

出國報告(出國類別:研習)

「瑞典 Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程」出國報告

服務機關:台灣電力公司

核能後端營運處

姓名職稱:簡國元 高放處置組技術規劃課長

許文昱 技術規劃專員

派赴國家/地區:瑞典/奧斯卡港市

出國期間:107年10月19日至107年11月1日

報告日期:107年12月21日

(本頁為空白頁)

## 行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：瑞典 Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程

頁數: 60 含附件：是否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話

台灣電力公司/陳德隆/02-23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

1. 簡國元/台灣電力公司/核能後端營運處/技術規劃課長/  
02-23657210 #2271
2. 許文昱/台灣電力公司/核能後端營運處/技術規劃專員/  
02-23657210 #2281

出國類別：1考察2進修3研究4研習5其他：

出國期間：107.10.19~107.11.1

出國地區：瑞典/奧斯卡港市

報告日期：107.12.21

關鍵詞：高放射性廢棄物最終處置、地下實驗室、KBS-3概念

內容摘要：

「Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程」係瑞典核燃料及廢棄物管理公司(Svensk Kärnbränslehantering AB, 簡稱 SKB)於今(2018)年首度開辦之訓練課程，課程內容主要為總結瑞典放射性廢棄物管理與40年處置技術發展之成果，延聘各領域之資深專家就高放最終處置概

念、工程障壁系統、場址描述模型、安全評估與公眾溝通等議題進行要點傳授及經驗分享。

SKB 公司為瑞典之放射性廢棄物管理專責機構，具有長達40年以上高放處置計畫執行之經驗，亦有建置低放射性廢棄物最終處置場(SFR)、放射性廢棄物集中式貯存設施(Clab)、運輸系統、用過核子燃料廢棄物罐實驗室與 Äspö 地下實驗室等設施及實際運作之經驗，目前瑞典已進入用過核子燃料最終處置場建造執照申請階段，為國際上高放處置技術領先國家，本次研習除理論課程外，亦安排實地參訪上述設施，供參訓人員在汲取理論後，再透過現場見習方式，瞭解相關設施之運作方式與研發項目，將理論與實務兩相結合，歸國後可運用至本國高放處置計畫，強化技術整合並精進計畫管理能力，亦能俾利知識傳承以蓄積計畫推展動能。

本次研習課程於2018年10月22至26日舉行，受訓地點為瑞典奧斯卡港之 Äspö 地下實驗室，共有日本、韓國、中國大陸、荷蘭、英國、德國、丹麥、加拿大等國派員參加，故本次參訓除能獲得處置技術相關知識外，亦提供一個良好平台，與各國相關單位人士進行資訊交流並相互學習。

本文電子檔已傳至出國報告資訊 (<http://report.nat.gov.tw/reportwork>)

## 摘要

本次赴瑞典主要目的為參加「Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程」(School of Geological Disposal Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden)。Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程是一個結合瑞典放射性廢棄物處理及處置技術、資訊交流與經驗分享之課程。由瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB)於今(2018)年首度開辦，研習課程內容涵蓋瑞典高放最終處置概念、工程障壁系統、場址描述模型、安全評估、選址進程、運輸系統及公眾溝通，主辦單位規劃聘請前述領域之資深專家傳授知識理論及實務經驗，期於訓練完成後，參加人員能有效規劃技術建置策略與篩選驗證試驗，進而精進計畫管理效率。

本次研習期間除學習課程理論基礎外，亦透過現場見習方式，參觀用過核子燃料集中式貯存設施(Clab)、廢棄物罐實驗室與 Äspö 地下實驗室及廢棄物罐實驗室等設施瞭解其運作方式與研發項目，以利學員將理論與實務兩相結合；另因參加本次研習課程者多來自國際高放處置先進技術團隊或核能安全管制機關，透過與參加人員互動交流，瞭解各國高放處置現況及所遇困難，以利評估我國高放處置計畫可能遭遇之阻礙並研析解決方案。

本次研習課程結束後，本公司亦前往瑞典低放最終處置設施 SFR 瞭解處置設施營運概況，以利我國高放處置計畫之後續推動。

# 目錄

摘要.....	i
目錄.....	ii
圖目錄.....	iv
目的.....	1
壹、過程.....	3
貳、工作內容.....	6
一、研習課程.....	6
(一) 瑞典 KBS 深層地質處置概念.....	6
(二) 處置設施長期安全評估.....	9
(三) 工程障壁系統.....	12
(四) 地質調查技術.....	18
(五) 選址進程.....	21
(六) 運輸系統.....	33
(七) 公眾溝通.....	39
二、瑞典 SKB 設施參訪.....	43
(一) Äspö 硬岩地下實驗室.....	43
(二) 廢棄物罐實驗室.....	47
(三) 中期貯存設施 Clab.....	55
(四) 瑞典低放射性廢棄物最終處置設施 SFR.....	56

參、心得.....	57
肆、建議.....	59

## 圖目錄

圖 1-本次研習行程於瑞典的相對位置圖.....	3
圖 2-本次研習課程表.....	4
圖 3-本次研習課程參與人數及機構.....	5
圖 4-本次研習課程參與人員合影.....	5
圖 5-低、中、高三類型放射性廢棄物.....	7
圖 6-高放射性廢棄物處置方式圓餅圖.....	7
圖 7-KBS-3處置概念.....	8
圖 8-輻射強度與時間之關係圖.....	9
圖 9-安全評估方法11個步驟.....	10
圖 10-圍阻之安全功能.....	11
圖 11-廢棄物罐發生剪力位移現象.....	13
圖 12-膨潤土吸水回脹示意圖.....	14
圖 13-廢棄物罐腐蝕因子.....	14
圖 14-膨潤土於處置孔中安裝情形.....	15
圖 15-全尺寸膨潤土試驗.....	16
圖 16-粉末型回填材料.....	17
圖 17-塊狀回填材料.....	17
圖 18-現地裂隙資料採集.....	18
圖 19-DFN 二維模擬結果.....	19
圖 20-SDM 整體流程圖.....	20



圖 21-SDM 參數需求表.....	21
圖 22-Almunge 地區居民抗議圖.....	22
圖 23-瑞典選址計畫流程圖.....	23
圖 24-瑞典結晶岩分布圖.....	23
圖 25-瑞典進行可行性研究候選地區.....	25
圖 26-瑞典八處候選場址.....	26
圖 27-地表地質測繪圖.....	27
圖 28-板塊構造測繪圖.....	27
圖 29-Laxemar 地區之處置設施設計概念.....	28
圖 30-Forsmark 地區之處置設施設計概念.....	29
圖 31-瑞典漸進式篩選示意圖.....	31
圖 32-各階段時程表.....	31
圖 33-瑞典輻射安全局及瑞典環境法院審查結果比對圖.....	33
圖 34-高放射性廢棄物與用過核子燃料包裝.....	35
圖 35-中-低放射性廢棄物的容器與包件.....	35
圖 36-各核能設施相對位置圖.....	36
圖 37-各類型之放射性廢棄物包裝.....	37
圖 38-m/s Sigrid 貨輪.....	38
圖 39-瑞典放射性物質運輸系統.....	38
圖 40-Forsmark 居民對設施接受度逐年上升.....	39
圖 41-民眾實際參訪圖.....	40
圖 42-SKB 之小型巡迴車.....	41

圖 43-於船上舉辦說明會 .....	41
圖 44-本研習團隊受地方媒體採訪合照.....	42
圖 45-Äspö 整體配置圖 .....	44
圖 46-各團隊合作操作圖 .....	44
圖 47-地下400公尺之實驗坑道.....	45
圖 48-完整大小之廢棄物罐.....	46
圖 49-8公尺深之處置孔 .....	46
圖 50-裝填廢棄物罐與緩衝材料之處置孔.....	47
圖 51-方管銲接完成圖 .....	48
圖 52-鑄造模具方式 .....	49
圖 53-鑄鐵內襯完成圖 .....	49
圖 54-銅殼擠壓成型圖 .....	50
圖 55-銅殼厚度5公分之產出方式 .....	51
圖 56-銅殼上下蓋之製作方式.....	51
圖 57-磨擦攪拌銲接機.....	52
圖 58-鎳-鈷-鉻超合金鑽頭 .....	53
圖 59-銅上蓋與罐體焊接後之剖面 .....	53
圖 60-歷經數百年腐蝕之沈船砲管 .....	54
圖 61-Clab 概念圖 .....	55
圖 62-SFR 設計概念圖 .....	56

## 目的

核能安全及放射性廢棄物之營運一直為核能發展的關鍵議題，尤其是放射性廢棄物的營運更是社會大眾關注的焦點，在放射性廢棄物管理上，若能夠擁有安全、明確及永續的解決方案對於核能工業，商業發電、醫療及相關領域來說必能蓬勃發展。

本次赴瑞典主要目的為參加「Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程」(School of Geological Disposal Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden)。Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程是一個結合瑞典放射性廢棄物處理及處置技術、資訊交流與經驗分享之課程，由瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB)於今(2018)年首度開辦，SKB 公司為瑞典之放射性廢棄物管理專責機構，具有長達40年以上高放處置計畫執行之經驗，目前瑞典已進入用過核子燃料最終處置場建造執照申請階段，為國際上高放處置技術領先國家。

本次研習課程內容涵蓋高放最終處置概念、工程障壁系統、場址描述模型、安全評估、運輸系統及公眾溝通等，參與本次研習課程之國家包含日本、韓國、中國大陸、荷蘭、英國、德國、丹麥、加拿大以及臺灣。

主辦單位除規劃聘請前述領域之資深專家於課堂上傳授知識理論及實務經驗外，亦透過現場見習方式參訪用過核子燃料集中式貯存設施(Clab)、廢棄物罐實驗室與 Äspö 地下實驗室及廢棄物罐實驗室等設施，期於訓練完成後，參加人員能有效規劃技術建置策略與篩選驗證試驗，進而精進計畫管理效率。另因參加本次

研習課程者多來自國際高放處置先進技術團隊或核能安全管制機關，透過與參加人員互動交流，瞭解各國高放處置現況及所遇困難，以利評估我國高放處置計畫可能遭遇之阻礙並研析解決方案；本次研習課程結束後，本公司亦前往瑞典低放最終處置設施 SFR 瞭解處置設施營運概況。

藉由參加本次研習課程，增加與各國交流機會，可瞭解目前國際高放處置現況，並學習國外處置先進國家之處置技術，配合參訪瑞典 SKB 處置設施，獲得瑞典放射性廢棄物營運之實際經驗，有助於國內用過核子燃料最終處置計畫之推動。

## 壹、過程

自107年10月19日出發，迄11月1日返國(共計14天)，參加由瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB)舉辦之「Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程」(School of Geological Disposal Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden，簡稱 Äspö 課程)並參訪用過核子燃料集中式貯存設施(Clab)、廢棄物罐實驗室與 Äspö 地下實驗室、低放最終處置設施(SFR)及廢棄物罐實驗室等設施，詳細訪問行程表如下:

日期	地點與行程	工作內容
10月19日至10月20日	Taipei→Stockholm	去程
10月21日至10月26日	Oskarshamn	參加研習課程
10月27日至10月28日	Oskarshamn→Stockholm	週末(路程)
10月29日	Forsmark	參訪瑞典低放最終處置設施 SFR
10月30日	Stockholm→Amsterdam	轉機
10月31日至11月1日	Amsterdam→Taipei	返程



圖 1-本次研習行程於瑞典的相對位置圖

本次研習課程表如下:

Time	Day 1 - 22 <sup>nd</sup> Oct.	Day 2 - 23 <sup>rd</sup> Oct.	Day 3 - 24 <sup>th</sup> Oct.	Day 4 - 25 <sup>th</sup> Oct.	Day 5 - 26 <sup>th</sup> Oct.
08:00 - 09:30	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Introduction</li> <li>➢ Participants presentation &amp; expectations</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ The role of the Äspö HRL in the Swedish nuclear waste management programme.</li> <li>➢ Study visit to the Äspö Research Village incl.:</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Study visit to Canister laboratory.</li> <li>➢ Non-destructive testing</li> <li>➢ Friction stir welding</li> <li>➢ Instrumentation workshop</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ The siting process in Sweden:</li> <li>➢ Selection</li> <li>➢ Investigations</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Interaction between implementer and regulators.</li> <li>➢ Early political discussion</li> <li>➢ The RD&amp;D process</li> <li>➢ Application process for licence to construct</li> </ul>
30 min	BREAK		BREAK	BREAK	BREAK
10:00 - 12:00	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Overview of Nuclear Waste and Repository concepts in different geological environments</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Safety instructions</li> <li>➢ Tunnel visit</li> <li>➢ Bentonite &amp; Chemical Laboratory</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Geological Barrier, incl.:</li> <li>➢ Host rock types</li> <li>➢ Petrology</li> <li>➢ Mineralogy</li> <li>➢ Fracturing</li> <li>➢ Hydrology</li> <li>➢ Chemistry</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ The siting process in Sweden, continued.</li> <li>➢ Comparison and decision</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Cont.</li> <li>➢ Consequence and Future plans based on response from The Swedish Radiation Safety Authority and The Swedish Environmental Court</li> </ul>
1h.	LUNCH	LUNCH	LUNCH	LUNCH	LUNCH
13:00 - 15:00	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Safety assessment fundamental</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Engineered Barrier system (EBS)</li> <li>- Criteria and demands incl.:</li> <li>➢ Canister</li> <li>➢ Buffer</li> <li>➢ Backfill</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Geology, from basic to Safety assessment:</li> <li>➢ Thermal, mechanical properties.</li> <li>➢ Structural geology</li> <li>➢ Seismology</li> <li>➢ Hydraulic and chemical conditions</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Social aspects of nuclear waste disposal</li> <li>➢ Public acceptance and confidence building</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Transport system</li> <li>➢ National/international regulations</li> <li>➢ Design of a nuclear/radioactive waste transport system</li> <li>➢ Safety and security aspects</li> </ul>
30 min	BREAK	BREAK	BREAK	Transportation to Clab Facility	Poster session, Presentation of group assignment
15:30 - 17:00	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Characteristics of the SNF</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ EBS cont.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Site Descriptive Modell (SDM) – a systematic way of collecting all data to give an optimal description of the rock volume</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Presentation and visit to the Central Interim Storage facility (Clab)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ Summary and course evaluation.</li> <li>➢ Examination and certificate of completion of the School of Geological Disposal.</li> </ul>
Evening activity	Sunday 21 <sup>st</sup> Oct.: 18:00-20:00 Welcome Reception	Course Dinner, TBD			(depending on transportation options, course may close around 16:00)

圖 2-本次研習課程表

本次參與機構及合影如下:

國家	機構	參與人數
荷蘭	荷蘭中央放射性廢棄物管理組織(COVRA)	1
英國	放射性廢棄物管理公司(RWM)	1
日本	日本原子力發電環境整備機構(NUMO)	1
	日本原子力研究開發機構(JAEA)	1
	日本 JANUS 公司	3
	三菱公司(Mitsubishi M.C.)	1
	大林組建設公司(Obayashi)	2
	鹿島建設公司(Kajima)	1
加拿大	加拿大核廢棄物管理組織(MWMO)	1
韓國	韓國地質資源研究院(KIGAM)	3
大陸	中核集團第四研究院(FINE)	3
德國	德國聯邦地球科學和自然資源研究院(BGR)	1
丹麥	丹麥除役機構(Danish Decommissioning)	2
	丹麥與格陵蘭地質調查機構(DEUS)	2
瑞典	瑞典 SKB 公司	3

圖 3-本次研習課程參與人數及機構



圖 4-本次研習課程參與人員合影

## 貳、工作內容

### 一、研習課程

核能發電從臺灣經濟起飛期間直至現在，一直是穩定供電重要的一環，如同燃煤火力發電產生煤灰等廢棄物，核能發電後所產出之用過核子燃料亦需妥善處置。除再處理外，國際上先前處理用過核子燃料的想法包含海拋、太空處置、深地層處置等，後來發現加拿大雪茄湖地底400至500公尺處含有大量鈾礦，而地表卻還是維持天然背景輻射數值，師法自然，國際間大部分規劃採行深層地質處置方式，將用過核子燃料直接進行地質處置，埋藏於深約 300 至 1000 公尺之穩定地層中。瑞典為用過核子燃料處置先進國家，其專責機構瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB)亦累積40多年之高放處置計畫執行經驗，本次由 SKB 研習課程共計5天，在課程一開始，本次研習的負責人 Erik Möller 先生即要求與會人員進行自身職責及相關學歷背景的簡單介紹，以利學員間後續交流，接下來便請 SKB 之各領域專家為學員們進行簡報，主要分為下列內容:

#### (一)瑞典 KBS 深層地質處置概念

首先由 Johan Andersson 先生介紹放射性廢棄物的來源，除了核電廠所產生之高放射性廢棄物外，醫藥及農業相關等產業亦會產生放射性廢棄物，瑞典依各廢



棄物之輻射劑量將其分為低、中、高三類型放射性廢棄物(如圖5)。

## Radioactive waste - From used coveralls to spent nuclear fuel

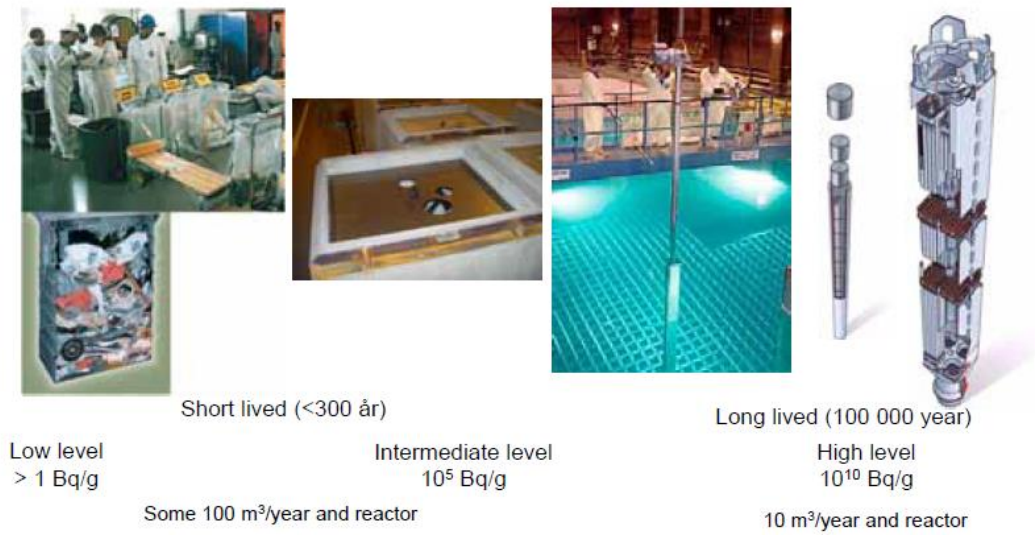


圖 5-低、中、高三類型放射性廢棄物

瑞典對高放射性廢棄物之處置方針亦為深地層處置，世界上大多數國家皆採用深地層處置方式(如圖6)處理用過核子燃料之高輻射性、長半衰期之問題。

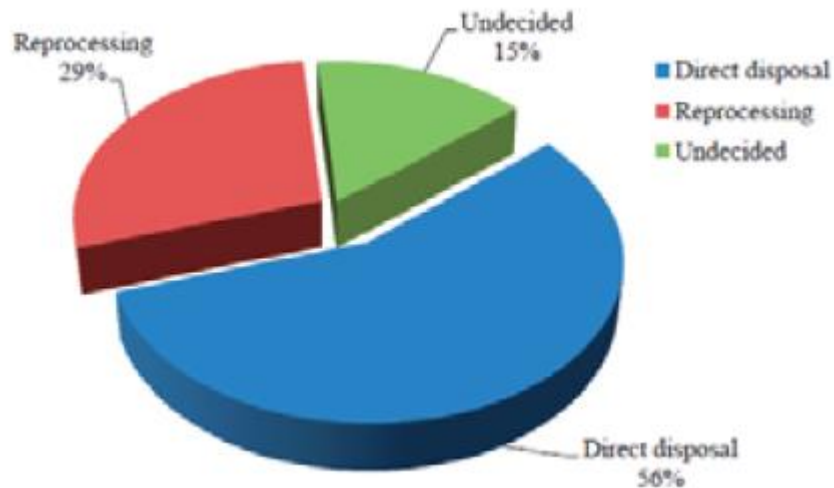


圖 6-高放射性廢棄物處置方式圓餅圖

而使大部分的國家選用深地層處置概念的原因除了用過核子燃料的高幅射性及長時間之半衰期使前言所述之海拋、太空處置增加諸多不確定性，而雪茄湖之案例更加證實了深地層處置之穩定及安全性，然而並非任何地層的岩石都適合高放射性廢棄物處置，瑞典經評估黏土岩、鹽岩及結晶岩之特性後，花崗岩以低滲透性、力學穩定性拔得頭籌。瑞典專家們依據選出的母岩特性以及其與人工處置材料(緩衝材料)之交互作用，從頭發展基本的處置概念，於1978年提出KBS-2概念，並於1983年選定並執行KBS-3處置概念，KBS-3處置概念為尋找一穩定之地質區域，將用過核子燃料放入高5公尺，寬1公尺內含鑄鐵支架之純銅罐(廢棄物罐)中，並將廢棄物罐置於離地表500公尺深的處置孔，最後利用緩衝及回填材料將處置隧道填滿，利用人工障壁(緩衝及回填材料)及天然障壁(結晶岩)之層層防護對高放射性廢棄物中具有高幅射強度的核種進行圍阻及隔離(如圖7)，預計處置時間為一百萬年，期間若有核種不幸外釋，透過緩衝材料及花崗岩體的層層阻隔，具高幅射強度的核種從地下500公尺抵達生物圈時，其幅射強度也早已衰變至背景值以下，不會對生物圈造成危害(如圖8)。

### The KBS-3 concept

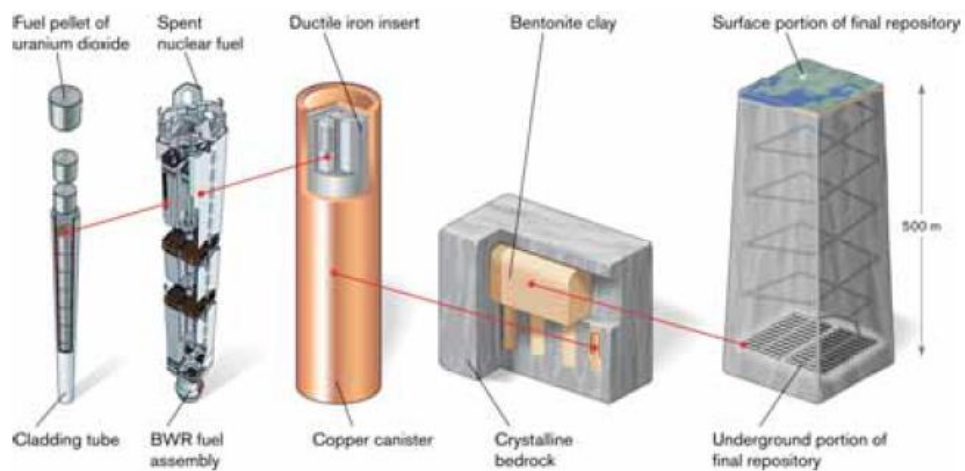


圖 7-KBS-3處置概念

## Containment needed for spent fuel?

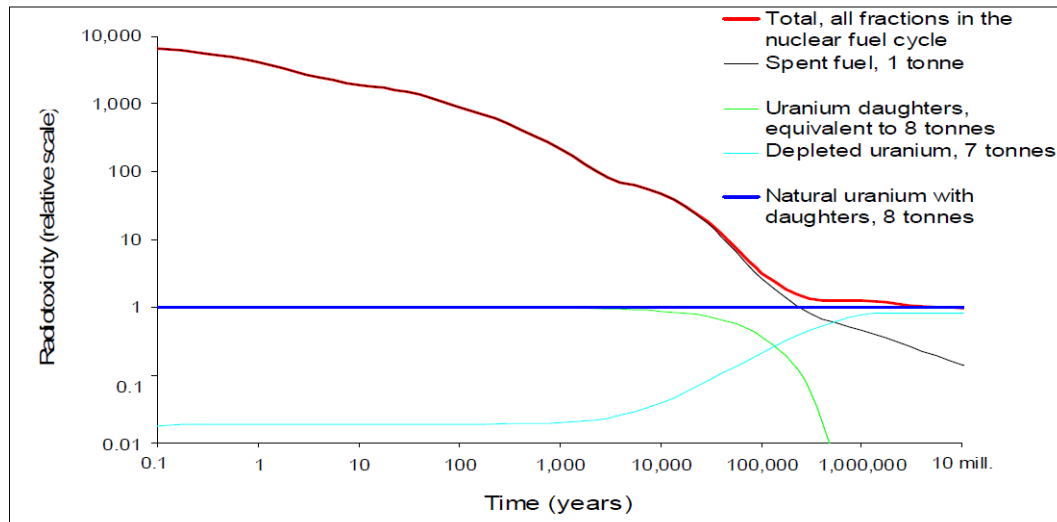


圖 8- 輻射強度與時間之關係圖

### (二) 處置設施長期安全評估

此部分由 Allan Hedin 先生進行介紹，主要分為處置設施背景及 SR-Site 安全評估兩部分，首先為處置設施長期安全之基本介紹，由於高放射性廢棄物處置時間尺度相當大，使用前述 KBS-3處置概念，除了要配合現今之國際法規外，基礎科學考量如高輻射強度核種之衰變、處置設施所在區域之地下水流速、廢棄物罐於不同處置階段之穩定性等安全評估參數亦為相當重要的一環，透過與許多國家之國際合作計畫，瑞典除持續精進上述領域外，亦持續加強地質特性調查與處置工程障壁系統之研究。

而 SR-Site 安全評估介紹則包含方法介紹、安全功能及參考演化情節，配合瑞典幅射安全局(SSM)訂定的法規，SKB 之安全評估方法由11個步驟組成(如圖9)。

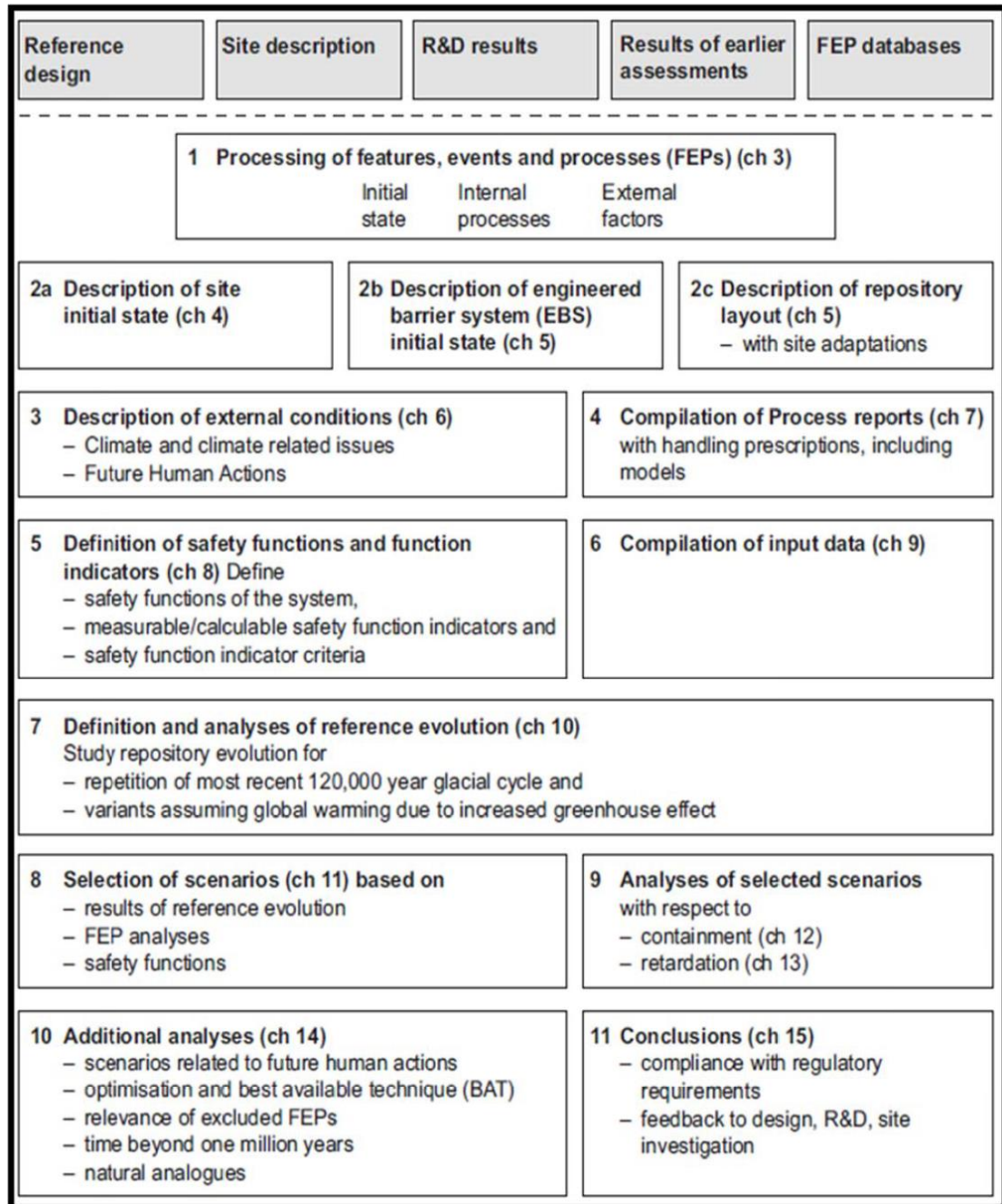


圖 9-安全評估方法11個步驟

安全評估之方法起源於可能影響處置設施之特徵、事件及作用(簡稱 FEPs)，透過分析各項 FEPs，考量處置設施初步設計概念及處置設施所在地之初步地質條件後，建立處置設施安全功能，並訂定處置設施個別系統之安全功能指標，因高放射性廢棄物處置時間尺度相當大，必須推估處置設施於安全評估時間尺度



內可能之演化情形，組合可能發生之任何情節與案例，利用數值分析模式鍊之整合分析，量化對處置設施功能與安全所造成的影響，綜合分析各種情節可能造成之影響得到安全評估結果。此結果可回饋至工程設計系統，透過多次的評估，進而達成處置設施工程障壁系統之最佳化。

而 Allan 也特別強調安全評估方法中的第5、7、8及第9步驟，第5步驟為安全功能及安全指標之訂定，是依據先前步驟之科學研究成果，針對各處置單位進行安全功能及安全指標之訂定，以圍阻相關之安全功能為例，可分割為廢棄物罐 (Canister)、緩衝材料(Buffer)、處置隧道回填材料(Deposition tunnel backfill)及地質圈(Geosphere)等4 部分(如圖10)。

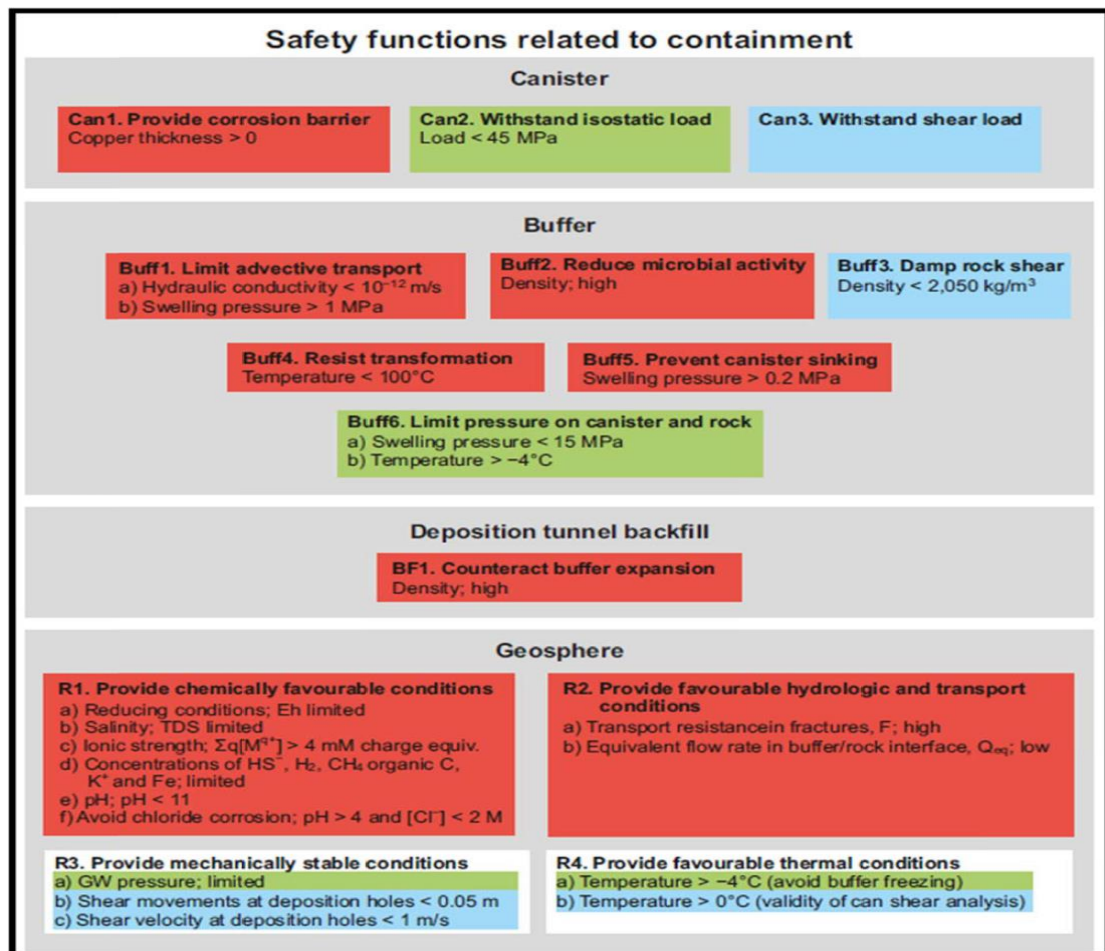


圖 10-圍阻之安全功能

圖中分別依其特性界定了定性或定量之準則，用以確保各處置單元於長時間尺度下仍能維持其安全功能。

第7步驟則是定義參考演化，以圍阻安全功能為中心，加入地震及地下水入侵銅罐腐蝕的概念並發展相關模擬技術，評估工程障壁系統中可能發生之變化，合理推估處置設施未來長期的發展演變，作為情節發展的依據。

