)湖泊及海。Oregrundsgrepen 中央的部分區域是細粒沉積，適合長期農耕。IRT 認為 SKB 的假設合理，且與溫和期的假設是一致的。冰緣期假設大部分地表土凍結，唯仍有有限不凍結區域稱為不凍層(taliks)。不動層通常位於永凍土區(permafrost region)湖泊或河流的底下，冰緣期地貌模式中核種只有經過這些點(spots)自處置場遷移到生物圈。湖泊或河流通常是人居環境及土地使用的地方，SKB 認為人類在不凍層接受自地質圈噴湧出污染水並受到輻射曝露。

SKB 假設靠近不動層居民的食物來自污染地下水，且核種放射性濃度比間冰期還高，但其食物並非完全來自污染區域。與間冰期不同的是，間冰期係假設居民所有時間均生活在污染區域，並 100%自污染區取得食物及飲用水。因此，冰緣期某些部分關鍵群體的食物放射性濃度比間冰期高，而其他部分關鍵群體的食物並無放射性，因此平均劑量與間冰期差不多。然而，居民飲用水完全來自不凍層，這似乎表示不凍地為未凍結水出現在地表唯一的地方。因此，IRT 建議 SKB 提供：

- (1) 冰緣期不動層以外區域，是由食物供給及飲用水供給兩個方面決定關鍵群體的理由；
- (2) 考量冰緣期關鍵群體造成較高飲用水劑量的可能性
- (3) 重新考量冰緣期與間冰期關鍵群從事相同農耕實務及狩獵/聚會之假設

的適當性。

SKB 認為冰河期人類或其他生物曝露於來自處置場高濃度核種的唯一情況，是撤退冰鋒(retreating ice-front)臨近 Forsmark 地區且此地區被淹沒。SKB 指出，由於撤退冰鋒貯水處的地下水快速更換率，並無核種長期積累的可能。儘管如此，IRT 認為 SKB 提出冰河期間可能存在核種曝露途徑是有用的。

冰間期的地球暖化效應，評估核種於生物圈的遷移與累積，是基於與起始間冰期參考演化類似的假設，IRT 認為此假設是合理的。與不考量暖化效應相比，差別在於每年溫度增加 3.5°C 及年降水量增加 20mm。地球暖化評估結果有少數核種 LDF 較高，但非常接近。(其中 Cs-135、U-238 增加不超過 10 倍)，因這 2 個核種並非主要劑量貢獻核種，SKB 認為即使增加 10 倍，並不影響風險的法規符合性。IRT 同意間冰期 LDF 推導是正當的。

6.2.6.4 冰河循環的 LDF 的推導

SKB 在 TR-11-01 報告第 13.2 節總結了每個核種及每個 BO 所推導的 LDF。LDF 分為常數釋出率及單一脈衝釋出，用來計算 BO 內可能釋出區域居民的年有效劑量，IRT 認為這是一個標準的方法。然而，SKB 對所有 BO 及時間點均使用最大值 LDF，IRT 認為比國際作法更保守。IRT 認為選定 1 至 2 個案例作單一地貌作劑量評估是較好的，即使此選定地貌的評估劑量並未得到最大值 LDF，也可進一步來檢視哪種地貌造成最大劑量及其原因。

IRT 同意 SKB 「可能最大劑量發生在部分 SR-Site 場址自海中出現的階段」的觀點，但最大劑量發生在生態系統演替階段及地貌中地點，與核種特性及可能排放點有關，因此 IRT 認為 SKB 並無需必要確認最大劑量發生的時間及地點。

SKB 在推導關鍵群的「最佳估計」LDF 時，是採用確定性的模擬。但在處理參數的不確定性、假設及概念不確定性效應時，SKB 卻採用機率性模擬，並採用許多保守性的假設及數據，使得 LDF 最佳估計值可能顯著高估，因此 IRT 並不同意 SKB 最佳估計模式及使用參數值的作法。

SKB 也需選擇特定的 BO，推導出 LDF，假設如下：

- (1) 隨著處置場自海底逐漸出現，地下水地表排放區域的尺寸隨著時間而大幅下降，且將持續一段很長的時間；

(2) 海岸線移動造成水力(hydrological force)的改變，直接影響地下水的排放，陸域排放將隨時間而逐漸停止。新出現地貌在沿著新海岸線的淺部將出現新的排放區域。SKB 確認了 17 個 BO，大部分 BO 在 Holocene 間冰期包含了排放地區，SKB 也確認一些排放區域下游所增加的 BO。

IRT 同意 SKB 的作法。

LDF 的推導方面，考量常數釋出率及單一脈衝釋出兩種核種釋出形態，來計算 BO 內可能釋出區域居民的年有效劑量。常數釋出率計假設已達穩態，SKB 認為自燃料基值及腐蝕核種釋出，在生物圈評估期間(20,000 至 70,000 年)幾近常數，故採常數釋出方法。IRT 認為穩態可涵蓋核種於增建期間(built up)核種濃度，SKB 的作法合理保守，使評估方法更為簡單。單一脈衝釋出方面，SKB 用簡化合理的方法進行模式分析，假設一旦 BO 自海底出現時，釋出核種即抵達一個基岩鑽孔的假設井中，井水中核種濃度(Bq/m^3)是由釋出率(Bq/y)除以水井流量(m^3/y)而得。水井流量是使用場址調查區域中央代表性的鑽井資料，因這些鑽井可能接收來自處置場的釋出核種。但 IRT 認為水井流量可能比自海中出現 BO 的水井流量高，而認為此作法並不保守。

核種自地質圈排放至生物圈的低表土層區塊，並經由平流及擴散分布到上層表土層的生態系統，考量了核種的土壤吸附(分配係數)。此外也考量了核種被懸浮微粒吸收、地表水流驅動、沉澱及再懸浮過程。IRT 認為這是標準作法。

陸域及水域生態系統的以生物為介質的核種遷移過程，假設核種濃度在新的生質量與環境介質(即上層表皮土)間達到平衡。因脫氣導致上層表皮土及地表水的質量損失，SKB 保守的予以忽略。但 C-14 以光合作用攝取空氣中的二氧化碳為主要途徑，劑量評估時必需考量，IRT 也認為這是標準作法。

生物圈核種模式是區塊模式，而區塊的內部性質假設是均勻的。SKB 的生物圈核種模式清楚表達各區塊之間的連結，IRT 認為這是標準作法。當 BO 內濕地達海拔 2m 以上時，可避免海水周期性的淹沒。SKB 假設此時居民開始排水及耕種作物(如穀類、塊根類、蔬菜)及畜養家畜。因海拔 2m 以下土地鹽分太高，不適耕種及畜養家畜，IRT 認為合理。

在人類曝露方面，SKB 假設 BO 內陸域及水域的所有可用食物來源均供給當地居民使用，假設居民無條件接受 BO 不同的生產食物，並無食物偏好，IRT

認為這比其他的生物圈評估方法來的保守。一般生物圈評估方法是居民部分基於營養需求，IRT 建議採取固定飲食，這將導致居民攝取食物並非來自完全自污染地區，評估劑量亦將降低。

IRT 同意 SKB 的「排水後農耕土中核種濃度將最高」的論點，但假設排水後立即農耕，計算的居民約定等效劑量(50 年累積的平均年有效劑量)是保守的。此外，SKB 也假設造成最大年劑量的時間為濕地轉換成耕地的時間，亦屬保守。在飲用水方面，SKB 假設未來居民飲用水來源為(1)鑽入基岩鑽井的井水(2)流經 BO 的湖泊或溪流地表水，家畜亦同。IRT 認為此假設太過武斷，而要求 SKB 提出這些假設的依據，並要求這些假設對 LDF 值影響作靈敏度分析。

依據 ICRP 第 103 號報告，對約定等效劑量建議對嬰兒及兒童進行研究(因嬰兒及兒童的劑量轉換因數與成年人不同)，IRT 建議 SKB 應回應此建議。SKB 假設 BO 自海中出現後居民即開始飲用污染水，這假設是保守的，且與 BO 海拔高度 2m 以上才開始耕作及畜養家畜的假設不一致。因為 SKB 假設一半的飲用水來自井水，一半的水來自高於海拔 2m 的 BO。

對大多數核種而言，間冰期間居民從事農耕與未從事農耕所推導的 LDF 比較，兩者差異不大，顯示除少數核種外(如 C-14、I-129、Nb-94、Ni-59 及 U-238)，飲用水曝露途徑才是 LDF 的主要貢獻者。SKB 也發現以攝取食物為主要暴露途徑的核種而言，各 BO 間的 LDF 差異達 2-3 個數量級。但在以飲用水為主要暴露途徑的核種而言，各 BO 間的 LDF 差異最高僅 3 倍。且對大多數核種而言，各 BO 間 LDF 排序均類似。IRT 認為此發現合理，且與其他生物圈評估一致。

6.3 瑞典 SR-Site 計畫審查(SSM initial phase)

6.3.1 SSM 對 SR-Site 的初步審查總結

SSM 對 SR-Site 的初步審查總結如下列八點：

(1) 安全評估的完整性

文件與資訊—SR-Site 的申照文件引用其他計畫的報告，而這些計畫報告的內容申照者於申照文件中要採用的程度，申照者有必要澄清說明。

安全評估的方法—SR-Site 安全評估的方法，撰述詳實，對於長期安全評估，與現行國際間最佳的做法一致。此有助於對安全評估完整性的採信。

(2) SR-Site 的科學穩健度與品質

SR-Site 乃是基於長期科學研發計畫所獲致的結果。要確認其所提供的必要參考資料是否足夠具體。與預定處置場有關的已發表的文獻是否有其他看法。目前無法確定 SR-Site 的科學穩健度。在第 7 項會提及品質與文獻引用。

(3) 安全功能的充足性

在 SR-Site 以圍阻與遲滯來定義安全功能。然而國際間將隔離採用圍阻安全功能之一，乃是常例。SSM 未悉 SR-Site 未採用隔離的理由，因所謂隔離是指將廢棄物由人類可及的環境移除，國際上將此措施認為是妥善的安全功能。惟 SKB 的安全功能只有圍阻與遲滯。所以 SSM 不清楚為何 SKB 沒將隔離列入安全功能。SKB 沒有將稀釋的功能列入安全功能，因為稀釋取決於地下水的流場，沒有稀釋的結果較保守，所以不將稀釋列為安全功能為妥善做法。

(4) 數據與模式的妥適性

數據組的來源必須明確註明引用的參考文獻。數據的處理與解釋必須足以正確推導有效的參數。數學模式與其所採用的假設，必須足以符合預定任務且能充分解釋證明。

(5) 不確定性的處理

對於預定任務的科學相關不確定度，必須指出、分析、並詳細討論。SR-Site 處理不確定度有：情節分析用以代表系統的替代演化；選用參數以獲得保守結果；對於潛在劑量與風險採用確定性與機率性安全評估的方法以評估參數不確定的效應；對於安全評估的結果進行敏感度分析以確定參數對計算結果的影響；安全評估的結果回饋用於處置場設計。

(6) 安全的意義

整體的安全之科學領域必須解釋證明。SKB 對 SR-Site 的主要安全問題為：緩衝材料風化、銅腐蝕及廢棄物棄物罐失效；處置場處置孔的裂隙交錯導致剪力移動使廢棄物罐失效。敏感度分析的結果有助於將來進一步分析驗證。

