

# 行政院原子能委員會放射性物料管理局

## 瑞典用過核子燃料最終處置安全評估技術研析 期末報告

受委託單位：國立中央大學

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：104FCMA007

中 華 民 國 一 〇 四 年 十 二 月

# 目 錄

<b>第一章、前言 .....</b>	<b>10</b>
1.1 研究背景及目的.....	10
1.2 SR-Site 安全報告簡介 .....	14
<b>第二章、場址特性 .....</b>	<b>20</b>
2.1 瑞典 SR-Site 場址特性 .....	21
2.1.1 地理背景.....	21
2.1.2 岩石分區及其熱學與力學性質 .....	23
2.1.3 變形帶、裂隙分區以及裂隙 .....	25
2.1.4 岩石應力.....	27
2.1.5 基岩水力特性.....	28
2.1.6 整合裂隙分區、裂隙水文地質模式與岩石應力模式.....	30
2.1.7 地下水.....	31
2.1.8 基岩傳輸特性.....	32
2.1.9 地表系統.....	33
2.2 外部條件.....	33
2.2.1 前言.....	33
2.2.2 氣候相關議題.....	34
2.2.3 未來人類活動.....	37
2.3 地質圈.....	37
2.4 小結.....	40
<b>第三章、處置設施設計 .....</b>	<b>43</b>
3.1 處置場的初始狀態.....	43
3.1.1 前言.....	43
3.1.2 適合場址的處置場-地下坑道.....	43
3.1.3 SR-Site 處置場地下坑道的初始狀態.....	49
3.1.4 緩衝材料的初始狀態 .....	50
3.1.5 處置隧道的回填材料初始狀態 .....	53
3.1.6 處置場封填及其他工程部位的初始狀態 .....	55
3.1.7 處置場在開挖/運轉階段的演化.....	58
3.1.8 小結.....	59

3.2 工程設計與管理作業.....	61
3.2.1 小結.....	67
3.3 選定情節分析.....	68
3.3.1 主要情節之定義.....	68
3.3.2 緩衝區平流.....	68
3.3.3 緩衝材料變質.....	70
3.3.4 廢料罐腐蝕失效.....	72
3.3.4.1 簡介.....	72
3.3.4.2 廢料罐腐蝕的定量評估.....	73
3.3.5 均勻荷載引致廢料罐失效.....	74
3.3.6 剪力荷載引致廢料罐失效.....	76
3.3.7 小結.....	77
<b>第四章、安全評估 .....</b>	<b>78</b>
4.1 方法論.....	79
4.1.1 安全原則.....	79
4.1.2 系統邊界.....	79
4.1.3 時間尺度.....	80
4.1.4 安全評估步驟.....	80
4.1.5 風險計算.....	81
4.1.6 最佳可行技術與最佳化.....	82
4.1.7 管理不確定性.....	82
4.1.8 品質保證.....	83
4.2 FEP 處理與情節選擇.....	83
4.3 處置場地球化學演化之安全分析.....	86
4.4 SR-Site 計畫所用的模式分析.....	91
4.5 所選情節之圍阻潛能分析.....	93
4.5.1 廢料罐圍阻潛能分析.....	95
4.5.2 緩衝材料圍阻潛能分析.....	97
4.5.3 主要情節的圍阻分析.....	102
4.6 所選情節之遲滯潛能分析.....	102
4.7 更多的分析和支持論證.....	108
4.8 小結.....	109

<b>第五章、輻安與法規 .....</b>	<b>110</b>
5.1 KBS-3 處置場的輻射劑量率與風險限值 .....	110
5.2 KBS-3 處置場所要處置的用過核子燃料 .....	110
5.2.1 欲處置的用過核子燃料 .....	110
5.2.2 操作用過燃料的要求 .....	112
5.2.3 用過核子燃料的操作 .....	114
5.2.4 欲處置的廢棄物罐 .....	116
5.2.5 包封後用過核子燃料的初始狀態 .....	117
5.2.6 小結 .....	118
5.3 天然類比 .....	120
5.3.1 天然類比研究在安全評估中所扮演的角色 .....	120
5.3.2 處置材料的類比與影響材料的作用 .....	121
5.3.3 在地圖的遷移與遲滯作用 .....	128
5.3.4 模式測試與方法的建立 .....	129
5.3.5 小結 .....	129
5.4 未來人類活動 .....	129
5.4.1 生物圈的特徵、作用與途徑 .....	130
5.4.2 場址描述 .....	131
5.4.3 場址發展 .....	131
5.4.4 核種傳輸的地貌模式 .....	132
5.4.4.1 生物圈物體與地貌模式 .....	132
5.4.4.2 地貌幾何特徵 .....	134
5.4.4.3 BO 隨時間的發展 .....	134
5.4.4.4 地貌模式中的生物圈物體 .....	135
5.4.4.5 生物圈物體的參數設定 .....	135
5.4.4.6 參考冰河期的評估模式 .....	135
5.4.5 生物圈核種模式 .....	136
5.4.5.1 射源項 .....	136
5.4.5.2 未來生態系統 .....	136
5.4.5.3 關鍵群體 .....	137
5.4.5.4 生物圈物體的傳輸及累積模式 .....	137
5.4.5.5 生物圈物體的時域發展 .....	139
5.4.5.6 耕地模式 .....	139
5.4.5.7 BO 間核種通量模式 .....	139

5.4.5.8 通過基岩鑽井的模式表示法 .....	140
5.4.5.9 數學表示 .....	140
5.4.5.10 計算核種濃度 .....	140
5.4.5.11 人類曝露評估 .....	141
5.4.5.12 地貌劑量轉換因數的計算 .....	141
5.4.6 地貌劑量轉換因素 .....	142
5.4.6.1 LDF 的計算結果 .....	142
5.4.6.2 不同 BO 的 LDF 與時間的關係 .....	143
5.4.6.3 不久的將來情節瞬間外釋之計算結果及障壁功能描述 .....	144
5.4.7 小結 .....	145
<b>5.5 未來人類活動 .....</b>	<b>146</b>
5.5.1 一般考量 .....	146
5.5.2 系統的方法 .....	147
5.5.3 代表性案例的選擇 .....	147
5.5.3.1 選擇典型案例的歧義 .....	148
5.5.3.2 鑽井案例評估 .....	148
5.5.3.3 岩石挖掘及坑道案例評估 .....	150
5.5.3.4 Forsmark 場址附近採礦評估 .....	152
5.5.3.5 處置場不完全封填 .....	152
5.5.4 小結 .....	153
<b>第六章、未來審查技術研發需求規劃建議 .....</b>	<b>155</b>
6.1 場址特性方面 .....	155
6.2 處置設施設計方面 .....	157
6.2.1 處置場的初始狀態 .....	157
6.2.2 障壁系統工程設計與管理作業未來研究課題 .....	158
6.3 安全評估方面 .....	159
6.3.1 用過核子燃料最終處置安全評估之水文機制探討 .....	159
6.3.2 用過核子燃料最終處置安全評估之核種傳輸機制 .....	160
6.3.3 用過核子燃料最終處置安全評估之處置場系統演化 .....	160
6.3.4 用過核子燃料最終處置安全評估之情節分析 .....	160
6.4 輻安與法規方面 .....	161
6.4.1 用過核子燃料處置設施核臨界的安全評估 .....	161
6.4.2 天然類比 .....	161
6.4.3 生物圈 .....	162

6.4.4 未來人類活動.....	162
<b>第七章、結論 .....</b>	<b>163</b>
7.1 場址特性部分.....	163
7.2 處置場設施設計部分.....	163
7.2.1 處置場的初始狀態.....	163
7.2.2 工程設計與管理作業.....	164
7.2.3 選定情節分析.....	164
7.3 安全評估部分.....	165
7.4 幅安與法規.....	165
7.4.1 劑量率與風險限值.....	165
7.4.2 KBS-3 的用過核子燃料.....	166
7.4.3 天然類比.....	166
7.4.4 生物圈.....	167
7.4.5 未來人類活動.....	167
<b>參考文獻.....</b>	<b>168</b>

## 圖目錄

圖 1.1 瑞典 KBS-3 用過核子燃料處置概念 .....	10
圖 1.2 SR-Site 計畫報告內容彙整.....	11
圖 1.3 我國用過核子燃料最終處置計畫階段劃分及重點工作 .....	13
圖 1.4 SKB 建造和營運用過核子燃料最終處置場的許可申請架構 .....	15
圖 1.5 安全評估與其他相關計畫。 .....	18
圖 2.1 跨領域場址描述模式(SDM).....	21
圖 2.2 Forsmark 地理位置，綠線方框為區域範圍、黑線方框為局部範圍、 紅線部分為候選範圍。 .....	22
圖 2.3 Forsmark 地區鑽孔分布 .....	23
圖 2.4 岩石域(rock domains).....	24
圖 2.5 變形帶與裂隙演育示意圖 .....	25
圖 2.6 變形帶震測剖面結果與岩心測量之破裂方向結果比較圖 .....	26
圖 2.7 裂隙分區(fracture domains) .....	27
圖 2.8 應力測量結果 .....	28
圖 2.9 變形帶與裂隙域之水力試驗結果 .....	29
圖 2.10 Forsmark 地區水文地質模式 .....	30
圖 2.11 裂隙分區、裂隙水文地質模式與岩石應力模式之比較圖 .....	30
圖 2.12 Forsmark 地區水文地球化學模式 .....	32
圖 3.1 裂面與處置隧道形成全圓周交會(FPI)之示意範例 .....	46
圖 3.2 在 SR-site 篩選可接受處置孔位之準則 .....	46
圖 3.3 裂面雖不切過處置隧道卻切過四個或四個以上的處置孔 .....	47
圖 3.4 SR-Site 參考設計中目前處置場之配置.....	48

圖 3.5 處置孔之緩衝材料配置之參考設計與粒狀回填材料 .....	52
圖 3.6 處置隧道內回填材料之配置方式參考設計 .....	54
圖 3.7 處置場各部位所採用的不同封閉與封塞方式 .....	56
圖 3.8 頂部封填層、豎井及坡道所使用之封填材料 .....	57
圖 3.9 蒙脫石變質成伊利石的動力學模型比較 .....	71
圖 3.10 MX-80 材料與純水及 NaCl 溶液接觸條件下之膨脹壓力.....	72
圖 4.1 SR-Site 的 FEP 圖 .....	84
圖 4.2 圍阻體安全功能（粗體）與安全功能指標說明示意圖 .....	94
圖 4.3 侵蝕/腐蝕模型中膨潤土受侵蝕和腐蝕的幾何形狀概念示意圖 .....	96
圖 4.4 於一百萬年時間緩衝材料流失與基本案例之廢料罐失效平均數量比較.....	96
圖 4.5 於一百萬年時間腐蝕情節與基本案例之廢料罐失效平均數量比較 .....	97
圖 4.6 Forsmark 處置場對於不同地表溫度計算永凍土層 0°C 等溫線隨深度變化.....	100
圖 4.7 於參考冰期循環(乾氣候變因)處置場位置最大-4°C 等溫線隨深度的變化.....	100
圖 4.8 最大凍土層深度、最大常年凍土深度、-2°C 和-4°C 等溫線最大深度比較圖.....	101
圖 4.9 生物圈評估使用模式的主要相關性與空間/時間維度 .....	104
圖 4.10 生物圈的放射性核種模式的概念示意圖 .....	105
圖 4.11 模式和數據的結果計算.....	107
圖 4.12 COMP23 近場傳輸模式於近場模擬示意圖 .....	108
圖 5.1 影響濕地生態系統及泥沼排水耕地的核種遷移及累積重要通量概念陸地生態系統的概念模式 .....	133
圖 5.2 水域(湖泊及海洋)生態系統的概念模式.....	133



圖 5.3 敘述 BOs 的確認工作 .....	134
圖 5.4 概念模式的示意圖 .....	138
圖 5.5 計算的最大 LDF(所有 BO 及時間).....	143
圖 5.6 BO(編號 121_03)在間冰期間的 LDF 計算結果 .....	144
圖 5.7 列出 19 個核種在跨過 BO 的平均 LDF、最大值及最小值 LDF...	145
圖 5.8 鑽井人員在污染區域工作的劑量率 vs 處置場關閉後場入鑽井時間 .....	150
圖 5.9 某戶人家飲用鑽井內井水並用於灌溉所造成的年有效劑量。時間 是指處置場關閉後闖入時間 .....	151
圖 5.10 某戶人家無意闖入處置場飲用鑽井內井水及在地表污染區造成所 造成的年有效劑 .....	151
圖 5.11 使用豎坑及斜坡水作為飲用水及灌溉的年有效劑量.....	153

## 表目錄

表 1.1 SR-Site 主報告及參考報告.....	13
表 3.1 處置孔內的三種回填材料之密度、含水量及尺寸 .....	53
表 3.2 處置隧道內的三種回填材之密度、含水量及尺寸 .....	55
表 3.3 設施類型與考量作用表 .....	61
表 3.4 工程設計之安全功能表 .....	63
表 3.5 工程設計於功能完整時之評估方式表 .....	64
表 3.6 工程設計於廢料罐功能失效時之評估方式表 .....	65
表 4.1 SR-Site 的選用情節組成.....	85
表 4.2 總結可能影響安全功能和結果之項目 .....	90
表 4.3 Forsmark 處置場址安全評估中所應用的模式 .....	92
表 4.4 於正常演化與嚴重永凍土層案例 .....	101
表 4.5 於圖 4.10 中生物圈放射性核種模式之區塊模式名稱及描述 .....	106
表 5.1 估算用過燃料的總量 .....	111
表 5.2 其他燃料的總量 .....	111
表 5.3 生物圈核種模式的各種區塊 .....	138
表 5.4 修正的 LDF .....	145
表 5.5 被帶到地表面核種造成鑽井人員劑量(關閉後 300 年).....	149

# 第一章、前言

## 1.1 研究背景及目的

深層地質處置為國際間核能先進國家對放射性廢棄物最終管理普遍接受之方式，其設計理念為選取足夠體積且完整的岩體，於適當之深度鑽鑿坑道，將用過核子燃料或高放射性廢棄物，利用廢棄物廢料罐、緩衝材料、回填材料及周圍岩層等組成多重障壁系統，以圍阻、遲滯放射性廢棄物外釋，達到將放射性廢棄物長期隔離生物圈之目的。在各核能先進國家的處置概念中，以瑞典的 KBS-3 概念發展較早且成熟，且該國之用過核子燃料特性與規模亦較近似我國，加上其研發過程之相關技術文獻亦較為完整詳盡，因此國內深層處置場設計概念係以瑞典 KBS-3 處置概念為參考對象。瑞典核燃料及廢棄物管理公司 (SKB) 針對該國之用過核子燃料最終處置概念 KBS-3，係將用過核子燃料經中期儲存 30~40 年後，利用內部鑄鐵外部銅殼之廢料罐裝填用過核子燃料，提供足夠強度與抵抗外部侵蝕能力保護內部廢棄物體。接著將廢料罐運送至處置場址，利用豎井輸送至地下約 500 公尺處開挖完成的岩體處置坑中，再利用緩衝材料包覆及回填材料填充，利用其低水力傳導特性遲滯核種釋出處置場，其處置概念如圖 1.1 所示。

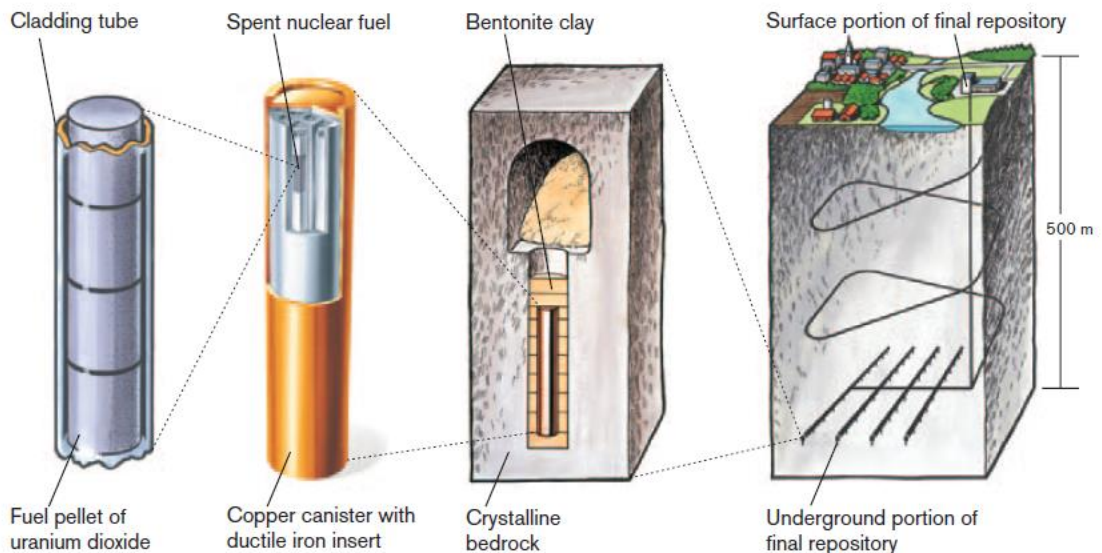


圖 1.1 瑞典 KBS-3 用過核子燃料處置概念

瑞典核燃料及廢棄物管理公司於 2011 年完成 SR-Site 最終處置安全評估計畫，並提出報告用以支持該國用過核子燃料最終處置場建造申請案，SR-Site 計畫之主要目的包括：

1. 依據瑞典相關法規針對位於 Forsmark 場址設置 KBS-3 處置場提出安全評估；
2. 對處置場之設計發展、SKB 處置相關研究發展計畫、細部現場調查以及未來安全評估計畫提供回饋。

SR-Site 計畫的順利提出主要植基於 2006 年所完成的 SR-Can 安全評估計畫，SR-Can 計畫已歷經瑞典安全主管機關及國際同儕的審查，而審查結果亦於 SR-Site 計畫中加以詳細考量。

SR-Site 計畫報告的內容，共計十六章，分為三冊合計約九百頁，另有主要參考報告十六冊，合計超過三千餘頁，而此計畫及其前身歷年來完成的研究報告約八十冊，亦為支持整體計畫的重要參考資料。SR-Site 計畫報告的內容如圖 1.2 所示。表 1.1 將 SR-Site 總報告、主要參考報告共計 19 冊之報告編號及網址連結加以彙整。其中總報告包含 38 頁 Summary 部分，其概要翻譯列於附錄中。

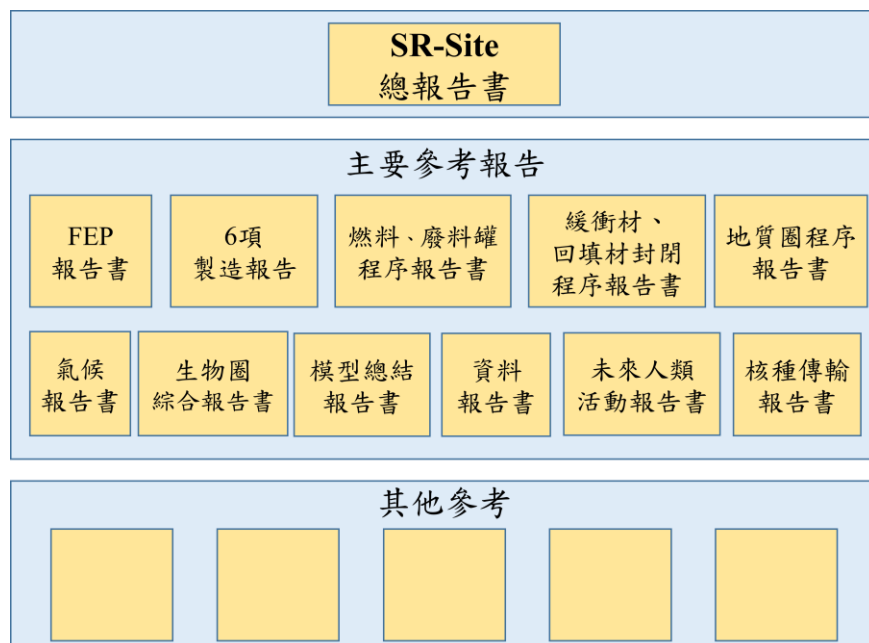


圖 1.2 SR-Site 計畫報告內容彙整

由圖 1.2 可見 SR-Site 計畫報告實為瑞典 SKB 推動用過核子燃料最終處置工作三、四十年來總成果之整體展示。我國擬發展國內最終處置計畫，瑞典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 SR-Site 計畫的成果，規劃我國推動最終處置計畫的關鍵研發工作。此外，在最終處置計畫可行性評估審查作業方面，針對台電公司將於 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」，亦可參酌瑞典經驗，掌握最終處置安全審查工作要項，提升相關審查技術能力。

我國用過核子燃料最終處置計畫全程工作規劃如圖 1.3。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。

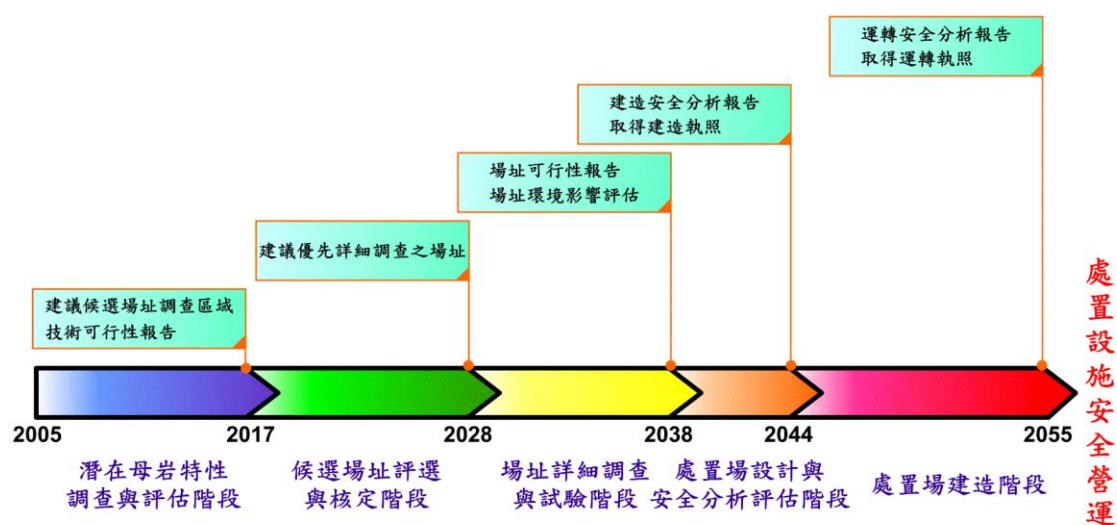


圖 1.3 我國用過核子燃料最終處置計畫階段劃分及重點工作

表 1.1 SR-Site 主報告及參考報告

SR-Site 總報告書		
SKB 報告編號	報告名稱	Link
TR-11-01 Volume I	<b>Main report of SR-Site project.</b> Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-11-01_vol1.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-11-01_vol1.pdf</a>
TR-11-01 Volume II		<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-11-01_vol2.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-11-01_vol2.pdf</a>
TR-11-01 Volume III		<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-11-01_vol3.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-11-01_vol3.pdf</a>
SR-Site 計畫主要參考報告 (SKB TR-11-01, 表 2-1)		
SKB 報告編號	報告名稱	Link
TR-10-45	<b>FEP report.</b> FEP report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-45.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-45.pdf</a>
TR-10-13	<b>Spent fuel report.</b> Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-13.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-13.pdf</a>
TR-10-14	<b>Canister production report.</b> Design, production and initial state of the canister.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-14.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-14.pdf</a>
TR-10-15	<b>Buffer production report.</b> Design, production and initial state of the buffer.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-15.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-15.pdf</a>
TR-10-16	<b>Backfill production report.</b> Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-16.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-16.pdf</a>
TR-10-17	<b>Closure production report.</b> Design, production and initial state of the closure.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-17.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-17.pdf</a>
TR-10-18	<b>Underground openings construction report.</b> Design, production and initial state of the underground openings.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-18.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-18.pdf</a>
TR-10-46	<b>Fuel and canister process report.</b> Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-46.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-46.pdf</a>
TR-10-47	<b>Buffer, backfill and closure process report.</b> Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-47.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-47.pdf</a>
TR-10-48	<b>Geosphere process report.</b> Geosphere process report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-48.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-48.pdf</a>
TR-10-49	<b>Climate report.</b> Climate and climate related issues	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-49.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-49.pdf</a>

	for the safety assessment SR-Site.	
TR-10-50	<b>Radionuclide transport report.</b> Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-50.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-50.pdf</a>
TR-10-51	<b>Model summary report.</b> Model summary report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-51.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-51.pdf</a>
TR-10-52	<b>Data report.</b> Data report for the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-52.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-52.pdf</a>
TR-10-53	<b>FHA report.</b> Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-53.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-53.pdf</a>
TR-10-09	<b>Biosphere synthesis report.</b> Biosphere analyses for the safety assessment SR-Site – synthesis and summary of results.	<a href="http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-09.pdf">http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-10-09.pdf</a>

## 1.2 SR-Site 安全報告簡介

### 1. SKB 用過核子燃料處置規劃

瑞典核能電廠的放射性廢棄物是由瑞典核燃料及廢棄物管理公司 (Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB) 進行相關處置規劃，並提出臨時儲存設施和運輸系統的相關營運計畫。幾十年的研究與發展，SKB 提出用過核子燃料管理最終處置的 KBS-3 方法。在該方法中，利用內部鑄鐵外部銅殼之廢料罐裝填用過核子燃料，並使用膨潤土包覆並處置於地下約 500 公尺處挖掘完成的岩體處置坑中，如圖 1.1 所示。

KBS-3 處置場主要的目的為利用廢棄物廢料罐、緩衝材料、回填材料及周圍岩層等組成多重障壁系統，以圍阻、遲滯放射性核種外釋，以達到將放射性廢棄物長期隔離生物圈之目的。在 SKB 用過核子燃料處置規劃的其餘兩項任務為：(1) 建造最終處置場；(2) 將用過核子燃料安放於廢料罐並處置於最終處置場中。

SKB 針對選擇最終處置場的場址，於 Östhammar (Forsmark area) 和 Oskarshamn (Laxemar area) 進行了現地調查，並於 2009 年 6 月選定 Forsmark 為最終處置場的場址。SR-Site 是針對 Forsmark 場址申請建造處置場其長期安全評估的主要報告。

## 2. SR-Site 報告許可申請的功能

SR-Site 報告構成了 SKB 申請在 Forsmark 建造和營運用過核子燃料最終處置場許可的一部分。最終處置場的許可申請需根據「環境法規」與「核安法規」，提出個別的申請，而 SR-Site 報告則須同時用於支持兩項許可的申請，如圖 1.4 所示。

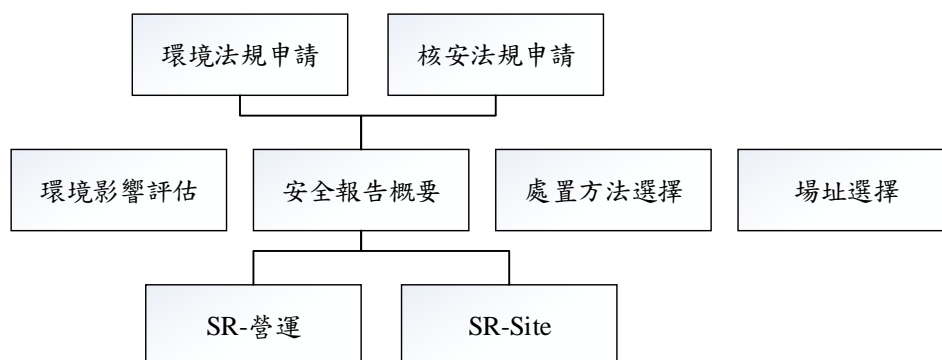


圖 1.4 SKB 建造和營運用過核子燃料最終處置場的許可申請架構

許可文件包含應用程序文件和證明文件，重要的證明文件為環境影響評估和安全報告。安全報告文件包含了建造期間、營運期間和處置場封閉後，有關輻射安全的相關內容。安全報告有兩個子報告，以提供有關安全的詳細評估。SR-Operation 為針對營運期間的安全報告，而 SR-Site 報告涉及處置場封閉後的長期安全評估。SR-Operation 報告描述了如何安全地營運和封閉處置場，並採取相關措施以確保營運在 SR-Site 報告中所分析的初始狀態，以維持在 SR-Site 報告中所表明的長期安全性。SR-Operation 報告也包括如未偵測到潛在災難事故，而可能影響長期安全性的分析，但發現此種未偵測到的災難事故並不存在。對於長期安全性甚為重要的生產、營運程序、品質管制等的細節說明，紀錄在六本生產報告中，作為 SR-Site 報告和 SR-Operation 報告的共同參考文件。

許可申請還包括對於選擇用過核子燃料 KBS-3 方法和 Forsmark 場址的選擇相關特殊證明文件。KBS-3 方法中有兩個變異，垂直置放和水平置放廢料罐。SKB 連同芬蘭廢棄物管理機構(Posiva)共同研究水平置放廢料罐的方式，並認為可行，但相關技術的發展與研究仍然需要一些關鍵性的技術與研究，方足以達到目前 KBS-3V 所達成的相同程度。SR-Site 報告仍以垂直置放廢棄物



廢料罐模式進行許可申請，如圖 1.1 所示。

### 3. SR-Site 安全評估計畫之目的

正如前項所述，SR-Site 安全報告的作用是為了證明 SKB 預計於 Forsmark 建造的處置場長期的安全性。安全評估的目的是調查是否能於 Forsmark 建造安全的處置場。如果證明其安全，SR-Site 報告能夠達到其預期的目的，並進行許可申請。

在 SR-Site 中，安全評估計畫的主要目的為：(1)瑞典的相關法規，針對 KBS-3V 處置場進行安全評估。(2) 對處置場設計發展、SKB 的 RD&D 計畫、詳細的場址調查、及未來安全評估計畫等方面提供回饋。

雖然 SKB 建立了 KBS-3V 處置場技術上可行性的參考設計與配置，並表明在符合規定的前提下，進一步的技術發展將持續進行。詳細的設計仍需考慮成本與效率，工業化的過程設計以滿足特殊的需求。處置場的配置需於實際於地下施工時所發現的現地狀況與條件，進行必要的調整。

安全評估在程序的每個階段，將利用特定階段的可用資訊。在每一個階段所有系統組成的資訊是必須的，因為安全取決於這些元素。特定評估的焦點不僅取決於可利用的資訊，也取決於評估的目的。

SR-Site 報告是用於支持建造許可的申請，其目的是依據在地表所執行的場址調查所得基岩條件，確認將 KBS-3 處置方法應用於 Forsmark 場址是否能滿足法規安全準則。處置場工程部分評估方法是根據參考設計，包括參考方法以達到規定的參考設計，並考慮到該參考設計的規範以實現相關要求。另一個重要的目的是提供回饋給未來的發展，特別是發展更新的場址設計的資料需求。

### 4. SR-Can 報告回饋

SR-Site 報告的順利提出主要基於 2006 年 11 月所完成的 SR-Can 安全評估報告，SR-Can 報告主要的目的是根據最初的現場調查階段的數據，針對 KBS-3 處置場垂直放置於 Forsmark 場址和 Laxemar 場址的長期安全性做初步評估，並與相關主管機關對適用法規的詮釋及安全評估方法的接受度加強溝通。該報告是由瑞典核能督察局(Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI)和瑞

典輻射防護署(Swedish Radiation Protection Authority, SSI)於 2007 年和 2008 年進行審查。SKI 與 SSI 於 2008 年 7 月 1 日合併為瑞典放射性安全管制署(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)。

SR-Site 報告建立在 SR-Can 評估中幾個重要的方面：

1. 架構報告的方法與評估係基於 SR-Can。
2. 已考慮到 SR-Can 評估審查的結果，並更新所述評估方法與範圍。
3. SR-Can 主要報告結論指出，一些對於過程的理解、量化模型和數據、以及相關的安全評估方法問題的發展需求，解決了這些方獲致本報告合併的結果。
4. SR-Can 分析的結果，在後續的敏感度分析中使用，並在風險計算中確認過程和重要的數據。這些發現與 SR-Can 主報告一致，因而支持 SR-Site 所確定的重要因素。
5. SR-Can 評估的結果已被用來提供回饋給 KBS-3 概念的設計發展，並在報告中根據 SR-Can 評估後進行補充分析。特別是已經規劃了廢料罐、緩衝材料和處置隧道，以及如何適應基岩的設計與佈局。這些要求在建立 SR-Site 處置場的設計分析時均加以考慮。

## 5. SR-Site 計畫之組織架構

SR-Can 計畫於 2006 年 12 月完成後，SR-Site 計畫開始於 2007 年 4 月。在整個 SR-Site 計畫中，SKB 的專家以及外聘顧問組成了計畫的核心小組。該團隊由幾個放射性廢棄物處置場安全評估領域的通才與評估關鍵重要領域的多位專家組成。大量的外部專家主要針對生產專業化的分析和評估科學基礎的文件方面，做出了相當程度的貢獻。

## 6. 相關計畫

安全評估計畫與場址調查、工程活動密切相關，如圖 1.5 所示。圖 1.5 中，活動以矩形表示、產品以圓形或橢圓形表示、發展程序以實線表示、而回饋則以虛線表示。

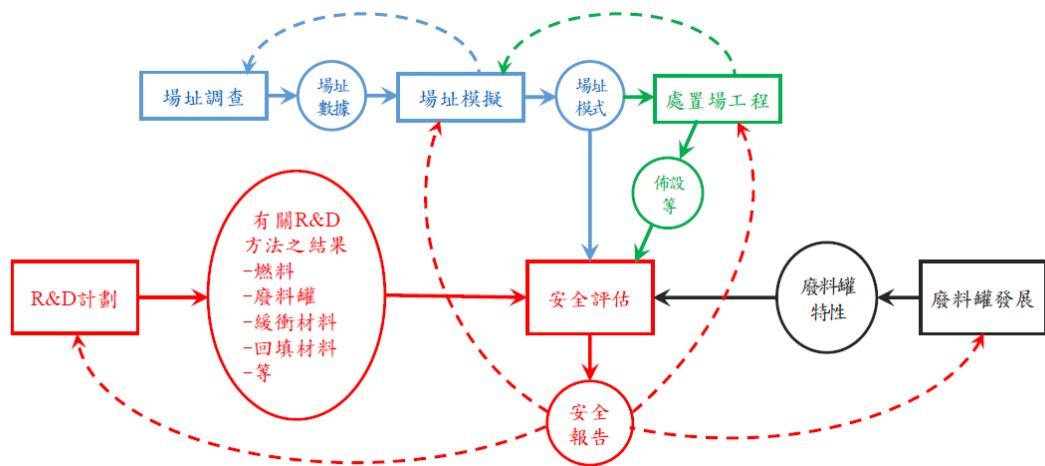


圖 1.5 安全評估與其他相關計畫

### (1) 場址調查與場址模擬

從場址調查所獲現地數據以進行分析，在場址調查的項目中，由場址分析團隊所產生的地質圈和生物圈的場址描述性模型。該團隊是由在不同領域的專家所組成。場址描述性模型是一個綜合過去和目前的理解，例如水力與地球化學、構造抬升和氣候變遷現象等。場址的歷史演變模型模擬是透過場址分析團隊進行了綜合工作的重要組成部分。目前條件下所產生的地質圈三維模型提供了岩石的熱、水力、力學、化學和傳輸特性，形成一個幾何和地質框架描述場址的主要架構。該模型的生物圈部分包括場址的生態系統描述，發展與協調一致的地質圈模型，伴隨著綜合性描述的場址描述模型，藉由跨學科的分析 and 解釋工作支持其安全評估。

該模型描述了最終處置場挖掘之前的情況，分析如何進行挖掘活動使岩石的自然狀態不受干擾。這項工作是由處置場工程團隊進行，使用場址描述並與場址模型專家合作，找出一個適合處置場的模型佈局，這些分析的結果輸入至 SR-Site 中的一部分。由於開挖和營運時期，力學、水文地質學和化學演化的額外分析也是 SR-Site 中的一部分。

在安全評估中，場址分析團隊使用了水文地質模擬模型，藉由模擬場址歷史，以發展未來安全評估的重點。在場址模型中，提供 SR-Site 的

數據，按照既定程序，進行所有輸入數據並處理數據的不確定評估。安全評估的結果投入於更詳細的場址調查規劃，包括處置場的開挖及進一步設計發展。

## (2) 處置場工程

處置場工程團隊已經發展一個參考處置場的概念，實際上是可以實現的，同時提供必要的安全功能。參考概念包括設施的基本尺寸以及針對緩衝材料和回填材料參考的技術解決方案。使用參考概念和根據場址描述，處置場工程隨後於最終處置場的場址進行適合的配置，在此期間，並回饋於持續的場址模擬與場址調查工作。針對 SR-Site 計畫和 SKB 許可申請的需求，關於參考概念、符合場址的處置場配置、及達成這些工作的方法，是呈現於多本生產報告中。

## (3) 廢料罐發展

廢料罐發展計畫中，廢料罐的生產和密封技術仍在進一步發展與紀錄，此發展計畫對 SR-Site 計畫提供了廢料罐特性方面相關資訊，這些工作是紀錄在廢料罐生產報告中。

## 第二章、場址特性

### 2.1 瑞典 SR-Site 場址特性

廣泛地了解處置場系統初始狀態在安全評估上是非常重要的，處置場設計亦然。而當開始進行挖掘時，因為是相對未受擾動的狀態，所以較容易透過現地調查之數據，以建構其地質模式。此外，透過先期的開挖，可觀察母岩於開挖前後的短期演化，此演化結果於安全評估而言是必須被考量的。Forsmark 場址依循以下步驟將調查資訊應用於安全評估：

1. 現地資料之蒐集，可仰賴不同的調查方式，如：遙測、地表調查、鑽孔、孔內試驗。如此所得之資料還須經過品質管制才可被用於建構地質模式所需之資料庫。
2. 處理過之現地資料將被用於跨領域場址描述模式(cross-disciplinary site descriptive model, SDM)以建構地質模式(圖 2.1)，此模式整合了包含地質、岩石力學、熱學性質、水文地質、水文地球化學、基岩傳輸性質以及地表系統特性。藉由 SDM 所建構之地質模式，透過不同領域之資訊，不只能幫助整合地了解場址之傳輸特性，同時也提供了不確定性之評估。
3. 場址描述資訊並非可以直接於安全評估使用，於經過妥適研判場址描述資訊不確定性後，非場址特定之資訊應於選擇評估模式輸入參數時合併考慮。導因於此一理由，所有於 SR-Site 使用之 SDM 資料均經過“資料報告 (Data report, TR-10-52) 第二章建議之資料驗證方法”，深入評估後方使用於安全評估。資料報告為將所蒐集之現地資料進行不確性評估及敏感性評估，以作為 SDM 輸入參數之用。

作為場址描述模式的一部份，Forsmark 之場址的不確定性以及資料的可信度是需要評估的。此評估包含場址特性資料可信度的高低以及關鍵的不確定性因素、替選模式及其掌握度、各領域模式之一致性以及判斷為可信或不可信之理由。根據總體的評估結果發現，對於處置場建造可行性以及長期安全評估而言，重要的場址特性均已充分受到對不確定性的量化估計或是所提供之替選模式所束限。

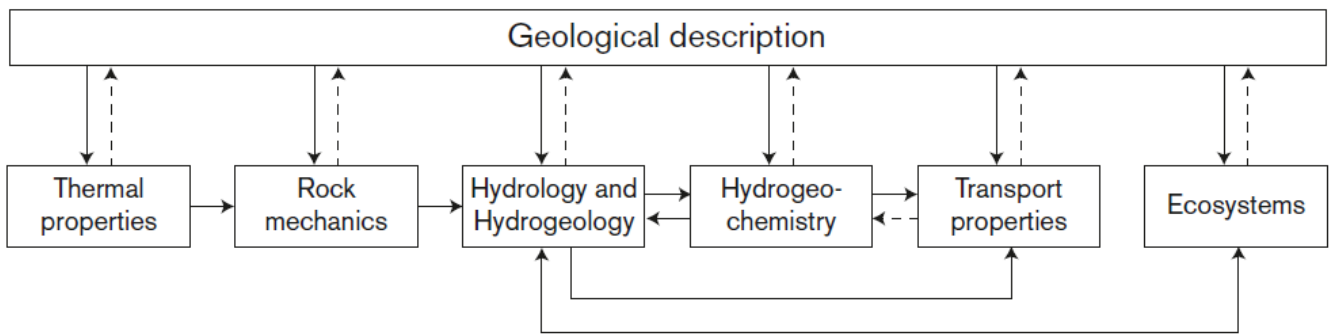


圖 2.1 跨領域場址描述模式(SDM)

### 2.1.1 地理背景

Forsmark 座落於 Stockholom 北方約 120 公里處(圖 2.2)，候選區之調查範圍長約 6 公里、寬約 2 公里，沿 Öregrundsgrepen 海岸線大致呈一漏斗狀(圖 2.2 紅線範圍)。本地區位於瑞典東南方，為子寒武紀侵蝕平原之一部分，相較於此區域向東緩傾斜之地層，此侵蝕平原為一地表相對平坦之地區。

處置場目標位置於候選區之西北方(圖 2.2 黑色方框)，目標位置之基岩特性係利用地表地質調查及鑽井資料以決定之(圖 2.3)。調查精度按不同調查範圍而有所不同，調查範圍則分為區域範圍(綠線方框)、局部範圍(黑線方框)及候選範圍(紅線部分)。地表地質調查包含：地質圖測繪、地表及空中地物探勘、地表生態調查以及監測(如：氣象參數及水…等)。此區域共劃分 12 個鑽井之位置，25 孔有取岩心，總鑽孔深度達 17,800 公尺。另有 38 孔未取岩心，總鑽探深度達 6,500 公尺，以及超過 100 口監測井設置於第四紀之覆土層，上述調查所匯集之資料將用以建立 Forsmark 之場址描述。

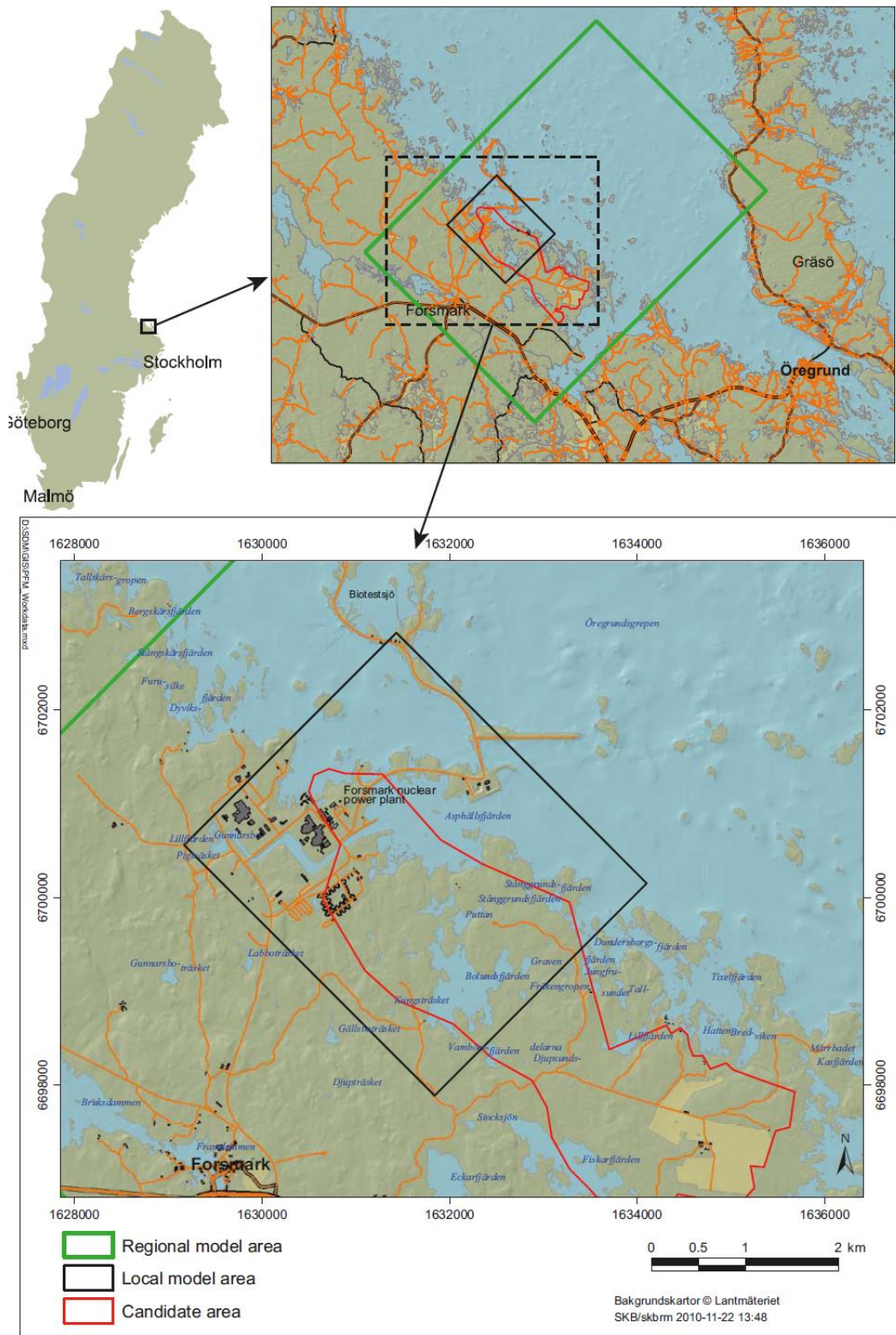


圖 2.2 Forsmark 地理位置，綠線方框為區域範圍、黑線方框為局部範圍、紅線部分為候選範圍。

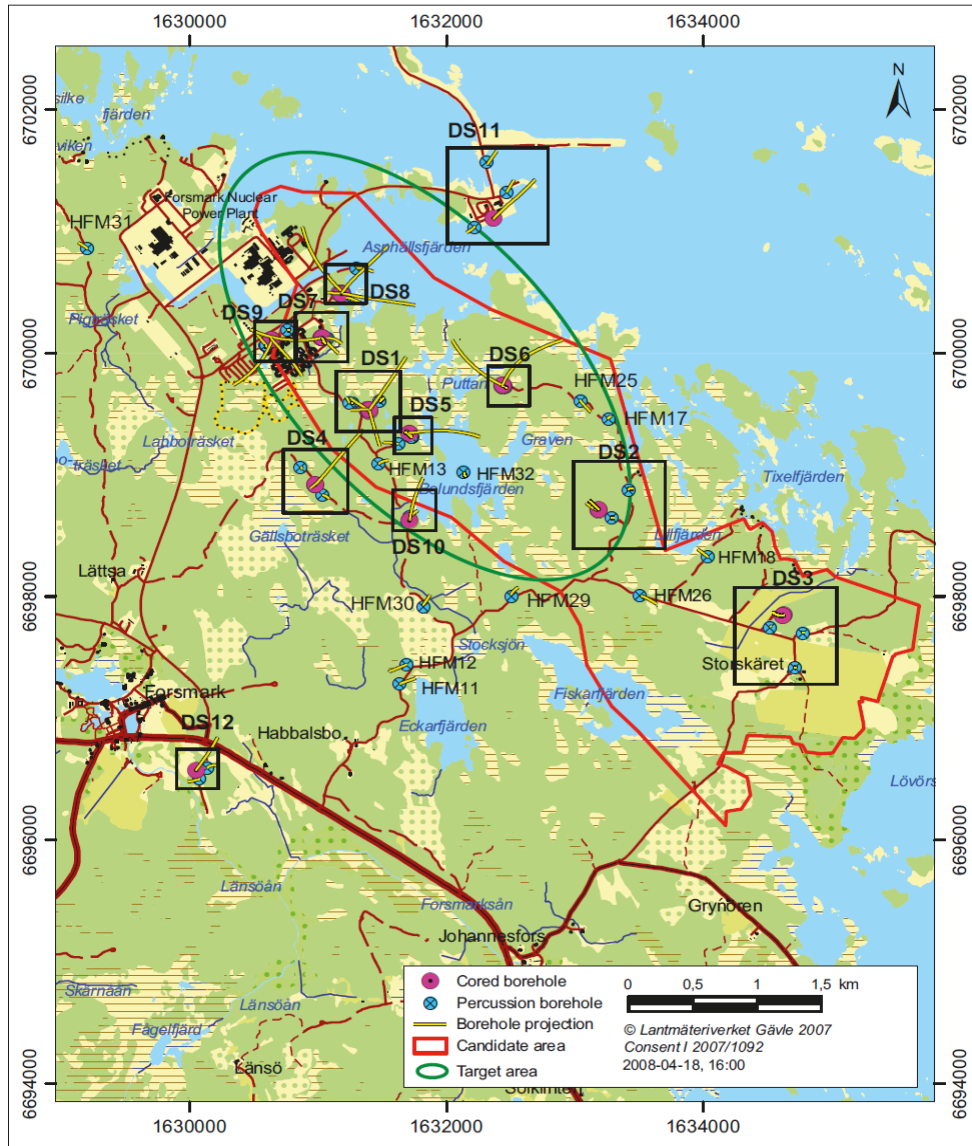


圖 2.3 Forsmark 地區鑽孔分布

## 2.1.2 岩石域及其熱學與力學性質

岩性變化對於劃分場址之均質區而言非常重要，因為岩性直接影響了礦產資源以及完整岩石的熱學、力學性質。於本場址模式中，岩性之描述係依據其岩石域，此分界是由岩石之組成、粒徑、均質性以及其塑性變形之型態與程度以區分。

### 1. 岩石域

岩石域依上述之性質區分，以 Forsmark 地區為例，經調查後其候選區於場址模式中便可僅以兩種岩石域所描述(圖 2.4 紅圈內)。值得注意的是，除候選區外，候選區周圍之岩石域也須一併調查。



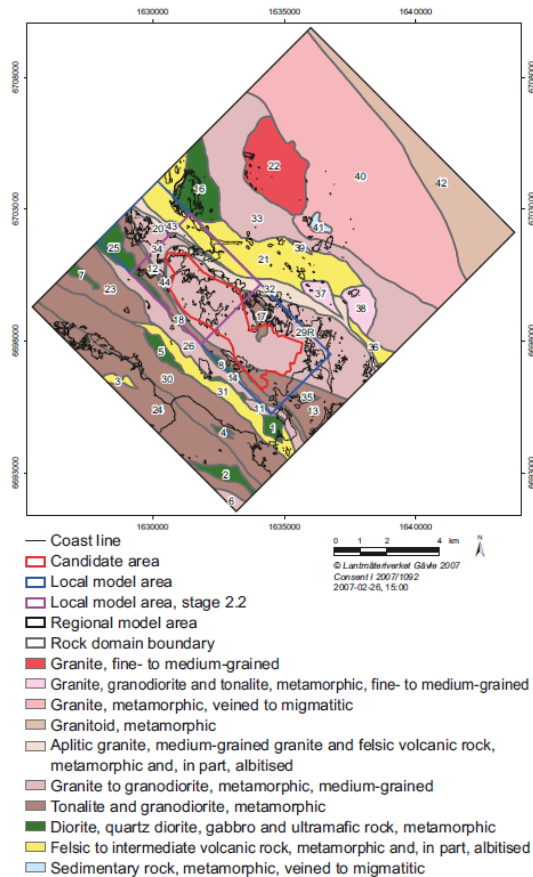


圖 2.4 岩石域(rock domains)

## 2. 礦產資源

作為候選區域，其礦產潛能是必須被考慮的，而透過評估，Forsmark 地區並不具備任何經濟或工業之礦產潛能。

## 3. 熱學性質

岩石之熱學性質與岩石之礦物組成有密切的關係，其包含了熱傳導係數以及比熱。熱傳導係數可透過分析岩石之礦物組成而得，並利用孔內量測岩石密度空間分布，可用以建立不同岩性之熱傳導係數與密度關係。而岩石比熱則可透過岩石熱量量測(calorimetric measurement)而定，或可間接透過量測岩石之熱傳導係數與擴散係數而得。