第8步驟情節選定的部分，則考量了 FEPs 中重要可能會威脅處置安全的因子，假設出圍阻安全功能受不同因子影響而失效之情節，進而帶入安全評估進行劑量與風險的計算。其中在相關因子的篩選及情節設定的邏輯上，皆仰賴大量的實驗或模擬研究作為基礎。

第9步驟則是分析不利條件下可能發生的事件進而導致圍阻安全功能失效所導致之可能結果。

### **(三) 工程障壁系統**

此部分首先由 Johan Andersson 先生進行工程障壁系統(Engineered Barrier System, EBS)之簡介，EBS 係由廢棄物罐、緩衝材料及回填材料構成，其安全需求設計與處置母岩特性息息相關，必須考量 EBS 與母岩間之交互影響作用，如 EBS 中緩衝材料內氣體傳輸、廢棄物罐之放熱可能會對處置母岩帶來何種影響，或母岩所在地之裂隙多寡、地下水組成條件對 EBS 所造成的影響，考量各種條件後，需不斷調整及精進 EBS 之規格與設計，確保符合處置安全需求後，以工程可行性研究 EBS 之製造技術。

接著由 Matts Björck 先生為我們介紹廢棄物罐設計及安全需求，廢棄物罐在處置系統中扮演相當重要的角色，因處置時間尺度相當大，過程中可能發生地震使廢棄物罐發生剪力位移現象(shear load)(如圖11)，廢棄物罐亦需承受處置過程地下水入侵膨潤土回脹所產生之壓力(如圖12)，最重要的，廢棄物罐需在百萬年尺度間保持抗腐蝕的能力，方能保護內部的高放射性廢棄物，廢棄物罐之製造過程請參考本報告第貳、二、(二)節。

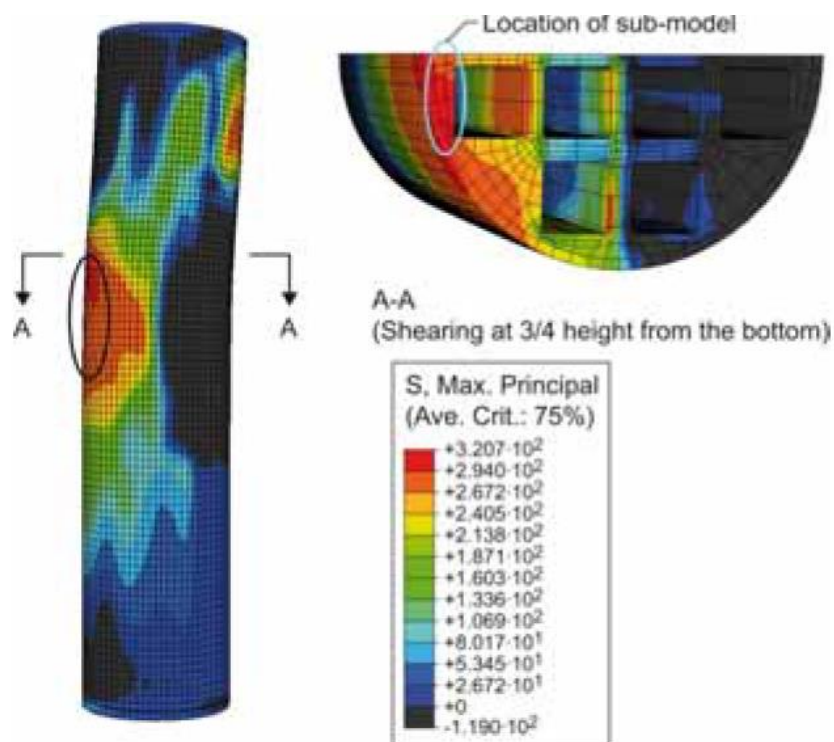


圖 11-廢棄物罐發生剪力位移現象

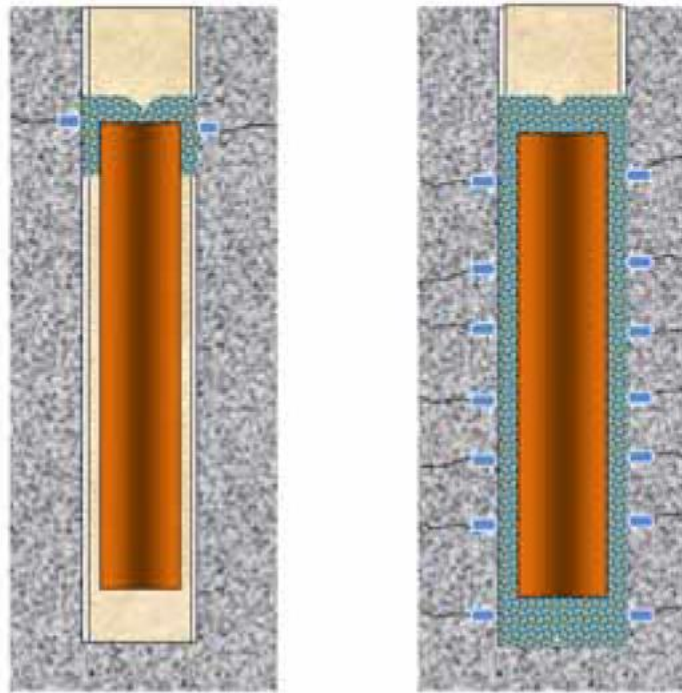


圖 12-膨潤土吸水膨脹示意圖

接著由 Johannes Johansson 先生說明廢棄物罐腐蝕議題，從安全評估角度切入，在百萬年的處置期間，5公分厚的無氧銅需抵抗下列可能造成腐蝕的因子(如圖 13)，其中以膨潤土內硫酸還原菌之影響最大。

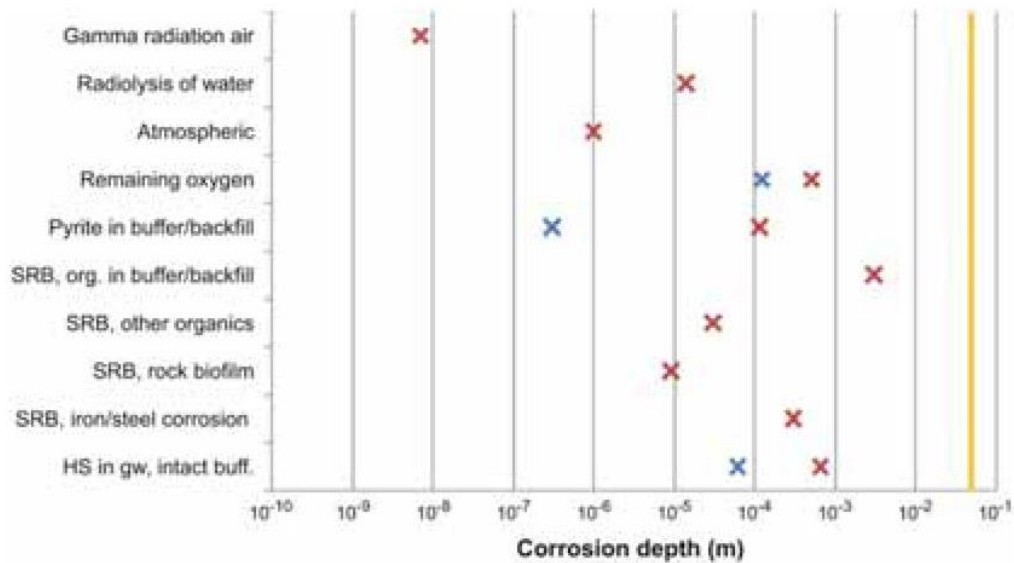


圖 13-廢棄物罐腐蝕因子



除了一般導致廢棄物罐腐蝕之因素外，廢棄物罐亦會發生局部腐蝕及應力腐蝕龜裂(Stress Corrosion Cracking, SCC)，造成比硫酸還原菌更嚴重的腐蝕情節，SKB 公司目前已有相關研究報告並已向瑞典政府申請處置設施建造執照，然而，亦有人提出銅罐在長期無氧環境下腐蝕速率將有加速之疑慮，SKB 亦對此議題設計各種試驗計畫，並在 Äspö 地下實驗室中持續進行現地試驗，目前已掌握多項科學證據，證明此假設非屬常例。

最後由 David Luterkort 先生進行緩衝及回填材料之說明，一樣從安全評估之角度出發，透過大量的實驗及研究所得之數據，設計出達到處置設施安全功能之緩衝及回填材料。緩衝材料及回填材料主要是由膨潤土構成，膨潤土是一種黏土、亦稱蒙脫石黏土，膨潤土有很強的吸水性及膨脹性，可吸附8~15倍於自身體積的水量，吸水後體積膨脹可達數倍至30倍，緩衝材料以圓環狀安裝在處置孔中廢棄物罐周圍(如圖14)，故前述所提，廢棄物罐需能承受吸水後膨潤土之回脹壓力，膨潤土依據地下水中離子強度之不同，吸收水份後形成膠凝或膠體物質。



圖 14-膨潤土於處置孔中安裝情形

地下水經由岩石裂隙傳輸，第一個接觸的處置設施設計單元即為膨潤土，故 SKB 對膨潤土設計了一系列的實驗如回脹壓力測試、水利傳導等基礎實驗，除此之外，亦對膨潤土設計侵蝕試驗、微生物試驗、膨潤土再飽和等性能評估導向實驗，全尺寸膨潤土試驗如圖15。



圖 15-全尺寸膨潤土試驗

回填材料主要用於處置隧道之回填，在早期回填材料是以小塊類似粉末狀的型式直接填於處置隧道(如圖16)，然而於現地實驗中發現，粉狀回填材料容易受到地下水之影響，於是改為使用壓實後之塊狀回填材料堆疊(如圖17)，而回填材料與處置隧道間剩餘之空隙則使用人工定模之圓柱或扁平狀細小膨潤土填塞。



圖 16-粉末型回填材料



圖 17-塊狀回填材料



#### (四) 地質調查技術

本部分由 Raymond Munier 先生和 Patrik Vidstrand 先生共同解說，由於地質母岩天然障壁無法透過製程方法及原料改變其天然特性，與工程障壁不同，在選擇處置場所在地區前，需進行如地質穩定度、地下水組成、岩體裂隙評估及該地區是否含有人類可運用資源等評估，透過觀察岩體之露頭及其紋理，地質學家可推測過去岩石構造運動之先後次序、是否有岩漿運動、此一岩層是否擁有阻水帶等資訊，而量測岩石表面之裂隙寬度、向位及垂直度，紀錄大量相關數據，則作為建置離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)之基石(如圖18)。

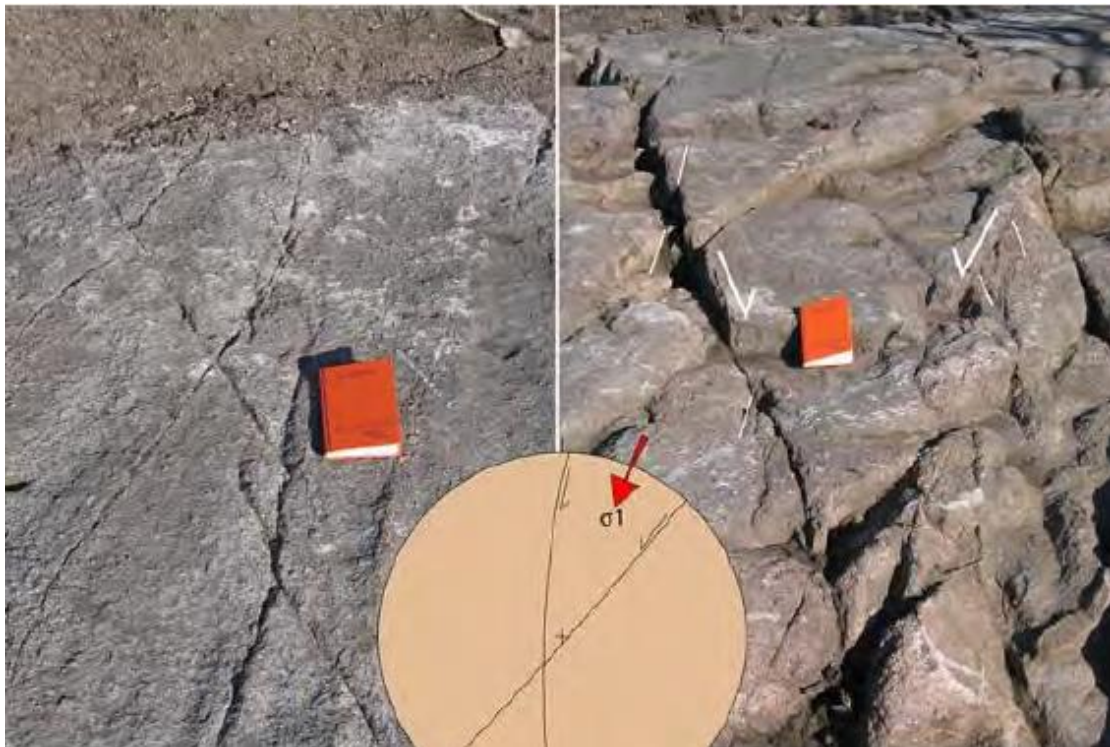


圖 18-現地裂隙資料採集

DFN 模型中的部分裂隙可能相互連接，些許微調可能會影響如地下水傳輸、裂隙是否會截切到處置孔甚至是廢棄物罐是否能承受地震所造成之剪力配壞結果，而所建置的 DFN 模型需透過現地之地質鑽探來證明其正確性，透過鑽孔的方向及深度，我們可以得到地下岩體裂隙分布最真實的面貌，將此資訊排列並一一比對，便能得到地下真實之裂隙位置、方向及尺寸等訊息，圖19為 DNF 之二維模擬結果。