(7) 資訊的可追溯與透明

SKB 2011 TR-11-01 報告並不清晰且可回溯，不易使審查者了解其所做的科學論證與說明，有關資訊的可追溯與透明，仍有許多待改進。

(8) 工程與執行的可行性

主要的問題為要在合適位置建造廢棄物料處置孔，因為 SKB 強調要避開將來有高地下水流的位置。未悉將來要如何決定高地下水流的位置。

6.3.2 生物圈及劑量評估方法

6.3.2.1 審查的專題領域

專題領域包括 SR-Site 的水文模式、對生態系統的了解、地貌模式、生態系統的核種累積、暴露及其間轉換的表達、核種模式、人類及非人類動植物(non-human biota)的劑量評估模式及 ^{14}C 的潛在劑量評估。分別敘述如以下次子節。

6.3.2.1.1 水文模式

SKB 報告提供了場址目前水文情況及未來的可能演化，主要的假設是無論核種以溶解型態或是附著在微粒上，自地質處置設施釋出，經過地下水流移動到地表環境。排放區域分析是鑑定地貌的排放點分布，無論是以 Darcy tool (Svensson & Follin)或是 ConnectFlow(R-09-20/R-09-21)，均與氣候情節及受分析的系統組成相關。水路傳輸是將 MIKE-SHE 的計算結果，採用作為 LDF 模式的參數值，來產生地貌物體的轉移係數，而這些水文議題與評估假設有關係。

6.3.2.1.2 對生態系統的了解

對生態系統的了解，是賦予生物圈作用矩陣(interaction matrix, IM)中與核種模式相關作用(processes)的特性。本次審查提出一個與農作物灌溉有關的議題，LDF 報告 (Avila, 2010c) 指出，核種可以通過地表水灌溉而進入農地，目前尚不清楚為何用 IM 探討陸域核種模式時忽略了該過程 (Lofgren, 2010)。

6.3.2.1.3 地貌模式的角色

1. 地貌模式及其演進是 SKB 發展 LDF 的核心，場址在接下來一萬年的演進，因為波羅的海大面積陸地的出現而主導系統的改變。SKB 用地貌模式模擬受到離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)釋出核種所污染的 BO 在不同時間的空間分布，進出表皮土(regolith)的水流通量可用地表系統的 MIKE-SHE 模式的計算結果來解釋。存在一種情況，地貌模式中 BO 的面積與 MIKE-SHE 模式或早期 SR-Can 所評估的釋出地點並不符合，這將明顯高估進入生物圈累積活度的水體積，而降低農產食品的整體活性濃度。因模

式假設核種於整個 BO 平均分布，因稀釋而造成關鍵核種(⁷⁹Se、¹²⁹I)LDF 的低估。

2. 選擇的 BO 面積大小將影響可能受外釋核種影響的人口數，這可能高達數百人。從輻射防護的觀點，考量將核種外釋到限制區域的作法是正常的，例如核種外釋到一個 4 個成人的農莊，這與已知農場實務與小保有地(small holdings)排水系統一致。
3. 若假設食物是直接來自自然生態系統，這將需較大的 BO 面積。Klos(2011)證明受到小規模地表人類活動(footprints)影響時，只有農耕才可能以小規模實作。因此了解水文及地表排水方式[包括佈設排水(emplaced drainage)]，是正確了解曝露模式的關鍵。雖然報告中地貌模式作出了適度調整，但是做為劑量評估模式的基礎是不充分的。對污染物足跡提出其他替代解釋是可能的，為界定計算 LDF 的分布效應，應更進一步現場調查。
4. Lindborg(2010)建議人類活動面積為 10^4m^2 ，這與管理農耕用濕地的表面排水系統的面積相當。建議對地貌模式中核種在整個集水區域(catchment area)及盆地內小面積可能關鍵次區(sub-areas)的累積可能性的進行檢視。
5. 地貌模式開發只考量到農場實務扮演從自然生態過渡到農場所扮演的角色。人類活動對地表排水方式的影響，仍應予以調查。

6.3.2.1.4 生態系統的累積/曝露及期間轉換的表示法

1. KLOS (2011 年)，KLOS，Limer 和 Shaw (2011) 對生態系統做出了區分。
(a)核種在其內可積累到顯著濃度，但生質量生產力不能支持高度人類食用的生態系統；(b)受食品污染但高生質量生產力的生態系統。前者的“累積”生態系統一般是指自然生態系統（森林，濕地，湖泊），後者是指農業系統。以放射性來說，自然生態系統是微不足道的，但農業系統在長時間後高度累積核種，往往超出了農業土壤的實際生命。
2. 在瑞典中部的地貌演變，人為改造自然生態系統成為農業區域，現實上是可能的。LDF 報告指出一旦湖泊至濕地的轉移出現在現今海平面 2 米以上的話，假設生態系統將很快的演化為農地（見 SKB，2010A 表 7.2）。然而，

快速演化並不必然代表自然未受擾動系統中核種活度的高度累積。未來系統累積 10-20 千英畝(kilo acre,ka)是可能的，若僅為 1-2 ka 轉移至農耕，將導致開墾農地核種濃度的顯著低估。

3. SKB(2010c)靈敏度分析並未討論土地使用的時間改變，這將增加 LDF 的不確定性。

6.3.2.1.5 核種模式的正當性

1. SKB(2010c)報告中確認了生物圈 IM 的 15 個區塊及 51 個作用。其中 34 個作用被認為與人類健康與安全評估有關。由此 34 個作用的 IM 可推導出生物圈核種模式。然而，報告中並未提出 IM 與核種模式的清楚連結。SKB 應提出清楚的、可追溯的程序，將 34 個作用轉換成概念模式及數學模式並應討論生物圈核種模式是否適用所有核種。若並非適用所有核種，應針對個別核種模式方法的正當性，提出清楚的、可追溯形式的說明。
2. 本報告主要問題之一，是儘管有豐富的 SR-Site 數據庫，卻明顯缺乏核種模式的驗證(validation)。SKB 描述了 (TR-10-09) SR-Sit 的現場或文獻數據，評估了如核種濃度比(CR)與分配係數(Kd)等參數。如果在核種模式中可採用在現今 Forsmark 生態系統所觀察到這些元素的現場分布參數，如此將可建立模式及現場數據的信賴度。
3. 核種濃度到達穩態(steady state)的時間亦應說明，顯示 SKB 報告在計算 LDF 時敘述西元 9400 年時大多數核種達穩態，SKB 應展示對個別核種於生態系統中行為的瞭解及掌握。建議可用替代模式處理核種的動態行為，並與靈敏度及不確定性分析相結合，以驗證所計算得 SR-Site 的 LDF 的範圍是適當的。
4. 有關 SR-Site 的旱田(patchiness)數據庫中以 ^{79}Se 的 LDF 為最大。LDF 的計算採用 Coughtrey et al(1985)及 Karlsson & Bergstrom(2002)的土壤至植物濃度比的參數值。在 TR-10-07 所敘述(Norden 等人,2010)對於 Bayesian update approach 所有的牽強附會(sophistication)，SKB 對該關鍵核種在 Forsmark 當地的水平似乎很少了解。特別是相對於其他核種，採用的 CR 相對較高，現

在還不清楚在 SKB 提交申請案後 Sheppard 等人(2011) 所公布的 SR-Site 數據及在 SR-Site 報告中採用到什麼程度。

5. SKB 報告使用二種模式敘述深層地下水與近地表循環水的交互作用。一個是離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)，與粒子追蹤結合決定核種到達地表的外釋點(release point)。另一個是 MIKE-SHE 模式，用連續表示法探討地表面與地下水的相互作用。在生物圈目標地區決定後，地貌模式是結合這兩種模式計算而得。二個模式對生物圈污染物的空間分布取得良好合理的吻合，外釋點是當地的地形低點，與基岩表面的裂隙一致，外釋點在地表環境很密切的作出分類。
6. SKB 使用從海灣獨立出來的湖泊輪廓決定 BO 的面積，考量在綜合面積不變的情況下，BO 面積的未來演進、陸域及水域組成隨著 BO 的演進而改變。本報告並未提到如何通過農業實踐扮演的角色來決定利用區域的大小。在討論水文時，因空間鑑別率太粗糙，以致無法描述系統中個別農場的空間尺度。
7. 在 LDF 模式報告中(Avila 等人，2010)，對所有的 BO 都用深層地下水交互作用作出簡單、直接的解釋。整個 BO 的穿過低層風化表層土進入中層風化表層土垂直水流流速為 0.008 m/y(物體歸類為海洋)、0.048m/y(湖泊/濕地)。MIKE-SHE 將整個生物體的水流特性及排放率均假設為連續區。
8. 局部排水明顯受到周圍地形最低點範圍(與 DFN 的地表表達方式有關)及污染擴散(足跡)的限制，可能顯著低於整個 BO 的排水。值得懷疑的是，在 LDF 計算案例時，是否可假設整個 BO 均為污染延散？另一種解釋是在使用 MIKE-SHE 模式時，地面排水系統的人為影響應予考量。

6.3.2.1.6 人類及非人類生物(non-human biota)的劑量評估模式(LDF 模式的鑑定/正當化/驗證)

1. LDF 模式的數據要求，分別列於海洋、湖沼(limnic)及陸域報告 (TR-10-01，TR-10-02 及 TR-10-03 號報告) 適當的提出。SKB 報告對於 LDF 模式的空間結構及核種在區塊累積的動力學行為的討論是不充分的。
2. 本報告存在明顯的不一致性，例如陸域模式描述了植物及土壤間的動態作用，

而用傳統的土壤—植物濃度比所導出的攝取率(uptake rate)來敘述，芬蘭 Posiva 生物圈模式採用相同方法(Hjerpe&Broed, 2009)。但此方法的正當性在 SR-Site 報告中並未敘及，目前尚不清楚這種方法是否正確。在 LDF 評估時，SKB 放棄使用新方法評估植物活度含量改用傳統的簡單濃度比，目前尚不清楚這種方法是否正確，有待進一步檢驗。

3. 低層表皮土(lower regolith)的空間特性在新模式(SR-Can)並未納入劑量評估時考量。本質上這是模式中地質圈與生物圈的介面，包括基岩和傳統生物圈模式間的連結。模式內這些功能目前尚不清楚，這是模式鑑定與正當化的一個重要的缺失。
4. 已有很長一段時間，SKB 未作生物圈的 FEP 分析，期待在 SR-Can 提出生物圈 FEP 報告，但現在只在報告 R-10-37 提及。理論上講，該報告對出現在 LDF 報告 (Avila et al, 2010) 及生物圈過程報告 (SKB, 2010 c) 中 IM，提供了連結到新模式的一個清楚的連接。本報告 IM 是以擬合(fitted)方式連結到新模式，而非透過 IM 對系統的理解而推導得到新模式。另一種說法是生物圈過程報告解釋這些作用是非常法典(codified)與一般性(generic)的，這對模式定義無實際上的意義，將在主審查階段進行審查。
5. 非人類生物的劑量評估方面，主要是以 SKB 參與國際研究計畫的成果為基礎。這方面的評估，在上層報告已明確文件化 (SKB, 2011, 2010a)，並由下層 SKB 報告及國際報告來支撐 (Torudd, 2010 年)。因此，非人類生物的潛在曝露的評估將非主審查階段所關切的領域。但若環境介質中所估計的核種濃度顯著增加時，非人類生物的輻射影響將需重新評估。

6.3.2.1.7 C-14 的潛在劑量評估

1. SR-site 的 ^{14}C 對人類的潛在劑量評估，係使用 Avila and Prohl(2008)所發展的比活度模式來評估，對非人類生物的評估，係使用此模式評估其他核種 Avila and Prohl(2008)報告(SFR1 SAR-08)有討論模式的不確定性，但 SR-site 報告並未提出討論。
2. SKB 參加了 BIOPROTA 論壇(forum) ^{14}C 工作小組，但並未討論陸域生態系

