

出國報告（出國類別：其他）

赴日本大阪出席 EAFORM2017 出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：林駿丞 技術員

李思偉 技術員

羅晞廷 技術員

吳元傑 副研究員

魏聰揚 研究員

派赴國家：日本

出國期間：106年11月26日~106年12月1日

報告日期：107年1月3日

摘 要

於民國 106 年 11 月 26 日至 12 月 1 日共計 6 天公差，赴日本大阪參加第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議(EAFORM2017)並發表論文。EAFORM2017 研討會的內容包含東亞各個國家、各個單位、不同核能領域相關的諸多議題討論，藉由研討會交換放射性廢棄物管理領域之資訊與經驗。除研討會外，大會亦安排技術參訪活動，參訪神戶人與防災未來中心，以及淡路島北淡震災紀念公園，兩個地方皆係介紹神戶大地震為主的設施及教育中心。本次又另外安排地盤研究財團法人(Geo-Research Institute)交流會議，進行地震危害模擬的技術討論。雙方提供在此方面的參數設定經驗案例，並針對模擬結果進行討論，提供專業意見，互相切磋。透過此行之 EAFORM2017 研討會及參訪活動，可提供作為未來國內高放處置計畫與核電廠除役規劃與作業執行之參考。

關鍵字：東亞放射性廢棄物管理論壇會議(EAFORM2017)、放射性廢棄物處置、核電廠除役、放射性廢棄物管理

目次

| | |
|--|-----|
| 摘要..... | I |
| 目次..... | II |
| 圖目錄..... | III |
| 表目錄..... | IV |
| 一、目的..... | 1 |
| 二、過程..... | 2 |
| (一)行程及工作摘要..... | 2 |
| (二)會議議程及研討會內容..... | 3 |
| 1 全體大會 I (plenary session I)..... | 4 |
| 2 全體大會 II (plenary session II)..... | 7 |
| 3 特別議程 (Special Session)..... | 10 |
| 4 技術議程 (Technical Session)..... | 15 |
| (三)參訪行程..... | 42 |
| 1 人與防災未來中心..... | 42 |
| 2 北淡震災紀念公園..... | 44 |
| (四)地盤研究財團法人(Geo-Research Institute)交流會議..... | 47 |
| 三、心得..... | 48 |
| 四、建議事項..... | 49 |
| 五、附錄..... | 50 |

圖目錄

| | |
|--|----|
| 圖 1 大阪梅田格蘭比亞飯店(Hotel Granvia Osaka)20 樓位置圖 | 3 |
| 圖 2 日本深地層處置國家科學有望地地圖..... | 5 |
| 圖 3 可信的功能評估方法示意圖..... | 6 |
| 圖 4 韓國高放處置計畫時程規劃..... | 8 |
| 圖 5 CRIEPI 高放處置應用之地工離心機..... | 16 |
| 圖 6 原型、離心模型試驗、及數值模型在高放處置長期評估之功能 | 16 |
| 圖 7 核研所林駿丞上台簡報之情形..... | 18 |
| 圖 8 台灣核一廠除役低放射性廢棄物在不同分類下的重量分佈..... | 18 |
| 圖 9 使用事件樹分析法分析安全案例情節圖..... | 20 |
| 圖 10 於不同震動條件之最大接觸壓力..... | 23 |
| 圖 11 Abaqus 廢棄物罐模型..... | 25 |
| 圖 12 使用核種遷移模式模擬分析安全案例核種擴散情節圖..... | 27 |
| 圖 13 放射性廢棄物管理建議圖..... | 29 |
| 圖 14 隧道開挖後之應力示意圖..... | 33 |
| 圖 15 岩石隧道周圍之水力傳導分布情形..... | 33 |
| 圖 16 日本與北歐國家在處置場灌漿材料的研發歷程..... | 35 |
| 圖 17 研討會簡報演講照片 | 37 |
| 圖 18 含間隙之膨潤土塊體，於完全飽和後間隙癒合..... | 37 |
| 圖 19 處置孔入流位置與流量..... | 39 |
| 圖 20 灌漿影響範圍之滲透率設定..... | 39 |
| 圖 21 核研所李思偉上台簡報之情形..... | 40 |
| 圖 22 介紹不同地震規模的強度示意圖..... | 43 |
| 圖 23 介紹耐震實驗與土壤液化實驗示意圖..... | 43 |
| 圖 24 EAFORM2017 參訪成員團體照..... | 45 |
| 圖 25 保存在室內的野島斷層..... | 45 |
| 圖 26 野島斷層剖面處..... | 46 |
| 圖 27 震災體驗館地震體驗室..... | 46 |

表目錄

| | |
|-------------------------|----|
| 表 1 赴日公差行程表..... | 2 |
| 表 2 試驗模型之緩衝材料初始條件..... | 23 |
| 表 3 廢棄物罐圍壓參數分析..... | 25 |
| 表 4 計算水力傳導使用之參數及條件..... | 32 |

一、目的

此次公差主要目的是參加第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議 (EAFORM2017)並發表論文，另安排地盤研究財團法人(Geo-Research Institute)技術交流參訪。EAFORM2017 研討會的內容包含低放射性廢棄物處理、處置、減廢、除污；高放射性廢棄物乾貯、中期貯存、最終處置研究等。此次公差核能研究所(以下簡稱核研所)提出四篇論文，與大會參與人員互相討論。包含核電廠除役廢棄物管理分類技術、高放處置緩衝材中硫酸鹽還原菌對銅材腐蝕影響、地震剪力模擬、地震剪力對處置罐破壞影響。大會階段，東亞各國報告其國家目前放射性廢棄物管理現況與努力方向；大會亦特別安排日本專家報告福島一廠邁向復興之路的現況與規劃。從研討會的報告聽取與討論，對於國內核電廠除役規劃、放射性廢棄物中期貯存與最終處置，相關技術研發及未來努力方向規劃，均有一定的學習效益與幫助。

二、過 程

(一)行程及工作摘要

本次公差期間為民國 106 年 11 月 26 日至 12 月 1 日共計 6 天，公差人共有五位：諮議會魏聰揚研究員、化工組吳元傑副研究員、化工組李思偉技術員、化工組羅晞廷技術員及保物組林駿丞技術員。

主要行程為參加第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議(EAFORM2017)並發表論文。會議中與東亞核能領域之專家、業者進行經驗分享，就核設施除役、日本福島事故復興經驗、廢棄物處置技術及相關輻射防護實務進行交流、討論，獲取除役方面與工程設計之實務經驗；除研討會外，更安排參訪為紀念阪神和淡路大地震所建造之人與防災未來中心及北淡震災紀念公園，實地了解當時地震所帶來災害與啟示；並且安排地盤研究財團法人(Geo-Research Institute)交流會議。此次公差行程如表 1 所示。

表 1 赴日公差行程表

| 日期 | 行程 | 行程說明 | 住宿地 |
|--------------|---|--|-----|
| 11/26 (日) | 桃園→日本關西機場 | 1. 行程 2. 大阪梅田格蘭比亞飯店進行報到程序 | 大阪 |
| 11/27 (一) | 第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議 | 參加 EAFORM2017 於大阪梅田主辦之論壇會議並發表論文 | 大阪 |
| 11/28 (二) | 第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議 | 參加 EAFORM2017 於大阪梅田主辦之論壇會議並發表論文 | 大阪 |
| 11/29 (三) | 第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議：參訪北淡震災紀念公園及人與防災未來中心 | 1. 前往神戶市參訪人與防災未來中心 2. 前往兵庫縣參訪北淡震災紀念公園 | 大阪 |
| 11/30 (四) | 參訪 Geo-Research Institute 研討地震研究 | 前往大阪市中心區國民會館與 GRI 研討地震模擬技術相關計畫工作事宜 | 大阪 |
| 12/1 (五) | 日本關西機場→桃園 | 搭機返台 | -- |

(二)會議議程及研討會內容

第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議日期為 2017 年 11 月 27 日至 11 月 28 日，假大阪梅田格蘭比亞飯店(大阪府大阪市北區梅田 3-1-1) 20 樓 Houou 大廳、Naniwa-c 大廳、Kujaku 大廳及 Kakuju 大廳舉行(位置如圖 1 所示)，主辦單位為日本原子力學會(AESJ)，參與單位為日本經產省(METI)、日本九州大學、原子力環境整備促進與資金管理中心(RWMC)、原子力發電環境整備機構(NUMO)、韓國放射性廢棄物管理單位(KORAD)、南韓科學技術院(KAIST)、美國能源部桑迪亞國家實驗室(Sandia National Laboratories)、芬蘭(Fortum)、瑞典(SKB)、台灣中華核能學會放射性廢棄物管理學術委員會及我國台電公司、核能研究所、工業技術研究院、清華大學、高雄大學等單位。依據會議報名名單，共計 6 個國家 137 人員參與，其中日本 86 員；韓國 13 員；美國 5 員；芬蘭 2 員；瑞典 1 員以及我國 30 員。會議兩天的議程如附錄。

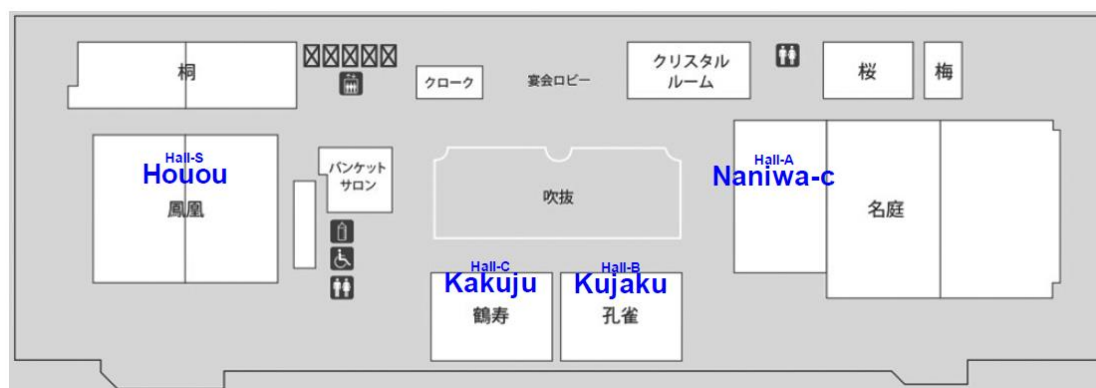


圖 1 大阪梅田格蘭比亞飯店(Hotel Granvia Osaka)20 樓位置圖

研討會分為全體大會(plenary session)、特別議程(Special Session)與技術議程(Technical Session)。技術議程依議題分三場地同時進行。以下將全體大會議題與各相關專題議題摘錄如下：

1 全體大會 I (plenary session I)

此屆EAFORM 會議,大會階段首先邀請日本經產省官員及學界教授各一位,談論日本放射性廢棄物管理現狀。

(1) Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan(日本高放射性廢棄物處置國家科學有望地地圖)

開場由日本經產省(METI, Ministry of Economy, Trade and Industry)自然資源與能源署放射性廢棄物對策應報室勝本吉村室長報告,介紹”日本高放射性廢棄物處置國家科學有望地地圖”。日本於1999年由PNC(The Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)發布H12報告,證明日本深層地質處置之技術可行性,並緊接於2000年公布”最終處置法”,建立NUMO(Nuclear Waste Management Organization)專責機構,負責高放廢棄物地質處置相關工作。最終處置法明白規定處置場場址選擇三步驟,即文獻調查、概要調查、精密調查三階段。整體的處置工作推行,由經產省監督,核能管制署NRA(Nuclear Regulatory Authority)管制,JAEA(Japan Atomic Energy Agency)支援研發工作,電力公司須繳付後端營運基金,而整體之處置工作推展與處置場建置,則由NUMO負責。

在NUMO公開徵求下,2007年東洋鎮(Toyo)提出處置場設置意願申請,但隨後因政治因素,取消申請意願,至今無任何正式場址調查展開。日本政府鑑於此種困境,於2011年召開閣僚會議,2014年4月擬定”能源策略方案”,並於2015年依據最終處置方案,修訂能源基本策略。策略方針修訂如下:

- A. 明定當代國民之責任,及未來世代可能之選擇。
- B. 加強國民對地質環境之了解
- C. 透過經產省各種活動之誘導,使地方政府願意協助溝通,並促進地方繁榮。
- D. 強化組織架構,使領導、研發、設施建立等工作易於推行。

依據閣僚會議之建議，2014 年展開地質處置工作群組任務分配，2015 年提出處置工作摘要報告，2016 年完成報告初稿及 OECD/NEA 國際同儕審查，2017 年提出正式階段性工作期末報告，並於同年 7 月公布深地層處置全國科學有望地地圖。

有望地地圖，大約分成兩群，一為假設地質可行，另一為假設地質不可行。不可行群組又分兩類，一為從地質長期穩定性觀察，認為不可行，地圖上以橘色顯示，另一類為可能發生人類入侵，以銀色顯示。屬於標準判斷認為可行之地區，亦分為兩類，一為地質長期穩定性可行，以淺綠色表示；若地質條件穩定性好，又鄰近海洋，交通運輸方便，則以深綠色表示。公布科學有望地之目的為促進民眾對地質的了解，使其易於溝通，並不是直接選擇處置場址。另外，藉由地圖之公布，與國際上有同樣需求的國家分享經驗。科學有望地地圖，如圖 2 所示。

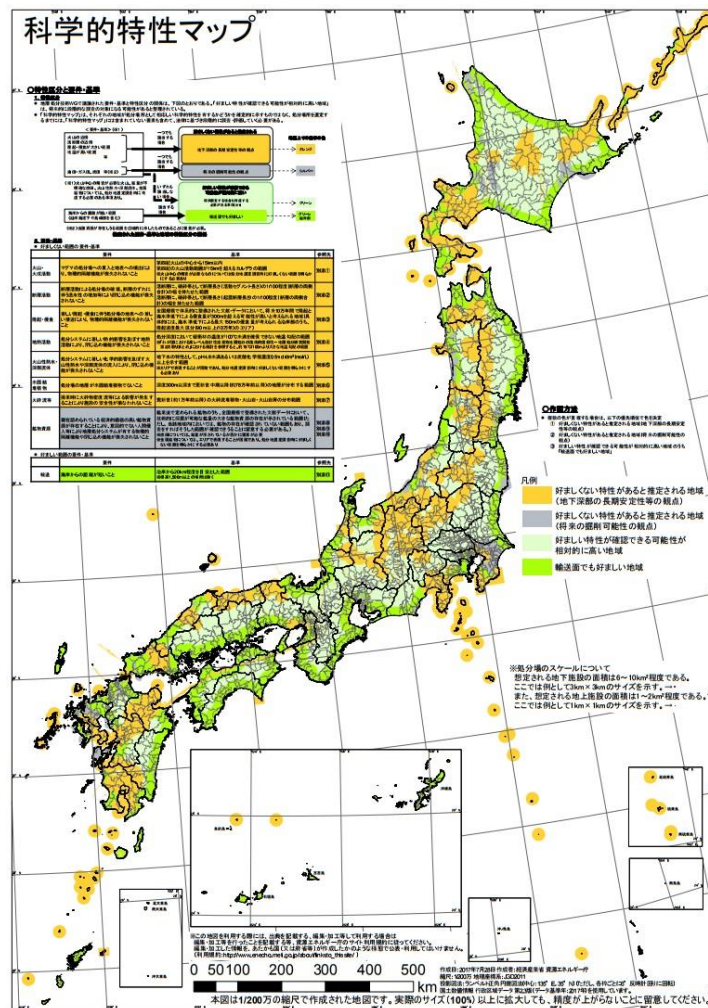


圖 2 日本深地層處置國家科學有望地地圖

(2) How to Integrate Various Research Fields for Reasonable and Reliable Radwaste Management(日本放射性廢棄物管理研究機構各項活動之合理及可靠的整合)

開幕式第二位演講者為日本九州大學稻垣八穗廣教授，報告內容為”日本放射性廢棄物管理研究機構各項活動之合理及可靠的整合”。日本放射性廢棄物來源主要為：核子燃料製造、核電廠運轉，以及用過核子燃料再處理等產生之低、中放射性與玻璃固化體高放射性廢棄物。處置方式分別採取淺地表、中深度地質及深層地質處置策略。

不同廢棄物管理策略，會影響處置功能安全。如採用 MOX 燃料之輕水式核電廠所產生的玻璃固化體高放射性廢棄物，會比採用二氧化鈾燃料的核電廠多，且兩者均會隨著燃耗度增加，而增加高階廢棄物數量；前述兩者最大的處置安全顧慮，均為衰變熱產生的速率。但 MOX 燃料若能將微量的鈾系元素分離去除，則玻璃固化體高放射性廢棄物數量及衰變熱都會明顯地被抑低。

另地層處置系統的各项障壁，提供了放射性核種圍阻與遲滯的功能，然而其相互間的影響及關係，得於全系統安全評估時，進行詳細的分析。因此可靠的評估方法，須從系統組件結構及相互間交互作用，進行交叉分析，方法間之關係如圖 3 所示。如何整合各機構之不同領域研究，須從科學、責任及法規等三方面著手，並以公眾的接受度為整合效果指標。