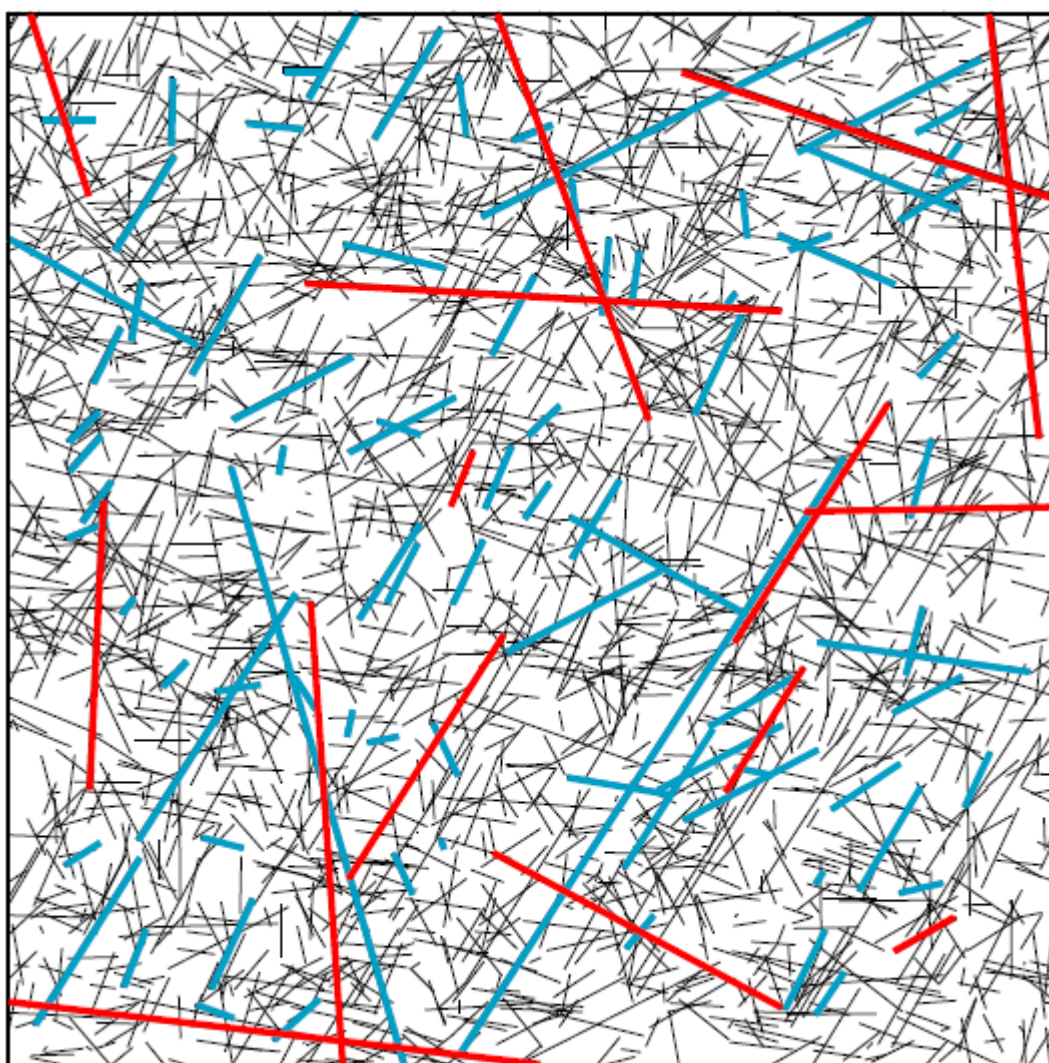


圖 19-DFN 二維模擬結果

而詳細描述整個處置場址之母岩地質環境，瑞典專家們採用了場址描述模型 (Site Descriptive Model, SDM)，SDM 集結了包含地質學、岩石力學、熱力學、水文地質學、水文地球化學以及地表系統描述的綜合模型，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。

場址描述模型的步驟為先根據經驗與先前計算結果建立概念模型、接著分析新獲得量測資料，選取具代表性資料、將概念模型與量測資料進行連結，最後整合所有模型，產出計算結果並判斷是否需要進一步進行調查，整體流程如圖 20 所示。場址描述模型報告中會記錄方法論與目標、資料來源文獻、概念模型建構邏輯、量測資料分析、概念模型帶入量測資料的關係、整合模型、信心與不確定性與當前對場址的理解。另外還會記錄數位資料，包括三維裂隙模型、模型參數、案例實現及資料保存的品保要求等。

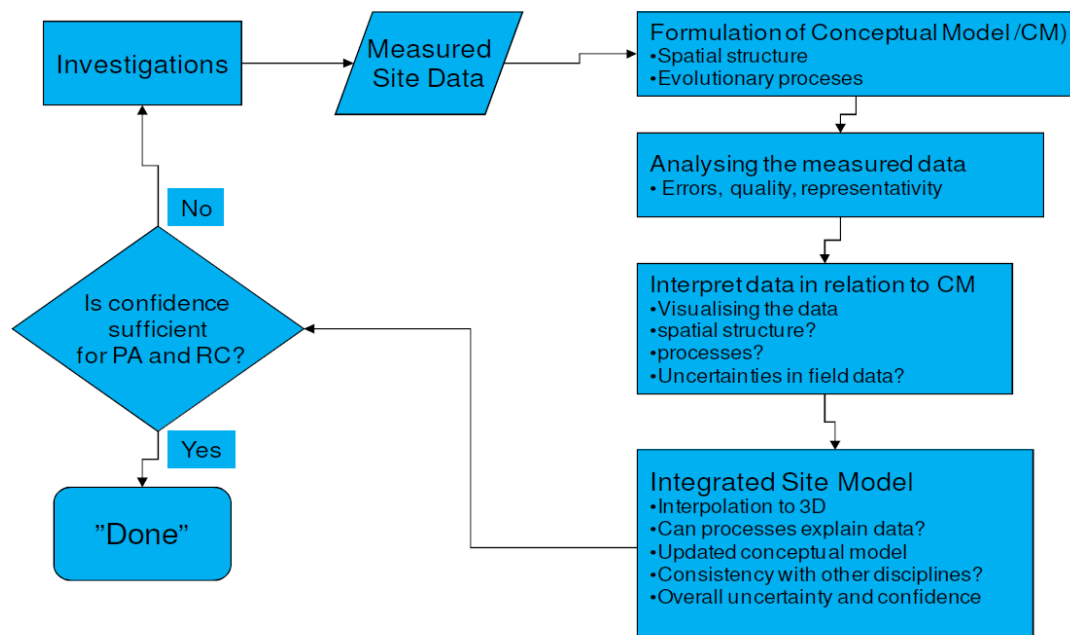


圖 20-SDM 整體流程圖

場址描述階段最後會得到更精確的選址因子，在場址安全因子中綜合考慮了岩盤組成與結構、未來氣候、岩石力學條件、地下水流、地下水組成、遲滯條件、生物圈條件等對場址的整體了解；在執行技術因子則討論了施工彈性、技術風險、技術發展需求、運轉功能性、協調性與造價等；健康與環境因子則考慮職業健康與輻射防護，自然環境、文化環境、居住環境與自然資源管理等方面；社經資源因子則考慮人力資源、大眾或私有服務及公眾溝通等，SDM 參數需求圖如圖21。

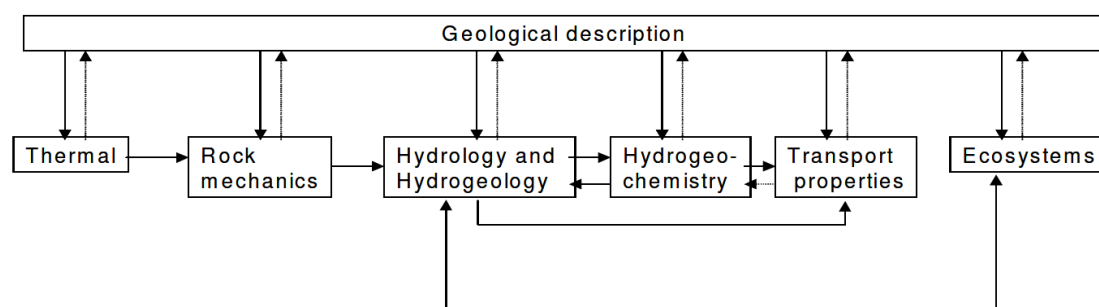


圖 21-SDM 參數需求表

## (五) 選址進程

瑞典之高放射性廢棄物選址程序起始於1976年，透過在各地進行鑽探，目的在增加對母岩狀態與處置設施長期安全影響之了解。在1977至1985年間，累積鑽孔總長達50公里，最深鑽至地下700公尺。前述研究地點皆位於結晶岩地區，然而調查過程也不是全然順遂，如1985年間在 Almunge 地區調查時受到了地方民眾激烈的反彈(如圖22)。





圖 22-Almunge 地區居民抗議圖

於是 SKB 在 RD&D 1992計畫中提出了地方政府自願參與之選址程序，在此程序中中央政府要求 SKB 須達成下列事項:

- (1) 找出5~10個可行場址
- (2) 提出適用的選址準則
- (3) 對場址進行環境影響評估(Environmental Impact Assessment, EIA)
- (4) 在場址進行處置可行性研究需支付地方政府每年2百萬克朗(SEK)之回饋金

瑞典高放射性廢棄物之選址計畫規劃於1993~2000年間需找出5~10個候選場址並進行處置可行性研究，2001~2008年需找出至少2處候選場址並進行調查，並於



2008年後找出較合適之場址後進行場址細部調查及建造處置設施，如圖23。

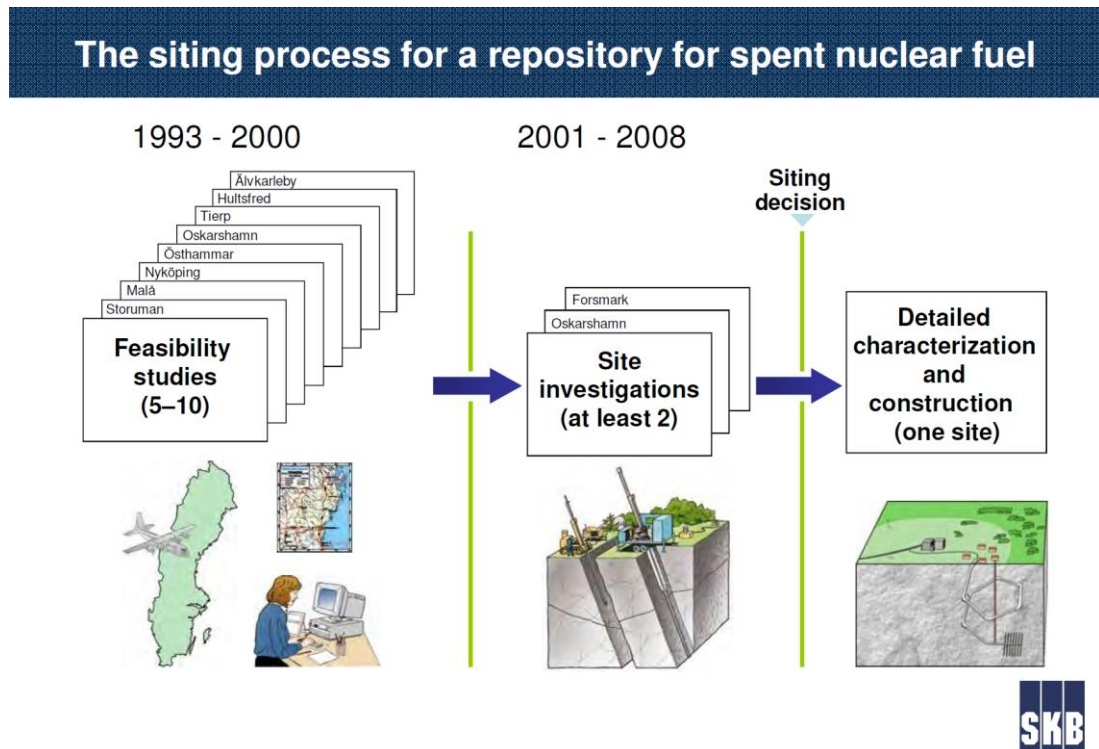


圖 23-瑞典選址計畫流程圖

SKB 於瑞典高放處置計畫第一階段結束前，匯集了先前研究之成果，提出瑞典全國結晶岩分布圖，圖中黃色區塊為結晶岩分布區域，紅色區塊為同時存在結晶岩及中生代基盤岩之區域，結果顯示，幾乎全瑞典皆存在著適合處置之岩體，如圖24。

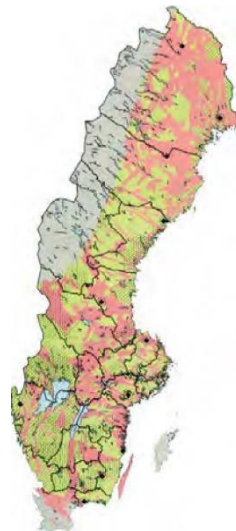


圖 24-瑞典結晶岩分布圖

除了考量地質合適性外，若結晶岩地區有下列情況，則被排除於選址程序外：

- (1) 雖然為結晶岩地區，但岩性複雜，不易解釋其母岩特性區域
- (2) 擁有礦產或其他可利用資源
- (3) 地質活動頻繁區
- (4) 水資源保護區
- (5) 地下水化學特性不正常區域

SKB 在進行場址可行性研究時，僅對已有資料進行分析，不另行鑽孔。舉例來說，當時 Storuman 市這個地區的地方政府提出了候選意願，故 SKB 開始針對現有資料進行選址因子(Siting factor)評估，包括：

(1) 安全(Safety)

安全因子是指候選場址中的處置設施長期安全評估。

(2) 技術(Technology)

技術因子是該場址在建造與運轉處置設施之技術需求。

(3) 土地與環境(Land and environment)

土地與環境因子則是考量該處土地利用狀況與環境影響。

(4) 社經觀點(Societal aspects)

社經因子則是考量處置設施對當地經濟與社區的影響。

經前述篩選及分析後，SKB 選出 Storuman 及 Malå 兩城市，其母岩特性、地下水、交通與土地利用等條件都相當出色，並且綜合分析興建處置設

施對該地之觀光的提升、就業人口、基礎建設等正面社經數據，但 SKB 認為該地是否能成為處置設施候選場址之決定權仍在地方居民手中，於是分別在 Storuman 及 Malå 兩城市舉行公投，雖然 SKB 在這兩個地方投入大量資源進行可行性研究，但公投之最終結果 Storuman 當地居民以71%之反對之失敗結果坐收，Malå 當地也以54%之反對比例未果。

SKB 也非常尊重當地居民的意願，關閉了該地之辦公室並撤走研究團隊，這2次的失敗也使 SKB 意識到，尋找處置設施候選場址需要考量的並非只有地質準則 (Geological criteria)，社會準則(Social criteria)亦是相當重要的一環，故 SKB 對擁有核能設施之地區進行可行性評估，考量本地居民對核能相關設施之接受度可能會較其他地區高，且核能設施附近之交通規劃亦符合運送規範，可節省相關資源投入更多調查，果不其然，Östhammar、Nyköping 與 Oskarshamn 三個地區都同意成為可行性研究對象，其中 Östhammar 地區中有 Forsmark 核電廠，Nyköping 地區則有 Studsvik 核電廠燃料營運公司，Oskarshamn 地區則有 Oskarshamn 核電廠，至2000年止，SKB 於瑞典之選址狀況如圖25。

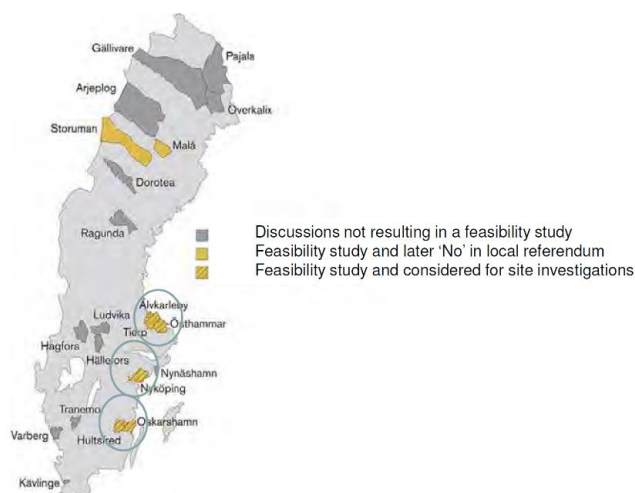


圖 25-瑞典進行可行性研究候選地區

以 Östhammar 地區可行性研究為例，共花費5年完成(1996~2000)，期間共產出了地質長期安全性研究、土地與環境、技術議題、公眾接受度共計11本正式報告。

在可行性研究階段結束後，SKB 於 Östhammar、Nyköping 與 Oskarshamn 三個地區共選出8個候選場址準備進行調查(如圖26)。

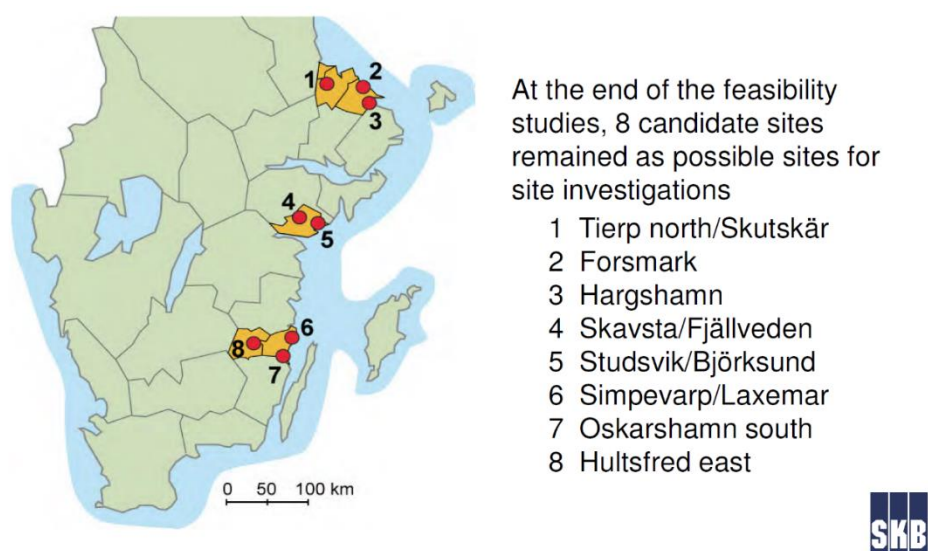


圖 26-瑞典八處候選場址

其中 Östhammar 與 Oskarshamn 地方政府同意 SKB 進行場址調查，而 Nyköping 則拒絕繼續參與選址程序，於2002年時 SKB 於 Forsmark 與 Laxemar 地區展開候選場址調查。