## 4. 完整岩石之強度及力學性質

除了熱學性質外，岩性也直接影響了完整岩石之熱膨脹係數、力學強度以及變形性質，上述性質可直接由不同岩石域之岩石試體量測而得。

### 2.1.3 變形帶、裂隙域以及裂隙

變形帶及裂隙分布對決定處置場位置而言是關鍵性之因素，因為其對場址之岩石穩定性及地下水流有很大的影響。此外，變形帶之變形歷史及地質條件也影響了應力分布，岩體內之裂隙亦同。

#### 1. 變形帶之形成與再活動

分析地層發展有助於了解應力分布以及變形帶與裂隙之發展方式，以此幫助建立其地質模式。以 Forsmark 地區為例，其經歷了四次不同的發展階段，如圖 2.5。

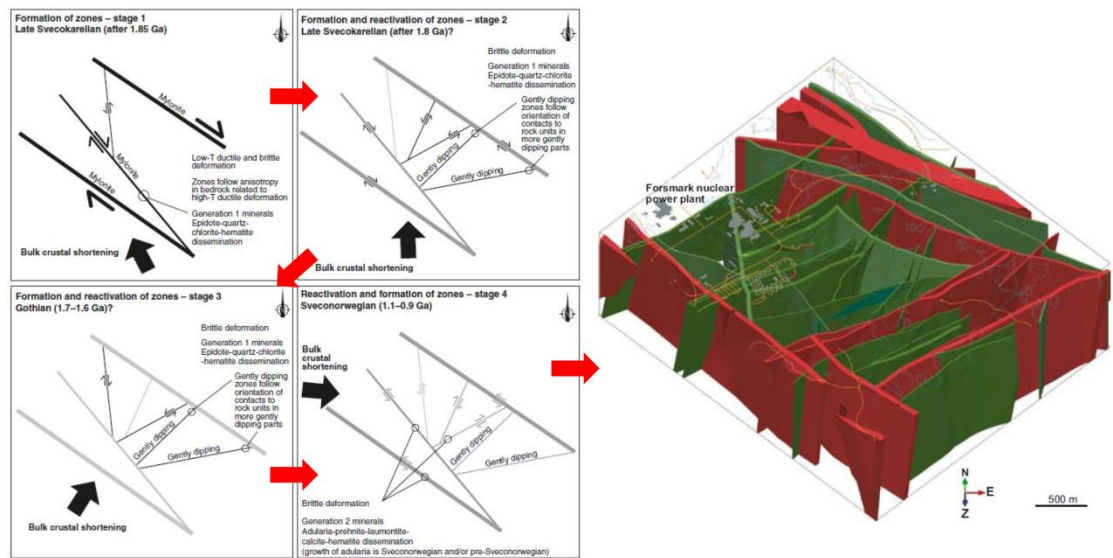


圖 2.5 變形帶與裂隙演育示意圖

#### 2. 主要變形帶

於本地質模式中，長度大於 1,000 公里之構造會被歸類為主要變形帶，反之則以離散裂隙網絡(discrete fracture network, DFN)地質模式描述之。主要變形帶之建構係根據變形歷史、磁性線型與反射震測之整合結果，以及岩心測量之裂隙方向、裂隙填充物而得(圖 2.6)。

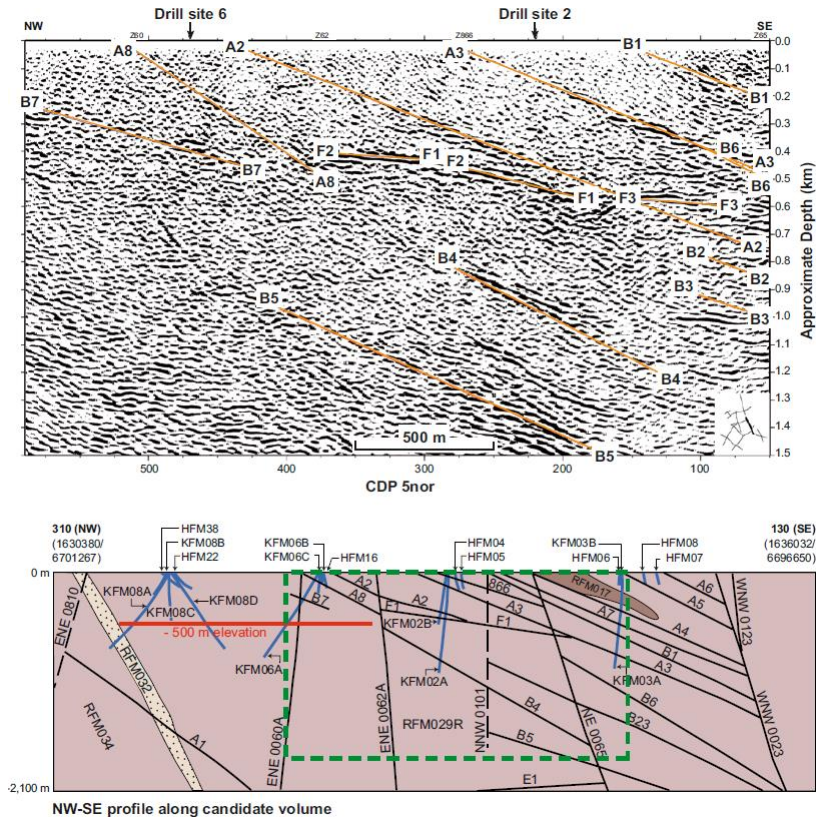


圖 2.6 變形帶震測剖面結果與岩心測量之破裂方向結果比較圖

### 3. 裂隙域、裂隙以及 DFN 模式

裂隙調查之分析結果顯示，裂隙之長度、密度(intensity)以及裂隙特性不僅於不同岩石域間有明顯之空間變異，相同岩石域中亦有此情形。經由系統性地評估此變異於各井中隨深度之變化結果，再由主要變形帶與主要變形帶間區分出不同特性之裂隙域，即裂隙域可能會被主要變形帶所切割，但皆會包含於岩石域中(圖 2.7)。

裂隙域內之裂隙係以 DFN 模式建構之，不同開口寬之裂隙皆須包含其中，閉合之裂隙亦同，因為閉合之裂隙也具有成為地下水流經通道之潛能。

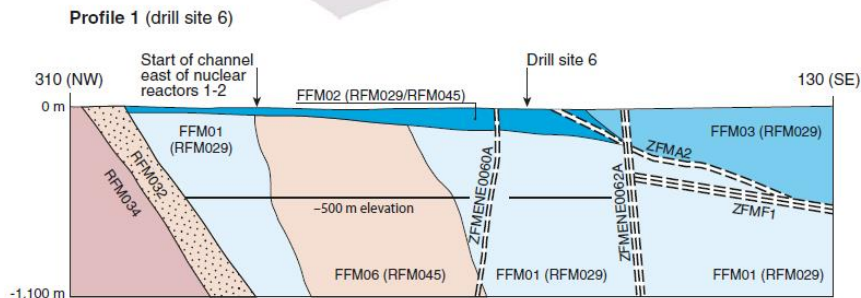
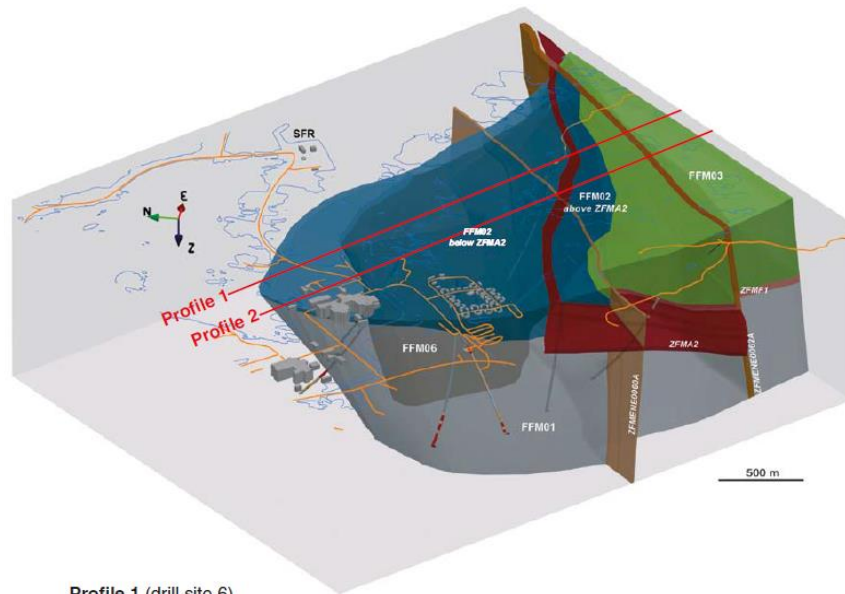


圖 2.7 裂隙域(fracture domains)

#### 4. 裂隙填充物

裂隙內有無填充物或填充何種礦物亦會影響裂隙之力學特性以及裂隙內之流體傳輸特性，以 Forsmark 地區為例，最常見的礦物為方解石、綠泥石以及柯綠石；其次為濁沸石、冰長石、石英、鈉長石與赤鐵礦；葡萄石、黃鐵礦、黏土礦物及綠廉石則較少見；在極少的情況下亦有觀察到瀝青石與針鐵礦。

#### 5. 變形帶與裂隙之力學特性

以 Forsmark 地區為例，根據裂隙之力學實驗顯示，不同組之裂隙，其強度及變形特性實驗結果幾乎相同。且根據經驗及數值模擬結果，即便是不同裂隙域內之裂隙亦是如此。

### 2.1.4 岩石應力

#### 1. 應力演化

應力歷史與地質模式之變形歷史關係十分密切，當然也必須考量冰期與

間冰期冰河所帶來荷重與解壓之效應，考量上述因素對於估計現地應力大小有重要之貢獻。

## 2. 應力模式

Forsmark 地區之現地應力估計是透過直接量測與間接觀察，直接量測包含套鑽法、水力破裂及既存裂隙水力破裂試驗等，於三組裂隙域中；間接觀察包含觀測岩心碟狀開裂(core diskings)與紀錄總長約 10 公里井壁之井孔崩落。結合上述應力估計結果與考量場址其他之地質條件(如：地形、冰河消長以及地殼厚度…等)，再對比區域地震之研究結果與場址之變形歷史，可建構處置場目標區域之應力模式結果(圖 2.8)。

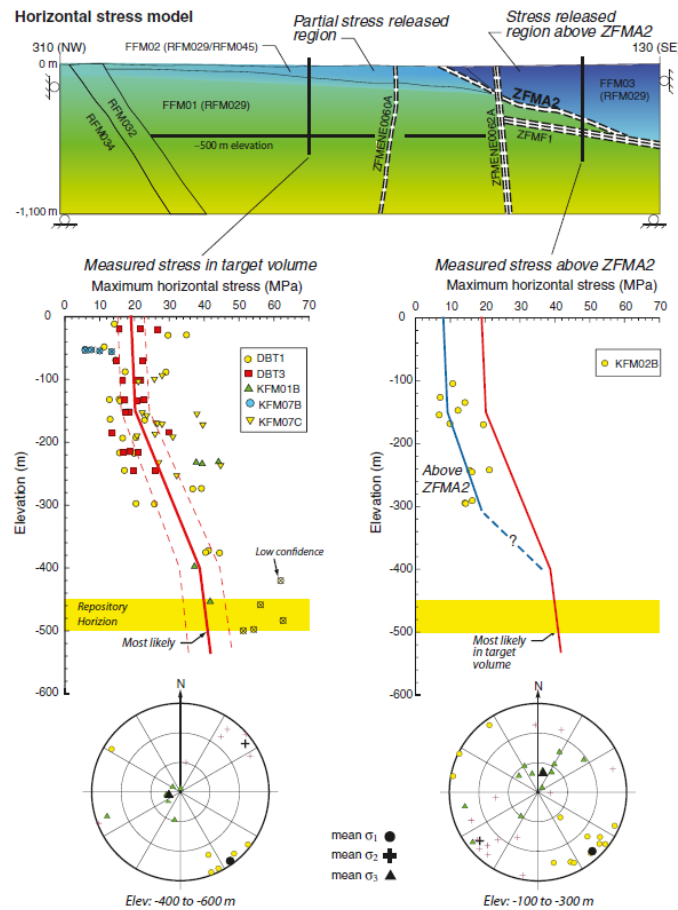


圖 2.8 應力測量結果

### 2.1.5 基岩水力特性

#### 1. 演育

經由地質資料顯示，場址中約 75 % 的裂隙屬閉合裂隙，且多為老構造，特別是越深部的地區越是如此(如目標區域所在位置：FFM01 與 FFM06)。較

晚期所產生之方解石沉澱通常發生於現在導水能力較好之裂隙與變形帶，這些裂隙過去可能經歷過長期沉澱作用。基於上述觀察，裂隙之水力特性可能與脆性變形歷史及不同時期於裂隙內所沉澱之礦物有關。然而，流通性量測資料 (transmissivity data) 卻又顯示與正向應力大小關聯性不高。可能原因為 18.5 億年沉澱作用過程蓋掉了反映了最近 12 百萬年的應力場影響，不過需要注意的是，這些關聯性的探討會受到尺度的影響。

## 2. 變形帶與裂隙域之水力特性

Forsmark 地區變形帶與導水裂隙，其水力特性係根據 22 孔之高解析度入流測量與 32 孔之注水試驗結果而決定：

- (1) 變形帶之水力特性如圖 2.9 左邊部分，N、E、S、W 代表北、東、南、西，G 為傾角較緩之區域。結果顯示，不論任何方向其流通性皆隨深度明顯下降，但側向變化則較不規則，代表側向水流方向是沿著變形帶傳輸。
- (2) 裂隙域之水力特性分析結果如圖 2.8，中間部分為裂隙域 FFM01，其結果隨深度可大致分為三部分，400 公尺以下有效裂隙較少、200 至 400 公尺次之，而 200 公尺以上有效裂隙大幅出現。而圖 2.9 右邊則為裂隙域 FFM03 之水力特性結果，雖然鑽井數量少較不適用於分析，但試驗結果大致可看出隨深度變化之趨勢。鑽井之水力試驗結果將結合裂隙之頻率(密度)，並以 DFN 模式分析裂隙域之水力特性。

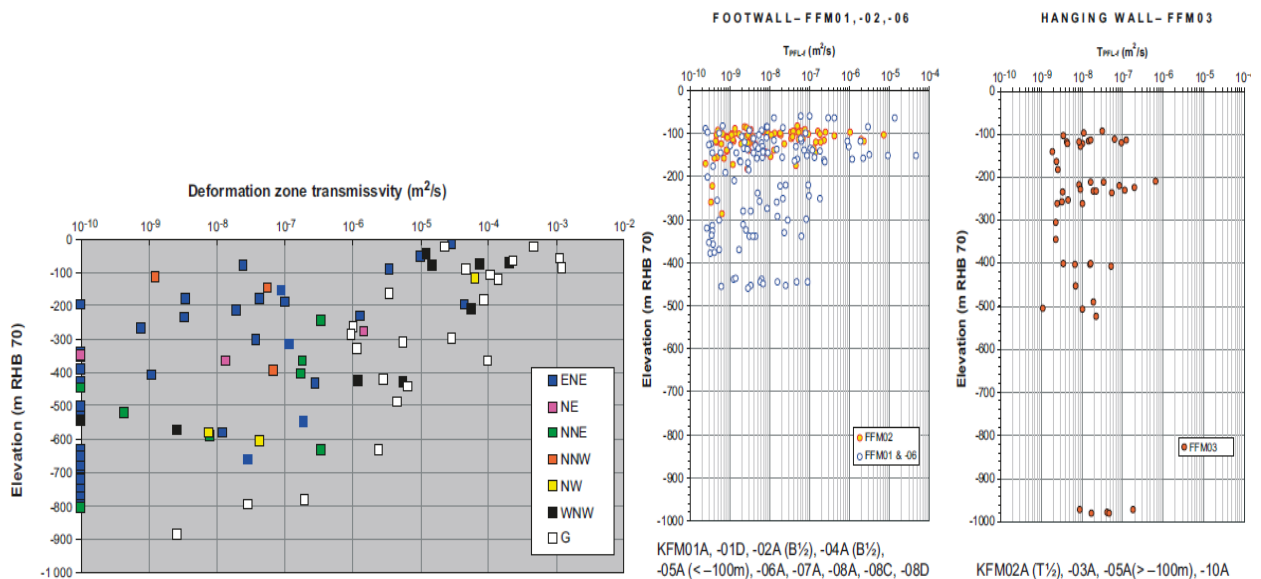


圖 2.9 變形帶與裂隙域之水力試驗結果

### 3. 基岩上部水力特性

Forsmark 地區之目標區域，其基岩上半部約 150 公尺為一透水性相當好的地層。由調查結果所建立之水文地質模式(圖 2.10)，可發現其大致就像是在淺部含有一厚層且具異向性之含水層。

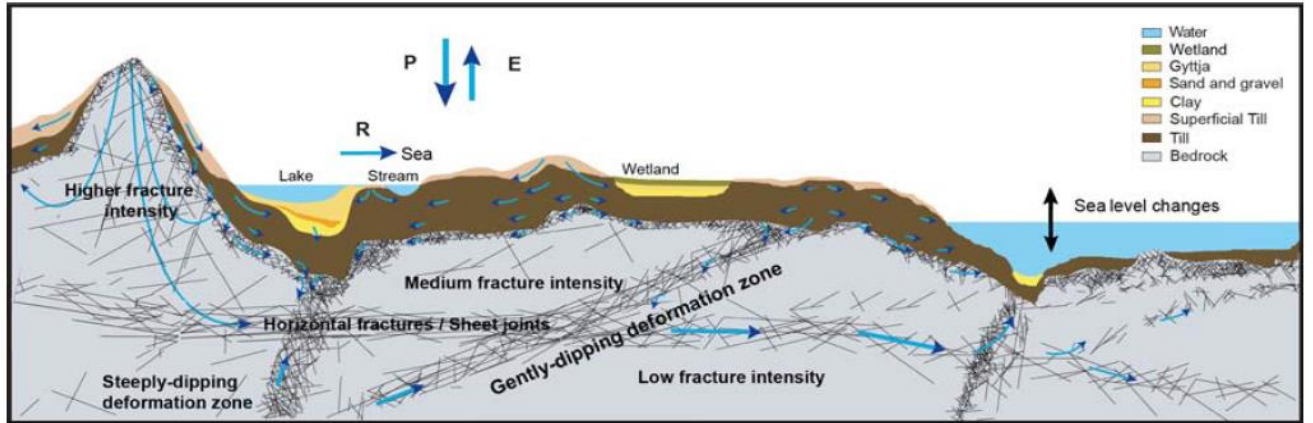


圖 2.10 Forsmark 地區水文地質模式

#### 2.1.6 整合裂隙域、水文地質離散裂隙網絡模式與岩石應力模式

Forsmark 地區之裂隙域、模擬裂隙模式以及應力模式基本上可以破裂帶 ZFMA2 與 ZFMF1 分為兩部份(圖 2.11)：於此兩破裂帶之上盤，裂隙多且分布平均，造成最大水平應力較易釋放，因此應力值相對其他區域較小，故裂隙多為開口(open)裂隙；而下盤部分，相對上盤異質性較高，原因在於其裂隙分布不均，且應力值較大造成開口裂隙相對較少。

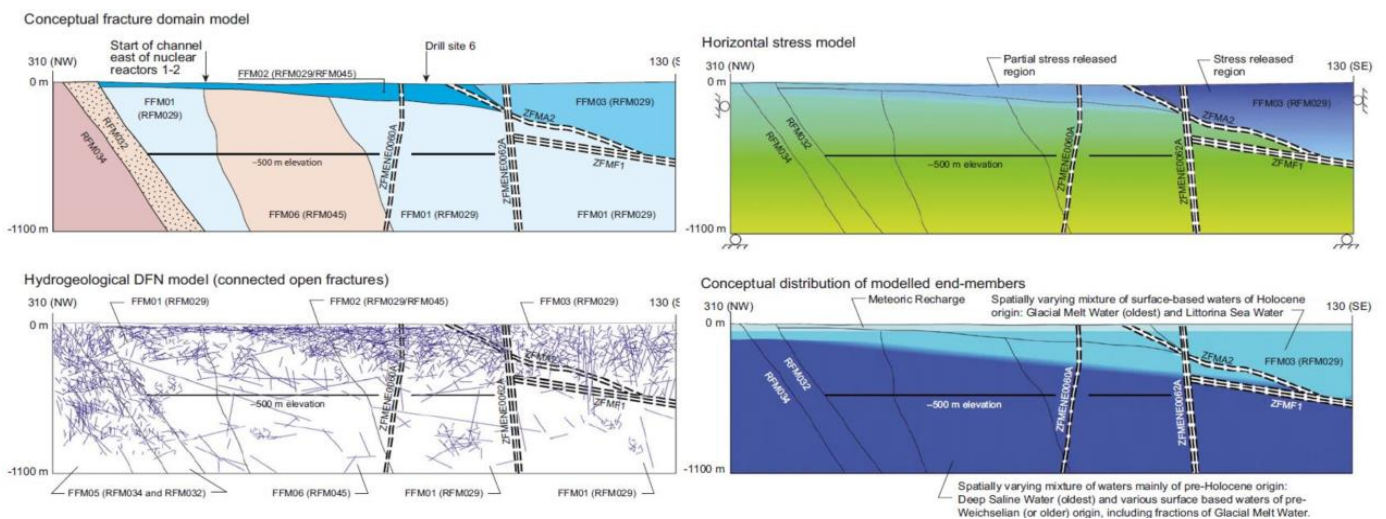


圖 2.11 裂隙域、裂隙水文地質模式與岩石應力模式之比較圖

## 2.1.7 地下水

### 1. 演化

考慮演化過程主要是由於不同時期之氣候會影響地下水之特性，如：地下水鹽度、成分、水文化學性質…等。此外還需考慮地下水與地質構造之相互關係，因其影響了地下水之擴散與儲集。

### 2. 地下水成分與水-岩石交互作用

基於對鑽井岩樣、土樣之量測，可分析地下水之化學資料。且水文地球化學模式(圖 2.12)可被用於估計場址之水文地質化學條件，包含地下水源頭與地下水成分變化。地下水之成分變化需分兩個層面探討，其一為流動(存在)於裂隙中之地下水，另一為流動(存在)於岩石基質孔隙間之地下水，分析其成分可幫助建立水文地質化學模式。

而正在進行之水-岩石間交互關係亦不可忽略，尤其基岩對於鹼度與氧化還原之緩衝能力，為地下水成分及預測其未來變化之關鍵因素。

除化學成分外，地下水所含之氣體與膠體也應進行量測。以 Forsmark 地區為例，地下水所含之氣體含量隨深度遞減，成分最多的為氮氣與氬氣，且其量極少(少於 0.2 mL/L)。而地下水所含之膠體則主要為鐵及硫之化合物，KFM02A 與 KFM06A 兩口鑽井均發現含有鈾的膠體，因為此二鑽井原本即有高鈾含量的地下水，而膠體中鈾含量僅為地下水中鈾含量之 10%，依此一結果推測高鈾含量是膠體是鈾傳輸途徑，而非地下水中鈾的來源。

### 3. 地下水流與地下水特徵之一致性

圖 2.11 右下部分為 Forsmark 地區現今地下水分布之概念模式，透過結合水文地質模式與水文地球化學模式(圖 2.12)以分析地下水成分變化，可相互映證地下水之流動情況(擴散抑或儲集)，對於地下水之分布有相輔相成之作用。



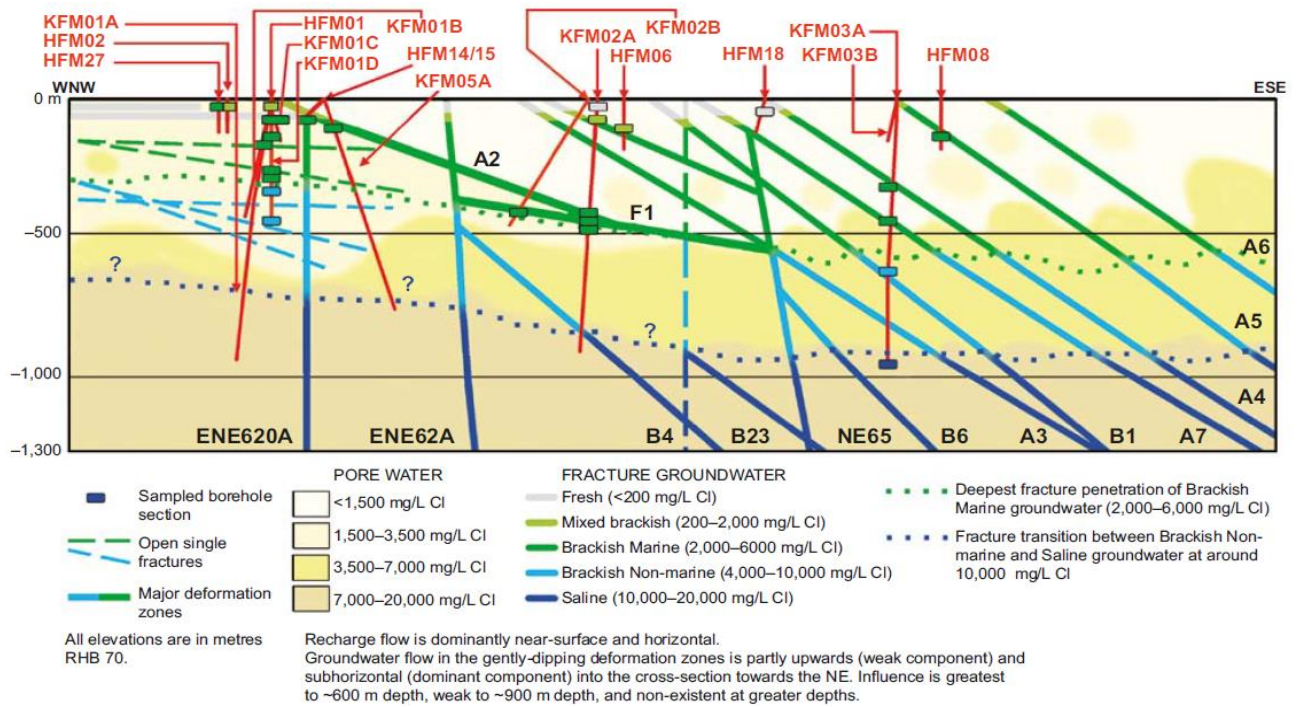


圖 2.12 Forsmark 地區水文地球化學模式

## 2.1.8 基岩傳輸特性

### 1. 岩石基質特性

場址之基岩遲滯模式須包含對溶質、核種傳輸相關之裂隙與變形帶之定性檢測及描述。此外，此模式建立在定量的材料特性數據，以及相對大量且不同地質材料的空間分布資訊，包括：岩石基質與裂隙或變形帶內相關之礦物型態轉變或次生礦物。

模式所需參數包含岩石基質之溶質傳輸因子、基質孔隙率、比表面積、陽離子交換容量以及岩石對於不同成分地下水之吸附特性，其中溶質傳輸因子是由現地之地物井測與室內實驗結果而得。

### 2. 水流相關之傳輸特性

對於限制核種的逸散與移棲而言，岩石基質之分子擴散與吸附作用被認為是一重要的傳輸遲滯機制，其中一個關鍵參數為流體接觸面積與流速之比值。一般而言，當流速固定，若流動面積越大，則地下水與裂隙表面或岩石基質間之交互作用則越多。

## 2.1.9 地表系統

場址之地表景觀係長時間由地質運動(沉積、侵蝕)、氣候(冰期、間冰期)以及生物活動所造就之結果。Forsmark 地區地表地質演化主要以第四紀之地質活動為主，地質模式有 90 % 以上之面積為第四紀沉積物所覆蓋，且內含許多後冰期所留下之產物。除了地質因素外，包含陸相、河相及海相之生態圈也須被考慮於模式中以計算其對場址之影響，當然人口活動及土地利用亦然。

## 2.2 外部條件

### 2.2.1 前言

用過核子燃料最終處置場之外部條件，在超過處置場安全評估的時間表後，應仍會有相當的改變。外部條件的特徵、事件、與作用(External FEPs)是處置場之長期安全評估報告中，於特徵、事件、與作用(FEP)分類中之一種主要項目，它可以被區分為以下四類：(1)氣候相關問題；(2)大尺度之地質變化與影響；(3)未來的人類活動；(4)其他(如隕石撞擊)。

外部的地質變化包括：風化、侵蝕、沉積、構造抬升、與板塊運動等。以幾百萬至幾億年的長時間而言，板塊運動、地殼抬升、下彎、或風化與侵蝕所造成岩盤面剝蝕，都足以影響地球圈以及地球氣候系統的變化。

第三紀時，斯堪地那維亞山脈與南瑞典穹頂的構造抬升事件形成了目前我們所見的芬蘭-斯堪地那維亞大尺度地形。雖然該次構造抬升的中心是位於 Forsmark 的西邊，但該構造抬升事件多少也可能影響最終處置場的所在位置。因第三紀構造抬升的前寒武紀古老基盤，受到長期的風化與侵蝕作用，呈平滑的出露地表。這一前寒武紀準平原雖然在 Forsmark 地區有被主要破碎帶切過，但在過去 1.8 百萬年間，其構造活動相對的穩定。在過去 1.8 百萬年間，因冰河加厚覆載與消融卸載所形成的地殼均衡變化，則主宰了這一地區的地殼垂直位移變化。

在瑞典的海岸區域，岩盤於上新世至更新世期間因受到風化與侵蝕而造成的基盤下降速率低於每百萬年 100 公尺。這一數字顯示基盤面是緩慢地下降，而非如位於峽谷或破碎帶般的高侵蝕率，顯示 Forsmark 是位於地勢較低的前寒武紀準平原地區，未來因為非冰河所造成的剝蝕量可預期並不大(每百萬年 5 公尺)。並且因冰河造成的侵蝕速率預估為每一冰河循環僅 1~2 公尺。簡言之，在

Forsmark 地區，每一百萬年所造成的總剝蝕量最高僅達 20 公尺。

當地表高度下降，最大可能造成的影響是，使冰緣氣候時期之長年永凍土更接近處置場位置。然而，處置場與回填物已有制定耐凍的標準，不同氣候時期的等溫度線深度也已經過評估，因為侵蝕與風化所造成的外部條件變化，對於處置場於安全評估範圍內的影響，變得較為次要。

短期氣候變化或氣候相關的變化，如現仍進行中的幾十年、幾百年或幾千年之海岸線高度變化，是目前影響處置場的最重要外部條件影響因素。大部分於生物圈或地球圈中與長期變化相關的安全問題均受到氣候變化或氣候相關變化的影響，因此，安全評估報告中必須說明氣候變化對於影響處置場安全的可能性。

人類活動亦是外部條件的特徵、事件、以及過程中衝擊處置場安全的一項重要因素，例如：處置場或其附近便可因為採礦穿透儲存區域而造成輻射滲漏的污染。

隕石撞擊亦是外部環境影響的一種，但是，要有一個夠大的隕石正好直接撞擊處置場位置的機率甚小，隕石撞擊的外部條件影響已可排除於安全評估之外。

## 2.2.2 氣候相關議題

### 1. 一般氣候演化

自然的氣候變化可能是因地球的氣候系統受到外部因素作用，氣候系統因子的複雜反映，以及系統內部的動態作用所造成。在處置場安全評估範圍內可能的外部因素如：地球運轉之軌跡變化、火山作用、跟太陽的變異。其他的外部條件因素尚包括人為的活動，如燃燒化石燃料而增加溫室氣體的濃度。內部的動態作用如大氣或洋流的循環、冰山增減、或受到溫度引起的回饋反應也會影響氣候變化。

地球的氣候系統與碳循環亦有緊密的關係，例如地球中的生物、大氣、水力、沉積物以及化學燃料燃燒產生的碳交換與反應。這些碳交換循環的回饋機制對氣候有一定的影響力，例如因為溫室效應使的二氧化碳濃度的提高，使得地球溫度不斷地上升。

#### (1) 古氣候

在過去的 2.5 個百萬年間，北半球中緯度區域有數次冰山擴張與縮減的循環現象。溫度下降，冰山擴張的階段稱為冰河期；溫度升高，冰山範

圍不斷消退至如今冰山範圍的期間，稱為間冰期。冰期循環包含冰河期與間冰期。冰河期中也可能有較熱，稱為間次冰期。間冰期中也可能有較冷的階段，稱為次冰期。在過去的 70 萬年間，每 10 萬年一次的冰期循環主導氣候的變化，經過長時間的冰河期後，氣候會快速進入間冰期，然後又會再逐步的進入冰河期。在最強烈的冰河期曾有三分之一的大陸遭受冰凍，比現在的冰山面積還大上許多。

## (2) 瑞典的冰河期

在冰河期期間，斯堪地那維亞半島上的冰山不斷向外擴張，使得冰帽發展成更大的冰蓋。在最近一次的冰河期，冰蓋覆載的面積於 2 萬年前達到最大的狀態。在寒冷的氣候，永凍土常會在冰蓋覆蓋前先行發展。

隨著冰蓋成長，冰山重量不斷增加，造成地殼因地殼均衡作用而向下沉降。同時，因為全球性的冰蓋與冰山擴展，造成全球海水面下降。海水面的升降變化亦決定海岸線的上下移動。依據海平面升降變化與地殼均衡地殼升降速率的差異，形成了海進與海退的循環，使得海岸線上升或下降。在間冰期，因為冰山消失造成地殼因地殼均衡作用抬升，大部分的瑞典沿岸區域呈現海退現象，其中也間夾小規模的海進期。

因為海平面升降變化與地殼均衡作用造成地殼升降變化的影響，海岸線位置的改變亦使 Forsmark 地區的水文環境發生變化。冰層的覆載與地殼均衡作用的變化過程亦會改變岩石所受的應力，使得瑞典地區的岩層變成不穩定以及誘發斷層活動。

## (3) 人類造成的氣候變化

人類活動所產生的溫室氣體已經造成明顯的氣候變化。透過大氣-海洋循環的全球性模擬，已可預測到地球會有一長期性的溫暖氣候期。大量的溫室氣體釋放造成了原有氣候系統的長期擾動，這些擾動將會持續，直到溫室氣體由海洋與大氣系統轉移至岩石圈中而停止。然而，這方面的研究尚有許多不明之處，如我們對於碳循環，碳的總釋放量與它對於氣候的衝擊程度，以及碳在岩石圈的循環等都還需要有進一步的研究。

## 2. 處置場安全的影響

海岸線變化、永凍土擴張、以及冰蓋規模增減等的氣候相關改變，不僅會影響地表亦會影響地表下環境。結凍、海岸線改變與冰蓋的存在會使得岩石滲透率、地下水量、地下水壓、地下水流動跟組成等產生變化。冰山的覆載同時會改變岩石的應力大小，在不同的冰河發展期主應力的大小也會隨之改變。在處置場的深度範圍，冰河造成的應力也將大到足以改變主應力方向。一般而言，持續的氣候演化需要注意，但還有許多特殊的現象可能影響到處置場的安全性議題，如：

- (1) 在冰河期間，於處置場深度位置會產生的最大靜水壓力以及岩石應力。
- (2) 永凍土與冰凍深度會影響處置場之冰凍情況以及地下水流動方式。
- (3) 在冰河期間，高含氧量地下水可能滲透至處置場位置的深度。
- (4) 在冰河期與適溫期，滲透至處置場深度的地下水可能對緩衝與回填材料造成侵蝕。
- (5) 在冰河期、間冰期與適溫期，於處置場深度的地下水鹽化情形。
- (6) 冰期循環造成的斷層再活動。
- (7) 高地下水流量與對岩石滲透率的影響等。

## 3. 不確定的長期氣候演化之處置

複雜的氣候系統使得我們無法對未來的氣候發展做出準確的預測，人類對於氣候造成的影響亦是。因此，我們無法對處置場的安全評估利用單一的氣候演化進行預測。然而，我們可以先界定特定的氣候條件範圍，再經界定該範圍內的氣候特性及其邊界極值，之後便可針對特定氣候範圍內的變化進行評估。

在本報告中，氣候域被分為溫帶氣候域、冰緣氣候域、冰河氣候域三種。界定氣候範圍的目的是為了建立一框架，以對處置場進行特定氣候環境下不同重要氣候因素的安全評估。每一種氣候域的歷時長短會與全球氣候變遷以及區域性的因素有關，但溫帶氣候域、冰緣氣候域與冰河氣候域等三種氣候域會在安全評估的 100 萬年內重複出現。根據之前的分析，最高的風險期會發生於溫帶氣候域裡，可能之景況是：陸地含輻射的物質因風化侵蝕而堆積於海床，海床抬升出露地表後，將含輻射的沉積物亦暴露出，並於後續進行農業使

用；或鑽井穿過母岩造成輻射滲漏。

#### 4. 相關文獻記載

與 KBS-3 處置場長期安全評估相關的氣候環境與變化過程皆在氣候報告中說明。該報告的目的在提供精要的氣候系統描述以及紀錄與 KBS-3 處置場安全評估中與氣候相關之條件與變化資料。氣候報告中包含五大部分：(1)前言與背景資訊；(2)氣候系統；(3)氣候與氣候相關議題；(4)最近一次冰河期循環條件的重建(可做為安全評估中未來冰期循環條件的依據)；(5)可能的氣候條件之外，其他可能對處置場造成影響的特殊氣候案例。

本節中 FEP report 與 Climate report 之間的詳細關係仍待後續了解。

#### 2.2.3 未來人類活動

鑽探、採礦、嚴重汙染、及地下挖掘等許多無意中侵入處置場，與未來人類活動(FHA)相關的外部環境的形貌、發生的事件、以及變化過程常被做為最終處置場安全評估(SR-Can)審查之反對因素，亦是處置場之長期安全評估(SR-Site)需要進行之補充評估項目。主要的評估則包含於 SR97 的報告中。SR97 報告須再進一步深入了解。

### 2.3 地質圈

母岩的安全功能不能僅由單一條件來界定，需組合多樣不同的影響因素進行複合性的分析來了解。這些分析的結果可以幫助了解對於母岩圍阻以及遲滯的有利條件，以及對於工程障壁安全功能的不利條件。

以下針對母岩安全功能及安全指標中有關的化學、力學、水文地質、與熱環境進行討論：

#### 1. 提供有利的化學條件

地下水中成分的特性是提供有利化學條件的基礎。

##### (1) 還原條件

有利化學條件的基本要求需為還原條件，即缺氧的地下水環境。

地下水若含氧，容易與鐵及硫化物等進行氧化。二價鐵與硫化物的存在與否，常會是還原條件的指標。若為還原條件可確保處置場不會因含氧的地下水而腐蝕。進一步，若處置場滲漏，還原條件會減

緩燃料基質的分解。除了氧之外，地下水中還有如氮與硫酸鹽等其他氧化成分，但是氮與硫酸鹽需要有微生物的介入才能作用，而溶解的氧便可以直接與處置場的銅與燃料棒進行氧化反應。

#### (2) 離子強度、鹽度

地下水的鹽度不能太高或太低。電中性需有等價電荷濃度才能維持。陽離子的電荷濃度應超過 4 mM 以避免膠體由緩衝材料或回填物中流出。富含高離子強度的地下水對於緩衝材料及回填物會有負面的影響，特別是回填物的膨脹壓力及水力傳導特性。通常，NaCl 濃度低於 35 g/L 是讓回填物能維持原功能的上限，而對於緩衝材料的離子強度上限則為 100 g/L。這些離子強度主要是依據緩衝材料與回填物等組成材料的元素特性來決定。

#### (3) 膠體濃度(功能與使用位置)

天然的膠體濃度必須夠低以防止放射性核種藉由膠體向外傳輸。陽離子濃度太高會降低膠體穩定性，但前面提到的陽離子的電荷濃度超過 4 mM 仍足以讓水中的膠體維持在低濃度狀態。

#### (4) 有害介質的濃度

在地下水中，應該讓會腐蝕處置場的介質保持較低的濃度，如硫化物( $\text{HS}^-$ )。此外，地下水中也應該保持較低的養分，讓硫酸鹽沒有機會分解細菌而產生硫化物。低濃度的鐵與鉀對於緩衝材料與回填材料之長期穩定性也有相關。

#### (5) pH

考量緩衝材料與回填物的穩定性，地下水的 pH 值須小於 11。工程使用的混凝土可能污染地下水而讓 pH 值升高。

#### (6) 避免氯造成的腐蝕

低的 pH 值跟高的氯濃度會加快處置場的腐蝕；因此，應保持 pH 值大於 4，而氯的濃度小於 2 M。

### 2. 提供有利的水文地質與傳輸條件

母岩形成有利的水文地質與傳輸條件所指的是，於處置孔位置的地下水流徑(流進與流出)必須有足夠大的傳輸阻抗性。一般而言，低流通性的裂隙

與低的水力梯度通常可滿足高傳輸阻抗性。

地質圈有項重要功能可以扮演控制緩衝材料與岩石界面的傳輸阻抗。這項功能與下列三項因素有關：(1)緩衝材料中的擴散條件；(2)與處置孔相交裂隙為低流量；(3)溶質可以交換的界面有限。前兩項因素是與緩衝材料及母岩傳輸條件相關的安全功能，第三項因素是導因於緩衝材料膨脹壓力而使得其與處置孔緊密結合，而與處置孔相接的裂隙開口寬有限也是關鍵之一，值得注意的是，後者有利條件可能會因為受熱導致坑道壁剝落(造成裂隙開口寬增加)。緩衝材料與岩石界面安全功能可採用等值流量加以量化評估。

簡言之，母岩若為有利的水文地質與傳輸條件，應包含：(1)由地表至處置場位置並離開的地下水流徑必須有夠大的傳輸阻抗；(2)在緩衝材料與岩石的界面，應有較低的水流量。上述兩者皆很難定義何者為足夠，不過一般經驗法則認為傳輸阻抗超過 10,000 year/m 而等值流量低於  $0.0001 \text{ m}^3/\text{year}$  可算是恰當的條件。

### 3. 提供力學穩定條件

母岩力學的穩定性尚無法簡單評估，但廢料罐可能的力學破壞原因可被界定為：岩壓作用造成破壞以及因為地震使與處置孔相接裂隙發生錯移而造成破壞。前一項原因可能是由冰河時期造成高地下水壓造成。第二項原因需考慮較複雜的受力-剪位移分析，基於廢料罐設計條件，上述裂隙因地震造成的剪位移需小於 5 公分，剪位移速度需小於每秒 1 公尺。

### 4. 提供有利的熱條件

如果水在處置場內的不同部位均未結凍，安全評估可以較為簡化。然而，在永凍土下 100~200 公尺的深度，即可預期水會結凍。地下水中的成分與靜水壓力會決定地下水在處置場深度的結凍溫度。然而地下水結冰對於處置場的長期安全也非必為負面的現象。蒸餾水在淨水壓力相當於處置場深度位置 (450 m) 的結凍溫度為  $-0.3^\circ\text{C}$ 。這溫度高已於緩衝材料的安全溫度  $-4^\circ\text{C}$ 。

### 5. 附帶考量

母岩整體的安全功能，包括化學、力學、水文地質、與熱學條件等皆是自然存在的因素。所有處置場與緩衝材料的安全功能指標、除了水文地質與傳輸之外，其餘皆為母岩本身的特性。因此，審查地質圈的過程不會衍伸額



外的安全功能項目。安全功能中較在意人為行為侵入母岩，甚至處置場的狀況，而這類的規範已在場址選擇及處置場設計中處理。

在地質圈有關於遲滯的安全功能跟有利的化學、水文與傳輸條件有關，並且大部分的相關功能與功能指標多與圍阻功能相關。

地下水的成分是否為還原條件對於維持燃料基質(fuel matrix)穩定性與地下水之溶解度高低而言是相當重要的條件。此外，離子強度的指標對於緩衝材料的遲滯功能也相當重要。有關水力與傳輸條件，高傳輸阻力(transport resistances)以及低等效流速(equivalent flow rates)就圍阻效果而言，其功能是相當的。

於地質圈中，岩石基質的擴散、吸附作用是遲滯放射性核素之重要因素。特定元素的有效擴散係數(De)與吸附係數(Kd)是合適的指標。

低膠體濃度膠體在隨著裂隙中的流動水體傳輸時，可能將附著於表面的放射性核種一併傳輸。為了避免核種的吸附與擴散，保持低膠體濃度是一個較有利的方式。

## 2.4 小結

1. Forsmark 場址依循：(1)現地資料之蒐集；(2)將處理過之現地資料以跨領域場址描述模式建構地質模式；(3)場址描述資訊於經過資料報告進行不確性評估及敏感性評估後方使用於安全評估。這些評估包含場址特性的資料可信度以及關鍵的不確定性因素、替選模式及其掌握度、各領域模式一致性、以及判斷可信度之理由。根據總體的評估結果，重要的場址特性於處置場建造可行性以及長期安全評估，均能受到量化不確定性或是替選模式所規範。建立跨領域場址描述模式是關鍵工作。地質模式、水文地質模式(含 DFN 模式)與岩石應力模式應整合建立；結合水文地質模式與水文地球化學模式分析地下水成分變化，可相互映證地下水之流動情況。瑞典分析岩體之力學與熱學性質建立岩體之水力及水文地質模式，再整合水文地球化學與其傳輸特性對岩體水文地質模型加以映證。

2. 處置場目標位置之基岩特性係利用地表地質調查及鑽井資料以決定。調查精度按不同調查範圍而有所不同，調查範圍則分為區域範圍、局部範圍及候選範圍。
3. 岩性變化對於劃分場址之均質區非常重要，直接影響礦產資源及完整岩石的熱學、力學性質。於 Forsmark 場址模式中，岩性之描述係依據岩石之組成、粒徑、均質性以及其塑性變形之型態與程度以區分為岩石域。
4. 接近地表(百公尺左右)之岩石域，可能因風化或解壓作用等等因素影響，造成水力特性變化，應注意單獨劃為水文地質分區之必要性。另外，閉合之裂隙可能因沉澱溶解或應力變化而成為導水裂隙，分析時應加以考慮。
5. 變形帶及裂隙分佈亦是決定處置場位置的關鍵性之因素，對於場址之岩石穩定性及地下水流有很大的影響。變形帶之變形歷史及地質條件也會影響應力分佈及岩體內之裂隙。
6. Forsmark 地區現地應力估計直接量測方法包含套鑽、水力破裂及既存裂隙水力破裂試驗。
7. 地質調查與地質模式建立，重點目標除需能建立場址範圍(小尺度)之岩石域、主要變形帶、裂隙域以及裂隙網絡相關工作相結合，場址外圍之區域(大尺度)也需一併考慮。場址之地質演化亦需要有清楚的認識，這些都是水文地質模式與地球化學模式建立之基礎。
8. 用過核子燃料最終處置場之外部條件，在超過處置場安全評估的時間表後，應仍會有相當的改變。外部條件的特徵、事件、與作用(External FEPs)是處置場之長期安全評估報告中之一種主要項目，可分為以下四類：(1)氣候相關問題；(2)大尺度之地質變化與影響；(3)未來的人類活動；(4)其他(如隕石撞擊)。
9. 自然的氣候變化在處置場安全評估範圍內的可能外部因素包括：地球運轉之軌跡變化、火山作用、跟太陽的變異，及人為的活動。內部的動態作用如大氣或洋流的循環、冰山增減、或受到溫度引起的回饋反應也會影響氣候變化。
10. 海岸線變化等的氣候相關改變，不僅會影響地表亦會影響地表下環境，使得岩石滲透率、地下水量、地下水壓、地下水流動跟組成等產生變化。
11. 鑽探、採礦、嚴重汙染、及地下挖掘等許多無意中侵入處置場，與未來人類活動相關的外部環境形貌、發生事件、以及變化過程常被做為最終處置場安全評

估審查之反對因素，亦是處置場之長期安全評估需要進行之補充評估項目。

12. 母岩的安全功能不能僅由單一條件來界定，需組合多樣不同的影響因素進行複合性分析來了解。這些分析的結果可以幫助了解對於母岩圍阻以及遲滯的有利條件，以及對工程障壁安全功能的不利條件。母岩若是為有利的水文地質與傳輸條件，進出於處置孔位置的水道必須有夠大阻止性以防止地下水進入。

## 第三章、處置設施設計

### 3.1 處置場的初始狀態

#### 3.1.1 前言

在評估一個處置場長期的安全性時，必須先確知該處置場的初始狀態(initial state)。而初始狀態考慮的時間點可依所要分析評估的問題分為二種：

1. 對地質圈與生物圈而言，是指在處置場開挖前之自然未擾動狀態。所以在評估天然障壁系統之演化，是從處置場開挖時開始改變。
2. 對工程障壁系統(EBS, engineering barrier system)而言，是指在置放/設置時之狀態。

本章主要在，論述工程障壁系統 EBS 的初始狀態，但要討論 SR-Site 處 EBS 可能的初始狀態前，也須事先知道目前 SR-Site 設定的處置場之布局與規劃。

討論 EBS 的初始狀態或進行審查時，係針對以下 5 個組成單元之初始狀態：

1. 燃料與廢料罐孔洞的初始狀態；
2. 廢料罐的初始狀態；
3. 緩衝材料的初始狀態；
4. 處置隧道回填材料的初始狀態；
5. 處置場封填及其他工程部分的初始狀態。

進行審查時，依 SR-Site 安全評估時所考慮之初始狀態情節(Initial state FEPs)，又分成兩種可能狀況：(1)符合參考設計(reference design)所規範之情況、或(2)與參考設計有所偏離之情況，偏離參考設計的 SR-Site 初始狀態情節包含廢料罐、緩衝材料、處置隧道回填等方面的參考設計。

#### 3.1.2 適合場址的處置場-地下坑道

地下坑道雖然沒任何障壁功能，但處置區及處置孔位置所處岩石的熱力-水力-力學-化學(Therm-Hydro-Mechanical-Chemical)性質對於利用岩石為障壁，以至對處置場之安全性至為重要的。此外，岩石潛在的開挖損傷區(EDZ, excavation damage zone)及留置在岩石內的工程材料，也會影響岩石的長期障壁功能([註]：在 SR-site 報告中定義 EDZ 是指因開挖使接近坑道周圍岩體內既有裂隙發生剪動，而具有不可回復的變形或產生新裂隙的區域)。

地下坑道議題包含：坑道的真正開挖幾何形狀與位置、受建造開挖坑道影響的周邊岩石、補強岩石與封填之工程材料、及處置回填封閉等活動所殘留在岩石內的外來工程材料。

### 1. 處置場長期安全性之相關設計前提

在有關長期安全性考慮上，SR-Site 處置場提出十個設計前提：

- (1) 選擇處置場深度與面積：處置場的體積需可提供滿足特定處置孔數量之要求，KBS-3 處置場規定深度至少須 400 m。
- (2) 場址可接受的化學狀況：開挖前選擇處置孔處，岩體內地下水成分須滿足 SR-Can 功能之有關適合化學情況的指標。鹽性評估標準簡化為總固體溶解量(TDS)的限制：離子強度 $[M^{+2}] > 1 \text{ mM}$ ，限制  $K$ 、 $HS^-$ 、 $Fe$  離子濃度， $pH < 11$ 、 $pH > 4$  與 $[Cl^-] < 2 \text{ M}$ 。
- (3) 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料罐之抗剪強度，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)。
- (4) 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  $150 \text{ m}^3$ 。而且切過處置孔的裂隙其流通性(transmissivity)必須足夠低。
- (5) 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  $100 \text{ }^\circ\text{C}$ (廢料罐最大熱釋出為 1,700 W)。
- (6) 處置孔壁流通性的限制：安放廢料罐前，整個處置孔壁周圍之有效流通係數平均需低於  $10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$ 。
- (7) 處置隧道的開挖損傷區：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  $10^{-8} \text{ m}^2/\text{s}$ 。
- (8) 處置隧道除外之豎井、坡道、岩石坑洞及隧道之開挖損傷區：在頂部封填層高程(-200 m)以下之隧道、豎井、坡道的回填及其周圍開挖損傷區的連絡性有效連通水力導水係數須低於  $10^{-8} \text{ m/s}$ 。

(9) 處置隧道的灌漿及加固：只允許使用  $\text{pH}<11$  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。