統概念模式及其參數化的不確定性。例如 BIOPROTA 論壇 ^{14}C 工作小組某些參與者，假設僅 10% 的甲烷被氧化並經由植物攝取對人類造成劑量(非由呼吸途徑)，自土壤釋出(污染空氣或污染地下水自土壤底部進入土壤，或污染水作為農耕地灌溉用)的甲烷與二氧化碳比例的量化數據，可提供進入陸域生物圈且供植物利用 ^{14}C 數量更切合實際的假設。

3. 在低放射性廢棄物有限公司(the Low Level Waste Repository Ltd)的 ^{14}C 標記氣體潛在劑量評估報告之 2011 環境安全案例(Envoronmental safety cases)中，顯示從實際氣體組成設定甲烷氧化上限值，可相當程度地降低 ^{14}C 所造成的人類劑量，這與模式其他不確定性無關。
4. Avila and Prohl(2008)提到風速對劑量評估是靈敏的參數，但 SR-Site 報告沒有提到此議題。而在計算 ^{14}C 於污染地區傳輸計算需使用風速，但是據了解 SKB 正在發展 ^{14}C 的陸域模式，期待 SKB 未來提出此二模式的比較研究結果。
5. ^{14}C 水域環境的評估模式，Avila and Prohl 在 TR-10-03 報告第 9.4 節提出 ^{14}C 在海洋生態系統核種傳輸的另一種方法，但本報告並未納入。建議 SKB 針對 SR-Site 的 ^{14}C 傳輸計算結果，並與 Avila and Prohl 的模式計算結果作比較。

6.3.2.2 評估假設的議題

關鍵議題有 LDF 模式中核種模式轉移係數的正當化、BO 的空間劃界、低層表皮土的表達、Forsmark 地區的逕流率(run-off rate)、地表水的水文時序及易氧化還原核種在土壤中的行為等 6 個議題，在下列次節中提出討論。

6.3.2.2.1 LDF 模式中核種模式轉移係數的正當化

SKB 使區塊模式(compartment model)，對整個 BO 範圍內使用平均水流量(water flux)來推算 LDF 模式中的轉移係數(transfer coefficient)。當局部水流率遠比平均值低的情況，可能導致計算所得之轉移係數不具代表性。通常深層地下水的排水，在管型流(stream tube)中與第四紀沈積物中強烈混合(strong mixing)分離。SKB 應對轉移係數的如何評估及取值，並與保守的風險評估有關的空間平均作

法之正當性，提出更多說明。

6.3.2.2.2 BO 的空間劃界

SKB 對 BO 的邊界，通常取為子集水區(sub-watershed)或地表水體的輪廓，然而在一個廢棄物罐失效的情況，SK 所推估的排水區域遠比 BO 來得小，約與一般小型的農場家庭所使用的土地面積相同。這種相對較小面積的排水區，與英國的潛在可能暴露的農場實務是相符的。SKB 對有關風險評估所使用 BO 為何採用相對較大的面積，應有更清楚的動機。

有關 BO 的劃界議題，SSM 舉編號 121 的 BO 為例，SKB 將其分為 3 個次生物圈目標地區，分別代表湖泊階段(lake stage)期間直接進入溪(stream)或溼地的排放點，其中編號為 121-03 的次生物圈目標地區(sub BO)，相對於分水嶺(watershed)及子集水區(subcatchment)，面積很小。SSM 指出 SR-Site 報告中的 BO 與子生物圈目標地區(sub-BO)並不一致，編號 121 的 BO 是代表海洋生態系統，其參數是代表整個 BO，而非它的 sub-BO。在海洋生態報告(Marine Ecosystem Report)中，只有一個參數是針對編號 121-01 的 sub BO。

在 LDF 報告(Avila 等人,2010)中，許多最高的 LDF 歸因於編號 121-03 的 sub- BO。在生物圈綜合報告(biological synthesis report, SKB, 2010a) 提到 sub - BO 對 LDF 的效應。SKB 報告中有「若是飲用或使用污染井水對 LDF 所造成的貢獻時，BO 與 sub-BO 的面積對 LDF 的效應很小，與 sub-BO 的面積無關。」的敘述。但是 ^{129}I 、 ^{79}Se 的最大 LDF 值與編號 123-03 的 sub-BO 有關，暴露情節卻是來自攝取蔬菜（非用井水灌溉）、 ^{129}I 的貢獻主要是來自喝牛奶(假設乳牛僅喝一部分井水、一部分表面水)，並非使用或飲用井水。因此，除非與編號 121-03 的 sub BO 有關最大值 LDF 的曝露情節主要來自井水，前揭 SKB 報告的敘述不具充分的正當性。

6.3.2.2.3 低層表皮土的表達

SKB 對生物圈模式使用低層表皮土(lower regolith)，這是一個新觀念。

低層表皮土是地質圈[基岩(bedrock)]與生物圈[如土壤/河床沉積物(soil and bed sediments)]的介面，從底層岩石裂隙發生排放，它的尺寸自不到 1 公尺到數十公尺都有可能。在核種模式中算是個區塊，水流可經由它傳輸到上層表皮土(upper regolith)，其間也有核種吸附及擴散(diffusion)等作用，可在基岩與土壤/河

床沉積物間形成一道緩衝。然而 LDF 報告中對低層表皮土的離散(discretization)及傳輸性質的調查，並未提出充分的討論。

6.3.2.2.4 Forsmark 地區的逕流率值(run-off rate)

1. SKB 已顯示 Forsmark 地區現在及未來的逕流值相當低，逕流係數(runoff coefficient) 為 20%至 30%(逕流為降雨量的百分率)，根據瑞典氣象和水文研究所提供的資料，遠較瑞典其他 101 個分水嶺低。相較於瑞典相鄰且類似的分水嶺，是哪種特別的水文條件可以解釋？
2. 低流通量(low turnover)的地表水是個決定核種傳輸進入表面水累積的潛在關鍵因素。低流率(low flow rate)可能意味上層表皮土的高度保留(retention)。岩石裂隙的低輸入(low input)意味著核種可高度積累在低層表皮土，並用的低速率轉移到表層土壤。

6.3.2.2.5 地表水的水文時序

地表水文時序非常短(通常小於 10 年)，這暗示著場址當地水文行為評估存在不確定性(如平均逕流值)。進行短時序逕流值及核種模式內使用參數的不確定性評估，對安全評估的建立信心有很大的價值。

6.3.2.2.6 易氧化還原核種在土壤中的行為

1. 在生物綜合報告(biological synthesis report, SKB, 2010a)中，列出腐蝕案例的造成最大劑量的 6 個關鍵核種， ^{226}Ra 、 ^{79}Se 、 ^{129}I 、 ^{237}Np 、 ^{125}Cs 、 ^{36}Cl 。除了 ^{237}Np 外，關鍵暴露途徑是攝取農作物(crops)、在許多情況下是牛奶。在農作物生長及牲畜吃草的農業用地，為濕地可能的最終狀態。
2. 假設核種在土壤中的累積只發生轉移到農業用途之前，後來會失去一些核種。其中 ^{79}Se 、 ^{129}I 是兩個易氧化還原(Redox sensitive)的核種，這意味著這些核種他們在浸滿水及排水良好土壤中的行為，可預期並不一樣。因為可能造成生物圈核種的累積，在劑量評估審查時，此是值得關切的議題。
3. 化學報告(chemistry report, Trobom and Norden, 2010)敘述了引入獲得核種分配係數(distribution coefficient, Kd)的方法，在元素的參數報告中有列入不同元素的參數值。SKB 考量核種在有機和無機沉積物之間的不同行為，然而各

種土壤的 Kd 值並未因場址排水而改變。

4. 劑量評估應進一步考量易氧化還原核種的行為，說明了生態系統水文條件的改變，可以預期支持易氧化還原核種可能影響的論述。
5. SSM/SSI 的 CLIMB project 中研究瑞典生物圈的情況，自 GEMA family 引入適當模式，作進一步的審查，並列入追蹤。
6. 在植物-土壤多孔水交互作用動力學模式中及自然與農業系統核種累積動力學的背景下，使用替代模式解釋 ^{79}Se 、 ^{129}I 、 ^{99}Tc 的行為。

6.3.2.3 SR-Site 的文件表達議題

SR-Site 的文件很多，文件間的連結變得很重要，SR-Site 生物圈計畫報告層級圖如圖 6-1 所示(SKB,2010c)。當對特定敘述或假設尋找支持性證據時，此圖可協助讀者清楚報告層級。

1. FEP：應對生物圈的 FEP 表達方式(representation)作驗證。
2. 情節：為促進對生物圈劑量評估所考量所有的情節有更清楚的了解，報告應提出更清楚的總圖表。
3. 模式：
 - (1) 模式總結報告(TR-10-51)並未包括支撐評估的每一個模式(如缺少 LPJ-GUESS)。SKB 雖已繪製模式流程圖(SKB, 2010d)，但是這些與 SR-Site 安全評估有關的圖，並未對生物圈劑量評估所使用模式，提供充分詳細的說明。建議繪製一個表，重點提出生物圈各種模式的關鍵特性[空間及時間的尺度(scale)、時間階段(time step)及時間域(time domain)]，另需要一個圖來顯示各模式間的關係，有助大家了解劑量評估的基礎。
 - (2) 風險評估是以評估模式的綜合網絡為基礎，包括近場模式(comp23)、遠場傳輸模式(FRAF31/MARFA)、LDF 值(TR-10-19/TR-11-01 Vol III)。生物圈模式[COUP/LPJ-GUESS, Lofgren (2010)]、水文分析(ConnectFlow/MIKE-SHE /Darcy tool)，是用來支援取得核種參數值及 LDF 模式。報告中有非常大量資訊進入主要的不同安全功能(廢棄物罐、緩衝、坑道、

地質圈) ，來支持多重障壁的阻絕設計，這對改進設計及信心建立是必要的。然而卻僅有非常有限的數據用於風險評估，大部分文獻並未清楚的組織，以顯示這些個別資訊如何用組合起來用在風險評估。特定參數的鑑定、選取參數值的正當性，一般來說絕非瑣碎小事。

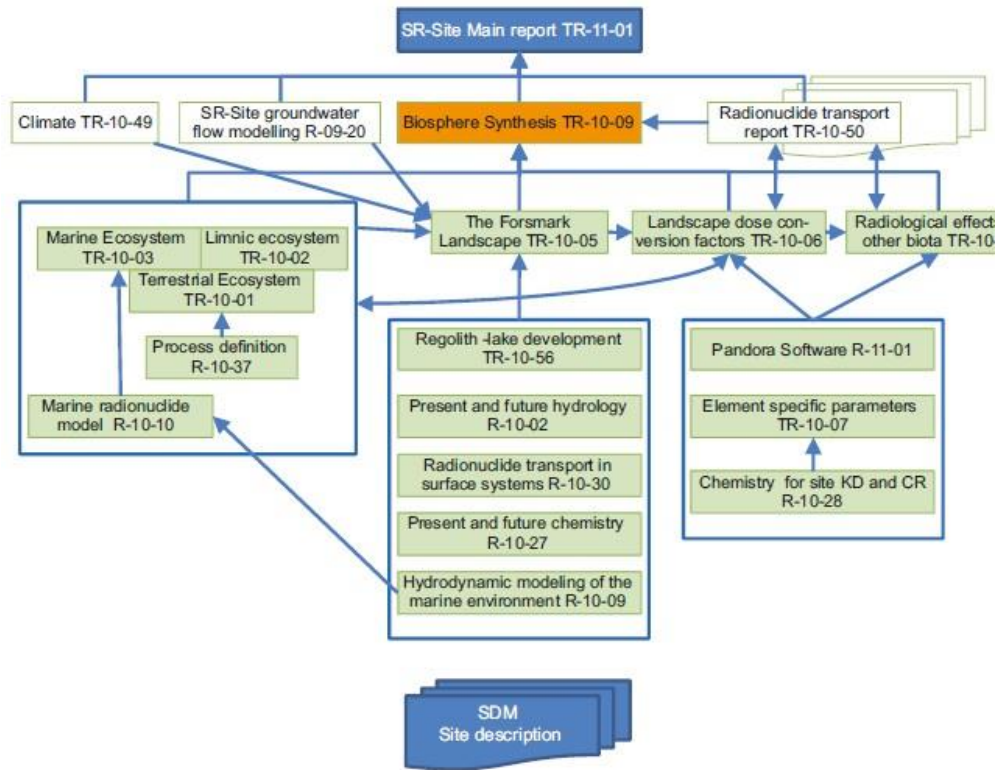


圖 6.1 SR-Site 生物圈報告層級圖(取材於 SKB, 2010a)