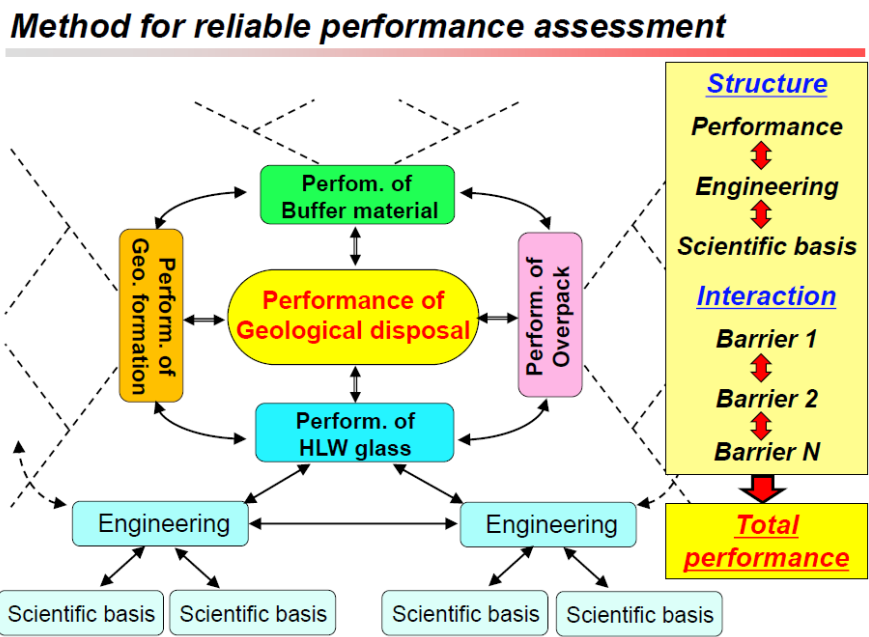


圖 3 可信的功能評估方法示意圖

2 全體大會 II (plenary session II)

全體大會第二階段會議為邀請 EAFORM 籌辦國家報告各國之放射性廢棄物管理近況。共有三個國家提出報告，大陸因故未派員出席，亦無書面報告提出。

(1) Current Situation of Radioactive Wastes Management in Taiwan(台灣目前的放射性廢棄物管理現況)

台灣中華核能學會放射性廢棄物管理學術委員會執行委員黃慶村博士首先報告，介紹”台灣目前放射性廢棄物管理現況”。因新電業法的要求，須於 2025 年全面停止核電廠運轉，但台灣例行的放射性廢棄物管理工作，依然安全無虞地進行中，且保持最好的廢棄物減廢策略。然因地方政府對核能設施安全之疑慮，低放處置場建置及廢棄物中期貯存設施之建置均受到延宕，對於未來核電廠除役工作之推展，產生一定的困難度。

(2) Status of high-level radioactive Waste Management in Korea(韓國放射性廢棄物管理現況)

此階段第二位發表演講者為韓國放射性廢棄物管理單位 KORAD (Korea Radioactive Waste Agency)放射性廢棄物管理計畫部門副總裁 Joo-Wan Park 先生，介紹”韓國放射性廢棄物管理現況”。韓國目前有 24 個機組運轉中(約 22,529 MW)，5 個機組建造中(約 6,000MW)。韓國放射性廢棄物管理工作分成兩個群組，一為執行者，另一為管制者。執行者由負責能源規劃的經濟及能源部 MOTIE(Ministry of Trade, Industry and Energy)及負責科技發展的科技部 MSIT (Ministry of Science and ICT)組成。電廠營運公司 KHNP (Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.)及放射性廢棄物管理專責機構 KORAD 均隸屬 MOTIE；管制群由核能安全委員會 (Nuclear Safety and Security Commission)掌控，旗下有兩個技術支援單位，分別為韓國核能安全所 KINS (Korea Institute of Nuclear Safety)及韓國核物料非擴散及管制所 KINAC(Korea Institute of Nuclear Nonproliferation and Control)組成。

韓國放射性廢棄物管理法案，明白給予專責機構定位(法案 10)，並明示放射性廢棄物商業活動的範疇(法案 9)及清楚規定後端基金來源。目前用過核子燃料，PWR 電廠大部分貯存於燃料池中，PHWR(加壓重水式反應器)電廠除了貯存於燃料池外，部分乾式貯存於 Wolsong。至 2017 年 6 月為止，已產生 17,574 束用過

核子燃料(約 7,256 公噸),預計未來 30 年總共產生 26,521 公噸之用過核子燃料,相關貯存設施有趨向飽和的顧慮。其高放深地層地質處置計畫時程如圖 4 所示。

Park 先生強調,安全是放射性廢棄物管理的重要目的;KORAD 的成立,相關成果會證明其可促進放射性廢棄物管理的效率及透明度。在用過核子燃料公眾參與委員會 PECOS (Public Engagement Commission on Spent Nuclear Fuels)建議下,於 2016 年 7 月成立了國家高放射性廢棄物管理基本計畫,新政府亦藉由 PECOS,加強了高放廢棄物管理的實質工作,提昇人民的接受度。

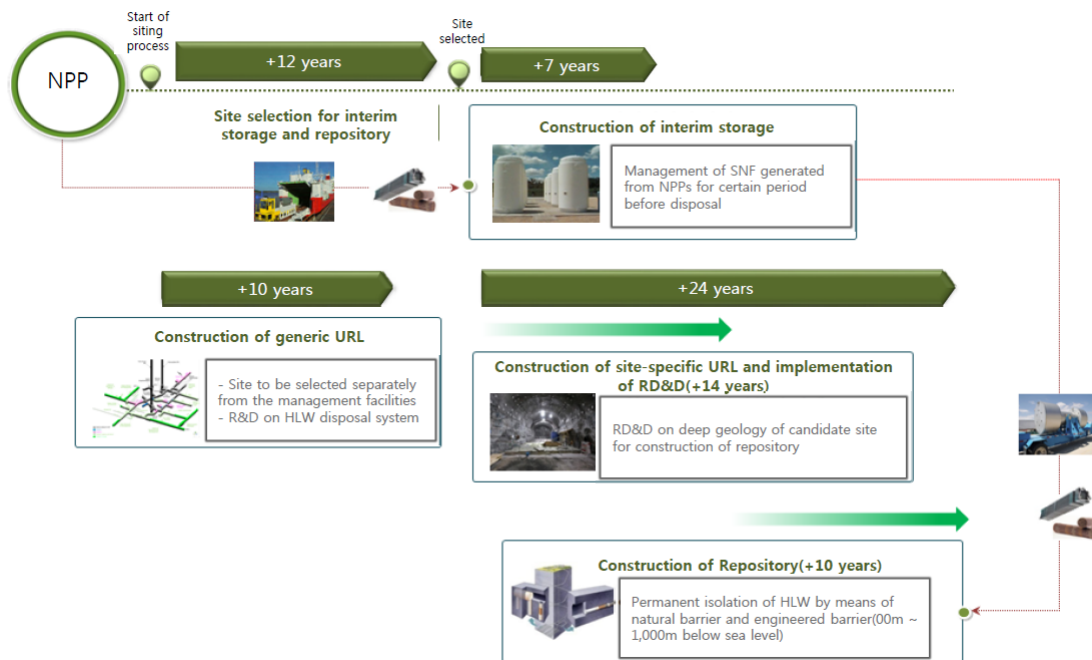


圖 4 韓國高放處置計畫時程規劃

(3) Recertification of WIPP: From Submittal of the CRA-2014 to an EPA

Recertification Decision(WIPP 再換照的審查內容及現況)

此階段第三位演講者為美國能源部桑迪亞國家實驗室(Sandia National Lab.)的 Todd R. Zeitler 先生，介紹 “WIPP(Waste Isolation Pilot Plant)再換照 (Recertification)的審查內容及現況”。

WIPP 是一座超鈾廢棄物(TRU Waste)的永久處置場，由美國能源部負責管理與營運，但由環境保護署負責安全管制。該處置場母岩是岩鹽，設施功能安全評估由桑迪亞國家實驗室負責。長期安全管制法規，要求 WIPP 必須保證 10,000 年間處置場安全無虞，任何洩漏必須低於法規要求標準；功能評估(PA)須包含重要的程序 (Process)及事件(Event)，且評估結果須符合合理的期望(reasonable expectation)。另聯邦法規要求 WIPP 自 1999 年開始營運起，每 5 年須進行一次換照安全再驗證。最近一次的再驗證為 2014 年 3 月向 EPA 申請的 CRA-2014。此再驗證工作，已於 2017 年 7 月獲得許可確認。

3 特別議程 (Special Session)

此場次為全體大會特別安排議程(special session)，由大會邀請日本四位專家報告”福島如何邁向復興之路”。分別報告福島一廠核電廠除役策略、事故後福島電廠的廢棄物管理情境、JAEA 支援福島一廠核電廠除役的研發工作、福島核電廠附近污染核種的分布狀況。

(1) Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS(福島一廠核電廠除役策略)

首先由 Kazuyuki Kato 先生提出”福島一廠核電廠除役策略”報告。福島事故後，為加強受損核電廠除役工作推進及加速該縣邁向復興之路，成立了 NDF (Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation)，其主要工作為形成可行策略、提供技術支援、及加強國際合作。NDF 整合政府單位、技術研發單位、核電廠運轉單位、及核能安全管制單位，擬定除役相關策略規劃。福島第一核電廠因機組受損，除役工作充滿不確定性，但現階段乃須基於既有的技術經驗及知識，以安全為優先，努力促進工作進展。因此，策略規劃有下列五項遵循原則；

- A. 安全:減少放射性廢棄物數量，降低除役相關工作對環境及工作人員之衝擊與風險。
- B. 技術保證:使用具有彈性及高度可靠之技術。
- C. 確保效率:善用既有資源。
- D. 掌控時程:清楚認知時間的軸序。
- E. 現場導向 :須依實際現場、物件、及情境行事。

事故後至今，放射性廢棄物管理已有部分進展，如污染水的控制與處理、用過核子燃料從燃料池取出、熔融燃料碎屑之遙控探測等；在風險預測及降低方面，採用英國 NDA 發展的 SED Score (Safety and Environmental Detriment Score)，中期目標是讓風險水平落於充分穩定的管理區塊。關於核燃料熔融碎屑再取出方法，目前規劃三種途徑。第一種為反應器壓力容器充滿水，由上方取出碎屑；第二種方法為壓力容器內僅部分燃料浸泡於水，部分曝露於空氣中，碎屑由上方取出；第三種與第二種泡水狀況類似，但碎屑由側邊取出。初步評估，認為第一種方法要修補漏水的地方，技術上有困難，人員輻射劑量可能偏高；但第二及第三種方法，須提昇保持負壓之能力，以避免阿伐核種污染。未來熔融燃料再取出，須充

分考慮計畫的連續性，最適化各項再取出程序，並且須與地方充分地緊密溝通。

固體放射性廢棄物管理方面，目前策略是執行廢棄物特性檢驗與分類、進行中期貯存、及調理廢棄物使其適合未來最終處置要求。特性分類過程中，須執行減廢工作，使其充分再利用或進一步減少容積。

在未來發展上，要努力增進計畫管理能力，加強與利益相關者溝通，保持計畫的延續性。

(2) Study on Post-Accident Waste Management Scenario for Fukushima Daiichi

NPS(事故後核電廠的廢棄物管理情境)

特別議程第二場次由 AESJ (Atomic Energy Society of Japan)的 Satoshi Yanagihara 先生介紹”事故後核電廠的廢棄物管理情境”。大海嘯後因反應爐及燃料池無法充分冷卻，產生氫氣爆炸，污染了環境；地下水亦因流經污染廠房造成大量污染廢水；另因核燃料發生熔融，造成反應器嚴重污染。

核電廠除役工作設下幾個里程碑，2011 年達到冷停機的地步，2013 年開始移除燃料池中之用過核子燃料，2021 年開始熔融核燃料碎屑再取出。預計以 30~40 年時間，完成核電廠除役工作。AESJ 針對工作需要，成立審查委員會負責下列工作：

- A. 風險評估與管理
- B. 自動化機器人研製
- C. 放射性廢棄物安全管理
- D. 反應器廠房之結構、功能評估
- E. 執行”經驗學習”成果

至 2017 年 10 月為止，共產生 350 千立方米污染泥土，均貯存於污染現場。貯存型態依污染活度而定。因處理污染地下水及反應器冷卻水，產生大量二次廢棄物，約有 9972 立方米。

關於場址復育方式，依污染程度有兩個方針。其一(OP-1)為綠地，地上污染設施均會全部拆除，環境復育至不必監管程度，所有清除的放射性廢棄物均運送至其他地方貯存或最終處置；另一為(OP-2)棕色地，污染建築部分拆除，其餘封閉一段較長的時期。場址污染除污至可使用程度，但需長期監控。清理之放射性廢棄物則暫貯於現場，直至最終處置場可用。

除役廢棄物預估，5 號及 6 號機組約產生 700~800 千噸，只是大部分為無污染廢棄物，其數量與一般核電廠除役相當；1~4 號機組因產生氫氣爆炸污染，約產生 800~900 千噸之放射性污染廢棄物。未來周邊廠房相關設施拆除及場地復育，可能會產生更多廢棄物。目前面臨一些廢棄物管理決策問題，須慎重考量後決定。如氬污染水如何進一步處理，採逐漸依活度限制排放至環境，或繼續貯存使其活度降低；固體廢棄物中期貯存，採現地貯存或運送至其他地方；核電廠建築物拆除，採全部拆除或部分拆除。決策決定須考慮因素為公眾安全、工作人力、環境影響等，且須有適當的廢棄物減廢措施，對於環境衝擊最小化，並擁有強力的計畫管理能力。

(3) JAEA's R&D for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (JAEA 針對福島電廠受損機組除役所進行的研發工作)

第三個演講者為 JAEA 屬下福島研究所的 Shinichi Nakayama 先生，介紹“JAEA 針對福島電廠受損機組除役所進行的研發工作”。

JAEA 研究人員發現一個有趣現象，事故後除了福島居民，大家認為自己家園是乾淨的，是別人的家園污染；但全世界其他國家的人民，均認為全日本受到污染。為了解除人們心中的顧慮，JAEA 協助福島電廠建立相關除役技術。JAEA 在福島縣設有兩處辦公室，5 個研究基地，共有 260 個工作人員。其中 Narah 遙控技術發展中心發展電訊操控儀具、訓練遙控工作人員、研製緊急應變機器人。位於 Tomioka 鎮的 CLADS (Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science) 實驗室，是 JAEA 研發用核心實驗室，負責國際合作計畫，互相分享經驗；另強力結合 Narah 及 Okuma 兩個研究中心。Okuma 研究中心目前積極籌備中，預定 2021 年啟用，專門負責放射性廢棄物及核燃料之特性鑑定工作。

(4) Distribution of Radionuclides Nearby the Fukushima Daiichi NPS (福島核電廠附近污染核種分布情形)

第四個特別邀請演講者為 JAEA 屬下福島環境安全中心的 Terumi Dohi 小姐，介紹福島核電廠附近污染核種分布情形。主要講述銫核種污染分布狀況，其在環境中傳輸行為及放射性活度數值模擬分析模式。

事故後短半衰期核種快速衰變，對於環境輻射場主要由 Cs-134 及 Cs-137 核種貢獻。銫核種容易被土壤吸附，但環境輻射場因銫產生衰變、雨水沖洗及乾淨土壤披覆稀釋，輻射強度逐漸降低中。

目前廢棄物管理碰到的挑戰是大量廢棄物如何減量、最終處置前如何減容。汙染泥土有三種除污方法，第一種為進行顆粒分離(污染集中於小顆粒中)，其次為進行化學清洗，第三種進行熱處理除污。是否進行廢棄物減容，其判斷基準為：

- A. 大量處理之可行性、效率、及費用。
- B. 處理後銫核種的殘存濃度。
- C. 符合再利用資源之要求
- D. 有需求性

E. 社會接受度

為了讓民眾安心返回家園，福島環境安全中心啟動 F-Trace 計畫，積極調查銫核種在環境中再分布的情形，並回答民眾有關未來農作產物、漁撈等污染核種濃度問題，及透過公開透明展示分析結果，使民眾獲得有科學依據之了解。

目前為止，研究發現大部分的銫核種留存於森林生態系統，被洗刷至河流中的比例非常的低。

4 技術議程 (Technical Session)

本次會議對於技術議程，分為 3 場次(A、B、C)分別同時討論，由時間先後順序分為 6 組時間(1 至 6)，以下分別摘要說明技術議程：

2A-2 Centrifuge Model Test to Gain Reliability of the Future Prediction in Terms of Long Term THM Processes in Deep Geological Repository(處置場長期熱水力耦合程序採用離心模型試驗獲得未來預測的可靠度)

本研究說明日本中央電力研究所(CRIEPI)，為提升廢棄物罐與緩衝材料的長期熱水力作用預測，建置一台可以持續運轉 6 個月的地工離心機(如圖 5)，採用離心模型的優點，是可以進行縮尺試驗，透過相似律縮短試驗時間，CRIEPI 的離心模型試驗結果，最高可獲得 5,000 年的演化資料。由於數值模式雖可進行長期預測，但高放處置的原型試驗，只能進行短期測驗，且耗費龐大，亦無法獲得多組數據、或進行重複測試以便了解量測不確定性；而離心模型試驗，則可介於兩者之間，提供較為長期、且較多的試驗數據，讓數值模式獲得更多的驗證資料，提升安全分析可靠度，原型試驗、離心試驗、數值分析三者在高放處置計畫的用途，如圖 6。