(10) 處置隧道除外之鑽孔、豎井、坡道、岩石坑洞及隧道之灌漿：在頂部

封填區高程以下只允許使用  $\text{pH}<11$  的低酸鹼值(水泥)材料。

## 2. SR-Site 處置場的設計與確定配置

### A. 目前 SR-site 處置場的設計

(1) 處置場的深度：

依據排水系統之要求，在 SR-Site 初步設計處置場最大深度，亦即運輸隧道的隧道地面高程座落在 $-470\text{ m}$ 、最小深度(隧道頂拱)在高程 $-457\text{ m}$ 。

(2) 熱的幾何規劃(thermal dimensioning) – 處置孔間距：

在 SR-Site 之參考設計(reference design)針對考慮熱性質的規劃是：在固定廢料罐間距、廢料罐最大熱輸出為  $1,700\text{ W}$ 、處置隧道間隔  $40\text{ m}$ ，處置孔的最小間距為  $6\text{ m}$ ，使緩衝材料承受的溫度不會超過  $100\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。

(3) 有關變形帶的適合處置場：

依設計前提，為了減輕地震所造成之災害，處置場除了須距離具地震潛勢之變形帶有足夠的避退距離外，且不允許處置孔所在位置未來可能會受到由地震誘發之大型裂隙影響，而導致廢料罐超過其可承受之剪位移量  $5\text{ cm}$  (SKB 稱之為全圓周交會 FPI, Full Perimeter Intersections，參見圖 3.1 示意)。

判斷可否接受為處置孔的孔位原則，主要是依據 Munier (2006, 2010)所建議的擴大全圓周交會準則 EFPC (Extended Full Perimeter Intersection Criterion)。現行於 SR-site 應用 EFPC 準則，故在處置隧道內判定此類大型裂面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)，並且該裂隙切過廢料罐，如圖 3.2 中的 1、2 孔位，則該處置孔之孔位必須放棄。或是
- ii. 如圖 3.3，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)大型裂面，則該四個(或四個以上)處置孔之孔位均須放棄。



圖 3.1 裂面與處置隧道形成全圓周交會(FPI)之示意範例

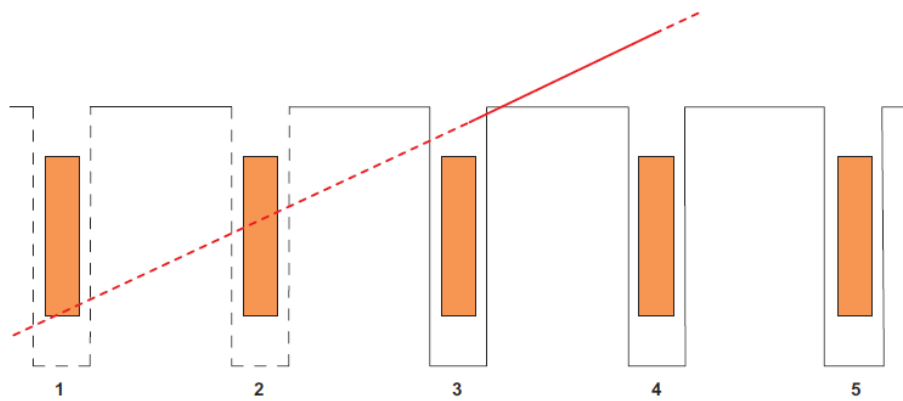


圖 3.2 在 SR-site 篩選可接受處置孔孔位之準則(第 1、2 孔位廢料罐被裂面切過需予以放棄)

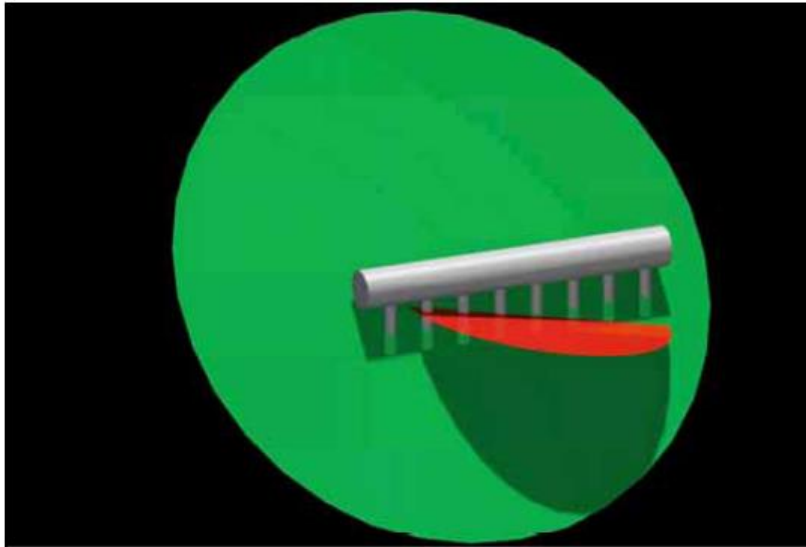


圖 3.3 裂面雖不切過處置隧道卻切過四個或四個以上的處置孔

#### (4) 岩石力學與岩石支撐

依場址工程性質報告 SER 指出，若將處置隧道的方向安排在與水平最大主應力夾角 30 度以內，可以減輕處置隧道的岩屑剝落問題；大約在 6,000 個處置孔中，約有 100~200 個處置孔其孔壁的切線應力可使處置孔上段剝落超過可接受的 5 cm 深。

為防止運轉期間的次要岩屑剝落安全問題，在參考設計內列入所有隧道（除了處置隧道例外）應於頂拱採取噴凝土施噴，如果處置隧道有需要，應該使用鋼絲網，此等岩石的支撐材料，在處置場封閉後有一些會留在岩石內，其估算數量也有需計算。

#### (5) 適應水文地質狀況

依設計前提，有太大量入滲地下水的處置孔也須放棄。設計上，可調整配置或利用灌漿處理來改善，但灌漿的材料與灌漿孔的佈設均須遵守限制規定。在處置場深度若需灌漿，水泥質灌漿材料可達到封阻效益；但對處置隧道之含水性裂隙或變形帶，則需使用矽質灌漿材料。

### B. 目前確定的配置

目前在 Forsmark 場址 SR-Site 參考設計的確定配置如圖 3-4 所示：滿足處置位置距離跡長大於 3 km 的主要變形帶超過避退距離 100 m 條件者，可容納 7,818 個處置孔，其中內含 23 % 不適合當作處置孔的孔位，故約餘



有 6,000 孔為合格處置孔。

依上述參考設計之建議，考慮適合 SR-Site 場址的主要關鍵問題是：

- (1) 處置場之深度
- (2) 處置孔之間距(考量熱幾何規劃)
- (3) 距主要變形帶(跡長大於 3 km)之避退距離(至少需離 100 m)
- (4) 調整處置隧道之方向與最大主應力方向的相對關係
- (5) 不合規定的處置孔位置

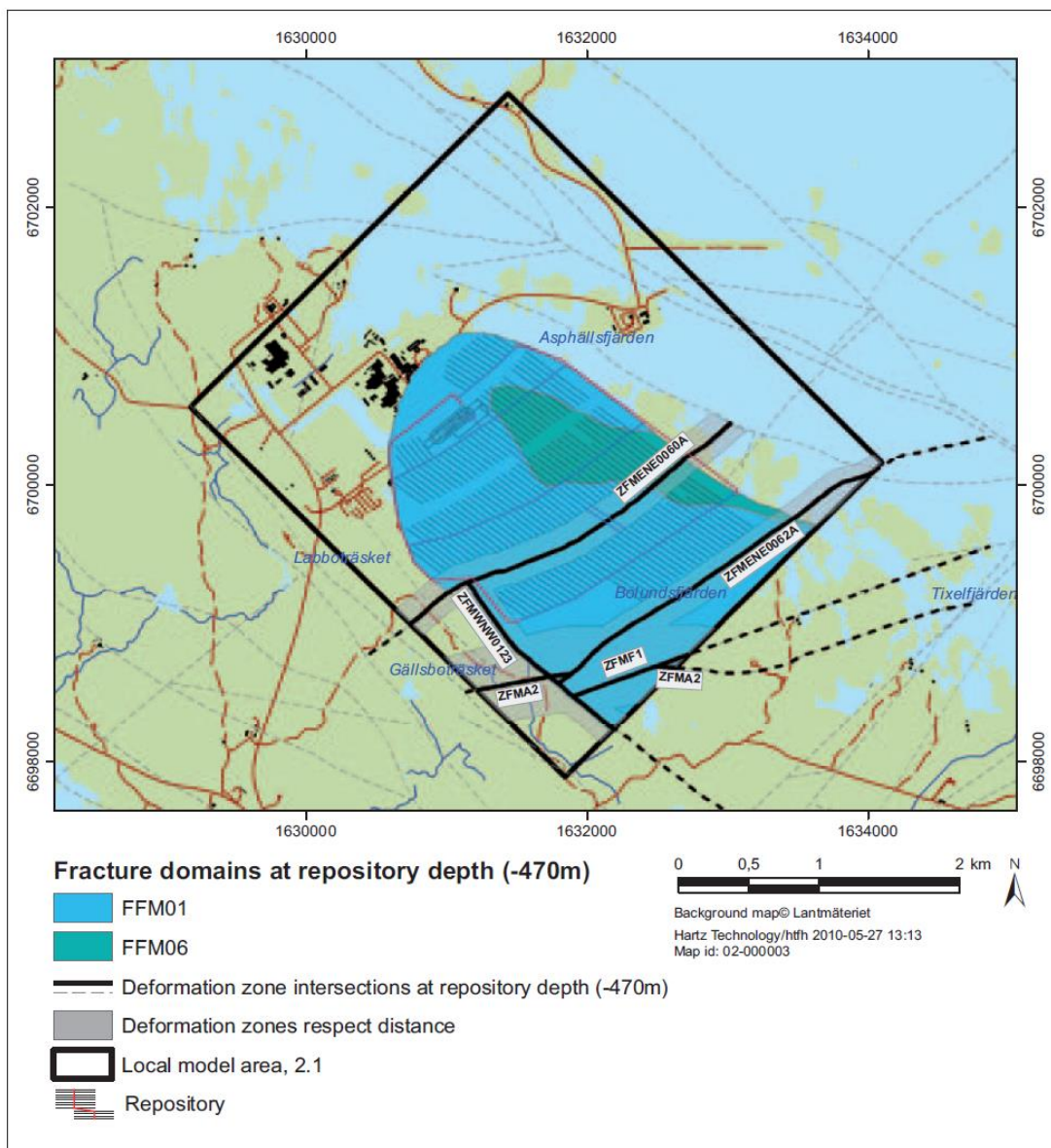


圖 3.4 SR-Site 參考設計中目前處置場之配置

### 3.1.3 SR-Site 處置場地下坑道的初始狀態

#### 1. SR-Site 處置場之深度及範圍

當開始處置時，在不確定性因素的影響上，若現地調查已提供足夠地質描述後，只會微調適合的範圍；利用在建造期間所進行現地試驗，提供最大水平應力方向，也許需再調整處置隧道的方向。但應不致影響整體標定的處置場深度及範圍。

#### 2. 場址的化學狀況

依設計前提 SR-Site 已選擇符合化學條件的處置場之場址與範圍。

#### 3. 熱的狀況

依岩石熱性質特性，目前設計 SR-Site 之處置隧道中心間隔至少 40 m，在 RFM029 區處置孔的中心間距至少 6 m、在 RFM045 區處置孔的中心間距至少 6.8 m；評估 SR-Site 現在設計的熱性質資料也有收集公參考。

#### 4. 減輕地震的危害

在依設計前提所建議的參考設計內，處置位置須距離跡長超過 3 km 變形帶至少退避 100 m 遠。SR-Site 處置孔位置則依 EFPC 準則選定，不允許被裂面切過。現階段，沒辦法決定性的確認，須待 SR-Site 處置隧道實際開挖後予以確定。

#### 5. 處置孔周圍的水力狀況

依設計前提可被接受的處置孔之孔位，必須滿足從緩衝材料設置完成，直到達於飽和之流入處置孔的水量少於 150 m<sup>3</sup>。目前的參考設計，是根據 SR-Site 的水文地質量測，以推估流入處置孔的水流量，可被接受的處置孔流入水量必須小於 0.1 L/min。目前 SR-Site 依 EFPC 準則篩選的處置孔，估計會有 6 %之處置孔會因流入水量高於 0.1 L/min 可能必須放棄。

#### 6. 處置孔的幾何形狀

在 Äspö 硬岩石實驗室(Äspö HRL)以 SR-Site 所建議的處置孔開挖方法—即全斷面下孔鑽挖法(full face down-hole drilling)，所鑽出 10 個處置孔之平均斷面直徑之變異量均可落在容許度以內。

## 7. 處置孔的 EDZ

經許多文獻回顧已證實以全斷面下孔法鑽挖處置孔的 EDZ 只有達幾 cm 範圍，且 EDZ 之流通係數低於  $10^{-10}$  m<sup>2</sup>/s。EDZ 的連通透水性有可能會受剝落問題影響，如前所述，在 SR-Site 的 6,000 多個處置孔中推估會有 100~200 個發生超過 5 cm 深的岩屑剝落。但若在處置前，將處置孔壁面局部鬆動的岩屑移除，即可不影響處置孔被接受的要求。

## 8. 處置隧道或其他坑道的 EDZ

利用 D&B 法鑽挖其他隧道的 EDZ，重點在於觀察造成的裂隙是否形成連接性網絡。依 Äspö HRL 執行 D&B 試驗經驗得知，控制 D&B 勻滑開炸法應可使 SR-Site 之開挖僅造成徑向裂隙，故不致於產生在隧道軸向連續性的流通性裂隙。即使 EDZ 內裂隙連貫，其水力導水係數合理值約在  $10^{-8}$  m/s 等級。

## 9. 處置隧道的幾何形狀

處置隧道之幾何形狀會影響回填材料的回填效果，因此若開挖後的最大斷面偏離而不滿足設計前提，應以噴凝土予以補滿不規則處；開挖後的最小斷面不滿足設計前提時，應以標準機械設備修挖。

## 10. 灌漿、加固及遺留材料

依 SR-Site 參考設計，會使用水泥於噴凝土支撐，以埋置各式岩石支撐元件或用於封塞目的，其所產出的水溶液之 pH 值必須小於 11。處置隧道外圍的灌漿孔頻率不可多到發生重疊聯通，施作灌漿活動所遺留下的物質也須計入處置設施；在處置隧道內不可施作連續性的噴凝土。

## 11. 處置隧道的入流量

在 SR-Site 處置深度範圍內，開口裂隙頻率為 0.005 /m，顯示 20 m 長的變形帶區段需要灌漿約低於 2 %。但若含水性裂隙之內寬很窄及灌漿技術不佳，都會影響到最終的阻水效果)。

### 3.1.4 緩衝材料的初始狀態

#### 1. 緩衝材料之設計前提

緩衝材料係利用其低水力導水係數及低膨脹壓力的自癒能力，以限制廢料罐周圍的水流，並可固定廢料罐於處置孔內的正確位置、緩衝岩石的剪位移。更須限制廢料罐表面之微生物活動與限制膠體顆粒濾出。

在 KBS-3 緩衝材料的定量設計前提如下：

1. 膨脹壓力必須超過 2 MPa。
2. 水力導水係數必須低於  $10^{-12}$  m/s，並不論主控陽離子的種類且適於氯化物濃度大於 1 M。
3. 剪力強度不可高於廢料罐所能抵抗剪力的強度(在 0~100 °C 範圍內)

以上要求，在緩衝材料飽和時若具有以下性質，則可滿足要求：

- 密度介於 1,950~2,050 kg/m<sup>3</sup> 之區間。
- 蒙脫石含量佔緩衝材料乾重的 75~90 %。

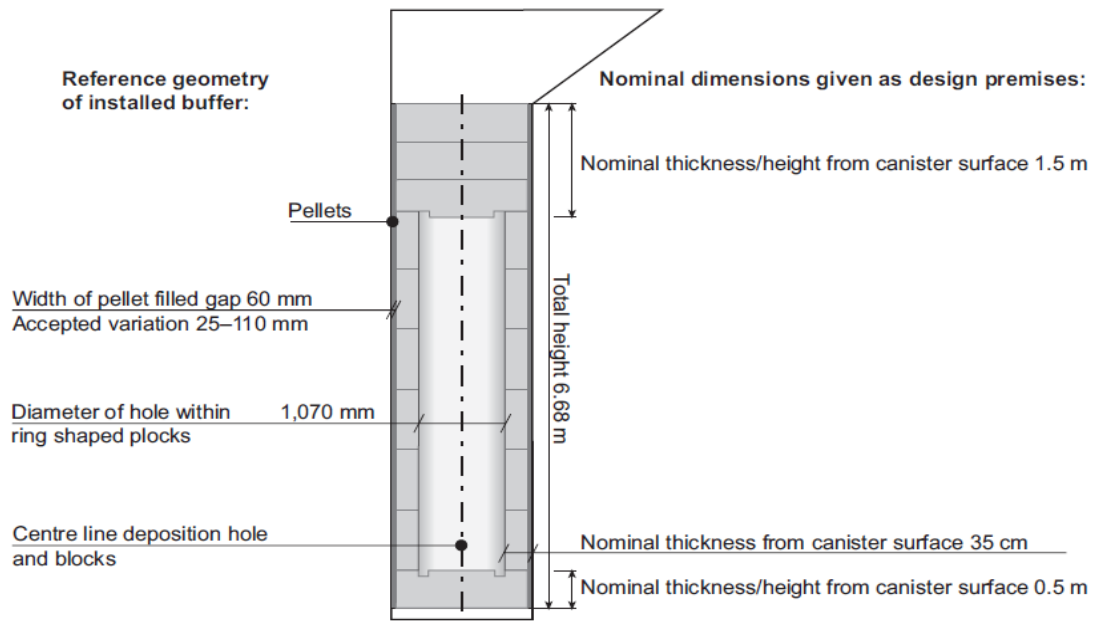
對緩衝材料之成分要求為：(1)有機碳含量少於 1 % 的重量百分比。(2)硫化物含量不超過 5 % 的總重量。(3)總硫磺含量(包括硫化物)不超過 1 % 的重量百分比。

## 2. SR-Site 參考設計

緩衝材料的參考設計，是以一系列設計參數的標準值及其可接受的偏差值來描述。緩衝材料的參考設計包括了規範：(1)材料成分、(2)夯實完成的材料、(3)組裝塊體與膨潤土粒料(pellets)、(4)緩衝材料的安置。

在 SR-Site 中膨潤土質緩衝材料的配置參考幾何狀況示如圖 3.5 所示：在底部安放 1 塊厚度 50 cm 塊體、廢料罐周圍放置 6 塊厚 35 cm 的環狀塊體、頂部安放 3 塊厚度 50 cm 塊體。緩衝材料塊體的中心線須與處置孔的中心線一致；在緩衝材料塊體與岩壁間之間隙(寬約 50 mm ± 25 mm)以膨潤土粒料(粒徑 6mm 及 8mm)倒入填充、密度大約為 1,035 kg/m<sup>3</sup>、含水量約為 17 %。在其上方後續會再以回填材料回填於處置隧道內，以制止緩衝材料及膨潤土粒之吸水膨脹隆起。

製作完成的緩衝材料塊體、環狀塊體、膨潤土粒之尺寸、乾密度、含水量以及可接受的偏差範圍，示如表 3.1。



(a) 處置孔緩衝材料配置之參考設計



(b) 以擠壓方式產生之膨潤土粒狀回填材料(pellets)

圖 3.5 處置孔之緩衝材料配置之參考設計與粒狀回填材料

表 3.1 處置孔內的三種回填材料之密度、含水量及尺寸

Design parameter	Nominal design	Accepted variation
<b>Solid blocks</b>		
Bulk density (kg/m <sup>3</sup> )	2,000	±20
Water content	As in the material ready for compaction.	As in the material ready for compaction.
Dimensions (mm)	Height: 500 Outer diameter: 1,650	±1
<b>Ring-shaped blocks</b>		
Bulk density	2,070	±20
Water content	17 (As in the material ready for compaction.)	±1 (As in the material ready for compaction.)
Dimensions (mm)	Height: 800 Height of top block: 760 Outer diameter: 1,650 Inner diameter: 1,070	±1
<b>Pellets</b>		
Dimensions (mm)	16-16.8	-
Bulk density loose filling (kg/m <sup>3</sup> )	1,035	±40
Water content	17 (As in the material ready for compaction.)	±1 (As in the material ready for compaction.)

### 3.1.5 處置隧道的回填材料初始狀態

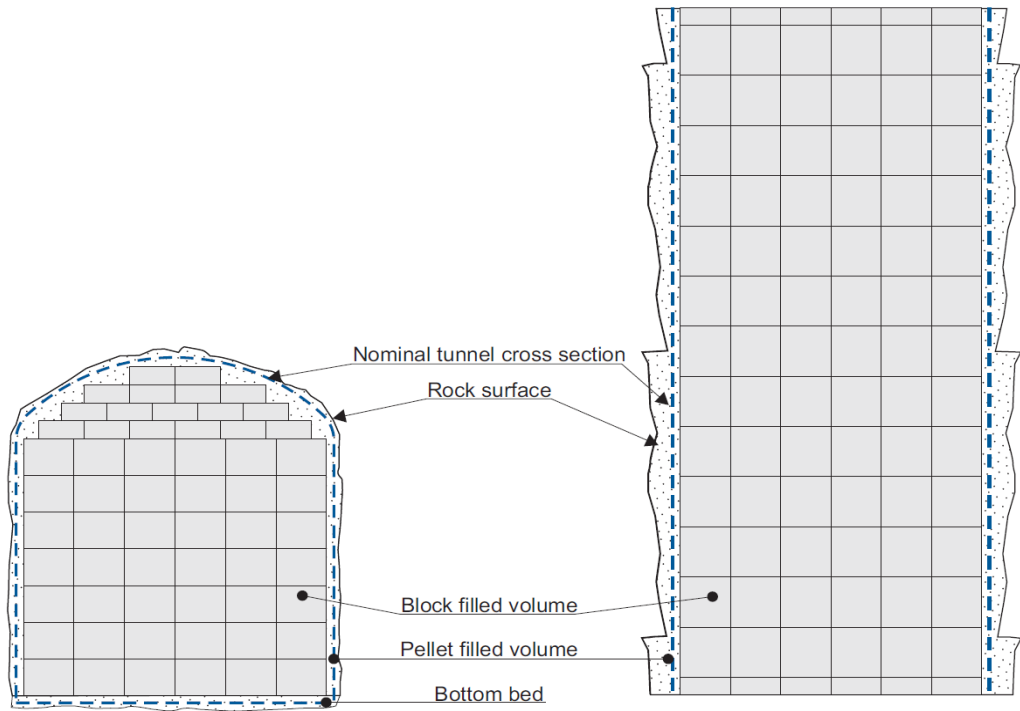
#### 1. 回填材料設計前提

處置隧道內的回填材料的功能在固定緩衝材料於原位不動及限制地下水流過處置隧道。回填材料有關長期安全性之設計前提為：

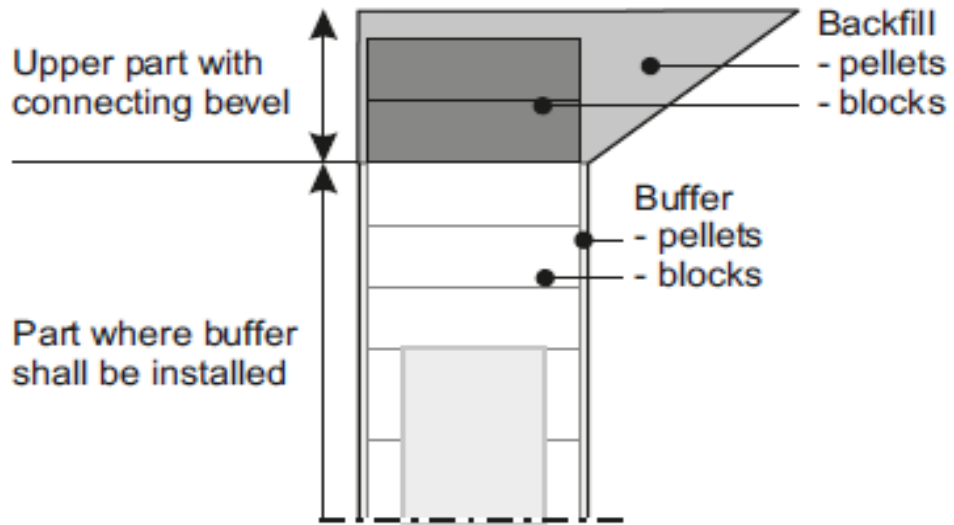
- (1) 限制在處置隧道之水平向平流傳輸，例如有賴使水力傳導係數小於  $10^{-10}$  m/s 及回脹壓力大於 0.1 MPa 兩者來達成。
- (2) 限制處置孔內緩衝材料之向上回脹/膨脹隆起。
- (3) 回填材料不可含有傷害緩衝材料或腐蝕廢料罐之物質。
- (4) 回填材料之密度與成分，必須可維持一段長時間。

#### 2. SR-site 參考設計

在參考設計內(見圖 3.6)，回填材料是採用蒙脫石含量達 50~60 % 的膨潤土(可接受的變異範圍在 45~90 % 之間)，在 SR-Site 有一種樣品 Milo BF04 經評估過是符合這點設計原則要求的。製作成的回填材料包含有回填處置隧道之塊體、膨潤土粒，及回填處置孔之圓板塊體，其尺寸及乾密度是於表 3.2。



(a)在處置隧道內之回填方式



(b)在處置孔頂部之處置隧道的回填方式

圖 3.6 處置隧道內回填材料之配置方式參考設計

表 3.2 處置隧道內的三種回填材之密度、含水量及尺寸

Design parameter	Nominal design	Accepted variation
<b>Blocks</b>		
Dry density (kg/m <sup>3</sup> )	1,700	±50
Water content (%)	17	±2
	(As in the material ready for compaction)	(As in the material ready for compaction)
Dimensions (mm <sup>3</sup> )	700-667-510	±2-2-2
	700-600-250	±2-2-2
<b>Blocks in deposition hole bevel<sup>1</sup> (on top of canister)</b>		
Dry density (kg/m <sup>3</sup> )	1,710	±17
Water content (%)	17	±1
Dimensions (mm)	Height: 500 Diameter 1,650	±1
<b>Pellets and bottom bed pellets<sup>2</sup></b>		
Dry density separate pellets (kg/m <sup>3</sup> )	1,700	±50
Dimensions (mm <sup>3</sup> )	~16-16-8	—
Dry density of loose filling (kg/m <sup>3</sup> )	1,000	±100
Water content	17	±2
	(As in the material ready for compaction)	(As in the material ready for compaction)

1) In the reference design buffer blocks are used and the design parameters are the ones specified for solid I the Buffer production report, Table 3-4.

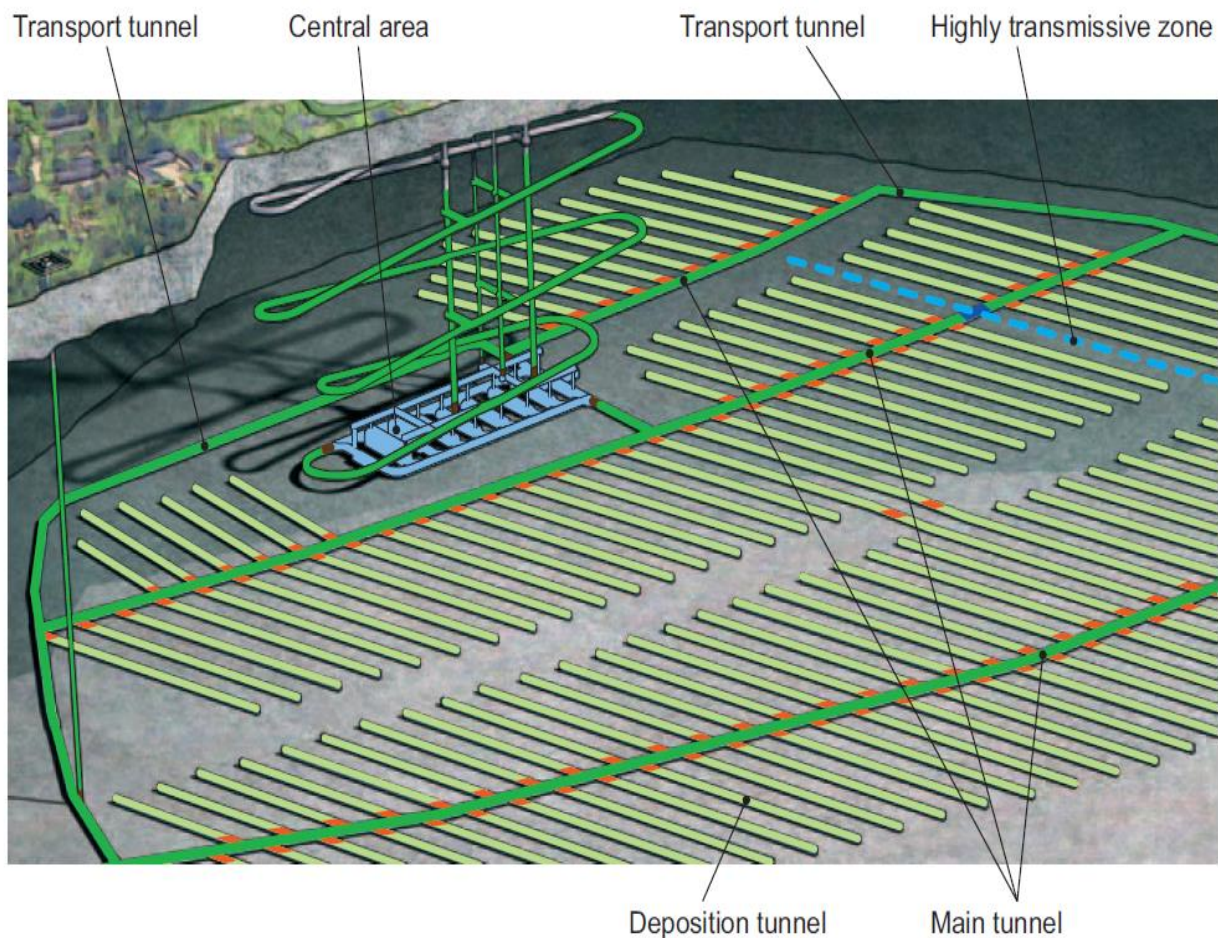
2) In the reference design the same kind of pellets are used for the bottom bed and the gap between the block tunnel walls. This may be changed.

### 3.1.6 處置場封填及其他工程部位的初始狀態

據參考設計，在 SR-Site 處置場的所有隧道、坡道、及頂部封填層高度以下之豎井的封閉，均視同對處置隧道回填之處理，所有封塞採用之混凝土成份與對處置隧道封塞之混凝土相同。

地下坑道之封閉目的，通常是為了限制地下水在地下開挖空間的流動、及提供力學限制、與阻擋意外闖入處置場者。惟處置孔之底板例外，它的目的只在使廢料罐及緩衝材料容易平整置放。處置場各部位所採用的不同封閉與封塞方式如圖 3.7 所標示。





- Rock cavities backfilled with clay
- Rock cavities backfilled with compacted crushed rock
- Backfill of deposition tunnels
- Plug that shall keep the closure in the transport and main tunnels, in the ramp and shafts in place
- Plug, placed where a tunnel, the ramp or a shaft passes highly transmissive zones
- Plug in deposition tunnels, see backfill report

圖 3.7 處置場各部位所採用的不同封閉與封塞方式

有關長期之安全設計原則：

1. 頂部封填層之水力導水係數則沒限制(參見圖 3.8)。
2. 在頂部封填層以下之隧道、斜坡、豎井之回填材料與它們的 EDZ 的整體水力導水係數必須低於  $10^{-8}$  m/s。
3. 頂部封填層深度不可深達處置深度上方 100 m 範圍之內。
4. 頂部封填層以下只能使用 pH<11 之低酸鹼值材料封填。
5. 其他外來工程材料的使用量必須予以限制。
6. 鑽孔之封填結果的水力導水係數必須低於  $10^{-8}$  m/s。

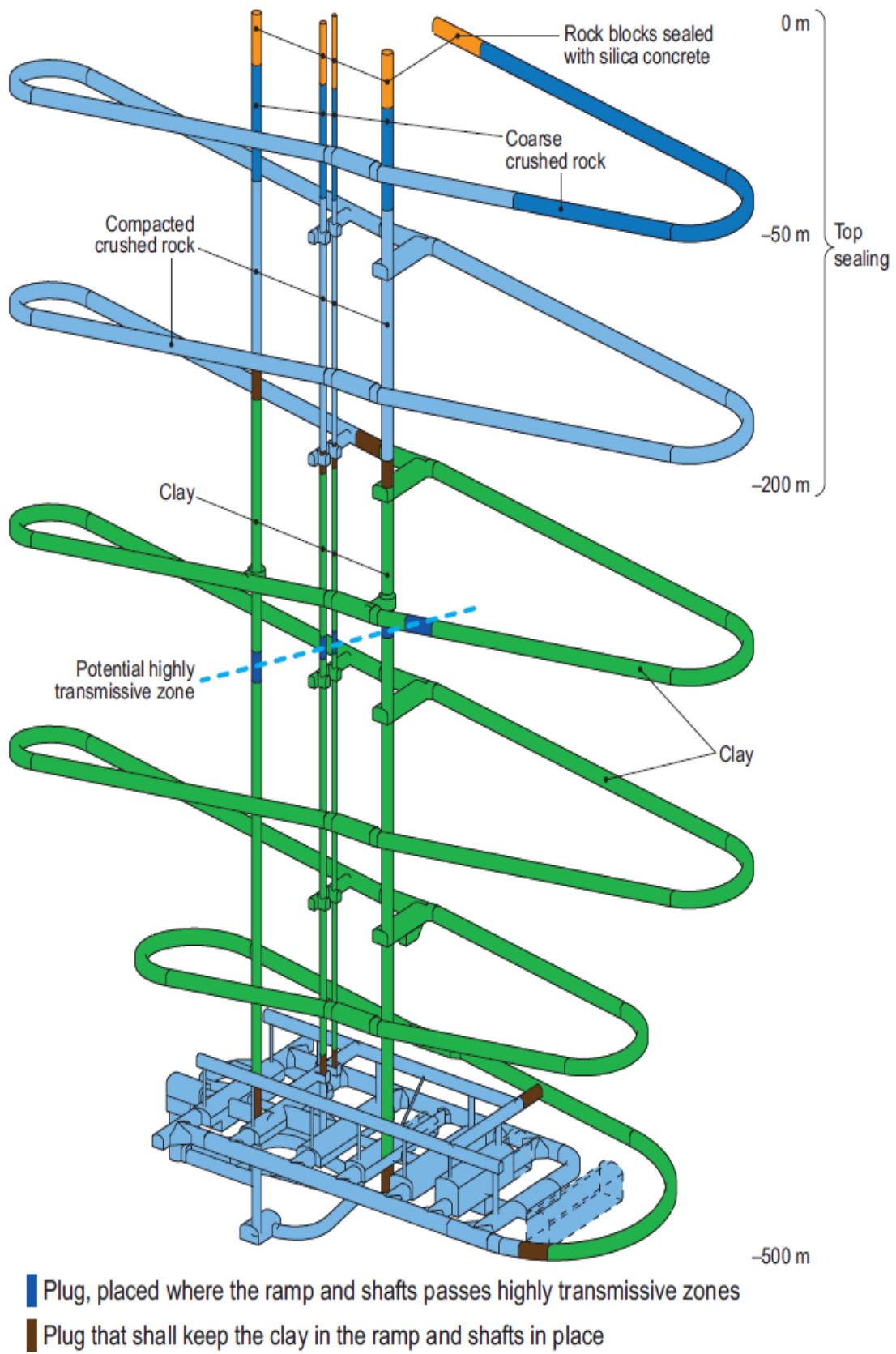


圖 3.8 頂部封填層、豎井及坡道所使用之封填材料

### 3.1.7 處置場在開挖/運轉階段的演化

主要在考量開挖/運轉活動對場址之力學、水文地質、化學狀況的擾動，此等活動之歷時可以從幾十年至一百年之久，端視開挖/運轉進度及廢料罐數量多寡所決定。

#### 1. 溫度的演化

在開挖/運轉逐步推展的這幾十年期間，某些工程障壁系統的溫度將會達到其尖峰值，依據廢料罐釋出的熱量及工程障壁系統所控制。之後，因每一個處置廢料罐之輻射濃度將會逐漸降低，因而影響廢料罐的外釋衰變熱。

#### 2. 力學的演化

在開挖/運轉這期間力學性質的演化，主要是來自於在母岩內的坑道開挖活動。

- (1) 安置廢料罐之前，一些岩壁之岩屑剝落現象在安全評估時可不予考慮。
- (2) 已有足夠證據顯示，遵照設計原則之開挖所造成幾公分損傷區(EDZ)的流通性將在可允許值之內、且並不會產生連續性的 EDZ。因此，於後續之分析，EDZ 區之軸向流通係數可假設為  $10^{-8} \text{ m}^2/\text{s}$ 。
- (3) 因被開挖會使應力重新分佈，致使坑道附近裂隙重新被觸動(reactivation)，此等活動使提高導水係數的影響極有限，故可忽略開挖對此問題影響。
- (4) 不需再考慮因開挖活動所可能觸發的地震問題。

#### 3. 水力學的演化

原則上，在開挖/運轉期間流入處置場的水流很少，但運轉期間因原來的水力梯度改變，地下水重新導向流向隧道，故應留意滲入已封塞處置隧道的地下水，可能使處置隧道內部緩衝材料與回填材料發生管湧與侵蝕。

雖然設計上允許處置孔之緩衝材料在受管湧或侵蝕作用後，可發生 100 kg 乾膨潤土的流失量(相當於總流入處置孔之水量必須低於  $150 \text{ m}^3$ )

而不影響其緩衝功能；但因膨潤土受到侵蝕部分之密度與回脹壓力均會大量下降，因此仍須避免處置孔有太高的地下水流入量。

#### 4. 化學的演化

在開挖/運轉期間的化學演化，主要係因處置場設置後之水力學狀況改變、開挖時灌漿或施作噴凝土/混凝土而增加地下水的 pH 值、岩栓的腐蝕而溶出金屬離子，因而可能改變了地下水的化學成分。但據 SR-site 模擬分析結論：若遵照施作處置場各項設計前提之要求後，則處置場於運轉期間對地下水之鹽度、pH 值等等化學特性的改變應可忽略。

### 3.1.8 小結

設計前提(design premises)目的係在符合法規所規定障壁須能承受多大力學荷重、限制障壁材料的成分、或各類地下開挖可接受的準則，參考設計(reference design)則是在滿足設計前提下所提出的建議案例或方式。因此，當未來獲知更多現地資料或發展出更完整的長期安全評估流程時，設計前提有可能進行修訂。

當設計前提有新修訂改變時，考慮障壁系統應可承受的外力之結果必須予以回饋重新考慮。例如：

#### 1. 廢料罐的力學穩定- 在可承受的剪動位移方面

SKB 的設計基本案例(design basis case)為：考慮因地震而觸動處置孔附近之裂隙發生剪動位移時(不論切過處置孔任何位置與切穿角度)，在膨潤土緩衝材料密度為 2,050 kg/cm<sup>3</sup> (溫度可能下降至 0 度時)之狀態下，銅製廢料罐遭受到速度 1 m/s 剪動 5 cm 後仍能維持其完整性。事實上，關於這點，在透過 EFPC 準則所篩選出可接受為處置孔之孔位，大部分處置孔將只會被小型裂隙所穿過。故當未來設計前提若有所降低要求，參考設計也應一併考慮修訂。

#### 2. 緩衝材料的設置

SKB 規定：廢料罐周遭之緩衝材料初始密度必須低於 2050 kg/m<sup>3</sup> 以防止廢料罐遭受太高的剪力衝擊，但密度也須大於 1905 kg/ m<sup>3</sup> 以確保足以產生 2 MPa 的回脹壓力。以目前緩衝材料塊體製作方式，產出緩衝材料塊體密度之變動分散範圍均已比設計前提之要求更窄的高品質，因此未

來當設計前提修訂時，有關緩衝材料之參考設計與控制流程皆可能一併修訂。

### 3. 處置隧道之回填

依規定該回填材料之水力導水係數須低於  $10^{-10}$  m/s、回脹壓力須大於 0.1 MPa。事實上，處置隧道被具高導水流通性裂隙穿過的可能性已被排除，因此若規定回填材料需具低水力導水性實際意義已不高，但規定其回脹壓力以確保回填材料與岩壁可以緊密接觸確實是重要的。故未來處置隧道此一類參考設計重點，應該注重在隧道封塞之緊密效果設計與試驗上，以防過多地下水流入處置孔而造成緩衝材料的管湧與沖蝕等不利問題。

### 4. 選擇處置孔位之力學穩定

SKB 規定處置孔之孔位須距離跡長超過 3 km 的變形帶 100 m 以上，且不可被大型裂隙穿過(目前是採用 EFPC 準則篩選)。但據了解 Forsmark 場址範圍內很少超過 3 km 長的變形帶、或是在未來有發展出其他更佳判斷切過處置孔裂隙尺度的方法，則在設計前提中目前利用 EFPC 準則的判斷方式是可以被取代的，設計規則也要相對修訂。

### 5. 處置孔孔壁之水力性質

SKB 規定在廢料罐置放前，沿整個處置孔壁長度與孔壁周圍之有效流通係數須低於  $10^{-10}$  m<sup>2</sup>/s。事實上，SR-site 分析已證實熱應力所造成岩屑剝落之危害僅屬次要，因此目前之設計前提應可繼續維持不變，但在參考設計上則應注重在如何減少熱應力引致岩屑剝落發生。例如，目前已知若填充膨潤土質粒狀回填材料 Leca pellets 於緩衝材料與岩壁之間，可抑制岩屑之剝落。

### 6. 控制開挖損傷區

SKB 規定開挖導致的圍岩損傷區 EDZ 必須予以限制，且不可有導致處置隧道在大約 20~30 m 長度的範圍內與隧道地面平均之連續性有效流通係數超過  $10^{-8}$  m<sup>2</sup>/s。經 SR-site 分析已確定此一設計前提建議的上限值已足夠，但在參考設計上則需繼續開發控制 EDZ 的開挖方法及檢測開挖效果的新方法。

## 7. 灌漿與噴凝土材料

SKB 規定只能用 pH<11 之低酸鹼值(水泥)材料、不能施作連續性的噴凝土、於隧道外圍的灌漿孔應避免連續。目前的設計前提已足夠，然必須進一步確認不採用使地下水產生 pH 值之低鹼性材料。

## 3.2 工程設計與管理作業

就工程設計相關工作與管理作業流程，SKB 主要建議如下：

### 1. 需建置設計資料庫：

SKB 認為高放的安全分析須考量百萬年時間尺度，故於工程設計考量的時間尺度，也達到十萬年時間尺度等級。在百萬年等級時間尺度下，無法以訂定工程設計目標年限的方式來執行，故需透過不同情節的安全分析，來確認設施設計符合安全要求。

由於確保設施設計可達成安全目標的關鍵，在於妥適的鑑定與處理設施長期演化過程與安全功能交互影響之評估流程。而這些設施劣化之內部演化過程與外部環境的影響，兩者間具交互作用，以致其交互作用方式與需考量之變數相當龐雜。因而建議須建立一設計資料庫，以供設計時參考使用。各設施類型與考量作用詳表 3.1 所列。

表 3.3 設施類型與考量作用表

設施類型	考量作用
燃料與廢料罐內部	核種衰變、衰變熱、誘發臨界、熱傳過程、在廢料罐內的水與氣體傳輸、包覆力學機制失效、燃料的結構劣化、平流與擴散、殘留氣體的輻射分解、水的輻射分解、金屬腐蝕、燃料溶解、封蓋溶解數量、核種化學型態與膠體型態、產生氦氣、燃料的化學變化、核種傳輸。
銅質廢料罐	輻射衰減與衰變熱、熱傳、鑄鐵插件形變、外部壓力導致銅罐變形、熱膨脹（鑄鐵與銅）、內部腐蝕產物導致銅變形、輻射效應、鑄鐵插件侵蝕、電流侵蝕、鑄鐵內裡應力腐蝕裂化、銅罐侵蝕、銅質廢料罐應力腐蝕裂化、地球電流-電流腐蝕、廢料罐表面的鹽沉積、核種傳輸。

表 3.1 續

設施類型	考量作用
緩衝區	輻射衰減與衰變熱、熱傳、結凍、吸水與未飽和傳輸、飽和時的水傳輸、氣體傳輸與消散、管湧與侵蝕、膨脹與質量重分配、材料液化、核種的對流傳輸、核種的擴散傳輸、吸附（包含離子交換）、雜質變化、水型態和反應、滲透、蒙脫石變質、鐵與膨潤土交互作用、蒙脫石釋放膠體、輻射誘發的變質、孔隙水的輻射分解、微生物過程、膠結、罐子破壞時的氣體傳輸與消散、罐子破壞時的輻射誘發轉換、膠體傳輸、核種的型態、水相的核種傳輸、氣相的核種傳輸。
處置孔洞回填	熱傳、結凍、吸水與未飽和傳輸、飽和時的水傳輸、氣體傳輸與消散、管湧與侵蝕、膨脹與質量重分配、材料液化、核種的對流傳輸、核種的擴散傳輸、吸附（包含離子交換）、雜質變化、水型態和反應、滲透、蒙脫石變質、膠體釋放、輻射誘發的變質、微生物過程、罐子破壞時的氣體傳輸與消散、膠體型態與傳輸、核種的型態、水相的核種傳輸、氣相的核種傳輸。

## 2. 需界定安全功能：

高放處置最主要的安全功能分別是圍阻與遲滯，就工程設計之確保長期安全而言，圍阻的安全功能是工程設計首要確保之設計目標，儘可能維持工程設施的完整性來抑制核種開始傳輸。因此，其最主要設計考量是如何強化設施設計，來避免銅質廢料罐提早發生腐蝕或是遭受外力剪切破壞。其次，方是核種釋出後利用材料特性與地質圈特性來遲滯核種向人類生活環境中傳輸，相關功能考量詳表 3.2。

表 3.4 工程設計之安全功能表

安全功能	設計單元	主要功能
圍阻	銅質廢料罐	提供防腐蝕障壁、承受靜載重、承受剪應力。
	緩衝區	限制平流傳輸能力、降低微生物活動性、抑制岩石剪切至銅質廢料罐、抑制變形、防止銅質廢料罐下沉、限制作用於銅質廢料罐與岩體間之壓力。
	處置孔洞回填	抑制緩衝區擴張。
遲滯	燃料結構槽	容納核種、沉澱、避免達臨界條件。
	銅質廢料罐	抑制傳輸、避免燃料達臨界條件。
	緩衝區	限制平流傳輸能力、抑制變形、防止銅質廢料罐下沉、過濾膠體、吸附核種、允許氣體通過。
	處置孔洞回填	限制平流傳輸能力、吸附核種。

### 3. 建立代表案例與替代案例：

隨著時間改變，推演可能危及安全之內部與外部變化過程，並建立起代表案例與替代情境，作為工程設計與安全分析依據。如前述，設施失效最主要的考量在於銅質廢料罐發生腐蝕或是遭受外力剪切破壞之風險，故針對設施之情節考量主要包括銅質廢料罐是否遭破壞或仍維持完整兩大類。

設施材料功能將隨著時間演化而下降，而可能發生大規模剪切之地震或冰河影響則是隨著時間增加，其發生機率亦隨之上升，故時間為重要的考量變數。此外，發生失效的時間設定也會直接影響其風險，如銅質廢料罐開始發生腐蝕的時間，如果設定發生於一萬年之後，則前一萬年的時間內並不考慮其開始發生腐蝕之影響。因此，在設定情節時需妥適評估各項設定之合理性。



表 3.5 工程設計於功能完整時之評估方式表

	完整的燃料與銅質廢料罐內部	完整的銅質廢料罐	緩衝層(完整廢料罐)			處置孔洞回填層(完整廢料罐)	
			再飽和時期	經長時間後	地震	再飽和時期	經長時間後
核種衰變	模式模擬	---	---	---	---	---	---
衰變熱	熱傳模式	熱傳模式	---	---	---	---	---
熱傳	熱傳模式	熱傳模式	熱傳模式	熱傳模式	不相關	簡化假設	簡化假設
結凍	---	---	忽略	有條件視為邊界條件	不相關	忽略	有條件視為邊界條件
吸水與未飽和傳輸	---	---	熱、水與力模式	不相關	不相關	熱、水與力模式	不相關
飽和時的水傳輸	---	---	忽略，於長期時考量	擴散主導時忽略	忽略	忽略，於長期時考量	納入地質圈模擬
氣體傳輸/消散	---	---	不考慮氣相存在	不考慮氣相存在	不考慮氣相存在	熱、水與力模式	不考慮氣相存在
管湧與侵蝕	---	---	定量評估與實證	不相關	不相關	定量評估與實證	不相關
膨脹與質量重分配	---	---	熱、水與力模式	綜合評估	綜合評估	熱、水與力模式	綜合評估
核種的平流傳輸	不相關	---	飽和時簡化質量傳輸假設	擴散主導時忽略	不相關	飽和時簡化質量傳輸假設	包含於地質圈模型
核種的擴散傳輸	不相關	---	化學模式	化學模式	未特別處理	簡化假設	化學模式
吸附(包含離子交換)	---	---	化學模式	化學模式	未特別處理	簡化假設	化學模式
雜質變化	---	---	化學模式	化學模式	未特別處理	化學模式	化學模式
水型態和反應	---	---	化學模式	化學模式	未特別處理	簡化假設	化學模式
滲透	---	---	通過與實驗數據比對	通過與實驗數據比對	未特別處理	熱、水與力模式	通過與實驗數據比對
鑄鐵內裡形變	---	應力分析	---	---	---	---	---
外部壓力導致銅質廢料罐變形	---	應力分析	---	---	---	---	---
蒙脫石變質	---	---	模式計算	天然類比	綜合評估	模式計算	模式計算

	完整的燃料與銅質廢料罐內部	完整的銅質廢料罐	緩衝層(完整廢料罐)			處置孔洞回填層(完整廢料罐)	
			再飽和時期	經長時間後	地震	再飽和時期	經長時間後
鐵與膨潤土交互作用	---	---	忽略	僅於失效情節考慮	僅於失效情節考慮	---	---
蒙脫石釋放膠體	---	---	有條件模擬	有條件模擬	未特別處理	有條件模擬	有條件模擬
銅質廢料罐侵蝕	---	腐蝕模擬	---	---	---	---	---
微生物過程	---	---	忽略，於長期時考量	定量模擬	未特別處理	忽略	質量平衡模擬
膠結	---	---	見蒙脫石變質	見蒙脫石變質	綜合評估	---	---

表 3.6 工程設計於廢料罐功能失效時之評估方式表

	燃料與銅質廢料罐內部(廢料罐失效)	銅質廢料罐(廢料罐失效)	緩衝層(廢料罐失效)			處置孔洞回填層(廢料罐失效)	
			再飽和時期	經長時間後	地震	再飽和時期	經長時間後
核種衰變	COMP 23	---	---	---	---	---	---
衰變熱	升溫段之後可忽略	升溫段之後可忽略	---	---	---	---	---
熱傳	升溫段之後可忽略	升溫段之後可忽略	---	---	---	---	---
在罐內的水與氣體傳輸	定量模擬	---	---	---	---	---	---
機械包覆失效	保守的假設	---	---	---	---	---	---
核種的平流傳輸	保守的模擬	---	---	---	---	---	---
核種的擴散傳輸	保守的模擬	---	---	---	---	---	---
金屬腐蝕	COMP 23	---	---	---	---	---	---
燃料溶解	COMP 23	---	---	---	---	---	---
封蓋溶解數量	保守的瞬間破壞模擬	---	---	---	---	---	---
核種化學型態, 膠體型態	COMP 23	---	---	---	---	---	---
鑄鐵內裡形變	---	保守假設的應力分析	---	---	---	---	---
內部腐蝕產物導致銅質廢料罐變形	---	保守假設的應力分析	---	---	---	---	---

