



## 行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：參加第六屆「核廢系統腐蝕破壞長期預測國際研討會(LTC 2016)」

頁數 29 含附件：是否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話

台灣電力公司/簡國元/02-2365-7210#2271

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

黃添煌/台灣電力公司/核能後端營運處/副處長/02-2365-7210#2202

簡國元/台灣電力公司/核能後端營運處/技術規劃專員/02-2365-7210#2271

出國類別：1 考察2 進修3 研究4 實習5 其他

出國期間：105.5.7~105.5.14

出國地區：加拿大

報告日期：105.7.6

分類號/目

關鍵詞：廢棄物罐、腐蝕、高放射性廢棄物處置

內容摘要：

我國用過核子燃料將採多重障壁之深層地質處置方式進行最終處置。深層地質處置為國際公認適於處置用過核子燃料之方式，是將用過核子燃料埋在深約 300 至 1000 公尺的穩定地質環境中，再配合多重障壁來隔離及阻滯用過核子燃料中放射性核種的傳輸，多重障壁可分為人工障壁(廢棄物罐、緩衝與回填材料)與處置母岩及地質圈所組成的天然障壁，可以有效隔離及阻滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使核種之輻射強度在到達生物圈之前已衰減至可忽略

的程度。

廢棄物罐之設計與安全評估工作係為最終處置計畫中的重要環節，由於世界各國高放處置安全評估時間尺度至少為 10 萬年以上，目前多數國家提高評估時間至 100 萬年，如：瑞典、芬蘭及日本等，因此，處置容器長期腐蝕演化之時間尺度長達百萬年，安全評估難度高。為進一步掌握國際間相關技術之進展與趨勢，台電公司藉由參與國際研討會的方式汲取國際經驗，派員參加三年舉辦一次的「核廢系統腐蝕破壞長期預測國際研討會」(The International Workshop on Long-Term Prediction of Corrosion Damage in Nuclear Waste Systems, LTC)。

本屆會議(LTC 2016)於 105 年 5 月 9 日至 12 日在加拿大多倫多市舉行，一共含括 38 場技術簡報、1 場學術論文壁報競賽，內容包括不同材料的腐蝕行為之模擬與實驗，以及化學動力學之廣義腐蝕行為探討。另外主辦單位亦安排參觀位於加拿大安大略省奧克維爾(Oakville)的高放處置試驗展示館，與會者可藉實地參訪更進一步了解加拿大高放處置技術研發現況。

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

出國報告(出國類別：開會)

參加第六屆「核廢系統腐蝕破壞長期預測國際研討會(LTC 2016)」  
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：黃添煌副處長

簡國元專員

派赴國家：加拿大

出國期間：105年5月7日～105年5月14日

報告日期：105年7月6日

## 摘要

我國用過核子燃料將採多重障壁之深層地質處置方式進行最終處置。深層地質處置為國際公認適於處置用過核子燃料之方式，是將用過核子燃料埋在深約 300 至 1000 公尺的穩定地質環境中，再配合多重障壁來隔離及阻滯用過核子燃料中放射性核種的傳輸，多重障壁可分為人工障壁(廢棄物罐、緩衝與回填材料)與處置母岩及地質圈所組成的天然障壁，可以有效隔離及阻滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使核種之輻射強度在到達生物圈之前已衰減至可忽略的程度。

廢棄物罐之設計與安全評估工作係為最終處置計畫中的重要環節，由於世界各國高放處置安全評估時間尺度至少為 10 萬年以上，目前多數國家提高評估時間至 100 萬年，如：瑞典、芬蘭及日本等，因此，處置容器長期腐蝕演化之時間尺度長達百萬年，安全評估難度高。為進一步掌握國際間相關技術之進展與趨勢，台電公司藉由參與國際研討會的方式汲取國際經驗，派員參加三年舉辦一次的「核廢系統腐蝕破壞長期預測國際研討會」(The International Workshop on Long-Term Prediction of Corrosion Damage in Nuclear Waste Systems, LTC)。

本屆會議(LTC 2016)於 105 年 5 月 9 日至 12 日在加拿大多倫多市舉行，一共含括 38 場技術簡報、1 場學術論文壁報競賽，內容包括不同材料的腐蝕行為之模擬與實驗，以及化學動力學之廣義腐蝕行為探討。另外主辦單位亦安排參觀位於加拿大安大略省奧克維爾(Oakville)的高放處置試驗展示館，與會者可藉實地參訪更進一步了解加拿大高放處置技術研發現況。

## 目錄

摘要.....	i
目錄.....	ii
圖目錄.....	iii
表目錄.....	iv
壹、 目的.....	1
貳、 過程.....	3
參、 工作內容.....	5
肆、 心得.....	27
伍、 建議.....	29

## 圖目錄

圖 1：台電公司黃添煌副處長與簡國元專員與主辦單位 FRASER KING 博士於會 場中合影.....	2
圖 2：LTC2016 國際研討會現場 .....	2
圖 3：LTC2016 國際研討會舉行地點與 NWMO 奧克維爾實驗場相對位置 .....	4
圖 4：NWMO 核子廢料處置技術推廣宣導車.....	4
圖 5：法國高放射性玻璃固化廢棄物之組成與模型.....	6
圖 6：法國三處高放射性廢棄物之主要貯存地點。.....	6
圖 7：標準 UC-V 模型。.....	7
圖 8：廢棄物罐鍛鑄過程與 UC-V 容器尺寸對比示意圖。.....	7
圖 9：微隧道封套安置 UC-V 容器示意圖。.....	8
圖 10：微隧道(MICROTUNNEL)概念。.....	8
圖 11：微隧道實體機械模型。.....	9
圖 12：捷克廢棄物罐之設計概念。.....	11
圖 13：NWMO 新式參考深層地質處置設施與 UFC 概念.....	13
圖 14：NWMO 新一代的 UFC 之尺寸規格。.....	14
圖 15：CV 掃描結論(A)銅氧化(B)非氧化之氧化還原電流變化 .....	16
圖 16：實驗之設計示意圖.....	18
圖 17：真實實驗裝置.....	18
圖 18：MICROBIAL ANALYTICS 公司將各式銅試片浸於無氧純水之實驗方法 .....	19
圖 19：MICROBIAL ANALYTICS 公司偵測氫氣含量之設備 .....	20
圖 20：NWMO 等比例高放廢棄物罐模型 .....	21
圖 21：NWMO 高放廢棄物罐模型之上蓋、本體與燃料尺寸之比較 .....	21
圖 22：鉚環實體與測試結果.....	22
圖 23：鉚環測試與最終完成電鉚之 UFC.....	22
圖 24：處置母岩樣品.....	23
圖 25：NWMO 乾式處置容器 .....	23
圖 26：SNF 運送容器與相關安全測試 .....	24
圖 27：SNF 運送容器中間結構俯視圖 .....	24
圖 28：各式膨潤土樣品.....	25
圖 29：高溫靜力等壓法製作膨潤土塊之過程.....	25
圖 30：UFC 封存填縫之作業與模擬試驗.....	26
圖 31：遙控操作深層地質之 UFC 移動設備.....	26