6.3.3 地質微生物

為了解 SKB 地質微生物的研究，是否已適當完整的敘述深地層處置場所產生硫化物(sulphide)對微生物活動的影響，並記錄任何關於預測其細菌產率及硫化物產生微生物後果的不確定性。

6.3.3.1 硫酸鹽還原細菌

硫酸鹽還原細菌(sulphate-reducing bacteria)是地球上最古老細菌存活方式之一，普遍存在於水及陸地的環境中；在有硫化氫臭味及發黑的水體環境中，其代謝活動尤其旺盛。它有各種不同的形狀，如 桿狀、弧狀、球狀、八聯球狀、檸檬形、短桿狀及滑動菌絲形等。它是絕對厭氧菌，且環境的氧化還原電位需在一

100mv 以下才能生存。屬於異營菌，在厭氧及含有機物的環境下，以硫酸鹽中的結合性氧作為電子接受者，將硫酸鹽還原為硫化氫或硫離子。硫酸鹽還原細菌可分為利用乳酸鹽及脂肪酸兩大類；而利用乳酸鹽者種類較多，因此在培養、分離此類菌群的過程中，大多會加入乳酸鹽。最主要的菌屬有：

- (1) Desulfovibrio 和 Desulfomonas：可以代謝偶數碳之脂肪酸、丙酸、乳酸及丙酮酸等為乙酸。
- (2) Desulfotomaculum：可以氧化脂肪梭、乳酸鹽、乙酸、苯甲酸鹽、檸檬酸鹽、及反丁烯二酸鹽等為二氧化碳。(摘自環境科學大辭典)

6.3.3.2 審查發現

1. SKB 的評估幾乎以委託 Goteborg 大學的研究成果為主，因尚無其他研究成果可供比較，因此作法並無不合理。然而，相當多的證據顯示，微生物活躍超過好幾個地質年代。當有金屬、腐蝕、放射性及高溫出現時，硫酸鹽還原細菌會增強它的活動，因此微生物對廢棄物罐腐蝕的影響應予以評估。
2. 硫酸鹽還原細菌通常造成點蝕(pitting)，而非均勻腐蝕。因此，即使如 SKB 報告內所預估之微生物腐蝕率非常低($\sim 3 \text{ mm}/10^6 \text{ y}$)。因腐蝕是凹洞狀，造成廢棄物罐的穿孔(perforation)的可能性大量增加。
3. 因以上及其它考量，建議 SKB 進行嶄新的、數年的實驗模擬處置場的環境(包括將放射性物質放入銅/鑄鐵廢棄物罐、高溫、黏土飽和度的改變)，來評估本報告所敘述的不確定性。研究成果對 SKB 報告所提目前深地層處置場內長期存放銅廢棄物罐產生有限的細菌腐蝕，將產生顯著的影響。
4. SKB 的立場與 SSM 的建議

雖然 SKB 的立場是「儘管被硫酸鹽還原細菌使用的有機成分存在不確定性，但所造成廢棄物罐的腐蝕對廢棄物罐厚度的影響是可以忽略的($\sim 3 \text{ mm}/10^6 \text{ y}$)」。SSM 建議 SKB 進行嶄新的、數年的實驗模擬處置場環境。包括(a)放射性物質放入銅/鑄鐵廢棄物罐；(b)模擬處置場高溫及黏土飽和度的改變，來評估本報告所敘述的不確定性。研究成果將可用來驗證 SKB 報告所提「目

前深地層處置場內長期存放銅廢棄物罐，僅會產生有限的細菌腐蝕」的正確性。

6.3.4 非人類生物的輻射效應

6.3.4.1 前言

SSM 委託 Stockholm 大學系統生態系的 Korolina Stark 進行期程一個人月的 SR-Site 非人類生物的輻射效應評估研究。總結審查結果，安全評估的完整性方面，有關生態系統情節是受到質疑的。此外，在計算非人類生物的 CR 方面及整合人類/非人類生物劑量評估方面 Forsmark 地區之取樣及數據仍有缺口，這些缺口使得 SR-Site 之科學穩固性及品質受到質疑，更進一步釐清 ERICA 劑量評估工具及其假設。其他待釐清問題及對 SSM 建議應進一步審查的主題，將在技術紀錄系列(Technical Note Series)中提出。

6.3.4.2 依據法規

依據環境法(Environmental Code)、核能活動法(Nuclear Activity Act)

SSM FS 2008:37 的第 6 節、第 7 節的規定，其中 SSM FS 2008:37 第 6 節、第 7 節的規定摘述如下：

- (1) 第 6 節：用過核燃料最後管理及用過核子燃料之實施，應使生物多樣性及生態資源的永續使用受到保護，使其免於游離輻射之危害。
- (2) 第 7 節：應敘述所關切棲息地的生態系統之游離輻射生物效應，報告應以可用的生態系統知識為基礎，並特別考量基因不同群體之存在(如隔離種族、特有物種、瀕臨滅絕物種及值得保護之任何一般性植物)。

另外，SSM 一般導則中對初審查期(initial review phase)之外部專家審查，建議應考量：

- (1) 安全評估的完整性。
- (2) SR-Site 的科學穩固性(soundness)及品質。
- (3) 模式/數據/安全功能適當性。
- (4) 不確定性的處理。
- (5) 安全意義(safety significance)。

(6) SR-Site 品質的資訊透明及可溯性。

(7) 處置場及相關工程障壁組成之製造/建造/測試/施作/運轉可行性。

6.3.4.3 SKB 的評估方法

SKB 評估處置場釋出核種對環境的有害效應，計算非人類生物的輻射劑量率是以水中、淡水沉積物及海洋生態系統的核種活性濃度及集中腐蝕案例(central corrosion case)中濕地生態系統中的泥炭(peat)及空氣活性濃度為基礎。SKB 使用 ERICA tool 軟體，計算非人類生物的劑量率。只要有代表性生物(與場址相關)有輸入數據，即可計算輻射劑量率。若缺少某些核種活性濃度數據時，可用相關物種的一組生物平均值來編譯數據來產生核種活性濃度。此外，使用 ERICA tool 評估參考生物的劑量率，可涵蓋所有歐洲的保護物種，包括場址的紅色瀕危物種名錄(red-listed organisms)。最後在考量自然背景輻射劑量率的情況下，加上處置場外釋核種對劑量率的貢獻，每一個生物體不得超過 10 $\mu\text{Gy/h}$ 。

6.3.4.4 審查發現

6.3.4.4.1 安全評估的完整性

1. SKB 的 TR-10-09 報告中非人類生物的劑量率評估與對人類劑量評估相比，是有些缺口的(缺少 ^{227}Ac 、 $^{242\text{m}}\text{Am}$ 、 $^{113\text{m}}\text{Cd}$ 、 ^{152}Eu 、 ^3H 、 ^{93}Mo 、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 、 ^{231}Pa 、 ^{107}Pd 、 ^{238}Pu and $^{121\text{m}}\text{Sn}$)。其中 ^{227}Ac 、 ^{231}Pa 、 ^{107}Pd 缺數據，應解釋其原因。
2. SKB 仍應廣泛蒐集文獻，尋求未納入評估核種之數據。根據 ICRP、IAEA 所編排之野生物轉移數據庫，其所公布的 CR(Concentration ratio)比，至少含有 Ac 的數據。
3. 報告中描述 Forsmark 地區河川溢流洪水(flooding of stream)導致河岸濕地(riparian wetlands)核種的累積，河岸濕地活性濃度甚至高達湖泊的十倍。然而，如河水氾濫(flooding river)及氾濫平原/河岸濕地並未納入非人類生物的劑量評估。其他陸域生態系統(如森林)土壤及水的活性濃度並未納入劑量計算。
4. SKB 的 TR-10-08 號報告描述核種自生態系統[如濕地、河道、湖泊及海(苦鹹水)]如何進行評估，這些生態系統將設定為 ERICA tools 內三個生態系統

(陸地、淡水及海洋)之一，農業生態系統也未納入非人類生物劑量評估，因為它們起源於排水濕地且生產 100 年，但接下來它們不再被視為生物棲息地 (biota habitat)。因為假設農業生態系統於周邊地區分出，人口在農耕地貌中屬於大量且穩定的人口群，SKB 假設排水濕地(泥炭泥沼，wire with peat) 是個具生產力的區域，但歷史紀錄顯示這種土壤並非具有生產力。

5. 暴露途徑及棲息地，SKB 納入 ERICA tools 來考量。然而，SKB 對非人類生物的劑量評估可能存在一些比例問題 (scaling problem)：例如何種模式中 BO/LO 的面積多大？是否這些地貌物體可適用於基因獨特之池蛙養殖池棲息地？或是否有些廢棄棲息地因面積太小而被放棄，核種活性濃度用較大的地貌物體來平均而低估。

6.3.4.4.2 SR-Site 的科學穩固性及品質

1. 場址數據：
 - (1) Ac-227、Pa-231、Pd-107 等 3 個核種在 BIOROTA 與 SR-Can 報告指出為關鍵核種，然而缺少數據，待補。
 - (2) 從 TR-10-08 報告可知，Forsmark 場址取樣及度量，缺少時間上的一致性。
2. 濃度比 (CR)：
 - (1) ERICA tool 數據庫並不完整，有許多資料缺口以外插法來推估。
 - (2) 體內曝露用 CR 來做評估，因太少場址資料，無法與 ERICA tools 的設定值作比較。在陸域及淡水生物方面，取樣所得 CR 往往比 ERICA 設定值低。SKB (TR-10-08 號報告) 也指出 ERICA tools 的 CR 數據庫，有些數據比現場值高。建議 SKB 應進一步調查，了解 Forsmark 場址特性及對 CR 值的可能影響。
 - (3) 非人類生物劑量評估，是假設 ERICA 海洋生態系統的 CR 值是適用於北海/含鹽生物。因這兩個系統具不同生物化學特性，且在野生物轉移數據庫 (Wildlife Transfer Database) 中，河口 (estuarine) 與含鹽生態系統是兩

個不同類別。因此這假設無法令人信服。

3. 人類及非人類生物評估的整合

- (1) SKB(TR-10-07)報告提供了不同陸域、水域生物 CR 之最佳估計值(Best Estimate)及 pdf，用來評估用於人類劑量評估的 LDF。為何不用 LDF 來評估非人類生物的劑量？
- (2) SKB 的 TR-10-07 報告敘述了動力-異速生長模式(kinetic-allometric model)，若缺現場數據，可用來評估陸域草食動物的 CR。對人類的劑量評估，CR 已歸一化(normalized)到有機體碳含量，但為何不用在非人類生物劑量評估的 CR 值？
- (3) 非人類生物劑量率評估，是否有考慮體內劑量(如陸域動物喝到受污染的水，造成體內劑量)？為何本報告僅考量劑量率評估，而不考量生命期累積劑量(lifetime dose)？

