

出國報告（出國類別：其他）

參加 2017 亞洲區 FRP 會議暨參訪日本 NFD 與 JAEA 出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：邱琬珺 助理工程師

胥耀華 副研究員

黃尚峯 助理研究員

派赴國家：日本

出國期間：106 年 10 月 17 日~106 年 10 月 26 日

報告日期：106 年 11 月 27 日

摘要

2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會(2017 All Asia FRP Workshop)為美國電力研究所(EPRI)首度舉辦，邀請亞洲區各會員電力公司進行大型交流研討會，會議由 EPRI 團隊主辦，韓國水電與核電公司(KHNP)協辦，與會單位包含美國、台灣、中國、韓國與阿聯等國電力公司及美國之燃料專家。

本次會議議程包含 FRP 燃料可靠度計畫之與會電力公司電廠營運經驗分享及其四個研究領域，分別為 Core-TAC、BWR Issues-TAC、PWR Issues-TAC 及 Regulatory Issues TAC 之最新研究技術、實驗規劃與成果、業界營運議題等。由於其研討議題涵蓋核燃料運轉與管理等領域，且跟電廠營運息息相關，參加此會議可掌握核燃料技術之最新國際資訊與研究現況、國外核電廠最新營運議題及用過核子燃料管理現況，對我國後續用過核子燃料研究規劃與計畫執行有所助益。

會議結束後，應邀前往參訪日本核燃料開發株式會社(NFD)，與 NFD 專家針對熱室檢驗設備技術精進、用過核子燃料貯存行為研究及熱室檢驗方面進行技術交流並洽談後續合作事宜。接著前往日本原子力研究開發機構(JAEA)參訪，交流日本用過核子燃料乾式貯存研究與破損燃料管理方案、鋳合金護套氧化行為等研究成果，並參觀實驗室及洽談後續合作機會

本所為國內唯一具備高放射性實驗室與完整研發能力的核能研究機構，將針對國際核子燃料研發與貯存運送等關鍵議題掌握領先技術，配合規劃相關研究計畫，持續將本所之研究成果投稿國際會議並派員參加，且積極參與國際合作計畫，掌握各國核能產業發展現況及核燃料研發方向並宣傳本所核燃料研究能力，及時提供國內核電安全營運必要的專業協助。

目 錄

一、 目的.....	1
二、 過程.....	2
三、 心得.....	3
四、 建議事項.....	<u>3435</u>
五、 附錄.....	<u>3536</u>
附錄一： 2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會議議程.....	<u>3536</u>
附錄二： NFD 熱室參訪與燃料檢驗經驗及技術交流會議議程.....	<u>3738</u>
附錄三： JAEA 技術交流會議議程.....	<u>3839</u>

一、 目的

2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會(2017 All Asia FRP Workshop)為美國電力研究所(EPRI)首度舉辦，邀請亞洲區各會員電力公司進行大型交流研討會，會議由 EPRI 團隊主辦，韓國水電與核電公司(KHNP)協辦，與會單位美國、台灣、中國、韓國與阿聯等國電力公司及美國之燃料專家與會。

本次會議議程包含 FRP 燃料可靠度計畫之與會電力公司電廠營運經驗分享及其四個研究領域，分別為 Core-TAC、BWR Issues-TAC、PWR Issues-TAC 及 Regulatory Issues TAC 之最新研究技術、實驗規劃與成果、業界營運議題等。由於其研討議題涵蓋核燃料運轉與管理等領域，且跟電廠營運息息相關，參加此會議可掌握核燃料技術之最新國際資訊與研究現況、國外核電廠最新營運議題及用過核子燃料管理現況，參與此會議除可與來自世界各國之核工技術專家及學者交換研究心得，並能蒐集相關之技術資料與發展趨勢，對我國後續用過核子燃料研究規劃與計畫執行有所助益。

會議結束後，應邀前往參訪日本核燃料開發株式會社(NFD)，為精進國內熱室檢驗技術能力且因應後續用過核子燃料貯存行為研究與最終處置前燃料特性驗證等議題，與 NFD 專家針對熱室檢驗設備技術精進、用過核子燃料貯存行為研究及熱室檢驗方面進行技術交流並洽談後續合作事宜。

接著前往日本原子力研究開發機構(JAEA)參訪，交流日本用過核子燃料乾式貯存研究與破損燃料管理方案、鋳合金護套氧化行為等研究成果，並參觀實驗室及洽談後續合作機會。