## 表目錄

表 1：訪問行程及工作內容.....	4
表 2：電解液化學成份.....	16

## 壹、目的

對於用過核子燃料長期處置之廢棄物罐設計與安全評估工作而言，處置容器材料的長期腐蝕演化為一項相當重要的環節，然而，因為技術門檻較高與領域相對侷限，參與各國相關研究計畫之機會亦較罕有，本公司為能進一步掌握國際上用過核子燃料及高放射性廢棄物最終處置技術在此領域發展之脈動與趨勢，藉由參與國際研討會，以獲得更多先進技術相關資訊，因而由核能後端營運處黃添煌副處長與簡國元專員參加三年舉辦一次的「核廢系統腐蝕破壞長期預測國際研討會」(The International Workshop on Long-Term Prediction of Corrosion Damage in Nuclear Waste Systems, LTC)，LTC 研討會為預測處置容器之長時間腐蝕演化領域中最具國際性也是最為重要的學術研討會，首屆於 2001 年在法國卡達拉舍舉行，其餘各屆分別在法國尼斯(2004)、美國賓州州立大學(2007)、比利時布魯日(2010)以及日本北海道旭川(2013)召開，該研討會創立宗旨為匯聚不同國家的科學家與工程師，交流有關高放射性廢棄物使用金屬圍阻材料與工程障壁之研究發展經驗，尤其是世界各國所開發的中、長期或地層處置使用材料的腐蝕現象進行長期預測之方法，更是本系列會議之重心，本公司期能藉由參加 LTC 國際研討會進而提升國內高放廢棄物處置材料抗腐蝕性研究之深度與廣度。

本次會議(LTC2016)為第六屆，於 2016 年 5 月 9 日至 12 日在加拿大多倫多市舉行，由加拿大核廢料管理組織(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)與歐洲腐蝕聯盟(European Federation of Corrosion, EFC)共同主辦，研討會第一至三天包含三十八場技術簡報及一場學術論文壁報競賽，現場情形如圖 1 與圖 2，第四天參觀 NWMO 位於加拿大安大略省奧克維爾(Oakville)高放處置試驗展示館(位置如圖 3)，讓此次與會人員能夠了解加拿大高放處置計畫之研究發展現況，現場展示之處置技術宣導車如圖 4。



圖 1：台電公司黃添煌副處長與簡國元專員與主辦單位 Fraser King 博士於會場中合影



圖 2：LTC2016 國際研討會現場

## 貳、過程

本次出國參加會議於 105 年 5 月 7 日自桃園機場出發直飛加拿大多倫多皮爾森國際機場，參加 5 月 9 日至 12 日舉行之 LTC 2016 研討會，5 月 13 日搭機返國，台北時間 5 月 14 日上午返抵國門，合計 8 天，各項行程之時間與內容如表 1 所示。

日期	地點與行程	工作內容
5 月 7 日(六) 至 5 月 8 日(日)	台北→多倫多	去程
5 月 9 日(一) 至 5 月 11 日(三)	多倫多	參加 LTC 2016 研討會 第一天 (5 月 9 日) : 1. 國家型放射性廢棄物處置計畫 2. 碳鋼相關實驗成果 3. 廢棄物容器設計 4. 鈦金屬相關實驗成果 第二天 (5 月 10 日) : 1. 銅相關實驗成果 2. 中階放射性廢棄物模擬與安全評估 3. 碳鋼相關實驗成果 第三天 (5 月 11 日) : 1. 銅相關實驗成果 2. 碳鋼相關實驗成果 3. 學術論文壁報競賽頒獎典禮

		4. 碳鋼相關實驗 5. 模擬與安全評估
5 月 12 日(四)	奧克維爾 (Oakville)	參觀 NWMO 高放射性廢棄物試驗 展示館
5 月 13 日(五) 至 5 月 14 日(六)	多倫多 →台北	回程

表 1：訪問行程及工作內容

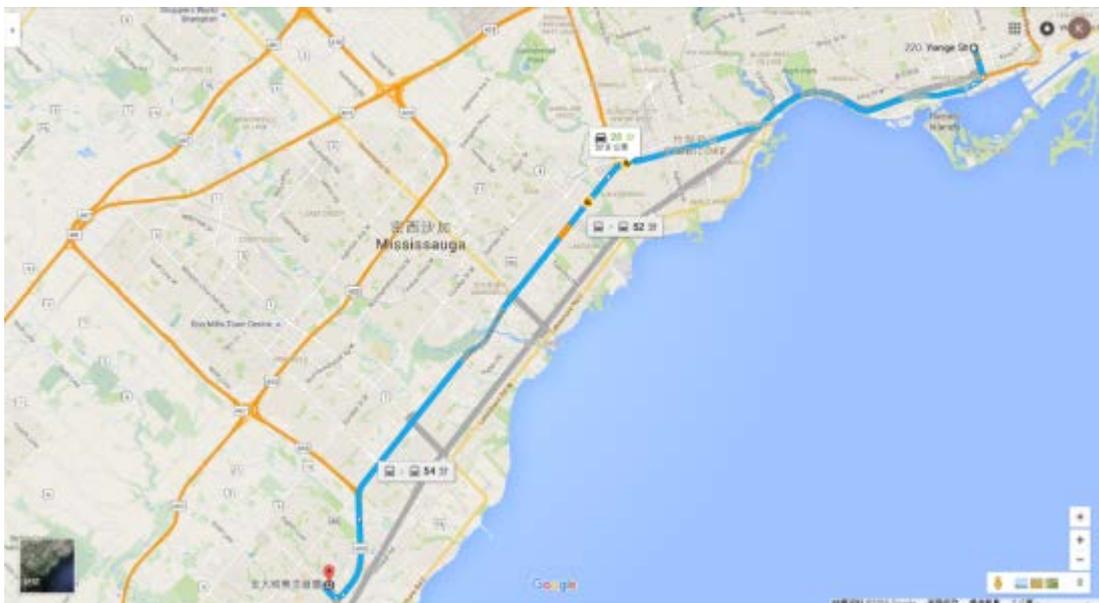


圖 3：LTC2016 會場與 NWMO 奧克維爾試驗展示館相對位置



圖 4：NWMO 核子廢料處置技術宣導車

## 參、工作內容

本研討會之技術簡報由加拿大與來自捷克、瑞典、英國、法國、美國、日本、比利時、大陸與韓國等國共 73 位專家發表 38 場次有關長期腐蝕破壞演化研究計畫最新成果，內容涵蓋下列議題：各國高放處置計畫、不同材質與地質環境間的交互作用、廣義與局部腐蝕相關研究，處置容器生命壽期評估等題目，茲摘錄重點分述如下：

### 一、國家型高放射性廢棄物處置計畫( National Program)

本項議題由法國、捷克以及加拿大等三國的專家發表演說。

#### (一) 法國

代表法國的講者是放射性廢棄物管理局(ANDRA)資深工程師 Didier Crusset，講述主題為「高放射性玻璃固化廢棄物於 Callovo-Oxfordian 粘土中鋼鐵腐蝕模式」。

因為法國用過核子燃料管理策略主要採用「再處理」方式，亦即用過核子燃料經切割與溼式冶金分離程序(PUREX)分離出鈾與鈾，再將殘餘之廢棄物與玻璃原材料混合，經高溫加熱熔融後，製成玻璃固化體，裝入不銹鋼製成之圓筒狀容器通稱為「玻璃固化廢棄物 (Universal Canister-Vitrified, UC-V)」，即為法國 ANDRA 主要的高放處置標的，如下圖 5 所示。

再處理具有許多優點：可提高鈾資源之使用效率、降低高放射性廢棄物的體積、降低輻射強度以及縮短達到輻射環境背景值所需之衰變時間、再處理後之廢棄物已不含國際核子保防管制物質(鈾及鈾)，依法國 ANDRA 官方網站公佈之資料，統計至 2007 年底，高放廢棄物佔全法國放射性廢棄物總活度約 95%，卻僅佔總體積之 0.2%，全國貯存分布地點詳如圖 6。