	燃料與銅質廢料罐內部 (廢料罐失效)	銅質廢料罐 (廢料罐失效)	緩衝層(廢料罐失效)			處置孔洞回填層 (廢料罐失效)	
			再飽和時期	經長時間後	地震	再飽和時期	經長時間後
忽略鑄鐵內裡侵蝕	---	保守假設的失效模擬	---	---	---	---	---
核種傳輸	COMP 23.	COMP 23.	---	---	---	---	---
銅質廢料罐破壞時的氣體傳輸與消散	---	---	預期廢料罐不會破壞	定量估計	定量估計	忽略	忽略
銅質廢料罐破壞時的輻射誘發轉換	---	---	忽略	估算 $\alpha$ 核種效果	估算 $\alpha$ 核種效果	---	---
膠體傳輸	---	---	忽略	有條件視為邊界條件	有條件視為邊界條件	預期廢料罐不會破	有條件視為邊界條件
核種的型態	---	---	預期廢料罐不會破壞	依經驗數據設定	依經驗數據設定	預期廢料罐不會破壞	依經驗數據設定
水相的核種傳輸	---	---	預期廢料罐不會破壞	COMP 23	COMP 23	預期廢料罐不會破壞	COMP 23
氣相的核種傳輸	---	---	預期廢料罐不會破壞	定量估算	定量估算	預期廢料罐不會破壞	分流模擬

#### 4. 需建立設計與安全關聯性之定量分析與綜合評估技術：

外部環境作用於各障壁設施之荷載，多為複數作用來源之綜合結果。例如：影響銅質廢料罐靜荷載之外部條件可能包含冰河荷重、區域地下水壓、岩壓，以及緩衝區可能之膨脹壓力。由此可發現，設施設計的安全性除了會受到外在環境條件影響，不同的設施設計之間也會相互影響。因此，在評估設施之安全性能時，除了要定量分析不同單一荷載的影響，最好也能同時考量耦合作用的影響，或採取綜合評估的方式來確認其效能。由表

3.3 與表 3.4 中可發現 SKB 所使用的模式類型包含了熱傳模式、應力分析模式、化學模式、熱、水與力模式、核種傳輸模式等。

### 3.2.1 小結

設計規範須考量所需承受荷載、選用材料限制與地下開挖工程之合適性。由於高放處置需考量十萬年時間尺度等級，難以藉由訂定工程設計目標來執行，故需透過安全評估來驗證設計之合適性。設計與安全關聯性評估的關鍵，在於釐清各種可能發生的情節與其對安全影響，發生於不同時間階段的影響，而且必須發展出可同時分析耦合作用的影響，或發展出綜合評估的方式來確認其效能。

依 SKB 之發現，確保廢料罐安全功能為設計關鍵，其必須設計必須考量之荷載包含：

#### 1. 靜荷載

廢料罐所需承受之靜荷載，SKB 由風險考量的觀點認為主要來自於地下水壓與緩衝材料之膨脹壓，並且保守的假設靜荷載應同時考量兩荷載之總和。

#### 2. 剪動

由於選址時已避開主要斷層，故引發銅質廢料罐剪動的原因可能為地震發生而間接引起裂隙錯動，進而剪切處置孔所造成。受瑞典氣候條件因素影響，SKB 除了考慮引發剪動之地震位置、強度、剪切長度與速度等因素外，特別考量了發生剪動時的溫度影響。

#### 3. 腐蝕荷載

確保銅質廢料罐圍阻之安全功能，其設計分別需承受靜載重、承受剪應力，以及提供防腐蝕障壁，故評估腐蝕作用時不僅止於評估其荷載，更需要評估其腐蝕深度。SKB 認為裂隙地下水模式與硫化物濃度分布推估的不確定性，直接影響了腐蝕概念模型評估的不確定性。並認為設計規範應該要達到公厘等級之長度尺度。

### 3.3 選定情節分析

#### 3.3.1 主要情節之定義

主要情節密切對應於原報告第 10 章描述的正常演化，因此包括下列詳細的先決條件：

1. 工程障壁之初始條件：此初始狀態是指製造處置場工程障壁元件的預期結果，包括相關管制程序的應用。例如，廢料罐的初始狀態包括焊接缺陷及緩衝材料初始密度的變異情形；
2. 地質圈與生物圈的初始條件：此為場址描述模式所給定的初始狀態，包括不確定性及可能的變因；
3. 作用系統：此為控制處置場演化的作用組合，如燃料/廢料罐、緩衝區/回填區/封閉、地質圈與生物圈等；
4. 外部條件 – 基本案例(base case)：由 120,000 年前至今的代表性冰期 Weichselian glacial，在本報告中，即選擇此冰期以組成場址所在地氣候相關條件的正常演化。此正常演化的目的在於針對處置場安全進行潛在氣候衝擊分析時，建立具有科學基礎的起跑點；此演化分析是以現階段演化趨勢外插 1,000 年為起始，然後重複 Weichselian 冰期自 120,000 年前演化至今的外部條件重建，而剩餘的評估期間則假設此 120,000 年冰期重複演化。
5. 外部條件 – 全球暖化變因：對於未來氣候演化可能引進的因素為人類排放溫室氣體對氣候的衝擊與歷時，因此基於上一冰期重複演化的變因，由 50,000 年時間的溫帶域及相對溫和的 70,000 年基本狀態所組成的全球暖化變因亦進行了分析。

#### 3.3.2 緩衝區平流

緩衝區的中心安全功能是防止地下水和廢料罐之間物種的平流傳輸，確保擴散為傳輸的主要機制。為了保持該安全功能，緩衝材料必須有足夠低的水力傳導度。欲使緩衝材料具備適當而均勻的水力傳導度，先決條件是滿足緩衝材料最低膨脹壓力的要求，以確保材料的密封性和自我封填能力。

在這種情況下，需要針對影響緩衝區水力傳導度而使其無法達到標準的途徑進行檢視。基本上，在兩個途徑下，平流可能成為緩衝區的主要傳輸機制。

1. 乾密度降低所造成的緩衝材料損失，這將使其水力傳導係數偏高而使平流超越擴散傳輸，或膨脹壓力過低而難以保持自密封能力。
2. 緩衝材料中的蒙脫石轉變為另一種礦物，使其水力性質改變。

這些途徑可能會導致兩種結果：

- 高傳導度情況：此狀況為甚多緩衝材料流失，使得水可以流過緩衝材料。
- 裂隙情況：此種情況為緩衝區已經失去其密封性能並形成傳導性裂隙。

對於完整的廢料罐而言，平流會將導致腐蝕的元素傳輸到廢料罐；對於有缺陷的廢料罐，核種將會透過平流機制傳輸至地下水。

有許多因素會直接或間接的影響緩衝材料水力傳導性。水力傳導度與材料的密度和陽離子在緩衝材料中的類型有直接的影響。這些因素也會影響緩衝材料的膨脹壓力，而膨脹壓力會進一步受到周圍地下水離子強度的影響。

對於緩衝材料水力傳導度這個主安全功能指標而言，有許多安全功能可視為是「子指標」，皆可用於評估此一情節：

- 緩衝材料膨脹壓力  $> 1 \text{ MPa}$ 。
- 地下水最低陽離子電荷濃度  $\sum q[\text{Mq}^+] > 4 \text{ mM}$
- 有限的地下水含鹽量。

此外，最高溫度  $100^\circ\text{C}$  或  $\text{pH} < 11$  亦可視為此情節之子指標。

### 1. 引致緩衝區平流之定量評估

在正常演化中，已考慮到參考緩衝材料及回填材料的密度、高或低的離子強度、及這些條件在一冰期中的歷時，以及緩衝材料中蒙脫石變質的可能性。

- (1) 最初置入之乾緩衝材料
- (2) 最初置入之乾回填材料
- (3) 膨脹
- (4) 管湧引致之侵蝕
- (5) 回填材料之侵蝕
- (6) 緩衝區之侵蝕/膠體釋出
- (7) 離子交換及電滲透作用

- (8) 蒙脫石變質
- (9) 地質圈條件
- (10) 緩衝材料侵蝕/膠體釋出之敏感度定量分析
- (11) 全球暖化變因及其他氣候狀況

## 2. 平流條件的特殊情況：廢料罐下沉

緩衝區的中心安全功能是防止地下水和廢料罐間物質的平流傳輸。為了確保這點，必須要求緩衝材料的最小厚度。如果在處置孔中廢料罐下沉或傾斜，該最小厚度及無法獲得保證。在處置孔中為維持廢料罐在固定的位置，緩衝材料需具有 200 kPa 之膨脹壓力。此功能假設緩衝材料是由膨潤土所組成。

廢料罐可以下沉到處置孔底部的唯一途徑是在緩衝材料損失較大的情況下，在此狀況下，在廢料罐開始下沉之前緩衝材料的擴散屏障功能早已喪失。因此，廢料罐下沉導致的擴散屏障損失不必視為獨立的情節。

### 3.3.3 緩衝材料變質

此情節涉及所有使緩衝材料中的蒙脫石變質的可能途徑，這指的是緩衝材料中的蒙脫石轉變成非膨脹性礦物（例如伊利石），以及由於雜質累積而改變緩衝材料的性質。這主要涉及緩衝材料最高溫度和 pH 值的限制功能指標：

1. 緩衝材料的溫度不應超過 100°C；
2. 地下水的 pH 值不應超過 11。

其它作用也有可能影響蒙脫石的穩定性，如緩衝區內的溫度梯度可能會導致矽從熱的部分傳輸到冷的部分，金屬鐵接觸到膨潤土也可能改變蒙脫石。

如果緩衝材料發生變質情形，這也可能因影響其它功能指標而同時影響圍阻和延遲功能。圍阻功能可能因膨脹壓力不足而可能受到損害，這可能導致硫化物腐蝕的提升以及在廢料罐表面建立適合於微生物引起的腐蝕條件。遲滯功能可能因緩衝材料之水力傳導度增加或膨脹壓力損失而受到影響，這些都可能導致通路的形成。

#### 1. 緩衝材料變質途徑的定性描述

緩衝材料發生變質的重要因素如下：

- (1) 高溫
- (2) 高 pH
- (3) 溫度梯度
- (4) 與金屬鐵起交互作用

另一種可能是處置孔安置過程中，含有鋼和鐵元素的安裝設備或材料遺留在處置孔裡，但 SR-Site 假設品管系統將確保處置孔清理動作完成後才將緩衝材料置入。

## 2. 定量化結果分析/討論

緩衝材料溫度超過功能指標可能導致以下後果。

(1) 蒙脫石在緩衝材料中轉變成非膨脹性礦物(伊利石)，這將使其水力傳導係數升高而膨脹壓力降低。

(2) 隨溫度變化的溶解度可能使雜質累積於緩衝材料熱(或冷)的部分，這種累積可能導致孔隙空間的堵塞，以及流變或水力特性的改變。

蒙脫石到伊利石的轉變在時間上是非常的緩慢的。Karnland and Birgersson(2006)進行了不同力學模型來研究蒙脫石到伊利石之間的轉變。圖 3-9 顯示不同模型的結果。Cuadros and Linares (1996) (Cuadros 1)模型估計的變化速率比 SR-Can 的評估(Huang)快得多。然而，Cuadros 的實驗並未包括隨速率變化的常數或參數的特定計算法，而 Huang(1993)的模式則有加以考慮。因此，Cuadros 後來使用天然類比來修正自己的模型 (Cuadros5)，使其適用於自然界中。

此過程中有兩種類型的數據不確定性。

(1)溫度計算的不確定性。

(2)在變質計算及反應性傳輸(reactive transport)計算中所使用數據的不確定性 Karnland and Birgersson (2006)。

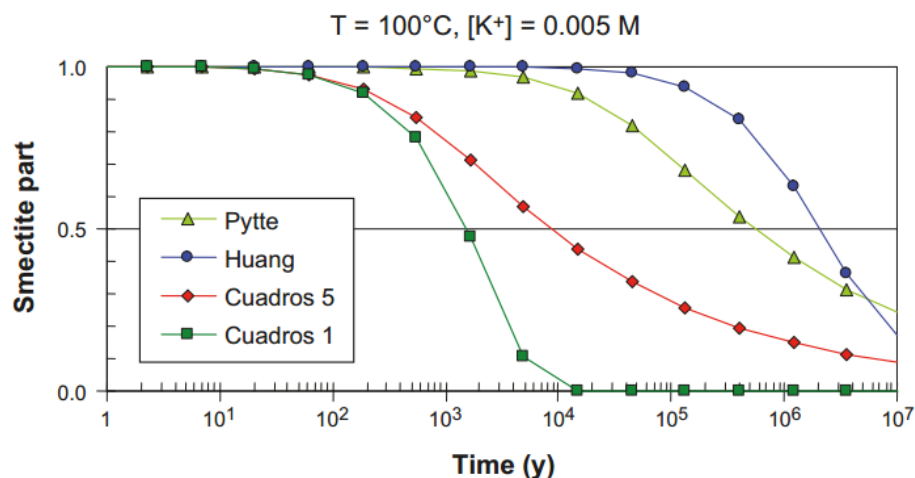


圖 3.9 蒙脫石變質成伊利石的動力學模型比較。圖中顯示在溫度 100°C 及鉀離子濃度 0.005 M 的環境下，蒙脫石計算剩餘比例與時間之關係。



圖 3-10 (Karland and Birgersson, 2006)顯示 MX-80 緩衝材料之膨脹壓力與乾密度關係。圖中的箭頭指示分別為參考密度、30%變質、50%變質緩衝材料的膨脹壓力，即使 30%的蒙脫石變質為伊利石，仍然具有功能指標所要求的 1 MPa 膨脹壓力。圖 4-9 中顯示 Huang 模型於 100°C 溫度條件下，仍須超過 1,000,000 年的時間才會達到 30%的變質。很明顯在任何合理假設條件下，升高溫度期間絕不會接近該值。

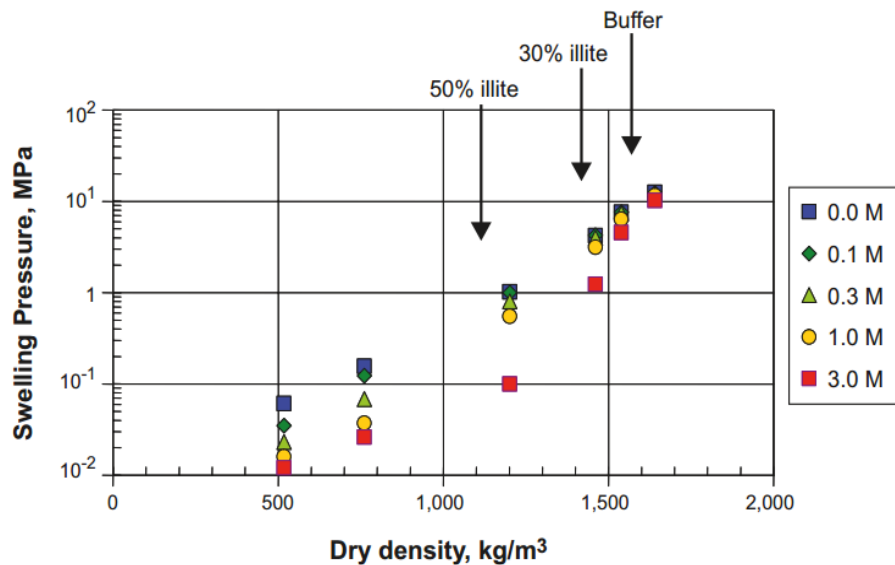


圖 3.10 MX-80 材料與純水及 NaCl 溶液接觸條件下之膨脹壓力。點表示測量值，Buffer 表示未變質的緩衝材料膨脹壓力，30%illite 表示最大可接受變質程度下的膨脹壓力，50% illite 表示 50%伊利石化後的膨脹壓力。

### 3.3.4 廢料罐腐蝕失效

#### 3.3.4.1 簡介

廢料罐腐蝕會導致失效僅在緩衝區平流狀況下，而對於這樣的狀況，只在流動程度最高的處置孔，且一般在幾十萬年之後。

就腐蝕導致廢料罐失能的評估而言，緩衝區之狀況具有決定性的影響。根據緩衝區情節分析的結果，包括完整緩衝區及緩衝區平流狀況這兩種情形需發展出此腐蝕情節。

定性描述腐蝕的途徑：由於腐蝕使廢料罐發生失能包括以下重要的因素。

#### 1. 牽涉的初始狀態因素

- 初始最小銅罐厚度。
- 處置孔拒絕標準。
- 緩衝區和回填區內的腐蝕因子。

#### 2. 牽涉的作用及岩石條件

- 銅罐腐蝕。
- 透過擴散傳輸形式通過緩衝區的腐蝕元素（對於完整的緩衝區）。
- 緩衝區受侵蝕之處置孔中的平流傳輸。
- 地下水流。
- 地下水中硫化物的濃度。
- 氧滲透的可能性。

#### 3. 牽涉的外部條件

- 冰河條件從而提高了地下水流。
- 冰河條件導致地下水成分改變（氧和硫化物）。

### 3.3.4.2 廢料罐腐蝕的定量評估

#### 1. 初始銅覆蓋層

由廢料罐製造報告中已知，99%的廢料罐最小銅厚度為 47.5 mm，剩餘小部分的厚度值可能稍低。對於被侵蝕的緩衝區而言，平流為其主導的傳輸程序，相當於廢料罐 35 cm 厚度的廢料罐高度假設為已腐蝕。對於一個完整的緩衝區，擴散在傳輸過程中是主導的，由處置孔裂隙所流入的元素在緩衝區中之濃度剖面將會於一小面積範圍內達到最大質。而此小面積同時又有偏低覆蓋層的機率甚低。因此，在腐蝕分析時銅厚度假設為 47 mm。

#### 2. 緩衝和回填材料雜質

從正常演化的分析已證明，初始存在於緩衝和回填區的成分，如夾帶氧和雜質(黃鐵礦，有機物)和其他有機物質來源(岩石生物薄膜、岩栓或含鐵組件腐蝕所產生的氫氣)等對銅罐腐蝕的貢獻可以忽略不計。根據質量平衡得出的結論，從這些成分引致的腐蝕深度將小於幾個 mm，另外所有成分到達廢料罐所需的時間相當於一百萬年評估期。

### 3. 銅罐腐蝕

在正常演化的分析評估認為腐蝕是由氧（大氣，初始夾帶）、硫化物（通過地下水輸送，或通過硫酸鹽還原菌產生），以及水的輻射分解或空氣中氮氣輻射所產生的腐蝕元素。這些因素引致的腐蝕程度在評估的一百萬年內限於數個 mm，因此這些腐蝕機制將不再於本情節討論。但對於低 pH 及氫氣產生條件下，水引致的銅腐蝕有必要重新進行討論。

如果同時  $\text{pH} > 4$  且氯離子濃度  $< 2 \text{ M}$ ，則可排除氯化物造成銅罐腐蝕，因此需要分析額外的演化，以排除不利的 pH 條件和高離子強度的條件。在溫帶條件的地下水酸度最高部分是在岩石的上部，這是由於大氣水的補給，因為雨水被大氣中的二氧化碳飽和，此外還有一些生物程序在土壤層中產生二氧化碳。當這些水進一步向下滲透到岩石中，酸度會通過水與岩石反應而中和。只要二氧化碳濃度提高的狀況限於數百至數千年期間，將不會影響處置場深度處的地下水酸度。

#### 3.3.5 均勻荷載引致廢料罐失效

此情節涉及廢料罐承受均勻荷載之安全功能，並直接關係到圍阻功能，當此安全功能不能維持，即假設圍阻功能被破壞。由於正常演化情節下的尖峰荷載  $43.5 \text{ MPa}$ ，小於廢料罐之設計荷載  $45 \text{ MPa}$ ，因此均勻荷載引致之廢料罐失效並未於正常演化情節中考量。

此一情節將討論下列三個因素，分別為冰河荷載、緩衝膨脹壓力和罐強度都被定量討論。

##### 1. Glacial load 冰河荷載

在冰河情況下，由冰層厚度所產生的額外靜水壓力將被添加到無冰狀態的靜水壓力，此一冰河氣候域靜水壓力的極端狀況，與冰層的配置及其水力系統有關。在南極冰原已經觀察到一些子冰河湖泊。這些湖泊的靜水壓力通常被假設為對應於冰上覆壓力 (overburden pressure)。

##### 2. Buffer swelling pressure 緩衝材料的膨脹壓力

###### (1) 緩衝材料初始密度

根據設計參考緩衝材料的飽和密度為  $1,950 - 2,050 \text{ kg/m}^3$ ，處置孔的初始直徑是由鑽孔機的直徑決定，故不會比  $1.75 \text{ m}$  的參考值小。此

外，處置孔的直徑被接受前需要經過檢查。

在緩衝材料參考上限密度  $2,050 \text{ kg/m}^3$  條件下，MX-80 的膨脹壓力約  $13 \text{ MPa}$ 。在最大允許蒙脫石含量條件下，將產生約  $15 \text{ MPa}$  的膨脹壓力。這進一步表示，飽和黏土密度在  $2100 \text{ kg/m}^3$  時，根據計算或實驗中觀察到的膨脹壓力都約為  $21 \text{ MPa}$ 。當廢料罐沒有剝落(spalling)的情形發生時，廢料罐周圍緩衝材料的最大飽和密度為  $2022 \text{ kg/m}^3$  (剝落會導致較低的密度)。因此  $2,050 \text{ kg/m}^3$  的上限密度值可視為最壞的估計。

## (2) 緩衝材料夯實

在飽和狀態下，緩衝材料比回填材料具有較高膨脹壓力，因此從回填材料不會對緩衝材料產生壓實，但是回填材料有可能因先行飽和而較早產生膨脹壓力，此情況並未於 SR-site 報告中評估，但相關報告指出，此狀況並不會造成問題，因為這對緩衝材料塊產生的壓力有限，且緩衝材料塊的單軸壓縮強度相當於回填材料膨脹完全發展時產生的壓力。

## (3) 緩衝材料的化學改質和密度損失

緩衝材料膨脹壓力由緩衝材料密度和化學成分來決定，其中包括吸附陽離子的種類。所有已知的緩衝材料化學變化(離子交換，電滲透和礦物變質)結果將造成膨脹壓力降低或不改變，因此，可假設沒有這種改質現象發生。此外，緩衝材料可能因管湧、侵蝕或膨脹到處置隧道而流失，但都可假設緩衝材料不因這些狀況而隨時間造成質量損失。

## 3. 廢料罐強度

廢料罐設計時已充分考量能夠承受的均勻負載能力分析，這些分析的重點集中在證明廢料罐能承受  $45 \text{ MPa}$  的設計負荷。已經證明達到相當餘量，包括因內襯材料性質變異引致的局部塑性破壞，已及可預見的缺陷。因此，得出如下結論。

- 根據模型計算和實驗室測試，內襯件總體破壞(即廢料罐發生破壞的條件)不低於  $90 \text{ MPa}$ 。
- 在充分安全餘裕下， $45 \text{ MPa}$  以下的荷載不會導致局部破壞。

### 3.3.6 剪力荷載引致廢料罐失效

#### 1. 簡介

此狀況主要涉及廢料罐在剪力荷載下的安全功能，如果廢料罐剪力荷載超過負荷時，廢料罐被假設失去其圍阻功能。相關於此安全功能之指標及其限值如下：

- (1) 穿越處置孔的剪力變形應小於 0.05 m；
- (2) 緩衝材料飽和密度不能超過 2050 kg/m<sup>3</sup>。

該安全功能直接影響到圍阻功能，如安全功能指標被突破時，即視為圍阻功能失效。如果發生這種情況，系統之遲滯功能也會受到影響，這是因為岩石剪力事件會對緩衝材料及岩石的遲滯功能產生不利影響。

#### 2. 導致剪力荷載失效途徑之定性描述

除了因剪力荷載使廢料罐破壞的相關因素以外，此情節的演化假設為與正常演化的基本案例相同。

鑄鐵內襯件承受剪力荷載的能力是根據廢料罐設計及製造時的品質及 NDT（非破壞性試驗）來決定。在罐中的剪切應力由沿裂縫滑移相交於的處置孔的性質以及剪力荷載通過緩衝材料的傳播方式所決定。緩衝材料的密度會影響此傳輸，這意味著初始緩衝材料密度必須加以評估。剪切荷載是由處置孔與特定尺寸裂隙相切的可能性所決定；因此，依賴於主岩內裂隙網絡的特性與處置孔是否能檢測並避開不合適的裂隙的能力。同時，在評估期間發生足夠強度地震的可能性亦需進行評估。

以下為剪力荷載引致廢料罐失效可能發生的重要因素。

##### 1. 牽涉的初始狀態因素：

- 內襯件強度和缺陷的發生（鑄造品質）。
- 銅殼的力學性質。
- 緩衝材料密度。
- 緩衝材料性質。
- 裂隙網絡屬性。
- 拒絕不良處置孔的執行效率。

## 2. 涉及程序:

- 廢料罐：銅罐變形；潛變。
- 廢料罐：鑄鐵內襯件變形。
- 緩衝材料：膨脹/質量再分布。
- 緩衝材料變質。
- 地圈：地震後裂隙重新活躍。

## 3. 牽涉的外部條件

- 地震

### 3.3.7 小結

本節所述所選擇情節下進行分析得出以下結論。

1. 緩衝區發生平流：此種情況可能發生於正常演化。在 3.3.2 節的額外分析，考慮概念的不確定性和針對場址水力特性的其他解釋，顯示緩衝區發生平流可能程度之範圍，而此後果已傳播至廢料罐腐蝕情節中考慮。
2. 緩衝材料變質：緩衝區高溫的分析或其他情況導致緩衝材料變質之情形，於 3.3.3 節得出的結論，認為緩衝材料變質應可視為殘餘情節(residual scenario)，因此，緩衝區變質的可能性是不會傳播到廢料罐情節。
3. 廢料罐腐蝕失效：通過被侵蝕的緩衝區發生平流傳輸情況而使廢料罐腐蝕失效模式已包括在正常演化中。以緩衝區發生平流情節為前提所做的額外分析(列於 3.3.4 節)，結論顯示緩衝區平流確實是發生腐蝕失效的主要潛在原因。評估所有與腐蝕相關的平流情況及不確定性，顯示發生腐蝕失效的可能程度範圍。這些情況已傳播到腐蝕情節的後果分析中。
4. 廢料罐受均勻荷載失效：這種失效模式在正常演化中被視為不會發生，而 3.3.5 節的分析所獲得的結論認為此種狀況應可視為殘餘情節。
5. 廢料罐受剪力荷載而失效：這種失效模式分析在正常演化分析中認為，即使在一些悲觀的假設下，此情節發生的機率很低。於經過 3.3.6 節的額外分析後，仍維持同樣的結論。

## 第四章、安全評估

最終處置場安全評估之目的係在研究調查處置場隨時間變化之輻射安全狀態。原則上，此安全狀態是建立在估算核種從處置場釋出之輻射劑量是否合乎監管標準。處置場系統內已固化用過核子燃料、工程障壁、外圍的母岩和處置場附近的生物圈環境，會隨著時間不斷演變。該處置場系統之演變成未來狀態取決於系統初始狀態、內部作用過程(即處置場內部系統隨著時間變化之內部輻射所造成的熱、水、力、化與生物作用)，以及作用在系統上的外部因素。內部作用過程為放射性物質衰變導致熱量釋出，導致用過核子燃料廢料體、工程障壁與母岩後續熱作用；接著地下水流動和化學反應過程將影響著工程障壁和地下水化學物種組成，亦是為內部作用過程。外部因素包括對未來氣候和氣候相關過程之影響，例如冰川和地表抬升；另一個因素則是由於板塊構造運動，累積的力學能之力學作用；此外，未來時間的人類活動亦可能會影響最終處置場安全。

初始狀態、內部作用過程，以及作用在系統上的外部因素，與這三種同時一起聯合作用下將決定處置場系統之演變，並且可能存在著不確定因素而無法完整地描述和理解該演變過程。由於處置場系統演變存在著各種不確定因素，所以必須有效的確認、分類與整理。該因素可能導致處置場系統功能失敗與可能造成核種外釋引致輻射劑量，必須經由不確定因素確認、分類與整理，以量化其相互間之關係，再藉由輻射劑量是否合乎監管標準，藉此了解處置場系統的安全功能是否合乎安全標準。

本章節之安全評估將以安全性、系統邊界、時間尺度、評估方法步驟、風險計算、最佳可行技術及最佳化、整體資訊/不確定性管理、品質保證進行說明安全評估基本概念及方法，再特別針對 FEP(特徵、事件、作用)進行介紹，與 SKB 的特徵、事件、作用資料庫，SR-Site 的特徵、事件、作用分類，與耦合效應進行說明。再針對處置場環境變化狀態進行說明，包括：開挖與營運階段之處置場內與周圍化學演化、封閉後之初始溫和氣候期之處置場內與周圍化學演化、參考冰期循環、後冰期循環、全球暖化變因等。最後針對 SR-Site 計畫所用的模式分析、情節選擇、所選情節之圍阻潛能分析、所選情節之遲滯潛能分析、更多的分析與支持論證進行介紹，與最後的結論和建議。

## 4.1 方法論

安全評估方法論中所討論的處置系統包含用過核子燃料廢棄物、工程障壁、母岩、鄰近生物圈。處置系統的未來狀態和處置系統的初始狀態、內部作用(如熱、水、力、化與生物作用)、外部作用(如氣候演化)有關。KBS-3 系統的最重要安全功能為在評估期內能將用過核子燃料完全抑制於廢料罐內；次要安全功能為一但廢料罐外溢之核種可以透過障壁系統被有效被遲滯，不致造成不可接受之後果。圍阻(contaminant)與遲滯(retardation)為 SR-Site 安全評估最重要之安全功能。

### 4.1.1 安全原則

KBS-3 處置系統的安全原則有以下 9 點：

1. 處置場所在深度具有長期穩定的地質環境以阻絕於人類與近地表環境
2. 處置場母岩未來不具經濟開採價值
3. 用過核子燃料以多重工程障壁與天然障壁包覆
4. 最重要安全功能為在評估期內能將用過核子燃料完全抑制於廢料罐內
5. 次要安全功能為廢料罐外釋核種可以透過障壁系統被有效被遲滯
6. 工程障壁需是天然材質可以長期穩定存在於處置場所在環境
7. 處置設施設計與建造應避免溫度對障壁的長期性質有不利的顯著影響
8. 處置設施的設計與建造應避免輻射對障壁與母岩的長期行為有不利的顯著影響
9. 障壁為被動安全的概念，不需要人類干擾或人為提供物質或能量以達其安全功能

### 4.1.2 系統邊界

一般來說，安全評估的系統邊界難以嚴謹界定或也並不需要，且對於安全評估各階段也不必然會有相同邊界。生物圈所應涵蓋的範圍大約是處置場上方 100~300 km<sup>2</sup>，且應視為系統的一部分，其餘的生物圈視為外部。地質圈的部分應涵蓋至 1,000 m，例如和安全直接相關的局部地下水模擬可涵蓋 100 km<sup>2</sup>，而區域的地下水模擬可以涵蓋 300 km<sup>2</sup> 且可能深於 1,000 m，並提供局部模擬所需之邊界條件。局部區域的未來人類活動應視為系統內部，但不和未來社會的特性及變化有關。



### 4.1.3 時間尺度

安全評估應涵蓋自障壁功能需求開始至封閉後至少 10,000 年(SSMFS 2008:21),另有報告中有許多法規討論管制規定(略)在封閉後 1,000 年內需有較詳細的安全評估。氣候變遷涵蓋數 10 年至超過 100 萬年,冰河周期在過去大約 70 萬年以每 10 萬年為周期。生態系統的變遷在 1,000 年尺度。社會變遷在 100 年尺度。用過核子燃料在近場的溫度峰值在數十年尺度,對母岩溫度可影響至幾百年。緩衝回填材料與母岩的再飽和一般約需數十至數百年(瑞典條件)。母岩受開挖擾動帶與處置場運轉影響的化學條件各約需 100 年與 1,000 年回復至自然狀態。在典型的處置場條件下,廢料罐的腐蝕失敗需數百萬年。總結:SR-Site 的安全評估時間尺度為至 1,000,000 年 (p.63 of TR-11-01-V1)

### 4.1.4 安全評估步驟

SR-Site 的安全評估包含 11 個步驟與簡要說明如下:

- 1.FEP 處理: FEP 的處理包含 FEP 資料庫、FEP 目錄、FEP 圖(FEP chart)。
- 2.初始狀態的描述:地質圈與生物圈的初始狀態為開挖前,放射性廢棄物與工程障壁的初始狀態為運轉開始時的狀態。
- 3.外部狀態的描述:包含氣候相關議題、大尺度地質作用與效應、未來人類活動。
- 4.作用的描述:需描述作用與系統變數的關聯、邊界條件、模式/試驗、天然類比、作用的時間尺度關聯、作用在安全評估的處裡、不確定的處理、充足的參考文獻。
- 5.定義安全功能、安全功能指標、安全功能指標限值:依據圍阻與遲滯二個主要安全功能建立安全功能指標及其限值。
- 6.資料彙編
- 7.分析正常演化:著眼於處置系統的圍阻能力,有二種正常演化版本。
  - (1)在 12 萬年內外部條件的冰期循環假設與最近的冰期循環(the Weichselian)相同,然後重複此循環至 100 萬年;
  - (2)全球暖化版本:未來氣候與外部環境假設受到人類活動所增強的溫室氣體排放的顯著影響。

8. 情節挑選：情節挑選的有 5 步驟：

(1) 定義主要情節(main scenario)：SR-Site 的主要情節依照正常演化有二個版本：Weichselian 基本案例與全球暖化版本。

(2) 根據安全功能的潛在喪失來挑選額外情節

(3) 與未來人類活動有關的情節

(4) 其他剩餘情節(residual scenario)：除前述步驟定義的情節外，任何為使情節完整需增加的稱為剩餘情節，SR-Site 無採用剩餘情節。

(5) 情節整合

9. 分析挑選情節：分析不同情節的圍阻潛能與遲滯潛能。

10. 額外分析與支持論證：包含挑選與分析未來人類活動情節、討論與分析最佳可行技術與最佳化的採用、驗證未採用的 FEPs 是可以忽略、超過 100 萬年的簡要描述、天然類比。

11. 結論

#### 4.1.5 風險計算

SR-Site 封閉後之年風險限值為  $10^{-6}$ ，大約等於自然存在之背景輻射的 1 % (SSMFS 2008:37 法規限值)。有效劑量與風險的轉換因子為 0.073 /Sv，因此前述風險現值約等於  $1.4 \times 10^{-5}$  Sv/yr 的有限劑量。

基本上可以將劑量評估結果的時間序列乘上各種處置設施演化的概率加權計算而到風險隨時間的變化。但是可能的演化範圍過於廣泛通常並無法釐清所有的可能演化。因此常用的方式為盡可能設計夠廣的各種具代表的可能演化，各情節/變異的條件風險(conditional risks)可以用各情節/變異的機率來加權計算。風險的估算再加總各情節的貢獻，但也受制於所定義與挑選的情節。然而由於某些情節是過於保守的估計，因此所得之風險便會過於高估。

SR-Site 風險計算的時間尺度是 100 萬年，依照 SSM's General Guidance，風險在 10 萬年內是嚴格禁制超過法規限值，較長時間尺度風險計算的結果目的是用來討論處置設施的保護能力以及如何提升其能力。

暴露族群也是風險計算需考慮的，依照 SSMFS 2008:37 General Guidance，暴露群體(exposed group)的界定為任何個體會接收最高風險至 1/10 最高風險，若存大量暴露個體，可以用算術平均計算平均風險。

時變風險的計算目的在取得風險上限值(upper bound)以確認是否符管制規定。估計方式有二種，一種稱為「峰值的平均 (the mean of the peak)」，為先算每個演算案例在 100 萬年評估期間的最大年有效劑量，再計算其平均值。另一種稱為「平均值的峰值 (the peak of the mean)」，為計算在 100 萬年評估期間，每一年所有演算案例的年有效劑量的平均值，而得到時變風險序列，得到風險峰值。後者的風險峰值推估較前者在風險的解釋上更具意義。SR-Site 的時變風險計算為採用後者，即加權計算各情節年有效劑量時間序列。

#### 4.1.6 最佳可行技術與最佳化

依照瑞典的管制規定，處置設施執照的核可需說明採用最佳可行技術 (best available technique, BAT)與最佳化。BAT 涵蓋的面向相當廣泛，可以從核廢棄物與管理方法的挑選到很細節的選用處置方法，這裡的 BAT 僅廢料罐、工程障壁、回填等與所選場址相關，與選址相關的安全議題 BAT 會另以報告呈現以支持執照申請。

最佳化較關注的是封閉後的初期階段，也和風險計算有關。而管制規定為 BAT 與最佳化應同時並行，然而事實上這二者有時很難區分其差異，例如 BAT 的討論當根據首選的方法的安全評估結果，本身就已經是最佳化的結果。瑞典管制規定 General Guidance to SSMFS 2008:37, 在 10 萬年至 1 百萬年間，風險計算的結果如果超過法規限值，應該使用風險計算結果來討論改善處置設施保護能力的措施。此外也可以透過劑量敏感度分析來說明符合最佳可行技術的概念

#### 4.1.7 管理不確定性

不確定性管理包含 3 種主要不確定性來源與管理，如下說明：

1. 系統不確定性：透過 FEPs 的管理以提供足夠之初始條件組合、足夠之內部與耦合作用組合、足夠之外部影響因子組合。此外情節的選擇也可以視為系統不確性的來源之一，可以透過如系統性的情節篩選、安全指標來篩選安全相關情節、採用上限值計算(類似極端值概念)、品質保證措施來確保 FEPs 處理、外部審查。
2. 概念不確定性：包含(1)內部作用，利用作用報告(process report)來詳細界定各作用之不確定性，內部作用間的相互影響有時也可以看成是系統不確定性之一，外部審查也是不確定性管理的手段之一；(2)外部作用不確

定性的管理比較像是程式化的管理，可以透過先進的模式來量化外部作用的不確定性，此外也可以採用上限值計算的概念，來量化最極端的現象。

3. 資料不確定性：資料不確定性的管理可以藉由各領域專家的外部審查來管理安全評估所使用資料的不確定性。安全評估數學模式使用資料來估算處置設施演化的劑量與風險，因此應有完整的模式文件資料與如何避免人為輸入錯誤的機制。

#### 4.1.8 品質保證

SKB 的管理系統除了符合 ISO 9001:2000 認證也經過 DNV Certification AB, Sweden 的品保認證。品質保證的達成 SKB 採用了幾個面向的方法：(1)一系列的與 SR-Site 相關的計畫執行與品保文件；(2)專家挑選、專家審查與審查文件；(3)同儕審查與審查文件。

#### 4.2 FEP 處理與情節選擇

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、廢料罐、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。

FEPs 的耦合包含不同作用與變數的耦合，以及處置系統各元件間之相互影響，可以透過建立影響表格(influence table)、作用圖表(process diagram)、評估模式流程圖(AMF, assessment model flowchart)、FEP 圖(FEP chart)來釐清。

利用 FEP 圖可以呈現影響處置設施長期安全功能的初始狀態性質、重要過程、外部影響、安全功能指標與相互關聯，如圖 4.1(SK B TR-11-01 Fig.8.4)所示處置系統的主要元件(燃料/廢料罐、緩衝材料、地質圈)之初始狀態因子(綠色)、變數(黃色)、作用(灰色)、安全功能指標(紅色)間之關聯與全貌，圖中主要與工程障壁安全功能相關，因為工程障壁扮演主要的圍阻安全功能(相較於地質圈)，僅

與遲滯相關的因子也不包含生物圈也不包含在 FEP 圖中，因為沒有任何安全功能指標與生物圈有關。

表 4.1 SR-Site 的選用情節組成，顯示 SR-Site 所選用情節組成，包括：主要情節/正常演化、根據安全功能的潛在喪失來建立額外情節（較低發生機率或剩餘情節）、考慮上述三種障壁情節與下列三種廢料罐情節、假想剩餘情節以說明障壁功能與與未來人類活動有關情節。更多的細節可以參見 SKB TR-10-45 FEP report。

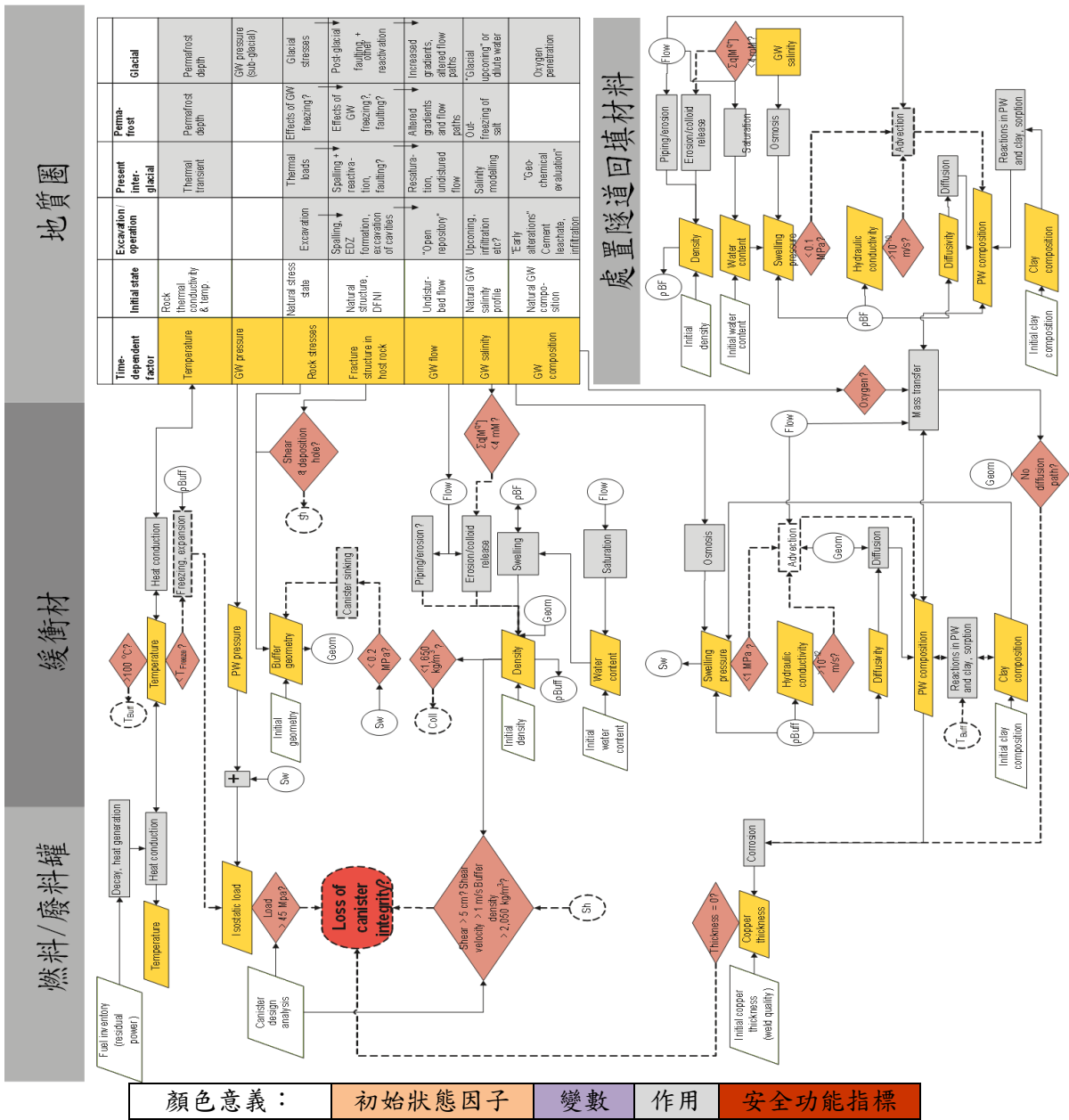


圖 4.1 SR-Site 的 FEP 圖

表 4.1 SR-Site 的選用情節組成

主要情節/正常演化

名稱	EBS 初始狀態	初始狀態	作用處理	外部條件處理
基本案例	參考狀態 (+ 容忍值)	場址描述模型 (包含變異與不確定性)	依照作用報告	參考氣候
全球暖化案例	參考狀態 (+ 容忍值)	場址描述模型 (包含變異與不確定性)	依照作用報告	延伸暖化，無 FHA

根據安全功能的潛在喪失來建立額外情節 (較低發生機率或剩餘情節)

名稱	EBS 初始狀態	初始狀態	作用處理	外部條件處理
緩衝材料平流 緩衝材料結冰 緩衝材料變質				以分析正常演化為基礎，仔細檢查相關初始狀態因子、內部作用、外部條件造成安全功能喪失的不確定性

考慮上述三種圍阻情節與下列三種廢料罐情節

名稱	EBS 初始狀態	初始狀態	作用處理	外部條件處理
廢料罐靜態荷重損壞 廢料罐剪應力損壞 廢料罐腐蝕損壞				以分析正常演化為基礎，仔細檢查相關初始狀態因子、內部作用、外部條件造成安全功能喪失的不確定性

假想剩餘情節以說明障壁功能

名稱	EBS 初始狀態	初始狀態	作用處理	外部條件處理
以數個案例包含 KBS-3 障壁				由主要情節案例演化，但不包含與障壁失敗有關的因子

與未來人類活動有關情節

名稱	EBS 初始狀態	初始狀態	作用處理	外部條件處理
鑽井入侵	主要情節案例	主要情節案例	基本情節 + 受鑽井影響作用	參考氣候 + 鑽井
額外入侵案例 (如鄰近岩石開採)	主要情節案例	主要情節案例	基本情節 + 受入侵影響作用	參考氣候 + 入侵活動
處置設施未封閉	主要情節案例 但封閉不完整	主要情節案例	依初始狀態修改 主要情節案例	參考氣候

## 4.3 處置場地球化學演化之安全分析

### 1. 在開挖和營運期間

在開挖和營運期間水力條件的改變為可能會影響處置系統的地下水化學物種組成。主要係由於處置場系統建置後改變原本的地下水文環境，與近海岸地表陸地海平面變化和氣候變化可能導致淡海水的水環境改變。處置系統由於入滲之地下水流可能使得鹽度含量減少，而部分地區由於抽取地下水形成洩降錐或因波羅的海的海水入侵而使得鹽度增加。這些屬於處置場系統內的變化，安全功能指標（鹽度、總溶解固體需被限定；離子強度： $q[Mq^+] > 4 \text{ mM charge equiv.}$ ），在造成處置場系統極端情況下，可能會影響回填材料膨脹與引起緩衝材料侵蝕。

除了水文過程引起地下水變化，在開挖和營運期間同樣會引起地化反應的變化。在挖掘後伴隨著灌漿的水泥化礦物受地下水環境影響。水泥漿液會增加水的 pH 值，涉及安全功能指標 pH ( $\text{pH} < 11$ )。在營運期間所有材料的化學作用與任何其他可能改變處置場系統化學條件的過程都必須評估，諸如降雨或礦物溶解，廢料罐金屬與地質環境接觸過程發生腐蝕等，涉及影響之安全功能指標（ $\text{HS}^-$ 、 $\text{H}_2$ 、 $\text{CH}_4$ 、有機碳、 $\text{K}^+$ 和 Fe 濃度需限制）。避免氯離子發生腐蝕作用： $\text{pH} > 4$  and  $[\text{Cl}^-] < 2 \text{ M}$ ），這些過程將影響著膠體的 formed 與礦物吸附作用。

當坑道被回填材料堵塞後，空氣會被截留在多孔隙之緩衝和回填材料內。對於消耗氧氣的過程必須進行評估。由於空氣存在的條件會造成銅罐腐蝕，會反應到缺氧條件。所有這些化學過程涉及影響之安全功能指標（提供腐蝕屏障，銅厚度  $> 0$ 。還原條件： $\text{Eh}$  值需被限定）。於營運期時間之後，長的時間尺度發生在緩衝和回填材料的其他化學過程在 SKB TR-11-01 第 10.3.10 有完整的討論。

### 2. 封閉後之初始溫和氣候期

封閉後之初始溫和氣候期，大氣水的入滲、波羅的海海岸線變化，年降水量的改變，會影響場區的水文狀態。這些現象將引起處置場系統的地下水化學組成與地化反應變化。必須釐清的是這個時期的化學環境狀態是否仍保持有利於處置系統功能的條件。最重要的參數，是氧化還原特性和鹽度。其他需要

考慮的因素是地下水中鉀含量、硫化物和二價鐵含量，因為它們可能影響在緩衝材料和廢料罐金屬容器的化學穩定性，與於地質環境中灌漿的水泥化礦物與工程障壁中水泥材料中可能會受地下水的 pH 值影響。

### 3. 參考冰期循環之剩餘部分之期間

溫和氣候、多年凍土和冰川氣候的過程會影響處置場系統的地下水流和化學組成。氣候域之間的演變將是逐步的，他們之間沒有明確的界限。例如，溫帶域時，溫度會慢慢地降低，使得凍土區慢慢地往處置場系統範圍區域發展。不同氣候區對於 SR-Site 地球化學效應的評估受限於使用單獨的規範條件。可預期地在不同類型的氣候區會有不同的地下水成分及其相應的水力條件。在冰期循環氣候條件下處置場系統將會在冰原凍土層下方之地下水化學變化必須進行分析。探討處置場系統被冰原淹沒或者冰川融水湖泊下方，或是在鹽度海水底下，如波羅的海，距今 7,500~4,000 年的濱螺海期（Littorina sea water periods）。

以下安全功能指標對於所有的預期參照冰川週期視為主要的安全條件：

- (1) 鹽分和其他有關地下水天然成分的演化（安全功能指標：鹽度、總溶解固體離子強度）
- (2) 氧化還原條件演化（安全功能指標：氧化還原條件）。
- (3) 灌漿、噴漿和混凝土對 pH 值的影響（安全功能指標：pH 值）。

### 4. 後冰期循環

在參考氣候演化情節，初始的 Weichselian 冰期循環為 120,000 年，因此在 1,000,000 年的安全評估期間將會重複 Weichselian 冰期循環 8 次。對於一些可逆的現象，如母岩的熱傳、水文地質與地化演化等將可以參照這些氣候外部變因的演化而有類似冰期循環性的變化；然而有些現象卻是不可逆的，如緩衝材料的腐蝕、處置罐的侵蝕與可能的地震影響，這些將會歷次的冰期循環演化累積，甚至超過 8 倍的初始冰期循環影響。接續討論為逐一檢討母岩、緩衝材料、回填材料與處置罐各項安全功能指標，與冰河周期的重複演化對核種傳輸的影響結論有下列三點：

- (1) 在 1 百萬年的安全評估期間仍無法被排除的是地震所可能改變的冰河承載負荷變化，但此種破壞發生的機率較低。



- (2) 在 1 百萬年的安全評估期間仍需應考慮如果緩衝材料因部分侵蝕造成的平流流場條件的腐蝕。一般而言，其發生機率為小於一個處置罐會因此失效。
- (3) 其他在初始冰河期演算的推論結果，在後續重複的冰河期演算過程也應考慮。

## 5. 全球暖化變因

### (1) 外部條件的影響

外部的全球暖化也在 SR-Site 的安全評估案例內，主要描述外部氣候經歷強且持續的氣候暖化過程，在未來 1000 年內假設格陵蘭島全部溶化，全球海平面平均將上升 7 公尺，但由於重力的關係，海平面並不會均勻的分布為上升 7 公尺，全球暖化在波羅地海所造成的海平面變化，主要是格陵蘭島消失的重力不平衡所造成的海平面上升效應，遠大於格陵蘭島全部溶化所造成的海平面上升；而另一重要因子則是溫度上升的海水膨脹效應，這將持續造成海平面上升達數個世紀之久。而雖然北大西洋的溫鹽流可能變慢或停止，但仍不足以抵銷全球暖化的影響。

### (2) 生物圈核種傳輸

在未來 1000 年內由於降水增加，增加的逕流將降低波羅地海北部的海水鹽度。此外，較高的溫度與較長的生長季節，生物組成將可能改變，尤其是陸域生態系，落葉物種將可能變多。全球暖化對生物圈核種傳輸的影響將和正常演化初始溫暖期的情節相類似。

### (3) 處置場演化

全球暖化的大氣二氧化碳濃度假設可高達 750 ppm，在一些極端案例甚至假設高達 1000 ppm，這雖然增加大氣降水的酸性，也推估這樣的酸雨要溶解母岩裂隙內的碳酸鈣礦物約需要數十萬年，加上 Forsmark 的地表地形梯度不高，且處置場在地表下超過 400 公尺，因此全球暖化改變的降水組成並不會有顯著影響。因此主要結論為：