本次簡報的試驗為 1/30 比例的母岩及處置孔、緩衝材料、廢棄物罐縮尺模型，母岩採用 Tase tuff 凝灰岩，是屬於沉積的軟岩，而軟岩在長期應力作用下，處置孔可能會有潛變，而測試亦希望觀測是否因處置孔變形，而使廢棄物罐承受大地應力，較過去 Nakamura & Tanaka 研究時，以金屬剛性容器來模擬母岩，此研究希望能獲知日本處置環境對廢棄物罐長期受力的影響。共執行 5 組常溫試驗、2 組加溫試驗，依離心機試驗時間不同，其等效物理現象時間約為 60 年至 197 年，試驗結果說明如下：

- A. 常溫試驗之膨潤土壓力在達到峰值後將下降，但試驗中止時，仍未收斂；加溫試驗，則有兩次峰值，結果均較 Nakamura & Tanaka 的試驗值為大，顯示膨潤土壓力具有時間相依特性；由於處置孔的變形，在處置孔壁與緩衝材料接觸後，兩者交互作用使膨潤土壓力下降，推估直到處置孔變形產生的壓力、和膨潤土回脹壓力平衡時，應會達到穩定，但由於軟岩變形慢，需長時間才能達到穩定。

- B. 對於加熱的影響，測試後採用 X 光斷層掃描了解岩石與緩衝材料的等效密度，岩石達到飽和狀態密度，緩衝材料則尚未達到，並在朝向廢棄物罐方向密度減少，顯示受熱造成緩衝材料不飽和，而岩石則因熱驅趕水離開緩衝材料，而獲得更多的水。

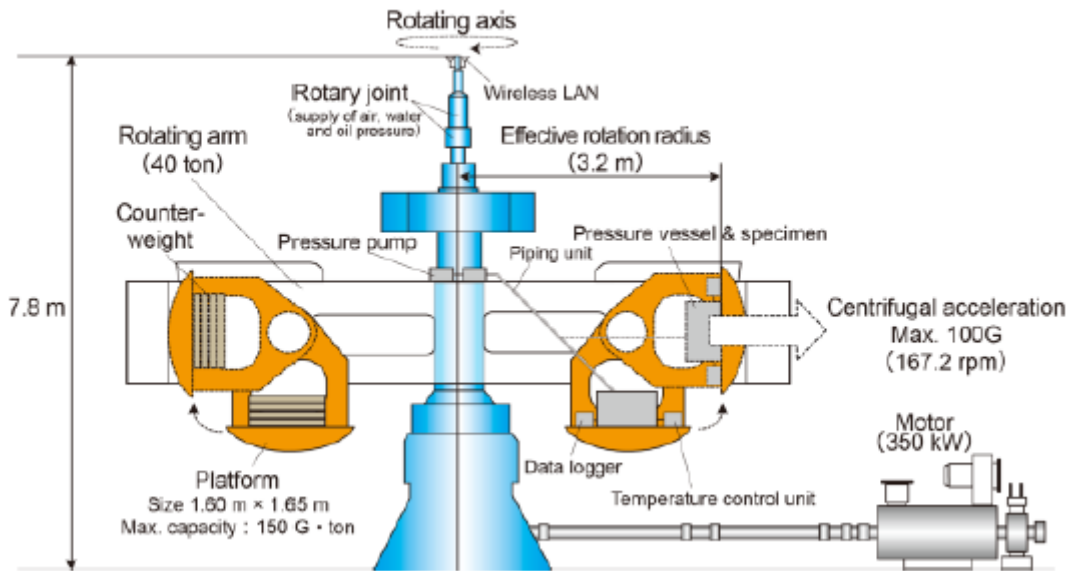


圖 5 CRIEPI 高放處置應用之地工離心機

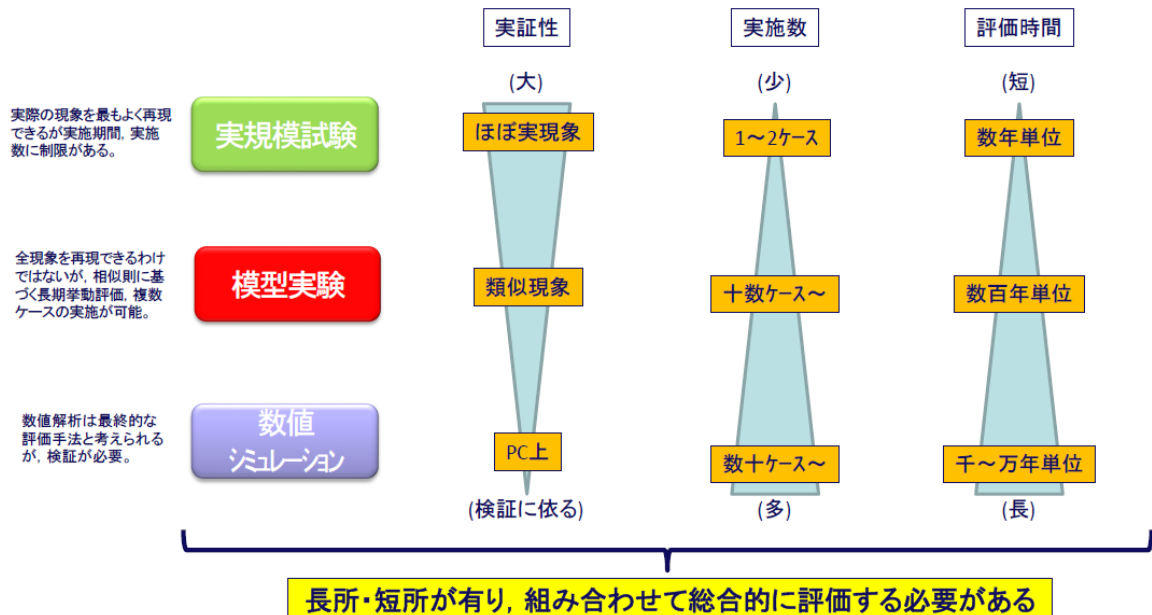


圖 6 原型、離心模型試験、及數值模型在高放處置長期評估之功能

2B-3 Radiation Survey and Waste Inventory Estimation for Decommissioning of Taiwan NPP(台灣核電廠除役之特性調查與廢棄物盤點)

本議題係由核研所保物組林駿丞技術員報告(如圖 7)，說明台灣核電廠除役輻射特性調查及廢棄物盤點，第一部分先簡介台灣核電廠除役輻射特性調查的方法，係根據美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(MARSSIM)及國外核設施除役經驗，相關流程包含了：廠址歷史資料評估(HSA)、範圍偵測、輻射特性調查、改善措施輔助偵測及廠址的最終狀態偵測等。

第二部分簡介除役放射性廢棄物的盤點方法，核電廠除役期間可能產生的低放射性廢棄物，以其來源進行區分三類，包括：中子活化廢棄物、放射性污染廢棄物，以及其他放射性廢棄物。後續參考特性調查的結果，以及美國核管會(NRC)的10CFR 61.55 關於廢棄物分類的法規，將放射性物料分為A、B、C以及GTCC(超C類)等四類，結果以圓餅圖呈現(如圖 8)，台灣核一廠除役低放射性廢棄物在不同分類下的重量分佈，其中A類占了89%、B類占了7%、C類占了3.5%、超C類則占了0.5%，但整體的放射性廢棄物只占除役廢棄物的5%左右，其他的95%均屬於可外釋廢棄物。本研究總結如下：

- A. 參考美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(MARSSIM)，簡介輻射偵檢和廠址調查的方法。另外，偵檢的方法和規劃可以用現地量測和實驗室分析來加以實踐。
- B. 輻射偵檢和廠址調查可以提供除役計畫和廢棄物盤點的輻射資訊。
- C. 本研究呈現台灣核一廠除役計畫的初步成果，以及簡介廢棄物盤點的方法，包含物料和放射性活度的盤點。
- D. 除役廢棄物盤點技術在整個除役計畫中是不能被忽略的，因為最終的盤點結果會影響後續電廠在除役前的工作規劃、排程及成本估算。

問題討論交流情形，如下：

Q1：對於C類或GTCC類等較高活度之低放射性廢棄物，未來將如何處理？

A1：本研究係初步估算其低放射性廢棄物數量，對於如何處理或最終處置，我國尚未確定其方式，還在討論中。

Q2：若電廠除役後，低放最終處置場還未找到，有何因應措施？

A2：目前暫時安全貯存於各核電廠中，未來建立低放最終處置場，再進行相關作業。



圖 7 核研所林駿丞上台簡報之情形

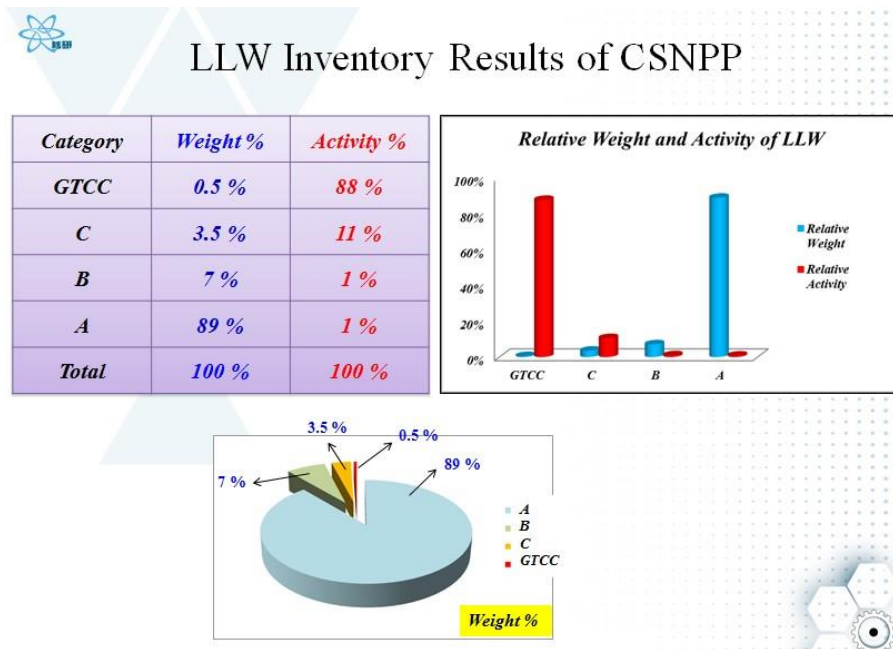


圖 8 台灣核一廠除役低放射性廢棄物在不同分類下的重量分佈

3A-4 Preliminary Study of Pre-closure Safety Assessment in the NUMO Safety

Case (NUMO 安全案例之對於封閉前初步安全評估)

日本核能廢棄物管理組織 NUMO 已發展一個通用型地質處置之安全案例 (safety case)，展示對於地質處置可行性及安全性的科學證據，提供適用於各潛在場址的安全案例基礎架構。安全案例的範圍除了封閉後的處置場評估外，亦有考慮到封閉前的時間點；往後對於高放射性廢棄物(HLW)與超鈾廢棄物(TRU)共處置的安全案例中，更新目標將包括，把封閉前安全部分做更詳細的評估，包括傳統安全及輻射安全案例。

分析情節時，先考慮各個異常情況，再使用影響分析，評估其對於廢棄物和/或工人的傷害，將各情節依風險評估建檔，分析該情節的發生機率及預估會造成的結果，分類為可能情節、較不可能情節、非常不可能情節，以及人類入侵情節，並建立各情節的可能劑量及風險。對於地質處置設施中可能發生的異常情況，以及對應的可能對策之間的關係，使用事件樹分析法(event tree analysis method)製圖分析，將基於安全功能(safety function)的由上而下(top-down)方法，以及基於特徵/事件/作用(FEPs)清單的由下而上(bottom-up)方法兩者結合。使用事件樹分析法分析安全案例情節如圖 9。

封閉前安全評估方法可應用於優化處置設施設計。傳統安全建立可建立工人對於設施運轉時工作環境的安全信心；輻射安全則為發生營運擾動(operational perturbation)時，公眾及工人的輻射屏蔽及處置設施輻射污染的評估，如建立核種遷移模式，使用電腦模擬核種外釋情形，評估污染劑量，並考慮處置設施設計的各种變因、參數，模擬結果顯示污染劑量低於安全評估目標值。

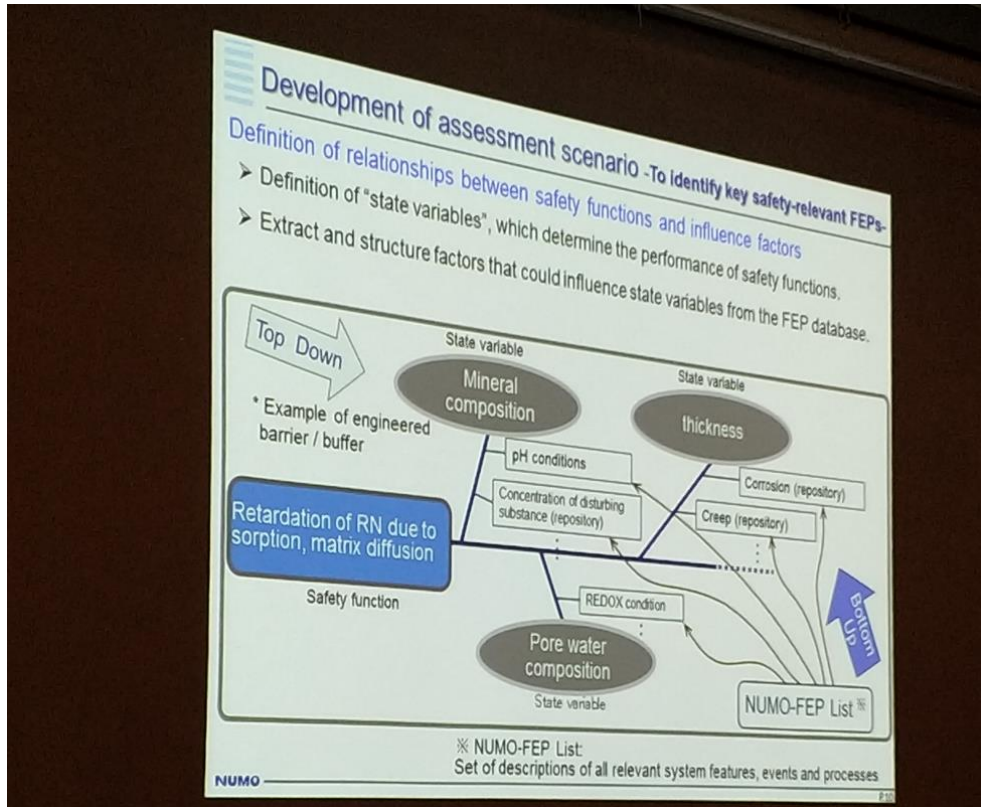


圖 9 使用事件樹分析法分析安全案例情節圖

3C-1 Seismic Response of Canister in Buffer Material Under Water Invasion

Condition by Centrifuge Modeling(運用離心機模擬緩衝材料中廢棄物罐處於浸水情況之地震反應)

本議題係由國立中央大學土木工程學系洪汶宜副教授報告，高放射性廢棄物（HLW）之處置目的為隔離地球生物圈，透過包括工程及天然障壁所組成之多重屏障壁系統，其中用以放置廢棄物罐及緩衝材料之處置孔需位於完整之岩石地層中，因此，廢棄物罐應不易受自然環境、人為活動及地殼變動之影響，故需要具有高度之穩定性，而在台灣位於環太平洋板塊活動帶上，地震發生頻繁，該研究即針對地震引起之地層錯動行為對於廢棄物罐、緩衝材料及整個處置系統影響。於此研究首先假設以花崗岩作為處置孔周圍地質情況，且處置孔未發生變形或裂隙之情況，並參考瑞典 SKB 之 KBS-3V 處置概念與其相關數據資料，設計原尺寸1/10縮尺離心機模型，然後利用振動台輸入不同震動情形，並進行 10g 的人工加速度場測試，透過感測器測量加速度、孔隙水壓力及總壓力變化情形，模擬廢棄物罐與緩衝材料間所產生之現地應力，以了解廢棄物罐與緩衝材料間關於地震作用產生之行為。共有 6 組模型進行試驗，根據不同之初始含水量條件，模擬緩衝材料於處置孔中處置完成後，以及在地下水滲入處置孔使得緩衝材料達到飽和狀態後之情形，並在試驗完成後，拆開模擬試驗容器查看緩衝材料周圍之裂隙發展情形。

KBS-3V 最終處置概念下之離心機模型依據 SKB 最終處置之基本假設有 4 點：

- (1) 用過核子燃料應被封裝於具有能耐蝕及承載功能之廢棄物罐中，
- (2) 廢棄物罐處置於於約地下 400 m 至 700 m 深之結晶岩層中，
- (3) 廢棄物罐周圍具有抑止水流及保護功能之緩衝材料，
- (4) 處置孔在回填時具有封閉隔絕外界之功能。

試驗為依據 KBS-3V 最終處置概念而設計1/10縮尺離心機模型，其離心機模型之半徑達 3 m，容量可達 100 g-ton，表示此離心機可以旋轉 1 公噸模型達 100 g 的加速度，並在平台上配置一維液壓振動台，因此可以輸入一維方向水平基礎振動，而其最大振動力為 53.4 kN，最大振動台位移為正負 6.4 mm，振動頻率範圍為 0 至 250 Hz，將廢棄物罐置放於周圍具有緩衝材料所包覆的處置孔中