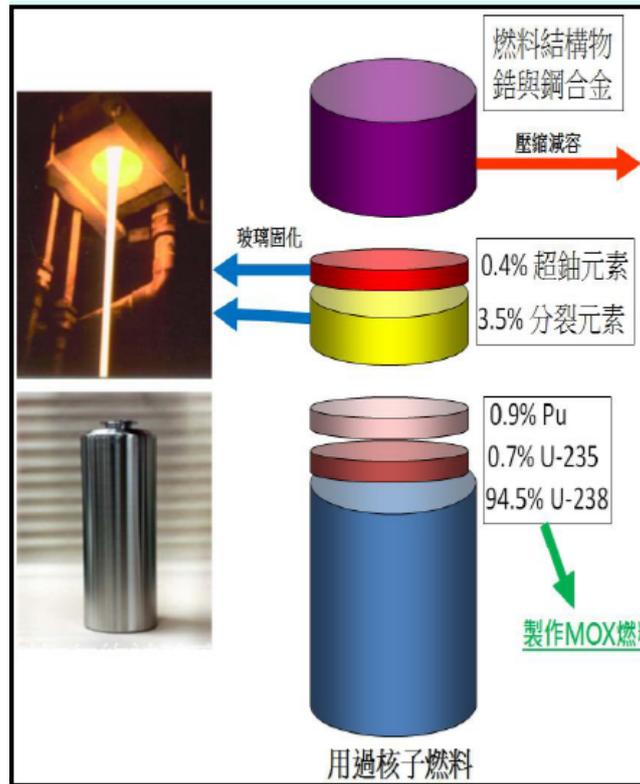


圖 5：法國高放射性玻璃固化廢棄物之組成與模型



圖 6：法國三處高放射性廢棄物之主要貯存地點。

ANDRA 設計之處置概念包含兩個重點：(1)廢棄物容器能確保內部之 UC-V 在隔離及吊卸處理上之安全性，並且在衰變放熱過程中有完全保護 UC-V 之能力，並能維持數百年的期間，UC-V 與廢棄物容器如圖 7 與圖 8 所示。(2)微隧道封套(microtunnel casing)方式安置廢棄物容器與可能再取出之便利性，如圖 9、圖 10 與圖 11。



圖 7：標準 UC-V 模型。



圖 8：廢棄物容器鍛鑄過程與 UC-V 容器尺寸對比示意圖。

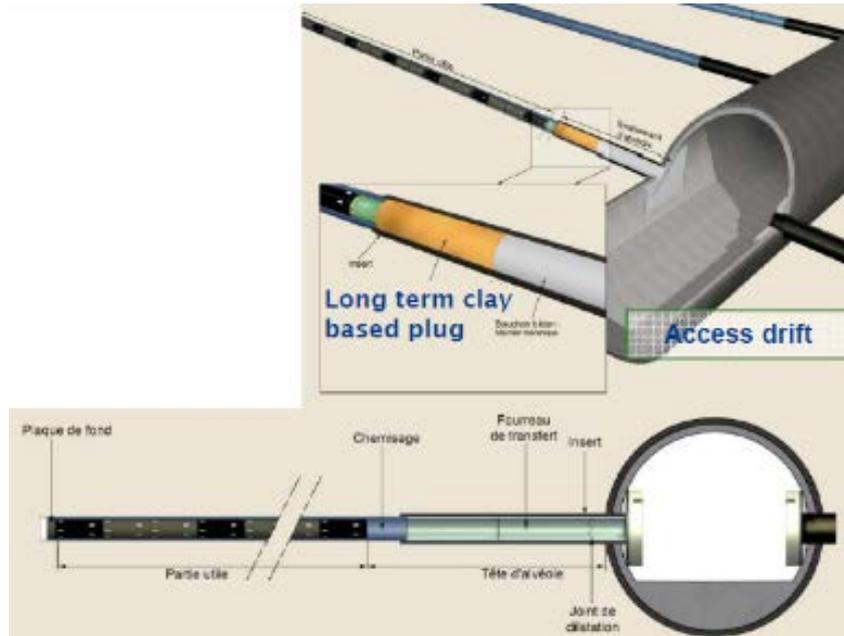


圖 9：微隧道封套安置 UC-V 容器示意圖。



圖 10：微隧道(microtunnel)概念。



圖 11：微隧道實體機械模型。

廢棄物容器將暴露在隨時間演變的環境中：從高溫、高濕的含氧環境轉成長時間在 Callovo-Oxfordian 粘土中較低之地熱溫度與含水飽和的缺氧環境，處置室將處於此兩種極端狀態間，受到各種氫氣、熱、物理-化學和機械演變之影響，故 ANDRA 發展的鋼鐵腐蝕模型將評估各種水力(液態水或蒸氣)、化學(有氧或缺氧環境、CO<sub>2</sub>分壓)和地球化學(粘土含水、鬆散與緻密泥質混合物)還有溫度、輻射、機械應力與微生物對容器的影響。

由 Crusset 發表的結論得知：許多環境下的腐蝕速率(低於 10 $\mu$ m/年)是均勻而且緩慢的。鋼材在地質環境中的腐蝕模式，如在充滿溼氣的環境下或是缺氧的粘土層中，因為金屬表面已經形成氧化層，將使腐蝕速率趨緩。然而，在地下實驗室的實驗研究成果卻也發現處置室外部環境中的黃鐵礦(pyrites)氧化作用將導致容器外在環境酸化，稱作酸轉移(acid transient)，即便環境已回復成中性，此因素仍會加快腐蝕速率。根據粘土中之應力腐蝕脆裂試驗結果，鋼材在脆裂開始與延展時的顯微構造變化對安全評估具有重要性。超過一年以上的  $\gamma$  輻射(數十 Gy/h)照射下的容器腐蝕測試，也證實了此一因素對腐蝕速率之影響。

處置室與廢棄物容器材料開發，包括以下數項研究結果：

(1) 處置概念之演化與材料之選擇

上述的研究成果將影響處置室之設計，特別是鋼材等級與容器及處置微隧道封套之大小。

為減緩氧氣對特定腐蝕模式的影響，注入處置室與內含 UC-V 容器之間的回填材料應俱有兩大功能：(i)中和處置室剩餘酸性；(ii)在處置場運轉期間須盡可能抑低氧氣從通風迴廊進入之總量，方能達腐蝕速率均勻且緩慢之目的，此部份將以水泥與粘土之混合物為基礎材料，但不含有機物。

(2) 在鋼材等級的選擇上，將選擇對環境輔因脆裂( environment-assisted cracking)、應力腐蝕脆裂( stress corrosion cracking)以及氫氣誘發脆裂( hydrogen induced cracking)有最佳抵抗力者，例如石化工業在使用的 API 5L X65 MS 鋼材，該材料具有良好顆粒之顯微構造與強韌機械力學特性，將此材質用於處置微隧道封套。此外，使用有控制組成純度與低彈性的 P285 NH 之鍛造鐵材料作為廢棄物處置容器。

(3) 在廢棄物容器電銲密封之後，進行應力釋放可以消除鋼材內部殘餘應力，也降低了此部份遭受應力腐蝕脆裂的風險；廢棄物容器的設計厚度將使外部表面劑量不致超過 10Gy/h。

(二) 捷克

捷克代表 Ilona Pospiskova，為該國放射性廢棄物處置機構 SURAO 處置計畫部門主管，她於簡報中首先介紹捷克核電營運現況：共有兩座運轉中的電廠與三座營運中的低、中階廢棄物貯存場，專門貯存來自醫療單位、研究單位、工業界與核電廠的低、中階廢棄物。