以 Forsmark 調查為例，調查期間共計6年(2002~2007)，共完成25個岩心鑽井(Cored boreholes)、38個衝擊式鑽孔(percussion boreholes)及101個土壤取樣管(Soil pipe)，產出有關地表地質圖測繪、地球物理、導水測試、



應力測試及地下水採樣等近600本報告，如圖27及圖28。

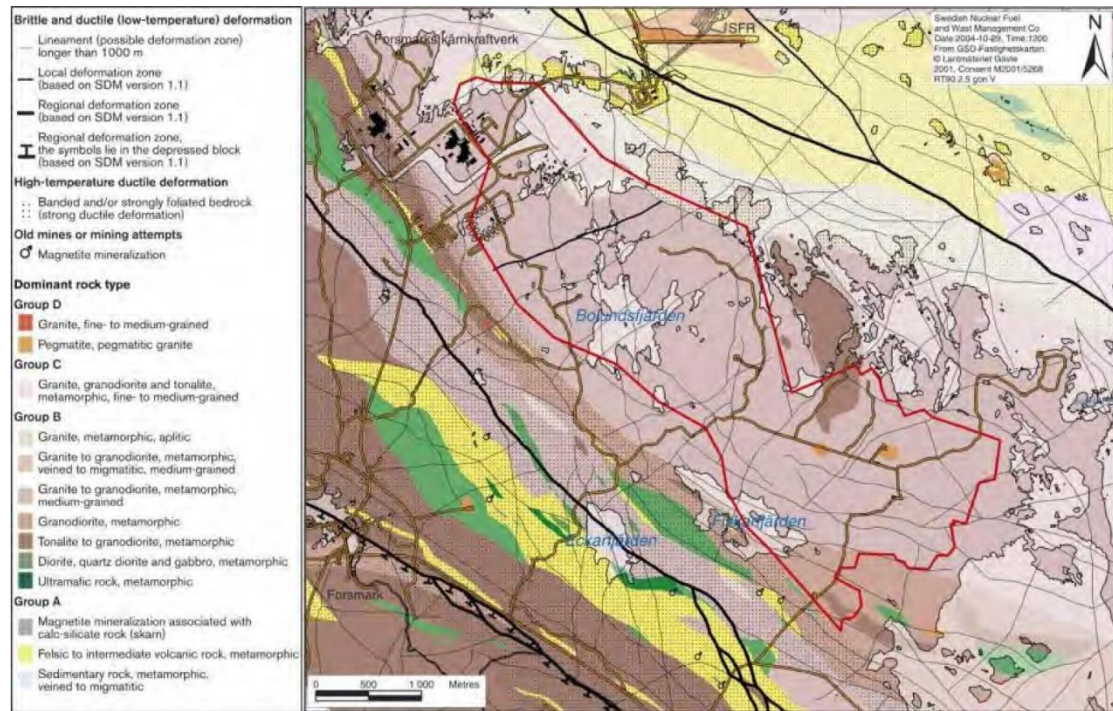


圖 27-地表地質測繪圖

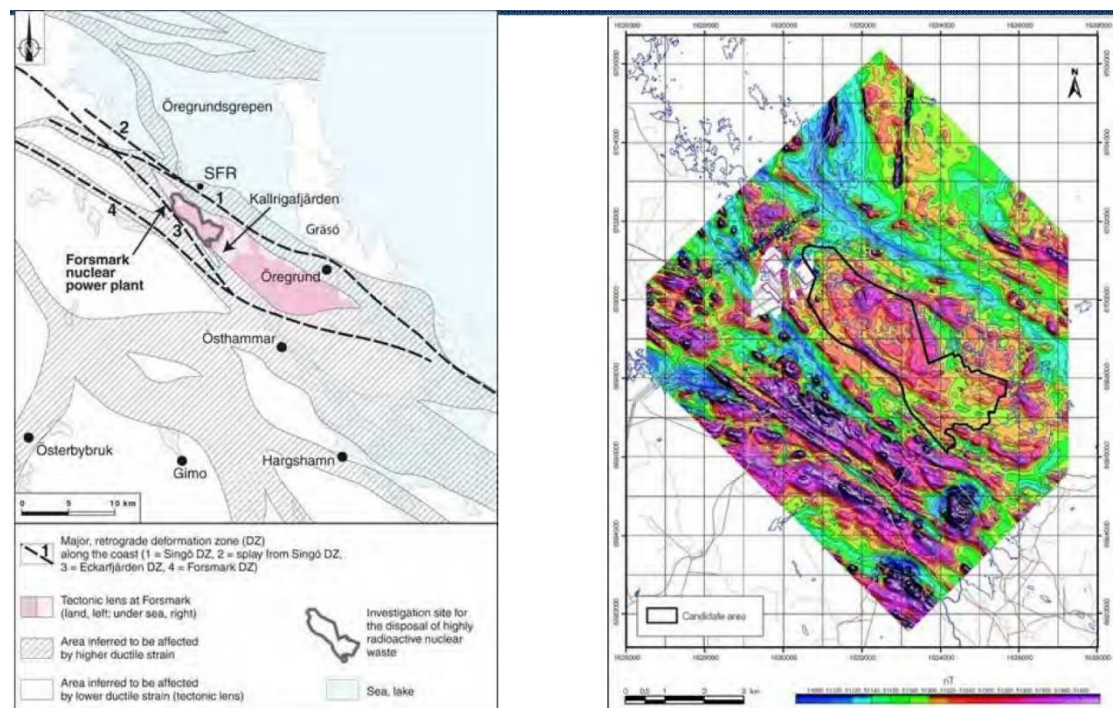


圖 28-板塊構造測繪圖

在調查期間，SKB 總共凍結了5次調查資料，並將其回饋至 SDM 中，凍結資料後即開始建立場址描述模型對現場資料進行評估。場址描述模型是一個總和報告，將地質、岩石應力、熱性質、水文地質、水文地化及地表系統綜合為一模型，並且產出一個可追溯、考量信心與不確定性的安全評估，且每次凍結資料就更新一次。如本報告貳、一、(四)之 SDM 步驟說明，最後將整合所有模型，產出計算結果並判斷是否需要進一步進行調查。

圖29為 Östhammar 之 Laxemar 地區參考 SDM 後描繪出的處置設施設計概念；圖30為 Oskarshamn 之 Forsmark 地區之處置設施設計概念。

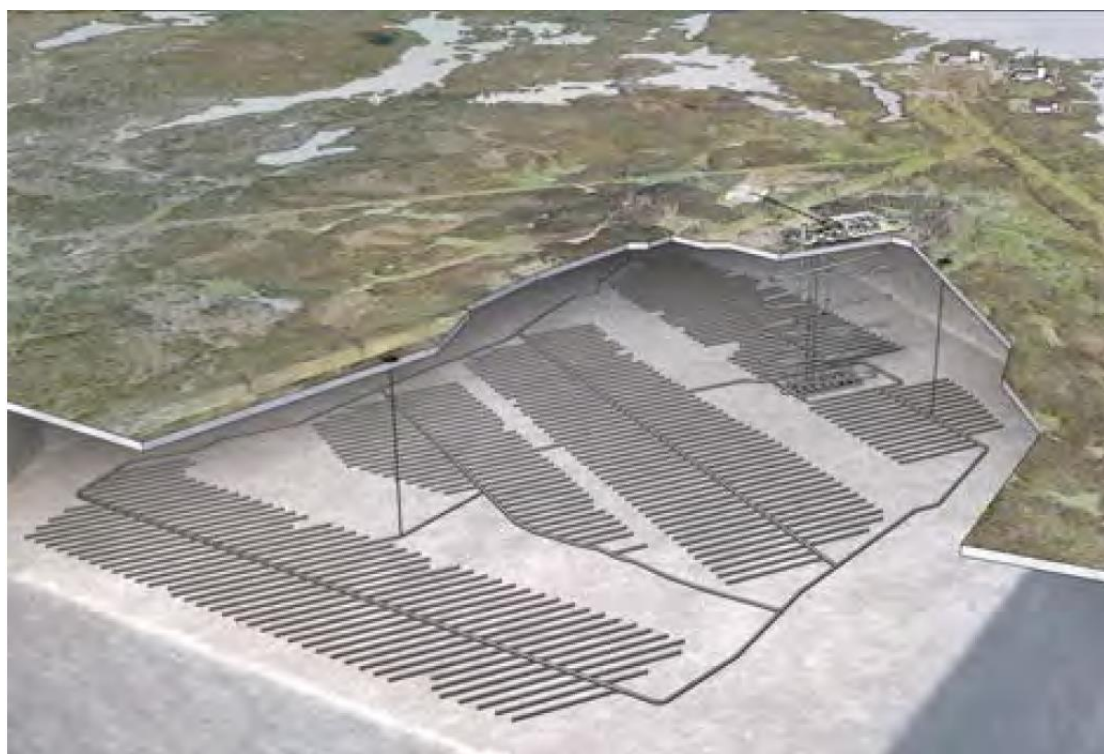


圖 29-Laxemar 地區之處置設施設計概念



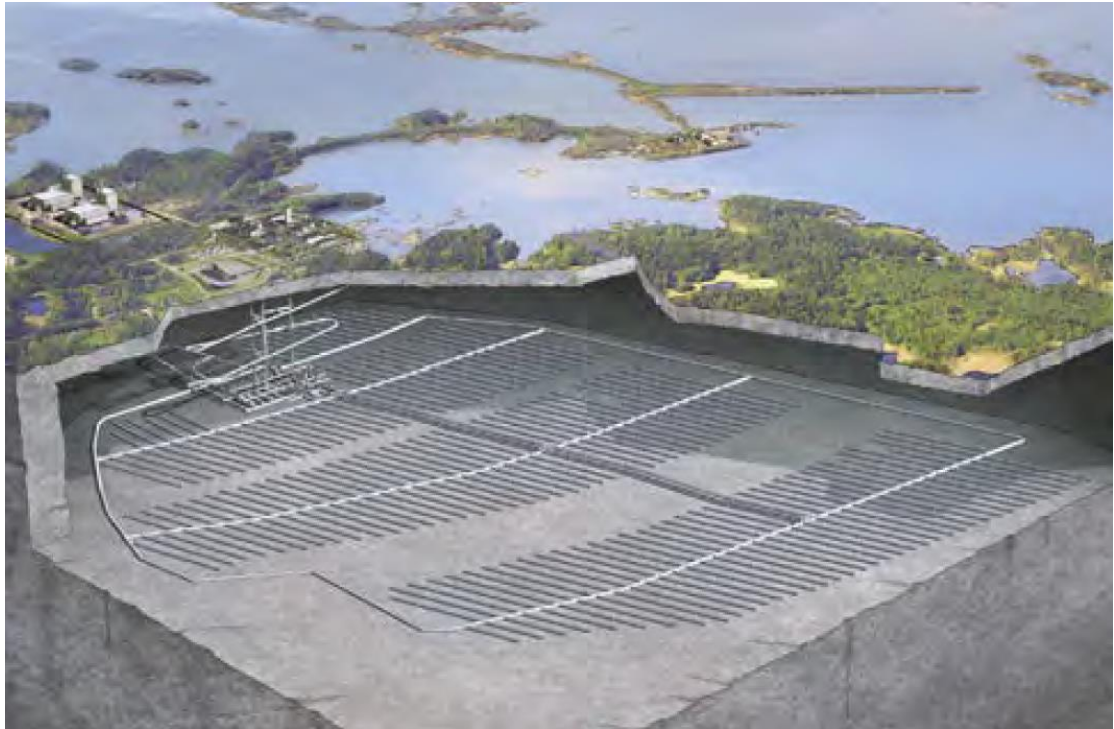


圖 30-Forsmark 地區之處置設施設計概念

整體來說，通用的選址原則包含以下兩點：

- (1) 長期安全條件較佳之區域。
- (2) 若候選場址間無特別的差異，則參考用過核子燃料最終處置方案，選擇整體較佳之地區進行細部調查。

有關前述第一點，主要由封閉後之安全功能認定，這些安全功能包括未來氣候與其影響、岩石力學及熱引發剝落現象、水文地質條件、地下水組成、地震影響、潛在礦藏資源、生物圈條件、風險計算與場址描述模型的信心度等，架構類似本報告圖10之圍阻相關之安全功能。

經比較後，在地震、生物圈條件及場址信心度的部分，兩個候選場址沒有太大的差異。

在其他方面，Forsmark 及 Laxemar 兩地區之差異如下：

(1) 地下水流速：

Forsmark 地下水流速僅為 Laxemar 之百分之一，對處置設施緩衝及回填材料之影響較小，Forsmark 為較佳之處置設施後選場址。

(2) 地下水化學：

因前述較低之地下水流速，低流速地區之地下水鹽度較低，雖然較低的地下水鹽度易使膨潤土發生侵蝕現象，使地下水接觸到廢棄物罐，有機會造成廢棄物罐損害，然而考量百萬年長時間尺度下，低流速高鹽度之地下水條件優於低鹽度高流速；而低地下水流速亦使水中含氧量偏低，對廢棄物罐、緩衝及回填材料之影響亦較小，雖然兩地區之地下水含硫量幾乎相同，綜合考量下，Forsmark 為較佳之處置設施後選場址。

(3) 岩石力學：

Forsmark 有較高的岩石應力，這使廢棄物罐之熱量無法有效傳輸出去，可能造成緩衝材料變質，但是 Forsmark 較低的地下水流速可以補足此項缺點，Forsmark 為較佳之處置設施後選場址。

(4) 裂隙導水帶：

兩者於長裂隙預測不確定性都使處置設施損失約10~25%的處置孔，惟 Laxemar 較高之地下水流速則需一併改進處置設施緩衝及回填材料技術，故 Forsmark 為較佳之處置設施後選場址。

(5) 冰河期：

Forsmark 擁有較長的冰河期程，但經分析後，冰河期並不會影響處置



設施內緩衝及回填材料之功能。

(6) 地表:

Forsmark 的地面部分剛好位於工業區，對於基礎建設與環境影響會降到最低。

綜合以上考量，SKB 於2009年選擇了 Forsmark 作為用過核子燃料最終處置設施候選場址，整體流程如圖31及圖32。

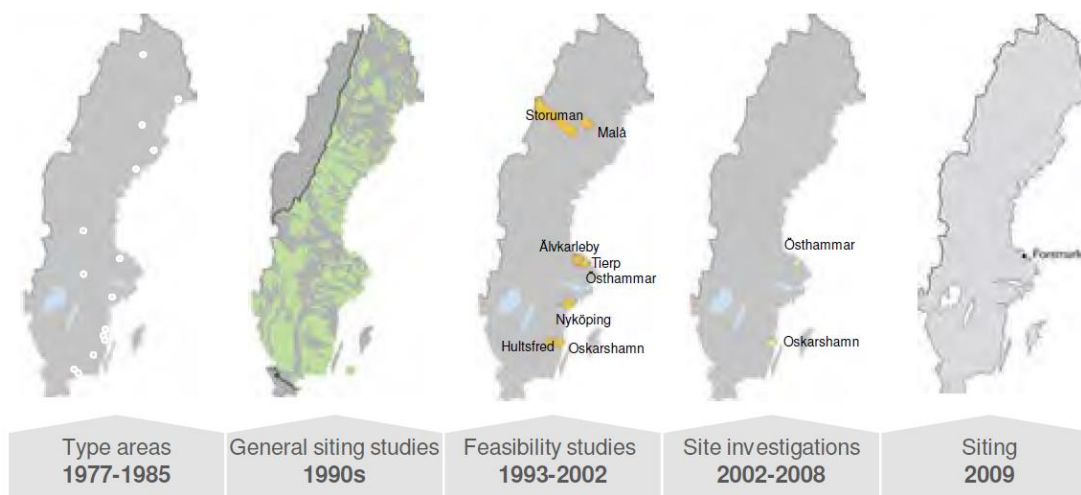


圖 31-瑞典漸進式篩選示意圖

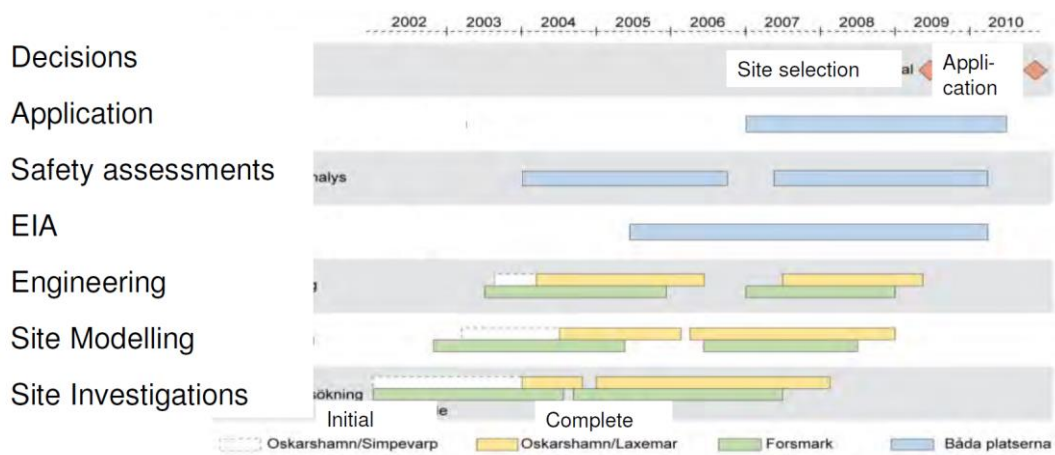


圖 32-各階段時程表

SKB 於2011年開始進行 Forsmark 放射性廢棄物最終處置設施興建執照申請，執照申請必須遵守瑞典輻射安全局(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)所掌管的核子作業法(Nuclear Activities Act)以及環境法院(Land and Environmental Court)所掌管的環境法(Environmental Code)，在核子作業法的部分，只要經過瑞典輻射安全局的審查，並將結果提供給政府，政府根據該建議給予相關規定即可完成申照；而環境法的部分則先由環境法院審查，結果提供給政府，由政府舉辦兩個地區的公投，最後根據結果訂定相關規定。