心，並於處置孔頂部施加靜載重以模擬處置隧道回填所帶來之加載情形；由於與鐵性質相較，鋁合金可以在承受延展時提供較高之強度且重量較輕，故在外層係以鋁合金所製成之容器作為模擬周圍岩層情況，在接收試驗數據部分，於容器頂部及底部安裝加速度計，分別標記為 **BTA**(容器頂部加速度)、**BBA**(容器底部加速度)、**CTA**(廢棄物罐頂部加速度)及 **CBA**(廢棄物罐底部加速度)，以及廢棄物罐周圍設置孔隙水壓力及總壓力之感測器，其中總壓力包括水壓、土壓及衝擊壓力)；在進行離心機模型試驗前，先進行直剪試驗分別對於膨潤土材料與花崗岩間及膨潤土材料與氧化鋁合金間之摩擦係數，而膨潤土材料使用 **SPV200** 膨潤土，比重為 2.67，pH 值約 8.5 至 10.5，由於膨脹能力高與滲透性極低條件，使得 **SPV200** 膨潤土材料很適合作為緩衝材料。

如表 2 所示，為不同含水量條件下所進行 6 次測試，符號 **D** 表示緩衝材料之含水量 (17%)，**W** 表示飽和含水量 (27%)，**N** 表示無地下水滲入情形，**W** 表示滲入地下水，而其後數字代表該水溫數值(單位為攝氏)，因此，試驗編號 **D-N** 為模擬剛處置後未發生其他不利條件下之情況；試驗編號 **D-W24** 及試驗編號 **D-W42** 為模擬水剛滲入處置孔之狀態，故緩衝材料並未達飽和，水滲入之溫度也不相同；試驗編號 **W-W23** 及試驗編號 **W-W43** 為模擬長期處置後地下水滲入使得緩衝材料趨近飽和之情況。在離心機運轉過程會利用振動台輸入預震及地震模擬，預震功能為採用非常小的地震，可以檢測出試驗模型之自然頻率等基本性質作為參考，而地震模擬採用在 1 Hz、2Hz 及 3Hz 等不同振幅下之 15 個週期正弦波進行試驗，其中 **D-N** 試驗在 0.13 g 加速度、15 週期及 2 Hz 頻率之加速度歷時。

離心機模型在不同震動條件下最大接觸壓力所偵測之試驗數據(如圖 10)可以得出廢棄物罐與模擬處置孔岩盤間之空隙由膨潤土做為緩衝材料填充，在地下水滲入後，可使緩衝材料對於廢棄物罐之圍束情形更佳，因此，在震動過程中廢棄物罐振幅減小及與緩衝材料之接觸壓力會降低，另外，由試驗結果最大接觸壓力約為 51 kPa，遠低於會因震動產生較大受力之廢棄物罐底於 0.2 g 加速度震動時之強度，故廢棄物罐不會有損壞情形，然而較高之基礎震動條件仍需要做更多之研究，以獲得較完善之數據，最後，在緩衝材料由於地下水滲入達飽和前，廢棄物罐周圍之緩衝材料塊可能會因震動而產生裂隙，無論是由於處置過程中之膨潤土因滲水膨脹或是人工密封導致，可使加速度反應與接觸壓力降低，進而避免

裂隙的產生。

表 2 試驗模型之緩衝材料初始條件

| 試驗編號 | 含水量 (%) | 密度 (kg/m ³) | 備註 |
|-----------|---------|-------------------------|-----------|
| D-N | 17 | 1885 | No water |
| D-N-MX-80 | 17 | 1885 | MX-80 |
| D-W24 | 17 | 1885 | 24% water |
| D-W42 | 17 | 1885 | 42% water |
| W-W23 | 27 | 2008 | 23% water |
| W-W43 | 27 | 2008 | 43% water |

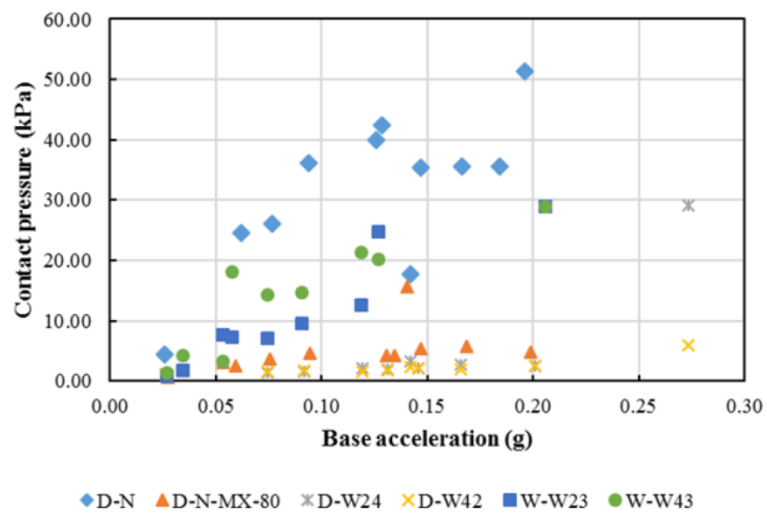


圖 10 於不同震動條件之最大接觸壓力

3C-4 Stress Analysis for the Canister Under Earthquake Induced Fracture Shear

Displacement considering Long-term Creep Effect of Copper Shell(廢棄物罐受地震裂隙錯動影響之數值分析與銅殼長期潛變影響)

本議題係由核研所化工組羅晞廷技術員報告，台灣對於用過核子燃料最終處置採取深層地質處置方式，其工程障壁設計包括廢棄物罐與緩衝材料，為發揮核種圍阻之功能，廢棄物罐需能在長期處置過程避免失效，故廢棄物罐設計要求，除需考慮於處置設施的操作安全性，也包括深層地質處置受長期負載的穩定性，此長期負載除母岩與緩衝材料的壓力，亦需考慮廢棄物罐受地震引致岩層裂隙錯動之影響。而台灣位於地震活動帶，探討於長期處置地地震條件下的影響與破壞機制，則可提供設計與安全評估相當重要的基礎。

故本研究藉由有限元素法，建立數值模擬的應力分析模式(如圖 11)，由於現階段廢棄物罐採用 KBS-3 型式，具有鑄鐵內襯與銅質外殼，其材料性質係參考瑞典 SKB，長期作用將造成的廢棄物罐銅殼潛變效應。因此，計算廢棄物罐結構受裂隙錯動對應力之影響，亦需包含長期處置負載導致銅殼潛變的影響。本研究之數值分析為計算廢棄物罐受地震剪力時的安全餘裕，成果除驗證目前的設計符合廢棄物罐地震設計要求，並藉由離島結晶岩區的案例計算，與設計參數敏感度分析，探討在地震作用下，降低廢棄物罐應力的方式，可供未來不同場址之處置設施設計參考。

當廢棄物罐置於深層地質後，除承受周圍長期負載外，亦可能承受地震引致岩石裂隙位移的剪切作用。故廢棄物罐的耐震能力分析，需模擬銅殼承受長期時間作用下的潛變效應，並將岩石裂隙錯動，造成膨潤土與廢棄物罐遭受剪力位移的破壞可能方式進行模擬，轉換成量化的安全係數，以驗證設計成果。本研究為發展廢棄物罐分析技術能力，故進行案例探討分析，如廢棄物罐圍壓、鑄鐵直徑、銅罐直徑(增加厚度)、膨潤土厚度及密度等參數分析，其中廢棄物罐圍壓參數分析如表 3，並將結果和瑞典 SKB 的經驗進行比對，並由分析結果評

估廢棄物罐的安全餘裕，及探討廢棄物罐銅殼是否在承受地震裂隙位移下，能否保持廢棄物罐的完整性。

由分析過程之經驗，當廢棄物罐承受長期負載，考慮銅殼承受10萬年的潛變效應，可利用接觸摩擦力的方式，考慮銅殼和外層膨潤土的接觸介面性質；對於銅殼潛變後，受到地震引致岩石裂隙位移的分析，結果發現如下：

- (1) 裂隙位移作用位置的影響：廢棄物罐為等斷面細長結構但在1/4處發生剪切作用，將有產生最大應力反應，此現象為因受剪力裂隙位移5 cm作用於膨潤土再由膨潤土作用於廢棄物罐，廢棄物罐會因為膨潤土的束制作用，當位置越靠近兩端，造成廢棄物罐的作用細長比變小，勁度提高，進而造成較高的應力影響。
- (2) 作用角度的影響：角度越接近於水平向時，廢棄物罐承受的剪應力將會越小，因轉換成軸力和剪力相互作用，可造成廢棄物罐較小的應力，但此行為可能會造成廢棄物罐的銅殼產生挫屈情況；於數值處理方面，因為挫屈造成元素扭轉過度，將形成收斂性上的困難，但目前在Abaqus的程式中仍可處理。
- (3) 應變觀測與安全係數結果：受潛變效應的影響，造成外部銅殼應力提高、鑄鐵內襯的降低，導致廢棄物罐鑄鐵安全係數上的提升，在觀察外部銅殼潛變量高達0.4%，總應變為1.7%，綜合整體上來看，材料的極限應變為50%，故此可確保廢棄物罐不至於受長期剪力作用破損，而確保廢棄物罐的完整性。

表 3 廢棄物罐圍壓參數分析

| | | | | | | | | | |
|-------------------|------|-------|-------|-------|------|-------|------|------|-----|
| 壓力(MPa) | 25 | 35 | 45 | 55 | 65 | 85 | 95 | 115 | 135 |
| Von Mises 應力(MPa) | 91.3 | 143.1 | 195.2 | 247.3 | 291 | 299.2 | 330 | 370 | 432 |
| 安全係數 | 4.3 | 2.7 | 2.02 | 1.6 | 1.35 | 1.32 | 1.19 | 1.06 | 0.9 |

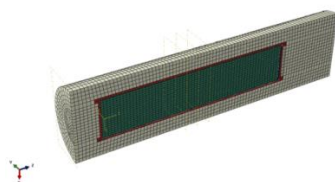


圖 11 Abaqus 廢棄物罐模型

4A-2 Assessment of Sorption and Diffusion in the Rock Matrix in the NUMO Safety

Case (NUMO 安全案例之評估岩石基質吸附與擴散)

日本核能廢棄物管理組織 NUMO 已發展一個通用型地質處置之安全案例 (safety case)，展示對於地質處置可行性及安全性的科學證據，提供適用於各潛在場址的安全案例基礎架構。其中，對於預選址(pre-siting)安全案例，發展一組特製的場址描述模式(site descriptive models, SDMs)，以對應特定場址發展安全案例。模式包含三組岩石類型：深成岩、第三紀沉積岩和前第三紀沉積岩，以及岩石中的核種遷移參數，如分配係數和有效擴散係數，對各種情節作功能評估。這些參數皆是由針對各岩種的實驗室實驗資料，及最新的吸附、擴散資料庫中提取得來，並對應地下水化學資料使用熱力學模式調整：擴散參數使用孔隙率、溫度參數等等調整，使用經驗式模式描述；吸附參數則使用 pH 值、離子強度、碳濃度等等調整，並以平均值使用。模式結果顯示，深成岩吸附能力較低、離子擴散較快；第三紀沉積岩吸附能力較高、離子擴散較慢；前第三紀沉積岩吸附能力較高、離子擴散較快。這些參數的不確定性來源為：對吸附、擴散程序的簡化、地下水化學模式的簡化、以及對地質圈及工程障壁演化的理解不足。

在功能評估中，使用情節分析及數值分析，得出貼近真實情形的參數，用作「可能情節(likely scenario)」的核種放射劑量評估；對於參數的不確定性及造成的變化則於「較不可能情節(less-likely scenario)」中分析。簡報之核種擴散情節如圖 12。

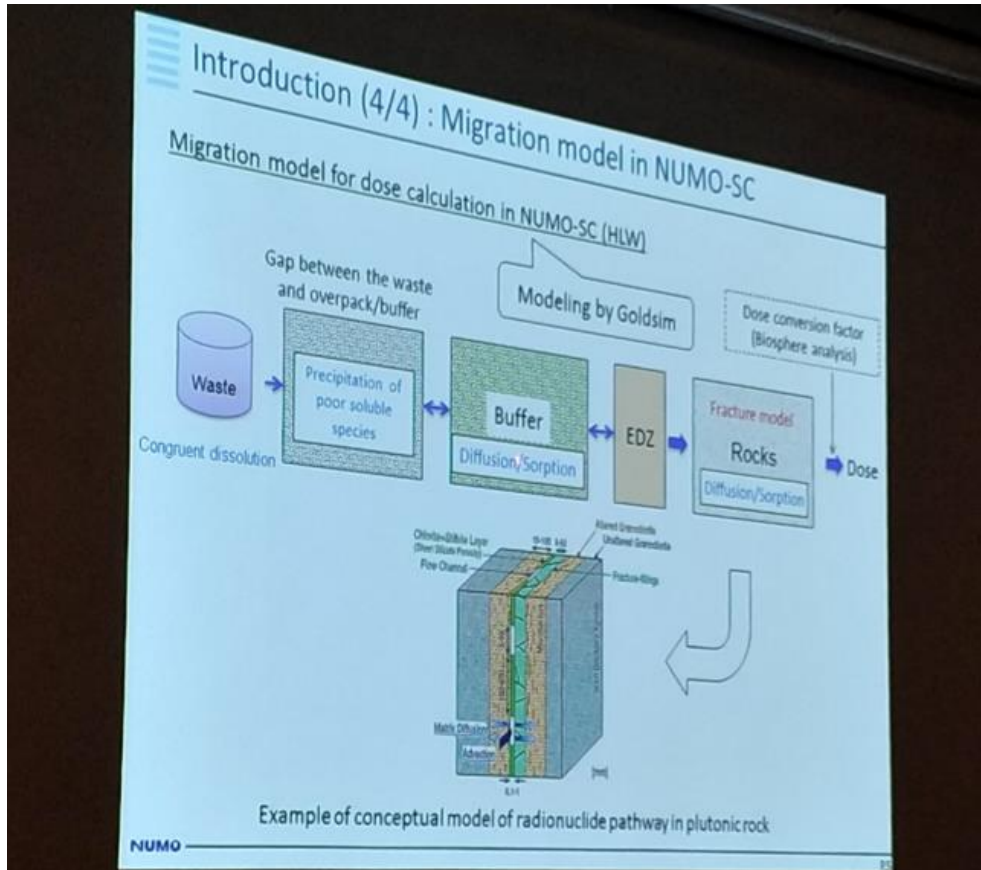


圖 12 使用核種遷移模式模擬分析安全案例核種擴散情節圖

4A-3 How will new knowledge be reflected to the management of geological disposal?

(新知識如何回饋至地質處置管理)

深地層處置技術研發從 1980 年代起即努力地在跌跌撞撞中成長，隨著地質調查技術的進步，人們深深體會當代責任，及利用逐步決策(stepwise decision-making)與公眾參與機制，至今已有成果展現，瑞典、芬蘭等國家已進入處置場建置階段。

然而仍有些因新技術、新發現所產生之新議題值得探討，以符合長期安全評估須具充足科學論證之精神。其中值得注意的是天然岩石因擠壓所造成之礦物質溶解及變形，科學上稱為壓力溶解 (pressure solution)。此現象 1860 年代即有發現，直到最近才被地質學者重視。簡單的說，壓力溶解是因應力引起的岩礦加速溶解。通常岩礦溶解會受到溫度、酸鹼值、及水中化學成分所影響，當岩礦受到應力作用時，溶解行為會受到影響。廣義的說，岩石經由應力加速岩礦溶解，然後產生擴散、沉澱及流失等現象，此種地質變形統稱為壓力溶解。

關於放射性廢棄物管理，Shin 先生認為下列幾個問題待加強探討：

- A. 擴大公眾參與層面:美國國家科學院呼籲，以往民眾溝通較注意技術成面之問題，須加強社會層面 (societal aspects)問題的溝通；日本科學委員會亦建議須建立有組織性的架構，以廣納各利益相關者之意見，形成共識。
- B. 廣納 FEP:研究新發現、物件或系統設計調整均宜納入 FEP 資料庫，進行情境分析。如最近被重視的壓力溶解現象，其後果可能影響核種傳輸路徑、造成廢棄物罐沉陷等情境發展。
- C. 建立判斷基準:對於不確定性高的安全因素，要建立合理判斷水平，以利民眾參與及溝通。