放射性廢棄物生產者需負責運往處置場前的貯存，SURAO 則是負責

廢棄物之處置作業。

捷克之用過核子燃料採用直接處置的概念，目前尚處於技術發展階段，規劃用深層地質處置場(Deep Geological Repository, DGR)，以深度約地下 500 公尺的花崗岩或是變質岩作為處置母岩；利用捷克國內生產之鎂-鈣膨潤土將作為緩衝材料以及蒙脫石粘土作為回填材料；而廢棄物罐則是規劃採用鋼材。

自 1990 年代起，SURA0 即已選出 7 個地區進行場址調查，其中 6 處為花崗岩地質，1 處為則為變質岩。全部的潛在場址均為地質穩定的環境。捷克目前正在進行選擇場址中，選址過程可分為 3 個階段，第 1 階段將進行地表資料(surface-based data)調查蒐集，如地形分佈、地質水文分析與地球物理調查，根據分析結果將潛在候選場址數量減至餘 3~4 處，第 2 階段將利用鑽井探勘以驗證相關地球物理數據並進行更複雜的地質調查作業，此階段完成後候選場址將僅餘 2 處，第 3 階段將提供資料給政府，供其於 2025 年決定處置場址，預計於 2065 年開始運轉。

關於捷克的廢棄物罐設計概念將採用鋼材為主的雙層設計，裡層為不鏽鋼，外層則為碳鋼，以提供充足受力穩定性與抗腐蝕之厚度，如下圖 12 所示。現階段(2013~2018 年)的焦點在於經由力學、熱傳、核臨界等計算及有氧與無氧環境下的腐蝕試驗等來決定處置設施之設計；尚未決定採用垂直或水平放置方式。



圖 12：捷克廢棄物罐之設計概念。

SURAO 正在籌備長期無氧狀態下之腐蝕試驗計畫，預計於明年 (2017 年) 展開，而參考材料之腐蝕測試計畫將會在瑞士的 Grimsel 測試場進行。

### (三) 加拿大

代表加拿大的專家 Peter Keech 是 NWMO 的工程障壁研發專案經理，NWMO 係由加拿大核能發電營運者於 2002 年根據核子燃料廢棄物法 (Nuclear Fuel Waste Act) 創建之組織，主要目的是發展加拿大用過核子燃料的長期管理方式與研發相關設備，並提高社會的接受度、技術之穩定性並兼顧經濟可行性與對環境之責任。工作內容包括設計與發展兼俱輻安與保安之運輸系統，供目前位於中期貯存設施的用過核子燃料運往地質處置場址。

NWMO 在 2010 年 5 月開始進行尋找合適場址，選定場址前將需大規模進行溝通與技術評估，預計將利用數年以上的時間完成定義適合場址之必要研究提供居民資訊並同意。

依據 NWMO 官方最新統計資料，現階段加拿大國內已有 260 萬束用過核子燃料束 (Spent Nuclear Fuel, SNF)，後續將每年有 90,000 束 SNF 產生，估計約有 340 萬至 520 萬束 SNF 將進行最終處置 (69,000~103,000tHM)，其中大多數為 CANDU 型式的燃料束，與我國核能電廠所使用的燃料束 (BWR 電廠之 SNF : GE 8x8-2、GE 9B 或西門子 SPC 8x8-2) 之鈾濃縮度、重量與規格均不相同，然而有關設計概念、安全評估或是先進機械技術仍具有一定的參考價值。

過去多年 NWMO 在計畫中一直參考類似瑞典/芬蘭的用過燃料處置容器 (used fuel container, UFC)，容器主要包含兩部份：碳鋼內襯以增強容器強度與銅質外殼以抗腐蝕。NWMO 在生產此處置容器過程中遭遇挑戰，尤其是銅材處理技術上；此外，加拿大所設計的處置容器銅質外殼之厚度

較瑞典、芬蘭的 KBS-3 之處置容器為薄，但是因為容器直徑較大，而且銅殼與碳鋼內襯之間隙需維持在 1mm 之內，製造難度高。故加拿大從 2011 年開始進行新一代 UFC 的設計與封填方式的優化，成果如下圖 13 所示。加拿大 NWMO 新一代的 UFC 有下列幾項特徵，其尺寸規格如圖 14 所示：

- (1) 容器本體由標準大小的碳鋼管路產生
- (2) 半球型頂蓋分散外部壓力
- (3) 鋼鐵內襯利用雷射鐳封
- (4) 容器表面鍍銅以防止鏽蝕

由於必須進行最終處置之 SNF 數量龐大，將經濟性納入成本考量實為必要，NWMO 選擇以電鍍方式將廢棄物容器及上蓋鍍上薄銅層，雖然速度上較為緩慢，但可兼顧品質與經濟效益；於兩者間的密封鐳道鍍銅則採用冷噴鍍(cold spray)方法進行，在廢棄物容器裝載 SNF 後，此方式將能快速進行電鐳密封。按照 NWMO 於 2011 年採新設計並重估經費，處置量為 360 萬束的 CANDU-type SNF 進行最終處置的費用為 179 億加幣。