- A. 處置場封閉後的第 1 個溫暖期，處置場所在深度的地下水仍以厭氧為主，滿足安全功能指標 R1a。
- B. 鹽度被限制以確保緩衝材料與回填材料的膨脹不會造成負面效應，滿足安全功能指標 R1b。

C. 處置場周邊的陽離子濃度可以維持高於 0.004 mol/L，雖然部分的處置井可能因為蒙脫石逐漸穩定而降低陽離子濃度，滿足安全功能指標 R1c。

此外，暖化影響的硫化物的濃度雖然是另一重要參數，但並不會有太大的變化，將和 Forsmark 現在的地下水類似，主要由於硫酸鹽將由微生物作用降解為其他硫化物。暖化影響的膠體濃度也將和場址調查所發現的濃度相當，小於 200 µg/L。全球暖化的演化對緩衝材料與處置坑道的回填材料的功能並不會有顯著影響。在初始 10 萬年的暖化對處置罐功能的影響是可以忽略。因暖化所減少的冰原厚度也可能降低大規模地震發生的機率。最後，全球暖化變因對安全功能或指標的影響，會與長期溫暖氣候的演化情節類似，因此不需要特別檢討對安全指標的影響。

## 6. 正常演化分析之結論

關於所有正常演化分析已確定之安全功能與其所對應之安全指標已於本章說明，包括：在開挖和營運期間、封閉後之初始溫和氣候期、參考冰期循環之剩餘部分之期間、後冰期循環與全球暖化變因等各時期。

表 4.2 列出可能影響安全功能和結果之項目。其中，紅色：特別重要的，已列出在後續需要進行情節分析；綠色：主題項目的結論能容許該風險，其分析結果是有利或微不足道的條件。黃色：沒有顯著的不確定性。本章結果對於廢料罐、緩衝材料、回填材料等工程障壁圍阻的結果與不確定性，及天然障壁遲滯分析結果與不確定性，外部條件的不確定性，和處置場工程障壁與研究發展提供完整的回饋與設計議題。

表 4.2 總結可能影響安全功能和結果之項目

主題(M:力學 H:水力 T:溫度 C:化學)	主題項目	需進一步評估項目	廢料罐安全功能影響項目
<b>開挖/營運期間</b>			
M-岩石	開挖擾動帶	地下水流動	
	開挖引起的剝落		
	裂隙再活動		
	觸發地震		
H-岩石	淺層水入滲和鹽水因抽地下水而上揚		
	處置場入流		
HM-緩衝材/回填材料	水流沖蝕		
C-岩石, 回填材料, 緩衝材料	鹽度 (鹽水因抽地下水而上揚效應)		
	氧化還原條件		
	pH 對灌漿、噴凝土和混凝土之影響		
	礦物沉澱/溶解		
	有機物質和微生物作用過程的影響		
	回填材料內氧氣消耗		
	膠體形成		
<b>封閉後之初始溫和氣候期</b>			
T	近場溫度	緩衝材礦物的反應作用 廢料罐腐蝕	
M-岩石	熱引起的剝落(有考慮或不考慮)	地下水流動	
	裂隙再活動-水力影響		
	潛變		
H-岩石	裂隙再活動 (對剪應力的潛在影響)	廢料罐剪應力破壞	Can3
	地下水流	鹽度 侵蝕 腐蝕	Can1
	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 離散裂隙網絡 流通性-尺寸相關性</li> <li>- 開挖擾動帶和坑道頂拱空間案例</li> <li>- 有考慮或不考慮熱引起的剝落之案例</li> </ul>		
	飽和時間	緩衝材料飽和	
	分支的遷移路徑 概念模型的選擇 溝流		
C-岩石	鹽度-稀釋地下水潛在影響	侵蝕	Can1
	硫化物的濃度	腐蝕	Can1
	氧化還原條件		
	pH 對灌漿、噴凝土和混凝土之影響		
	水泥漿的注漿孔退化降解		
HMC-緩衝材料, 回填材料	飽和		
	水分再分配	近場溫度	
	膨脹-假使緩衝材料因侵蝕作用沒有損失/膠體形成		
	化學演化和鹽度影響		
	礦物蝕變		
	由於溫度升高產生膠結	剪應力造成廢料罐失效	Can3
	廢料罐下沉		
	底板退化降解 - 覆蓋剝落的假設		
	處置坑道塞退化降解		
	侵蝕/膠體形成	腐蝕	Can1
	中心區域和斜坡和軸的飽和時間		
	鑽井插入部分的飽和和膨脹		
廢料罐	侵蝕		

表 4.2 續

主題(M:力學 H:水力 T:溫度 C:化學)	主題項目	需進一步評估項目	廢料罐安全功能影響項目
<b>參考冰河週期之剩餘部分之期間</b>			
T-岩石	永凍土層		
M-岩石	頂托		
	裂隙再活動-水力衝擊		
	岩石由於冰川載重的破裂		
	地震-剪切作用		Can3
H-岩石	地下水流	鹽度 侵蝕 腐蝕	Can1
	- 離散裂隙網絡 流通性-尺寸相關性		
	- 開挖擾動帶和坑道頂拱空間案例 - 有考慮或不考慮熱引起的剝落之案例		
C-岩石	冰的外形。永凍土層的存在		
	鹽度(冰河“鹽水因抽地下水而上揚效應”影響)		
	氧化還原條件		
	pH 對灌漿、噴凝土和混凝土之影響		
	水泥漿的注漿孔退化降解		
	鹽度-稀釋地下水潛在影響	侵蝕	Can1
緩衝材料 回填材料 鑽井封填	硫化物的濃度	腐蝕	Can1
	凍結封材料		
	侵蝕/膠體形成	腐蝕	Can1
廢料罐	由於高水力梯度造成侵蝕		
	腐蝕		Can1
	廢料罐承受剪應力的失效		Can3
	靜態荷重		
<b>全球暖化變因</b>			
M-岩石	地震-剪切作用	廢料罐剪應力破壞	Can3
H-岩石	地下水流	侵蝕, 腐蝕	Can1
C-岩石	鹽度-稀釋地下水潛在影響	侵蝕	Can1
	硫化物的濃度	腐蝕	Can1
	氧化還原條件		
	pH 對灌漿、噴凝土和混凝土之影響		
	水泥漿的注漿孔退化降解		
	化學演化		
緩衝材料 回填材料	侵蝕/膠體形成	腐蝕	Can1
	腐蝕		Can1
廢料罐	地震-剪切作用		Can3

#### 4.4 SR-Site 計畫所用的模式分析

Forsmark 處置場址的內外部與世界其他國家(如美國 Yucca Mountain)不同，所以 SR-Site 安全報告中所用的模式，大部分係為自主研發或與他人合作開發的模式，有些模式雖是非自主發展，但應用前皆經過驗證程序。表 4.3 Forsmark 處

置場址安全評估中所應用的模式，可發現沒有使用美國 Yucca Mountain 計畫所開發的 Goldsim 程式，係採用符合瑞典國內處置系統地質狀況的模式。由於 Forsmark 處置場址位於波羅的海海岸，非美國沙漠大陸型氣候特性，而是屬於海洋性氣候條件。並考慮未來冰川運動和海水入侵對處置場系統的影響。

表 4.3 Forsmark 處置場址安全評估中所應用的模式

評估模式流程表中模式功能	模式名稱	適用範圍	詳細參考文獻	報告編號
緩衝材料與岩石溫度	3DEC	原用於岩石斜坡的穩地性分析。	Hökmark et al. 2010	TR-10-23
近場應力(地質圖)	3DEC	目前應用於處置場內外岩石與岩石斷裂的靜態分析、冰川活動引起地震的動態模擬，與近場應力分析。	Hökmark et al. 2010	TR-10-23
再激發Reactivation	3DEC		Hökmark et al. 2010	TR-10-23
破碎裂隙(剝裂)	3DEC		Hökmark et al. 2010	TR-10-23
THM 飽和(緩衝與回填材料)	Abaqus	研究熱-水-力耦合作用。	Å kesson et al. 2010	TR-10-11
計算坑道中之裂隙發生	FPI script in MATLAB	模擬因為地震發生造成放射性廢棄物廢料罐安全失效。	Munier 2010	TR-10-21
地質圖中地下水地化傳輸過程緩衝與回填材料內氧氣消耗	PHAST	模擬冰河期氧氣的變化與流動，處置場系統的功能評估，飽和水的膨潤土與地下水的相互作用。	Sena et al. 2010	TR-10-59
灌漿混凝土退化	CODE_BRIGHT	模擬混凝土水化礦化退化。	Grandia et al. 2010	TR-10-25
地下水流與鹽度變化	DarcyTools	模擬孔隙介質流與裂隙岩體中的地下水流動與遷移。	Svensson and Follin 2010	TR-09-19
膨脹作用	Abaqus	研究熱-水-力耦合作用。	Å kesson et al. 2010	TR-10-11
	CODE_BRIGHT			
緩衝材料化學作用與化學物種遷移	PHAST, TOUGHREACT	模擬遷移材料中核種遷移，化學物種形成地化反應計算。	Sena et al. 2010	TR-10-59
模擬緩衝和回填材料內氧氣消耗過程	PHAST	模擬空氣截留在多孔緩衝和回填材料內之氧氣消耗過程了解銅罐腐蝕情形。	Grandia et al. 2006	TR-06-106
腐蝕計算(包含緩衝材料沖蝕作用)	Analytical expressions (Excel)	模擬緩衝材料沖蝕作用與廢料罐腐蝕作用。	SKB 2010	TR-10-66
熱水作用	ConnectFlow	研究連續體孔隙介質和不連續裂隙岩體的地下水模型。	Joyce et al. 2010 Selroos and Follin 2010	TR-09-20 TR-09-22

表 4.3 續

評估模式流程表 中模式功能	模式名稱	適用範圍	詳細參考文獻	報告編號
模擬地下水組成	PHREEQC	模擬候選場址的化學行為與冰河時期的地下水成分，與場址特性的功能安全評估。	Salas et al. 2010	TR-10-58
溶解度	Simple Functions	計算核種溶解度。	<b>Radionuclide transport report</b>	TR-10-50
近場核種傳輸	COMP23	近場核種遷移計算模式。	<b>Radionuclide transport report</b>	TR-10-50
遠場核種傳輸	FARF31	遠場核種遷移計算模式。	<b>Radionuclide transport report</b>	TR-10-50
岩石圈核種傳輸	MARFA	岩石圈中核種遷移計算模式。	<b>Radionuclide transport report</b>	TR-10-50
生物圈模式	Ecolego	生物圈景觀模型。	Avila et al. 2010	TR-10-06
水文模式	MIKE_SHE	水文與近地表水文地質計算。	Avila et al. 2010	TR-10-06
生物圈模式	Pandora	處置場系統生物圈安全評估。	Avila et al. 2010	TR-10-06
生物圈模式	Erica	人以外生物的輻射劑量評估模式。	Avila et al. 2010	TR-10-06
常年凍土模擬	Numerical permafrost model	計算永久凍土層的演化。	<b>Climate report, details in Hartikainen et al. 2010</b>	TR-09-17
冰原模擬	UMISM	冰層動力學模擬，模擬冰河期的冰原再造。	<b>Climate report</b>	TR-09-19
全球均衡調整 (Global Isostatic Adjustment)	Numerical GIA model	模擬氣候變化。	<b>Climate report, details in SKB 2006a</b>	TR-06-23

## 4.5 所選情節之圍阻潛能分析

廢料罐、緩衝材料、處置坑道回填材料與地質圈所有安全功能、安全功能指標和安全功能指標準則，如圖 4.2 所示。只有「廢料罐」及「緩衝材料」兩種額外情節分析廢料罐及緩衝材料損壞，將影響圍阻功能。只有這兩種額外情節分析需要執行圍阻潛能評估作業。廢料罐圍阻的三個安全功能，包括：提供防腐蝕屏障、承受靜載重、承受剪應力。該三種安全功能對應出三種廢料罐失效模式，分別是廢料罐腐蝕、靜載重和剪應力作用造成破壞，並衍生出安全功能問題。因此，三種廢料罐失效模式產生三種情節。在緩衝材料中的三個“失效”狀態，包括：產生平流傳輸機制、發生凍結、礦物轉換，所以也產生三種情節。

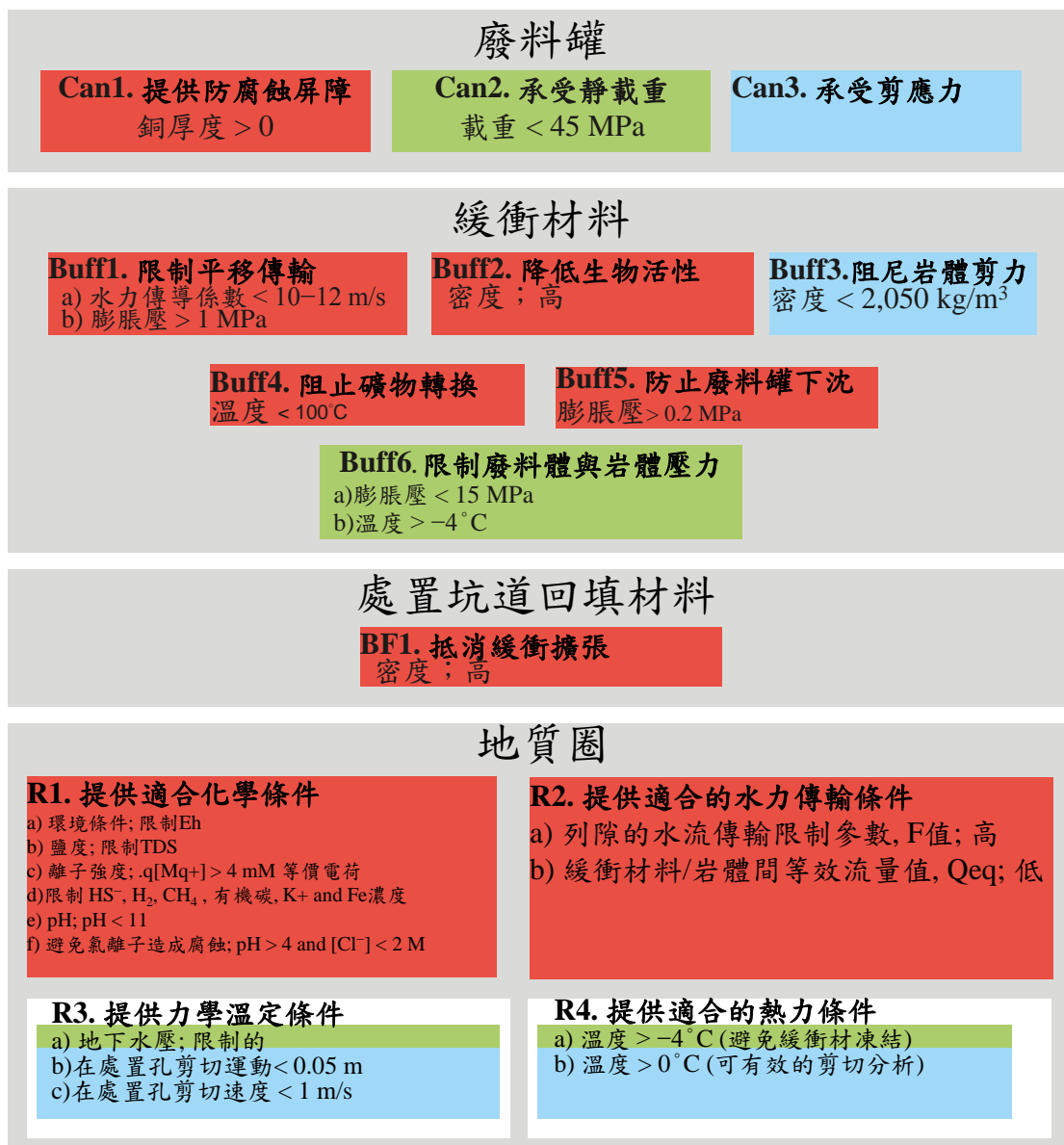


圖 4.2 圍阻體安全功能（粗體）與安全功能指標說明示意圖

主要情節的圍阻潛能評估是於額外情節分析之後進行，前述三個廢料罐失效模式產生三種情節，與緩衝材料中的三個“失效”狀態也產生三種情節，係屬於根據安全功能的潛在喪失來建立額外情節，該圍阻潛能評估作業可利用額外情節分析之不確定性評估結果作為基礎。因為只有「廢料罐失效」及「緩衝材料失效」兩種額外情節分析的結果說明廢料罐及緩衝材料損壞，將影響圍阻功能，所以該結果不能被忽略。且由於額外情節不確定性跨度比主要情節更為廣泛。所以只有這兩種額外情節分析需要執行圍阻潛能評估作業。

## 4.5.1 廢料罐圍阻潛能分析

### 1. 提供防腐蝕屏障(Can1)

對於廢料罐失效原因係於第三個時間之冰川循環的剩餘部分時期，因為緩衝材料接觸地下水並受到地下水侵蝕，產生孔洞或裂隙形成，於孔隙發生平流條件狀態引致廢料罐腐蝕，如圖 4.3 膨潤土受侵蝕和腐蝕的幾何形狀概念示意圖，廢料罐銅金屬造成的腐蝕深度。由於整個 1 百萬年時間評估期內可能發生廢料罐發生腐蝕情形，所以給定地下水侵蝕造成之孔洞發生的時間、每個硫化物濃度入侵造成廢料罐腐蝕之開始發生之時間，可進行侵蝕的結果/腐蝕計算，並可進一步轉換成放射性核種遷移計算。如圖 4.4 於一百萬年時間緩衝材料流失與基本案例之廢料罐失效平均數量比較，可發現 A(半相關基本案例)為 0.117 罐、B(緩衝材料需要流失 600 公斤時)為 0.146 罐、C(緩衝材料需要流失 2400 公斤)為 0.1 罐、D(100%時間完全侵蝕)為 0.158 罐、E(悲觀情形的裂隙縫)為 0.166 罐、F(半相關初始平流)為 0.175 罐、G(相關基本案例)0.568 罐、H(相關初始平流)0.861 罐、I(不相關基本案例)0.650 罐、J(不相關初始平流)1.221 罐。另如圖 4.5 於一百萬年時間腐蝕情節與基本案例之廢料罐失效平均數量比較，發現平均硫化氫濃度為 0 罐、最高硫化氫濃度為 0.062 罐、最高硫化氫濃度 2 倍時為 0.210 罐、悲觀的腐蝕假設時為 0.557 罐。可發現最壞情形為 1 百萬年時間評估期內發生 1.221 罐之廢料罐腐蝕。

### 2. 承受靜載重(Can2)

關於廢料罐承受靜載重的能力，設計前提下的靜載重須低於 45 MPa，意味著廢料罐的安全功能被保持。廢料罐最大預期靜載重，包括：Formark 場區 4.5 MPa 靜水壓力、高達 13 MPa 膨潤土膨脹壓力、Weichselian 正常演化之未來冰層壓力 26 MPa 靜水壓力。因此廢料罐體承受最大靜載重可以估算為 43.5 MPa。然而經過概率計算分析，以 44 MPa 超壓造成廢料罐損壞之機率微乎其微( $10^{-50}$ )。經過壓力測試標準，廢料罐全面性崩壞之載重約為 100 MPa 的壓力。



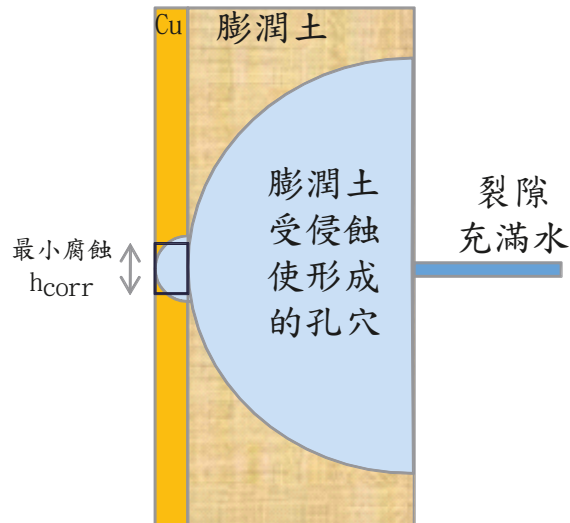


圖 4.3 侵蝕/腐蝕模型中膨潤土受侵蝕和腐蝕的幾何形狀概念示意圖(廢料罐銅金屬的腐蝕深度以  $h_{corr}$  表示)

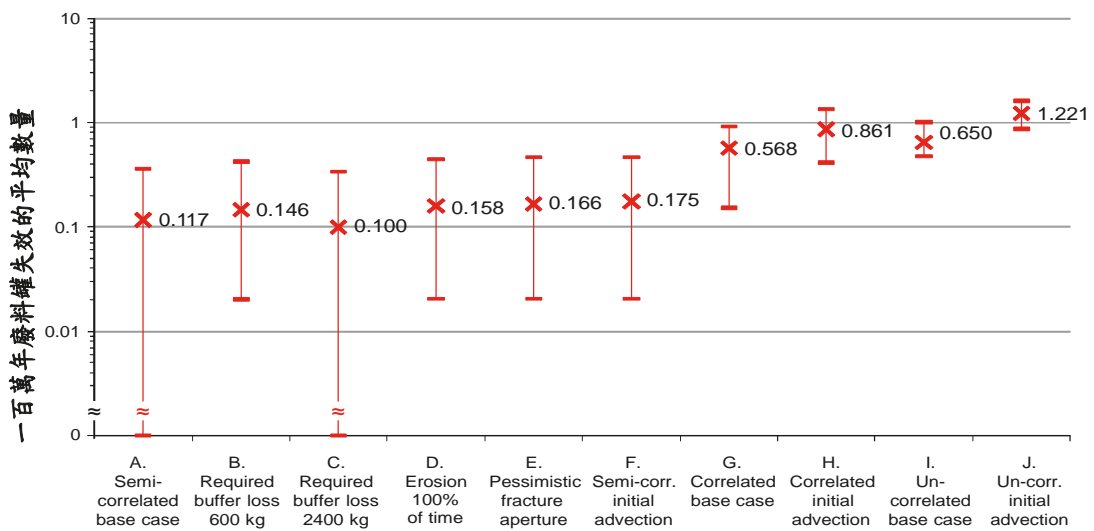


圖 4.4 於一百萬年時間緩衝材料流失與基本案例之廢料罐失效平均數量比較 (其中：A: 半相關基本案例，B: 緩衝材料需要流失 600 公斤，C: 緩衝材料需要流失 2400 公斤，D: 100% 時間完全侵蝕，E: 悲觀情形的裂隙縫，F: 半相關初始平流，G: 相關基本案例，H: 相關初始平流，I: 不相關基本案例，J: 不相關初始平流)

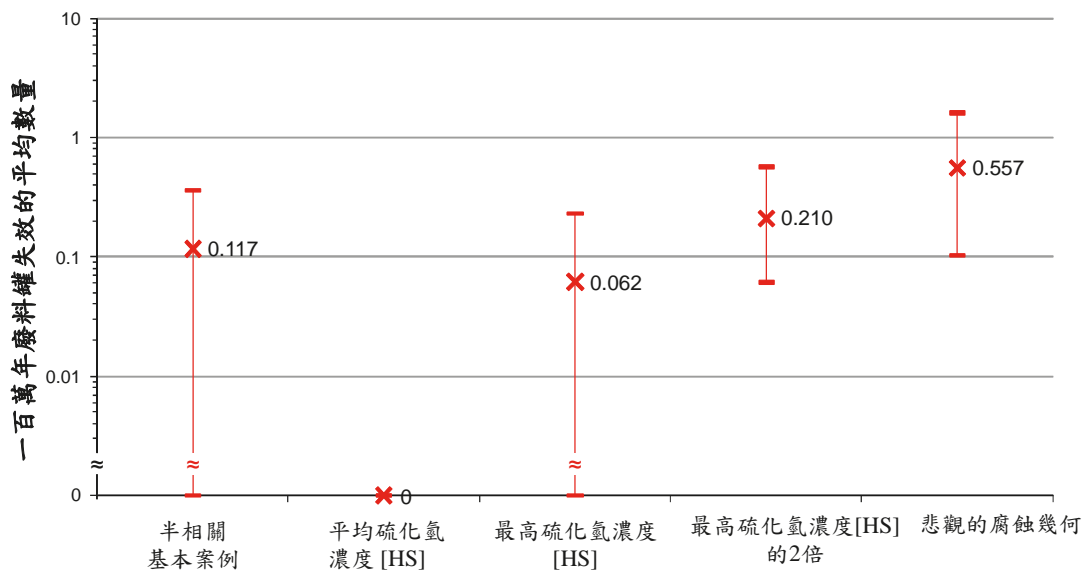


圖 4.5 於一百萬年時間腐蝕情節與基本案例之廢料罐失效平均數量比較  
 (其中：平均硫化氫濃度  $[HS]=5 \cdot 10^{-6} \text{ M}$ ；最高硫化氫濃度  $[HS]=1.2 \cdot 10^{-4} \text{ M}$ ；最高硫化氫濃度的 2 倍  $[HS]=2.4 \cdot 10^{-4} \text{ M}$ ，悲觀的腐蝕幾何形狀如圖 4.3)

### 3. 承受剪應力(Can3)

廢料罐承受剪應力的失效是由於未來地震發生所造成，廢料罐可以透過處置坑道放置的適當位置距離與可接受的安全標準而進行避免，可使廢料罐適用於抵抗斷裂剪切運動造成剪應力負載的能力。然而，並不能完全排除廢料罐承受剪應力的失效發生。關於廢料罐抵抗剪力荷載的能力，關於廢料罐的悲觀假設分析 6,000 個廢料罐的整體，在一百萬年評估期間結束時已經發生失效的機率為 0.08。

#### 4.5.2 緩衝材料圍阻潛能分析

在大多數的處置孔中，緩衝材料能隨著時間維持密度，藉由處置場的適當設計，能滿足安全功能，包括：微生物活性被抑制(Buff2)、抑制岩石剪力(Buff3)、避免緩衝材料礦物轉換(Buff4)、防止廢料罐下沉(Buff5)、限制廢料罐和母岩的壓力(Buff6)。然而要維持高離子強度(R1c)的適合的化學條件，無法保證長期處於裂隙位置，所以在這些位置上的緩衝材料可能被侵蝕。所以要計算出的侵蝕速率，評估出處置孔中出現的平流條件，可能在一百萬年的評價期間內會出現一成左右。這些情形是屬於違背安全功能 Buff1 和 Buff2。

緩衝材料平流、凍結和礦物轉換的額外情節將影響圍阻功能，該額外情節分析需要執行圍阻潛能評估作業。由於緩衝材料安全功能是防止介於地下水與廢料罐之間的化學物種平流傳輸（安全功能指標：平流傳遞的水力傳導係數限制低於10-12m/s(Buff1a)和膨脹壓力高於1 MPa(Buff1b)），確保擴散是佔傳輸機制的主導作用。為了保持該安全功能，緩衝材料必須有足夠低的水力傳導係數、均質的水力傳導性、最小緩衝膨脹壓力，以確保緊密性和具有自密封的材料所製成。

### 1. 緩衝材料平流(Buff1)

下列兩個因素情況導致之平流傳遞作用可能是在緩衝材料中重要的傳輸機制：(1)緩衝材料喪失使得乾密度降低，使得水力傳導足夠高造成的平流作用超過擴散作用；(2)或因太低的膨脹壓力，無法保持緊密性和自密封能力；在緩衝材料的蒙脫石轉變成另外的礦物，產生不同的水力特性。這些結果可能會導致下列兩種現象，包括：(1)高水力傳導特性案例，即緩衝材料減少或喪失可使得水能流過緩衝材料；(2)破裂案例，即緩衝材料已經失去緊密性和自密封能力，導致可傳輸的裂隙形成。相關比較結果，如圖4.4於一百萬年時間緩衝材料流失與基本案例之廢料罐失效平均數量比較。

對於一個完整廢料罐，若廢料罐體產生腐蝕作用，將使得平流作用變成主要的傳輸作用，對於發生腐蝕作用的廢料罐，可發生放射性核種傳輸到地下水。

有若干因素直接或間接影響緩衝材料的水力傳導係數。緩衝材料的密度、陽離子在緩衝材料中的類型，此因素影響著緩衝材料膨脹壓力。而膨脹壓力將進一步影響周邊地下水離子強度，有許多作為安全功能指標「子指標」可作為緩衝材料水力傳導係數的「主指標」。可用來評估這樣的緩衝材料安全功能之圍阻潛能分析，包括：緩衝材料膨脹壓力>1 MPa、地下水中的最小陽離子電荷濃度 $\Sigma q[M^{q+}] > 4 \text{ mM}$ 、限制地下水含鹽量、最高溫度條件為100°C、pH<11。

### 2. 緩衝材料凍結(R4)

利用三種模型的敏感性分析假如和在何種條件永凍土層、常年凍土和零度以下的地面溫度可達處置場深度：(1)降低地表溫度(2)降低空氣溫度

曲線重建末次冰期循環。(3)在處置場址於完整冰期循環中，在氣候寒冷時期假設為極其乾燥的條件，例如沒有冰蓋、海、植被或冬雪存在。如

圖 4.6 在 Forsmark 處置場位置對於不同地表溫度計算永凍土層 0°C 等溫線隨深度變化，由於處置場深度為 450 公尺，考慮廢料熱列入之情況，地表溫度必須低於-8°C 的凍土層，0°C 的等溫線才能達到處置場的深度（450 公尺）。如果沒有考慮核廢棄物熱，如果地面溫度為-8°C 時，0°C 等溫線到達處置場深度約發生於 12 萬年。

在緩衝材料內冰的形成之要求溫度為-4°C 或更低，此結果已顯示於圖 4.8 中在極度乾冷的嚴重永久凍土案例，-4°C 等溫線將達到處置場的深度。而圖 4.7 顯示，於參考冰期循環(乾氣候變因)處置場位置最大-4°C 等溫線圖顯示，必須空氣溫度改變量低到-14°C，才能達到 450 公尺的深度。即使重建空氣溫度曲線包括顯著的不確定性，基於過去的氣候條件和氣候變異，這樣的低溫下被認為是不具現實代表性。即緩衝材料凍結被排除在正常演化中，緩衝材料凍結情節內的額外分析，也導致一個完整的緩衝材料排除凍結的結論，因此應考慮作為殘餘情節。這也適用水在部分侵蝕緩衝材料孔穴中的凍結。緩衝材料凍結的可能性，因而不會傳遞到廢料罐情節。

表 4.4 於正常演化與嚴重永凍土層案例：最大永凍土層深度(0°C 等溫線)、長年冰凍地面最大深度、-2°C 等溫線最大深度及-4°C 等溫線最大深度之比較，可發現-4°C 等溫線最大深度於正常演化可達 148 m，不確定度區間可達 316 m 深；而嚴重永凍土層案例 234 m 不確定區間可達 268 m。根據安全功能、安全功能指標和安全功能指標準則，地質圈提供適合的熱力條件為溫度大於-4°C，可避免緩衝材料凍結。

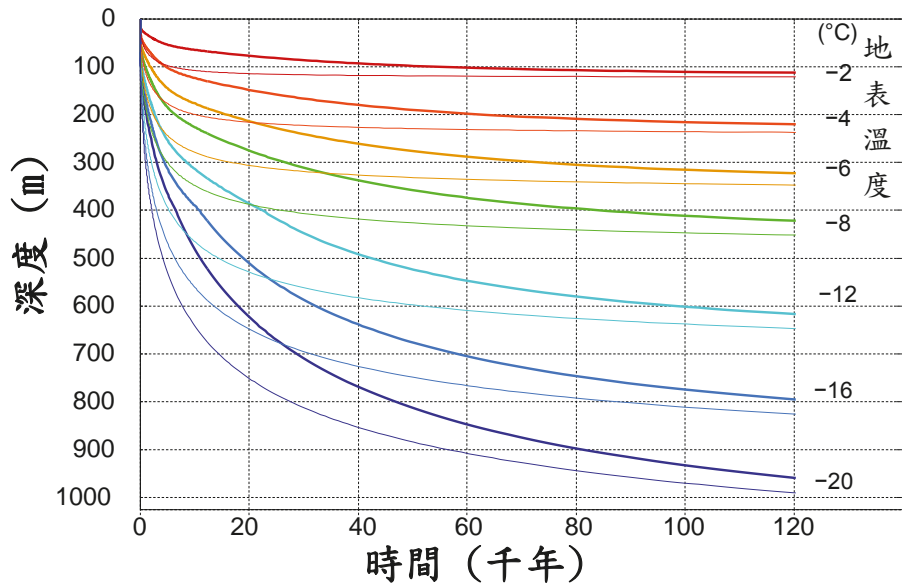


圖 4.6 Forsmark 處置場對於不同地表溫度計算永凍土層 0°C 等溫線隨深度變化 (其中：線條表示等溫零度變化線。粗線表示有考慮處置場核廢棄物熱，細線表示無考慮處置場核廢棄物熱)

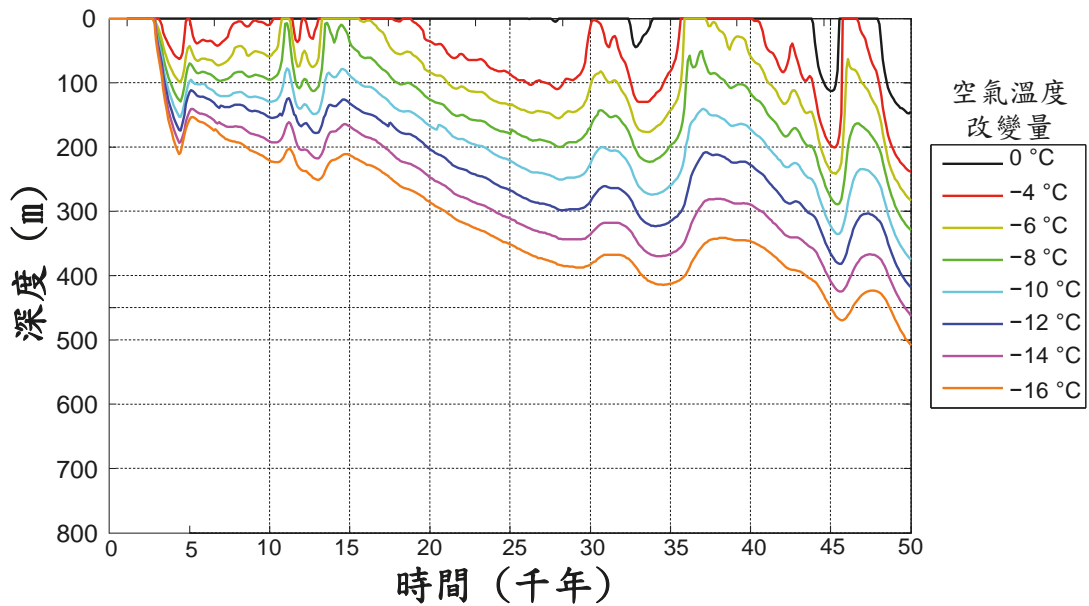


圖 4.7 於參考冰期循環(乾氣候變因)處置場位置最大-4°C 等溫線隨深度的變化

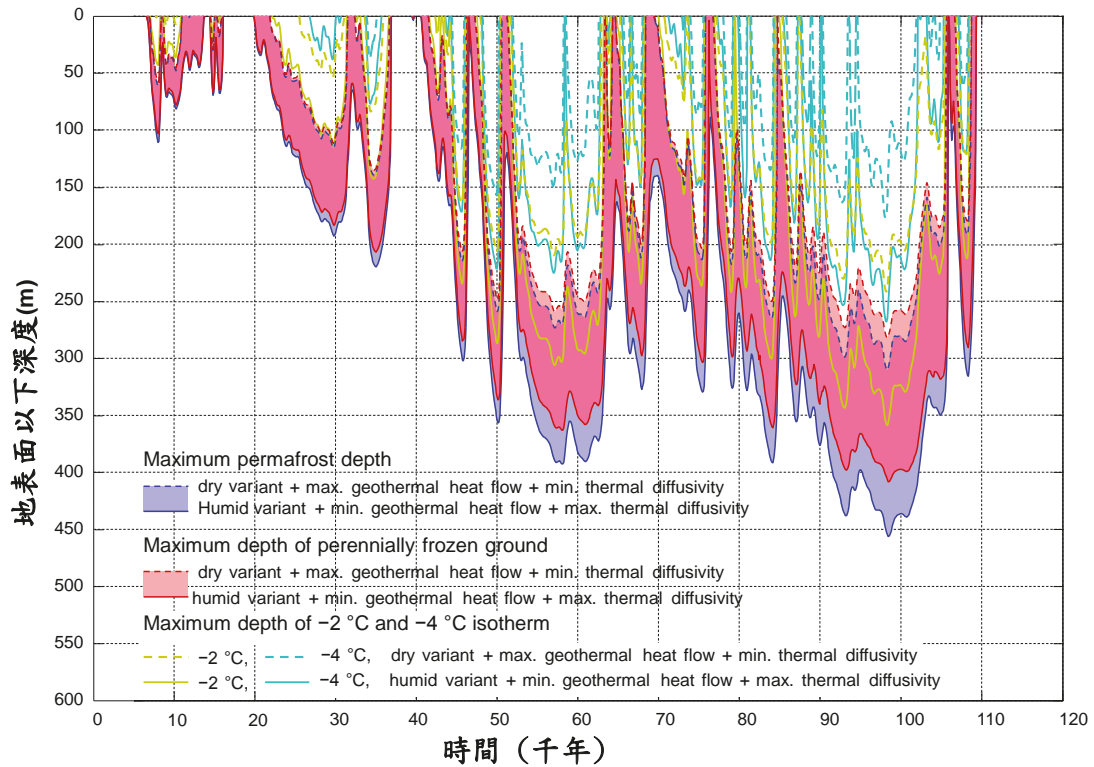


圖 4.8 最大凍土層深度、最大常年凍土深度、-2°C 和 -4°C 等溫線最大深度比較圖  
 (其中：等溫線以上為嚴重永久凍土的情況下，藍色和紅色陰影區表示考慮乾燥和潮濕氣候變異的時候。淡紫色表示永久凍土和多年凍土地重疊。)

表 4.4 於正常演化與嚴重永凍土層案例：最大永凍土層深度(0°C 等溫線)、長年冰凍地面最大深度、-2°C 等溫線最大深度及 -4°C 等溫線最大深度之比較。

	最大永凍土層深度(0°C 等溫線)	長年冰凍地面最大深度	-2°C 等溫線最大深度	-4°C 等溫線最大深度
	[不確定區間]	[不確定區間]	[不確定區間] (回填材料凍結溫度)	[不確定區間] (緩衝材料黏土凍結溫度)
正常演化	259 m [down to 463 m]	246 m [down to 422 m]	200 m [down to 388 m]	148 m [down to 316 m]
嚴重永凍土層案例	393 m [down to 456 m]	359 m [down to 408 m]	311 m 359 m	[down to 234 m] [down to 268 m]

### 3. 緩衝材料礦物轉換(Buff4)

此方案涉及到所有可能方式造成緩衝區材蒙脫土礦物改變成非膨脹礦物（例如伊利石），而且還會改變緩衝材料的特性。主要涉及緩衝區的最大溫度和限制 pH 值之指標，包括：

- (1) 在緩衝材料中的溫度不能超過 100°C。

(2) 地下水的 pH 值應不超過 11。

也可能存在影響蒙脫石穩定性等其他過程。但如果緩衝材料被轉化，這可能會影響其他功能的指標導致工程障壁的圍阻和遲滯的功能。缺乏膨脹壓力的緩衝材料，這可能導致提高硫化物腐蝕，促成適當的條件讓微生物引起的罐體表面腐蝕。造成水力傳導率增加，導致遲滯作用受到影響，並造成一個新的水力流通路徑。

#### 4.5.3 主要情節的圍阻分析

主要情節的圍阻潛能評估是於額外情節分析之後進行，該圍阻潛能評估作業可利用額外情節分析之不確定性評估結果作為基礎。因為只有兩個額外情節分析的結果說明廢料罐損壞，所以該結果不能被忽略。且由於額外情節不確定性跨度比主要情節更為廣泛。所以只有這兩種損壞模式需要執行圍阻潛能評估作業。

基於廢料罐腐蝕情節分析時，中央腐蝕變異具有主要情節代表性，由於該現象在合理假設情況下是具有發生可能性，作為處置場的正常演化。

主要情節中關於廢料罐損壞係由於剪應力作用情況下，剪切破壞之概率在正常演化中相當低，一百萬年平均發生 0.078 罐。即使提出較為保守假設的地震發生概率，地震斷裂的位置區，對於已知裂隙尺寸二次破壞位移作用，地質離散裂隙網絡(DFN)模式的選用，所述位置和剪切斷裂的角度對緩衝材料/廢料罐系統造成影響的假設，處理多個地震等。因此，這個廢料罐損壞機制可作為主要情節排除損壞模式的選用。然而，由於所有假設條件如剪應力作用是基於最壞情況下的假設，這個主要情節損壞機制的風險並不會減少。

總之，主要情節的圍阻潛能評估，以中央腐蝕變異是最具有主要情節代表性。

#### 4.6 所選情節之遲滯潛能分析

所選情節之遲滯潛能分析主要介紹放射性核種釋出、傳輸和劑量的影響分析，已於 4.2 FEP 處理與情節選擇說明。情節包括以下：

1. 有關放射性核種的傳輸和劑量計算，對於所選情節之遲滯潛能分析，有兩個問題如下：
  - (1) 放射性核種傳輸和生物圈劑量估算
  - (2) 廢料罐損壞的潛在關鍵性問題

2. 近場和地質圈中水溶液相之放射性核種傳輸的模式。
3. 在安全功能分析中廢料罐損壞有兩個情節不能除外。包括：
  - (1) 廢料罐因腐蝕作用損壞
  - (2) 廢料罐因剪應力作用而損壞假想剩餘情節以說明障壁功能，包括：廢料罐地殼荷重損壞。
4. 放射性核種在氣相中傳輸的情節。
5. 對於各種情節的風險分析。
6. 近場和遠場所有模擬結果，詳細的討論在 SR-Site Radionuclide transport report。

針對放射性核種的傳輸和劑量計算，對於所選情節之遲滯潛能分析，有兩個問題，包括放射性核種傳輸和生物圈劑量估算、廢料罐損壞的潛在關鍵性問題。詳述如下：

#### (1) 放射性核種傳輸和生物圈劑量估算

瑞典法規規定，必須健全人類健康和環境保護，防止受到處置場操作營運期間及營運期之後可能造成之外洩輻射的有害效應。更具體地說，對人體的危害，應評定為最大暴露族群的代表個體之一生中年平均風險。為了要進行這樣的評估，須進行放射性核種傳輸和生物圈劑量估算，對於 Forsmark 地區未來居民，計算潛在核種輻射釋出區域（生物圈對象）的每個放射性核種之的每年有效劑量，包括連續固定的單位輻射釋出率或突增的單位輻射釋出率。這些劑量被稱為地貌情況劑量轉換係數（Landscape dose conversion factors, LDFs）。為模擬放射性核種釋放速率，從地質圈到生物圈在各種不同的釋出情境下，對於所有生物圈保護對象和時間點，乘以最大 LDFS，可以估算得到用於評估符合監管風險指標的年劑量的估計。圖 4.9 生物圈評估使用模式的主要相關性與空間/時間維度。生物圈評估使用模式的主要相關性與空間/時間維度，描述氣候情景和流出點提供時間和空間方面的資料及資訊（但沒有放射性核種的具體資訊），使用地貌情況發展模式模擬放射性核種遷移的時空變化，並利用地貌情況劑量轉換係數 LDF，計算對人類與非人類生物群（Non-human biota, NHB）的劑量。



生物圈的放射性核種模式可以處理不同類型的源項和各種放射性核種的性質。然而，該模式係設計為穩態(Steady-state)下放射性核種於恆定釋放速率下。此簡化方法是可行的，因為從處置場址廢料體與包裝金屬腐蝕之核種釋出率係屬於固定的常數狀態，對生物圈的評估（即 20,000-70,000 年）的時間尺度大致不變。

從處置場址釋出的放射性核種模型係假定地下水傳輸至風化層深部的生物圈對象。此外，並假設所釋放的放射性核種能遷移到已鑽至基岩的假想水井。在井水（貝克/立方公尺）的放射性濃度可由核種釋出速率（貝克/年）除以井水抽水量（立方公尺/年）得到。該水井位於現場調查位置之中央地帶地區，假設可能受到釋出的放射性核種影響，因為抽水飲用造成生物圈的劑量。

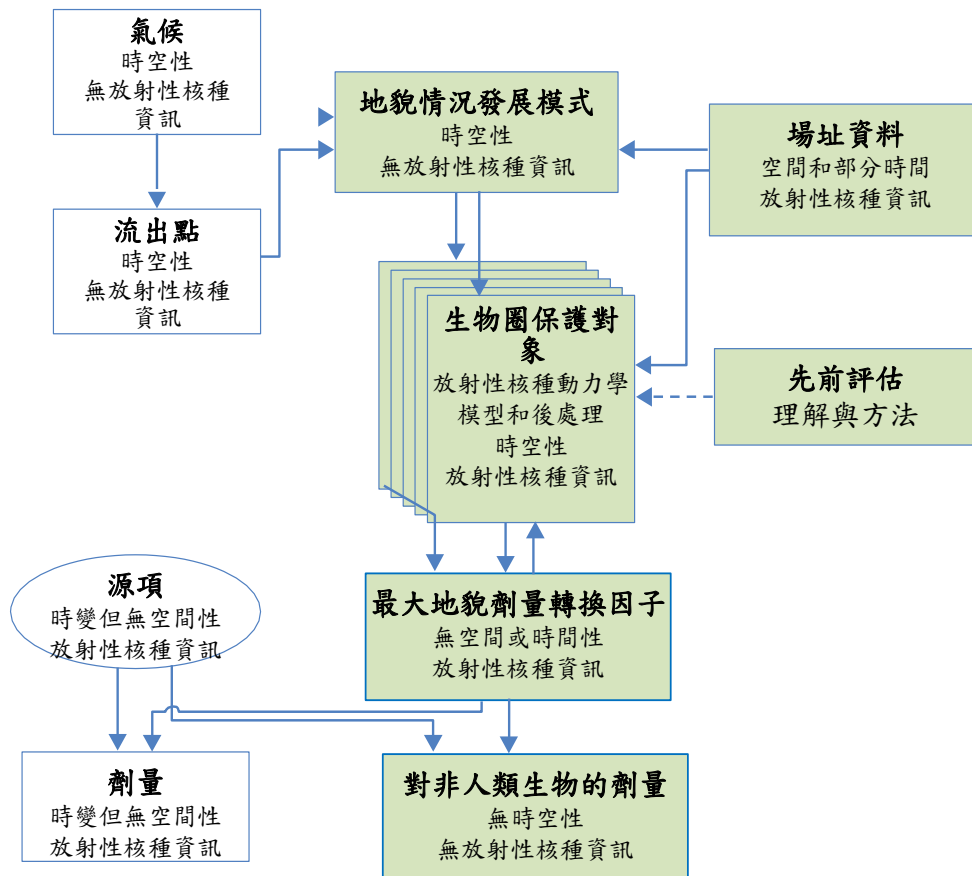


圖 4.9 生物圈評估使用模式的主要相關性與空間/時間維度。

生物圈放射性核種模型係假設為一個區塊模型，其每一個區塊模型的系統內部性質是均質，將陸生與水生兩大生態系統內，於大氣及水環境內，包括低風化層、水生中風化層、水生上風化層、陸生中風化層、陸生上風化層、水生主要生產者、陸生主要生產者等，如圖 4.10 及表 4.5 所示。其之間之交換過程取決於區塊系統內部作用過程(如放射性衰變)和每個區塊之間的質量交換過程與內部的源和匯的作用。圖 4.10 箭頭表示區塊內的放射性核種通量從區塊系統中流出。放射性核種通量在生物圈各個區塊移動，即藉由水流作用、質量傳輸和氣體流出和傳輸。圖中 方框代表區塊系統，粗箭頭代表通量，虛線箭頭濃度計算用於非人類生物群(沒有包括在質量平衡內)。該模型表示一個對象，包含水生(右)和一個陸生部分(左)與常見的低部風化層和大氣。對於源通量(1 貝克/年)由紅色箭頭表示①；放射性核種的傳輸是由不同過程進行輸送，標有深藍色的箭頭②；淡藍色為氣相傳輸③；黑色箭頭為沉澱/重懸浮④；深褐色箭頭為沼澤化過程⑤；綠色為生物攝取/分解⑥。

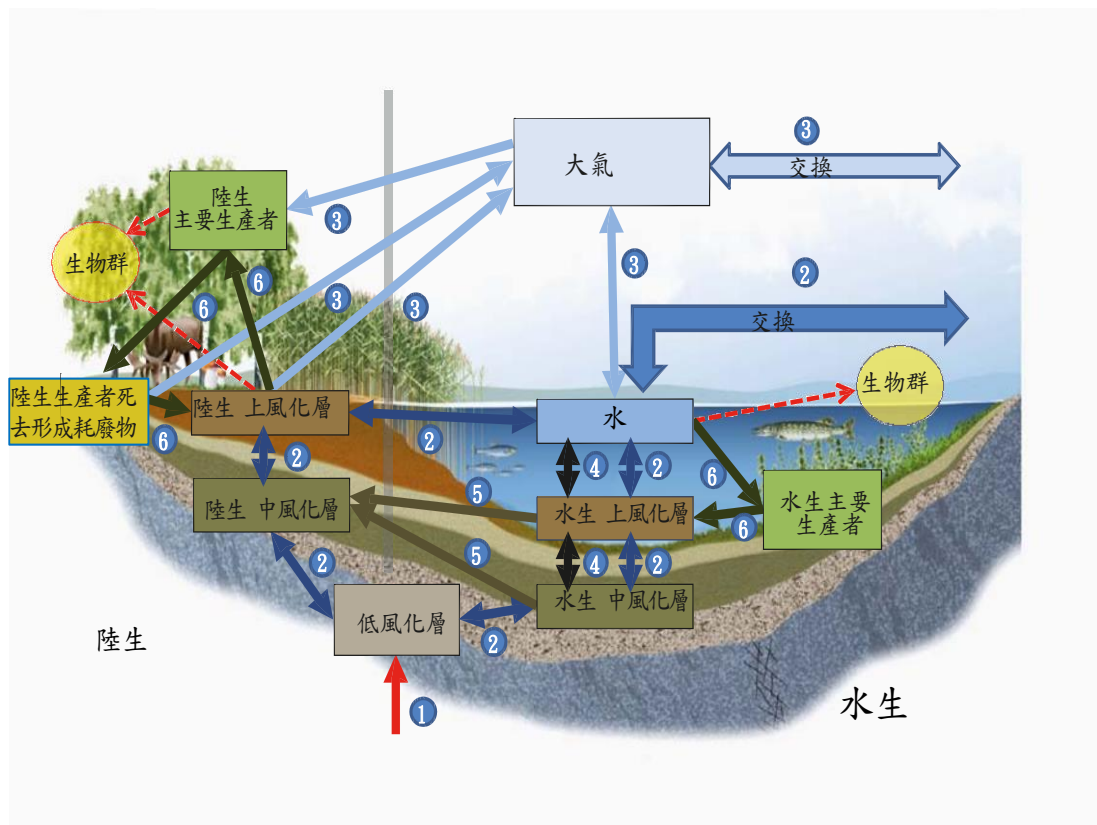


圖 4.10 生物圈的放射性核種模式的概念示意圖。

表 4.5 於圖 4.10 中生物圈放射性核種模式之區塊模式名稱及描述

模式名稱	描述
低風化層	風化層下部覆蓋在基岩。通常是陸生和水生環境的一部分，起源來自冰川。
水生 中風化層	在生物圈對象的水生環境的中風化層，通常包括冰川和冰後粘土，腐殖黑泥和更細的沉積物。主要起源於冰川冰蓋的退縮後，或之後再懸浮物質混合的有機沉積物。
水生 上風化層	水生風化層具有最高的生物活性，其 5-10 公分的上層水體沉積物能再懸浮作用和生物擾動能維持氧化環境。
陸生 中風化層	地面風化層的中間部分，包括冰川和冰後期細顆粒料，即來自海底/湖底的先前沉積物。
陸生 上風化層	地面風化層具有最高的生物活性，如泥沼區上部的泥炭，或農地的翻耕層。
廢棄物	死的植物材料覆蓋的風化層。
水	地表水（河流，湖泊或海水）。
水生 主要生產者	生物群落在水生環境，包括初級生產者和消費者。
陸生 主要生產者	陸地主要生產者。
大氣	大氣的低部部分，其中釋放的放射性核種都充分混合。