該報告總結，考量安全與經濟等因素之平衡，對於安全要求與資金、時間、及社會倫理皆需要取得平衡，方為深地層處置技術研發的長久之計，如圖 13。

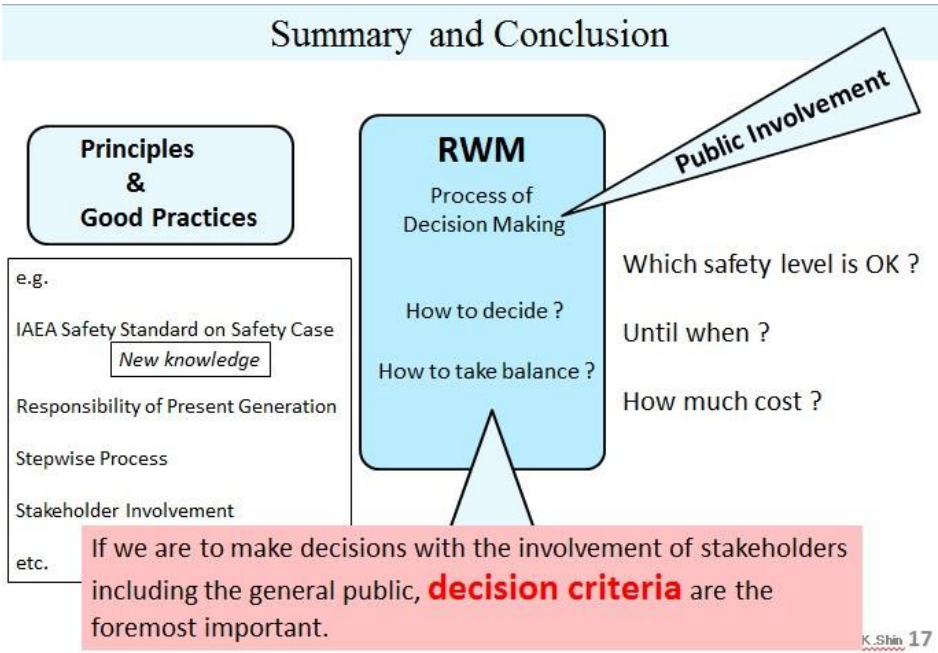


圖 13 放射性廢棄物管理建議圖

4C-1 Influence of inherent and Stress-induced Anisotropy of Hydraulic Conductivity on the Groundwater Flow Around a Rock Tunnel(地下水流對岩石隧道水力傳導固有異向性與應力引致異向性之影響)

此議題係由國立中央大學應用地質研究所朱晃葵先生報告，處置隧道由於地下水於壁面圍岩之流動行為及出水量常為工程成敗之關鍵，因此為放射性廢棄物處置安全評估的關鍵參數之一，岩盤隧道開挖過程中，壁面之應力狀態將重新分布進而改變滲透特性，且隧道周圍流場亦將受到滲透特性與開挖面壓力水頭為零之影響，因此該研究探討隧道開挖導致滲透特性與流場之變化。過去研究發現不連續面位態分布會使裂隙岩體水力傳導係數產生先天異向性(inherent anisotropy)，同時應力會影響不連續面之開口寬，亦將導致水力傳導係數產生應力引致異向性(stress induced anisotropy)。

基於此兩者特性及影響，利用隧道開挖過程產生的應力重新分布之影響為例，採用擬連續概念建立之 Oda 模式(1986)，其提出類似連續性模型去計算岩體之水力傳導特性，岩體之等效水力傳導受裂隙密度、持續性、裂縫寬度及裂隙方向等影響，因此可利用岩體勁度及作用於裂隙之應力計算裂隙之寬度，進而可得出岩體本身特性及應力引致之水力傳導異向性(Cheng, 2006)。加入了 JRC-JCS 模式計算隧道壁面附近不連續面開口寬隨正向應力與剪應力改變之水力傳導係數張量，此一水力傳導係數張量為裂隙岩體所受應力狀態影響之函數。根據 Kirsch 所計算應力場參數，在隧道周圍之二維應力可用以下公式 1 至公式 3 表示，前述公式與等效連續性模型結合，可用以計算環狀隧道周圍之傳導：

$$\sigma_r = \frac{\sigma_h + \sigma_v}{2} \cdot \left(1 - \frac{a^2}{r^2}\right) + \frac{\sigma_h - \sigma_v}{2} \cdot \left(1 - \frac{4a^2}{r^2} + \frac{3a^4}{r^4}\right) \cos 2\theta \quad \text{公式 1}$$

$$\sigma_\theta = \frac{\sigma_h + \sigma_v}{2} \cdot \left(1 + \frac{a^2}{r^2}\right) - \frac{\sigma_h - \sigma_v}{2} \cdot \left(1 + \frac{3a^4}{r^4}\right) \cos 2\theta \quad \text{公式 2}$$

$$\tau_{r\theta} = -\frac{\sigma_h - \sigma_v}{2} \cdot \left(1 + \frac{2a^2}{r^2} - \frac{3a^4}{r^4}\right) \sin 2\theta \quad \text{公式 3}$$

其中公式中 σ_r 為徑向應力， σ_θ 為切向應力， $\tau_{r\theta}$ 為剪應力， σ_v 為邊界之垂直應力， σ_h 為邊界水平應力， a 為隧道半徑， r 為與隧道中心之距離(如圖 14)。

該研究所使用之基本參數如表 4 所示，其假設隧道之邊界應力具有均向性的(即垂直應力等於水平應力)，隧道之半徑是 5 m、垂直及水平之有效應力為 7.5 MPa (為地下 500 m 深之應力值)。並假設以下 2 個結構張量：

- (1) 法向量之均同性分佈 ($D_{11}=D_{22}=D_{33}=0$)，
- (2) 法向量之橫向均向性分佈 ($D_{11}=D_{22}=-1, D_{33}=2$)。

圖 15 顯示在 7.5 MPa 之均向性邊界條件下，隧道周圍水力傳導張量之主應力及其方向，其在徑向及切線方向和主應力之徑向及切線方向相同。並且可觀察出即使邊界應力及裂隙方向皆屬均向性，隧道開挖所引起之應力重新分配對於水力傳導仍具有異向性。

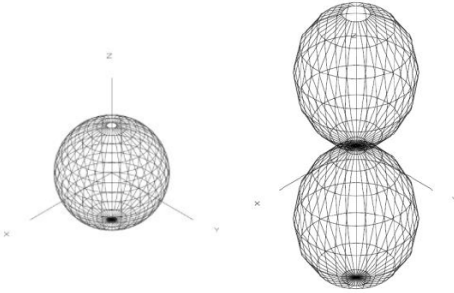
地下水流滲入隧道則利用有限差分法計算，其結果顯示水力傳導在隧道牆面將比離隧道較遠處位置(或稱邊界應力下之岩體)增加 1 至 2 個量級，而在隧道之水力傳導主值(major principal value)將有 6 至 9 倍之水力傳導最小值(minor principal value)，在接近隧道牆面主值方向之水力傳導在考量岩體本身異向性時亦是明顯地偏離切線方向與徑向，地下水流分析顯示總水頭及水流速率將受固有及應力引致之水力傳導異向性控制，但隧道流入對於受空間變異狀態下之隧道牆面水力傳導影響不大。

此研究以 Oda 模型為基礎，藉由岩石隧道周圍應力重新分佈後評估因應力所引致水力傳導異向性，採用之方式為有限差分法評估岩石隧道周圍之地下水流，並計算水流速度、等勢能線及流入速率等參數，依據這些參數評估水力傳導性。其重要之發現如下：

- (1) 若考慮剪脹效應，隧道開挖後壁面岩盤水力傳導係數較未開挖前上升 1 至 2 個數量級，越靠近隧道壁面水力傳導係數越大，水力傳導係數主方向為徑向及切向，水力傳導係數異向比將由開挖前之 1 最大增加至 10，影響區域約為隧道一個半徑部分。
- (2) 隧道開挖應力重新分布後之應力狀態具有高軸差應力，若忽略不連續面剪脹行為將過分低估周圍岩盤水力傳導係數。
- (3) 隧道周圍流場明顯受到周圍岩盤滲透特性影響，在考慮先天異向性及應力異向性後，流場將會受到影響，而地下水於隧道周圍流動行為也會改變，於隧道頂拱及隧道側壁之滲流量會有所差異，由此可知在評估隧道周地下水流動行為時，必須要考慮其應力以及不連續面先天異向性，並對其不同位置的不同行為做出相應預防措施。

(4) 不連續面分布具先天異向性、均向邊界應力條件下，隧道周圍滲透特性將會改變，且於各方向滲透特性也不同，當水平不連續面具優勢時，隧道頂拱之水力傳導係數與水力傳導係數異向比最大，隧道側壁水力傳導係數與水力傳導係數異向比最小，而水力傳導係數主方向將偏向水平方向；可知不連續面分布對於滲透特性影響甚鉅不可忽略。

表 4 計算水力傳導使用之參數及條件

| | | |
|--|--|-----|
| Stress state | Vertical stress σ_v (MPa) | 7.5 |
| | Horizontal stress σ_h (MPa) | 7.5 |
| Fracture features | Length of discontinuous (m) | 1 |
| | JRC of discontinuous (-) | 15 |
| | JCS of discontinuous (MPa) | 100 |
| | Volume density (strip/m ³) | 5 |
| | Discontinuous surface normal vector distribution density function $E(\hat{n}) = 1 + D_{ij}n_i n_j$ | |
| | (a) $D_{11} = D_{22} = 0, D_{33} = 0$ (b) $D_{11} = D_{22} = -1, D_{33} = 2$ | |
|  | | |

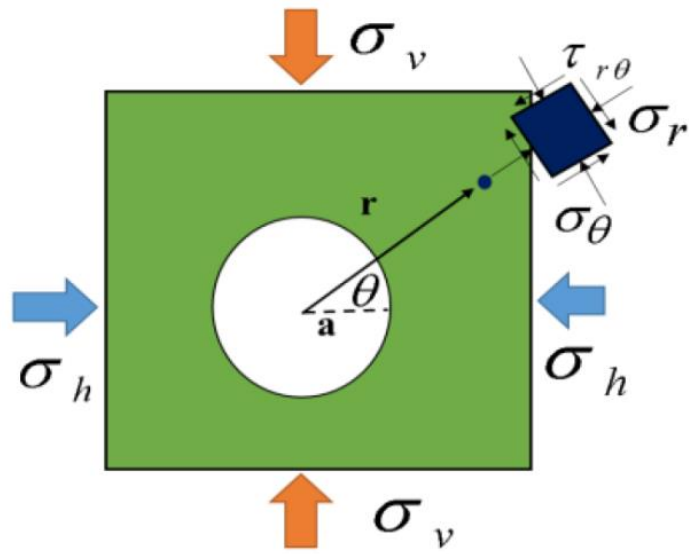


圖 14 隧道開挖後之應力示意圖

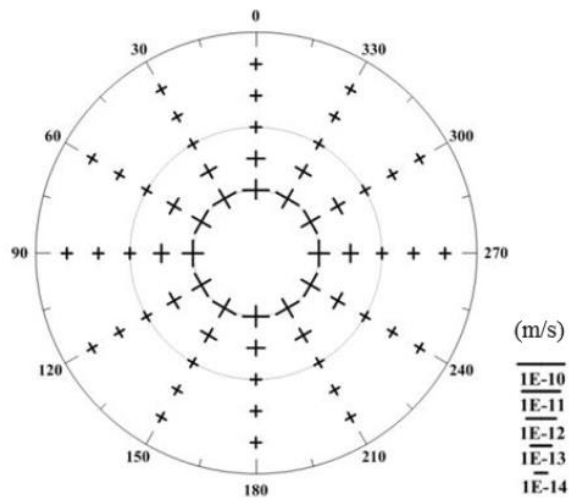


圖 15 岩石隧道周圍之水力傳導分布情形

5A-3 Latest Rock Grouting Technologies Under Sea Water in Nordic Countries and Japan(北歐與日本在海水面以下岩石裂隙灌漿的最新技術)

本研究(Latest Rock Grouting Technologies under Sea Water in Nordic Countries and Japan)鑒於日本目前對於潛在場址的評估，海岸地區具有交通運輸優勢，相對較具潛力，因此，對於延伸入海底的處置隧道，灌漿技術在處置場工程具有相當重要的地位，除了在隧道開挖過程的穩定功能，長期則能控制隧道的地下水入流量，避免回填材料與緩衝材料的侵蝕。而海岸場址，隧道深入範圍因海水入侵的自然現象，灌漿材料應克服鹽水的影響，因此，日本和同樣在海岸場址的瑞典、挪威進行灌漿技術的共同研究，此篇簡報則是說明近期發展成果。

三個國家的灌漿材料研發與性能測試，歷程如圖 16，各國均有超過 10 年的研究，目前主要針對二氧化矽膠質(Colloidal silica)，瑞典則稱為或 Silica sol，簡稱 CGS(Colloidal silica grout)公法，材料為 10-20 mm 非結晶狀二氧化矽顆粒，添加無機鹽硬化劑，可形成耐久性膠狀體，適用於深層(高水壓)、裂隙寬度較窄的岩體、並且低 pH 值不會對膨潤土功能有所影響，較傳統的水泥灌漿具優勢，但此材料對鹽度敏感，因此需輔助添加摻料，並且仍需進行長期試驗。

對於 CGS 在鹽水條件下灌漿的應用成效，現階段現地研究資料如下：

- A. 日本倉敷國家天然氣備蓄基地(Kurashiki National LPG Stockpiling Base)
針對天然氣地下貯存，亦須對裂隙控制地下水入流及壓力變化，在使用 CGS 前，進行璇度測試(Turbidity check test)，檢查灌漿材料於當地地下水中的狀況，是否能立刻轉變成白色膠體，由於 CGS 是弱鹼性，需加入酸性的 pH 調整劑，成為中性或微酸性。
- B. 芬蘭 ONKALO 地下實驗室
曾採用低鹼水泥結合 CGS 方式，結果顯示 ONKALO 地下水中含有較多的鈣離子，造成化學反應上的問題，後來則發展水射(Water injection)施工法，灌漿前注入淡水，並且將裂隙中的細料進行沖洗，使灌漿能獲得較佳的灌入深度。
- C. 瑞典 Äspö 地下實驗室
採用低鹼水泥結合 CGS，尚未發現受鹽水影響的狀況，但對高水壓(3.5 MPa)對耐久性的影響仍存疑。

目前經由 3 個國家研究人員的研討，各國發展方向如下，差別在於日本藉由摻料調整、芬蘭與瑞典則是藉由設計來強化。

- A. 日本：發展及建立採用 pH 值調整劑的 CGS 混合方法。
- B. 瑞典：發展可靠的灌漿施工法，及確保 CGS 耐久性。
- C. 芬蘭：發展 CGS 具經濟性的控制方法。

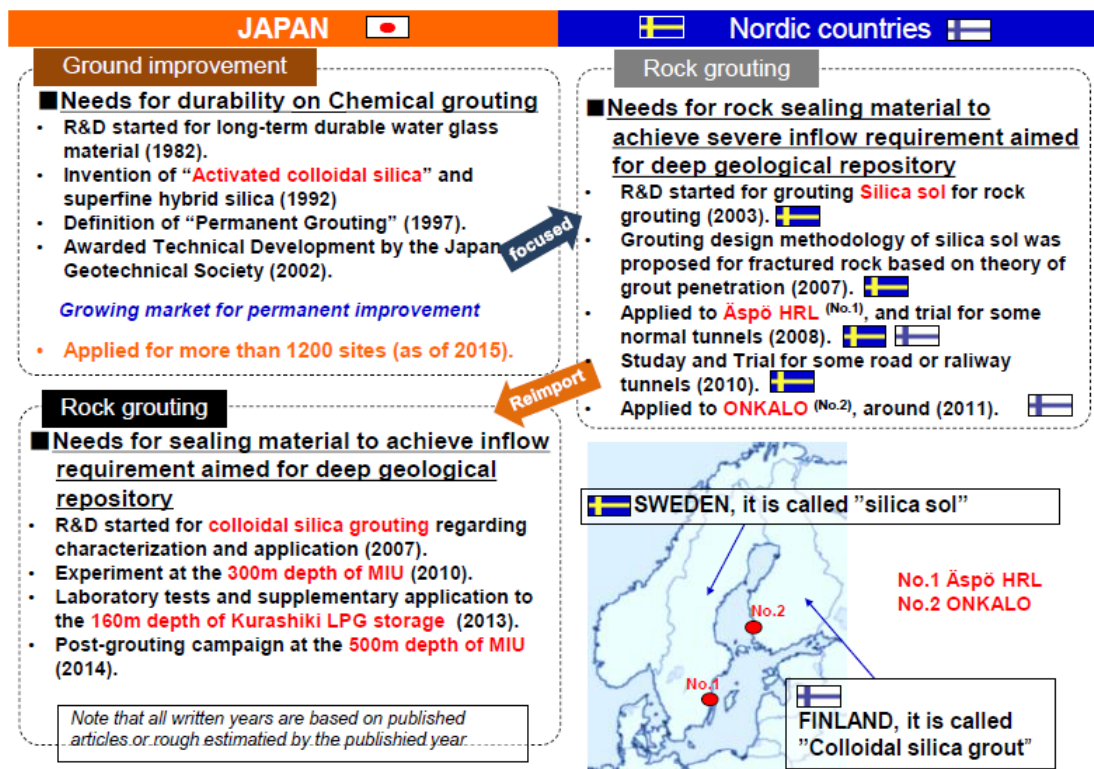


圖 16 日本與北歐國家在處置場灌漿材料的研發歷程

5B-1 Study on gas migration behavior through bentonite buffer material(膨潤土緩衝材料之氣體遷移行為研究)

在深地層處置概念之處置場中，當廢棄物處置容器或是工程障壁材料的金屬受腐蝕時，將會產生氣體，並累積於工程障壁系統(engineered buffer system, EBS)中。處置場功能評估中，需要考慮這些氣體於膨潤土材料中的氣體遷移行為，並設計適當模式行模式模擬。

為了能更了解膨潤土內的氣體遷移行為，日本核能廢棄物管理研究機構 RWMC 實行一系列的研究已逾十年。在簡報中呈現了包括 RWMC 的氣體遷移時驗規劃架構，以及實驗室實驗規模的注氣試驗介紹及其成果。