6.4 本章總結及對國內階段成果報告審議之關鍵議題研析

1. 參酌瑞典與芬蘭專責機構的的經驗，國內未來高放處置計畫的階段成果報告內容，宜強化核臨界、屏蔽、及輻射防護的相關分析。
2. SSM 的八項審查摘要，可為審議國內成果報告的借鏡參考。
3. 處置場的成敗，公眾的參與與接受為主要因數。及早規劃公眾參與，審酌如何採行其意見，回饋於處置計畫中，促進計畫的成功發展。
4. 有關安全評估方法，建議國內業者在未來申照前階段應考量在確定性敏感度分析(DSA)及機率性敏感度分析(PSA)間達到適當的平衡，來展示系統的健全性。並清楚展示最能影響安全度量(safety measures)的作用、模式及參數。對安全重要之已鑑定作用、模式及參數，在不確定性與未來研發與實證(Research Development and Demonstration,RD&D)之間應有清楚的連結。
5. 國內業者應建立相關文件，清楚連結設計規範及整體安全。安全功能與功能目標的論述做為指導工具，對個別障壁的功能提供清楚的論述。無論在評估期間這些功能是否被稱為安全，國內業者應設計一個模式方法，清楚描述每個障壁的功能。這種分析可清楚展示系統的內建健全性。
6. 國內業者應納入並分析更詳盡的多障壁共因失效(common cause failures)情節，分析的目地在於展示超過管制標準的極端(不可能)失效情況。
7. 以劑量評估為例，國內業者應在 FEPs、概念模式及數學模式間建立良好的連結，並交代模式、重要參數的不確定性。
8. 國內業者應廣泛蒐集瑞典、芬蘭等先進國家有關高放處置場微生物及非人類生物評估相關資訊，以備不時之需。

第七章、結論與建議

本研究針對國際用過核子燃料處置安全審查案例，包括芬蘭 Olkiluoto 場址處置計畫及瑞典 SR-Site 計畫，分別就處置場場址特性、處置設施設計、安全評估、及輻射安全與法規等方面進行探討。

7.1 結論

1. 場址特性方面

- (1) 綜合芬蘭 STUK 對於 Posiva 公司提出 Olkiluoto 場址計畫報告，與 NEA 及 SSM 對於 SKB 提出瑞典 SR-Site 場址計畫報告之審查結論，皆強調岩石現地應力量測之重要性，並同時提出應針對場址或處置場區域的現地應力量測進行改善或精進之建議，其內容包括：
 - A. 應擴大岩石現地應力量測資料之數量及尺度，並致力研究於施工期間對岩石現地應力之影響的相關議題。
 - B. 應精確量化因不同量測方法造成岩石現地應力大小及方向之差異。
 - C. 除了針對目標區的主應力大小和方向之空間變異性進行定性分析外，建議應進行量化分析。
- (2) 此外，芬蘭 STUK 審查結論另指出以下建議：
 - A. 應根據母岩性能分析之結果，提出設計需求與周圍岩石特性應該保持的關係。此關係必須說明施工中會如何干擾母岩(力學、地球化學及水文條件下)，並維持設計要求。
- (3) 瑞典 NEA 及 SSM 審查結論亦指出除了現地應力相關議題外之建議：
 - A. 應發展實用的地下調查方法，以量測數公尺至數百公尺的尺度下之裂隙。
 - B. 應評估處置場基線長超過三公里的變形區域之不確定性，以及系統性的評估熱液換質作用帶之構造空間分佈(因富含石英和長石之基岩的熱液換質作用將大幅度的減少岩體強度與改變流體傳輸特性)。
 - C. 應致力於研究盲斷裂構造、量化裂隙延伸程度並確定其水力特性。
 - D. 對於開挖方法與應力重新分佈如何影響岩石特性應進行深入探討。

E. 應發展一套可以預測未來處置場區附近地震活動之震源區特性模型，以及可以計算地震危害度之地動特性模型。

2. 處置設施設計方面

- (1) 瑞典 SSM 在審查 SR-site 設計，指出 SKB 在以擴大全圓周交會準則(EFPC) 判斷處置孔位是否須放棄時，所認定既有裂隙，並沒考慮到後續因建造開挖/運轉干擾使應力場改變、地震作用、或因岩石長期受熱應力作用，導致既有裂隙長度之進一步延伸或裂隙間因此相互合併的可能性。
- (2) 芬蘭 STUK 指出：目前檢視 EDZ 區裂隙間是否有連通之研究結論，多數是根據採用鑽炸法開挖之損傷，故其損傷易形成在處置隧道徑向幅射狀裂隙，故而在隧道軸向裂隙沒太多連通。然而，平行隧道壁之軸向裂隙之聯通程度才是實際關係核種傳輸問題。因此，可建議加強探討檢視在隧道壁軸向裂隙之串聯問題。Posiva 也已確認的是採用 TBM 開挖確實可以減低 EDZ 的損傷範圍。
- (3) 對於放射性廢棄物處置場的金屬廢棄物罐設計，目前瑞典 SKB 和芬蘭 Posiva 預計採用純銅並添加磷製成廢棄物罐外殼，用以增加潛變延性。但瑞典 SSM 及芬蘭 STUK 的審視報告皆對添加磷的銅質外殼是否確實能提供廢棄物罐長期的潛變延性提出質疑，認為潛變延性的相關試驗時間過短，不足以證實廢棄物罐外殼長期的安全穩定性。
- (4) 處置場環境的演化將使處置設施的地球化學環境改變，為了確保金屬廢棄物罐銅質外殼於有氧、無氧環境中的長期化學穩定性，SKB 與 Posiva 皆設計相關參數進行模擬試驗，然而 SSM 及 STUK 於審視報告中皆表示，模擬試驗的參數設計、腐蝕機理與過程，仍有尚未釐清的部分需加以說明與證實。
- (5) 金屬廢棄物罐機械性質的長期穩定性為包封放射性物質的重要機能需求，然而兩國的審視報告皆建議 SKB 與 Posiva 應更進一步說明，銅質外殼的潛變與腐蝕特性對廢棄物罐整體機械性質的影響。
- (6) IRT 同意 SKB 的觀點，關於水文地球化學方面，雖然目前可用的以及連續收集的數據足以使用於 Forsmark 場址，以及至少未來幾千年內應該持續的溫帶期內適宜條件。IRT 強烈支持在這一領域的努力，在處置場的

安全案例中，因為入侵稀釋的冰川融水對處置場具有潛在地嚴重影響。

- (7) IRT 建議，應仔細評估不同膨潤土彼此間差異的相關性，尤其是最終使用材料的密封能力以及管湧和膠體釋放過程相關差異，因為這些因素會影響計算風險。IRT 支持 SKB 的替代緩衝材料(ABM, Alternative Buffer Materials)計畫中，與不同國際組織合作發展的研究工作。

3. 安全評估方面

芬蘭 STUK 對 Posiva 向芬蘭政府提出於 Olkiluoto 場址設置用過核子燃料最終處置場審查意見，包括：水文地球化學特徵、母岩溶質的傳輸特徵化、確保施工期間母岩有利條件、工程障壁評估、情節、情節是否完整、情節是否適當、封閉後的安全評估、所使用的評估模式是否適當、不確定性評估、安全評估審查重點、封閉後的安全評估、放射性廢棄物處置安全評估概要總整、封閉後安全案例、安全功能與功能安全目標、安全開發策略、封閉後的安全性。另 NEA 於 2012 年 6 月針對 SR-Site 提出審查報告 “The Post-closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden”，包括：安全評估方法，如：劑量計算、未來人類活動、特定情節；功能評估，如：情節的可信賴度、障壁結冰情節、腐蝕失效情節、地殼應力破壞情節、剪力破壞情節、腐蝕破壞、剪力破壞、控制全系統安全評估的因子、全系統安全評估結果的評定；功能確認等。瑞典 SSM 對 SR-Site 申照報告審查意見，包括：安全評估的完整性、SR-SITE 的科學性與品質、安全功能的適當性、資料與模式的適當性、不確定性的掌握、安全重要性、資訊的透明度和可追溯性、工程和實施的可行性、對於 SSM 的建議。SSM 建議 SKB 應明確提出之識別報告和資訊，以組成 SR-SITE 安全評估和許可證申請之報告內容，而不是以其他資料可以被 SR-Site 引用作為提供背景資訊或額外支持之參考文獻，並對於 FEP 特徵事件及作用之安全評估提出審查意見，認為 SKB 應該針對審查之問題進行澄清和補充資訊說明。可藉由芬蘭和瑞典經驗，瞭解用過核子燃料最終處置場審查之思考背景及意見形成結果，可作為國內處置場址申照審查之參考。

4. 輻射安全與法規方面

- (1) 參酌瑞典與芬蘭專責機構的的經驗，國內未來高放處置計畫的階段成果

報告內容，宜強化核臨界、屏蔽、及輻射防護的相關分析。

- (2) SSM 的八項審查摘要，可為審議國內成果報告的借鏡參考。
- (3) 處置場的成敗，公眾的參與與接受為主要因素。及早規劃公眾參與，審酌如何採行其意見，回饋於處置計畫中，促進計畫的成功發展。
- (4) 有關安全評估方法，建議國內業者在未來申照前階段應考量在確定性靈敏度分析(DSA)及機率性靈敏度分析(PSA)間達到適當的平衡，來展示系統的健全性。並清楚展示最能影響安全度量(safety measures)的作用、模式及參數。對安全重要之已鑑定作用、模式及參數，在不確定性與未來研發與實證(research Development and Demonstration, RD&D)之間應有清楚的連結。
- (5) 國內業者應建立相關文件，清楚連結設計規範及整體安全。安全功能與功能目標的論述做為指導工具，對個別障壁的功能提供清楚的論述。無論在評估期間這些功能是否被稱為安全，國內業者應設計一個模式方法，清楚描述每個障壁的功能。這種分析可清楚展示系統的內建健全性。
- (6) 國內業者應納入並分析更詳盡的多障壁共因失效(common cause failures)情節，分析的目地在於展示超過管制標準的極端(不可能)失效情況。
- (7) 以劑量評估為例，國內業者應在 FEPs、概念模式及數學模式間建立良好的連結，並交代模式、重要參數的不確定性。
- (8) 國內業者應廣泛蒐集瑞典、芬蘭等先進國家有關高放處置場微生物及非人類生物評估相關資訊，以備不時之需。

7.2 建議

1. 場址特性方面

- (1) 現地應力是處置坑道規劃、設計與施工的關鍵參數，根據瑞典 SR-Site 經驗，不同方法量測得到之現地應力結果可能不同，現地應力局部變化亦難以掌握，因此現地應力資料之不確定性值得深入評估。
- (2) 根據國際同儕審查與管制相關委託專業機關審查結論均指出，SKB 於高放射性廢棄物處置技術已臻國際發展前沿，我國未來技術發展與 SKB 密切合作學習為正確方向，不過根據審查結論，亦可發現 SKB 在場址特徵化方面仍值得進一步探討，如地震於場址特性之影響(包含地下構造

物和廢棄物罐等)、處置孔接受/拒絕的標準、廢棄物罐於剪切帶之對應距離與開挖損傷區(Excavation Damaged Zone, EDZ)之水力特性等,建議我國與 SKB 合作計畫可以特別針對上述議題進行深入研究與探討。

2. 處置設施設計方面

- (1) 在經收集國際審查經驗及依據其所提出疑慮的主題,在處置坑道施工及長期安全穩定問題上,建議如下所示一規劃主軸「處置坑道封塞與裂隙填封技術之國際資訊研析」,計畫重點說明如下:

高放深層地處置坑道在短期(營運期與封閉前)、長期(封閉後)之安全與穩定性與各處置隧道之封塞(plug)性能與裂隙填封(seal)效果有密切關係。因此,研析瞭解先進國家對此等問題之研究現況與技術發展現況及改進方向,將有利我國規劃設計與評估審驗封填技術之思維。其研究重點,主要包括國際上建議(1)處置隧道機械封塞技術開發與效果評估方法、(2)對裂隙或破裂帶之灌漿特殊要求與技術開發現況、(3)評估既有裂面可能受地震力與熱應力之潛在惡化問題之論證。相關研究主題可細分為:(1)處置隧道機械封塞技術發展現況;(2)混凝土與岩石界面封塞力學行為之評估方式;(3)地震引致既有裂面破裂延伸與錯移行為之推估方法;(4)熱應力作用導致之既有裂面錯移問題研析;(5)裂隙或變形帶灌漿填封材料與技術發展之研析。

- (2) 銅質外殼的潛變延性為防止金屬廢棄物罐受外力作用而發生變形的重要特性,基於掌握銅質外殼長期的潛變延性特性,應規劃長期間的潛變延性相關試驗,從中確保金屬廢棄物罐於處置期間的長期安全穩定性。在建立力學、化學作用等模擬試驗時,應考量處置場的場址特性與環境演化情形,並設計符合場址特性的參數,增加模擬試驗的擬合度。
- (3) 深層地質處置場近場之配置十分複雜,在多孔設施系統中,各處置孔之幾何與材料性質並不會完全相同;一般而言,由於材料異質特性、處置程序、工程擾動、或是區域裂縫等因素,都可能造成各處置孔間的局部差異。在此情況下,需要採用「處置設施多孔幾何配置」的概念建構分析模型,進行多孔處置場之整體模擬,方能描述實際之差異行為;然而,對三維有限元素分析而言,此概念需消耗大量計算資源,因而侷限分析

案例所能容納之處置孔數量。本研究因此擬就 T-H-M 耦合分析所需，建立相應之「等效 T-H-M 耦合數值分析模型」，在設計規範考量的準確需求下，適度降低分析模型之運算自由度，以期有效增加模型內之處置孔數量。此外，本研究將與瑞典 SKB R-09-04 相似多孔配置(熱傳導)案例運算結果進行比較驗證，以確認本研究模型之可靠性；同時，亦將進一步就局部差異引發之 T-H-M 耦合效應進行初步的模擬演算。本研究提出之概念可提供作為未來各類局部差異參數影響效應分析之評量參考，以確保處置計畫運行之穩定及安全。

- (4) 在現有基礎下，針對緩衝材料實驗室內非破壞性之即時量測技術，尤其是含水量、飽和度方面，繼續精進發展，並建立元素層級的數值模擬能力。接著對於緩衝材料的系統設計，包括其與回填材料、廢棄物罐介面及長期影響效應，以及入滲水流引致緩衝材料顆粒質量重新分布及均勻度分布，利用實驗建立參數，以有效掌握緩衝材料之系統行為。

3. 安全評估方面

FEP 的處理首先要建立 FEP 資料庫，SR-Site 的 FEP 來自 SR-Can 與 SR 97 安全評估工作所建立的資料庫，需詳細收錄與處置系統(廢棄物、廢棄物罐、障壁、地質圈)安全功能相關的任何因子，這些因子進一步歸類為下列三者之一：(1)系統內與長期安全相關的作用與描述系統狀態的變數；(2)影響處置初始狀態的因子；(3)與長期安全相關的外部因子。接著利用 FEP 資料庫建立 FEP 目錄包含：(1)初始狀態 FEPs；(2)作用；(3)變數；(4)生物圈 FEPs；(5)外部 FEPs；(6)方法相關。所以 FEP 分析是處置設施安全分析模擬案例設計前提的重要依據，因此本建議未來工作可著重在連結 FEP 分析與實際的安全評估方面，包含所考慮的控制變因差異，這些設定與過去分析的遠場或近場過程報告有何連結等。

4. 輻射安全與法規方面

(1) 規劃項目

- A. 核臨界安全的評估分析研究：確認單一廢棄物罐、處置窖、及整個處置場的臨界分析的有效增殖因數(含計算偏差與 95% 可信度誤差)均小於 0.95。

- B. 屏蔽分析研究：確認廢棄物罐表面輻射劑量率符合"游離輻射防護安全標準"及"放射性物質安全運送規則"之規定。
- C. 輻射防護：確認整個處置計畫達成工作人員和一般大眾的健康與安全的防護。
- D. 監管與無意闖入分析：運用概率風險評估法分析研究監管期限與無意闖入者之輻射劑量。
- E. 靈敏度分析審查技術：靈敏度分析可用來了解影響安全(即輻射劑量)的作用、模式及參數，展示處置場的健全性，是未來審查所面臨的項目之一。

(2) 計畫重點

- A. 分析計算機程式的選用符合美國核能管制會委員會的認可，程式的驗證確認以及標準驗證。
- B. 輻射源項的盤點分析。
- C. 各種條件下的臨界分析。
- D. 屏蔽計算分析。
- E. 輻射防護的組織、計畫、作業及品保。
- F. 無意闖入的評估分析。
- G. 確定性及機率性靈敏度分析的審查技術

附錄 A

表 A.1 SSM reports: Initial review phase

Number	Title	Author
2013:33	Seismology – Frequencies and mechanisms. - Initial review phase	Hilmar Bungum och Conrad Lindholm
2012:65	Review of the Nuclear Criticality Safety of SKB's Licensing Application for a Spent Nuclear Fuel Repository in Sweden	Dennis Mennerdahl
2012:63	Review of Radionuclide Sorption on Bentonite and Forsmark Bedrock Material	Matthew Randall
2012:62	Review of the MARFA Code	Peter Robinson
2012:59	Initial review phase – Dose Assessment Methodology	Ryk Kłos, Laura Limer, George Shaw och Anders Wörman
2012:56	Biosphere Dose Assessment: Review of Dose Consequence of Radionuclides in the Uranium-238 Series Decay Chain	SSM
2012:55	Review of SKB's Radionuclide Transport Methodology	Richard Little, Philip Maul, Peter Robinson och Claire Watson
2012:54	Initial Review Phase for SKB's safety assessment SR-Site: Geological structures and deformation zones, from site investigation to safety assessment	Sven A. Tirén
2012:53	Review of Engineering Geology and Rock Engineering aspects of the operation and closure of a KBS-3 repository at the Forsmark site – Initial Review Phase	David Saiang
2012:46	Review of Landscape Models used in SR-Site	Michael Egan, Richard Little och Russell Walke
2012:44	Review of Matrix Diffusion and related properties of intact rock in SKB's Licence	Roy Haggerty

	Application for a Spent Nuclear Fuel Repository in Forsmark, Sweden	
2012:42	Initial review of physical properties and processes of the buffer and backfill – Installation and initial state	David G. Bennett
2012:41	Hydrogeological conditions at the Forsmark site	Joel E. Geier
2012:39	Review of Engineering Geology and Rock Engineering aspects of the construction of a KBS-3 repository at the Forsmark site – Initial Review Phase	Erik Eberhardt och Mark Diederichs
2012:38	Radiological effects on non-human biota - initial review	Karolina Strark
2012:36	Documentation and Traceability of Data in SKB's Safety Assessment SR-Site: Initial Review Phase	T.D. Baldwin och T.W. Hicks
2012:34	Review of FEP Handling in the SR-Site Safety Assessment: Initial Review Phase	T.W. Hicks och T.D. Baldwin
2012:33	Review of Groundwater Chemistry in SKB's Safety Assessment SR-Site	Jude McMurry och F. Paul Bertetti
2012:32	Groundwater Chemistry in SKB's Safety Assessment SR-Site: Initial Review	Adrian Bath
2012:30	Initial review of physical properties and processes of the buffer and backfill. THM and other physical processes	Göran Sällfors
2012:29	Initial review of chemical and erosional processes within the buffer and backfill – Geochemical processes	Mick Apted och Randy Arthur
2012:28	Initial review of chemical and erosional processes within the buffer and backfill – Geochemical processes	David Savage
2012:26	Initial review of chemical and erosional processes within the buffer and backfill - Chemical erosion processes	Randy Arthur
2012:24	Initial Review of SR-Site Main Report	David G. Bennet
2012:21	Initial Review Phase for SKBs Safety Assessment SR-Site: Corrosion of Copper	J.R. Scully och T.W. Hicks

2012:18	SR-Site Independent Modelling of Engineered Barrier Evolution and Coupled THMC: Contribution to the Initial Review Phase	Steven Benbow, Richard Metcalfe, Claire Watson och Alex Bond
2012:15	A review of the mechanical integrity of the canister	Peter Segle
2012:13	A review of the creep ductility of copper for nuclear waste canister application	Kjell Pettersson
2012:10	Technical Note, Review of the Geomicrobiological Aspects of SKB's Licence Application for a Spent Nuclear Fuel Repository in Forsmark, Sweden	R John Parkes

表 A.2 SSM reports: Main Review Phase

Number	Title	Author
2016:23	Modelling of the thermal evolution of the KBS-3 repository at Forsmark and associated induced seismic activity	Jeoung Seok Yoon, Ove Stephansson, Ki-Bok Min
2016:16	Possible influence from stray currents from high voltage DC power transmission on copper canisters	Fredrik Lundmark, Mattias Hermansson, Jacob Edvinsson
2016:05	Assessment of SKB TR-14-15 Assessment of SKB TR-14-15 "Possible influence from stray currents from high voltage DC power transmission on copper canisters"	Laust B Pedersen
2016:02	An updated review of the creep ductility of copper including the effect of phosphorus	Kjell Pettersson
2015:52	Review of SKB's creep model, its implementation into ABAQUS and an evaluation of SKB's analyses of the evaluation of SKB's analyses of the copper canister	Peter Segle
2015:51	Initial State of Spent Nuclear Fuel	Sophie Grape, Carl Hellesen, Henrik Sjöstrand, Mattias Lantz, Staffan Jacobsson Svärd

2015:49	Independent Modelling of Engineered Barrier Evolution and Coupled THMC: Canister Corrosion Calculations in SR-Site	Steve J. Benbow, Richard Metcalfe, Jenny Burrow
2015:48	Supplementary review of SKB's further RFI response	Richard Kłos, Anders Wörman
2015:45	Technical Note, Parallel assessment of effects on non-human biota using RESRAD-BIOTA	Karolina Stark
2015:41	Hydrogeological aspects of future human actions for a repository at Forsmark	Joel E. Geier
2015:40	Assessment of flow-related transport parameters used in the SR-Site safety case	Joel E. Geier
2015:39	Granskning av KBS-3 avseende nukleär kriticitetssäkerhet	Dennis Mennerdahl
2015:30	Rock Mechanics - Assessing the likelihood and extent of fracture growth in the KBS-3 repository at Forsmark	Tobias Backers, Tobias Meier, Peter Gipper, Ove Stephansson
2015:29	Quality Assurance in SKB's Copper Corrosion Experiments	Tim W. Hicks
2015:22	Further modelling and sensitivity study using the GEMA-Site "alternative biosphere models" and review of material from SKB's RFI response	Ryk Kłos
2015:08	Rheological properties of the Bentonite Buffer – Main Review Phase	Göran Sällfors
2015:06	Feasibility of Backfilling Deposition Tunnels– Main Review Phase	David G Bennett
2015:05	Review of uncertainty propagation and sensitivity analysis in SR-Sit	Klaus-Jürgen Röhlrig
2015:01	Rock Mechanics - Thermal properties and thermal modelling of the rock in a repository of spent nuclear fuel at Forsmark – Main Review Phase	Ove Stephansson and Peter Gipper