二、 過程

行程

日期	地點	內容
10月17日	台北→韓國釜山	去程
10月18~20日	韓國釜山	參加「2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會」
10月21日	韓國釜山→ 日本茨城	旅途
10月22日	日本茨城	整理會議內容及準備參訪資料
10月23~24日	日本茨城	參訪日本核燃料開發株式會社(NFD)
10月25日	日本茨城	參訪日本原子力研究開發機構(JAEA)
10月26日	東京→台北	返程

三、心得

以下就本次國外公差之過程與心得摘要敘述如下：

(一) 參加「2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會」

燃料可靠度計畫(Fuel Reliability Program, FRP)為美國電力研究所(EPRI)為提升核燃料爐心運轉績效，達到 Zero Defect 所成立之研究計畫。以往 EPRI FRP 團隊每年會到各會員電力公司進行交流研討會，而於 2017 年度開始改為第一年度舉辦地區性交流研討會，隔年度單獨拜訪各會員國的形式舉辦。

2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會(2017 All Asia FRP Workshop)為本年度亞洲區交流研討會，會議由 EPRI 團隊主辦，韓國水電與核電公司(KHNP)協辦，於 2017 年 10 月 18 日至 10 月 20 日假韓國釜山 Novotel Ambassador 飯店舉行。

本所雖不是 FRP 會員，但台電公司為其會員，且本所多年來協助台電公司進行核燃料營運與績效相關的研發計畫，本次應台電公司與 EPRI 邀請參與 2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會議。

燃料可靠度計畫自 1980~90 年代主要為提升核燃料燃耗之研究、至 2000 年則致力減少燃料破損，期許在 2010 年之前，透過精進核燃料使用效益達到 WANO 期許之 ZERO by TEN (燃料零破損)之目標，雖然此目標未達成，但仍成功地降低美國整體核電廠燃料破損率。近五年來則致力於解決業界在燃料營運上之問題，如 BWR 燃料匣彎曲研究專案、燃料先進材料研發專案。

燃料可靠度計畫研究有五大主軸，分別為燃料材料與設計(Fuel Material and Design)、燃料可靠度與效益(Fuel Reliability and Efficiency)、安全性與耐事故型(Safety and Accident Tolerance)、行為計算模組與模擬(Modeling and Simulation)、管制規範與申照(Regulation and Licensing)。

燃料可靠度計畫 2016~2018 年 研究重點為

- 燃料破損相關導則制定與更新：

- 燃料完整性評估與破損監測導則 (Fuel Integrity Monitoring and Failure Evaluation Handbook)更新：含運轉期間燃料完整性及可靠度之 offgas、水化學、燃料護套表面積垢監測導則。
- 最佳化燃料檢測/風險評估導則(Optimized fuel inspection/risk assessment guidance)
- 設計基準事故之管制規範與燃料安全研究
 - 提供 LOCA 與 RIA 研究技術基礎
 - 規劃相對應的實驗分析與研究(包含燃料碎片 fuel fragmentation、標準測試技術、護套機械特性)
- 先進型核燃料檢驗技術開發與認證(Development and Qualification of Advanced Fuel Inspection Technologies)：用過燃料檢查、控制棒、爐心相關組件之非破壞檢測技術精進與特性研究。

燃料可靠度計畫底下共分為四大研究領域，分別為 Core-TAC、BWR Issues-TAC、PWR Issues-TAC 及 Regulatory Issues TAC，本次會議則是涵蓋四大研究主題之最新研究技術、實驗規劃與成果、業界營運議題等，但由於本次會議內容多為美國電力研究所 FRP 內部資料，非公開文件，故本報告僅針對本所相關研究議題進行分享。

1. 與會電廠經驗分享

(1) 美國 Palo Verde 電廠護套積垢經驗回饋

Palo Verde 電廠隸屬 APS 電力公司，有 3 部 PWR 機組，額定熱功率為 3990 MWt，自 1980 年代末期開始商轉，原商轉執照 40 年均申請執照延長為 60 年，故預計自 2045 年起陸續除役，其運轉週期與我國核能三廠相同為 18 個月。該電廠運轉策略上，新型的燃料或爐心設計均先應用於 2 號機，待確認 2 號機營運無異常之後才會應用至其餘兩部機組。