實驗室試驗目標為膨潤土材料之間隙的特性。試驗使用特製容器封閉不同條件的圓柱型膨潤土，包括完整的試體，以及中心開有 1 mm 間隙的塊體，當施以水達成完全飽和後，塊體間隙便由於膨潤土的回脹，產生自癒效果，將間隙完全填滿封閉。在塊體完全飽和後，施行注氣試驗，由試體一側注氣，並監測器壓變化，記錄氣體突破塊體時的突破壓力。試驗顯示，含塊體間隙並於完全飽和後間隙癒合的塊體，與完整塊體比較，突破壓力並無明顯差異，意即於飽和膨潤土環境中，原本為塊體間隙的位置並不會成為主要的氣體遷移路徑，研討會簡報如圖 17 與圖 18。

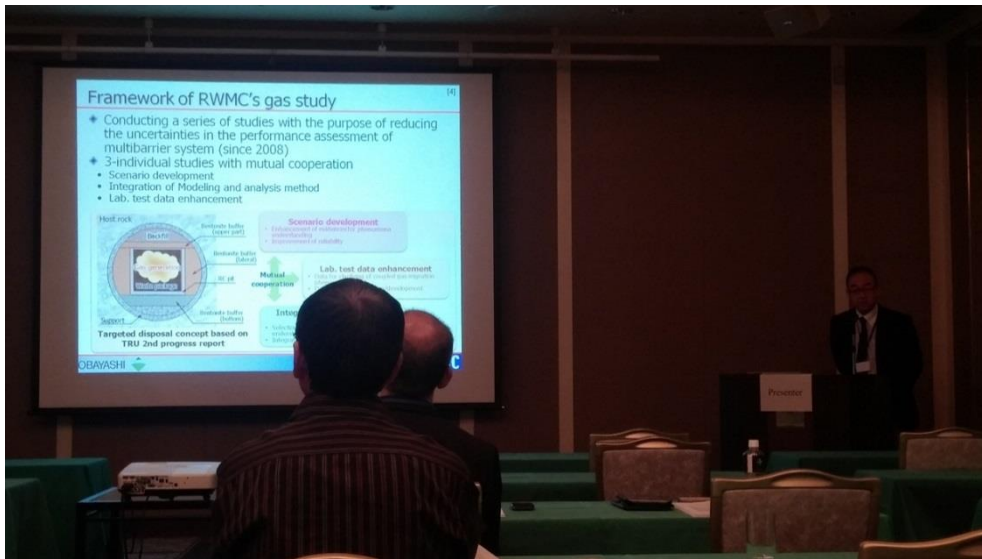


圖 17 研討會簡報演講照片

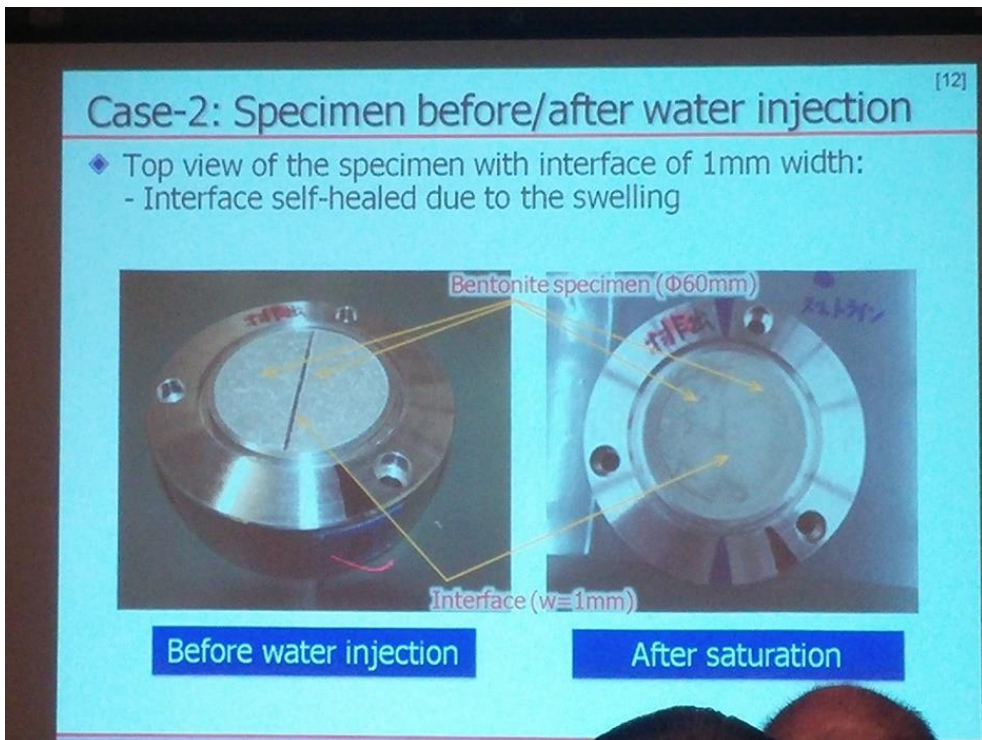


圖 18 含間隙之膨潤土塊體，於完全飽和後間隙癒合

5B-4 Numerical Analysis of Inflow Control for Quality Management of Buffer

Material Using Discrete Fracture Network Model(使用離散裂隙網路模式針對緩衝材料品質管理進行入流量控制的數值分)

本研究(Numerical Analysis of Inflow Control for Quality Management of Buffer Material using Discrete Fracture Network Model)係針對處置隧道的地下水入流量，可能會造成緩衝材料與回填材料的侵蝕，進而使地下水直接與廢棄物罐接觸，形成平流狀態，將加速廢棄物罐的腐蝕，廢棄物罐如因腐蝕而貫穿，核種釋出後亦會直接經由地下水，因此，為了使緩衝材料發揮作用，處置隧道需控制地下水入流量，必要時則須使用灌漿技術進行處理。為於處置場規劃設計階段，了解入流量，以便對緩衝材料功能進行研究、或是評估長期緩衝材料的品質，需要進行隧道近場的地下水流分析，而考慮裂隙岩體的地下水流動方式，近場地下水模式應採用離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)較為適當。

本研究採用 Horonobe 地下實驗室獲得的 DFN 資料，先以一條處置隧道共 10 個垂直處置孔進行地下水模式建構，評估處置孔入流量、以及採用灌漿處理的影響，接著再以多個處置隧道的模式進行研究。考慮裂隙統計的資料，建立 DFN 機率模式，並採用 10 次實現值(Realization)，由於 Horonobe 屬沉積岩，地下水模式中考慮基質(Matrix)，總共裂隙約 7 萬 7 千個，單一隧道長 100 m、直徑為 5 m、EDZ 設定範圍為 0.5 m、處置孔直徑 1.5 m，DFN 分析程式，係以管流的方式，模擬裂隙面的水流。單一隧道分析，在隧道開挖後，10 次實現值中，入流量平均每分鐘 10.73 公升；在處置孔開挖後，隧道入流量平均為每分鐘 8.41 公升，處置孔平均入流量則為每分鐘 0.27 公升，各處置孔入流位置如圖 19，大於目前瑞典 SKB 訂定的隧道不大於每分鐘 1.7 公升、單點入流量不大於 0.1 公升的限值，因此，需考慮灌漿處理。

灌漿處理的模擬，在 DFN 模式中考慮，在處置孔外 1.5 m 範圍，將模擬裂隙的管流滲透率(Permeability)降低 13%(如圖 20)，結果可降平均入流量達 33%、且小於每分鐘 0.1 公升的處置孔增加，故流場已因為灌漿而改變。多處置隧道模式，採用 5 個隧道、間距為 12 m，平均入流量為每分鐘 5.25 公升，有 25 個處置孔超過每分鐘 0.5 公升；多隧道灌漿分析，採用單隧道相同方式，在處置孔外圍

1.5 m 的裂隙滲透率降低，分析結果顯示灌漿具有抑制入流量效果。本研究提供評估灌漿成效的方法，並由分析獲得的入流量，可預測緩衝材料長期功能的演化。

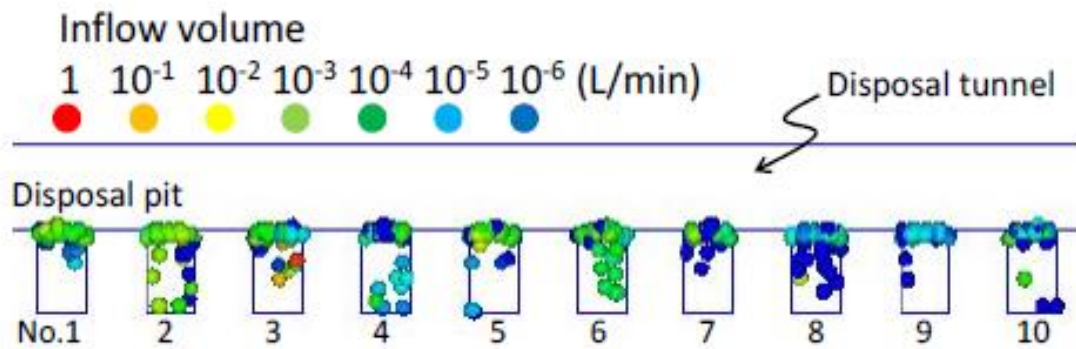


圖 19 處置孔入流位置與流量

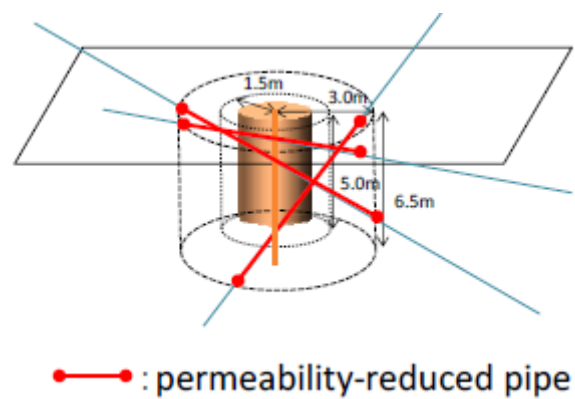


圖 20 灌漿影響範圍之滲透率設定

6B-1 Sulfide Corrosion by Sulphate-Reducing Bacteria in MX-80 Bentonites.

(MX-80 膨潤土中硫酸鹽還原菌所導致的硫化物腐蝕情節)

本議題係由核研所化工組李思偉技術員報告(如圖 21)，在高放射性廢物處置管理之議題中，安全評估是極為重要的項目之一，而硫酸鹽還原菌(Sulphate-Reducing Bacteria, SRB)造成的儲存罐腐蝕效果也是其中的一環；因此，吾人必須了解硫酸鹽還原菌的腐蝕機制，並建立相關的實驗，進而得知在不同情況下硫酸鹽還原菌對儲存罐的腐蝕影響。

硫酸鹽還原菌自然存在於地下水及膨潤土中，將硫酸鹽(SO_4^{2-})還原成具腐蝕性的硫化物(S^{2-})，因而傷害銅質處置罐。對於微生物的活性有一個強大的限制因素，即緩衝材料的回脹壓力，而其與緩衝材料之壓實密度相依。本報告介紹硫酸鹽還原菌活性試驗，參考瑞典 SKB 相關實驗報告，調查當緩衝材料飽和密度差異對於硫酸鹽還原菌的活性抑制程度。試驗培育不同的 SRB 混入膨潤土中，壓製成不同密度之塊體，並使用特製不鏽鋼容器，封閉塊體並抽氣使系統成厭氧環境並使其飽和；飽和後添加硫同位素的硫酸鹽溶液作為示蹤劑，並裝上銅片供其反應，便可以銅片上之示蹤劑活性計算 SRB 的活性。試驗已製備 4 種不同設定的塊體，進行飽和程序，預期高低密度活性差異約為 100~1000 倍。

另外一組試驗為擴散試驗，使用擴散容器封閉膨潤土，施以兩端濃度差，讓硫酸鹽擴散穿越試樣，帶入擴散公式求得擴散係數，實驗目的為求得硫酸鹽於不同密度的 MX-80 膨潤土內之擴散係數，作為膨潤土特性參數，並可利用於其他硫化物相關試驗。目前 5 組試驗結果良好，與預期擴散係數相差不大，未來試驗目標包括不確定性分析、敏感度分析及重複試驗。

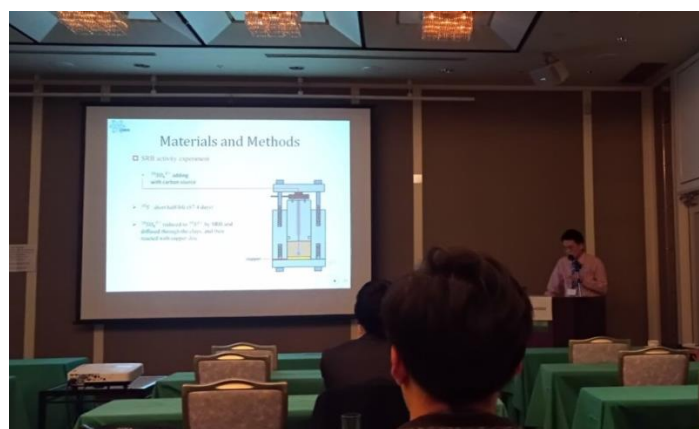


圖 21 核研所李思偉上台簡報之情形

問題討論交流情形，如下：

Q1：簡報中的硫酸鹽還原菌活性實驗，為參考 SKB 過去的實驗報告設計，這實驗是在 SKB 的實驗室執行的嗎？有和 SKB 合作嗎？

A1：實驗容器、實驗步驟設計，都是參考 SKB R-15-05 報告後，自行規劃、設計建立而成，此組實驗並無與 SKB 合作。

Q2：硫酸鹽還原菌活性實驗中，膨潤土在執行實驗前所經飽和程序，飽和時間大致要花多久？飽和前後是否有切開來確認其均勻度？

A2：膨潤土的飽和時間，視注入水的方式會有很大差異，SKB 報告中所花費的飽和時間約為 70 天；本實驗測試容器時有使用空白塊體做飽和程序測試，花費約 40 天，回脹壓力仍未達目標值。另外，此報告使用的膨潤土材料是 MX-80 膨潤土，其已經有標準商業開採程序，品質穩定，未壓實前之粉末狀粗土即有一定之均勻性；且經本小組過去各種性質試驗經驗，本實驗之塊體尺寸小，均勻度差異不會太大；測試容器時飽和的塊體有切開觀察，並無觀察到太明顯的均勻度差異。

Q3：硫酸鹽還原菌活性實驗中的實驗設計與所參考之 SKB 實驗報告有無差異？

A3：部分設計有為了配合本實驗室既有之設備而做調整變動，如試驗塊體尺寸、容器設計等等；然而變動部分不多，且試驗核心目標不變。

Q4：硫酸鹽還原菌活性實驗中，所求得之硫酸鹽還原速率是否與所使用的擴散係數數值相關？

A4：是的，因為計算還原速率使用的電腦模擬模式需要輸入擴散係數，這也是規劃擴散試驗的用意之一，可以將試驗求得之擴散係數帶入模式中。

Q5：擴散試驗所使用的邊界條件與實際情況是否有所不符？是否能使用其他邊界條件設計試驗？

A5：本試驗設計為參考過去文獻所建立，亦有使用文獻所建議之方法，使試驗實際情形趨近所假設之邊界條件。未來可以規劃對此造成的誤差進行不確定性分析，或是考慮使用其他邊界條件，設計不同試驗方法。

(三)參訪行程

經由 2 日密集的技术討論會議後，第 3 日係會議安排的技术參訪活動，參訪神戶人與防災未來中心，以及淡路島北淡震災紀念公園，兩個皆係介紹神戶大地震為主的設施。

根據歷史記載，1995 年 1 月 17 日，擁有 350 萬密集人口，肩負日本經濟活動中樞重任地區從淡路北部到神戶市以及阪神地區，發生內陸城市直下型地震。死者 6,434 人、受傷者 43,792 人、住家受害(全毀·半毀)249,180 棟。對於電氣，自來水，瓦斯，交通運輸機構等生命線受到了毀滅性的打擊，許多居民被迫，不得不在避難所過著嚴酷的生活。老舊的木製住宅密集區域由於地震發生了大規模倒塌與火災。日本政府對於震災後的經驗，建立了相關紀念設施，摘述如下：

1 人與防災未來中心

人與防災未來中心，全名係阪神-淡路大震災紀念-人與防災未來中心(Great Hanshin-Awaji Earthquake Memorial & Disaster Reduction and Human Renovation Institution)，是承繼了給後代的阪神·淡路大震災的經驗與教訓，還傳述改變了地域歷史的重大情節，以及貢獻透過日本國內外的災害減輕災害的設施。運用特殊攝影與電腦繪圖特殊效果，體驗地震發生的瞬間，大型影像視頻與音響可以體驗那駭人可怕的地震，是關西地區新的遊樂勝地。以多樣化的資料來解說重建復原的過程，以及當時的生活與市街情景。

本次參訪係由 Ms. Yoko Sugawara 小姐為我們作介紹，介紹阪神的地震規模(如圖 22)以及耐震實驗與土壤液化實驗(如圖 23)，對於地震相關知識，有很詳盡的介紹。