## (2) 廢料罐損壞的潛在關鍵性問題

若廢料罐損壞，將會造成處置場址地區附近產生放射性核種釋出的影響，並產生核臨界分析(Nuclear criticality)現象的關鍵性議題。在放射性廢棄物處置場址，正常的用過核子燃料標準，為了臨界安全，中子有效增殖係數  $k_{eff}$ ，包括不確定性，必須不超過 0.95。

針對近場和地質圈中水溶液相之放射性核種傳輸的模式，如圖 4.11 模式和數據的結果計算該示意圖表示模式和數據結果於放射性核種傳輸和劑量計算之流程。表 4.3 列出係使用 COMP23 近場傳輸模式和使用 FARF31 模式、MARFA 模式進行遠場傳輸模式模擬。圖 4.12 COMP23 近場傳輸模式於近場模擬示意圖。於 COMP23 近場模式詳細表示之區塊 B1-B6、C1-C3、D 和 E。傳輸途徑 Q1、Q2 和 Q3 分別傳輸到裂隙與處置孔交接處、開挖損傷區和裂隙與處置坑道交接處。

所選情節之遲滯潛能分析放射性核種釋出、傳輸和劑量的影響，獲致幾項重要結論摘述如下：

1. 對於腐蝕情節，算出的平均劑量至少低於監管法規限值 1 個級數以下，在這種情況下最保守的變異情節，第一個廢料罐的失效，約發生於 50,000 年之後，在這些變異情節中，平均劑量低於法規限值約 2 個級數以下(發生於 100,000 年)，但若低於法規限值約 1 個級數以下(發生於 1,000,000 年)。
2. 對於承受剪應力的情節下，於初始 1000 年所計算的平均劑量相對於監管法規限值可忽略的。在 1000 年至 10 萬年間，計算平均劑量約低於監管法規限值 3 個級數以下，然後增加到約 2 個級數以下(發生於 1,000,000 年)
3. 整體風險總和顯示，KBS-3 處置場設計被評估為符合監管風險指標在整個百萬年評估期。
4. 在腐蝕的情節下，地質圈可提供從近場釋放之劑量當量適度衰減。透過良好的地球化學和水文條件的處置系統的圍阻作用。
5. 對非人類生物群劑量率遠低於 ERICA 模式篩選的建議劑量率。
6. 利用簡化分析模型分析腐蝕和承受剪應力情節之關鍵變因，發現其與數值模式模擬結果一致。這增強的計算結果信心，包括：檢核劑量當量釋出的數值模擬結果，提供品質保證。對於核種釋出造成劑量之演算，透過相對簡單的分析過程，更能清楚理解和模擬。

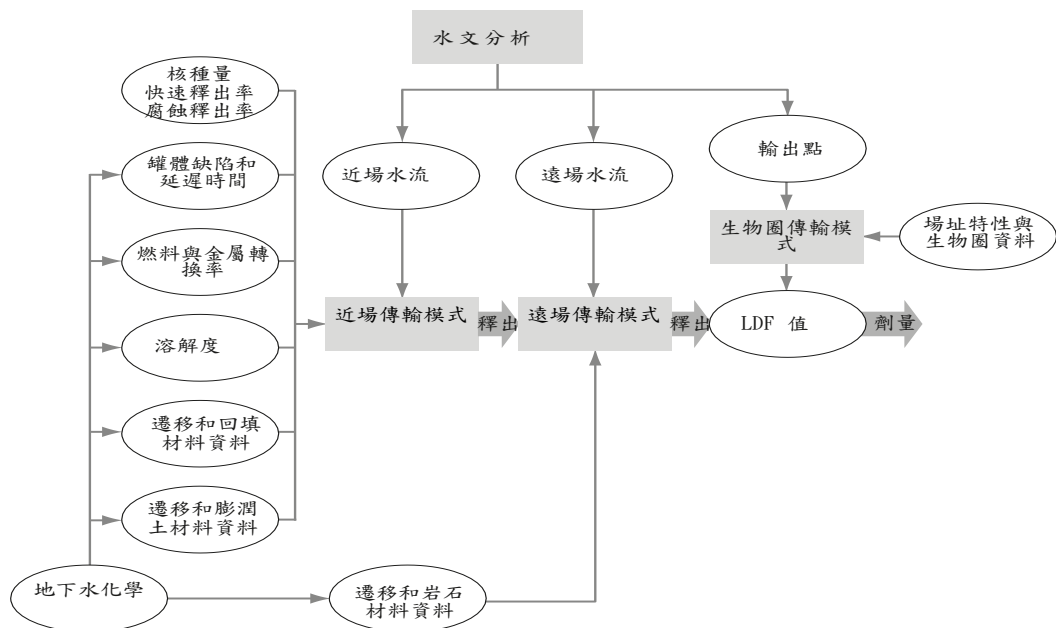


圖 4.11 模式和數據的結果計算。

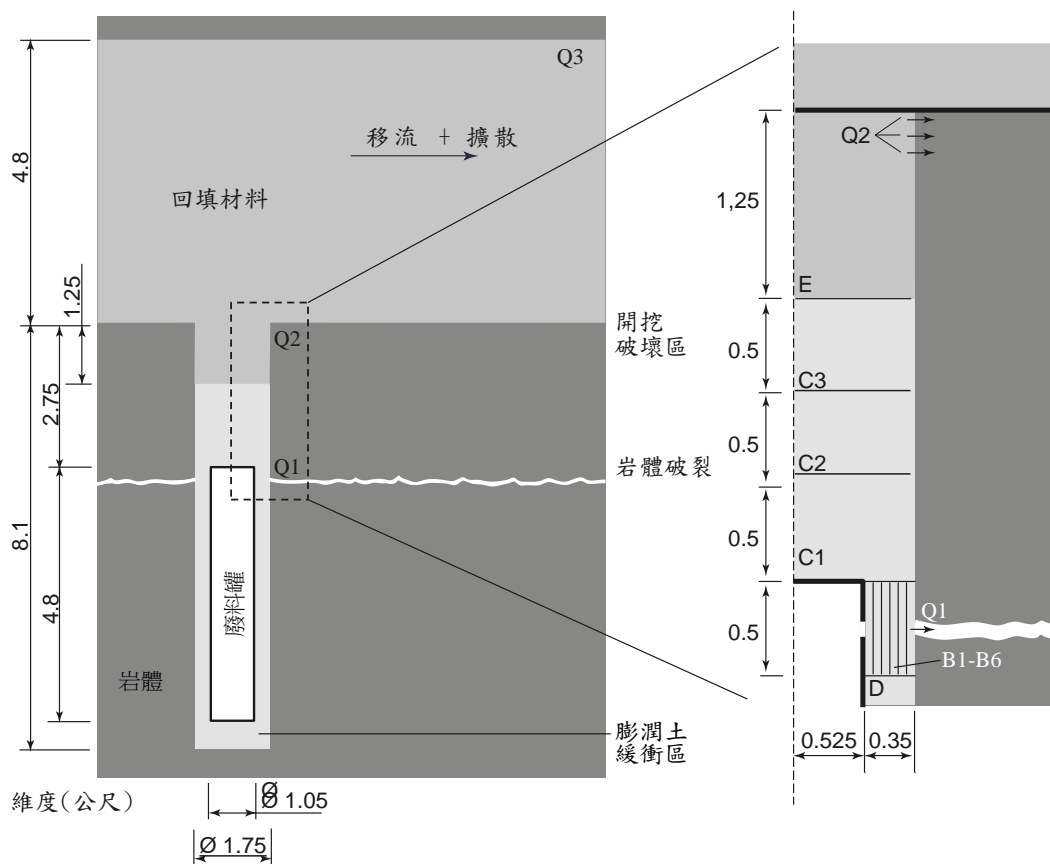


圖 4.12 COMP23 近場傳輸模式於近場模擬示意圖。

## 4.7 更多的分析和支持論證

在前述 4.1 安全評估方法論中已討論的處置系統包含用過核子燃料廢棄物、工程障壁、母岩、鄰近生物圈之分析方法。目前需要根據已完成安全評估方法進行更多的分析和支持論證。包括：

1. 對於未來時間人類的活動進行情節分析方法，並提出更多分析和結果的總結。
2. 選用最佳可行技術並證明優化，以便提出更多分析。
3. 經過完整的情節與風險分析，檢核 FEP 前期評估中被刪掉忽略的評估要項。
4. 一百萬年內的各種指標描述，如構造、天然類比。
5. 天然類比在安全評估上如何提出更多的支持分析和與結論。

## 4.8 小結

放射性廢棄物管理的研究和開發工作中，最重要的工作就是分析放射性廢物處置系統對環境的影響和評估其安全效能。處置系統包含用過核子燃料廢棄物、工程障壁、母岩與鄰近生物圈。處置系統的未來狀態和處置系統的初始狀態、內部作用(如熱、水、力、化與生物作用)、外部作用(如氣候演化)有關。圍阻與遲滯為 Forsmark 用過核子燃料最終處置場的最重要安全功能。影響處置系統安全功能的因子可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。而長期安全評估採用的時間尺度長達一百萬年，因此需對處置場環境長期變化狀態進行說明，包括：開挖與營運階段之處置場內與周圍化學演化、封閉後之初始溫和氣候期之處置場內與周圍化學演化、參考冰期循環、後冰期循環、全球暖化變因等。分析 SR-Site 計畫所用的模式、情節選擇、所選情節之圍阻潛能分析、所選情節之遲滯潛能分析、更多的分析與支持論證等。特別針對初始狀態、內部作用過程，以及作用在系統上的外部因素，與這三種同時一起聯合作用下將決定處置場系統之演變之分析方法，並且清楚分析可能存在著不確定因素而無法完整地描述和理解該演變過程之程序。包括：對於處置場系統演變存在著各種不確定因素，必須有效的確認、分類與整理之方法。可能導致處置場系統功能失敗與可能造成核種外釋引致輻射劑量，經由不確定因素確認、分類與整理，以量化其相互間之關係之方法。藉由輻射劑量評估是否合乎監管標準，藉此了解處置場系統的安全功能是否合乎安全標準之方法等。以上將可提供國內有關用過核子燃料安全評估之入門與啟示。

## 第五章、輻安與法規

### 5.1 KBS-3 處置場的輻射劑量率與風險限值

1. 處置場運轉時，對處置場外所造成個人年劑量率不得超過每年 0.1 毫西弗。
2. 處置場封閉後，對群體中代表性個人的年風險值不得超過  $10^{-6}$ ，劑量對風險的轉換因子為 0.073 西弗<sup>-1</sup>(ICRP60, 1991)。
3. 必須計算處置場封閉後 1,000 年內，因放射性物質外流所造成的集體劑量總和，若處置設施確保 1,000 年內不外流，則不用提報；以及 10,000 年內的各年年集體劑量。
4. 生物圈的保護。
5. 必須對各種不同時期的闖入進行分析，採用最適化與最佳可用技術。
6. 所有的評估均需進行不確定度分析。
7. 封閉後前 1,000 年需進行定量的分析，1,000 年至 100,000 年可進行定性分析，可用簡化的方法分析直至至少一百萬年。

### 5.2 KBS-3 處置場所要處置的用過核子燃料

#### 5.2.1 欲處置的用過核子燃料

##### 1. 用過核子燃料的種類與來源

在 KBS-3 處置場所要處置的用過燃料大部分來自瑞典 12 座核能發電廠所產生的用過核子燃料。此種用過燃料的數量與特性，以下小節核能電廠運轉的參考情節估算。少量來自研究與早期核能發電計畫的用過燃料也將於 KBS-3 處置場處置。

##### (1)核能發電廠運轉的參考情節

瑞典總共有 12 機組的發電反應器，其中 9 座為沸水式，3 座為壓水式。用過核子燃料的最大濃化度設定為 5%，對於二氧化鈾燃料平均組件燃耗限制為 60 百萬瓦日/公斤鈾，對於混合氧化燃料則限定為 50 百萬瓦日/公斤鈾。在此參考情節中，最後一座反應器於 2045 年停止運轉。欲估算未來用過燃料組件的數量，必須知道預定的燃耗與熱功率。

##### (2)其他燃料—背景與來源

早期瑞典的核能發電計畫有再處理用過燃料。有一座產生熱的反應

器也有一座研究用反應器。因此，有一些混合氧化燃料與用過燃料必須在 KBS-3 處置場處置。在 1963 至 1974 年間，也有一座壓水式重水反應器，提供斯德哥爾摩地區的熱能。其燃料起初為天然鈾，後來為低濃化鈾，也必須處置。

## 2. 用過核子燃料的數量、燃耗及冷卻時間

### (1) 來自核能電廠運轉參考情節的用過燃料

用過燃料的數量與燃耗乃是根據中期貯存設施 (Clab) 內的燃料與前述核能電廠運轉參考情節所估算的。用過燃料的總量取決於反應器的能量輸出，而此又依存於反應器的運轉時間與功率。對於已知的能量輸出，若提升濃化度與燃耗，則燃料的更換率與用過燃料的組件可以減少。

表 5.1 估算用過燃料的總量：

燃料類型	中期貯存場燃料數	參考情節總數	參考情節總重(公噸鈾)
沸水式	21,194	47,498	8,312
壓水式	2,552	6,016	2,791

### (2) 其他燃料

表 5.2 其他燃料的總量

燃料類型	中期貯存場燃料數	參考情節總數	參考情節總重(公噸鈾)
Agesta 燃料組件	222	222	20
交換 MOX 組件沸水式	184	184	14.1
交換 MOX 組件壓水式	33	33	8.4
Studsvik 殘留燃料於特殊護箱內	19	約 25	3

## 3. 對於處置場設計與長期安全重要的燃料參數

有些用過燃料特性對於工程障壁設計與處置場布置極為重要。在做安全評估時，也必須知道某些燃料特性或預測之。KBS-3 處置場的設計，要求選擇包封於廢棄物罐內燃料組件，與包封前操作燃料組件。本節列出處置場設計與長期安全評估所必要的燃料參數。

瑞典核能發電計畫與其他燃料均為氧化態 UOX 或 MOX。此種燃料結構



在 KBS-3 處置場環境溶解度很低，此為長期安全評估某些情節重要的特性之一。其他重要參數有濃化度、燃耗、照射或功率歷史、以及冷卻時間。另外尺寸與材料也很重要。用過燃料組件的尺寸影響廢棄物罐的尺寸。而燃料的材料組成為長期安全評估的前提。在長期安全評估中，氮、氯、鎳及鈮等四個元素尤其重要。包封於廢棄物罐內的液體與氣體，可能會對鑄鐵內罐產生腐蝕作用。廢棄物罐內的水與空氣經由放射化學分解可能產生會腐蝕內罐的硝酸，也會在有張應力的地方產生應力腐蝕龜裂。

## 5.2.2 操作用過燃料的要求

本節討論用過燃料於 KBS-3 處置場最終處置有關操作的必要條件，亦包括用過核子燃料對廢棄物罐的設計前提所做的限制。茲將其分下列兩小節討論：

- 有關處置場設計與長期安全的要求
- 有關 KBS-3 系統操作的要求

### 1. 有關處置場設計與長期安全的要求

#### (1) 衰變功率

燃料組件的衰變功率依存於其燃耗、冷卻時間、以及重金屬的質量。衰變功率會影響最終處置場溫度的升高。高溫將影響工程障壁的性質進而影響其障壁功能。高溫將使岩石產生應力，進而使其產生裂隙。因此 KBS-3 處置場有最高溫度的限制。緩衝層的幾何(例如孔隙空間)、含水量及處置孔間距應設計足以使緩衝層的溫度小於 100°C。

(標準：每一個廢棄物罐的總衰變功率不超過 1700 瓦。)

#### (2) 臨界

必須防止於核反應器圍阻體外的臨界。因此，用過核子燃料的特性與其在廢棄物罐內的幾何安排，即使在有水進入的情況下，也要維持次臨界。內罐鑄鐵的雜質碳與矽必須分別維持在 6% 與 4% 以下，以維持次臨界。選擇用過燃料的要件為：

操作要求：應依照燃料的濃化度與燃耗，廢棄物罐的幾何結構與材料，選取要包封的燃料組件，使得廢棄物罐在操作與貯存時，即使有水進入，也要維持次臨界。

(標準：有效增殖因數包括不確定度必須小於 0.95。)

(3) 尺寸與限位裝置

廢棄物罐內罐的設計，必須考慮燃料組件在核反應器內照射後所造成的尺寸改變。而有下列設計要求：

設計要求：內罐燃料套管的尺寸必須能容許所有要處置燃料組件的尺寸。其前提為，容許運轉導致燃料組件長度的增加，以及截面積因運轉而變形。要安裝維持其他燃料固定於燃料套管內的裝置。

(4) 包封的液體與氣體

廢棄物罐密封後，殘留於其內的水和空氣受輻射分解產生硝酸，會對其內鑄鐵與銅外殼產生腐蝕作用。為限制空氣與水的含量，燃料組件在包封前必須先乾燥，同時改變與檢驗其內的空氣。而廢棄物罐有下列設計前提：

設計前提：改變廢棄物罐內罐的空氣變成大於 90% 的氫，以限制其內硝酸的產生。殘留於內罐最大的水總重量設定為 600 克。

(5) 輻射

廢棄物罐表面的輻射可能導致產生硝酸與其他腐蝕物質，導致銅廢棄物罐的表面在處置場內加速腐蝕。限制表面輻射強度可以忽略這些腐蝕作用。因此，操作用過燃料有下列要求與標準：

操作要求：必須證實廢棄物罐表面的輻射劑量率不超過評估長期安全所採用的前提之強度。

標準：廢棄物罐表面的輻射劑量率必須不超過每小時 1 戈雷。

## 2. 有關 KBS-3 系統操作的要求

(1) 包封

用過核子燃料的包封必須符合核能發電計畫，使其花費與對環境的影響均最小。因此，只要所選定的燃料組件符合衰變功率與臨界的接收標準，最好使廢棄物罐裝填到其最大容量。選擇組件要求如下：

操作要求：廢棄物罐的數量必須盡量少，若可能，盡量裝填滿廢棄物罐。

基於安全、輻射防護及花費，最好盡量減少燃料組件的移動次

數。選擇燃料組件要求如下：

操作要求：燃料組件的移動與吊卸次數必須盡量少。貯存廢棄物罐在由包封廠移送至中期貯存設施前，如果可能，必須清空。

#### (2) 操作安全與輻射防護

對於設施運轉的安全評估，以及在 KBS-3 系統內運送的輻射防護考量，必須已知廢棄物罐內放射活度的量與其表面的輻射強度。

操作要求如下：

操作的要求：必須證實廢棄物罐內放射活度的含量與其表面輻射的強度不超過用來做運轉安全評估的前提之含量與強度。

#### (3) 核物料的管制—核子保防

有關不擴散可裂材料與其管制管理的規劃，瑞典的承諾詳列於 SKBdoc 1172138。用過燃料包封後，其個別燃料組件即難以管制，而是以廢棄物罐作為管制核物料的單位。因此，每一個廢棄物罐均必須依照程序加以標誌。

### 5.2.3 用過核子燃料的操作

用過核子燃料的操作包括運送接收燃料組件、暫時貯存、以及選擇組件與包封。

#### 1. 運送與接收燃料組件

##### (1) 活動

用過核子燃料依照適用的放射性物質運送法規，運送至暫時貯存設施。組件卸載擺放於貯存廢棄物罐，並暫時貯存。每個貯存廢棄物罐與燃料組件各以一組編號標誌。燃料組件的編號與貯存廢棄物罐的標號連結，並登錄組件在廢棄物罐的位置。

##### (2) 檢查

在運送前，核能電廠提出要送出的燃料組件與其特性，SKB 檢查文件確認組件可由運送系統運送至暫時貯存設施。

在卸載組件時，必須目視檢查其編號。登錄核物料管制的重要性值，貯存於特定資料庫，以供核子保防。長期安全有關燃料組件特性的數據，則貯存於另一資料庫。核能電廠運轉時必須登錄燃料組件的

燃耗並執行品保。必要時，可用加馬掃描度量燃耗。

## 2. 暫時貯存

### (1) 活動

當貯存廢棄物罐內的燃料組件安放登錄完成後，貯存廢棄物罐傳送至貯存池內的固定位置，並有一組唯一的編號。組件貯存至其被選用來包封。監測此貯存，貯存廢棄物罐的所有移動都必須登錄。

### (2) 檢查

貯存廢棄物罐或燃料組件被移動後，必須檢查其編號並登錄其新位置。若有需要，可以在暫時貯存設施內，度量組件的輻射與衰變功率。設施的運轉，要定期度量貯存池的液位與溫度。

## 3. 選擇燃料組件

### (1) 活動

選擇燃料組件依前述要求條件，按下列步驟重複執行，以供包封：

- 選擇用來包封的燃料組件，其燃耗與冷卻時間，使廢棄物罐內的總衰變功率不會使溫度超過最大許可值。每個廢棄物罐的總衰變功率不超過 1700 瓦。
- 廢棄物罐的個數必須最少，如果可能，填滿處置廢棄物罐。
- 在操作貯存廢棄物罐時確認臨界不會發生，即使廢棄物罐充滿水亦然。有效增殖因數包括不確定度必須小於 0.95。
- 廢棄物罐表面的輻射劑量率必須小於每小時 1 戈雷。
- 燃料組件的吊卸與移動次數必須最少。
- 如果可能，貯存廢棄物罐由包封廠傳送至暫時貯存設施前，必須清空。

### (2) 檢查

依照 SKB 的管理系統審查所計算的衰變功率與加載曲線。輸入數據、計算機程式以及計算都要審查。

## 4. 傳送至包封廠

### (1) 活動

當已選定燃料組件同時確定包封的計畫，含有組件的貯存廢棄物

罐由貯存池吊出並傳送至包封廠。燃料組件的位置與貯存廢棄物罐的內容記錄於資料庫內，以作為可裂材料的管制。

## (2) 檢查

貯存廢棄物罐與其內之組件，在其由貯存池吊出前與其傳送至操作池後須目視檢查，此項檢查可由攝影機記錄。針對每一燃料組件檢查紀錄之衰變功率、燃耗、濃化度以及其他對包封重要的資訊。若對衰變功率不確定，則在操作池，執行度量加馬輻射確證之。

## 5. 燃料組件的乾燥

在燃料組件安置於廢棄物罐前必須先乾燥，使其含水量小於 600 克。

## 6. 在廢棄物罐內的安放

在安放內罐的不鏽鋼蓋前，必須檢查確認燃料組件的編號與計畫中的內容符合。此項檢查可以目視並以照片登錄。

## 7. 抽換廢棄物罐內罐的大氣

廢棄物罐內罐的空氣以氫氣抽換，並使氫氣含量大於 90%。

### 5.2.4 欲處置的廢棄物罐

#### 1. 影響廢棄物罐個數的因數

欲處置的廢棄物罐個數取決於下列因數：

- 廢棄物罐內燃料組件的個數
- 欲包封的用過燃料組件之個數
- 組件的燃耗
- 廢棄物罐所容許的衰變功率
- 包封開始的時間與包封速率

廢棄物罐中燃料組件的最大數目對沸水式與壓水式分別為 12 與 4。

#### 2. 包封程序的模擬

用過燃料的包封，假設下列條件，進行模擬：於 2023 年開始進行包封，在最後一個核能電廠停止運轉後 25 年，2070 年全部完成。並以下列包封速率進行模擬

年	包封速率(廢棄物罐/年)		
	沸水式	壓水式	合計
2023	17	6	23
2024	58	22	80
2025-2027	87	33	120
2028-2054	109	41	150
2055-2069	73	27	100
2070	77	13	90

## 5.2.5 包封後用過核子燃料的初始狀態

### 1. 前言

所謂包封用過核子燃料乃是指包封處置於 KBS-3 處置場的用過燃料。在廢棄物罐與燃料組件的孔穴中所含的氣體與液體包封用過燃料的一部分。所謂包封用過燃料的初始狀態乃是指廢棄物罐最後密封後，無法再對單獨燃料組件進一步操作時，燃料的特性與廢棄物罐中所含的氣體與液體。

### 2. 放射核種含量

用過燃料中放射核種的含量大部分取決於燃料的燃耗。燃耗反應發生於燃料組件分裂反應與中子輻射的量，由此可知分裂內容、活化產物、以及超鈾元素。較高的燃耗放射核種含量較高。放射核種的含量某種程度上亦受下列因數影響：

- 燃料組件的照射與功率歷史，亦即其在反應器中以何種功率待多久的時間。
- 燃料類型，亦即 UOX 或 MOX。

### 3. 分裂氣體排放與間隙清點

燃料組件分裂氣體的排放以廢棄物罐內組件的平均燃耗計算。然而，組件內分裂氣體排放與其線性功率有關。相同的燃耗，其線性功率亦因反應器與功率的不同而有所不同。因此計算分裂氣體排放時，以平均燃耗±5 百萬瓦日/公斤鈾為之，再取其平均值。

### 4. 衰變功率

燃料組件被選出包封前，必先計算其衰變功率。由於衰變功率的計算誤差為 2%。為使廢棄物罐內的衰變功率符合 1700 瓦的標準，同時考慮誤差的餘裕，目前一個廢棄物罐的總衰變功率不超過 1650 瓦。必要時，可以在暫

時貯存設施直接度量衰變功率。

## 5. 包封的氣體與液體

氣體與液體的含量取決於乾燥與氣體交換。目前無法對實際氣體與液體的含量提供詳細的資訊。然而，乾燥與氣體交換已是成熟的技術應用於乾貯設施。總之，廢棄物罐中液體的含量不超過 600 克，氫氣含量超過 90% 是合理可達。

## 6. 廢棄物罐表面的輻射

由於衰變功率與輻射均和燃料組件的放射活度相關。經由評估所獲得的結論為，只要所選定用來包封的燃料組件符合衰變功率的標準，則廢棄物罐表面的輻射劑量率遠低於可接受的每小時 1 戈雷。

## 7. 臨界

假若臨界標準無法達成，燃料組件絕對不可以包封。在包封前，每一燃料組件都必須依照計算出的加載曲線查驗臨界狀況。

## 8. 尺寸與對安全評估重要的其他參數

不同的核能發電廠會採用許多不同核子燃料供應商。不同供應商燃料組件的詳細設計亦不同。

TR-10-13 附錄 A 詳列用以計算衰變功率、放射核種含量、臨界、以及分裂氣體排放的燃料組件，以及包括此類組件的幾何與材料之詳細資訊。

### 5.2.6 小結

1. 在 KBS-3 處置場所要處置的用過核子燃料主要包括瑞典 12 座核能電廠運轉所產生的用過燃料。其數量以在中期貯存設施 Clab 與 SKB 對核能電廠運轉所做的參考情節來估算。所要處置的沸水式與壓水式燃料組件個數、燃耗、冷卻時間、以及參考情節中最後停機的反應器之最後運轉年，均已詳列。
2. 在 KBS-3 處置場也要處置少量其他用過燃料，來自瑞典研究單位與早期的核能發電計畫，其來源與數量均已詳列。

3. 用過核子燃料的特性影響 KBS-3 處置場的設計。處置場的設計則導致操作用過燃料的要求。用過核子燃料的尺寸、濃化度、燃耗、以及冷卻時間為對其操作要求設限的特性。
4. 燃料組件的衰變功率取決於其燃耗、冷卻時間、以及鈾質量。衰變功率會影響最終處置場的溫度。由於在緩衝層的溫度必須加以限制，使得廢棄物罐中燃料組件的總衰變熱有其最大值。
5. 在操作用過燃料時，必須防止臨界發生。燃料組件將依其濃化度與燃耗選擇來包封，同時設計廢棄物罐，使得在廢棄物罐中無論如何均不會產生臨界。
6. 最大燃料組件的尺寸為廢棄物罐的設計前提。同時，廢棄物罐也對燃料的操作要求設限。對於較小的燃料組件，若有必要將加裝限位控制器，以防止其在內罐的孔道中移動。為防止在廢棄物罐的內罐產生腐蝕，燃料組件在封裝前必須乾燥處理，同時內罐的空氣以惰性氣體取代。
7. 關於在最終處置場內的環境，廢棄物罐表面則有最大可接受輻射劑量率的要求。由於輻射劑量率類似衰變功率，取決於燃耗與冷卻時間，因此所包封燃料組件最大許可的衰變功率也將限制輻射劑量率。為了長期安全與運轉時的輻射防護，必須驗證廢棄物罐表面的輻射劑量率沒有超過限值。
8. 瑞典承諾不擴散並管制可裂材料，每一個廢棄物罐將加以標誌，並將其計為一個核物料單位。
9. 用過核子燃料允許由核能發電廠運送至中期貯存設施。燃料組件在暫貯一段時間後，依其燃耗與冷卻時間，被選用來包封，使廢棄物罐內的衰變功率不超過限值。已經證實，對於所選取的組件不會產生臨界，且廢棄物罐表面的輻射劑量率不會超過限值。燃料組件於是運送至包封廠，經乾燥後置於廢棄物罐內。在檢查確認燃料組件的編號後，安裝內罐的不鏽鋼蓋，同時將其內空氣換成氬氣。最後安裝廢棄物罐的銅蓋，並密封之。
10. 基於所要處置的用過核子燃料、SKB 設施所預計的運轉次數、以及對所選擇用來包封燃料的要求，已經對包封操作進行模擬。由此模擬獲得所要處置廢棄物罐的個數，與廢棄物罐內燃料組件的燃耗限值。



11. 包封的用過核子燃料包括用過燃料組件與廢棄物罐內孔穴內的氣體和液體。所謂初始狀態乃是指，廢棄物罐最後密封後，不可能再操作個別的燃料時之包封燃料的特性。
12. 初始狀態的放射核種含量為安全評估的重要輸入資料。在最終處置場的放射核種總含量取決於核能發電廠所放出的總能量。在個別用過燃料組件的放射核種含量主要依存於燃耗，而衰變功率亦依存於燃耗，則在廢棄物罐中所含放射核種的含量亦受限於所允許的最大衰變功率。
13. 最終處置場的放射核種含量已經由個別燃料組件所計算出的放射核種含量求和算出，也根據一組類型廢棄物罐的含量求和算出。所謂類型廢棄物罐乃是根據包封模擬的結果選出，用來代表並適當描述廢棄物罐中的內含物——用過核子燃料。類型廢棄物罐的放射核種含量，亦為評估運轉安全的輸入資料。
14. 除了放射核種含量外，初始狀態資料亦包括臨界特性、衰變功率、包封的氣體與液體、廢棄物罐表面的輻射劑量率、以及其他對長期安全評估重要的參數。

## 5.3 天然類比

天然系統提供兩項無法在實驗室達成的事情：完整的天然環境複雜性與非常長的時間尺度。比較與處置系統的特徵、事件或作用類似的天然系統，可使對處置場在天然環境中長期演化的評估結果更具信心。

處置場中各部分組件——用過燃料、銅廢棄物罐，及膨潤土緩衝材料，將其與天然類比比擬，其結果證實有用。藉由對天然類比場址的研究，強化了在地質中所發生許多作用的知識，例如鈾與其他元素的遷移。

### 5.3.1 天然類比研究在安全評估中所扮演的角色

自從在 1980 年代天然類比的概念開始成形以來，迄今天然類比的研究與高放射性廢棄物處置場安全評估間的關係，已經有所改變。天然類比研究極難提供安全評估所需的定量結果，但是，其具有重要的定性價值，其證實某項特徵或作用確實存在於自然界，而且在天然環境中持續一段很長的時間。這一項重點，可以提升公眾的認知與了解。要了解安全評估所需要的許多知識超越一般常識。天然類比與實驗展示，在某種程度上，可以增進一般大眾了解對長期安

全重要的條件與作用。特別是材料類比，在這一方面極為有用。

現在吾人已知天然類比研究的兩個重要理由，亦即暴露於天然複雜環境與長時間尺度，由此亦引入不確定性，因此系統性的安全分析難以引用此兩因數。對於天然類比而言，其缺點為缺乏明確的邊界條件資訊。例如，缺乏對於作用效應評估所需的初始條件，此即為難題之所在。此外，類比並非完美：類比與實際評估組件間的差異，總是引起懷疑其結論的源頭。因此，大多數天然類比的研究，並非產生定量數據並應用於安全評估模式。然而，即使有這些限制，天然類比研究增進了安全評估中對於天然作用的了解。天然類比研究的重要性在確認相關的作用，以及證明所有相關的作用均已涵括於評估模式中。

天然類比研究的另一要義為發展設備與方法，用來調查處置場址。要全面研究礦體，主要針對鈾礦，必須應用場址調查的方法。此時，個別類比與典型處置場址間的差異乃是一種機會而非難題。此項差異，促進改善測試方法來解釋度量的結果，例如地下水的氧化還原條件、pH 值、懸膠體、及微生物活動。

許多天然類比研究均以國際計畫方式進行。這些計畫匯集不同領域的科學家，對於測試所做的假設提出重要的討論與批評。長期安全與科學類似，最終均取決於公開透明與批評。以下為 30 多年來，所做一些天然類比研究所獲主要結果與評論。

### 5.3.2 處置材料的類比與影響材料的作用

天然材料與在自然界中所發現的考古物件，已被研究做為處置材料的類比。這些材料已歷經各種複雜的天然作用與不同的時程。吾人今日所見乃是這種天然實驗的結果。

#### 1. 用過核子燃料

天然鈾礦(二氧化鈾)與以二氧化鈾為基底的用過核子燃料有許多相似處。這些材料具有相同的晶格結構(螢石結構)，與鈷、鈣及稀土元素的氧化物形成固態溶液，具抗輻射傷害(自回火)，且有類似的氧化作用。然而，此並非表示這些材料全然一致。它們仍有許多重要的差異。主要的差異，例如氧化鈾的含量與來自放射衰變的鉛。前者，在鈾礦中含量較高；後者，在 20 億年古老鈾礦中含約 20% 重量比的氧化鉛，但在用過核子燃料中其含量相當少，即使在一萬年後也只有約 0.00014% 重量比的鉛。

許多天然類比場址，例如西非加彭的奧克羅(Oklo)、加拿大的雪茄湖(Cigar Lake)、巴西的 Pocos de Caldas、及芬蘭的 Palmottu，主要為成形於數百萬年前的鈾礦區。這些場址被選定的部分原因為，鈾礦作為用過核子燃料的類比，可研究其在不同地質環境的行為。

在雪茄湖，礦體存在於 450 米深的還原環境，由礦體溶出的氧化鈾已被詳細討論。然而，即使再還原環境，雪茄湖鈾礦的氧化狀態還是要比用過核子燃料中氧化鈾之氧化狀態高。此使得極難對 KBS-3 處置場的用過核子燃料推導出類似的溶出結果，然而，值得注意的是，此礦體形成於 13 億年前，歷經所有的天然作用，並沒有導致任何地球化學指標顯示其存在於地表面。

在雪茄湖的研究中，另一用過核子燃料的重要特徵為放射化學反應。游離輻射導致化學反應，而且放射衰變的能量積存很大。因此，早期評估由此效應導致用過核子燃料溶出的悲觀結果，總是被誇大了。在雪茄湖最靠近礦體的黏土中觀測到三價鐵的沉澱，此可解釋為放射化學氧化的結果。然而，其亦可證明為可能是來自礦體形成時的水熱改變。此與其他觀測結果，促進發展更實際的模式。

如同前述，天然鈾礦除了鈾與氧外，亦含有其他元素，例如鈷與稀土元素。這些元素，亦在反應器運轉時，形成於核子燃料內，可將其視為用過核子燃料中元素的"化學品類比"。這些化學品類比在巴西的 Pocos de Caldas 礦區中含量很多，也在天然類比研究中扮演重要角色。

用過核子燃料最引人注目的天然類比為 20 億年古老的鈾礦，奧克羅天然化石類反應器，事實上，其為天然的用過核子燃料。這些化石反應器發現於西非加彭含鈾礦的地層中，其由核臨界而形成反應器區。大約發現有 16 個這種反應器區存在於奧克羅與其鄰近地區。核子反應發生於大約 20 億年前，當時鈾 235 的含量高到足以產生自持核分裂反應。包括前寒武紀與其他地方的地質研究，並沒有找到類似化石反應器的跡象。此可能是許多偶然因數共同促使核子鏈反應自然啟動：高鈾濃度、鈾的同位素組成適當、由於高孔隙率使中子緩和劑(水)存在、不正常低含量的中子毒物(例如鈾與鎂)，其吸收中子。此外，含此天然反應器的沉積地層，在其存在的 20 億年期間，基本上不受板塊作用的影響。

奧克羅鈾礦與用過核子燃料有引人注目的相似處，也有重要的差異。這些差異的原因，部分來自天然反應器與人造發電反應器運轉歷史的不同。在奧克羅鈾礦的核子反應以低速率低功率進行，漸歇性持續數十萬年。來自發電反應器的用過燃料，具有更強的熱歷史，更高的燃耗，且含有更高濃度的分裂產物。另一個值得注意的差異為，奧克羅存在有烴化物，此有助於維持還原狀態。

有關在奧克羅達成臨界的必要條件之知識，可以用來評估用過核子燃料處置場達成臨界的可能性。用過燃料中能有殘存的可裂材料。因此用奧克羅條件所建立的模式，來評估 KBS-3 處置場。評估結果顯示處置場不可能達成臨界。

作為用過核子燃料的類比，奧克羅比其他類比特出的原因為，反應器區的鈾礦包含分裂反應所產生的元素(分裂產物)。即使年代久遠，反應器區亦顯示保存良好。少數成分因質量遷移而損耗，否則將使評估核子反應更為困難。例如，分裂反應所產生的稀土元素，良好保存於鈾礦內，而揮發性的鉍則已消失。用過核子燃料中的金屬聚集物(稱作  $\epsilon$  粒子)之類比，亦發現於奧克羅的反應器區。在用過燃料中，這些 1 微米大小的  $\epsilon$  粒子包括鉬、鎢、鈦、銻及鈾的合金。亦發現分裂產物碲與這些粒子有關。在奧克羅反應器，類似的金屬分裂產物分離亦曾發生，此可由發現鈦、鉍及鉛粒子的紀載獲得證實。這些粒子直徑高達 100 微米，並非金屬合金，而是硫化物態的聚合體。有趣的是，這些聚合體亦與碲和硒有關，顯示出貴金屬與硫族非金屬的化學親合度。

## 2. 鑄鐵

在丹麥 Nydam Mose 有一水澇考古遺址，包含西元 200 至 500 年所掩埋軍事設備的鐵物件。其中，隕鐵為確認的主要腐蝕產物之一，此顯示無氧富碳酸鹽(10-2 莫)的腐蝕環境。評估出來的腐蝕速率範圍從上限每年 5 微米降低至每年 0.03 微米甚至更低。分析 151 件長矛所獲平均腐蝕速率大約為每年 0.2 微米。

考古鑄鐵工藝品的腐蝕亦被研究，分析西元第二世紀至 16 世紀工藝品上的腐蝕產物。也分析長期被掩埋的低碳鐵物件，以決定其平均腐蝕速率。

腐蝕產物可以顯示腐蝕作用中氧的存在。研究發現，度量與估算的腐蝕速率在相當大的範圍變化，但是估算的平均腐蝕速率每年不超過 4 微米。

### 3. 銅

在與處置場條件有關的地球化學環境中所發現的自然銅，可作為說明銅廢棄物罐長期穩定性的範例。因此調查含自然銅的礦體，尤其著重有腐蝕作用或潛在腐蝕的銅。考古發現的銅物件，亦應用於此相同的目的。

世界最大的自然銅儲存，位於美國密西根州北部的 Keweenaw 半島。此自然銅礦脈與相關的礫岩沉積間層存在於玄武岩的母岩裏，且形成於大約 11 億年前。根據記載，大約 500 萬噸的自然銅已經被開挖。來自上密西根州的主要銅礦，像 Keweenaw 半島，的自然銅曾由冰河傳送。其大小從小至鵝卵石至大到超過一噸重的礦塊，例如著名的 Ontonagon 銅巨石。此又稱為浮銅。在冰河所留下的沙礫石岸邊，曾發現保存良好的浮銅。已經有人研究兩件證實有冰川磨損的浮銅。最近一次冰川退去大約於 8000 至 11000 年前。然而，此兩件浮銅仍然保存良好，只有相當薄的腐蝕產物，經證實為赤銅礦與孔雀石。在磨損面積處，最大的氧化物厚度僅 0.6 毫米。根據記載，其中一件發現於小於一米深度(大約兩英尺)。

芬蘭的 Hyrkkola 銅鈾礦，具有與芬蘭和瑞典擬用於處置用過核子燃料的地層類似的地質條件。Hyrkkola 的自然銅與鈾母岩為偉晶花崗岩脈。礦脈年紀估計大約 17 億年。自然銅與銅硫化物及次要的鈾礦，存在於偉晶岩數個不同深度的連通裂隙。其中一個礦脈具有蝕變的偉晶花崗岩包括自然銅與氧化銅，且在裂隙的表面鍍上吸附鈾與銅的蒙脫石。岩心鑽探的研究深入地下約 100 米。與礦脈裂隙有關的地下水組成利用 SKB 移動式現場實驗室分析。Hyrkkola 的自然銅，即使在含硫化物的水和現在的條件，仍然存在。鈾系研究證實與其他觀測顯示，暴露於地下水硫化作用停止於數十萬年前，其後被氧化作用取代。大至 1 毫米的自然銅顆粒發現與赤銅礦的薄輪緣一同存在。某些小顆粒已經完全氧化。某些保存良好的自然銅顆粒發現存在於蒙脫石內。

Hyrkkola 的自然銅，為在與擬作為處置場地球化學條件類似的地層，在地質時間尺度，銅存留的許多範例之一。然而，自然銅礦脈通常與玄武岩有

關，例如美國 Keweenaw 半島的情況，或是硫化銅礦的表生風化。因為其地質條件與芬蘭和瑞典潛在處置場類似，Hyrkkola 作為比較很有價值。

大約 1 至 2 毫米厚至 10 厘米見方的自然銅片，曾被發現在英國 Littleham Cove 的二疊系泥岩的露頭。除了某些腐蝕跡象外，即使其年代已有一億七千六百萬年，銅仍然明顯保存良好。銅片與含鈾結節有關，此結節由泥岩中三價鐵銅時期還原所形成的環內發現。這些含鈾結石與自然銅的形成，早於泥岩藉由流體中礦物質的沉積壓實。因此，泥岩母岩在其大多數的歷史中，均低於現在的地下水位且含飽和水。自然銅與鈾結節均被用作用過核子燃料裝於銅製廢棄物罐內掩埋於壓實黏土內的類比。

在 Littleham Cove，銅沿著泥岩內礦床的板層與薄裂隙沉積。在緊接銅的泥岩中，曾度量到小於 1 毫米窄的銅擴散環。此可能是後來銅強化或損耗的結果。不論如何，此兩者均顯示擴散的範圍小於數百微米。某些赤銅礦的蝕變已被確認，但除此之外，自然銅保持相當惰性，直至序列隆起，暴露於表面腐蝕與在現在的環境中氧化風化。含鈾結節的活度被用來評估放射化學的效應。藉由用過核子燃料所產生阿伐粒子放射分解水產生過氧化氫的計算方法，可用以評估鈾結節。所計算出最大的過氧化物的量足以氧化 1 克的黃鐵礦。然而，並無觀測或度量顯示放射化學會引起二價鐵離子或泥岩中水飽和岩體中其他還原物氧化的重要作用。

戰艦 Kronan 號於 1676 年爆炸沉沒於 Oland 的東南海底，其大砲散落於海底。其中之一尊青銅製大砲被選用來研究腐蝕。其幾乎被完全掩埋，炮口近乎垂直朝下掩埋於淺的海底黏土。青銅的銅含量高達 96.3%，而其鄰近壓實的海底黏土則部分由蒙脫石組成。已知的邊界條件，例如掩埋的年代與環境的組成，使其作為銅廢棄物罐掩埋於飽和黏土緩衝材料的類比極具價值，即使其掩埋時間很短。一併分析大砲的表面與其鄰近黏土。在表面發現有赤銅礦與一些孔雀石，而在表面下青銅基底含有夾渣的黑銅礦。描繪出銅擴散進入黏土 4 厘米。由於夾渣與船沉前大砲已經覆有一層腐蝕產物，使此項研究更為複雜。依照目前所有的證據，詳細評估的結果獲得最大的腐蝕率為每百年小於 10 微米。

此項研究後來以加拿大的概念，對銅廢棄物罐與參考腐蝕機制重作評

估。此機制包括可溶銅物與所謂歧化反應。後者表示二價銅，例如來自黑銅礦的夾渣，與金屬銅一同產生單價的銅。此建立的機制可以用來完滿解釋早期紀載的發現並細化結論。

在瑞典中部與南部不同地點的三個避雷針板，於掩埋於地下超過 50 年後，被開挖出來研究。此三個銅板掩埋於深度介於 1.2 至 303 米的淤泥與黏土的土壤。其中兩個銅板受點蝕影響，點蝕因數為五，而第三個銅板也是掩埋最深的，則無此種現象。前兩個銅板有發現氧化銅，而後者則發現硫化銅。銅水管也提供點蝕有用的資訊。

後來對於銅廢棄物罐所做的研究，對於點蝕提供更多有用的理論與實驗思考，這是以前沒有的。

#### 4. 膨潤土

作為緩衝與回填材料的膨潤黏土通常取自天然礦床，除了乾燥、壓碎及過篩外，並不需要進一步處理。礦床本身與在其他地質條件所產生的膨潤土已經作為研究處置場緩衝與回填之類比。例如引人注意的作用包括熱與化學影響、抗液壓流量、以及所溶解物質的擴散。

在自然沉積物中所觀測到蒙脫石最常見的變換為蒙脫石改變成伊利石(伊利石化)，且此變換可以在實驗室條件下複製。形成伊利石的必要條件之一為要有鉀存在。在地下水溶解物中與造岩礦物中均可找到鉀。當考慮蒙脫石-伊利石改變的動力學時，地下水中鉀的初始濃度與周遭含鉀礦物的溶解率很重要。任何與伊利石競逐鉀的礦物形成也很重要。

蒙脫石變換至伊利石的條件，已經由沉積盆地的深井調查研究。這些研究自然系統中的伊利石化，並沒有關聯到特定的自然類比場址，而是對各種沉積盆地做研究，以期對蒙脫石至伊利石的礦物變換關係中時間與溫度做更好的說明。已經研究美國德州灣岸、日本新潟盆地、美國洛杉磯盆地、以及法國巴黎盆地的深井樣本。這些井對不同年代(4.5 至 210 百萬年)的沉積盆地開挖，提供近乎完整的掩埋序列數據。由此所推導的模式顯示，在與處置場相關的溫度，與處置場所考慮的時間尺度(~一百萬年)，反應速率很低。

瑞典亦研究熱對膨潤土的效應，樣本來自四億五千萬年前火山灰沉積所形成的膨潤土礦床約兩米厚。樣本也有取自三億年輝綠岩蓋下 95 米處的膨

潤黏土。當熔融岩漿水平穿透沙系列形成輝綠岩。岩漿使沉積岩受熱且深入膨潤土層。瑞典的膨潤土層發現已經有一段時間，且早期被當作壓實的膨潤土緩衝層之類比，以測試研究熱效應。後續亦研究其他地點的試樣以強化數據，其他地點也是岩漿加熱蒙脫石礦，但是有不同的時間-溫度曲線。

由於岩將的侵蝕，膨潤土層在大約 200 年後達到最高溫度 140°C，其後 600 年間維持高於 100°C，並在大於一千年後逐漸降低至環境溫度。黏土因二氧化矽而水泥化，與伊利石黏土礦的發生，均可用加熱的原因來解釋。此兩種作用均會降低膨潤土的膨脹功能，而此膨脹功能則為緩衝材料的主要功能。早期的研究證實，限制溫度與時間來控制熱脈衝，可以使壓實的膨潤土維持其膨脹功能，只要其他的地球化學環境不會在其他方面影響蒙脫石。後來，用簡單的一維擴散反應模式來模擬所觀測到的黏土進展。假設海水組成，並測試兩種不同的反應選項：蒙脫石至伊利石固態變換與蒙脫石溶解接著伊利石沉積。後者有較好的果，但當假設伊利石的形成是不可逆時，所獲結果更好。如同所預期的，鉀為產生伊利石的重要成分。依照計算結果顯示，反應所產生的二氧化矽則擴散進入周遭沉積岩並沉降成石英。

在西班牙 Cabo de Gata 地區的一些膨潤土礦床，被選來作為取樣與研究各種不同的長期緩衝材料特性。第一期研究後，研究縮小集中於三個礦床與兩種作用：對 Morron de Mateo 研究熱效應；對 Cala del Tomate 與 Cortijo de Archidona 研究鹽度效應。在 Morron de Mateo 的熱效應由火山圓頂所造成。在火山附近的膨潤土證實富含鐵與鎂的蒙脫石，而在較遠的試樣則為正常鋁的蒙脫石，但是其陽離子交換容量與比表面積等特性則相同。蒙脫石的礦物結構含有鐵與鎂乃是因為火山圓頂附近污染物與蒙脫石在中等溫度(低於 100°C)反應生成的。這些條件沒有大到使蒙脫石變換成其他礦物。在 Cala del Tomate 與 Cortijo de Archidona 的膨潤黏土則明顯歷經水中組成的改變。在 Cala del Tomate 的深度，鈉與鎂為蒙脫石中主要的可交換陽離子，而在近地表面則為鎂與鈣。觀測 Cortijo de Archidona 顯示海水入侵，後來接著大氣降水入滲，富含鈣與鎂。孔隙水的離子強度介於每升 0.02 至 0.23 莫，但是黏土礦物似乎維持穩定。



### 5.3.3 在地圈的遷移與遲滯作用

為強化我們對放射核種在地圈遷移與遲滯的知識，科學研究乃是以這些元素(或其化學類比)的地球化學行為為基礎。

#### 1. 地表下的條件

在芬蘭 Palmottu 湖鈾礦所做的觀察顯示，岩石的能力保持穩定並且維持還原條件，即使歷經長時期的永凍與冰川。冰凍的條件，使鹽排出，可能使 Palmottu 的地下水觀測到不尋常的化學，高的鈉與硫酸。冷凍接著溶出硫酸鈉礦物可能是原因之一。永凍與冰川的地下另一狀況為可能形成甲烷天然氣水合物。研究天然永凍環境證實，在預期的處置場條件下，不可能產生水合物。

加拿大雪茄湖鈾礦在地質歷史的不同時間與地下水作用，此可由氧的同位素組成與二級鈾礦物的存在證實。但是，此僅使鈾礦的化學組成與結構引起少量擾動，並且只有有限的銻系元素遷移。

在加彭天然分裂反應器區 Bangombe，因其深度不大，表面風化作用與地下水影響礦區。Bangombe 反應器僅 12 米深，位於亞熱帶不同的氧化環境。但是在其地下水懸膠體濃度卻很低(小於 0.3ppm)，即使其為動態亞熱帶條件。

#### 2. 放射核種的遷移與遲滯

天然類比計畫的重要性之一為研究放射性廢棄物中有關放射核種的地球化學行為與地球化學反應。已經證實氧化還原峰面在遲滯許多微量元素扮演重要的角色，即使對於非氧化還原敏感的元素。懸膠體對於遷移並沒有貢獻，反而發現顆粒材料與懸膠體在深的地下水中是不移動的。在加拿大雪茄湖的研究也證實沒有大量的遷移發生。此可能因為鈾礦周圍的黏土所致。已經用質量遷移計算模擬此結果。懸膠體對放射核種不可逆的吸附，再加上其不移動，因此可將其功能視為遲滯作用。