自2011 - 2016這段期間，SSM 一共要求 SKB 澄清26個問題，補件55次，多達245個之文件量，2015後又再要求了100多份文件，經歷了七年的審查，SSM 於2018年一月將聲明提交政府，表示建議接受 SKB 的執照申請，SSM 認為 SKB 的執照申請證明了它們的設施及其他安全分析是可以在核子作業法階段性執照申請程序中符合 SKB 設定之流程一步一步地發展完成。

而環境法院方面則對廢棄物罐腐蝕議題頗有微詞，環境法院提出的意見包括廢棄物罐在無氧水環境的腐蝕狀況、硫化物、桑拿效應、穿孔腐蝕、應力腐蝕裂縫及氫脆化之間反應間的關係，SKB 規畫於2019年初向法院提出的腐蝕議題之補件，預計2019年4月底後回到環境法院進一步之回應。

圖33為瑞典輻射安全局及瑞典環境法院對 SKB 建造執照申請回應之結果。

SKB's application	SSM	MMD
Clab 11 000 ton	✓	✓
The site of Clink	✓	✓
The construction and operation of Clink	✓	✓
The design and layout of the final repository	✓	✓
The site of the final repository	✓	✓
The construction and operation of the final repository	✓	✓
The barrier of the rock	✓	✓
The barrier of the buffer	✓	✓
The barrier of the canister	✓	✗
The environmental impact statement	✓	✓

圖 33-瑞典輻射安全局及瑞典環境法院審查結果比對圖

## (六) 運輸系統

此議題由 Anna Wikmark 女士說明，內容包括：國際與國家法規、放射性廢棄物運輸系統介紹、安全與保安觀點、及 SKB 運輸範例等。

不同的階段有不同的輻射防護要求，舉例來說，核能設施運轉時，必須要保護工作人員及周遭環境；運送過程中，必須保護公眾安全；最終處置階段則需要確認長期安全。而放射性廢棄物運送時，亦需符合相關國際規範，例如：

- (1) 國際原子能總署 IAEA 的放射性物質安全運輸規則(Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, SSR-6)
- (2) 國際海事組織 IMO 的國際海運危險貨物規定(IMDG-Code)

- (3) 歐洲公路運輸危險貨物的協定(Agreement concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road, ADR)
- (4) 歐洲鐵路危險貨物運輸規範(International Carriage of Dangerous Goods by Rail, RID)
- (5) 國際航空運輸協會(The International Air Transport Association, IATA)之危險貨品規範(Dangerous Goods Regulation DGR)

在設計運輸系統時，必須同時考慮運送的廢棄物種類、貯存或處置設施的配置、運輸方式以及廢棄物包裝方式，同時還必須要有對應的文件需求。放射性廢棄物貯存或處置設施會有自己的廢棄物接受準則(Waste Acceptance Criteria, WAC)，目的為確保貯存或處置設施之長期安全性、避免技術問題，透過此準則建立廢棄物產生者及廢棄物貯存或處置設施間之作業程序書，以使廢棄物包件的製造工程標準化，減少產生與接收端不必要的溝通問題。

以高放射性廢棄物貯存設施為例，因考量輻射屏蔽效應，其重量會是較主要的議題，如圖34所示；而中-低放射性廢棄物處置設施則因數量較多，要考慮的是如何可以減容、方便運輸，如圖 35所示。

另外需注意的是，僅用放射性強弱來整理貨物是不足以滿足法規安全準則的。



圖 34-高放射性廢棄物與用過核子燃料包裝



圖 35-中-低放射性廢棄物的容器與包件

在放射性廢棄物運送過程中，安全(Safety)及保安(Security)是最高原則，必須同時評估安全與保安程度，兩者之共同目標為避免放射性物質對人類或生物圈造成危害。

透過知識共享、分享安全相關事件資訊、評估操作條件與透明度等步驟，可以有效提升安全程度，避免及減緩意外事故的發生。

而透過資訊保密則可進一步避免一切偷竊、破壞、未許可行為及其他懷有惡意的行為發生，提升保安程度。

以運送放射性物料來說，既需對外提醒並規畫路線以保障人類安全，但在資訊公開之程度上又需謹慎考量，以免有心人士之破壞，雖然放射性物料之貨物都需特定權限才能開啟，但是如何安全的將放射性物料送至指定場所是需要徹底了解各種法規、規範的知識與經驗，並且與有技術的工程師密切配合，雖然一切都規畫好了，但運輸途中可能會遭遇民眾抗爭或是不法之徒之搶劫，與管制單位、各地方政府、議會等密切合作更顯重要，減少管制上的衝突，若無法避免衝突，必須事先設想一旦遭遇衝突時的處理原則。

瑞典核能電廠、用過核子燃料中期貯存設施以及中-低放射性廢棄物最終處置場之相對位置如圖 36。

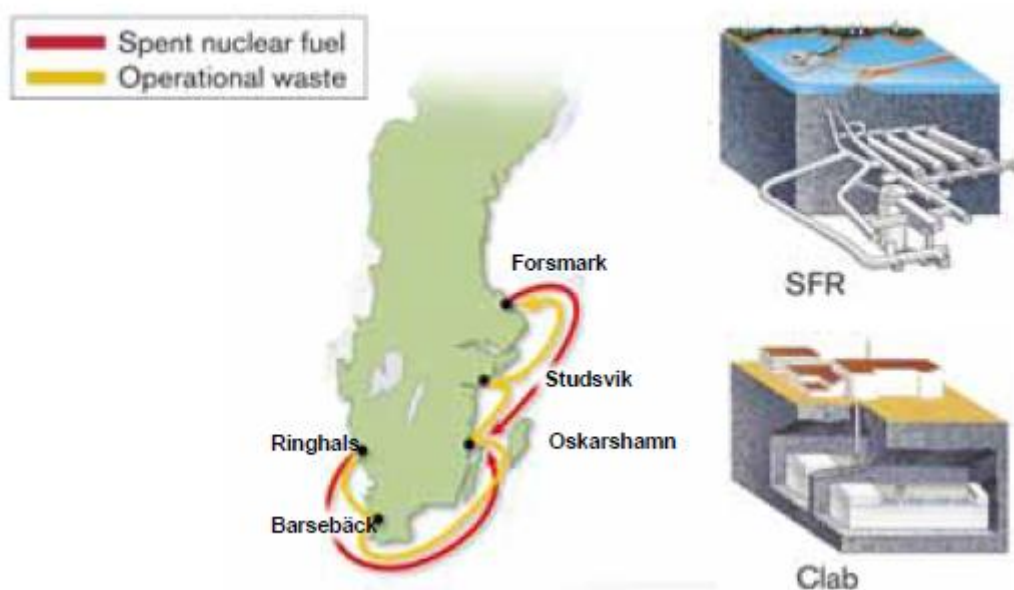


圖 36-各核能設施相對位置圖

SKB 的運輸系統從1982年就已開始運轉，包括運輸包裹、運輸框架、特殊設計卡車、核貨運船及相關行政。各種不同之放射性廢棄物包裝如圖37所示。



圖 37-各類型之放射性廢棄物包裝

SKB 目前有一艘名為 m/s Sigrid 之 INF-3級高放射性廢棄物運輸船，INF (International Code for the Safe Carriage of Packaged Irradiated Nuclear Fuel, Plutonium and High-Level Radioactive Wastes on Board Ships) 為高放射性廢棄物運輸之國際規範，共分三級，INF-3級要求運輸船需有高穩定度、強韌的結構(雙層船殼)、高防火規格，恆溫空調船艙、保安配置、供電系統、遠端通訊系統及輻射防護等功能，m/s Sigrid 船上有633噸的屏蔽材料，包括510噸的鋼筋混凝土、40噸的聚乙烯、15噸的碳化硼以及68噸的鋼鐵，能將貨輪上的輻射劑量降低到最大 $1 \mu$  Sv/h，貨輪上亦具備中子與伽瑪射線的監測，貨輪外觀如圖38。





圖 38-m/s Sigrid 貨輪

瑞典整體運輸系統圖 39所示，目前電廠產生的高放射性廢棄物會以貨輪運送往中期處置場 Clab，中-低放射性廢棄物則直接送往中-低放射性廢棄物最終處置場 SFR。來 Clab 中的用過核子燃料會以何種方式運送至封裝廠，及封裝廠會以何種方式運送至 Forsmark 最終處置場將於日後詳細規劃。

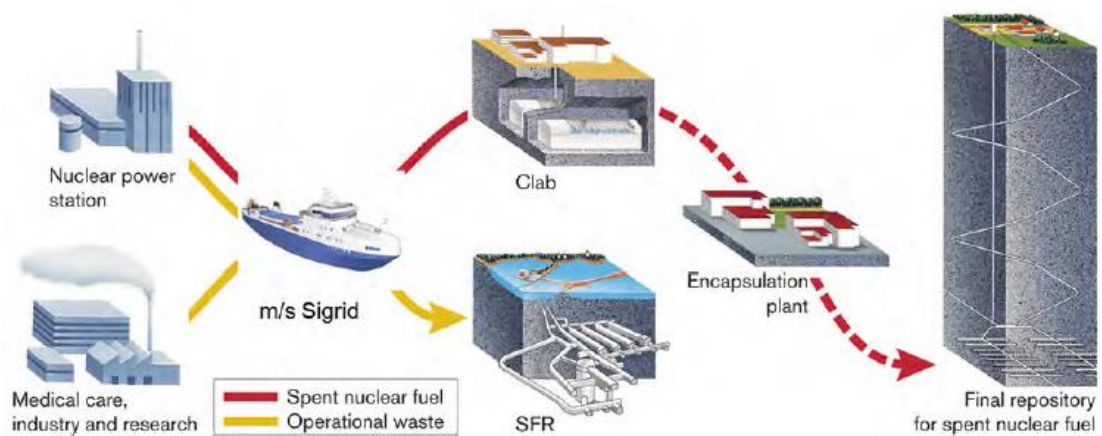


圖 39-瑞典放射性物質運輸系統



## (七) 公眾溝通

SKB 以目前高放射性廢棄物處置設施候選場址 Forsmark 來進行說明，Forsmark 所在 Östhammar 市的面積共約3,000平方公里，共五個城鎮，靠捕魚與採礦維生，僅7%的人從事農業，總人口約兩萬兩千人。境內有兩個主要的工業區，其一是 Sandvik Coromant，共約1,500名員工，另外則為 Forsmark 核電廠約830名員工。

在2003~2010年，候選場址調查期間，SKB 每年都會對 Forsmark 進行電話民調訪問，調查的樣本數為800人。圖40顯示從2003-2010年公眾對處置設施的接受程度，由圖所知，接受比例逐年增加，反對總人數則是逐年減少，其中很重要的因素為 SKB 所做之資訊公開，並勤於對外宣傳說明。

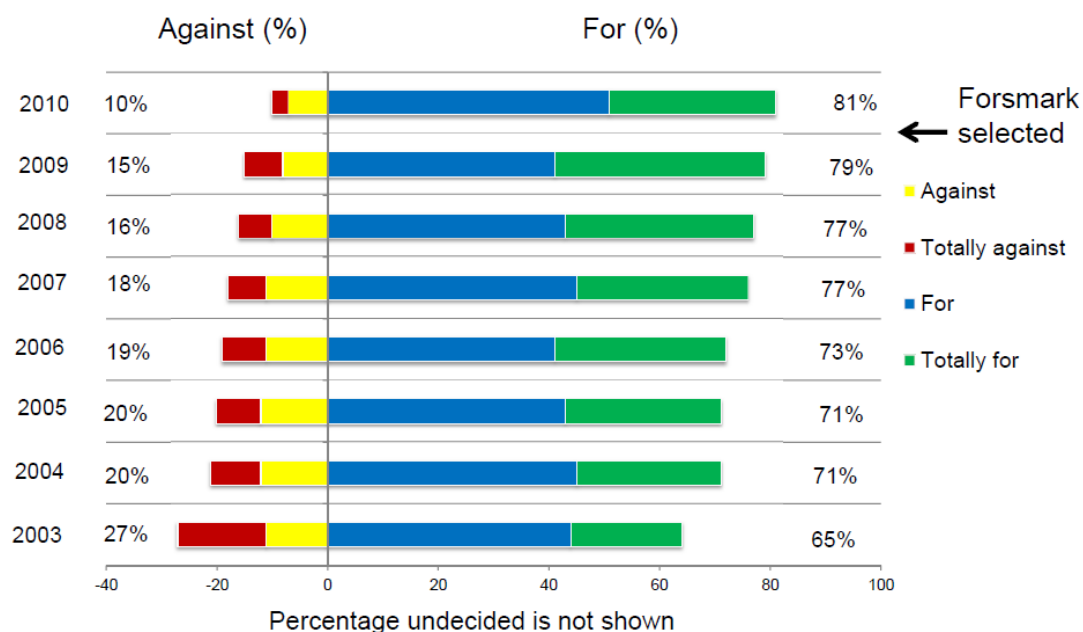


圖 40-Forsmark 居民對設施接受度逐年上升

SKB 從可行性研究時期(1995-2001)年就已經在 Forsmark 當地設立辦公室，用人當地化，增加就業機會。這些員工的工作包括協助與鄉鎮、市議會、董事會其

諮議團體及與鄰近的城市進行溝通，除此之外 SKB 亦提供 Oskarshamn 及 Forsmark 市民進行廢棄物罐實驗室及地下實驗室之參訪之旅(如圖41)，透過實際的參訪過程，可以加深公眾對於技術以及提升 SKB 之信任度。



圖 41-民眾實際參訪圖

除此之外，SKB 亦積極參與當地重要活動，也聆聽各種意見，並利用貨車製作移動式小型展覽館巡迴至各地介紹處置資訊(如圖 42)，甚至還在運輸船上舉辦各種展覽與座談會(如圖43)。



圖 42-SKB 之小型巡迴車



圖 43-於船上舉辦說明會

在決定 Forsmark 高放射性廢棄物處置設施候選場址後，SKB 對公眾的努力依然沒有鬆懈，SKB 在 Forsmark 當地設有資訊中心，並且定期印製當地報紙以提供相關資訊，且每天與當地地主與鄰近居民接觸，此外，只要媒體願意訪問，SKB 永遠抱持歡迎的心態，不僅如此，甚至還會主動邀請媒體、提供媒體報導資料；在2004年，Forsmark 當地的一口水井水質惡化，水井主人第一時間就覺得此現象與 SKB 在附近鑽孔有關，對此，SKB 無法直接證明自己的鑽孔抽水測試與水質惡化無關，因此，SKB 另外建了一個新的抽水井來取代原有水井，水質立刻獲得改善。此次妥善之處理方式也登上了地方版面，使當地居民對 SKB 之好感度上升。從此次事件 SKB 的意識到，在過去只會將技術性的資訊登上媒體文宣，有興趣的讀者必然較少，於是 SKB 改變策略，除了持續更新技術議題外，增加了 SKB 公司與當地互動的事件，如鑽探相關文章，聚焦在工作人員是如何完成他們的工作以及他們的工作心得與樂趣等。

本次參訪 SKB 之廢棄物罐實驗室及地下實驗室時，看的出來 SKB 非常用心於公眾溝通，如每年定期在地下實驗室舉辦馬拉松活動，甚至當學員們參觀廢棄物罐實驗室時，SKB 邀請了當地媒體替我們進行合照採訪(如圖44)，相信 SKB 在溝通初期也遭遇不少困難，但 SKB 堅持不懈，方能擁有今日的成果。