圖 22 介紹不同地震規模的強度示意圖



圖 23 介紹耐震實驗與土壤液化實驗示意圖

2 北淡震災紀念公園

北淡震災紀念公園，又稱為野島斷層保存北淡震災紀念公園。1995 年發生的兵庫縣南部地震(阪神淡路大地震)，造成日本各處巨大災害，在淡路島北淡町(現淡路市)隨地震出現了長約 10 公里的地震斷層，稱為野島斷層。斷層橫穿而過大地，左右錯動了約 120 公分、一側隆起約 50 公分，強大的地震能量對穿過的道路、綠籬、民房造成嚴重破壞。於 1998 年 7 月 31 日，野島斷層被指定於國家天然紀念物，被保存原樣並進行展示，建立了北淡震災紀念公園，並設置各種設施，從各個角度對斷層進行通俗易懂的解說，將阪神淡路大地震世代講述下去，引起人們防災意識。參訪成員團體照如圖 24。

設施最大的區域為斷層保存區域。於此處將野島斷層上以建物封閉，將斷層在屋內原樣保存，保存在室內的野島斷層照片如圖 25。參訪者可在參觀路線上觀察欄杆後被斷層扭曲的大地、分裂產生的高低落差、以及被分割錯位，保留下來的圍籬等等。參觀路線尾端可以直接以肉眼觀察斷層的剖面，見識真實土壤內岩層錯位的情形，野島斷層剖面處如圖 26。有一棟民房被地震斷層橫穿而過，作為紀念之家而保存了下來，並開放參觀，可以明顯觀察到圍牆被斷層穿過的地方的地基被掀起破壞、天花板因一測下陷而水平線傾斜、以及還原地震發生時，廚房餐具破碎、家具傾倒的景象；在活動斷層實驗室內，設有各種互動裝置，可以學習斷層的構造、液化實驗、海嘯的模擬畫面等；在震災體驗館內設有地震體驗室及影音宣導室，可模擬阪神淡路大地震中達 7 級強震之震度，以及觀賞震災的紀念影像，震災體驗館地震體驗室如圖 27。



圖 24 EAFORM2017 參訪成員團體照



圖 25 保存在室內的野島斷層

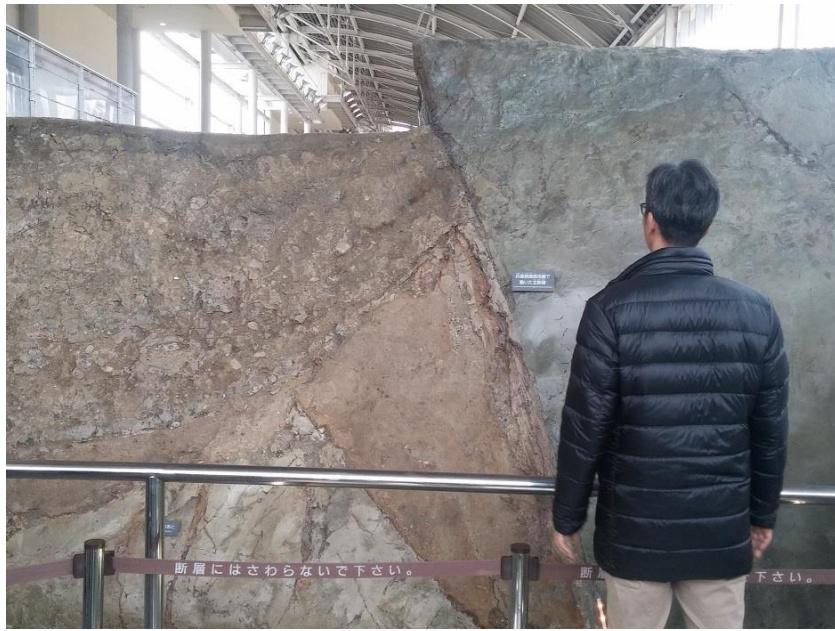


圖 26 野島斷層剖面處



圖 27 震災體驗館地震體驗室

(四) 地盤研究財團法人(Geo-Research Institute)交流會議

本次會面對象主要為 GRI 地震組組長 Dr. Tsu、研究員 Dr. Miyakoshi、Dr. Somei、愛知工業大學 Prof. Irikura、鳥取大學 Prof. Kagawa，議程由我方簡介目前對於歷史地震的震源參數評估，以及採用分離元素法軟體，進行地震模擬的結果；日方則由 Prof. Kagawa 介紹 Diffuse seismicity 進行地震模擬，統計出衰減律標準偏差量的方法與結果，Prof. Kagawa 為 Diffuse Seismicity 專家，曾參與 IAEA Safety Report Series No. 89 “Diffuse seismicity in seismic hazard assessment for site evaluation of nuclear installation”的編撰。

目前核研所進行長斷層震源參數模型研究，希望能夠依照日本地震研究推進本部制定的參數手冊(Recipe)，建立模擬參數，該 Recipe 係由愛知工業大學 Prof. Irikura 所研發及倡議所完成，GRI 研究人員在此方面亦大力協助，因此，此行希望能獲得對方在核研所研究上的建議。目前核研所長斷層震源模型，針對歷史上較具災害的斷層震源加以研究，主要是核能法規要求設施的地震設計，應能承受歷史上災害地震的影響，再加以考慮餘裕。目前執行方法係蒐集歷史上的地震災害資料、以及地震發生時各地震度資料，建立等震度地圖，並由 Recipe 的程序，加上斷層既有資料的蒐集、與請教相關專家，逐步推倒斷層的巨觀參數、微觀參數，建立強地動產生區的應力降、破裂速度等參數。接著採用核研所地震模擬軟體，模擬高頻與低頻震波，進行混合法疊加，再繪製地震反應譜、等震度圖，與歷史資料及近期地震動衰減律輸入結果進行比較。在依 Recipe 推導參數過程，考慮不確定性，建立數個可能的評估對象，在藉由震度、反應譜的比較，尋找最佳參數。就此方面結果進行簡報，GRI 專家回饋，認為 Recipe 的程序上相當健全，但在長斷層方面初始考量，應考慮多個破裂段，則可能產生高應力降的結果，將可以修正。

另一方面，則是核研所簡報分離元素法進行地震模擬的成效，採用前述斷層震源參數推導結果，於分離元素法軟體進行輸入，執行地震動態破裂模擬 (Dynamic rupture simulation)，目前核研所已完成模擬技術初期開發，未來規劃增加更多的斷層面參數與材料模式研究，並結合現地斷層材料取樣，室內試驗評估參數模式，持續擴充分離元素法地震模擬的深度與廣度，此方面 GRI 專家，建議可多做一些驗證，探討可解析的頻率範圍。而對於 Diffuse Seismicity 的地震模擬，GRI 認為後續可和核研所持續合作。

三、心得

- (一) 我國用過核子燃料處置計畫目前仍在初期階段，仍需要積極透過許多國外相關研究報告資料研讀、國外實地參訪，累積建立各種知識經驗。本次東亞交流研討會擁有來自各方的專家、學者、研究先進，除台灣、韓國、日本之外，亦有數個美國、瑞典專家參與，在為期兩日的研討會中，能與研究領域相近不同單位的人員行技術交流與討論，實屬難得之經驗。此外一日的參訪行程則是來到了神戶人與防災未來中心，以及淡路島北淡震災紀念公園，兩個以介紹神戶大地震為主的設施。在詳盡的規劃導引路線，以及影音互動展覽等設施下，在此體認到了大地震的可怕，防範的重要性，同時也感受的到中心對於民眾教育教學上的重視。
- (二) 數值分析與觀測及數學模式需互相比較，數值分析是在數學模式的推廣，藉由將處理對象網格化的工作，使得該對象各個部位均能獲得特定條件下的結果。這也是分析者採用數值方法為工具，在該條件下進行觀察研究，因此分析者須能判定數值分析是否合理，而提供信心的另一種方法，應是與觀測結果比較，但須觀測的條件須正確設定，或者是依照數值方可行的參數，進行試驗。而試驗的長期觀測，亦可能改變數學模式，例如材料模式就是最常見的例子，因此分析者對於數值分析、觀測、數學模式均應有所了解，才能做好以數值分析進行預測的工作。
- (三) 福島事故後，放射性廢棄物管理待解決問題為大量廢棄物之減廢、減容，其為經濟性與社會接受度之考驗。國內進入核電廠除役規劃階段，此問題應學習國際上有經驗之處理案例，尋求符合國內環境之解決方法。
- (四) 逐步決策及民眾參與已是放射性廢棄物地層處置場建置奉行的準則，然而如何建立決策準則，以及社會層面問題如何擴大民眾參與討論，是值得努力的方向。

四、建議事項

- (一) 本屆 EAFORM2017 研討會的內容包含各個國家、各個單位、不同核能領域相關的諸多議題，技術交流平台與溝通聯繫管道對於核研所相關計畫的執行極有助益，建議核研所未來應持續參與此一類型的會議。
- (二) 對於數值分析模式須結合數學模式或理論及觀測或試驗結果，才能提供可信賴的預測，建議研究人員應強化各項能力。
- (三) EAFORM2019 將由韓國放射性廢棄物管理單位 KORAD(Korea Radioactive Waste Agency)主辦，擬於 2019 年 11 月底在慶州召開。核研所為協辦單位，建議提早規劃並派員參加大會。可由溝通中學習東亞各國在放射性廢棄物管理技術之長處。
- (四) 日本於 1999 年公布 H12 階段性報告後，至 2010 間高放處置工作推展不順；近年來日本政府召開閣僚會議擬定新策略，並公布地層處置國家科學有望地，以利民眾溝通。相關做法及成果，建議持續關注。

五、附 錄

第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議(EAFORM2017)11 月 27 日議程

| 時間 | 發 表 內 容 |
|-------------|---|
| 08:15-09:00 | 報到 |
| 09:00-09:10 | 開幕致辭 主席：Mitsuo Takeuchi(The 6th EAFORM Organizing Committee) |
| 09:10-09:50 | <p>Plenary Session I (全體大會 I)(20 分鐘 x2)(地點:Hall S) 主題：Status of Radioactive Waste management in Japan(日本放射性廢棄物管理狀況) 主席：Reiko Nunome (NUMO)</p> <p>(1) Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan(日本高放射性廢棄物處置國家科學有望地地圖) Katsumoto Yoshimura(勝本吉村), Director(理事), Technology Office for RWM and Public Relations Office for RWM, METI(日本經產省), Japan</p> <p>(2) How to Integrate Various Research Fields for Reasonable and Reliable Radwaste Management(日本放射性廢棄物管理研究機構各項活動之合理及可靠的整合) Yaohiro Inagaki(稻垣晃弘), Prof. (Kyushu Univ.(九州大學)) and Director(理事), Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment, AESJ, Japan</p> |
| 09:50-11:10 | <p>Plenary Session II (全體大會 II) (20 分鐘 x3) (地點:Hall S) 主題：Status of Radioactive Waste management in Taiwan, Korea, China and USA(台灣、韓國、中國及美國之放射性廢棄物管理狀況) 主席：Reiko Nunome (NUMO)</p> <p>(1) Current Situation of Radioactive Wastes Management in Taiwan(台灣目前的放射性廢棄物管理現況) Ching-Tsuen Huang(黃慶村) (Prof. (National Tsing Hua Univ.(國立清華大學)) and Chairman, Academic Committee on Radwaste Management, CHNS, Taiwan)</p> <p>(2) Status of High-level Radioactive Waste Management Program in Korea(韓國放射性廢棄物管理現況) Joo-Wan Park, Vice President of Radioactive Waste Project Division(放射性廢棄物管理計畫部門副總裁), Korea Radioactive Waste Agency (Korad)(韓國放射性廢棄物管理單位), Korea</p> <p>(3) Recertification of WIPP: From Submittal of the CRA-2014 to an EPA Recertification Decision(WIPP(Waste Isolation Pilot Plant)再換照(Recertification)的審查內容及現況) Todd R. Zeitler (WIPP Performance Assessment Technical Team Lead, Sandia National Laboratories, USA)(美國能源部桑迪亞國家實驗室)</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|---|
| 11:10-11:30 | 休息時間 |
| 11:30-12:50 | <p>Special Session(特別議程)(20 分鐘 x4)(地點:Hall A) 主題：Toward Revitalization of Fukushima(福島如何邁向復興之路) 主席：Motoi Kawanishi (ASANO TAISEIKISO ENGINEERING Co.)</p> <p>(1) Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS(福島一廠核電廠除役策略) Kazuyuki Kato (Managing Director, Technological Strategy Group, Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation)</p> <p>(2) Study on Post-Accident Waste Management Scenarios for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station(事故後核電廠的廢棄物管理情境) Satoshi Yanagihara (Prof. (Univ. of Fukui) and Executive committee member, Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, AESJ)</p> <p>(3) JAEA's R&D for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station(JAEA 針對福島電廠受損機組除役所進行的研發工作) Shinichi Nakayama (Director General, Fukushima Research Institute(福島研究所), JAEA)</p> <p>(4) Distribution of Radionuclides Nearby the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station(福島核電廠附近污染核種分布情形) Terumi Dohi (Assistant Principal Engineer, Fukushima Environmental Safety Center(福島環境安全中心), Fukushima Research Institute(福島研究所), JAEA)</p> |
| 12:50-14:00 | 午餐時間(地點:Hall A、Hall B、Hall C) |
| 14:00-16:05 | <p>Technical Session 1A(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall A) 主題：Radioactive Wastes Treatment: Source Term & Waste Treatment(放射性廢棄物處理：放射性污染之衡量標準及廢棄物處理) 主席：Hitoshi Owada (RWMC)</p> <p>1A-1 High-frequency Melting Technology of Radioactive Metal Waste(放射性金屬廢棄物之高頻熔解技術) Nobutake Horiuchi, Takeshi Nishikawa, Naoto Sasaki and Hirokazu Tanaka</p> <p>1A-2 C-14 Release Behavior and Thermal Decomposition Characteristics of Crud Particles Collected from the Coolant Filter of Commercial PWR(PWR 藉由冷卻劑收集 Crud 粒子之碳-14 釋放行為及熱分解特性) Shintaro Tsuji, Toshikazu Waki, Akira Sakashita and Kenichiro Kino</p> <p>1A-3 Evaluation of Carbon-14 Release from Irradiated Zircaloy Fuel Cladding through a Long-term Static Leaching Test(透過長期過濾試驗之照射銦錫合金包覆之碳-14 評估) Hiroyoshi Ueda, Tomofumi Sakuragi, Naoki Fujii and Hitoshi Owada</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|----|---|
| | <p>Technical Session 1B(25 分鐘 x5、含 Q&A)(地點:Hall B) 主題：Radioactive Wastes Treatment: Source Term & Waste Treatment 主席：Hitoshi Owada (RWMC)</p> <p>1B-1 The Assessments and Comparisons of RASCAL and EPZ Dose on Atmospheric Dispersion and Dose Consequences in Radioactive Material Release Accidents(RASCAL 及 EPZ 對於放射性物質外釋事故之大氣擴散及劑量評估與比較) Shaohsuan Chen, Jongrong Wang, Chunkuan Shih, YuTing Ku, Yu Chiang, ShaoWen Chen and WenSheng Hsu</p> <p>1B-2 Confirmation of Appropriate Operation Condition with Blasting Device(利用爆破裝置確認適當之操作條件) Yuuki Tsuhara, Hirotaka Izuka, Shinro Hirano, Yuji Matsunaga, Yasuhiro Sugahara</p> <p>1B-3 Development of In-situ Radioactivity Inspection System for Radioactive Waste and Decontamination System Using Microalgae(現場放射性廢棄物檢測系統及微藻除污系統) Sujung Min, Dohyung Kim, Woyoung Kim, Sheunghyun Ha, San Chae, Jongman Lee and Unjang Lee</p> <p>1B-4 Rapid Removal of Cesium-137 from Urban Area After the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident(福島核災事故後之迅速於市區移除銫-137) Kazuya Yoshimura</p> <p>1B-5 A Study on the Performance of Flocculating Agent for Radioactively Contaminated Soil by Soil Washing Process(放射性污染土壤使用絮凝洗滌程序之研究) Jong Soon Song and Sun II Kim</p> |
| | <p>Technical Session 1C(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall C) 主題：Radioactive Waste Policies, regulations and Programs-1 主席：Motoi Kawanishi (ASANO TAISEIKISO ENGINEERING Co.)</p> <p>1C-1 Spent Nuclear Fuel Final Disposal Management in Taiwan (台灣用過核子燃料最終處置管理) Allan Lee</p> <p>1C-2 Scientific Basis for Nationwide Screening of Geological Disposal Sites in Japan(日本地質處置場址之有望地科學基礎) Takehiro Matsumoto, Hiromitsu Saegusa, Hideaki Hyodo, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki</p> <p>1C-3 Sensitivity of WIPP Performance Assessment Results to Regulator-prescribed Changes(WIPP 對於監管規定變更之績效評估結果敏感性) Todd R. Zeitler and Brad A. Day</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|--|
| 16:05-16:20 | <p>Technical Session 2A(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall A) 主題：SNF/HLW Disposal-1: Modelling (THMC, etc.) 主席：Shinzo Ueta (MITSUBISHI MATERIALS Co.)</p> <p>2A-1 Geochemical Modeling of Water-rock Interactions in Granitic Rocks, Eastern Taiwan(台灣東部花崗岩之水岩交互作用之地球化學模擬) Yu-Te Chang</p> <p>2A-2 Centrifuge Model Test to Gain Reliability of the Future Prediction in Terms of Long Term THM Processes in Deep Geological Repository(處置場長期熱水力耦合程序採用離心模型試驗獲得未來預測的可靠度) Soshi Nishimoto</p> <p>2A-3 Thermo-hydro-chemical Processes Influence on Buffer Material Degradation in High Level Radioactive Waste Disposal Wen-Sheng Lin, Suu-Yan Liang and Chen-Wuing Liu</p> <p>2A-4 Coupled THMC Processes in Radionuclide Waste Management(放射性廢棄物管理之 THMC 耦合效應) Gour-Tsyh (George) Yeh and Chia-Hsing (Peter) Tsai</p> |
| | <p>Technical Session 2B(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall B) 主題：Decontamination & Decommissioning: Decommissioning-2 主席：Satoshi Yanagihara (Univ. of Fukui)</p> <p>2B-1 Efforts toward Safe, Steady and Efficient Decommissioning(實現安全、穩定及有效率除役之作為) Toyoaki Yamauchi, Satoshi Karigome and Hitoshi Ohata</p> <p>2B-2 Decommissioning Planning for Unit 1 and 2 at Mihama Nuclear Power Plant(美濱核能電廠 1&2 號機組除役計畫) Shinya Kato, Koichi Kamahori, Hiromu Isaka and Shinro Hirano</p> <p>2B-3 Radiation Survey and Waste Inventory Estimation for Decommissioning of Taiwan NPP(台灣核電廠除役之特性調查與廢棄物盤點) Chun-Cheng Lin, Wei-Sin Chen, Jyi-Lan Wu and Shu-Jun Chang</p> |
| | <p>Technical Session 2C(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall C) 主題：Radioactive Waste Management Policies, Regulations and Programs-2 主席：Kenichi Kaku (NUMO)</p> <p>2C-1 Status of Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel Management in Finland(芬蘭放射性廢棄物及用過核子燃料管理之現況) Jari Tuunanen</p> <p>2C-2 Communication Activities through Dialogue in Japanese Geological Disposal Project of High-level Radioactive Waste(高放射性廢棄物地質處置之溝通交流活動) Ayako Araki, Saki Ikeda, Kumiko Ezaki and Kenichi Kaku</p> <p>2C-3 Efforts in the Field of Education for Japanese Geological Disposal</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|--|
| | of High-level Radioactive Waste(日本高放射性廢棄物地質處置於教育領域之作為) Kumiko Ezaki, Kenichi Kaku and Shunsuke Suzuki |
| 16:20-18:00 | 休息時間 |
| 18:00-20:30 | 歡迎晚宴(地點:Hall Naniwa) |