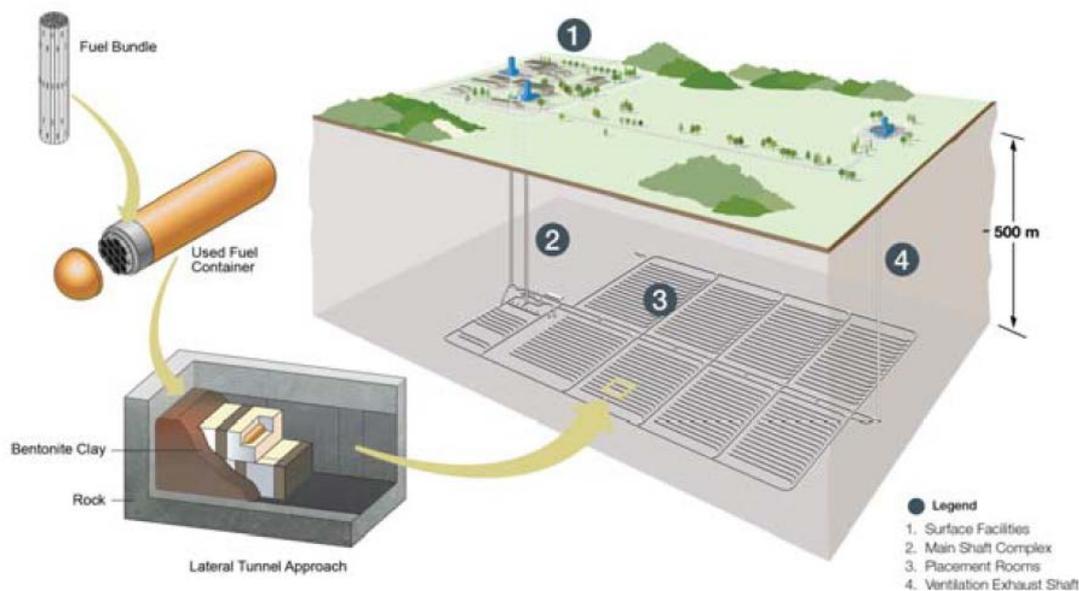


圖 13：NWMO 新式參考深層地質處置設施與 UFC 概念

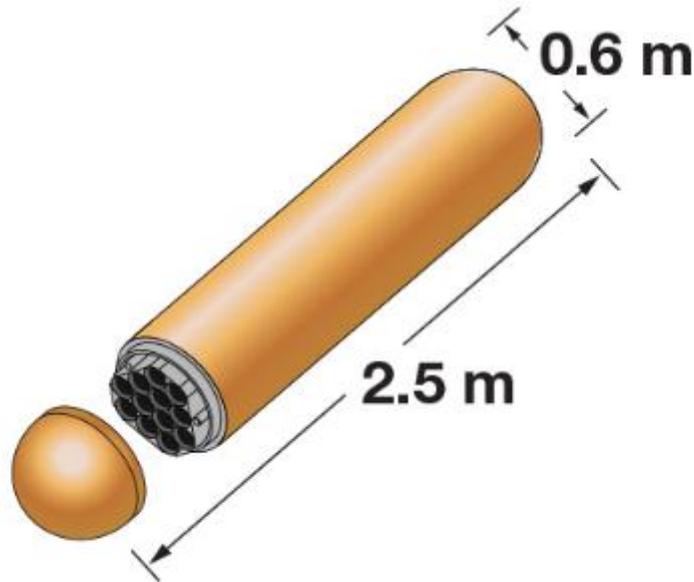


圖 14：NWMO 新一代的 UFC 之尺寸規格。

在鍍銅層厚度的評估上，NWMO 考量氧氣造成之腐蝕(例如:廢棄物容器封存後所餘之氧氣量)以及深層地質貯存期間無氧環境下的腐蝕情境(例如:微生物造成之硫化物腐蝕)，在最保守的假設下，計算結果為腐蝕速率將低於 1.3 mm/每百萬年，其中硫化物引起的腐蝕約為 1 mm，大約是 1nm/年。NWMO 的鍍銅層將以 3mm 作為參考厚度，並據此展開一系列的審查與驗證計畫，主題包括：

- (1) 加工鍍銅層在不同環境下之腐蝕速率比較。
- (2) 鍍銅廢棄物容器因鐵-銅電位腐蝕失效相關研究。
- (3) 有氧期間應力變化造成之局部腐蝕。
- (4) 鍍銅層之輻射解離效應所造成之腐蝕。

## 二、研究與實驗成果

由於各國所採用的高放處置設計不盡相同，廢棄物罐/容器將依各國之用過核子燃料規格與處置場址之地球化學與地質水文特性進行設計，再將高放廢棄物總量與經濟成本效益納入評估後，致使選用之材質十分多元，例

如：加拿大選用外層鍍銅碳鋼作為 UFC 材質；法國、日本、比利時則是選用碳鋼作為高放廢棄物罐之材質；捷克之設計概念結合碳鋼與不鏽鋼兩種材質；芬蘭、瑞典的 KBS-3 處置概念之銅製 UFC(內襯鑄鐵)在安全評估方面較為完整與成熟，此外，加拿大與日本亦有以鈦金屬材質進行研究者。

各國專家之研發成果多以不同材質與厚度的處置罐/容器，在深層地質處置環境下的腐蝕模式為核心，主題包含：廢棄物罐/容器電鍍技術精進、點蝕模式、應力腐蝕脆裂防護、微生物腐蝕、鍍銅鋼材防蝕技術、鈦金屬材質等相關研發成果。考量各國建構之腐蝕模型所引用的參數複雜度、研發成果之實用性並選擇與我國處置概念較為相近之設計，本節將以銅質材料之化學腐蝕研究為說明重點。

#### (一)銅腐蝕定量分析

加拿大 Western 大學於本次會議中發表了有關如何界定銅腐蝕程度之量化研究，此一研究的動機為：(1)近場環境中的銅氧化或還原的界定仍舊十分模糊，(2)由於 NWMO 設計的鍍銅層僅有 3mm 的厚度，因此銅腐蝕程度容許值(corrosion allowance)之安全評估便顯得格外重要。研究方法則是將條件設定在一定的溫度(約 80°C)、pH 值(中性至鹼性)與不同化學成份(氯離子、硫酸根與碳酸氫根)的電解液中之反應電流變化以決定銅在何種情況下會氧化解離，電解液化學組成如下表 2。定量的方式即利用循環伏安法(cyclic voltammetry)，藉由改變電位(從起始電位以固定速率施加到終點電位，再以相同速率改變回起始電位)從此循環繪製銅氧化還原電流 CV 圖，可幫助我們判斷在何種電位時會發生氧化反應。

System	[Cl <sup>-</sup> ] (mol/L)	[SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup> ] (mol/L)	[HCO <sub>3</sub> <sup>-</sup> ] (mol/L)
unary	0.001 ~ 5.0	-	-
	-	0.001 ~ 0.1	-
binary	0.001 ~ 5.0	0.01	-
	-	0.01	0.0001 ~ 0.01
	0.01	0.001 ~ 0.1	-
	0.01	-	0.0001 ~ 0.01
	0.1	-	0.0001 ~ 0.0005
ternary	0.1	0.01	0.0001 ~ 0.0005

表 2：電解液化學成份

依其實驗結果可得知當 CV 圖呈現如圖 15(a)所示時，銅氧化反應活化，將持續氧化解離導致腐蝕，但是在有氧化銅保護膜形成的情況下，銅的氧化還原反應電流並不會隨外部電壓改變而持續升高，而是會先微幅攀升後下降，但是變化不大，而反應電流突然竄升時，便是因為氧化銅保護膜破損與可能發生點蝕，如圖 15(b)。上述研究結論固然可以幫助我們清楚界定銅的氧化解離作用之量化條件，然而，因為各區的地下水組成成份並非皆如 Western 大學化學實驗室所配製之電解液的成份一般單純，必須按照各國近場之地下水組成來進行特定量化分析，方能得到適用之 CV 圖推斷氧化反應發生之時機，但是本項基礎研究確實提供更加精確的腐蝕評估模式。