圖 44-本研習團隊受地方媒體採訪合照

## 二、瑞典 SKB 設施參訪

本次研習共參訪了4座設施，除了有輻射防護之考量設施外，只要事先提出申請，SKB 都會歡迎任何團體前去參訪，而在參訪設施前，參訪者也會先進行安全宣導及穿戴防護器具等動作，以確實降低災害發生機率，本次參訪設施如下：

### (一) Äspö 硬岩地下實驗室

在參觀前首先由 Peter Wikberg 先生及 Pär Grahn 先生進行 Äspö 地下硬岩實驗室的背景簡介，SKB 於1986年開始規劃建造地下實驗室，其位於 Oskarshamn 之 Simevarp 半島，以螺旋坑道方式下降至地下深度約400~500 公尺，坑道總長度約3,600 公尺，其主要目的為建立研究、發展相關處置技術之平臺。

Äspö 主要規劃分為三階段：

#### (1) 建造前階段(1986 ~1990 年):

主要進行區域地質、表面及鑽井調查，並依據調查結果進行地質構造預測。

#### (2) 建造階段(1990~1995年):

主要進行地下水流場模擬、母岩詳細特性調查，在建造過程中持續與原先預測的數據進行分析與比對，同時發展更精進的地質描述方法論及地下水流模型。

#### (3) 運轉階段(1995~2025年):

主要透過國際合作進行母岩障壁功能與工程障壁系統之測試，展示處置系統之技術與功能。



Äspö 硬岩地下實驗室開放各國研究團隊合作使用，Äspö 整體配置如圖45。國際團隊可依其計畫需求設計不同實驗。其中由歐盟、英國、日本、加拿大等10個研究團隊合作的項目即為處置全尺寸試驗，針對處置概念之設計進行實際製作、運送、安裝、回填等程序(如圖 46)，作為發展及驗證處置技術能力之依據。此外，亦有多項關於緩衝材料熱、水、力、化耦合試驗進行。

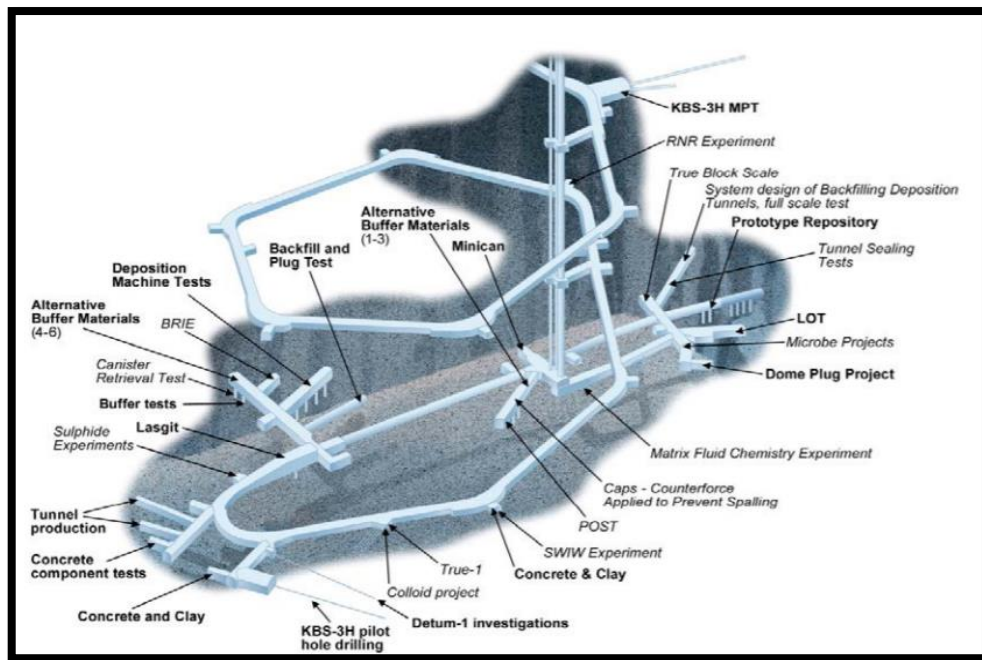


圖 45-Äspö 整體配置圖

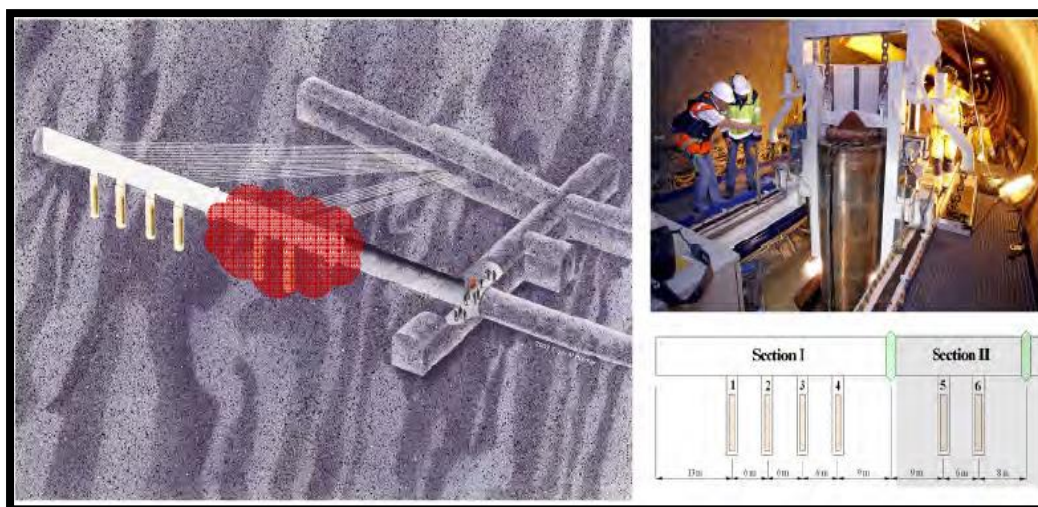


圖 46-各團隊合作操作圖

SKB 希望透過如 Äspö 之現地實驗設施，簡化最終處置設施之設計及建造工法，並增加對現地安全餘裕之理解，以提供最終處置場安全評估之真實數據，最重要的是，Äspö 提供了技術人員訓練之場地，可以實際操作並累積最終處置之經驗，而此設施亦對外開放，如先前所述，透過年度舉辦之馬拉松，增加民眾正面觀感，而 SKB 亦對外宣稱，此地區並不會成為高放射性廢棄物最終處置場址。進入 Äspö 前，必須先搭乘升降豎井至地下320 公尺之開挖坑道，再步行至地下約450 公尺之實驗坑道(如圖47)，坑道路面相當大，兩輛汽車可會車通過，為了進行地質與地下水相關研究，整體隧道開挖面皆未進行噴混凝土處理，在此也看到了完整之廢棄物罐(如圖48)、深度達8公尺之處置孔(如圖49)及裝填廢棄物罐與緩衝材料之處置孔(如圖50)，透過視覺震撼可加深參訪人員之印象。



圖 47-地下400公尺之實驗坑道





圖 48-完整大小之廢棄物罐

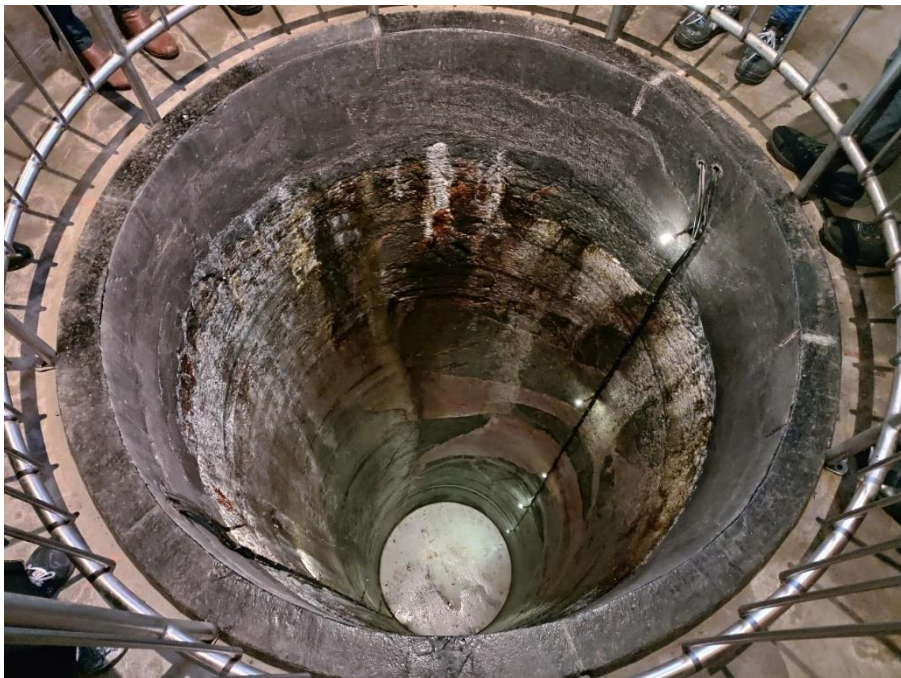


圖 49-八公尺深之處置孔



圖 50-裝填廢棄物罐與緩衝材料之處置孔

Äspö 硬岩實驗室至1997年開放參觀以來，已累積17萬之參訪人次，為行銷相當成功之案例。

## (二)廢棄物罐實驗室

廢棄物罐實驗室位於 Oskarshamn 的港口邊，有利於原物料接收及完成製造與檢測之廢棄物罐之運送。本次參訪 SKB 介紹了廢棄物罐本身及內部鑄鐵之製作方式，以及成品完成後如何進行非破壞檢測實驗。

整個廢棄物罐之製作過程則可分為鑄鐵內襯及銅殼製作:

### (1) 鑄鐵內襯部分:

首先將方管銲接為一體(如圖 51)，當方管放進鑄造模具內後，方管內部須先

填滿沙子，以避免鑄造時造成方管變形，確保未來用過核子燃料可以順利置入，最後將高溫熔融狀態的鐵充填至鑄造模具中，充填方式又分為頂部澆鑄灌製與底部充填灌製(圖 52)，經 SKB 研究發現，前述兩種鑄造方法在品質上並無顯著差異。當鑄鐵內襯澆鑄完成後，須在鑄模中冷卻數天才能拆模取得鑄鐵內襯(圖 53)。



圖 51-方管銲接完成圖



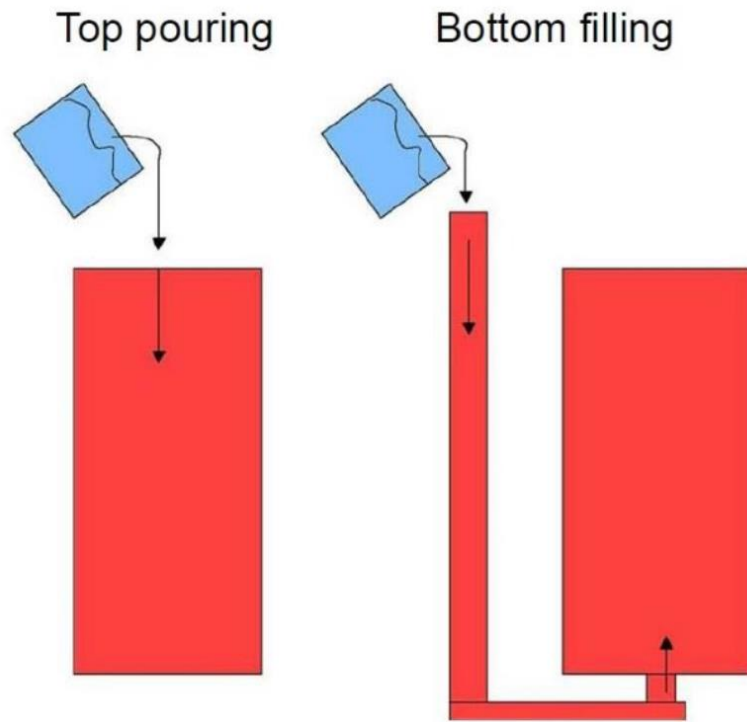


圖 52-鑄造模具方式



圖 53-鑄鐵內襯完成圖

(2) 銅殼製作部分:

採用擠壓成型方式，先將銅錠壓製成適當的直徑後，再藉由加熱擠壓方式將銅錠擠壓成中空銅管(圖 54)，最後置入壓模機中壓製拉伸成所需厚度(5 cm)之銅殼(圖 55)，廢棄物罐上蓋及底座之製作方式如圖56。

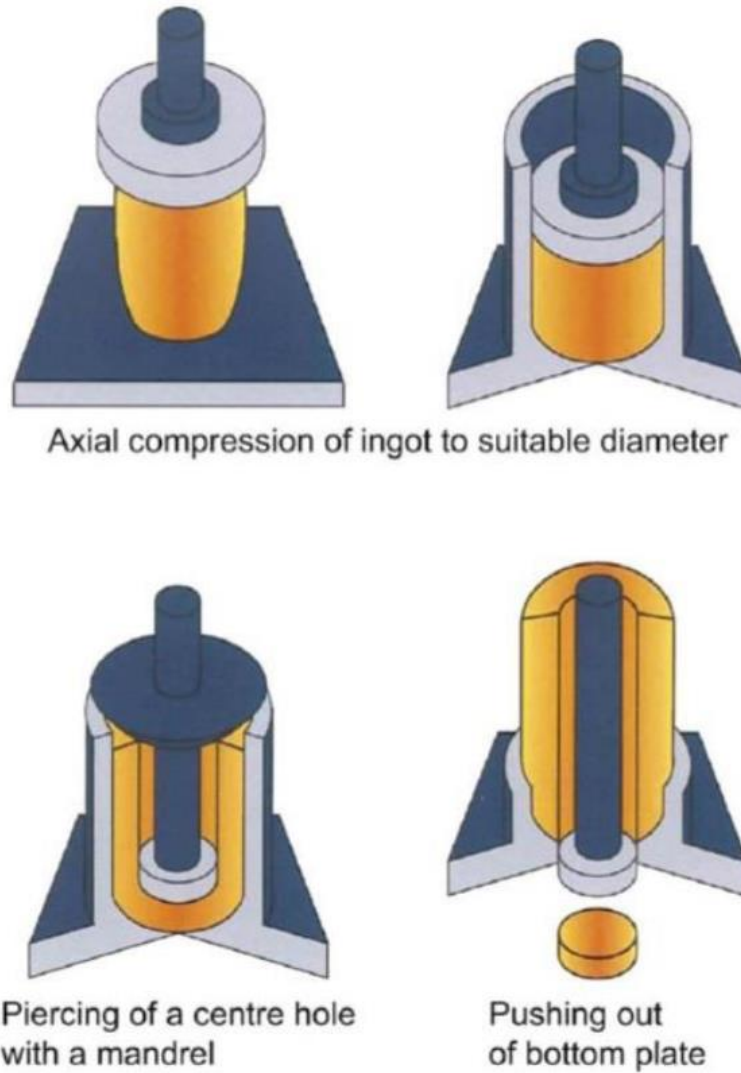


圖 54-銅殼擠壓成型圖

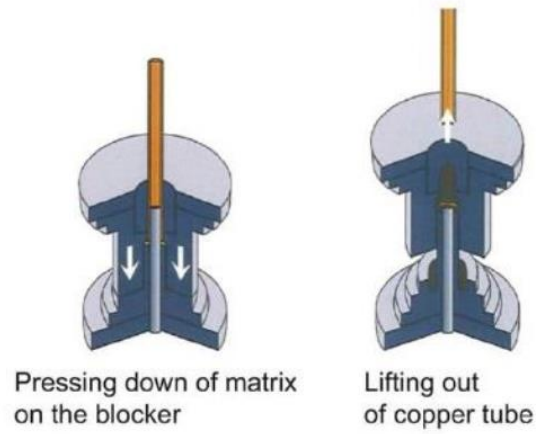
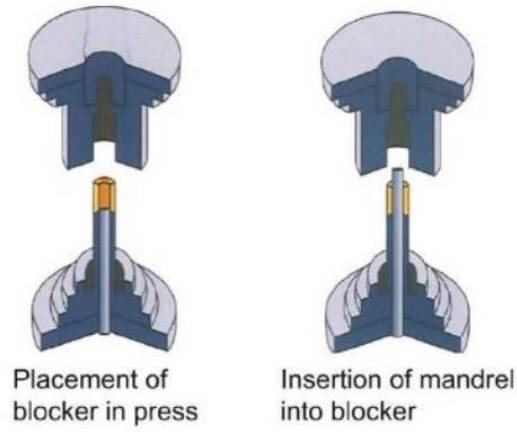