第 6 屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議(EAFORM2017)11 月 28 日議程

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|---|
| 08:30-10:10 | <p>Technical Session 3A(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall A) 主題：SNF/HLW Disposal-2：Safety Case Development-1 主席：Morimasa Naito (JAEA) 3A-1 Overview of the NUMO Safety Case at Pre-siting Stage(NUMO 選址階段之安全案例概述) Tetsuo Fujiyama, Satoru Suzuki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki 3A-2 Geosynthesis of a State-of-the-art Knowledge Base into SDMS in the NUMO Safety Case(NUMO 安全案例之 SDMS 整合最新土工合成材料) Kunio Ota, Hiromitsu Saegusa, Takanori Kunimaru and Saori Yamada 3A-3 Layout Design of Underground Facilities Tailored to SDM in the NUMO Safety Case(NUMO 安全案例之 SDM 地下處置設施配置設計) Takahiro Goto, Yoichi Yamamoto, Satoru Suzuki and Shigeru Kubota 3A-4 Preliminary Study of Pre-closure Safety Assessment in the NUMO Safety Case(NUMO 安全案例之對於封閉前初步安全評估) Kazuhisa Yamashina, Satoru Suzuki and Shigeru Kubota</p> |
| | <p>Technical Session 3B(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall B) 主題：LLW/ILW Disposal-1 主席：Teruyuki Yamada (FEPC) 3B-1 Conceptual Study on Disposal Facility for Waste from Decommissioning of NPPs(核能電廠處置設施除役之概念性研究) Norie Kawahata, Ryoichi Hojo, Takayuki Hamanaka and Takashi Kozawa 3B-2 An Integrated Framework for Simulating Radionuclide Decay Transport of Low-level Radioactive Waste with Tunnel Disposal in Nearshore Environment(模擬近岸運輸低放射性廢棄物衰變之敏感性分析) Chin-Chang Lu, Ming-Hsu Li and Yu-Ru Chen 3B-3 Sensitivity Analysis of Simulating Radionuclide Decay Transport of Low-level Radioactive Waste in Nearshore Environment(模擬低放廢棄物近岸環境中放射性核素衰變輸運的敏感性分析) Yu-Ru Chen, Chin-Chang Lu and Ming-Hsu Li</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|--|
| | <p>Technical Session 3C(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall C) 主題：SNF/HLW Disposal -3 : Barrier Technology (Overpack etc.) 主席：Yoichi Yamamoto (NUMO)</p> <p>3C-1 Seismic Response of Canister in Buffer Material Under Water Invasion Condition by Centrifuge Modeling(運用離心機模擬緩衝材料中廢棄物罐處於浸水情況之地震反應) W.Y. Hung, J.J. Xu, Y.C. Wu and M.H. Hsieh</p> <p>3C-2 Study on the Applicability of Cast Steel Overpack –Evaluation of Casting Defects and Corrosion Resistance Using Full-scale Prototype(鑄鐵適用性研究-鑄造缺陷及腐蝕抵抗之全尺寸模型評估) Yusuke Ogawa, Satoru Suzuki, Kazuhisa Yamashina and Shigeru Kubota</p> <p>3C-3 Structural Integrity Assessment of Disposal Package for Radioactive Waste Failure Assessments for Overpack Using Finite Element Analysis(放射性廢棄物處置容器破壞評估之有限元素分析) Masahiro Kawakubo and Masato Kobayashi</p> <p>3C-4 Stress Analysis for the Canister Under Earthquake Induced Fracture Shear Displacement considering Long-term Creep Effect of Copper Shell(廢棄物罐受地震裂隙錯動影響之數值分析與銅殼長期潛變影響) Yuan-Chieh Wu, Hsi-Ting Lo and Yi-Ren Wang</p> |
| 10:10-10:30 | 休息時間 |
| 10:30-11:45 | <p>Technical Session 4A(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall A) 主題：SNF/HLW Disposal -4 : Safety Case Development-2 主席：Morimasa Naito (JAEA)</p> <p>4A-1 Preliminary Study of Post-closure Safety Assessment in the NUMO Safety Case(NUMO 安全案例之對於封閉後初步安全評估) Keisuke Ishida, Takafumi Hamamoto, Sanae Shibutani, Kiyoshi Fujisaki and Motoyuki Yamada</p> <p>4A-2 Assessment of Sorption and Diffusion in the Rock Matrix in the NUMO Safety Case(NUMO 安全案例之評估岩石基質吸附與擴散) Takafumi Hamamoto, Sanae Shibutani, Keisuke Ishida, Kiyoshi Fujisaki, Motoyuki Yamada and Yukio Tachi</p> <p>4A-3 How Will New Knowledge Be Reflected to the Management of Geological Disposal? Influence of an FEP Not Considered So Far to Some Sub-scenarios(新知識如何回饋至地質處置管理) Koichi Shin</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|--|
| | <p>Technical Session 4B(25 分鐘 x2、含 Q&A)(地點:Hall B) 主題：SNF/HLW Disposal -4 : Safety Case Development-2 主席：Morimasa Naito (JAEA)</p> <p>4B-1 Barrier of Near-surface LILW Disposal Facility in Korea: Hydraulic Model Development(韓國近地表之 LILW 處置設施障壁:水力模型開發) Mi-Jin Kwon, Ki-Jung Kwon and Jin Beak Park</p> <p>4B-2 Numerical Simulation of the Thermal Performance of a Dry Storage Cask for Spent Nuclear Fuel(用過核子燃料以乾式儲存方式之熱反應數值模擬) Chi-Ming Lai, Ron-Horng Chen, Chu-Tsen Liao, Ting-Yi Wang and Heui-Yung Chang</p> <hr/> <p>Technical Session 4C(25 分鐘 x2、含 Q&A)(地點:Hall C) 主題：SNF/HLW Disposal -5 : Site Investigation Technology-1 主席：Hiromitsu Saegusa (NUMO)</p> <p>4C-1 Influence of inherent and Stress-induced Anisotropy of Hydraulic Conductivity on the Groundwater Flow Around a Rock Tunnel(地下水對岩石隧道水力傳導固有異向性與應力引致異向性之影響) Huang-Kuei Chu, Po-Sung Lai and Jia-Jyun Dong</p> <p>4C-2 Data Qualification Methodology in the Literature Survey Stage(文獻調查階段之數據鑑定模式) Saori Yamada, Takanori Kunimaru, Kunio Ota, Stratis Vomvoris and Niels Giroud</p> |
| 11:45-13:00 | 午餐(地點:Hall S) |
| 13:00-14:40 | <p>Technical Session 5A(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall A) 主題：SNF/HLW Disposal -5 : Site Investigation Technology-1 主席：Hiroyuki Tsuchi (SHIMIZU Co.)</p> <p>5A-1 Mizunami Underground Research Laboratory Project - Achievement During Phase I/II and Important Issues for Phase III(Mizunami 地下研究室計畫-第一階段/第二階段成果及第三階段之重要議題) Katsuhiro Hama</p> <p>5A-2 Virtual Reality Geological Modeling for the Horonobe Underground Research Project(幌延町之虛擬實境地質模型地下研究計畫) Takayuki Motoshima, Makito Nago and Yuji Ijiri</p> <p>5A-3 Latest Rock Grouting Technologies Under Sea Water in Nordic Countries and Japan(北歐與日本在海水面以下岩石裂隙灌漿的最新技術) Masakuni Tsuji, Mitsunobu Okihara, Hitoshi Nakashima, Toshinori Sato and Kazuhei Aoyagi</p> <p>5A-4 Strategic and Technical Aspects in RD&D Program Development for HLW Disposal System in Korea(韓國高放射性廢棄物處置系統之 RD&D 計畫開發策略及技術項目)</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|---|
| | <p data-bbox="459 271 1206 304">JeongHyoun Yoon, JeongHwan Lee and SeungHyun Kim</p> <hr/> <p data-bbox="411 387 1182 421">Technical Session 5B(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall B)</p> <p data-bbox="411 427 1225 461">主題：SNF/HLW Disposal -7: Barrier Performance (Buffer-1)</p> <p data-bbox="411 468 863 501">主席：Takamitsu Ishidera (JAEA)</p> <p data-bbox="411 508 1267 584">5B-1 Study on Gas Migration Behavior through Bentonite Buffer Material(膨潤土緩衝材料之氣體遷移行為研究)</p> <p data-bbox="459 591 1275 656">Tomoyuki Shimura, Shinichi Takahashi, Masanobu Nishimura, Kazumasa Koga and Hitoshi Owada</p> <p data-bbox="411 663 1276 739">5B-2 Migration Experiment of Void Air in Buffer Material During Seepage(緩衝材料於滲流過程之孔隙空氣移轉試驗)</p> <p data-bbox="459 745 1377 810">Naohiko Takamoto, Ichizo Kobayashi, Masahiro Kawakubo, Masataka Imai and Tomoko Ishii</p> <p data-bbox="411 817 1350 927">5B-3 Study on Piping and Erosion of Buffer Material During the Re-saturation Period(緩衝材料於再飽和期間之管道運輸及腐蝕研究)</p> <p data-bbox="459 934 1377 999">Takayuki Abe, Ichizo Kobayashi, Masahiro Kawakubo, Masataka Imai and Tomoko Ishii</p> <p data-bbox="411 1005 1362 1122">5B-4 Numerical Analysis of Inflow Control for Quality Management of Buffer Material Using Discrete Fracture Network Model(使用離散裂隙網路模式針對緩衝材料品質管理進行入流量控制的數值分)</p> <p data-bbox="459 1128 1323 1193">Kazuhiko Masumoto, Makoto Nakajima, Hayato Nonaka, Tomoko Ishii, Mayumi Jo, Masataka Imai and Hiroyuki Atsumi</p> <hr/> <p data-bbox="411 1223 1182 1256">Technical Session 5C(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall C)</p> <p data-bbox="411 1263 1353 1296">主題：SNF/HLW Disposal -8 : Nuclear & Disposal Related Technology</p> <p data-bbox="411 1303 852 1337">主席：Tetsuo Fujiyama (NUMO)</p> <p data-bbox="411 1344 1287 1420">5C-1 Development of Wireless Monitoring Systems for Geological Disposal(地質處置之無限監測系統開發)</p> <p data-bbox="459 1426 1340 1536">Kazuhiro Tsubono, Masato Kobayashi, Hiromitsu Yamakawa and Akinori Hasui, Kazuhiko Masumoto, Tomoaki Matsushita, Norihisa Sugahara, Tatsuya Tanaka and Chiaki Nagai</p> <p data-bbox="411 1543 1222 1619">5C-2 Feasibility Study of Ventilation Design for Underground Facilities(地下設施之通風設計可行性研究)</p> <p data-bbox="459 1626 1372 1648">Naoki Katsumata, Ryoji Yahagi, Hiromi Kurosaki and Shigeru Kubota</p> <p data-bbox="411 1655 1362 1771">5C-3 Establishment and Application of Control Room Habitability Methodology for Maanshan Nuclear Power Plant(馬鞍山核電廠控制室適應性方法之建立與應用)</p> <p data-bbox="459 1778 1310 1843">Kai-Chun Yang, Jong-Rong Wang, Hsiung-Chih Chen, Shao-Wen Chen, Chunkuan Shih and Wen-Sheng Hsu</p> |
| 14:40-14:55 | 休息時間 |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|--|
| 14:55-16:35 | <p>Technical Session 6A(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall A) 主題：SNF/HLW Disposal -7: Barrier Performance (Buffer-1) 主席：Takamitsu Ishidera (JAEA)</p> <p>6A-1 International Cooperation Activities of KORAD Including Mid-term and Long-term Strategy of International Cooperation for Radioactive Waste Management(KORAD 對於包括中長期放射性廢棄物管理策略之國際合作活動) Ou Jeong Yoo and Gyeong Hwan Park</p> <p>6A-2 Metadata in Geological Disposal of Radioactive Waste: The RepMet Libraries(放射性廢棄物之地質處置數據: RepMet 文獻) Russell C. Camphouse, Massimo Ciambrella and Kevin McMahon</p> <p>6A-3 Metadata in Geological Disposal of Radioactive Waste: The RepMet Initiative(放射性廢棄物之地質處置數據: RepMet 措施) Massimo Ciambrella, Kevin McMahon and József I. Fekete</p> <p>6A-4 Spent Nuclear Fuel Final Disposal Knowhow, Methodology and Technology Transfer(用過核子燃料之最終處置技術、方法及技術移轉) Magnus Holmqvist</p> |
| | <p>Technical Session 6B(25 分鐘 x4、含 Q&A)(地點:Hall B) 主題：SNF/HLW Disposal -9 : Barrier Performance (Buffer-2) 主席：Masamichi Obata (TOSHIBA Co.)</p> <p>6B-1 Sulfide Corrosion by Sulphate-Reducing Bacteria in MX-80 Bentonites (MX-80 膨潤土中硫酸鹽還原菌所導致的硫化物腐蝕情節) Szu-wei Lee and Ching-Tu Chang</p> <p>6B-2 Adsorption of Uranium(VI) on the MX-80 Bentonite(吸附於 MX-80 膨潤土之鈾(VI)研究) Ying-Chieh Lin Massimo Ciambrella, Kevin McMahon and József I. Fekete</p> <p>6B-3 Am(III)/Nd(III) Interactions with Borate: Experimental Investigations of Nd(OH)₃(micro cr) Solubility in NaCl Solutions in Equilibrium with BORAX(銻(III)/鈮(III)與硼酸鹽之反應: BORAX 與 Nd(OH)₃ 溶液之 NaCl 溶液平衡式之試驗研究) Yongliang Xiong, Leslie Kirkes, Cassie Marrs and Jandi Knox</p> |
| | <p>Technical Session 6C(25 分鐘 x3、含 Q&A)(地點:Hall C) 主題：SNF/HLW Disposal -10 : Site Investigation Technology-2 主席：Soshi Nishimoto (CRIEPI)</p> <p>6C-1 Microbial DNA; A Brand-new Tracer of Groundwater Flow(微生物 DNA ; 創新的地下水流追蹤技術) Ayumi Sugiyama, Kenji Kato, Kazuyo Nagaosa, Tetsuo Ibara, Kazuyoshi Takenobu and Atsunao Marui</p> <p>6C-2 Seismic Analysis for the Deposition Tunnel in Fractured Rock by</p> |

| 時間 | 發表內容 |
|-------------|---|
| | <p>3DEC(運用 3DEC 進行處置隧道之裂隙岩層地震力分析) Meng-Hsiu Hsieh and Yuan-Chieh Wu 6C-3 Groundwater Flow Analysis for Evaluating Factors on Water Inflow to the Facility During the Operation Period(設施運作期間對於進水量評估因素之地下水流分析) Masataka Imai, Minoru Emori, Tomoko Ishii, Masahiro Kawakubo, Kazuhiro Tsubono, Masayoshi Yamaura, Tsuneyuki Maemura and Eiko Sugimoto</p> |
| 16:35-16:45 | 短暫休息時間 |
| 16:45-17:00 | 結幕式 |