在加彭的天然反應器區內與其周圍的水熱黏土，證實藉由層狀矽酸岩(伊利石與綠泥石)能有效的留存鈾、稀土元素、及鋳，而在某種程度的鈾。

### 5.3.4 模式測試與方法的建立

許多天然類比計畫的主要工作乃是驗證測試放射性廢棄物處置場功能評估與安全分析所採用的地球化學模式。此外，在天然類比研究所發展建立的方法與設備可應用於詳細場址調查。在澳洲鱷魚河 Koongara 計畫，藉由全面調查場址蒐集獲得大量的資訊與數據，總共採用 13 種不同的質量遷移模式，來驗證並再現所觀測到鈾 238 與其一些子核種的彌散扇。

### 5.3.5 小結

天然類比研究對長期安全評估的重要貢獻為提供在評估中要包括那些作用與特徵的定性資訊。相關的作用並不僅限於著名的天然類比場址，亦可在許多的天然系統研究。然而，將研究聚焦於這些國際計畫，可以獲得許多場址特定的資訊，各種不同領域的研究人員匯集討論這些成果。

天然類比可被認為是在複雜天然環境中所做的長時程的實驗。觀察這些實驗的結果，可對影響觀測到特徵的作用做假設。並用各種方法測試這些假設。如此，天然類比研究的資訊可以用來建立概念模式。

許多天然類比研究的內涵為測試用來評估長期安全所採用地球化學工具與其數學模式的正確性。實際上，此導致評估在天然環境中所用地球化學模式相關的資料庫之適用性，同時建立這些模式的不確定性。

然而，天然類比研究所獲結果的應用有其限制。安全分析所需要的定量數據極難獲得為主要的限制。有關特徵的初始狀態與影響此特徵的事件與作用之詳細情形在長時間尺度並不完全知道。此乃是天然類比概念——長時間尺度與複雜系統的結果。

總之，天然類比的研究結果為定性的，而非定量的。匯集科學家與建模者於這些國際計畫，主要研究聚焦於建立方法，使有足夠的資訊可以明確指出安全評估有關的作用與情節。同時，許多天然類比研究支援長期安全分析，增進一般大眾對深地層處置的認知與了解。

## 5.4 生物圈分析

本節針對處置場進行功能評估，處置場封閉後放射性核種有可能自處置場某些區域排放出來，經過地質 129 圈進入生物圈，最後造成人類輻射曝露及環

境污染，評估結果希望能確保處置場的設置可以保護未來人類的健康安全及維護環境生態品質。

#### 5.4.1 生物圈的特徵、作用與途徑

生物圈的特徵、事件與作用(FEPs)，探討核種在環境中遷移及累積，進而評估環境中人類的健康及安全是很重要的。受到污染的地下水排放進入生態系統後，核種可能在某些區塊 (compartments)累積。建立一個系統方法，進一步了解影響核種遷移、累積及對進入或利用生態系統的生物及人類造成曝露的各種作用有其必要。

由於深地層處置場考量時間達百萬年，尚需考量地貌發展及生態系統演替對核種遷移、累積的效應。生物圈評估需建構作用矩陣(Interaction Matrix,IM)，確認可能影響核種累積及曝露的各種成分及途徑。SR-Site 報告列出 15 個主要區塊[地質圈(邊界條件)、風化層表土(regolith)、初級產生者(primary producers)、分解者(decomposers)、濾食性(filter feeder)、草食動物、肉食動物、人類、風化層表土水、表面水、水的成分、當地空氣、溫度、核種、外部條件]，放在 IM 對角線上。其中地質圈、風化層表土、風化層表土水、表面水、當地空氣代表環境介質，初級產生者、分解者、草食動物、肉食動物、人類為經由以上環境介質而直接或間接暴露的生物體；另再加上水的成分(水化學)、釋出核種、空氣、溫度、外部條件等個別區塊。IM 中非對角線元素則為區塊間的作用，用來描述整個生態系統的動態。當區塊間產生作用，將導致至少其中一個區塊改變。IM 代表對場址生態系統各種作用及核種行為的了解程度，可用來指引場址調查計畫、場址發展模式及概念模式的開發。

SR-Site 2010 報告中確認了生物圈 IM 中的 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。而 34 個作用又可分為以下 6 類。(1)生物作用；(2)與人類行為有關的作用；(3)化學、力學與物理作用；(4)遷移作用；(5)輻射及熱作用；(6)地貌發展作用。

評估人類或生物體的體內曝露及體外曝露。體內曝露是指攝入污染的水或食物、或吸入污染的空氣(如氣態廢棄物、土壤中核種再懸浮形成空浮微粒)，然而未來人類的飲食習慣及選擇食物可能改變，設想其飲食結構(dietary composition)不確定性很高。體外曝露則考慮直接輻射。

## 5.4.2 場址描述

非生物的特性包括地形、風化層表土、氣候、地表水文、沿岸海洋學 (coastal oceanography)、化學等特性。SKB 開發了一套數位高程模型(Digital Elevation Model, DEM)來描述地形。氣候方面 Forsmark 地區年均溫為 7°C，主要風向來自西南方向(西南風)，年降雨量為 546mm。地表水文方面，Forsmark 區總共有 25 個以湖泊為中心的集水區，面積小(0.03~8.67 km<sup>2</sup>)而淺[平均深度(0.1~1 m)、最大深度為(0.4~2m)]。近海岸湖水在海水在高水位時偶而會流入湖水，濕地占集水區約 25~35%。水力傳導係數值(K)一般為 10<sup>-7</sup>~10<sup>-4</sup> m/s，從風化層表土表面到深度 0.5m 的 K 為最高，之後隨下向深度而下降。近地表地下水會沿淺層水流路徑移動，地下水位小於 1m，且與地表地形有關。

在地球化學環境方面，Forsmark 區域表面水及淺層地下水的海洋離子含量高、PH 值高(鹼性)，鈣含量較高。此區域湖水含有低濃度磷及高濃度的氮及溶解有機碳，豐富的鈣影響土壤的形成及陸地生態系統的結構及其發展。

生態系統包括陸地生態系統、水域生態系統及人類使用天然資源。陸地生態系統中 73%陸地為森林所覆蓋，主要是蘇格蘭松(Scots pine)及挪威雲杉(Norway spruce)。濕地常常覆蓋 10~20%的陸地，某些集水區當地可達 25~35%。包括森林沼澤(forest swamps)及開放沼澤(open mires)。定居點附近有耕地及牧場。大部分草原因國家耕地消退而不再管理。最常見的大型哺乳動物是麋鹿(roe deer)及駝鹿(moose)，2004 年廠址調查初期偶而發現野豬(wild boar)。Forsmark 區域發現鳥類有 96 種。從處置場的泥沼生態系統的 IM 所確認的重要作用及核種傳輸、累積及曝露途徑如圖 5.1，水域(湖泊及海洋)生態系統的概念模式如圖 5.2。

## 5.4.3 場址發展

影響場址及其生態系統發展的兩個主要因素為(1)氣候變遷(climate variations)；(2)海岸線位移(shoreline displacement)。氣候變遷影響了許多作用如侵蝕(erosion)、沉積(sedimentation)、地下水排放及補給、土壤形成、初級產生者、有機物質分解者等。海岸線位移主要是氣候變遷的二次效應，為冰河誘發地殼均衡回彈(glacially induced isostatic rebound)與海平面變化相互作用的結果，對 Forsmark 地區影響很大。Forsmark 在最近的冰消期(deglaciation)前後可能重

複處於在海平面下很長的一段時間。目前地貌因海岸線受到海進的影響，沿岸線的海岸作用決定了區域發展。鬆散沉降的侵蝕且遷移到深層區域，水載營養素創造了一個具生產力的海岸帶，洪水在此規律的發生，許多海洋初級產生者集中在海岸附近淺層水。

連續的地殼均衡回彈使海岸線不斷的往外遷移，陸地不斷的上升，主導地貌的發展，高地比低地容易暴露出來。例如高地易風化，形成的土壤具較高成熟度；濕地累積更多的腐質黑泥(gyttja)及泥炭(peat)。因為湖泊、水流及濕地常與地形凹陷一致，是深層地下水及釋出核種可能到達地表的地點。長期場址開發的考量包括地形、風化層表土、氣候及氣候有關過程、地表水文、沿海海洋學、化學、生態及人類使用天然資源等。

#### 5.4.4 核種傳輸的地貌模式

地貌模式(landscape model)可表達生物圈物體的地點、劃界(delimitation)、及發展及相鄰生物體間的作用，可連結地質圈模式到地表系統。生物圈物體的確認需使用地下水模式，內容包括評估深層地下水遷移到達地表的排放點、近地表水流及傳輸則包括在不同氣候情況的水流模式計算結果、近地表水流路徑、平流及延散、核種保留(retention)及反應傳輸(reactive transport)等。

##### 5.4.4.1 生物圈物體與地貌模式

生物圈物體(biological object, 簡稱 BO)的種類具多樣性，可為物種(species)、生物(organisms)、基因(genes)、生態系統(ecosystems)、發展系統(developmental systems)、人口(populations)、菌落(colonies)、高類群(higher taxa)、微生物(microbes)、單系群(monophylrtic groups) 等。地貌模式是分析核種自處置場排放後，在生態系統的約束、水文及土地利用等情況下，以系統方法評估核種到達生態系統的重新分佈。生物圈可由一組互相關聯的 BO 來代表，並接收釋出核種。SKB 用排放點的群集來確認 Forsmark 區域 BO 的地點，應用於地貌發展模式，以 1,000 年為單位來確認排放區域的時間與空間分佈及確認 BO。每一 BO 的外部邊界，由淹沒期(submerged phase)的海盆的地勢來決定。在湖泊及陸地相之間，在與海隔絕的湖岸線勾畫出 BO。圖 5.3 為西元 11,000 年之 Forsmark 地貌的案例。SR-Site 報告總共確認 10 個 BO，包括目前間冰期(interglacial)在排放區的下流區域外確認 5 個 BO。

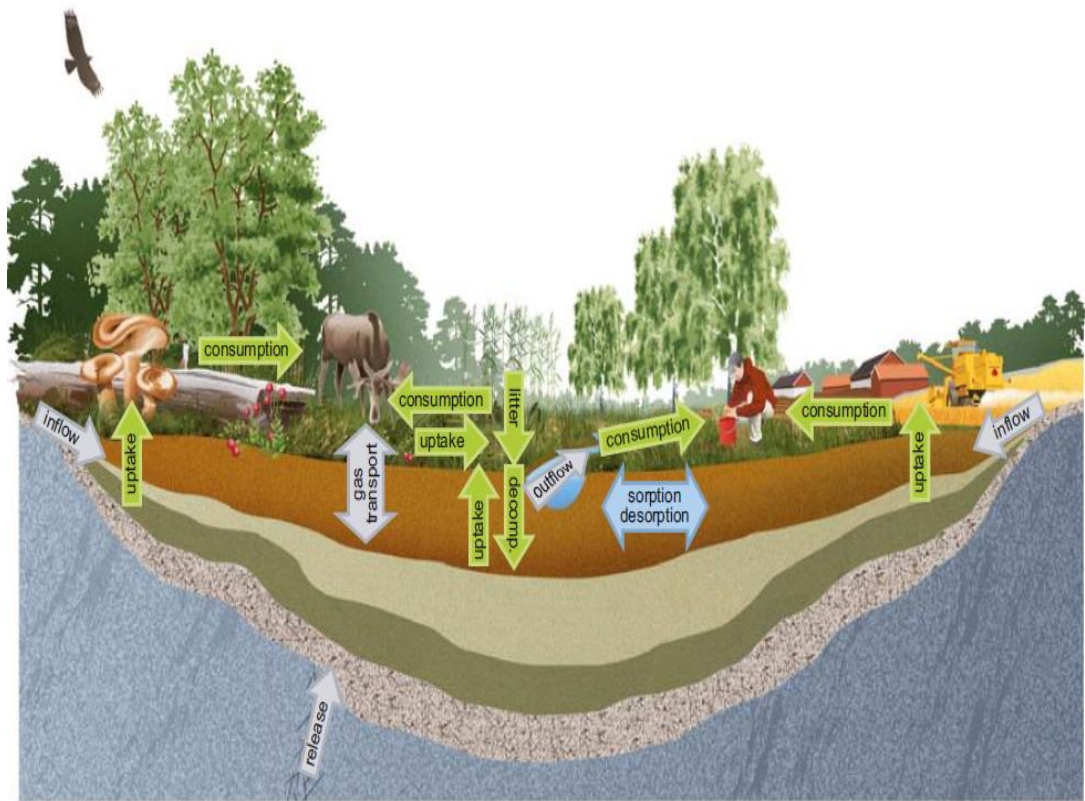


圖 5.1 影響濕地生態系統及泥沼排水耕地的核種遷移及累積重要通量概念  
陸地生態系統的概念模式

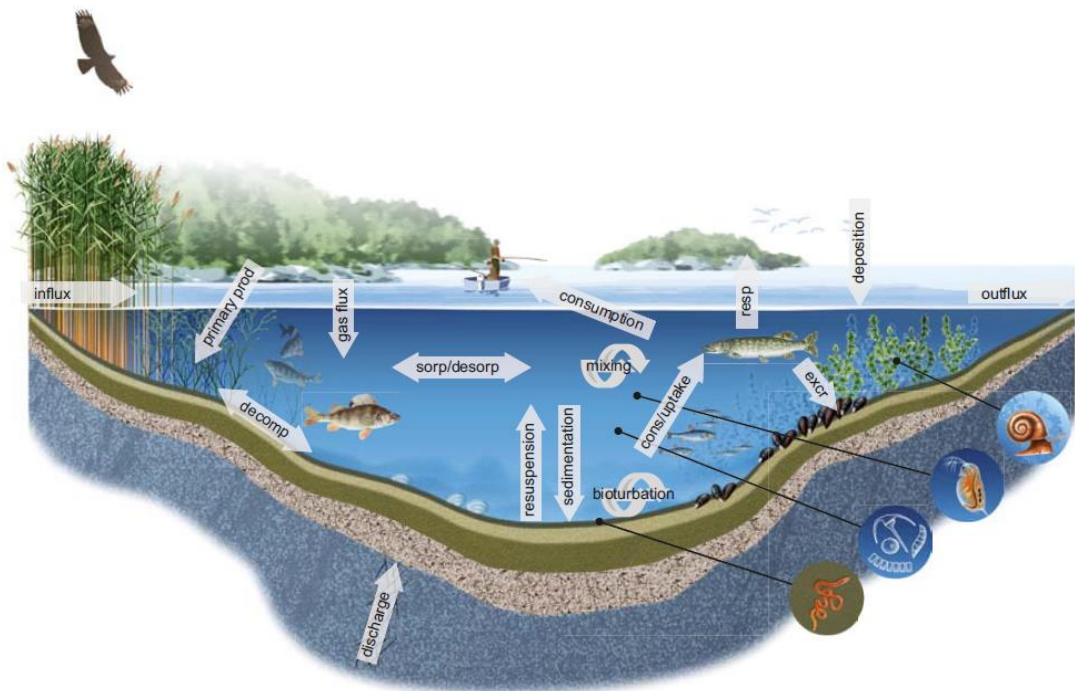


圖 5.2 水域(湖泊及海洋)生態系統的概念模式

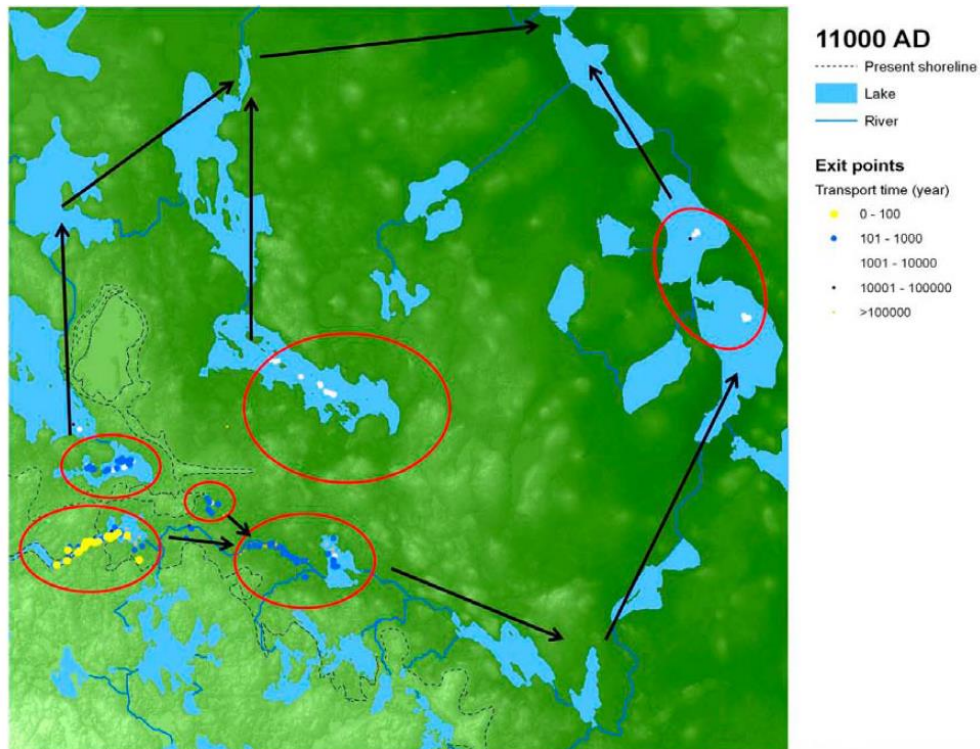


圖 5.3 敘述 BOs 的確認工作。圖中顯示地貌發展模式西元 11,000 年的排放點，紅色圓圈圈住排放點群集地點為經確認的 BO，黑色箭頭表示表面水流方向。

#### 5.4.4.2 地貌幾何特徵

地貌模式除了 BO 外，具有以下三種幾何特徵：盆地、分水嶺及子集水區。其中盆地是主要的特徵，大部分參數是來自盆地，對核種模式具有意義。分水嶺是指盆地整個上游區域，子集水區指 BO 排放區面積減去表面水流入 BO 排放區的面積。

#### 5.4.4.3 BO 隨時間的發展

每個 BO 與當地的海盆地或湖泊盆地地形有關。BO 的物理邊界反應出基岩幾何形狀及在間冰期變化極大的覆冰積土(over lying till)、冰河沉積物。BO 的特性隨海岸線位移、海浪侵蝕與沉降、湖泊填入及生態系統演替而不斷改變。當冰河冰蓋消失，一般所有生物會走向類似演替。自公海的一部分經過海灣階段到湖泊，最後轉變成濕地，其流向如圖 5.3 所示。

溫和間冰期(temperate interglacial)經過一般演替後，大部分的 BO 經歷 4 個階段：

1. 海階段(sea stage)：BO 就是海盆地。
2. 過渡階段(transitional stage)：海灣被孤立出來，轉換到被濕地環繞的湖泊

及水流。

3. 湖泊階段(lake stage)：環繞濕地擴張進入湖泊，水域沉降漸漸被一層泥炭所覆蓋。這個過程可用核種通量自水域沉降到陸地風化層表土來表示，此階段終止於湖泊完全轉移為濕地。
4. 陸地階段(terrestrial stage)：BO 達成熟階段，無進一步自然演替發生。對大部分排放區而言，最後階段是指濕地的水被小水流排放掉。

#### 5.4.4.4 地貌模式中的生物圈物體

在地貌中每個 BO 有其定義的地點，BO 之間自然演替或地貌特徵的長期發展而改變生態系統型態或大小。在演替階段的 BO 定義了地貌模式，具有特定的生態系統。在間冰期開始時，BO 被深度 180 m 的海水淹沒，且會與鄰近 BO 作用。因海岸線位移的持續進行，BO 逐漸浮出海面變成湖泊與濕地，此階段主要作用以單向作用逐漸轉變成陸地表面水流系統，BO 鏈從最上游的 BO 到達波羅的海的最後出口，是以單向作連結。用於核種模式的 BO 地貌星群(constellation)，可隨模擬目的而改變。例如，在模擬整個表面水系統網絡(surface water network)遷移時，使用所有的 BO。然而在模擬單一 BO 內核種濃度及劑量時，選擇吾人感興趣的單一 BO 及受其影響的下游 BO。

#### 5.4.4.5 生物圈物體的參數設定

地貌模式可將地貌發展期間 BO 的參數化，模式中包含地貌發展期間描述 BO 所需資訊。隨著地貌發展模式中每個 BO 的演替，這些參數用來模擬地貌發展，加上海岸線位移及湖泊填入。為描述 BO 的發展，在隨時間連續變化參數的方面，地貌發展模式中的參數對其區域作出整合與取平均值。包括風化層表土層的面積及深度、水深度、海盆地/湖泊盆地體積、支持出及生產者的海底/湖底面積、沉降率/再懸浮率、濕地面積及上層風化層表土深度等。

#### 5.4.4.6 參考冰河期的評估模式

地貌在冰河期會產生極大的改變，但並非 BO 的組成會改變。SKB 報告描述非冰河時期，BO 如何從海階段、經過湖泊及濕地到達陸地階段的演替過程，整個發展過程需費時 8,000 至 20,000 年，且與 BO 的地點有關。地貌發展模式主要包括 Forsmark 區域自第一期冰緣域(periglacial domain)開始的陸地生態系統，在湖泊階段只有 1~2 個 BO，海階段並無代表海的 BO。



淹沒的地貌可用來描述冰河期氣候域，只有在冰邊緣(ice edge)靠近場址時，人類可能在海洋地貌中收集食物。因無居民，冰河期並無其他相關的地貌組成。地貌發展模式的結果應用及水文地質模式確認排放區(即 BO)，可用來評估核種對人類及生物體的輻射效應，以如何處理及隨時間而變化的 BO。這些變化包括自冰消，經過間冰期及冰緣域的溫和氣候域，最後再回到冰河期。這些地貌資訊對核種模式是必要的。

#### 5.4.5 生物圈核種模式

SKB 針對 Forsmark 處置場，考量不同情節，計算了生物圈的地貌劑量轉換因數(Landscape dose conversion factor, LDFs, 單位為 Sv/y per Bq/y 或 Sv/Bq), LDFs 係指單一脈衝排放(a pulse release)或常數釋出率(constant release rate)所造成的個人約定平均年有效劑量，與核種、BO、傳輸與生物體中累積途徑及氣候條件等因素有關。SR-Site 計算模式將陸地及水域模式結合成一個模式，可以連續掌控自海盆地經湖泊到濕地的轉移，植物吸收(plant uptake)納入模式內的質量平衡，具有初級產生者的功能。

##### 5.4.5.1 射源項

在腐蝕(corrosion)與剪切荷重(shear load)情節，最可能的情況是單一廢料罐失效。釋出核種在 100,000 年內不可能抵達生物圈，核種連續外釋經由地下水抵達生物圈的時間在 100,000 年之後至數百萬年間。腐蝕情節可保守假設廢料罐的地點地下水流率較高，此與地質圈的低遷移阻力有關。在岩石剪切負載情節，假設剪切裂隙(shear fracture)為較大岩石破裂網絡中之一，因此安全評估中可不考慮核種在地質圈的保留(retention)。在此情況，海岸線地點對排放區的地質位置影響有限，污染地下水將侷限於單一 BO。

在計算 LDF 時，假設 20,000 年內核種自燃料基質及腐蝕金屬釋出率近乎常數。並保守假設核種整個釋出造成關鍵群體暴露，而非分散給數個 BO。當核種釋出至 BO 深層風化層表土時，BO 自海水中出現，均假設釋出核種抵達基岩的鑽井。

##### 5.4.5.2 未來生態系統

在不斷重複的冰河期間，假設地貌發展遵循一個與目前冰河期類似的路徑。因此在未來冰消期，排放區將經過公海、海灣、湖泊，最後轉移到濕地的

一個演替過程。未來的海洋及湖泊生態系統，假設與目前 Forsmark 海洋與水域生態系統類似。濕地將由未來湖泊持續發展成類似於目前此區域所發現的豐富沼澤(rich fens)。若水分排出，濕地將可提供肥沃的有機土壤來養殖一段時間。

#### 5.4.5.3 關鍵群體

考慮冰河期淹沒的地貌到完成陸地的整個時期，假設 BO 內關鍵群體，在此 BO 內度過一生並在其內取得所有的食物。

#### 5.4.5.4 生物圈物體的傳輸及累積模式

在 BO 的核種模式是區塊模式(compartment model)，如圖 5.4 所示。假設食物產量是人類生活在生物圈的限制因素，生物圈可提供居住人數與 BO 面積成正比。然而，生物圈可提供居住人數亦與土地使用有關，濕地農作物單位面積生產率比天然食物生產率高出 2~3 個數量級。

SR-Site 假設居民食物來自 BO 的水域及陸地，並假設部分濕地儘速的轉換成農耕地。但假設未來人類對食物並無嗜好，飲食習慣反映 BO 所生產不同類型的食物。當生物圈物體淹沒於海面下，人類飲食包括海洋食物；但當 BO 從海洋中孤立出來，人類飲食來自湖泊水流(河流/溪流)及濕地。當有農耕時，人類飲食包括天然食物及農耕產品，利用排水濕地生產如穀類、塊根作物、蔬菜、飼料肉及乳品生產等食物。

假設居民能排水並於海平面以上 2 m 濕地耕種生產食物作物及畜養家畜。當計算最大年劑量時，假設濕地轉移成農耕地。Forsmark 地區來自排水濕地有機土壤的持續使用，只能在有限時間具有生產力。當地下水位低時，泥炭沉降、泥炭有機層及先前湖泊沉澱通常在會 50~100 年內氧化。表面有機層下的風化層表土主要是石頭及富含冰積物(glacial till)的巨石，因此不適合農耕。Oresundsgrepen 某些區域附蓋厚層黏土及砂，淺層濕地的排水可能相當容易，底層成礦沉積物( minerogenic deposits)可持續發展農耕數千年之久。因此，泊及水流(河流/溪流)內表面水。當 BO 自海面出現時，考慮污染飲用水的曝露，並假設家畜與居民飲用相同的水源。在生產蔬菜時考慮用污染表面水灌溉。所有 BO 內考慮耕地土壤用表面水灌溉，但不考慮用鑽井的水來灌溉。

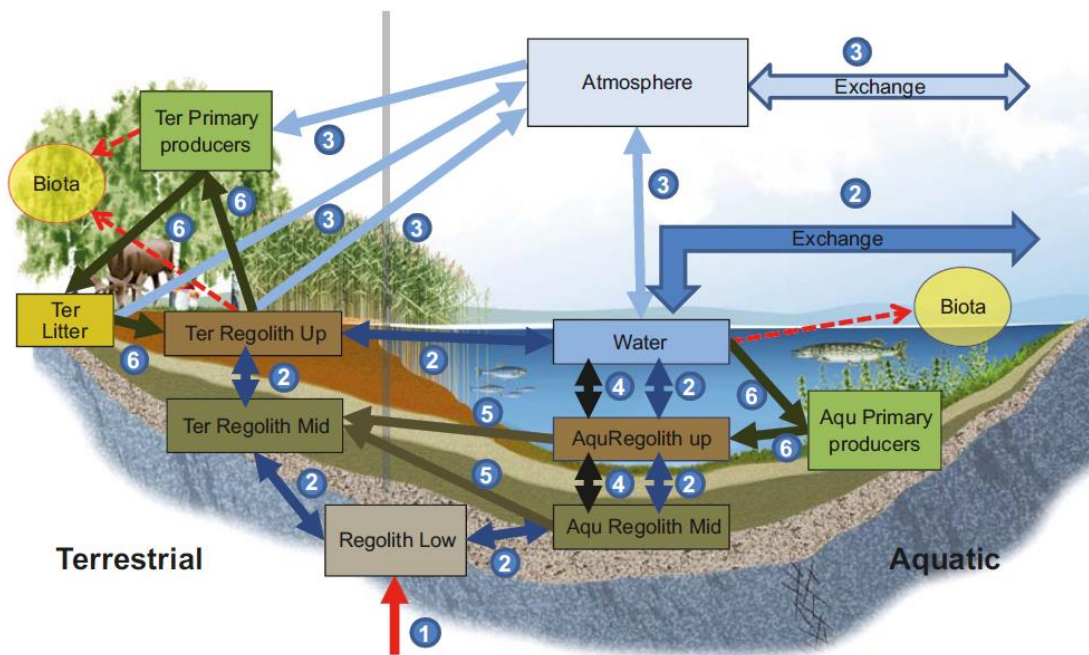


圖 5.4 概念模式的示意圖。方形(boxes)代表區塊，粗箭頭代表通量 (fluxes)、點箭頭代表計算生物體濃度(不列入質量平衡)。此模式為單一生物圈物體包括一個水域(圖右)及一個陸地(圖左)及共同的低層風化層表土及空氣。源通量(1 Bq/y)用紅色箭頭表示(1)，核種遷移有幾個主要過程，暗藍箭頭表介質為水(2)，淺藍箭頭表介質為空氣(3)，黑色箭頭表沉澱/再懸浮(4)，暗棕色表陸地化(5)，綠色箭頭表生物攝取及分解(6)，進/出生物圈物體用雙向箭頭標示交換 (exchange)，區塊的敘述可見表 5-1。

表 5.3 生物圈核種模式的各種區塊

Model name	Description
Regolith Low	The lower part of the regolith overlying the bedrock, primarily composed of till. It is common to the terrestrial and aquatic parts of biosphere objects and originates from the glaciation.
Aqu Regolith Mid	The middle part of the regolith in the aquatic part, usually consisting of glacial and postglacial clays, gyttja and finer sediments which mainly originate from the period after the retreat of the glacial ice sheet, or from later resuspended matter mixed with organic sediments.
Aqu Regolith Up	The part of the aquatic regolith with highest biological activity, comprising 5-10 cm of the upper aquatic sediments where resuspension and bioturbation can maintain an oxidizing environment.
Ter Regolith Mid	The middle part of the terrestrial regolith, containing glacial and postglacial fine material, i.e. former sediments from the seabed / lake bottoms.
Ter Regolith Up	The upper part of the terrestrial regolith which has the highest biological activity, primarily composed of wetland peat.
Litter	Dead plant material overlaying the regolith.
Water	The surface water (stream, lake, or sea water).
Aqu Primary Producers	The biotic community in aquatic habitats, comprising both primary producers and consumers.
Ter Primary Producers	Terrestrial primary producers.
Atmosphere	The lower part of the atmosphere where released radionuclides are fully mixed.

只在具有冰河期及後冰河期深層沉積物的地區，評估長期農耕的後果。

無論在陸地及水域生態系統，核種於生物介質中的遷移，其通量受到初級產生作用所趨動，在產生新的生質量(biomass)與環境介質(陸地初級產生者為風化層表土、水域初級產生者為水)的核種濃度比值達到平衡。除了 C-14 外，所有核種均保守的忽略風化層表土及表面水於脫氣過程中的質量損失。

#### 5.4.5.5 生物圈物體的時域發展

SKB 為能同時處理地貌的長期性連續發展，在一個模式內同時模擬陸地及水域生態系統。核種模式分為陸地(圖 5.4 左邊)及水域(圖 5.4 右邊)兩部分。BO 的時域發展是改變這兩個系統的尺寸及特性，使與 BO 因海岸線位移、沉降及湖泊填入等的天然發展一致。在海階段並無陸地區塊，所有通量來自深層風化層表土到水域沉澱物。在過渡階段(transitional stage, 約 500 年)，海灣孤立出來並成為湖泊，濕地開始發展，核種通量自深層風化層表土逐漸從水域沉澱物轉移到濕地下沉澱物，此階段因海水入侵強度降低，水域模式參數連續的由海域轉換成湖泊參數。當海灣完成孤立過程後，周圍濕地會擴張進入至湖泊，因此在湖泊階段水域泥炭逐漸被一層泥炭所覆蓋，核種通量由水域沉澱物到陸地風化層表土[圖 5.4 的箭頭(5)]。天然演替的最終階段是濕地。

#### 5.4.5.6 耕地模式

當濕地高度夠高時，居民可排水並用濕地種植作物及豢養家畜。排水及耕種濕地上的有機層(泥炭及腐質黑泥)迅速氧化與壓實(compact)，導致耕土為污染有機物與深礦層(冰河期/後冰河期沉積物)的混合。一旦濕地排水，經由地下水的進一步污染不再重要，取而代之的是核種自土壤經徑流(runoff)而洩漏，評估居民使用污染耕地的平均年劑量。模擬期間假設核種連續的累積，假設濕地這某個時間點轉變成耕地，造成居民最大劑量。

#### 5.4.5.7 BO 間核種通量模式

BO 可接收深層風化層表土的釋出核種或接收鄰近 BO 污染表面水。每個核種模式及 BO 之間是以污染表面水通量作連結。在陸地及湖泊的過渡階段，來自 BO 的核種直接進入連結的下游 BO，因此下游 BO 可能接收數個上游 BO 的核種通量。

#### 5.4.5.8 通過基岩鑽井的模式表示法

假設通過基岩鑽井，核種釋出至 BO 內的深層風化層表土。井水中核種濃度( $Bq/m^3$ )可由核種釋出率( $Bq/y$ )除以井水抽水量( $m^3/y$ )而得。

#### 5.4.5.9 數學表示

區塊模式是假設在某個 BO 內存在許多區塊，每一區塊用一個常微分方程 (Ordinary Differential Equation, ODE) 來表示，每個 BO 用一組 ODE 來表示。區塊核種存量 (radionuclide inventory, Bq) 變化率 (即核種流量,  $Bq/y$ ) 與進出區塊的核種流量及放射衰變有關。模式中假設核種流量正比於核種存量與轉移率係數 (transfer rate) 的乘積。模式參數包括核種保留 (retention, 如分配係數) 及生物攝取 (biological uptake, concentration ratio 或 CR) 等。

#### 5.4.5.10 計算核種濃度

如圖 5.4，BO 內核種存量 (Bq) 分在 10 個區塊，區塊核種濃度表示如下：

1. 風化層表土活性濃度 (regolith activity concentration,  $Bq/kg-d_w$ ,  $d_w$  : 乾重) 等於區塊內核種存量 (Bq) 除以風化層表土質量 (kg)
2. 表面水活性濃度 (surface water activity concentration,  $Bq/m^3$ ) 等於核種存量 (Bq) 除以表面水體積 ( $m^3$ )
3. 空氣活性濃度 (atmosphere activity concentration,  $Bq/m^3$ ) 等於風化層表土活性濃度 ( $Bq/kg-d_w$ ) 除以灰塵濃度 ( $kg-d_w/m^3$ )
4. 陸地耕土起始存量 (Bq) 等於加總 BO 內陸地風化層表土所有區塊的核種存量，加上 25cm 的中間陸地區塊的耕翻深度 (depth of ploughing) 核種存量。
5. 耕土 50 年內平均存量，考慮核種經逕流而釋出。蔬菜是由污染表面水灌溉而被污染，土壤活性濃度 ( $Bq/kg-d_w$ ) 等於核種平均存量 (Bq) 除以土壤質量。
6. 假設核種於環境介質與食物間達到平衡，濃度比 (CR) 為定值。人類食物活性濃度 ( $Bq/kgC$ ) 環境介質中核種濃度 [表面水及上層風化層表土 (泥炭或耕土),  $Bq/m^3$ ] 乘上 CR ( $Bq/kg$  per  $Bq/m^3$ )。
7. 假設核種於環境介質與食物間達到平衡，濃度比 (CR) 為定值。動物食物活性濃度 (濕地蔬菜或青飼料) 等於環境介質中核種濃度 (上層風化層表

土， $Bq/kg-d_w$ ) 乘上  $CR(Bq/kgC \text{ per } Bq/kg-d_w)$ 。牛肉及牛奶活性濃度 ( $Bq/kgC$ ) 或動物食物活性濃度，由動物食物活性濃度 ( $Bq/m^3$ ) 乘上動物消費率 ( $m^3/y$ ) 計算而得。

#### 5.4.5.11 人類曝露評估

SR-Site 生物圈分析，評估 Forsmark 地區居民約定平均曝露(50 年的平均劑量)。假設居民完全自 BO 獲取食物，包括體外曝露(直接輻射)及體內曝露(吸入及攝入放射污染水及食物)分別敘述如下：

##### 1. 體內曝露

(1) 吸入(inhalation)：

$$\text{年劑量}(Sv/y) = \text{空氣中核種活性濃度}(Bq/m^3) \times \text{呼吸率}(m^3/h) \times \text{曝露時間}(h/y) \times (DCF)_{inh}(Sv/Bq)$$

其中  $(DCF)_{inh}$  是吸入劑量轉換因數，與核種有關。

(2) 攝入(ingestion)：

a. 飲用污染水

$$\text{年劑量}(Sv/y) = \text{水中核種活性濃度}(Bq/m^3) \times \text{水攝取率}(m^3/y) \times (DCF)_{ing}(Sv/Bq)$$

其中  $(DCF)_{ing}$  是攝入劑量轉換因數，與核種有關。

b. 攝入食物

$$\text{年劑量}(Sv/y) = \text{食物中核種活性濃度}(Bq/kgC) \times \text{食物攝取率}(kgC/y) \times (DCF)_{ing}(Sv/Bq)$$

其中  $(DCF)_{ing}$  是攝入劑量轉換因數，與核種有關。

2. 體外曝露(直接輻射)：不考慮建物屏蔽。

$$\text{年劑量}(Sv/y) = \text{土壤中(泥炭及耕地)核種活性濃度}(Bq/m^3) \times \text{曝露時間}(h/y) \times (DCF)_{ext}(Sv/h \text{ per } Bq/m^3)$$

其中  $(DCF)_{ext}$  是體外曝露劑量轉換因數，與核種有關。

#### 5.4.5.12 地貌劑量轉換因數的計算

對 Forsmark 處置場，導出兩種 LDFs：

1. LDF 是針對核種常數釋出率的情況。

2. 修正 LDF(modified LDF)針對單一脈衝式釋出( a puff release)的情況，脈衝持續時間為數年或數百年。

#### 5.4.6 地貌劑量轉換因素

本報告針對每一個 BO，在參考冰河周期(reference glacial cycle)的三個時期進行 LDF 的計算：(1)冰消(deglaciation)後的淹沒期；(2)整個間冰期(interglacial period)；(3)長期冰緣狀況( prolonged periglacial condition)。另外也考慮地球暖化的情況。而修正 LDF 則只對間冰期進行計算。

SKB 使用以生態為基礎的評估方法，用動態模式評估核種的傳輸與累積，評估時間涵蓋了兩個冰河期間 70,000 年的消冰期。LDFs 與核種、BO、傳輸與生物體累積途徑、氣候條件等因素有關。在冰消後的淹沒期自西元前 9,000 年，期間約為 12,000 年，假設唯一的曝露途徑為攝取污染的海洋食物。在溫和氣候域初期，從冰消至冰緣開始期間氣候與目前類似，假設期間約 18,400 年(西元前 9,000 年到西元 9,400 年)，假設濕地被耕地所覆蓋，陸地階段的居民及家畜的飲用水由表面水及基岩內鑽井井水來供應。在冰緣期間，永凍土(permafrost)將防止海洋深層地下水排放至湖泊及濕地。且預期減少逕流將降低排放至湖泊的表面水流，這將導致少量甚至無核種釋出到 BO。永凍土導致陸地植被群落(vegetation community)及初級產生者的改變，將影響 LDF。冰河期核種釋出到生物圈，場址被冰蓋覆蓋，不可能造成居民曝露。當冰邊緣靠近場址時，人類可能攝取海洋食物而造成曝露。

在考慮地球暖化的情況，與參考冰河期相比，假設溫和氣候域延長約 50,000 年。在非冰河期的延長期，假設人類如同間冰期般的使用天然資源如濕地轉換成耕地，居民及家畜的飲用水是由表面水及基岩內鑽井內的污染井水所供應。

##### 5.4.6.1 LDF 的計算結果

圖 5.5 列出 19 個核種的 LDF。圖中可看出整個趨勢是間冰期的 LDF 最高，冰河期約低 2 個數量級。冰緣期亦低於溫合氣候域(間冰期)。因此，間冰期的 LDF 用於參考冰河期的長期劑量評估。對大部分核種而言，溫合氣候域農耕期前與農耕期後的 LDF 差別很小。然而一些核種(如 C-14、I-129、Nb-54、Ni-59、U-238)相差一個數量級以上。其中只有 C-14 的非農耕期的 LDF 較農耕

期高。

地球暖化的 LDF 計算結果，當核種活性濃度在最初溫合期(西元前 9,000 年到西元 9,400 年)未達穩態時，活性濃度仍將持續增加。然而大部分核種在西元 9,400 年時達穩態，西元 9,400 年以後核種累積對 LDF 的貢獻很小。只有 Cs-135、U-238 地球暖化的 LDF 比參考冰河期高約一個數量級。然而因 Cs-135、U-238 對風險貢獻很小，LDF 增加 10 倍對處置場的風險評估無顯著影響。

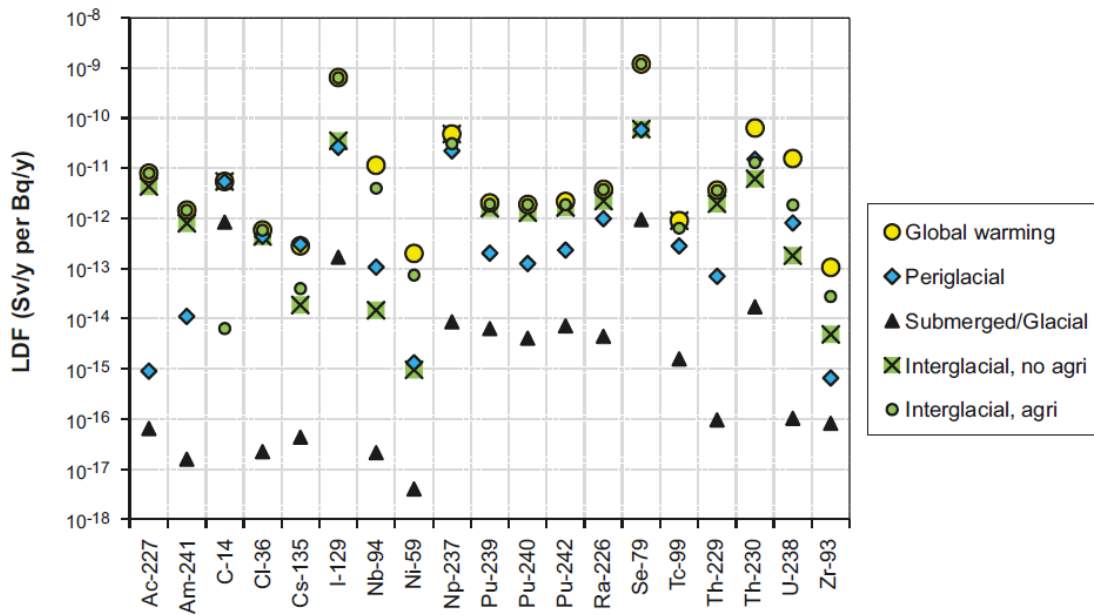


圖 5.5 計算的最大 LDF(所有 BO 及時間)。用起始淹沒期代表冰河期，綠色 X 為間冰期未使用耕地食物時期、綠色○ 為間冰期使用耕地食物時期。

### 5.4.6.2 不同 BO 的 LDF 與時間的關係

如圖 5.6，對許多核種而言，海岸線消退及其隨後的演替對 LDF 的影響是相似的。第 1 階段因海水中核種濃度逐漸增加，LDF 隨時間增加。第 1 階段包括 1a 及 1b 兩個階段，1a 階段是個過渡階段深層累積核種流量因海浪侵蝕(wave erosion)而曝露出來，LDF 會增加；在第 1 階段結束前的 1b 階段，當海盆地逐漸的遮蔽(sheltered)時，海水交換量(water exchange)減少，陸地開始自海中出現時，海水中核種濃度增加趨勢明顯，LDF 亦增加。LDF 在第 2 階段(過渡階段)迅速增加，係因 BO 直接發展成濕地，核種在泥炭中逐漸累積之故。在陸地階段(第 3 階段)，濕地已發展完成，造成核種濃度急遽增加的最大可能性是溼地轉換為耕地，通過犁田(ploughing)使排水與深層風化層表土混合的結果，核種在耕地比濕地泥



炭中更為濃縮，造成在此階段早期 LDF 急遽增加。以此觀點，核種在耕地進一步累積對 LDF 的影響很小。某些核種(如 Cs-135)LDF 隨時間增加而些微增加，某些核種(如 Se-79、I-129)隨時間增加而些微降低。

LDF 與 BO 有關，但其變化程度與核種特性有關，可見圖 5.7。與其他 BO 相比，在整個溫和氣候域是在海階段的 BO(編號 105)有最大的 LDF。在此 BO

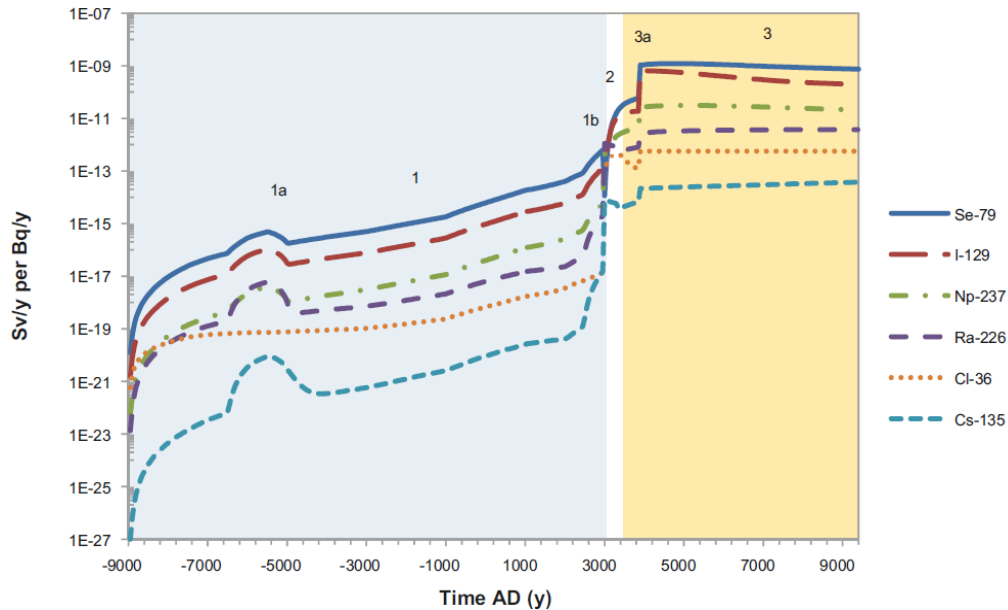


圖 5.6 BO(編號 121\_03)在間冰期間的 LDF 計算結果。劑量貢獻核種 Se-79、I-129、Np-237、Ra-226、Cl-36 及 Cs-137 在此 BO 的 LDF 為最大。BO 經過三個階段(1)海的階段(藍色)(2)過渡階段(白色)(3)陸地階段(棕色)。而此 Bog 濕地直接轉變成濕地，未經過湖泊階段。

所有核種的 LDF 高出其他 BOs 的 LDF 約 3 個數量級以上。在以食物為主要貢獻核種(如 C-14、Cl-35、I-129、Nb-94、Np-237、Se-79、Sn-126、Tc-99)，一般 LDF 約有 2~3 個數量級的變化[BO(105)例外]。在以飲用水為主要貢獻核種(如 Am-241、Pa-231、Pu-231、Pu-239、Pu-242、Ra-226、Th-229)，一般 LDF 約有 3 倍以內的變化。此外，所有核種在不同的 BO 的 LDF 值大小順序是相似的。例如大部分核種在 BO(編號 121\_03)的 LDF 是最大的。

#### 5.4.6.3 不久的將來情節瞬間外釋之計算結果及障壁功能描述

修正 LDF(modified LDF, Sv/y per Bq)係假設廢料罐當與水接觸時，部分存量以單一脈衝式瞬間釋出，評估所造成居民的個人生涯平均年有效劑量。如表 5-3。岩石剪切導致廢料罐失效的機率低，只有在靠近處置場有大地震時才可

能發生。在處置場關閉後 1,000 年間，6,000 個廢料罐中單一廢料罐失效的機率為  $2.4 \times 10^{-5}$ ，用 LDF 表示此期間內的後果並不合理。

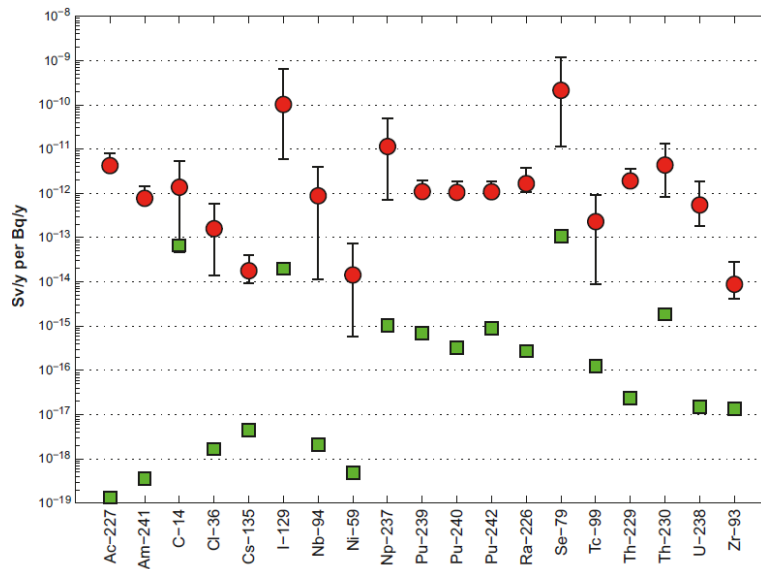


圖 5.7 列出 19 個核種在跨過 BO(識別碼 105)的平均 LDF(紅色圓圈)、最大值(垂直線上端點)及最小值 LDF(垂直線下端點)。綠色方塊代表 BO(識別碼 105)在整個間冰期未浮出海面的 LDF。

表 5.4 修正的 LDF

Radionuclide	LDF pulse Sv/y per Bq
I-129	$5.6 \cdot 10^{-14}$
Se-79	$9.7 \cdot 10^{-14}$
Cl-36	$4.3 \cdot 10^{-15}$
Tc-99	$2.8 \cdot 10^{-15}$
Sn-126	$2.3 \cdot 10^{-15}$
Ag-108m	$5.1 \cdot 10^{-16}$
Cs-135	$1.8 \cdot 10^{-16}$
Nb-94	$3.2 \cdot 10^{-16}$
Ni-59	$9.7 \cdot 10^{-18}$

### 5.4.7 小結

1. SKB 總結近 20 份生物圈報告，對 Forsmark 處置場附近有關影響核種傳輸及累積的特徵與作用，進行了系統性地確認及評估。場址調查進行大規模跨學科的資料蒐集及分析，建立參數 IM 資料庫，來支撐生物圈核種模式的開

發。同時對核種在地表生態系統 BO 的累積，進行詳細了解，使 Forsmark 成為世界上風險及環境評估調查最為廣泛的場址之一。

2. SKB 使用以生態為基礎的評估方法，用動態模式評估核種的傳輸與累積，評估時間涵蓋了兩個冰河期間 70,000 年的無冰期。針對 Forsmark 處置場，計算了生物圈 LDF 及修正 LDF。而 LDF 與核種、BOs、傳輸與生物體累積途徑、氣候條件等因素有關，氣候方面則考量了冰河周期間及地球暖化的情況。
3. SKB 的 LDF 計算與場址的生物圈特性有關，將 LDF 單獨出來作評估，不必涉及射源項、工程障壁的設計，其作法值得國內核能界參考。
4. 生物圈非人類( non-human biota) 的影響評估(如 Technical Report, TR-10-09 第 11 章所敘述)，建議國內核能界注意國際發展趨勢，妥為因應。
5. 有關生物圈核種的 LDF 評估模式(或 SKB 的 SR-Site 整體評估模式)，不確定性分析及參數敏感度分析涉及複雜的數學及統計學，為高放處置審查重點之一，建議本研究團隊及早準備，建立相關的審查技術。