圖 55-銅殼厚度5公分之產出方式

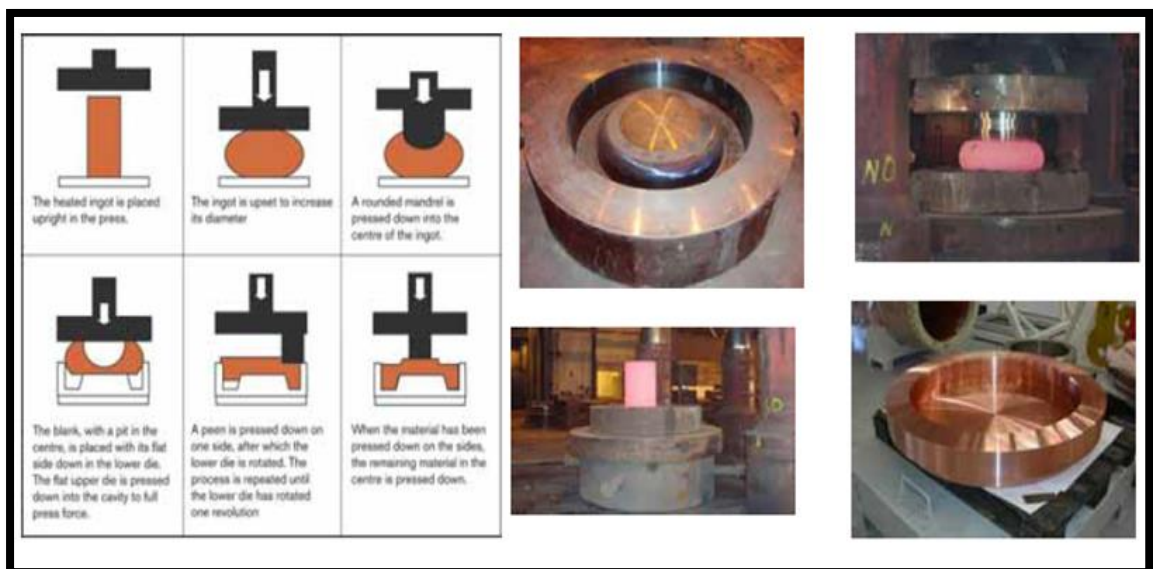


圖 56-銅殼上下蓋之製作方式

為了使上蓋要與廢棄物罐完整結合，SKB 採用了磨擦攪拌銲接機(圖 57)，其原理為利用銲接工具與銅質材料摩擦攪拌，產生熱量與銅質材料流動特性使其接合，摩擦攪拌銲接銅質材料之工作溫度約為800 至850 度，銲接工具可分為鑽頭(如圖 58)，鑽頭為鎳-鈷-鉻超合金，主要功能為打破銅的氧化層並進行攪拌，為了增強塑性流往下填補的壓力，故將鑽頭設計成螺旋狀，圖59為銲接後之剖面，可觀察到效果十分良好。

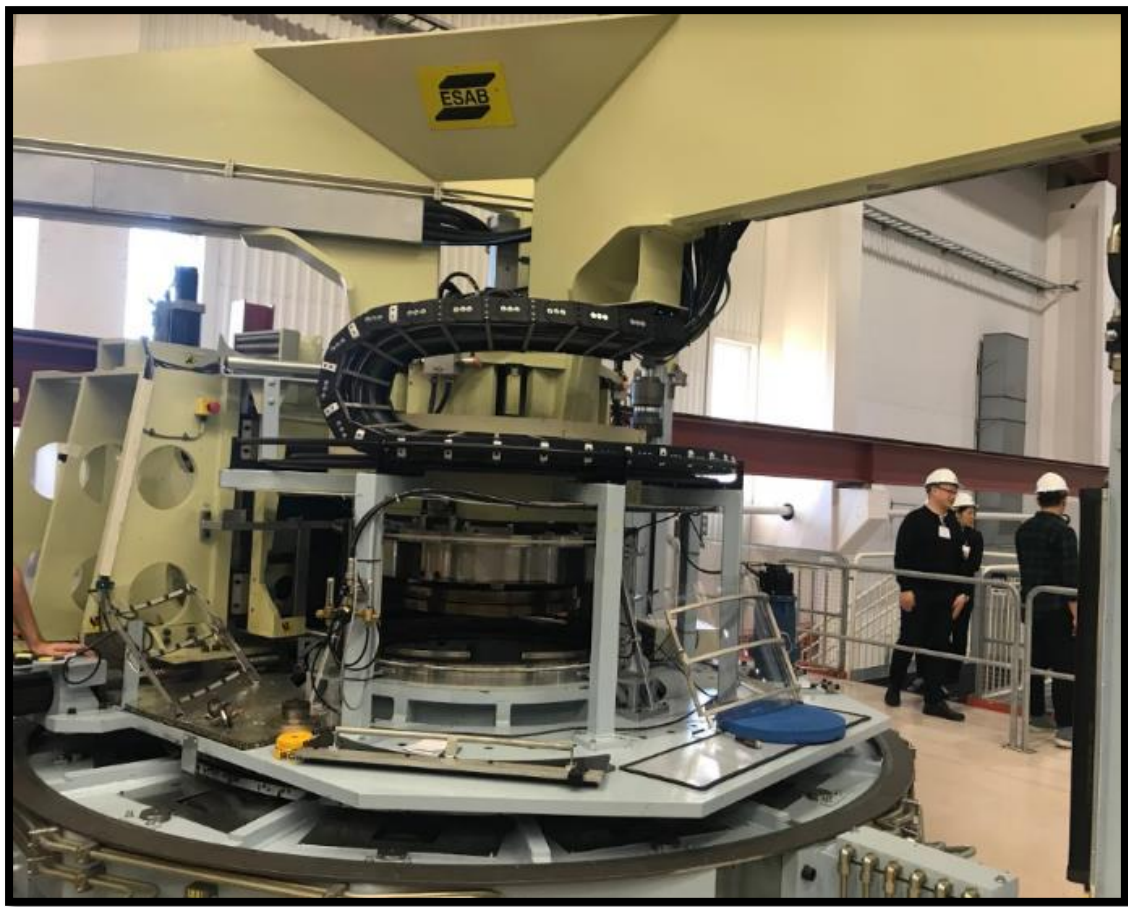


圖 57-磨擦攪拌銲接機





圖 58-鎳-鈷-鉻超合金鑽頭

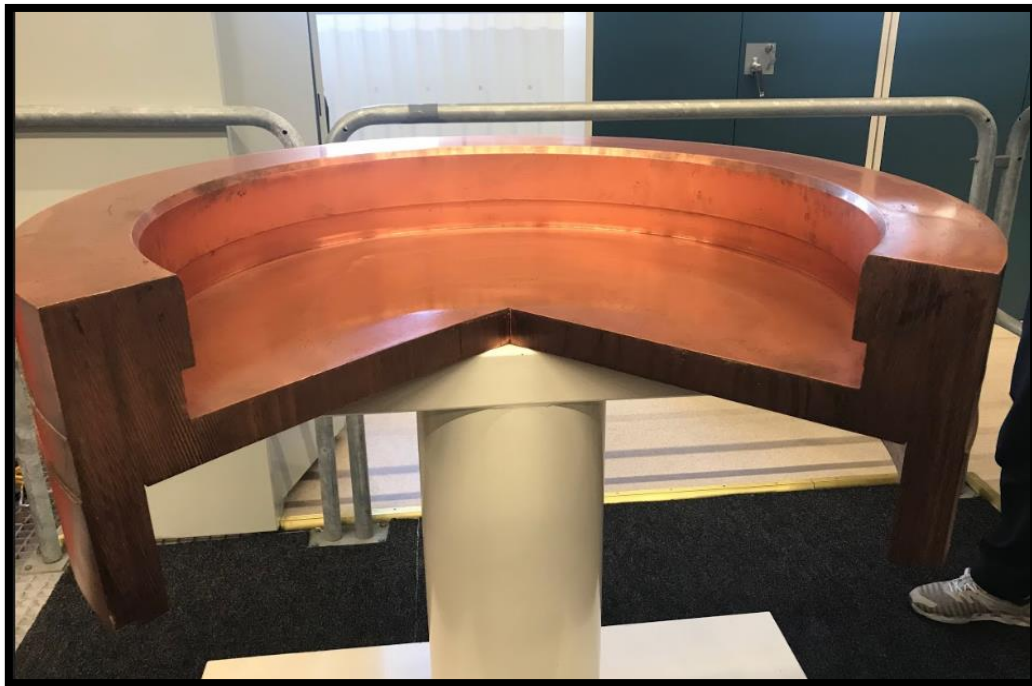


圖 59-銅上蓋與罐體焊接後之剖面

SKB 驗收成品時是採用 X 射線照相法(X-ray radiography)、超音波檢測(Ultrasonics) 及渦電流檢測(Eddy current) 等非破壞檢測技術。X 射線照相法及超音波檢測應用於整體結構及焊道完整性的檢測，而渦電流則應用於表面缺陷的檢測。若再前往處置設施前發現品質有缺陷，將破壞廢棄物罐，取出用過核子燃料束，並再次進行封裝與檢測。

在廢棄物罐實驗室內，SKB 向瑞典瓦薩沈船博物館租借了一沉船上的銅製砲管(如圖60)，該船於1628 年沉沒於斯德哥爾摩海灣，並於1961 年打撈上岸，浸泡於高鹽度之海水中歷經數百年的腐蝕，銅製砲管依然保持其原貌，這也是 SKB 為何選擇銅做為廢棄物罐之材料主因，此砲管亦成為民眾溝通之利器。



圖 60-歷經數百年腐蝕之沈船砲管

### (三)中期貯存設施 Clab

中期貯存設施 Clab 位於 Äspö 的南方約五公里處，Clab 為貯存瑞典高放射性廢棄物之運轉設施，進出必須要換證、換裝及通過劑量檢測器，未經申請禁止攜帶任何物品進入貯存池。

中期貯存設施 Clab 於1980 年開始規劃興建，1985 年開始接收瑞典的用過核子燃料，該設施為濕式中期貯存設施。瑞典用過核子燃料在退出爐心後，將先暫時貯存於核能電廠內的燃料池，貯存時間至少1 年，後以運輸船 M/S Sigrid 將用過核子燃料運至 Clab，用過核子燃料貯存的時間長達30 至40 年，最後於封裝廠將用過核子燃料置入廢棄物罐後，再送至最終處置設施場址，目前 Clab 中總共有 6,300 噸用過核子燃料。

Clab 位於地下五層樓深，周圍是花崗岩盤，目前有兩塊區域(如圖61)，目前瑞典輻射安全局(SSM)已同意 SKB 的 Clab 擴建計畫，未來將有更多貯存空間供用過核子燃料使用。



圖 61-Clab 概念圖



Clab 亦對外製作了用過核子燃料在設施內的貯存動畫，網址如下：

[https://www.youtube.com/watch?v=OBZfZ6w\\_N2Q&feature=youtu.be](https://www.youtube.com/watch?v=OBZfZ6w_N2Q&feature=youtu.be)

#### (四)瑞典低放射性廢棄物最終處置設施 SFR

SFR 位於 Forsmark 核電廠及高放射性廢棄物最終處置設施候選場址旁邊，為海床下50公尺之低放處置設施，跟 Clab 相同，進出入皆受管制且無法拍照。

SFR 處置場從 1976 年開始規劃，1983 年取得建造執照，於1988 年完成第一期工程建造(SFR-1)，開始接收核能、醫藥及農業用低放射性廢棄物，SFR 為海床下坑道處置，母岩為結晶岩，採多重障壁設計，將放射性廢棄物與生物圈隔離，以避免處置場對人類及環境造成傷害。

除了目前運轉中的 SFR-1 低放射性廢棄物處置場外，SKB 公司亦開始規劃第二期工程，稱為 SFR-3，用來處置未來電廠除役之放射性廢棄物，其地點為鄰近 SFR-1，SFR-3之深度約為海床下120 公尺，規劃興建六條處置坑道，包含五條除役放射性廢棄物處置坑道及一條反應爐壓力槽之處置坑道，預計可儲存 20 萬立方公尺之除役放射性廢棄物，SKB 已於2014 年向 SSM 提出建造申請，SFR-1 及 SFR-3之相對位置如圖62。

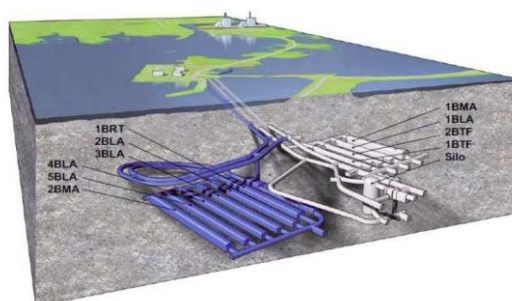


圖 62-SFR 設計概念圖

## 參、心得

- 一、SKB 公司於1985年啟用集中式中期貯存設施(Clab)，迄今已逾三十餘年，同時亦努力平行推動高放最終處置計畫各項工作，至今成效已獲國際認可，故本次訓練有許多國家慕名參加，回顧我國用過核子燃料管理策略:近程燃料池貯存、中期乾式貯存以及最終處置實與瑞典作法近似，觀察瑞典與其他各國經驗，中期貯存設施之推動對於核能安全、核電廠運轉及處置作業均有實質助益。
- 二、從本次研習課程中得知，SKB 公司依照高放處置計畫之推進，同步進行人力調配作業，因評估 Forsmark 應可於近期通過處置場建造執照之申請，故已規劃 Aspo 地下實驗室將移轉學術單位使用，並將核心研究人力轉移至 Forsmark 協助進行建造作業與研究分析工作，由此可知，高放處置計畫雖然在不同階段需調控人力，惟獨研發人員在各階段均為不可或缺，以我國計畫人力配置情況與日本、中國大陸相互比較，實需再鼓勵更多專業研究人員投入相關工作。
- 三、透過參加本次訓練及現地設施參訪可以感受到 SKB 公司高放處置計畫從業者，已將安全功能的概念深植於安全評估及技術發展中，KBS-3處置概念與工程障壁系統亦是歷經長年反覆試驗與不斷修訂，方累積充足之科學證據及信心，可支持確認符合各項安全功能，更於2012年通過 OECD/NEA 國際同儕專家審查，成為國際公認之良好範例。
- 四、在課程當中也深切體認到 SKB 公司在公眾溝通上所作的努力，從在候選區域草創資訊中心、發行月刊、舉辦年度地下實驗室馬拉松、運輸船開放參

觀以及各式民意調查，更細心規劃如何將各項調查與研究成果推廣給民眾，足見其深切用心，並十分值得我國學習倣效。

五、擁有現地實驗設施真的非常重要，除了可以增加國際處置團隊與臺灣的合作機會外，亦有場地可以增加處置技術人員之處置經驗，最重要的是，可做為溝通管道，讓參訪者透過實體處置設施的視覺衝擊，增加對處置技術的信心。

六、目前國際上僅有芬蘭開始建造處置設施，瑞典 Forsmak 高放處置場如於未來獲准展開建造時，基於短期間內國際間將難有處置場興建之考量，屆時我方應設法規劃合作，讓我國處置計畫相關人員能親身參與處置場建造之過程。



## 肆、建議

- 一、 建議持續派員參加瑞典 Äspö 高放射性廢棄物處置技術研習課程，本研習對於高放最終處置計畫從業人員助益良多，對於從事安全評估者幫助尤大，透過本課程可以更加了解高放處置各項工作之界面與流程以及如何進串連，更能以安全評估需求引動工程設計及調查技術研發工作，對於處置計畫整體輪廓有更深層的認知，以優化計畫資源之運用及管理，精進各不同領域的安全評估概念與技術需求，更重要的是參訪行程可以將概念與具體成果組合，更具說服力，加強完成計畫之信心。
- 二、 建議高放處置團隊多參加研習課程或技術研討會，並與各國參與人員保持密切聯繫，在高放射性廢棄物處置技術領域，每個國家的困難、決策都大不相同，與各國人員接觸，多了解各國於高放射性廢棄物處置方面的做法與思考脈絡，可回饋到我國作業當中，提供思考解決方式的參考。
- 三、 建議成立高放處置專責機構，瑞典早於 1970 年成立放射性廢棄物最終處專責機構 SKB，負責規劃及執行放射性廢棄物最終處置，總人力約 550 人，具有非常充足之人力執行放射性廢棄物處理相關研究及議題，建議國內參考瑞典 SKB 發展經驗，成立放射性廢棄物最終處置專責機構，並規劃合適之組織架構，進行處置技術之長期研發與民眾溝通，以利放射性廢棄物最終處置計畫之推動與執行。

四、 建議設置地下實驗室，透過設立地下實驗室不僅可進行處置技術之研究，更提供國際交流管道，增加臺灣處置團隊與國際之合作機會，地下實驗室亦可當作公眾溝通之平台，讓參訪者更深刻了解目前研究進展與相關技術，可提高參訪者對處置技術之信心。