本次分享之之經驗回饋議題為爐心設計變更對燃料破損之影響，該電廠 2 號機爐心設計在第 9 週期將原先採行之火圈式(rings of fire)，改為火星式(saturn)，

以平衡整個爐心的尖峰因數(peaking factor)分布並減少爐心外圍中子洩漏(leaking)，然在第 9 週期末發生燃料受損，共有 10 支運轉一週期之燃料棒(分布於不同燃料束)發生積垢引發局部腐蝕 (CILC, crud induced localized corrosion)導致護套破損。

評估其燃料受損肇因，可能原因有三點：

- 1) 土星式造成燃料護套表面積垢(crud)分布預測分析程式對與預測高功率區燃料誤差較大
- 2) 週期初發生跳機急停，燃料積垢重新溶於爐水後再次啟動時重新分布，因急停後重新啟動，功率再次集中於燃料頂部，造成比原本運轉時更多積垢附於頂部之燃料表面，對於積垢引發功率偏移之現象 CIPS (crud induce power shift)亦有不利影響。
- 3) 機組於週期中停機(MOC)完成設備檢修後再啟動，殘留在積垢間的硼酸結晶再度溶解，啟動後硼酸結晶重新分佈在燃料上半部之積垢，造成 CIPS 現象較為嚴重。

綜合以上，除使用的積垢預測分析程式未能準確計算高功率區燃料有額外的積垢分布，主要肇因應來自土星式爐心設計，故在第 10 週期將爐心設計改回火圈式，並持續對每週期爐心熱水力參數做特性分析，發展新的燃料晶格(lattice)設計以改善爐心高功率區的熱水力參數，增加安全餘裕。

(2) 韓國 KHNP 電力公司 AOA 經驗回饋

韓國目前共有 24 部 PWR 機組運轉中，5 部興建中，4 部規劃興建中。2009~2016 年之燃料受損經驗以爐屑磨損(debris fret)居多，約佔 5 成，其餘則為燃料棒格架磨損(Grid to rod fretting, GTRF)及製造瑕疵，無燃料表面積垢引發腐蝕造成護套洩漏之肇因。

功率運轉時，PWR 反應器爐水中所含的管路腐蝕產物 Ni 及 Fe 釋放，而燃

料棒表面的次冷沸騰(Sub-cooled boiling) 效應而在燃料棒表面產生一層鬆散之積垢。因為燃料上半部溫度高，次冷沸騰較燃料底部旺盛，所以燃料頂部的積垢會較燃料底部厚，而積垢越厚的地方因水的接觸面積減少使得燃料出力較低，且積垢間隙(crud impedance)易吸引硼酸結晶堆積，因此 AOA (Axial Offset Anomaly) 發生時爐心軸向功率大多偏向負值，即為積垢引發功率偏移之現象，嚴重的話會導致積垢引發局部腐蝕之燃料受損。

韓國水力與核能電力公司在爐心與燃料營運上，明定 AOA 偏差應控制於-3% 餘裕內，而針對積垢所引發的功率偏移問題，KHNP 也曾採取超音波清洗燃料(Ultrasonic fuel cleaning, UFC)、飼水加鋅(Zn)，或在下一週期填換較多新燃料(退出較多用過燃料)等方式進行改善。KHNP 分享幾個較為嚴重的 AOA 案例如下：

- 1) OPR1000 機組：該機組於第 10 週期末大修期間進行蒸汽產生器(S/G)，下一週期(CY11)考量新蒸汽產生器管壁經沖蝕產生許多鎳離子，會有較多積垢生成，且鎳離子化合物形成的積垢密度較高，因此透過爐心佈局設計的改善去減少燃料表面之次冷態沸騰區域。該週期末發生 AOA 問題，而在第 12 週期因進行機組功率提升，使燃料表面次冷沸騰區大幅增加，加上先前累積在爐水中的積垢，使積垢引發功率偏移情況惡化，AOA 達-10.17%，後續改善採取 75%功率降載運轉至週期末，目前該機組前仍為停機中。
- 2) 西屋公司三迴路 PWR 機組：因前週期末大修進行蒸汽產生器更換，沖蝕造成較多鎳離子積垢，雖於此週期則利用爐心佈局設計的調整，去減少燃料表面次冷沸騰發生的區域，但 AOA 仍達到-5%。