2014:59	Relation between earthquake magnitude, fracture length and fracture shear displacement in the KBS-3 repository at Forsmark – Main Review Phase	Jeoung Seok Yoon, Ove Stephansson and Ki-Bok Min
2014:58	Rock Mechanics - Assessing probability and extent of blind faults and fault-end growth around the KBS-3 repository at Forsmark – Main Review Phase	Tobias Backers, Tobias Meier, Peter Gipper and Ove Stephansson
2014:57	Issues in the Corrosion of Copper in a Swedish High Level Nuclear Waste Repository: Phase III. Role of Sulphide Ion in Anodic and Cathodic Processes	Digby D. Macdonald, Samin Sharifi-Asl and G.R. Engelhardt
2014:55	Further Reproduction of SKB’s Calculation Cases and Independent Calculations of Additional “What If?” Cases	James Penfold
2014:54	Further Modelling Comparison of Simple Reference Biosphere Models with the LDF Modelling Approach – Main Review Phase	Russell Walke and Laura Limer
2014:50	A Study of Availability of Fuel Data for Sweden’s Spent Nuclear Fuel	Henrik Lindahl
2014:48	Independent assessment of groundwater sulphide content in the long-term	Adrian Bath
2014:47	Assessment of groundwater salinity evolution at repository depth and especially the impact of dilute water infiltration	Adrian Bath
2014:46	QA in SKB’s Groundwater Flow Model	Timothy W. Hicks
2014:44	Independent evaluation of the number of critical canister positions in the KBS-3 repository at Forsmark – Main Review Phase	Joel Geier
2014:43	Workshop on general corrosion of copper – Main Review Phase	Michael Apted
2014:41	Review of Radionuclide Abstraction and Selection in the SKB Safety Case– Main Review Phase	Roland Benke and Sitakanta Mohanty

2014:40	Review of Performance Confirmation Programs and Potential Roles in SSM's Current Review of SKB's License Application – Main Review Phase	Mick Apted
2014:39	“Wormhole” and Multiple Loss of Buffer Safety Function Scenarios	Zhou, M. J. Apted, and R. Arthur
2014:38	Detailed assessment of radionuclide Kd-values for the geosphere	F. Paul Bertetti
2014:35	Modelling comparison of alternative biosphere models with LDF models and evaluation of selected parameter values used in the biosphere dose assessment - Main review phas	Richard Kłos, Laura Limer, George Shaw and Anders Wörman
2014:34	Modelling Comparison of Simple Reference Biosphere Models with LDF Models - Main Review Phase	Russell Walke
2014:33	Reproduction of SKB's Canister Failure Calculations - What-If and 'Residual' Scenario to Illustrate Barrier Functions	Sitakanta Mohanty and Osvaldo Pensado
2014:32	Assessment of the derivation and use of distribution coefficients (K_d) and concentration ratios (CR) – Main Review Phase	Nicholas Beresford, Patrick Boyer and Brenda Howard
2014:29	Independent Modelling of Radionuclide Transport, Evaluation of Colloid Transport Modelling – Main Review Phase	Osvaldo Pensado, Sitakanta Mohanty and Budhi Sagar
2014:24	Workshop on biosphere issues – Main Review Phase	Roger D. Wilmot
2014:23	Workshop on Rock Mechanics Issues and their Implications for Groundwater Flow. – Main Review Phase	Ove Stephansson and Neil Chapman
2014:22	Workshop on seismic hazard at Forsmark – Main Review Phase	Neil Chapman , Ove Stephansson, Flavio Lanaro and Lena Sonnerfelt

2014:17	Assessment of radiological effects on non-human biota – Main Review Phase	Brenda Howard och Nicholas Beresford2
2014:11	Radionuclide Solubility Limits in SKB's Safety Case	David G Bennett
2014:10	Rock Mechanics - Confidence of SKB's models for predicting the occurrence of spalling – Main Review Phase	Tobias Backers, Tobias Meier, Peter Gipper och Ove Stephansson
2014:08	Review of Long-Term Redox Evolution of Groundwater and Potential Influence of Oxygenated Glacial Meltwater in SR-Site	Jude McMurry och F. Paul Bertetti
2014:07	Review of the geological mapping and geophysical measurement techniques for the determination of critical properties around deposition holes -Main Review Phase	Erik Eberhardt och Mark Diederichs
2014:05	Assessment of flows to deposition holes – Main Review Phase	Joel Geier
2013:37	Rock Mechanics – Evolution of fracture transmissivity within different scenarios in SR-Site – Main Review Phase	Ki-Bok Min, Jaewon Lee och Ove Stephansson
2013:36	Review and assessment of aspects of the Qeq concept – Main Review Phase	Stuart Stothoff och Chandrika Manepally
2013:35	Rock Mechanics – Confidence of SKB's models for predicting the occurrence of a damage zone around the excavations – Main Review Phase	Goodluck I. Ofoegbu och Kevin J. Smart
2013:34	Seismology – Post-glacial seismicity and paleoseismology at Forsmark	James McCalpin
2013:16	Assessment of PWR fuel depletion and of neutron multiplication factors for intact PWR fuel copper canisters – main review phase	Dennis Mennerdahl
2012:67	Hydrogeological modelling of the Forsmark site	Joel E. Geier

附錄 B

表 B.1 STUK 專家審查報告

Number	Title	Author
STUK-TR 19	Review of Safety Assessment in Posiva's Construction License Application for a Repository at Olkiluoto	Sagar, Budhi
STUK-TR 18	Review of Engineered Barrier System (EBS) topics in Posiva's construction license application for a spent fuel repository at Olkiluoto, Finland	Apted, Michael
STUK-TR 17	The disposal site and underground construction : Part I: The disposal site and the natural barrier : Part II: Preserving the favourable properties of the bedrock during construction	Chapman, Neil; Bath, Adrian; Geier, Joel; Stephansson, Ove

表 B.2 STUK 內部審查報告

Number	Title
STUK-B 197	STUK's review on the construction license stage post closure safety case of the spent nuclear fuel disposal in Olkiluoto
STUK-B 196	STUK's statement and safety assessment on the construction of the Olkiluoto encapsulation plant and disposal facility for spent nuclear fuel

附錄 C、翻譯名詞對照表

原文	翻譯	備註
access tunnel	聯絡坑道	
advection	平流	
alternative models	替選模式	
amount of overbreak	超挖量	
Asha	瑞典參考回填材料之一種替代材料	
Äspö Hard Rock Laboratory (Äspö HRL)	Äspö 硬岩實驗室	
Äspö Pillar Stability Experiment	Äspö 岩柱穩定性實驗	
Assessment Model Flowchart (AMF)	評估模型流程圖	
authorities	主管機關	
Backfill	回填；回填材料	
backfilling	修正	
background radiation	背景輻射	
barrier	障壁；障壁材料	
barrier longevity	障壁持久性	
base scenario	基本情節	
bedrock	基岩	
bentonite (clay)	膨潤土	
bentonite buffer material	膨潤土緩衝材料	
best available technique (BAT)	最佳可行技術	
biosphere	生物圈	
biosphere object	生物圈目標地區	
biota habitat	生物棲息地	
blind fracture structure	盲斷裂構造	
boiling water reactor (BWR)	沸水式反應器	
borehole	鑽孔	
borehole breakouts	井孔崩落	
bottom hole plate	底板	指 bentonite blocks

原文	翻譯	備註
boundary condition	邊界條件	
brittle	脆性	
buffer	緩衝材料；緩衝區	
buffering capacity	緩衝能力	
burnup	燃耗(度)	
calcium silicate hydrates (CSH)	矽酸鈣水合物	
candidate area	候選地區	
canister	廢棄物罐	
canister cavity	廢棄物罐孔洞	
canister failure	廢棄物罐失效	
Canister Mid-Height (CMH)	廢棄物罐中部高度的位置	
Canister Retrieval Test (CRT)	Äspö 廢棄物罐再取出試驗	
cast iron insert	鑄鐵內裡	
catchment area	集水區	
cation exchange capacity (CEC)	陽離子交換容量	
cavern	坑洞	
CBI	瑞典水泥與混凝土研究所	
characteristics of the site	場址特性	
Clab	瑞典用過燃料集中貯存設施	
cladding tube	(燃料)護套管	
climate change	氣候變遷	
climate domain	氣候域	
Clink	瑞典用過燃料中期貯存與包封廠	
closure	封閉	
coalescence of non-persistent fractures	非持續性裂隙聯接	
colloid	膠體	
colloidal silica	二氧化矽膠體	
colloid-facilitated transport (CFT)	膠體促進傳輸	
common cause failure	共因失效	

原文	翻譯	備註
concrete plug	混凝土封塞	
consequences	後果	
construct and operate	建造與運轉	
constructability	建造可行性	
construction damage zone (CDZ)	建造損傷區	
construction license application(CLA)	建造執照申請	
containment	圍阻	
Continuous Porous Medium (CPM)	連續孔隙介質	
copper canister	銅質廢棄物罐	
copper canisters with a cast iron insert	銅質外殼鑄鐵內裡的廢棄物罐	
copper ingot	銅錠	
Copper lid	銅質頂蓋	
Copper overpack	銅質外殼	
core drilled borehole (KFMxxx)	(Forsmark 地區之)岩心鑽井	
corrode	腐蝕	
Corrosion Release Fraction (CRF)	腐蝕釋放比率	
Corrosion Release Rate (CRR)	腐蝕釋放率	
coupling	耦合	
craton	堅穩地塊	本報告採用原能會詞彙用法，建議未來修訂可考慮翻譯為：古陸。
creep brittle	潛變脆性	
creep ductility	潛變延性	
creep elongation	潛變伸長	
creep rupture	潛變破裂	
critical coagulation concentration (CCC)	臨界凝結濃度	

原文	翻譯	備註
crown space	坑道頂拱空間	
crushed rock	碎岩	
crystalline bedrock	結晶基岩	
cumulative distribution function	累積分布函數	
D2	SR-Site 所評估之處置場設計與配置	
damaged zone	損傷區	
Darcy flux	達西通量	
daughter nuclide	子核種	
deformation zone (DZ)	變形帶	
denudation	剝蝕(作用)	
depleted uranium	耗乏鈾	
deposited canister	廢棄物罐	
deposition hole (DH)	處置孔	
deposition hole tolerances	處置孔容許誤差	
deposition tunnel	處置隧道	
deposition tunnel floor	處置隧道地面	
deposition; deposited	置放	
design and construction	設計與建造	
design basis case	設計基準案例	
design premises	設計前提	
deterministically	確定性	
diamond drill	鑽石鑽頭	
diffusion	擴散	
diffusivity	擴散度	
discharge point	排放點	
Discrete Fracture Network (DFN)	離散裂隙網絡	
dispersion	延散	
disposal	處置	
Dissolved Organic Carbon (DOC)	溶解性有機碳	
disturbance scenario	擾動情節	

原文	翻譯	備註
Dose Conversion Factor (DCF)	劑量轉換因子	
dose rate	劑量率	
downscaling	降尺度	
drawdown	(地下水位)洩降	
drill and blast techniques	鑽炸技術	
Eemian	伊緬間冰期	
effective diffusion coefficient (De)	有效擴散係數	
effective neutron multiplication factor (keff)	有效中子增殖因數	
elastic modulus (E-modulus)	彈性模數	
emplaced drainage	布設排水	
encapsulation plant	(用過燃料)包封廠	
Engineered Barrier System (EBS)	工程障壁系統	
engineered barriers	工程障壁	
enrichment	濃化	
environmental impact	環境影響	
Equivalent Continuous Porous Medium (ECPM)	等效連續孔隙介質	
Equivalent Discontinuous Porous Medium (EDPM)	等效不連續孔隙介質	
erosion	侵蝕；沖蝕	
European Greenland Ice Core Project (GRIP)	歐洲格陵蘭島冰層岩心計畫	
eustatic change	全球性海平面變化	
evolution	演化	
Excavation Damaged Zone (EDZ)	開挖損傷區	本報告中專指開挖所引致之薄層損傷區，其他文獻中 EDZ 或另有翻譯方式。
excavation fracture zone (EFZ)	開挖破壞區	
exposed group	曝露群體	