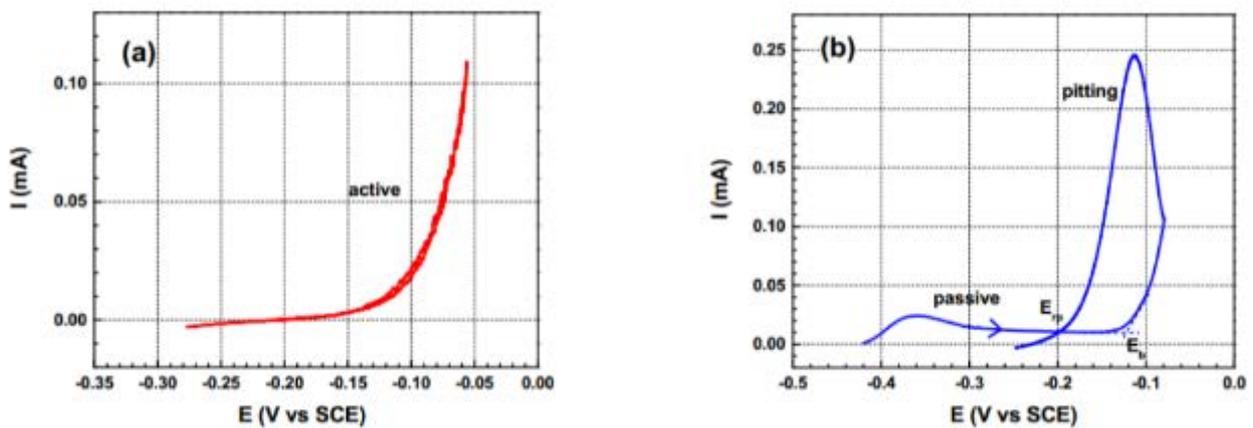


圖 15：CV 掃描結論(a)銅氧化(b)非氧化之氧化還原電流變化

## (二)銅於無氧純水中之腐蝕研究

本次研討會中最引人注目的研究成果之一是銅於無氧純水中的氧化反應之研究進展。瑞典核子燃料暨廢料營運公司(SKB)提出 KBS-3 處置概念中是利用銅為廢棄物罐主體的材質以防止腐蝕，內裡採用鑄鐵以強化機械結構，因為在僅含有氧氣與硫化物等腐蝕劑的處置環境下，銅被視作腐蝕程度極為有限的材質。然而，自 1986 年開始由學者 Hultquist 發表的數篇論文提到該研究團隊觀察到銅於無氧純水中會產生氫氣而使銅腐蝕速率增快，而瑞典核能安全管制機關 SSM 委請 Studsvik Nuclear AB 的 Becker 複製 Hultquist 的實驗後也得到相同的結果，後續瑞典學者皇家技術學院 KTH Peter Szakálos 團隊設計之實驗中亦觀測到有氫氣產生，該團隊之結論為氫氣來自於還原水(anoxic water，溶氧濃度低於 5mg/l)與銅反應之腐蝕現象，造成此現象之主要化學反應為  $\text{Cu} + \text{H}_2\text{O} \leftrightarrow \text{H}_x\text{CuO}_y + \text{H}_2$ ，據此廢棄物罐耐腐蝕期間將僅有 1000 年。此研究結果與芬蘭 Posiva、瑞典 SKB 計算結果(10 萬年)相去甚遠，並於 2012 年將研究結果發表於 SSM 之技術報告(編號 2012:17)中，因此 SKB 展開一系列的相關研究計畫以釐清「銅於無氧純水中腐蝕速率增快」之疑議，其研究包含下列主題：

1. 銅於無氧純水中的腐蝕產物與氫演化之研究。
2. 密封玻璃罐中銅於無氧純水中的氫演化。
3. 銅於硼酸鹽溶液中的電化學評估。
4. 氫化亞銅之電子密度泛函理論計算。

其中 SKB 委託 Uppsala 大學進行的氧化銅定量實驗即是最新的研究成果，將於 LTC 2016 研討會後對外正式發表。本項研究將利用 XPS 與 Auger 電子能譜儀分析銅片樣品，使用 ICP-MS 進行銅-水溶液分析，實驗之設計示意圖如圖 16，實體如圖 17。在銅浸入無氧純水中 29 個

月後進行分析，結果為試片表面上無法找到完整一層的腐蝕產物，溶於水中之銅離子量也十分稀少，電化學計算結果亦無法顯示出浸漬之試片有明顯質量減少。

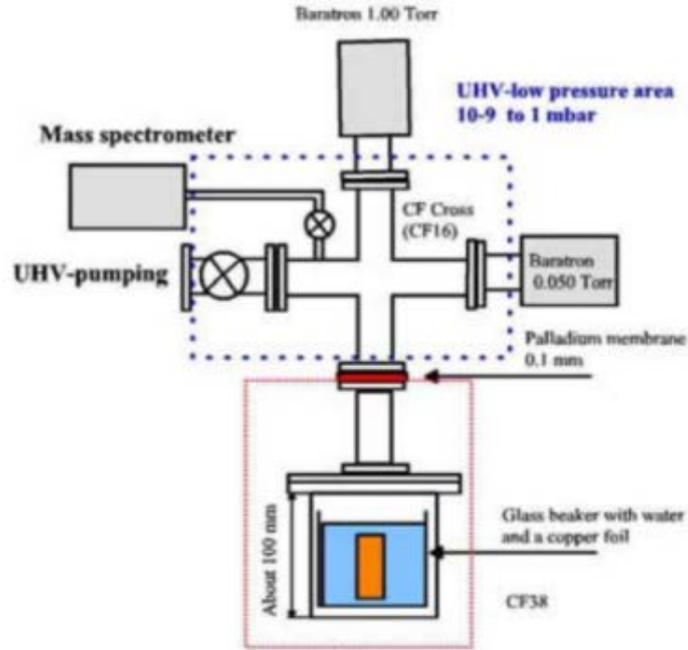


圖 16：實驗之設計示意圖

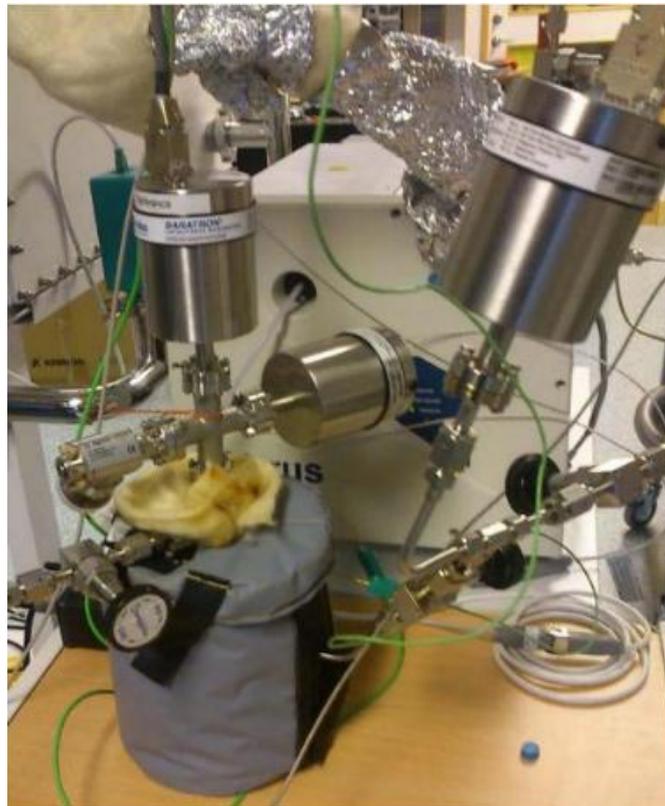


圖 17：真實實驗裝置

SKB 依照已完成的研究計畫建構相關化學動力學資料，認為產生氫氣的主要反應為  $2\text{Cu}+\text{H}_2\text{O}\leftrightarrow\text{Cu}_2\text{O}+1/2\text{H}_2$ ，他們先複製 KTH Szakálos 實驗卻無法獲致相同結果，後來 SKB 委託瑞士 Microbial Analytics 公司使用數種未經氧化的銅試片，進行一系列的改良實驗來量測 CuOH、氫氣與氧化銅，實驗裝置如圖 18 與圖 19，得到結果如下：

- (1) 大多數的銅試片(包含與 KTH Szakálos 研究團隊實驗相同品質的銅試片) 在 70°C 下浸入無氧水中未產生氫氣，僅有一種銅試片不管有無浸入水中皆會產生氫氣(參考 SKB 技術報告 TR-13-13)。
- (2) 如果將不同種類的銅試片先於真空中經 400°C 加熱後，再浸於水中進行實驗，結果均不會有氫氣產生。
- (3) 上述加熱過程發現有氫氣釋出，應來自銅試片本身。
- (4) 實驗結果最多產生 0.4mbar 之氫氣與 KTH 所稱 1 mbar 相距 2.5 倍，可參考 SKB 技術報告 TR-15-03。

前述結論均證明無氧銅片在還原水中所產生之氫氣係來自材料本身，而非是銅片與還原水進行氧化腐蝕之結果，KTH Szakálos 團隊所稱之  $\text{Cu}+\text{H}_2\text{O}\leftrightarrow\text{H}_x\text{CuO}_y+\text{H}_2$  腐蝕反應並未發生。