## 5.5 未來人類活動

### 5.5.1 一般考量

通常深地層放射性廢棄物處置設施於完成運轉後，會歷經封閉、封填、監管及免於監管等階段。在這些長時間的各階段，某些未來人類活動(Future Human Actions, FHA)將無可避免地進入處置場，造成闖入者的健康安全及對處置場的危害，因此人類闖入是處置場設計者必須要考量的課題。因處置場含有可分裂物質(fissile materials)，故意闖入(如恐怖分子的破壞活動)處置場，屬於國家安全及國際組織所關切的保安及核子保防之範疇，不列入本報告的討論範圍。而無意者闖入無可避免地導致大量放射性物質潛在暴露，此為處置場經營者於設計階段及安全評估所必須考量的。

依據 ICRP 於 2000 年所出版的報告，建議藉由處置場的設計，以防止封閉後監管期人類闖入(或降低闖入的機率)或降低其後果。監管期間，除非有干擾或阻礙處置場的監測措施的情況，無需禁止所有進入處置場的活動。瑞典輻射

安全主管機關(Sweden Radiation Safety Authority,SSM)於 2008 年進行 SR-Can 的審查時，認為處置場密封後的監測應由國家來負責執行，而非業者 SKB。

SKB 對 KBS-3 處置場 FHA 的長期安全分析，選擇具代表性的情節說明分析結果。根據 ICRP 2000 年的建議，主要目的是經由設計來防止封閉後監管期及其以後的人類闖入。加上必將持續進行核子保防措施、資訊保存(保存紀錄)及其可能放置在處置場內的某種標示。SKB 依據全世界對於污染安全評估及採取行動的一般原則及瑞典輻射安全管制機關 SSM 的規定(SSM 2008a)，對於 FHA 就以下 4 項內容進行評估：

1. 發生時間：處置場密封後。
2. 發生地點：處置場內或其附近。
3. 發生情節：無意闖入(即闖入者對處置場及其目的無知、對闖入行動的後果無知)
4. 主要目的：評估對處置場障壁安全功能的損害。

SKB 的 SR-Site 報告 FHA 單獨評估對處置功能的影響，並不列入主要參考情節或風險的加總。

### 5.5.2 系統的方法

為了對 FHA 的背景、目的及其對處置場的影響進行全面的了解，使用以下系統方法進行分析：

1. 技術分析：確認人類活動可影響處置場安全功能，證明它可能發生。得到的結論是岩石中井或建屋是對處置場影響最大的情節。
2. 社會因素分析：確認影響深地層處置場輻射安全 FHA 的可行社會背景的論述。從長期的觀點來看，社會及知識逐漸的進步，仍不可能排除人類對處置場及目的之遺忘。長時間監管期很難排除人類無意闖入的可能性，也不能保證監管能實施多久時間。
3. 代表性案例的選擇:綜合前述技術及社會因素分析的結果，並選擇一個或數個 FHA 案例，將於下節作較為詳細的敘述。

### 5.5.3 代表性案例的選擇

密封處置場的 FHA 代表性案例的選擇，SKB 評估所有可能的闖入活動中，認為「岩石中鑽井」是直接導致銅廢料罐貫穿及廢棄物的包封破裂，技術

上可能且實際上是可行及合理的。此外，選擇建置一個淺層深度的岩石設施及 Forsmark 場址附近採礦等活動亦選擇為密封處置場的代表案例。

依據瑞典 SSM 所訂定的法規，應定義及分析非封填(unseal)處置場並論述其後果。但 SKB 認為在處置場回填坑道過程中即放棄處置場是不太可能發生的，所有廢料罐處置完畢並回填所有處置坑道後，但處置場其他空間保持開放較為合理。因此 SKB 選擇不完全封填處置場(incompletely sealed repository)的案例進行分析。

### 5.5.3.1 選擇典型案例的歧義

由於技術及社會發展具高度不確定性，為避免爭議，NEA(Nuclear Energy Agency)的 FHA 評估工作小組及 SSI(Sweden Radiation Protection Institute)的法規導則，均建議評估應以現代知識及經驗為基礎。另一個廣被接受的前提是 FHA 評估應只包含無意的 FHA (unintentional FHA)。要量化 FHA 的後果，必須描述人類活動的細節，但這又只是純粹的想像，必將遭受質疑，此為 FHA 情節論述的另一個困境。因此情節的設計通常基於一連串最嚴重情況的假設，這只是代表一連串假設的潛在事實。

### 5.5.3.2 鑽井案例評估

假設鑽井發生時間在處置場關閉 300 年後，無意闖入者在處置場進行鑽井。假設貫穿廢料罐上方的鑽井灌漿，且灌漿區緩衝材料阻止平流、自密封(self seal)及膠體傳輸的能力喪失，鑽井岩屑水被帶到地表面，且散布於地表，核種釋出至岩屑及鑽井水造成鑽井人員的輻射劑量。

核種由岩屑、燃料棒碎片被帶到地表造成鑽井工作人員的劑量(關閉後 300 年)如表 5.4。主要核種為 Ag-108m，Ag-108m 是來自 Ag-In-Cd 合金控制棒。如圖 5.8，闖入時間為關閉後 300 年，劑量率高達 130 mSv/h(假設 Ag-108m 100%經由鑽井帶到地表)，若闖入時間為關閉後 5,000 年，劑量率降至低於 1mSv/hr(假設 100% 的 Ag-108m 經由鑽孔帶到地表)，Nb-94、Sn-126 變成主要核種。但 100% Ag-108m 經由鑽井帶到地表的假設太過保守，假設 3%較為合理，如此闖入時間為關閉後 300 年之劑量率降為約 4 mSv/h。由於急性症狀的輻射劑量為 1 Sv，工作數小時到幾天後將罹患輻射病。若更保守假設核種在

滲入土壤前持續留在地表面一段時間，如此關閉後 300 年 Ag-108m 對工作人員劑量將更高達 400 mSv/h。

假設鑽井後廢棄鑽井未採任何維護措施，1 個月後有一戶人家進處置場並經營地方生產農場，現場灌漿鑽井遺留一個開管(open pipe)，而此戶人家與牛飲用鑽井內的井水。此外，此戶人家用污染土壤作為農耕用途，攝取放射性污染的農產品。而污染土壤再懸浮入空氣中，此戶人家亦會經由呼吸而造成輻射劑量，評估其年劑量。SKB 以水文地質模式的計算為基礎，假設處置洞內貫穿廢料罐的水流量為 0.1 m<sup>3</sup>/y，假設水是從處置坑道流到貫穿廢料罐。

造成此戶人家輻射劑量的來源有二，敘述如下：

1. 此戶家庭使用鑽井內的井水：

如圖 5.9，處置場關閉後 300 年闖入者使用鑽井造成的劑量為 0.31 mSv/y，以 Am-241、為主，超過風險 10<sup>-6</sup>y<sup>-1</sup> 所對應的劑量拘束值 0.014 mSv/y，但比天然被背景輻射值(至少 1 mSv/y)低。若要符合法規限值 0.014 mSv/y，闖入時間需為 35,000 年。若闖入鑽井發生在處置場關閉後 2,000 年，Pu-240 成為主要核種。若闖入鑽井發生在處置場關閉後更晚的

表 5.5 被帶到地表面核種造成鑽井人員劑量(關閉後 300 年)

Radionuclide	Dose rate (Sv/hour)	Radionuclide	Dose rate (Sv/hour)
Ac-227	8.31·10 <sup>-13</sup>	Pb-210	1.06·10 <sup>-11</sup>
Ag-108m	1.23·10 <sup>-1</sup>	Pd-107	0.00·10 <sup>0</sup>
Am-241	1.54·10 <sup>-3</sup>	Pu-238	3.97·10 <sup>-7</sup>
Am-242m	4.28·10 <sup>-9</sup>	Pu-239	1.24·10 <sup>-6</sup>
Am-243	5.63·10 <sup>-5</sup>	Pu-240	9.42·10 <sup>-7</sup>
C-14	5.20·10 <sup>-10</sup>	Pu-242	3.73·10 <sup>-9</sup>
Cd-113m	3.70·10 <sup>-13</sup>	Ra-226	1.89·10 <sup>-10</sup>
Cl-36	7.43·10 <sup>-10</sup>	Se-79	5.76·10 <sup>-12</sup>
Cm-245	2.18·10 <sup>-6</sup>	Sm-151	2.59·10 <sup>-10</sup>
Cm-246	1.10·10 <sup>-10</sup>	Sn-121m	1.14·10 <sup>-8</sup>
Cs-135	4.91·10 <sup>-10</sup>	Sn-126	1.34·10 <sup>-4</sup>
Cs-137	2.83·10 <sup>-3</sup>	Sr-90	1.37·10 <sup>-7</sup>
Eu-152	6.46·10 <sup>-12</sup>	Tc-99	2.66·10 <sup>-8</sup>
H-3	0.00·10 <sup>0</sup>	Th-229	6.63·10 <sup>-11</sup>
Ho-166m	1.25·10 <sup>-5</sup>	Th-230	1.05·10 <sup>-10</sup>
I-129	8.38·10 <sup>-9</sup>	Th-232	3.73·10 <sup>-17</sup>
Mo-93	5.18·10 <sup>-11</sup>	U-233	1.79·10 <sup>-11</sup>
Nb-93m	1.14·10 <sup>-12</sup>	U-234	1.19·10 <sup>-8</sup>
Nb-94	4.53·10 <sup>-4</sup>	U-235	1.50·10 <sup>-7</sup>
Ni-59	0.00·10 <sup>0</sup>	U-236	8.11·10 <sup>-10</sup>
Ni-63	0.00·10 <sup>0</sup>	U-238	3.39·10 <sup>-10</sup>
Np-237	7.84·10 <sup>-7</sup>	Zr-93	0.00·10 <sup>0</sup>
Pa-231	3.54·10 <sup>-10</sup>	Total	1.28·10 <sup>-1</sup>

時間，Pu-239、Nb-94 將成為主要核種。300 年後闖入者在污染土地上農耕而食用蔬菜所造成的有效劑量高達 10 Sv/y，以 Tc-99 為主。但此情節的體外劑量亦很高(以 Ag-108m 為主)。但須注意的是本情節是採用許多簡化及保守的假設。

## 2. 污染地區散布於地表面的岩屑、燃料棒碎片：

散布於地表面的岩屑、燃料棒碎片的直接輻射將造成體外劑量。此戶人家經由呼吸，將污染土壤再懸浮入空氣中的核種而造成體內劑量。

將以上兩個情況計算所得的年有效劑量如圖 5.10。在鑽井的分析案例中，研究結果顯示有無鑽井的水流路徑及其遷移特性相似，對鑽井的效應很小。開井可能影響附近處置坑道回填材料的長期特性，但對鑽井附近處置坑道的上層處置坑道的影響是可忽略的。

### 5.5.3.3 岩石挖掘及坑道案例評估

在 Forsmark，用來處置用過核子燃料的基岩(稱為靶區, target volume)，是在某一地質構造鏡頭(tectonic lens)西北區部分所構成。靶區的上部基岩(約到地下 150 米)是大量的水平斷裂(horizontal fractures)、頁狀節理(sheet

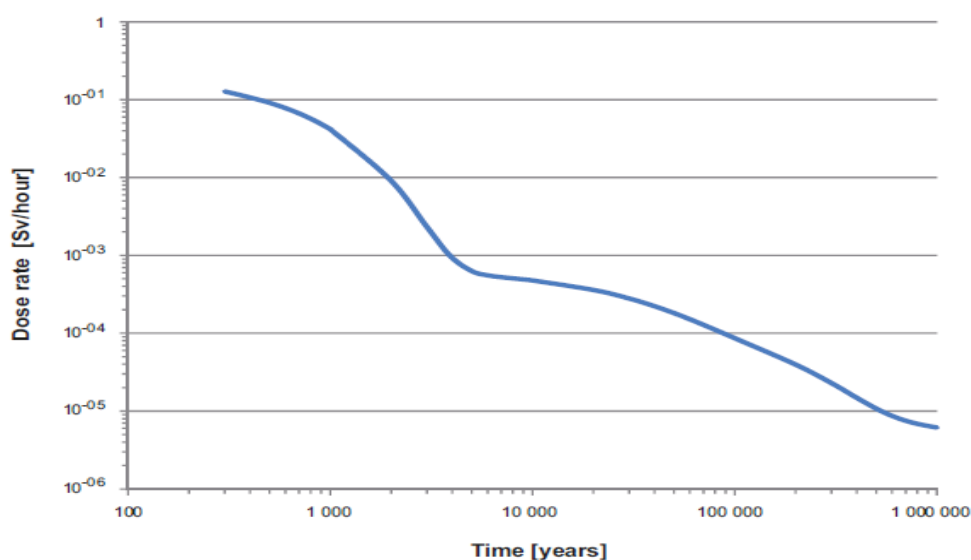


圖 5.8 鑽井人員在污染區域工作的劑量率 vs 處置場關閉後場入鑽井時間

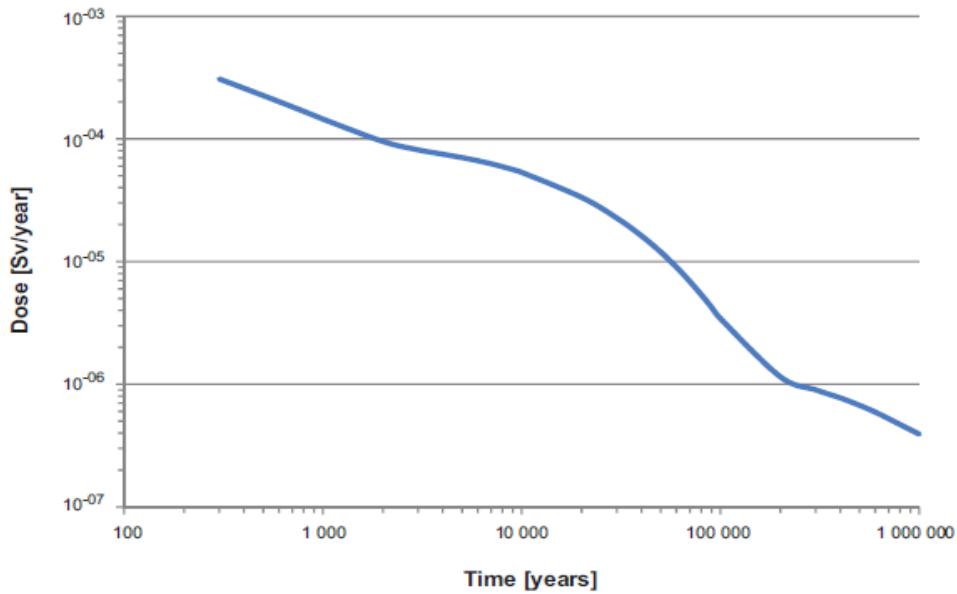


圖 5.9 某戶人家飲用鑽井內井水並用於灌溉所造成的年有效劑量。時間是指處置場關閉後闖入時間。

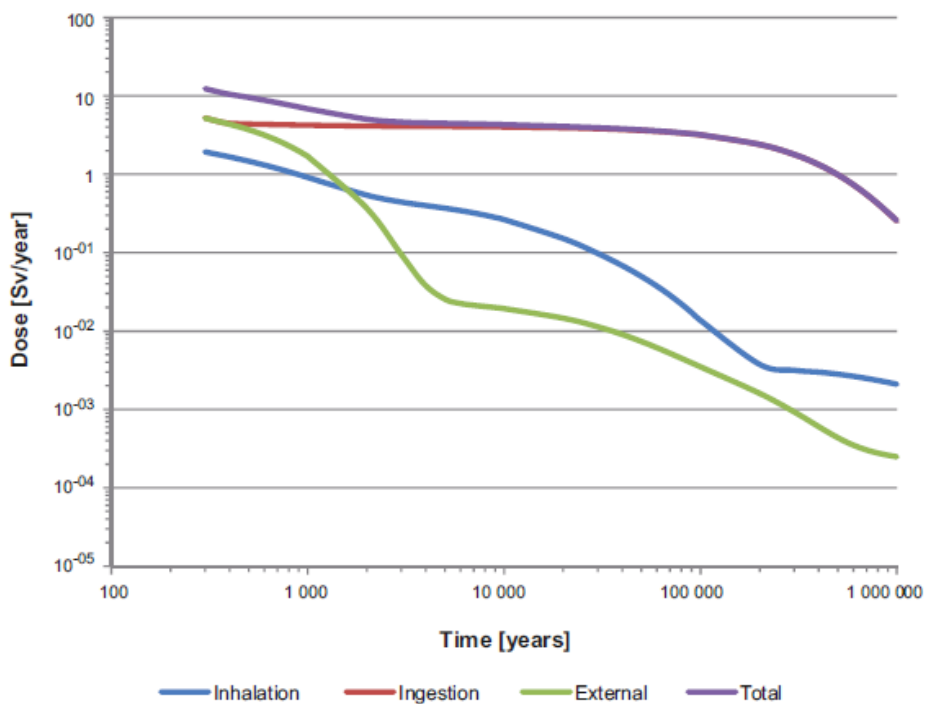


圖 5.10 某戶人家無意闖入處置場飲用鑽井內井水及在地表污染區造成所造成的年有效劑量。時間是指處置場關閉後的闖入時間。

joint)。由於岩層頂(rock head)的結構及斷裂頻率高，上部基岩的導水係數比下部基岩高很多(尤其深度大於 400 m 時)。

SKB 的研究結論是深度 50 m 開坑道，產生向上錐進(up-coning)地下水流，對深度 450 m 基岩的水文地質無顯著的影響。場址調查時發現高水力傳導性的



破裂頻率隨著深度加大而顯著減少，支持了此結論。岩石挖掘的時間假設為關閉後 300 年，由於 Forsmark 處置場上部基岩(到地表下深度約 150 m 處)的水力傳導係數比下部基岩(400 m 以下)大很多，在上部基岩所建坑道並不會影響處置場深度的地下水流，不會影響處置場的安全功能。

#### 5.5.3.4 Forsmark 場址附近採礦評估

Forsmark 西南附近的長英質岩石(felsic rock)、變質火成岩(metavolcanic rock)是潛在的氧化鐵礦區。此礦區經評估不具經濟價值，但不排除未來因經濟原因而再度採礦。

因為處置場西南端位於 Bolunsfjarden 湖的西方，處置場與潛在礦區最近距離為 1~1.5 km，假設對處置場最大影響發生在處置場附近相同深度的礦區施工。評估礦區施工對開放處置場(指未封閉)的水力影響，計算結果顯示流入深度為 450 m 基岩的水頭下降 (drawdown of hydraulic head)隨著度施工礦區與處置場距離的增加而迅速減少。距離 1 km 的水頭下降可以忽略。因為靶區內處置場深度的基岩水力傳導係數很低，礦區施工對處置場的影響半徑很小。評估結果顯示未來開礦，並不會損害影響處置場的安全功能。

#### 5.5.3.5 處置場不完全封填

廢料罐於處置完畢並回填所有處置坑道後，處置場其他空間如交通坑道 (transport tunnel)、中心區、處置通路、斜坡(ramp)、豎坑(shaft)、通風井 (ventilation shaft)仍然保持開放，稱為不完全密封。分析要點如下：

1. 處置場中心區、坑道系統、斜坡、豎坑是對地下水循環開放的。
2. 處置坑道尾端的插鞘(plugs)迅速的失去功能，主坑道回填材料膨脹進入水流。
3. 主坑道水流內空氣及氧氣達飽和溶解入水中傳輸至處置坑道內廢料罐。此外，罐料罐受到地下水中硫化物腐蝕。
4. 廢料罐腐蝕於蝕穿後，核種傳輸到地下水，經過開放坑道到地表面。
5. 人類使用斜坡及豎坑內的水，造成輻射曝露。

評估結果顯示，當處置孔靠近處置坑道入口處時，將損害處置場圍阻的安全功能。SKB 也對處置場不完全封填情節進行劑量評估，假設人們使用中心區上方區域之開放豎坑及斜坡的水作為飲用水，且用於灌溉蔬菜、塊根作物、穀

物之耕作。計算所得年有效劑量對時間作圖，如圖 5.11。在第一個 1,000 年內廢料罐失效而計算造成人員年有效劑量為 56  $\mu\text{Sv/y}$ ，體內劑量(攝取污染食物及水)主要核種為 Pu-239，體外劑量主要核種為 Nb-94。超過風險  $10^{-6}\text{y}^{-1}$  所對應的劑量拘束值 14  $\mu\text{Sv/y}$ ，但比天然被背景輻射值(至少 1  $\text{mSv/y}$ )低。之後年有效劑量幾乎維持一個常數(25  $\mu\text{Sv/y}$ )直冰河期開始為止(距今 90,800 年)。超過此期間，主要核種為 Pu-239 及 Ra-226。

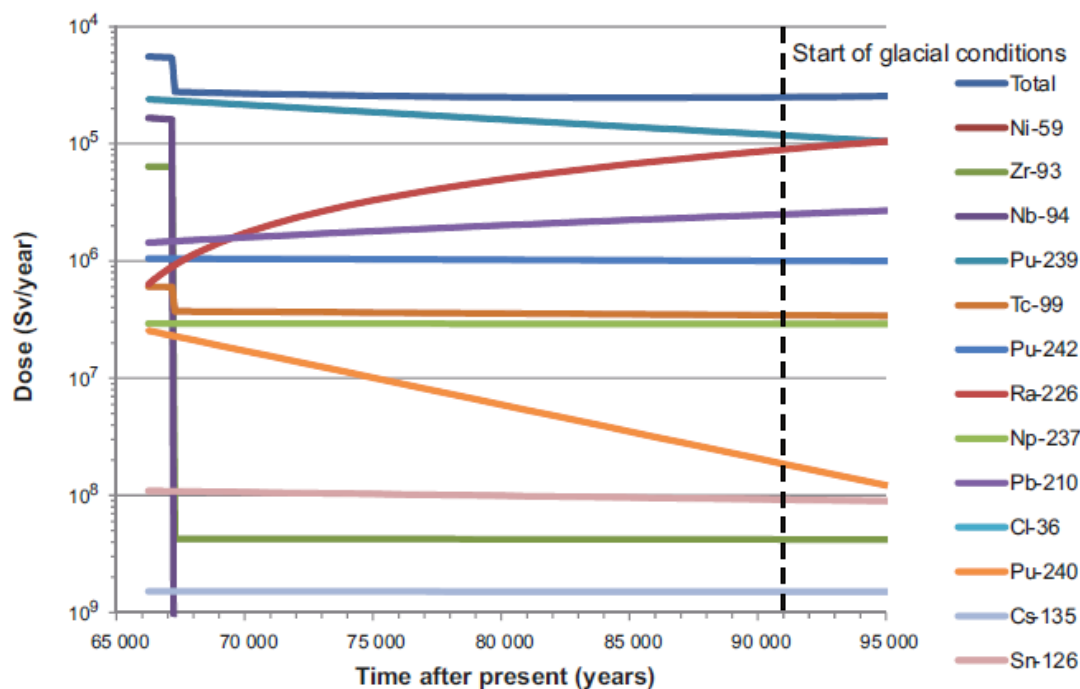


圖 5.11 使用豎坑及斜坡水作為飲用水及灌溉的年有效劑量

計算有效劑量是假設下一個冰河期(距目前 58,000 年至 66,200 年間)為單一廢料罐失效的情況。然而只要失效的廢料罐數目小於 20 個(處置場容量 6,000 個廢料罐)有效劑量仍將低於天然背景輻射劑量(1  $\text{mSv/y}$ )。

#### 5.5.4 小結

1. SKB 對 KBS-3 處置場 FHA 的長期安全分析，選擇具代表性的案例說明分析結果。根據 ICRP 2000 年的建議，主要目的是經由設計來防止封閉後監管期及其以後的人類闖入。SKB 依據全世界污染安全評估及採取行動的一般原則及瑞典輻射安全管制機關 SSM 的規定(SSM 2008a)，對於 FHA 進行評估。SKB 的典 SR-Site 報告 FHA 對處置功能的影響是單獨評估的，並不列入主要參考情節或風險加總。

2. 為了對 FHA 的背景、目的及其對處置場的影響進行全面的了解，使用技術分析、社會因素分析、代表性案例的選擇及選擇案例的情節描述及後果分析等系統方法進行分析。
3. 對於封填處置場，SKB 選擇鑽井貫穿廢料罐、處置場附近岩石挖掘及 Forsmark 場址附近採礦 3 種案例。根據 SSM 法規，亦需對未封填處置場的案例進行後果分析。SKB 選擇不完全封填處置場的案例進行分析，。分析結果總結如下：
  - (1) 鑽井人員在高污染地區鑽穿廢料罐所造成的劑量率可能相當高。但鑽井時間若發生在關閉後 5,000 年，造成劑量率低於天然背景輻射劑量率。
  - (2) 處置場關閉後 300 年使用鑽井作為水井造成的劑量低於天然背景輻射。
  - (3) 使用污染土壤耕作所造成的最大年有效劑量很高，但須注意的是計算中包括一連串的簡化及保守(或謹慎的)的假設。
  - (4) 開井對地下水流及水井附近處置坑道內回填材料長期特性的影響是可忽略的。
  - (5) 基岩上部所建坑道，即使在達到坑道存在違反深地層處置場安全功能的處置深度時，仍不會影響處置場地下水流。
  - (6) 開發 Forsmark 附近的潛在礦區，評估結果顯示並不會損害影響處置場的安全功能。
  - (7) 在不回填及不完全封填處置場的情況下放棄了處置場，意味著將失去處置坑道回填材料及靠近處置坑道進口處的處置洞將失去圍阻的安全功能。根據正常演化，在下一個冰河期(距目前 58,000 年至 66,200 年間)若發生腐蝕貫穿廢料罐情節，核種釋出所造成的年有效劑量將超過所對應的風險管限制值。然而只要失效的廢料罐數目小於 20 個(處置場容量 6,000 個廢料罐)有效劑量仍將低於天然背景輻射劑量。

## 第六章、未來審查技術研發需求規劃建議

### 6.1 場址特性方面

1. Forsmark 場址特徵化是為了提供處置場建造可行性評估以及長期安全評估所需資訊，這些資訊之不確定必須量化，且特徵特性應亦能為替選模式所束限。為達成上述重要目標，未來我國場址特徵化亦須依循下列三步驟進行：  
(1)資料蒐集與分析；(2)跨領域合作將處理過之資料建構成場址描述模式；  
(3)場址描述模式須進行不確性評估及敏感性評估，這些評估包含場址特性的資料可信度以及關鍵的不確定性因素、替選模式及其掌握度、各領域模式一致性、以及判斷可信度之理由。未來審查技術研發規劃，可考慮逐步建立我國場址特徵化相關審查技術。
2. 建議未來審查技術研發計畫先期重點在於完整研析國際相關文獻，再依循國際處置經驗並針對台灣潛在場址之地質與氣候條件，嘗試擬定關鍵之調查及審查項目。諸如：不同區域之範圍尺度決定、調查項目、調查數量等等。同時，亦可考慮協助評估國內技術水平等。主要項目可包含：
  - (1) 岩石域、大型破裂帶、與裂隙域之劃分。
  - (2) 岩石力學與熱學耦合行為。
  - (3) 區域地質、水文地質與地球化學相關調查。
  - (4) 現地應力調查評估。
  - (5) 地質模式、水文地質模式(含 DFN 模式)與岩石應力模式之整合。
  - (6) 各參數之不確定性與信賴度分析，及建立替選模式。
3. 接續初步擬定之研究項目，同時檢視國內技術水平尚未達標之部分，列出未來可能之技術發展計畫並提出精進建議。如 Forsmark 地區現地應力估計直接量測方法包含套鑽法、水力破裂法及既存裂隙水力破裂法(hydraulic tests on pre-existing fractures)，國內相關經驗尚有不足；又如針對不同調查尺度，相關人員是否具備足夠專業知識以設計不同精度之調查計畫。針對此部分，應先了解國際施作經驗及未來科技趨勢，再評估國內技術、知識水平，以決定是否引入國外技術或是國內自行研發，並同時培養國內專業技術人才。
4. 台灣未來技術發展需特別注意跨領域資料之整合。跨領域場址描述模式除需要大量現地及室內試驗資料外，所蒐集之資料須能明確幫助解釋地質模型，

且不同領域之試驗結果與資料還要能互相映證。以瑞典 Forsmark 地區之經驗為例，經由分析岩體之力學與熱學性質以建立岩體之水力及水文地質模式，再整合水文地球化學與其傳輸特性對岩體水文地質模型加以映證。上述的調查與研究能力仰賴具備高度專業素養的人力於調查前先進行完善之規劃，並能於調查後針對不同調查結果進行跨領域之統整。管制單位宜持續培養具備跨領域審查能力之審查者。

5. 處置場之外部條件在超過安全評估的時間表後仍會有相當的改變。在台灣及離島的外部條件特徵、事件、以及過程亦是處置場之長期安全評估報告中的主要項目之一。現有資料整合與展開新研究建議區分為以下三類進行：(1)氣候相關問題(如古氣候對於瑞典高緯度國家非常重要，但外部條件對台灣最重要的是哪種問題亦宜先行界定)；(2)大尺度之地質變化與影響(如海岸線變化等的氣候相關改變)；(3)未來的人類活動(如鑽探、採礦、嚴重汙染、及地下挖掘等)。
6. 古氣候對於瑞典高緯度國家非常重要，但外部條件對台灣最重要的是哪種問題亦宜先行界定，以作為用過核子燃料與核廢料最終處置相關議題的立論基礎。如氣候改變將造成海岸線變化，不僅會影響地表亦會影響地表下環境。台灣是個島國，海岸線變化的影響應審慎考慮。
7. 台灣地區處置場可能位置的母岩裂隙與斷層之分布與特性以及水文地質與傳輸條件，宜尋找方法開始進行研究，特別是如何在那些已被限制進入調查的區域。
8. 台灣地區因為構造活動活躍，常常發生地震。地震對於處置場的影響亦為大眾重視的話題，相關的影響研究亦應持續進行。
9. 人類無意入侵處置場以及與未來人類活動相關的外部環境形貌、事件、及過程常被做為最終處置場安全評估審查之反對因素，亦是處置場之長期安全評估需要進行之補充評估項目。台灣地區地小人稠，未來人類行為有可能接近處置場位置。如何防止這類情形發生宜特別重視。
10. 調查驗證技術之確立，需研析國內外之調查經驗。除專業調查單位外，應使管制機關或其他機構(產官學界)皆有獨立檢驗技術之能力。調查單位所建立之調查報告，應可通過其他單位透過相同或不同之調查技術與方法來獲得相

同之調查結果。待國內調查技術成熟，應參考國外經驗，考量國內地質與氣候等條件，建立適合台灣之場址特性調查技術規範。國內技術未成熟前亦宜引進國外成熟之先進技術以輔助。建議參考下列資料建立最終處置場場址調查之技術規範。

- (1) 「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則」。
- (2) 「NUMO-TR-11-01 地層處分事業的安全確保」。
- (3) 「TR-11-01 Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark」。

## 6.2 處置設施設計方面的研究主題

### 6.2.1 處置場的初始狀態

本主題以工程障壁系統 EBS 的初始狀態為研究重點，可分成五個分項規劃：

1. 燃料與廢料罐孔洞的初始狀態；
2. 廢料罐的初始狀態；
3. 緩衝材料的初始狀態；
4. 處置隧道回填材料的初始狀態；
5. 處置場封填及其他工程部分的初始狀態。

其中，針對處置坑道長期穩定之安全評估，可從探討學習 SKB 在 Forsmark 地區開挖地下處置坑道之設計、施工經驗與評估重點進行規劃，研究主題可設定如下：

#### 1. Forsmark 地下坑道的設計

主要在探討瑞典 SR-site 處置場各部位之配置規劃考慮因素，例如包括考慮現地應力、岩石熱力性質、主要變形帶等因素時，如何決定處置隧道方位、形狀與間距、或處置坑間距等配置問題。

#### 2. Forsmark 地下坑道設計前提之形成

設計前提主要是根據符合規範之要求及場址之實際特性形成，故可研析 SR-site 設計前提之形成與其考慮的邏輯，俾學習其方法論以為台灣參考使用。

### 3. Forsmark 地下坑道開挖與支撐經驗研析

研析 SKB 累積在 Forsmark 地區及 SFR 低放處置場之開挖經驗與其分析關鍵重點，並探討其採用的地盤分類與對應之支撐建議。

### 4. Forsmark 地下坑道封閉前的初始狀態評估

學習 SKB 在評估 SR-site 長期穩定問題中，對地下處置坑道封閉前之初始狀態的評估要求與其評估分析關鍵。

## 6.2.2 障壁系統工程設計與管理作業未來研究課題

### 1. 銅質廢料罐安全功能評估技術

- (1) 台灣地區可能作用於銅質廢料罐之外部應力分析；
- (2) 外部應力導致銅質廢料變形分析技術；
- (3) 銅質廢料罐腐蝕荷載與腐蝕深度模擬分析技術；
- (4) 銅質廢料罐導致燃料溶解之分析技術。

### 2. 工程障壁系統安全功能評估技術(燃料、銅質廢料罐、緩衝層、處置孔洞)

- (1) 工程障壁系統單元間，因熱、水與應力所導致之膨脹影響分析；
- (2) 地震引起之裂隙錯動導致工程障壁系統剪動破壞之評估技術；
- (3) 單一荷載對於工程障壁系統安全功能之影響評估；
- (4) 耦合荷載對於工程障壁系統安全功能之影響評估。

### 3. 處置隧道及處置孔間距尺度規劃技術

- (1) 近場障壁元件熱傳係數分布、不均勻性、非等向性量化分析；
- (2) 處置孔內空氣間隙影響效應評估；
- (3) 近場熱傳分析模式建立；
- (4) 模式不確定性評估；
- (5) 多重考量下處置場尺度間距規劃。

### 4. 近場熱-水-力學模擬之關鍵程序及情節研究

- (1) 緩衝材料與回填材料水化之時間尺度分析；
- (2) 緩衝材料非均質性、質量流失效應、膨脹上舉等探討；
- (3) 廢料罐下沉；
- (4) 緩衝區侵蝕與管湧(erosion and piping)；
- (5) 密封(seal)及封塞(plug)之水化及封填能力。

## 5. 設計資料庫管理關鍵項目

- (1) 鑑定處置設施長期演化過程與安全功能交互影響項目；
- (2) 外部環境影響因子與作用過程；
- (3) 設施內部演化過程與需考量因子；
- (4) 交互影響作用過程之評量方法與考量因子。

## 6.3 安全評估未來研究主題

安全評估係分析估算核種從處置場釋出之輻射劑量是否合乎監管標準。處置場系統內已固化用過核子燃料、工程障壁、母岩和生物圈環境，隨著時間不斷演化。地質圈的水文機制為影響流場特性的關鍵，也是進一步影響核種傳輸的動力機制，因此需先釐清水文機制，包含緊密相關聯的地表水與地下水特性，而在安全評估上如何反應在近場與遠場流場模擬與銜接，則是是否能清楚掌握此動力機制的關鍵。除場址的區域流場特性外，核種傳輸也與近場工程障壁的圍阻能力與遠場地質圈的遲滯特性有關，因此核種傳輸在近場、遠場與裂隙母岩的特徵化，以及近場與遠場核種傳輸的銜接模擬等，皆需清楚釐清，也是提升安全評估結果信賴度的重要基礎。處置系統的未來狀態和處置系統的初始狀態、內部作用(如熱、水、力、化與生物作用)、外部作用(如氣候演化)有關。並搭配安全評估情節分析之 FEP 處理(特徵、事件、作用)，分析挑選情節之核種從處置場釋出輻射劑量是否合乎監管標準。所以需要列入未來研究主題，分別討論如下。

### 6.3.1 用過核子燃料最終處置安全評估之水文機制探討

主要研究主題可以涵蓋：

1. 地表水文：釐清區域地表水特徵，與未來環境演化所可能改變的地表水文。
2. 地下水流場與鹽度：釐清地下水流場與鹽度變化，也應包含未來環境演化所可能改變的地下水文。
3. 近場與遠場流場模擬與銜接：特徵化後的地表水文與地下水文如何建構模擬，水文地質模型如何進一步應用與模擬架構，遠場流場模擬如何合理銜接近場流場模擬。



### 6.3.2 用過核子燃料最終處置安全評估之核種傳輸機制

主要研究主題可以涵蓋

1. 近場核種傳輸機制：工程障壁的設計如何反應在近場核種傳輸模擬。
2. 遠場核種傳輸機制：地質圈的特徵如何反應在遠近場核種傳輸模擬。
3. 裂隙母岩核種傳輸機制：特徵化裂隙母岩如何影響核種傳輸。
4. 近場與遠場核種傳輸銜接：近場核種傳輸如何銜接遠場核種傳輸銜接。

### 6.3.3 用過核子燃料最終處置安全評估之處置場系統演化

主要研究主題可以涵蓋

1. 初始狀態的描述：地質圈與生物圈的初始狀態為開挖前，廢料與工程障壁的初始狀態為運轉開始時的狀態。
2. 外部狀態的描述：包含氣候相關議題、大尺度地質作用與效應、未來人類活動。
3. 作用的描述：需描述作用與系統變數的關聯、邊界條件、模式/試驗、天。
4. 天然類比、作用的時間尺度關聯、作用在安全評估的處理、不確定的處理、充足的參考文獻。
5. 初始狀態、內部作用過程，以及作用在系統上的外部因素，與這三種同時一起聯合作用下將決定處置場系統之演化。
6. 定義安全功能、安全功能指標、安全功能指標限值：依據圍阻與遲滯二個主要安全功能建立安全功能指標及其限值。

### 6.3.4 用過核子燃料最終處置安全評估之情節分析

主要研究主題可以涵蓋

1. FEP(特徵、事件、作用)：FEP 資料庫、FEP 目錄、FEP 圖(FEP chart)
2. 情節挑選：情節挑選的有 5 步驟：
  - (1) 定義主要情節(main scenario)
  - (2) 根據安全功能的潛在喪失來挑選額外情節
  - (3) 與未來人類活動有關的情節
  - (4) 其他剩餘情節(residual scenario)：除前述步驟定義的情節外，任何為使情節完整需增加的稱為剩餘情節

- (5) 情節整合。
3. 分析挑選情節：分析不同情節的圍阻潛能與遲滯潛能。
4. 額外分析與支持論證：包含挑選與分析未來人類活動情節、討論與分析最佳可行技術與最佳化的採用、驗證未採用的 FEPs 確實可加以忽略、超過 100 萬年的簡要描述、天然類比。
5. 分析挑選情節之核種從處置場釋出輻射劑量是否合乎監管標準。

## 6.4 輻射安全與法規未來的研究主題

輻射安全與法規未來的研究主題可以分成用過核子燃料處置設施核臨界的安全評估、天然類比、生物圈分析及未來人類活動四個主題。茲分別討論如下：

### 6.4.1 用過核子燃料處置設施核臨界的安全評估

本研究主題可以分成下列七個分項，逐項進行分析：

1. 我國用過核子燃料擬最終處置的規格與數量之清點評估
2. 用過核子燃料處置容器的尺寸與材質分析
3. 用過核子燃料處置窖與通道的尺寸與材質分析
4. 整個處置場的布置尺寸與材質分析
5. 單一處置容器的核臨界安全評估
6. 處置窖的核臨界安全評估
7. 整個處置場的核臨界安全評估

### 6.4.2 天然類比

本研究主題主要為參與國際合作研究計畫，針對用過核子燃料處置設施所使用的工程障壁材料與核種遷移的特性，進行天然類比的定性與定量分析。增進安全評估分析結果的民眾了解與接受。茲分三項討論如下：

1. 有關處置設施的工程障壁，可以分以下四項，分別進行研究分析：
  - (1) 用過核子燃料
  - (2) 鑄鐵
  - (3) 銅
  - (4) 膨潤土
2. 地圈的遷移與遲滯作用

本項研究分析又可分下列兩項：

- (1) 地表下的條件研究分析
- (2) 放射核種的遲滯與遷移

### 3. 模式測試與方法的建立

## 6.4.3 生物圈

研究主題可分為兩項：

1. 生物圈劑量轉換因數(Biological Dose Conversion Factor,BDCF)審查技術的研析
  - (1) 生物圈 FEP 的篩選(含作用矩陣的建構)
  - (2) 生物圈物體(biological Object)的選擇及其時域發展(一百萬年)
  - (3) 生物圈區塊(compartments)的選擇及區塊模式(compartment model)的建立
  - (4) 生物圈概念模型及數學模式的建立
  - (5) 生物圈數學模式內參數及其量測技術
  - (6) 生物圈數學模式內參數本土資料庫的建立
  - (7) 考慮常數釋出率(constant release rate)/單一脈衝釋出(a puff release)兩種情況
  - (8) 生物圈數學模式不確定性及參數敏感度分析
2. 生物圈非人類(non-human biota) 影響評估審查技術的研析

## 6.4.4 未來人類活動

研究主題可分為兩項：

1. 未來人類活動審查技術的研析
  - (1)系統方法之建立(含技術分析、社會因素分析、代表性案例的選擇)
  - (2)選擇案例的情節建構及後果分析
2. 人類闖入輻射安全標準的探討。

## 第七章、結論

### 7.1 場址特性部分

- (1) 外部條件特徵、事件、與作用(External FEPs)是處置場之長期安全評估報告中的主要項目之一。台灣未來 FEPs 相關審查技術研發，可依循瑞典經驗，根據台灣本島或離島特殊條件，區分以下三類進行資料整合與研究：  
(1)氣候相關問題；(2)大尺度之地質變化與影響；(3)未來的人類活動。
- (2) 地質調查與地質模式建立，重點目標除需建立場址範圍(小尺度)之地質模型，場址外圍之區域(大尺度)也需一併考慮。場址之地質演育歷史過程(如地層與構造...)亦需要有清楚的認識。
- (3) 瑞典處置場之場址特徵化，首先分析岩體之力學與熱學性質，其次建立岩體之水力及水文地質模式，最後整合水文地球化學與其傳輸特性，並用來映證岩體水文地質模型之合理性。台灣未來審查技術發展需特別注意跨領域資料之整合。
- (4) 母岩圍阻以及遲滯的有利條件，以及對於工程障壁安全功能的不利條件，需組合多樣不同的影響因素進行複合性分析。另須注意近地表(百公尺左右)之岩石域，可能因風化或解壓作用等等因素影響，造成水力特性變化，故應考慮將其單獨劃為水文地質分區之必要性。
- (5) 量化評估每一單項場址描述模式之可信賴度與不確定性非常重要，替選模式建立亦有必要。這是台灣未來審查安全分析報告中關於場址特徵化成果的重點要項之一。

### 7.2 處置場設施設計部分

#### 7.2.1 處置場的初始狀態

在評估處置場長期的安全性時，必須先確知該處置場封閉前的初始狀態。在論述工程障壁系統 EBS 的初始狀態，係針對以下五個組成單元之初始狀態進行檢視：(1)燃料與廢料罐孔洞的初始狀態；(2)廢料罐的初始狀態；(3)緩衝材料的初始狀態；(4)處置隧道回填材料的初始狀態；(5)處置場封填及其他工程部分的初始狀態。SR-Site 進行安全評估分析時，共計考慮各組成單元初始狀態之兩種

可能情節：(1)符合參考設計(reference design)之狀況或(2)與參考設計有所偏離之狀況。

未來當實際開挖後獲知更多現地資料，或發展出更完整的長期安全評估流程時，設計前提(design premises)有可能進行局部修訂，考慮障壁系統可承受的外力結果亦必須予以重新考慮，並回饋到參考設計(reference design)調整，以使安全評估更符合現地真實狀況。

### 7.2.2 工程設計與管理作業

由於高放處置所涉時間尺度達萬年，遠超過一般工程設計年限考量尺度，故工程設計需透過安全論證來評量其功能是否符合處置需求。為達成此一目標，SKB 認為首先需建置設計資料庫來記錄與確認不同環境與荷載因子對於設施功能之影響，再界定處置設施之安全功能，以及建立處置設施安全論證之代表案例與替代案例。釐清不同情境案例下之關鍵安全功能，再據以建立設計與安全關聯性之定量分析與綜合評估技術。依瑞典經驗，評估技術首重確保分析設施圍阻之安全功能，次之方為遲滯功能。由於確保圍阻功能之工程設計關鍵在於銅質廢料罐，因此工程設計如何考量靜荷載、剪動破壞與腐蝕荷載，以及如何評量不同時期之外部環境狀態與銅質廢料罐隨時間劣化之內部作用下，對於銅質廢料罐之功能影響，成為其最關鍵之議題。

### 7.2.3 選定情節分析

主要情節之分析是建立在工程障壁之初始條件、地質圈與生物圈的初始條件、作用系統、外部條件 - 基本案例、5. 外部條件 - 全球暖化變因等先決條件下進行之分析。

緩衝區發生平流之情況可能發生於正常演化，考慮概念的不確定性和針對場址水力特性的其他解釋等的額外分析，顯示緩衝區發生平流可能程度之範圍。緩衝材料變質考量上，考慮緩衝區高溫分析或其他情況導致緩衝材料變質之情形所做分析，認為緩衝材料變質應可視為殘餘情節。廢料罐腐蝕失效情節方面，通過被侵蝕的緩衝區發生平流傳輸情況而使廢料罐腐蝕失效模式已包括在正常演化中，以緩衝區發生平流情節為前提所做的額外分析，結果顯示緩衝區平流確實是發生腐蝕失效的主要潛在原因。廢料罐受均勻荷載失效模式在正常演化中被視為不會發生，額外的分析所獲結論認為此種狀況應可視為殘餘情節。廢料罐受剪力

荷載而失效模式在正常演化分析中認為，即使在一些悲觀的假設下，此情節發生的機率很低，且經過額外分析後，仍維持同樣的結論。

## 7.3 安全評估部分

放射性廢棄物管理首重放射性廢物處置系統對環境的影響和評估其安全效能之分析。本報告安全評估內容討論用過核子燃料廢棄物、工程障壁、母岩、鄰近生物圈之處置系統未來狀態和處置系統的初始狀態、內部作用(如熱、水、力、化與生物作用)、外部作用(如氣候演化)有關，與 KBS-3 系統處置系統的安全原則。從瑞典 Forsmark 用過核子燃料最終處置場長期安全評估分析報告中得到一些啟示，包括：採用時間尺度長達一百萬年，處置系統的主要元件(廢料/廢料罐、障壁、地質圈)安全功能相關的任何因子，可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。並再利用 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。與瞭解其安全評估方法，針對處置場環境變化狀態進行說明，包括：開挖與營運階段之處置場內與周圍化學演化、封閉後之初始溫和氣候期之處置場內與周圍化學演化、參考冰期循環、後冰期循環、全球暖化變因等。分析 SR-Site 計畫所用的模式、情節選擇、所選情節之圍阻潛能分析、所選情節之遲滯潛能分析、更多的分析與支持論證等。再藉由輻射劑量評估是否合乎監管標準，藉此了解處置場系統的安全功能是否合乎安全標準之方法等。將可提供國內有關用過核子燃料安全評估之入門與啟示。

## 7.4 幅安與法規

本研究計畫有關幅安與法規的結論依照劑量率與風險限值、KBS-3 的用過核子燃料、天然類比、生物圈及未來人類活動等五項條列如下：

### 7.4.1 劑量率與風險限值

1. 瑞典幅安法規規定核能設施(包括用過燃料處置場)運轉期間，每年對場界外個人所造成的劑量限值為 0.1 毫西弗。處置場封閉後對群體中代表性個人年風險限值為  $10^{-6}$ ，劑量對風險的轉換因子為  $0.073 \text{ 西弗}^{-1}$ 。

2. 處置場封閉後 1000 年內的安全評估需定量，1000 年至 100000 年間的安全評估可用定性分析，十萬年至一百萬年可用簡化的方法分析。

#### 7.4.2 KBS-3 的用過核子燃料

1. KBS-3 處置場的用過核子燃料的布置在廢棄物罐、處置坑、及整個處置場在最壞條件下(處置設施充滿水)，有效增殖因數加上評估不確定度均需小於 0.95。
2. 需盡量減少用過核子燃料的操作，以降低輻射劑量。廢棄物罐的表面劑量限值為每小時小於 1 戈雷。廢棄物罐的熱功率限值為 17 千瓦。廢棄物罐內的含水量限值為 600 克。

#### 7.4.3 天然類比

1. 天然類比研究對長期安全評估的重要貢獻為提供在評估中要包括那些作用與特徵的定性資訊。相關的作用並不僅限於著名的天然類比場址，亦可在許多的天然系統研究。然而，將研究聚焦於這些國際計畫，可以獲得許多場址特定的資訊，各種不同領域的研究人員匯集討論這些成果。
2. 天然類比可被認為是在複雜天然環境中所做的長時程的實驗。觀察這些實驗的結果，可對影響觀測到特徵的作用做假設。並用各種方法測試這些假設。如此，天然類比研究的資訊可以用來建立概念模式。
3. 許多天然類比研究的內涵為測試用來評估長期安全所採用地球化學工具與其數學模式的正確性。實際上，此導致評估在天然環境中所用地球化學模式相關的資料庫之適用性，同時建立這些模式的不確定性。
4. 然而，天然類比研究所獲結果的應用有其限制。安全分析所需要的定量數據極難獲得為主要的限制。有關特徵的初始狀態與影響此特徵的事件與作用之詳細情形在長時間尺度並不完全知道。此乃是天然類比概念——長時間尺度與複雜系統的結果。
5. 總之，天然類比的研究結果為定性的，而非定量的。匯集科學家與建模者於這些國際計畫，主要研究聚焦於建立方法，使有足夠的資訊可以明確指出安全評估有關的作用與情節。同時，許多天然類比研究支援長期安全分析，增進一般大眾對深地層處置的認知與了解。

#### 7.4.4 生物圈

1. SKB 對 Forsmark 處置場附近生物圈有關影響核種傳輸及累積的特徵與作用，進行了系統性地確認及評估。以生態為基礎的評估方法，用動態模式評估核種的傳輸與累積，評估時間涵蓋了兩個冰河期間 70,000 年的無冰期。氣候則考量冰河周期間及地球暖化的情況。
2. SKB 針對 Forsmark 處置場，將生物圈地貌劑量轉換因數(LDF)單獨出來作評估，不涉及射源項、工程障壁的設計，其作法值得國內核能界參考。

#### 7.4.5 未來人類活動

1. SKB 根據瑞典輻射安全管制機關(SSM)的規定，使用技術分析、社會因素分析及選擇代表性案例，對 Forsmark 處置場的未來人類闖入進行評估。而未來人類活動對處置功能的影響是單獨評估的，並不列入主要參考情節或風險加總。
2. SKB 對於處置場封填後，選擇 3 種代表性案例進行後果分析。結論如下：
  - (1) 鑽井貫穿廢料罐案例：假設人類在關閉後 300 年闖入鑽井。
    - i. 最大劑量發生在闖入者於污染土壤耕作所造成年有效劑量高達 10 Sv/y，但計算結果只能代表一連串最嚴重情況保守假設的潛在事實。
    - ii. 開井對地下水及鑽井附近坑道內回填材料的長期特性影響是可忽略的。
  - (2) 處置場附近岩石挖掘案例：在處置場上部基岩所建坑道並不會影響處置場深度的地下水流，不會影響處置場的安全功能。
  - (3) 場址附近採礦案例：不會損害影響處置場的安全功能。
3. SKB 亦對未封填處置場的案例進行分析，重要結論如下：
  - (1) 當處置孔靠近處置坑道入口處時，將損害處置場的圍阻安全功能。
  - (2) 在下次冰河期(距目前 58,000 年至 66,200 年間)若發生腐蝕貫穿廢料罐情節，造成的年有效劑量將超過劑量拘束值(0.014 mSv/y)。但失效廢料罐數目若小於 20 個(處置場容量 6,000 個廢料罐)，有效劑量仍將低於天然背景輻射劑量。



## 參考文獻

Munier, R.(2006), Using observations in deposition tunnels to avoid intersections with critical fractures in deposition holes, SKB Report R-06-54.

Munier, R.(2010), Full perimeter intersection criteria– Definitions and implementations in SR-Site, SKB TR-10-21.

Handling of Future Human Actions in the Safety Assessment SR-Site— Technical Report(2010), TR-10-53, SKB, Stockholm, Sweden .

Long-term Safety for the Final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main Report of the SR-Site Project Vol III, Technical Report(2011), TR-11-01, SKB, Stockholm, Sweden .