原文	翻譯	備註
Extended Full Perimeter intersection Criterion (EFPC)	擴大全圓周交會準則	
external condition	外部條件；外部環境	
external radiation	體外輻射	
faults	斷層	
features, events and processes (FEPs)	特徵、事件與作用	
feedback	反饋	
Fennoscandian Shield	芬挪斯堪地盾	
FEP processing	FEP 處理	
final repository	最終處置場	
Finite Element Method (FEM)	有限元素法	
Finnish Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK)	芬蘭輻射與核子安全局	
Fission Gas Release (FGR)	分裂氣體釋出	
flow channelling	(地下)水流通道	
Forebulge	冰緣前突	
fracture	破裂；裂隙	
fracture propagate/coalesce	裂隙延伸/聯結	
fracture reactivation	裂隙再度活動	
fracture segments	分段裂隙	
fracture toughness	斷裂韌性	
freezing	凍結	
Friction Stir Welding (FSW)	攪拌摩擦焊接法	
fuel assembly	燃料組件	
fuel pellet	燃料丸	
fuel rod	燃料棒	
Full Perimeter Intersection (FPI)	全圓周交會	
Full Perimeter intersection Criterion (FPC)	全圓周交會準則	
future human actions (FHA)	未來人類活動	
geochemistry	地球化學	

原文	翻譯	備註
geological barrier	地質障壁	
geological model	地質模型	
geological setting	地質環境	
geosphere	地質圈	
glacial	冰河；冰期	
glacial cycle	冰期循環	
glacial domain	冰河域	
Glacial Isostatic Adjustment (GIA)	冰河地殼均衡調節	
Global warming variant	全球暖化變因	
gneisses	片麻岩	
greenhouse effect	溫室效應	
ground types	岩盤種類	
groundwater	地下水	
groundwater chemistry	地下水化學	
groundwater composition	地下水組成	
grout	水泥漿；灌漿	
grouting transmissive zones	灌漿流通區	
heavy canister	重廢棄物罐	
Heavy Metal	重金屬	
high level nuclear waste	高階用過核子燃料	
highly transmissive fractures	高導水性破裂構造	
Holocene	全新世	
host rock	母岩	
hot forming techniques	熱成型技術	
human intrusion	人類(無意)闖入	
Hydraulic Conductor Domain (HCD)	水力傳導域	
Hydraulic Fracturing	水力破裂法	
hydraulic property	水力特性	
Hydraulic Rock Domain (HRD)	水力岩石域	
Hydraulic Soil Domain (HSD)	水力土壤域	
hydrochemical	水文化學	

原文	翻譯	備註
hydro-DFN	水力-離散裂隙網絡	
hydrogeochemical	水文地球化學	
hydrogeological DFN	水文地質離散裂隙網路模式	
hydrogeology	水文地質	
Hydro-Mechanical	水力-力學	
hydrothermal alteration zones	熱液換質帶	
hydrothermal alterations	熱液換質作用	
Ice Front Location (IFL)	冰河前緣位置	
Illitization	伊來石化	
inadvertent intrusion	無意者闖入	
initial state	初始狀態	
in-situ stress measurement	現地應力量測	
installation tolerance	設置容許誤差	buffer
Instant Release Fraction (IRF)	瞬間釋出比率	
institutional control	監管	
interaction matrix	交互作用矩陣	
intercepting water	劫奪水	
Interglacial	間冰期	
Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC)	政府間氣候變遷專門委員會	
Internal processes	(處置場影響安全的)內部作用	
International Commission on Radiological Protection (ICRP)	國際放射防護委員會	
Interstadial	(冰期內的)間冰段	
intrusion	侵入(作用)	
International Review Team (IRT)	國際審查團隊	
isolation; isolated	隔離	
Isostatic changes	地殼均衡變動	
isostatic load	地殼均衡荷載	
landscape	地貌	

原文	翻譯	備註
landscape development model	地貌情況發展模式	
Landscape Dose Conversion Factor (LDF)	地貌劑量轉換因子	
Landscape Dose Factor	地貌劑量係數	
Large Scale Gas Injection Test (Lasgit)	Äspö 大尺度氣體注入試驗	
Last Glacial Maximum	末次冰期高峰	
layout	(處置場；設施)配置	
Layout Determining Features(LDFs)	配置決定性特徵	
licence application	執照申請	
liquefaction	液化(作用)	
lithosphere	岩石圈	
long-term durability	長期耐久性	
long-term safety	長期安全性	
long-term stability	長期穩定性	
Loss on Ignition (LOI)	燒失量	
low pH materials	低酸鹼值(水泥)材料	
mechanical and chemical loads	力學與化學負荷	
mechanical stability	力學穩定性	
meta-granites	變質花崗岩	
methane	甲烷	
microorganisms	微生物	
migration	(核種)遷移	
Migration Analysis for Radionuclides in the Far Field (MARFA)	遠場核種遷移分析	
million years (Ma; Myr)	百萬年	
Mixed Oxide (MOX) fuel	混合氧化物燃料	
Montmorillonite	蒙脫石	
natural analogues	天然類比	
natural background radiation	天然背景輻射	

原文	翻譯	備註
naturally occurring radionuclides materials	天然放射性物質	
near-coastal continental	近海岸陸地	
near-shore island	濱岸島嶼	
Non-Destructive Testing (NDT)	非破壞檢測	
non-human biota	非人類生物	
non-persistent fractures	非持續性裂面	
normalized release rates	歸一化釋出率	
nuclear fuel canister	核燃料罐	
nuclear fuel cycle	核燃料循環	
nuclear waste	用過核子燃料	
Nuclear Waste Management Organization (NWMO)	(加拿大)用過核子燃料管理組織	
Observational Method	觀測法	
overbreak limit	超挖限制	
Overcoring	(大地應力量測之)套鑽法	
palaeohydrogeological	古水文地質	
paleo seismicity	古地震	
partitioning coefficient for sorption (Kd)	(吸附之)分配係數；分布係數	
passive	被動(功能；監管)	
pellets	粒狀回填材料	
peneplain	準平原	
penetration	穿透、入滲；貫入	
periglacial climate domain	冰緣氣候域	
permafrost	永凍土層	
pierce and draw method	沖抽製程	
piping /erosion	管狀滲蝕；管湧/滲蝕	
Pleistocene	更新世	
plug	封塞	
pore pressure	孔隙壓；孔隙壓力	
porewater	孔隙水	
Precambrian	前寒武紀	
precipitation	沉澱；降水；沉澱作用	

原文	翻譯	備註
pressurized water reactor (PWR)	壓水式反應器	
processes	過程；作用	
pumping test	抽水試驗	
quality assurance (QA)	品質保證	
Quaternary	第四紀	
radionuclide model	核種模式	
radionuclide; nuclide (RN)	放射(性)核種	
radiotoxicity; toxicity	放射毒性	
radium	鐳	
ramp	坡道	
reaction	反應	
rebound	(冰河退縮後地殼)回彈	
redistribution of stress	應力重新分佈	
redox	氧化還原	
reference design	參考設計	
reference evolution	正常演化	
regolith	表層腐岩；浮土；表皮土	
regulatory requirements	法規要求	
Relative Humidity (RH)	相對溼度	
release	(核種；污染)釋出	
repository	處置場	
repository layout	處置場配置	
repository system	處置場系統	
representativeness	代表性	
research and development (R&D)	研究與發展；研發	
research, development and demonstration (RD&D)	研發與實證	
respect distance	(變形帶)避退距離	
retardation; retard	遲滯	
retention classes	滯留作用機制	
reversible	可回復性	
Ridge push	中洋脊(板塊)推擠	
risk analysis	風險分析	

原文	翻譯	備註
risk criterion	風險準則	
risk dilution	風險稀釋	
rock domains (RFMxxx)	(Forsmark 地區之)岩石域	
rock mechanics	岩石力學	
rock shear	岩石剪切	
rock suitability criteria	岩體合適性準則(RSC)	
SAFE	SFR 處置場安全評估報告	
safeguards	核子保防	
safety assessment	安全評估	
safety function	安全功能	
safety function	安全功能	
safety function indicator	安全功能指標	
safety function indicator criteria	安全功能指標準則	
salinity	鹽度	
sampling technique	取樣技術	
scenario	情節	
scientific basis	科學基準	
sealing	封填	
security	保安	
sensitivity	敏感度	analysis
SFR	瑞典低中放射性廢棄物處置場 SFR	
shaft	豎井	
shallow water	淺部水體	
sheet joint	頁狀節理；席狀節理	
shield	地盾	
Silica sol	矽溶膠	
Silica sol grouting	矽溶膠灌漿	
site	場址	
site characterization	場址特徵化	
Site Descriptive Model (SDM)	場址描述模式	
site investigations	場址調查	
site selection	場址選定	

原文	翻譯	備註
SKB	瑞典核燃料與廢棄物管理公司	
skin effect	(岩層滲透之)表面效應	
smooth(-wall) blasting technique	勻滑開炸技術	
solution	溶液	
sorption	吸附；收附	
source term	源項；射源項	
spalling	(岩屑)剝落	
span width	間隔寬度	
specifications	規範;準則	
spent nuclear fuel	用過核子燃料	
SSMFS	SSM 法規	
Standard Mean Ocean Water (SMOW)	標準平均海水	
Steel lid	不銹鋼頂蓋	
strength degradation	強度衰減	Long-term
stress concentration	應力集中	
stress corrosion cracking (SCC)	應力腐蝕裂化	
stress measurement	應力量測	
sulphate	硫化物	
sulphate concentration	硫化物濃度	
sulphate-reducing bacteria (SRB)	硫酸鹽還原細菌	
surface water	地表水體	
Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI)	瑞典核能督察局	
Swedish Radiation Protection Institute (SSI)	瑞典輻射防護署	
Swedish Radiation Safety Authority (SSM)	瑞典輻射安全管制署	
talik	層間不凍層	
TBM (tunnel boring machine)	全斷面隧道鑽掘機	

原文	翻譯	備註
tectonic lens	構造凸鏡體	
temperate domain	溫帶域	
Tertiary	第三紀	
thermal conductivity	熱傳導度；熱傳係數；熱傳導率	
thermal load	熱負載	
thermal property	熱學性質	
thermal spalling	熱剝落	
thermally induced spalling	熱力導致的剝落	
Thermo-Hydro-Mechanical (THM)	熱力-水力-力學(交互作用)	
thorium	鈾	
till	冰磧土；冰磧；冰磧物	
timeframe; timescale	時間尺度	
Total Dissolved Solids (TDS)	總溶解固體	
transfer coefficient	轉移係數	
transmissivity	導水係數；導水性	
transmissivity	流通性；流通係數	
tunnel face	隧道開挖面	
uncertainty	不確定性	
Underground openings	地下坑道	
Uniaxial Compressive Strength (UCS)	單軸壓縮強度	
upconing	鹽水上揚	
upscaling	升尺度	
uranium	鈾	
variant scenario	變異情節	
vault	處置窖	
verification & validation	確認及驗證	
virgin stress field	初始應力場	
waste	廢棄物	
water inflow acceptance criteria	容許入滲水流量準則	
watershed; sub-watershed	分水嶺；次分水嶺	

原文	翻譯	備註
X-ray diffraction (XRD)	X 射線繞射	
Zircaloy	(燃料護套)鋯合金	