圖 18：Microbial Analytics 公司將各式銅試片浸於無氧純水之實驗方法



圖 19：Microbial Analytics 公司偵測氫氣含量之設備

SKB 依實驗結果說明兩方腐蝕速率之差異可能為 KTH Szakálos 團隊進行試驗未正確執行或是分析結論有誤所致，本結論獲得瑞典核能安全管制機關認可，並將 SKB 最終處置設施符合「瑞典環境法 (Swedish Environmental Code)」要求之意見書，遞交土地與環境法庭(land and environmental court)，俟經法庭同意後，政府將核發建造執照。

### 三、參訪 NWMO 奧克維爾試驗展示館

最後一天(5月12日)大會安排實地參訪 NWMO 位於加拿大安大略省奧克維爾(Oakville)的高放射性廢棄物處置試驗展示館，包含：加拿大的核廢料運輸容器與載運車輛、安大略電廠乾貯容器、高溫靜力等壓法(isostatic methods)製成之膨潤土塊，NWMO 土磚製造機(adobe brick maker)、用過核子燃料容器鍍銅原型、壓力測試下破壞測試結果、雷射鐳環(Crushed Laser Weld Rings)等，後續將以多張現場照片進行介紹。



圖 20：NWMO 等比例高放廢棄物罐模型



圖 21：NWMO 高放廢棄物罐模型之上蓋、本體與燃料尺寸之比較



圖 22：鐳環實體與測試結果



圖 23：鐳環測試與最終完成電鐳之 UFC



圖 24：處置母岩樣品

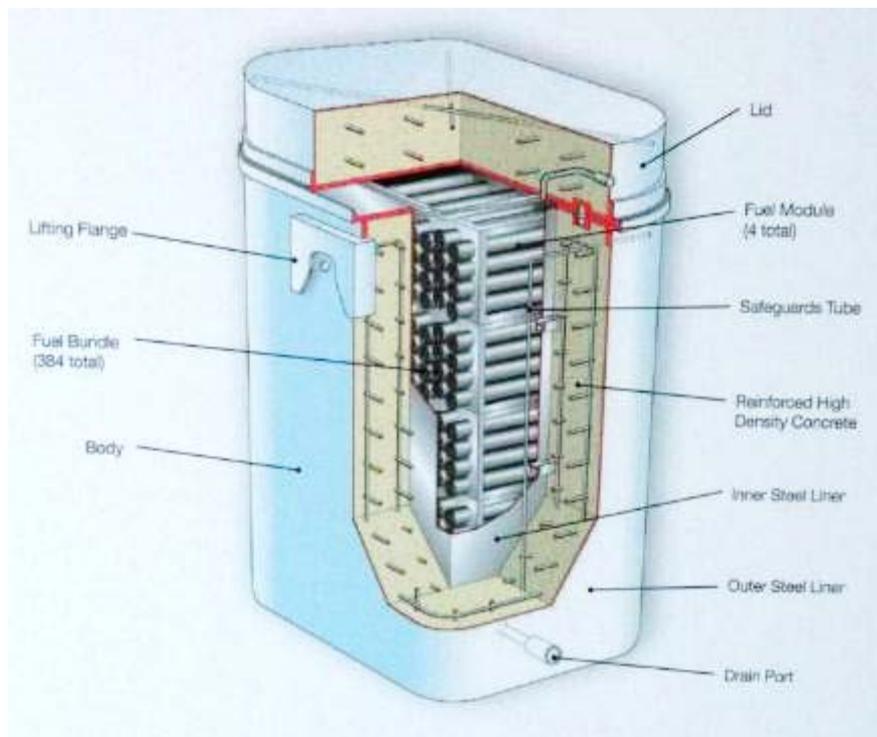


圖 25：NWMO 乾式處置容器

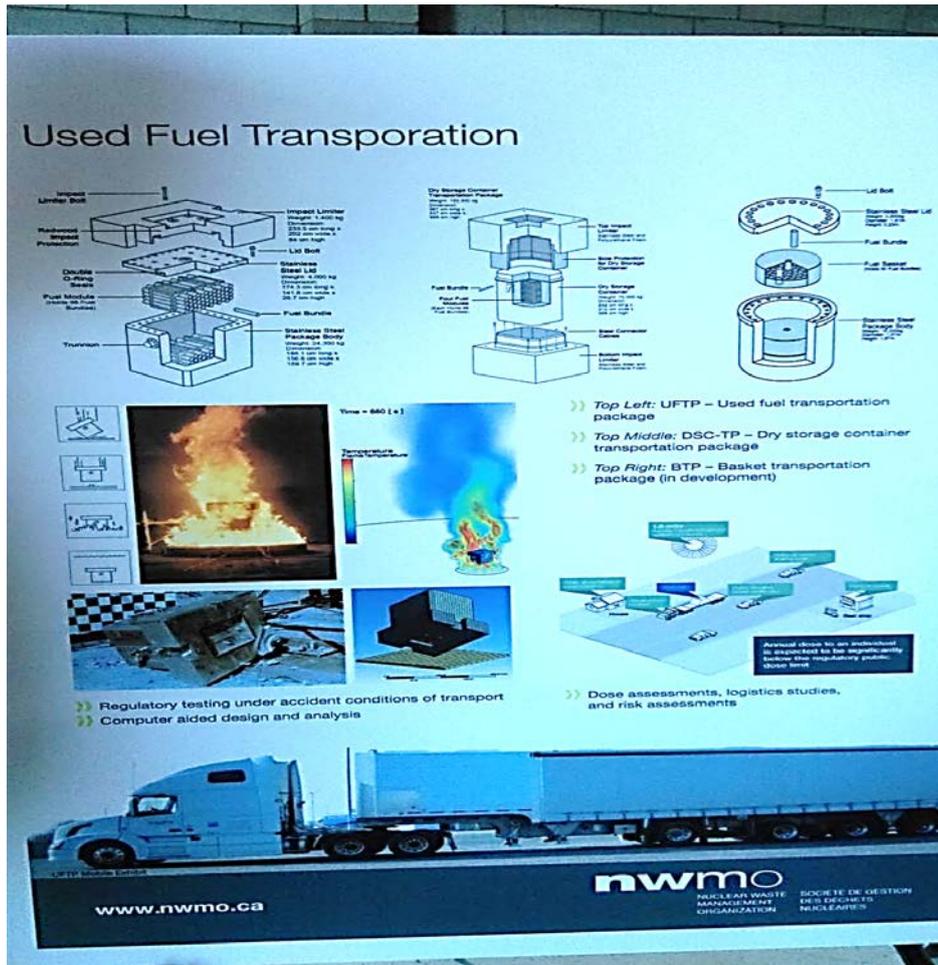


圖 26：SNF 運送容器與相關安全測試



圖 27：SNF 運送容器中間結構俯視圖



圖 28：各式膨潤土樣品

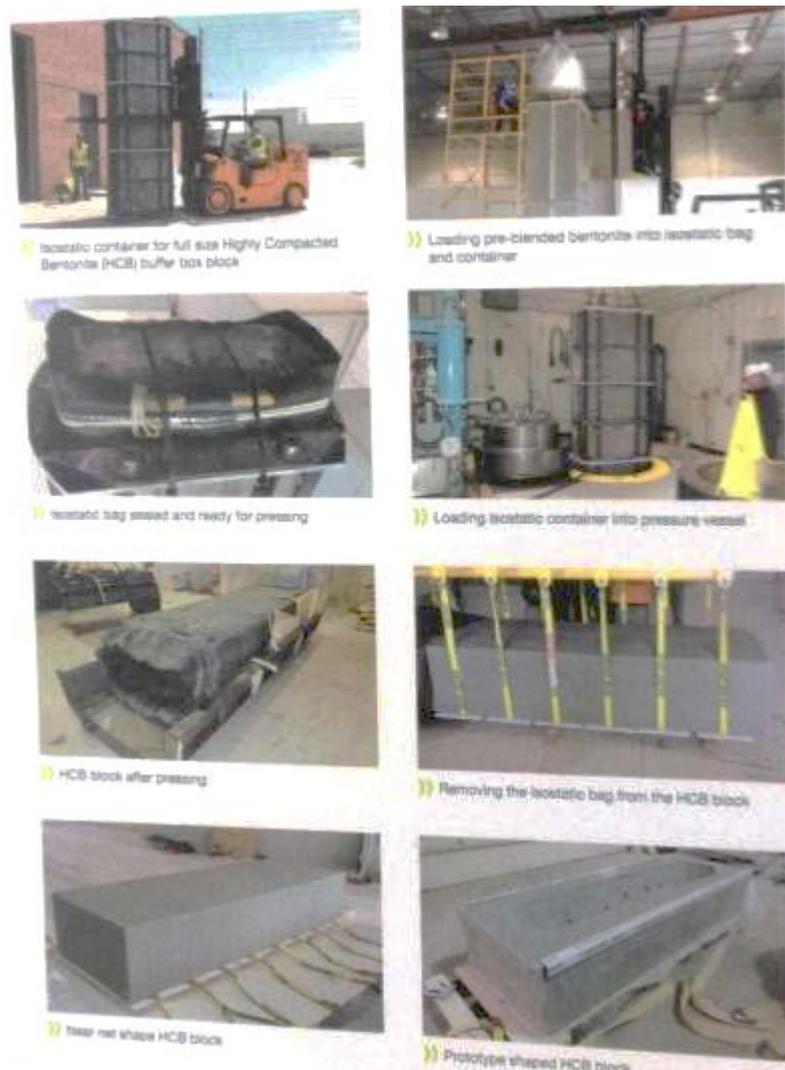


圖 29：高溫靜力等壓法製作膨潤土塊之過程



圖 30：UFC 封存填縫之作業與模擬試驗



圖 31：遙控操作深層地質之 UFC 移動設備

## 肆、心得

本次赴加拿大參加 LTC2016 研討會之收獲包含：汲取國際高放廢棄物處置計畫之發展經驗、蒐集廢棄物罐設計研發之最近資訊，以及瞭解各國如何選擇材料與建構不同環境參數下之腐蝕模型、腐蝕模型之安全評估技術發展與相關專業知識等，並參訪加拿大之高放廢棄物處置畫試驗展示館，實地了解加拿大高放處置研發現況。

在高放最終處置計畫方面，觀察到國際間均採階段式進行，須經「概念及規劃階段」、「區域調查階段」、「場址調查階段」、「場址精密調查階段」、「建照申請」等階段，並建置地下實驗室以驗證安全評估，時間需歷經數十年；而我國高放最終處置計畫之時程和與會各國現行規劃於 2050 年左右完成最終處置場建造之期程相近。

關於廢棄物罐在不同環境參數下腐蝕模型之建構，材料的選擇至為關鍵，篩選順序首先須符合法規要求，其次考慮價格及工業來源。由於廢棄物罐容易被存在於處置場通道和處置坑中的氧和硫所腐蝕，兩者可能以溶於地下水的化合物形式接觸廢棄物罐形成腐蝕。因為廢棄物罐的材質與厚度直接影響被腐蝕的速度及障壁功能，故廢棄物罐材料的長期腐蝕預測是為了找出最適合處置場特性的容器材料，為達此目的，必須配合處置場地質環境特性進行多種材料的不同腐蝕模式研究。

參與本屆會議，發現核能先進國家均十分重視發展自有處置技術，以發展因地制宜的處置技術，譬如許多國家採行深層地質處置方式，雖然處置母岩或處置概念相同，仍須再投入大量人力、時間及經費，依處置母岩之本土化地質、水文、岩石力學、地球化學等特性進行調查，進行可行性研究並發展安全評估或處置技術，無法直接引用他國之調查結果。舉瑞典為例，瑞典高放射性廢棄物之管理計畫是由 1972 年組成的 SKB 公司負責。對於高放射性廢棄物處置係採於 1983 年提出 KBS-3 概念，廢棄物罐係以銅質外殼鑄鐵為內裡之材質製造，處置場設計深度約在 450~500 公尺之花崗岩，因為花崗

岩對於阻滯核種外釋只扮演被動的屏障角色，可提供一個地質及物理化學上穩定的環境，而工程障壁則提供積極的隔離及阻滯核種外釋的作用。此處所指「穩定」之意義為處置場地點之處置母岩與深度的地質特性，例如：地下水流及化學還原特性，不會因將來地表氣候變遷及地質演化，隨著時間而朝向不利的方向演進。

在廢棄物罐材質之選擇方面，考量我國用過核子燃料未來採用深層地質處置之方式，廢棄物罐早期將歷經數百年的氧化環境後，才進入還原性的地球化學環境中，若使用表面鈍化而耐蝕之材料，如：不銹鋼、鈦、鎳鉻基合金等金屬材料，在與空氣接觸時，金屬表面與水溶液中易形成複雜的氧化物膜，使具有一定的抗蝕性，但是當該鈍化膜一旦受到局部破壞時，發生局部腐蝕之可能性反而加劇，本次研討會中多位專家均提及該現象。

芬蘭早期遴選廢棄物罐材料時，也曾將鈦合金視為優先考量的材料之一，但由於鈦合金在長期的地下水化學條件下，有吸氫而產生氫脆化的潛在問題，故十餘年前芬蘭即不考慮使用鈦合金做為廢棄物罐材料；而加拿大原先廢棄物罐設計年限為 500 年，並採用鈦合金為廢棄物罐材料，後來也改為考慮使用銅廢棄物罐的設計，以延長廢棄物罐的壽命。

加拿大雖然於本次會議發表許多碳鋼鍍銅之 UFC 設計概念相關研究成果，但是因為此技術研究時間短(約 4 年)與 KBS-3 長達 20 年之銅材廢棄物罐研究相較之下，在安全評估方面仍有發展之空間，故我國經研究評比後選用處置概念與我國相似的瑞典、芬蘭之銅材廢棄物罐做為設計參考。

## 伍、建議

- 一、我國廢棄物罐之設計，依處置計畫階段規劃內容，已設定有階段目標，因涉及長達百萬年之評估，應繼續持續蒐集調查台灣地質環境資料。
- 二、各國建立的腐蝕速率計算模型差距相當大，分析原因為該計算模型必須將該國地質環境與化學因子納入分析，例如處置母岩岩性、膨潤土、地下水化學、時間尺度等。將模擬結果反饋到廢棄物罐之設計，並無通用或是絕對最佳之模型，建議我國未來建構之腐蝕模型應充分納入國內特有條件進行分析評估。
- 三、高放射性廢棄物的深層地質處置之安全評估作業涉及百萬年時間尺度之長期預測技術，處置計畫自規劃至封閉處置設施，時間亦長達百年以上，故技術與人才的順利傳承是非常重要的關鍵。為鼓勵學界及年輕學者投入高放處置計畫，建議可藉由學界參與研究合作，達成建置「技術本土化」的需求及加強「國際接軌」的技術根基，以達成傳承之目的，如此將可裨利未來技術發展以安全處置放射性廢棄物。
- 四、世界各核能先進國家皆成立高放射性廢棄物最終處置專責機構，如瑞典 SKB、芬蘭 POSIVA、日本 NUMO、法國 ANDRA、瑞士 NAGRA 及加拿大 NWMO 等，負責規劃及執行高放射性廢棄物最終處置，建議國內應儘早成立專責機構，採取合適之組織架構，以利計畫之推動與執行。