該公司針對 AOA 所提出的解決方案為每週期進行 AOA 風險評估分析(CIPS guideline)，若下一週期預計進行功率提升、飼水加鋅(Zn)、蒸汽產生器更換、燃料設計變更、運轉週期延長時，則先行擬定 AOA 預防策略，並利用 EPRI 開發之 EPRI 發行之積垢預測分析程式 BOA(Boron-induced Offset Anomaly)進行全週期(CY N)之 CIPS 風險評估。

2. Core-TAC 研究議題分享

(1) 掃描式渦電流非破壞檢測技術(F-SECT)

渦電流非破壞檢測技術主要應用於燃料棒氧化膜厚度量測及探傷之用，EPRI 則是提出利用掃描式渦電流(頻率範圍 400kHz~8MHz)進行燃料護套內氫含量量測技術，目前已成功藉由剩餘之金屬層厚度，並利用測出之材料電導係數推測氫含量之測試作業。但在測試過程中亦發現導電度與氫含量的測量值會因積垢的鐵磁性成分造成誤差。

目前 FRP 計畫針對 F-SECT 技術開發與精進方面有多項研究專案執行中，包含：

- (1) BWR 燃料組件氫含量測量：樣本包含西班牙 Confronts 電廠之燃料匣與控制棒、德國 Gundremmingen 電廠之 Atrium-10B(Zr-2 水棒)&美國 Browns Ferry 電廠之 Atrium-10A(Zr-4 水棒)。
- (2) BWR 燃料棒護套氫含量軸向分布測量技術開發
- (3) 渦電流量測之鐵磁性飽和補償(Magnetic Saturation)技術開發：減少氫含量測量誤差之補償方法
- (4) PWR 燃料及組件材料之含氫量量測技術開發

其中針對燃料積垢中鐵磁性之影響部分，EPRI 與美國國家實驗室合作共同開發利用外加磁場使積垢中的鐵磁性達到飽和的方式來減低量測誤差，其原理是利用鐵磁性積垢的均勻分佈和累積，將燃料棒底下外加電磁線圈(Magnetic Coil)，形成磁場來吸附燃料棒表面的鐵磁性積垢，找出其飽和含量，再對 F-SECT 量測結果做補償。然而此飽和補償設備仍有多項難關需克服，第一，因燃料池水的工作溫度太低不利電磁線圈之運作，故無法與燃料池邊使用；第二則為如何控制適當的電磁線圈強度，產生足夠的外加磁場卻不會過度加熱燃料棒。另一個值得注意的點是鐵磁性積垢多在沸騰表面下生成，而 PWR 燃料僅上部燃料有次冷態沸騰，燃料護套表面積垢多為鎳基化合物(Ni-base)，較無鐵磁性材料，故無需進行

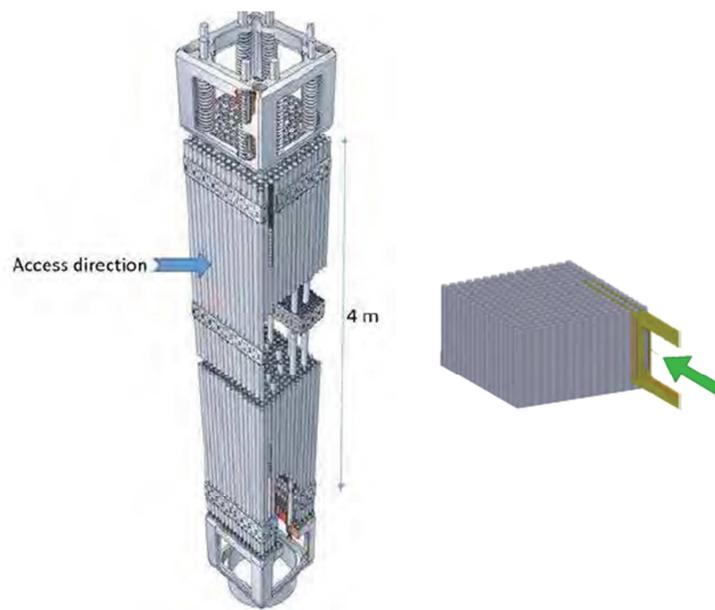
鐵磁性飽和校正。

(2) 導波式超音波檢測技術(Guided Ultrasonic Wave)

由於燃料護套發生破損之後，水會從穿孔部分進入燃料棒內，而傳統的超音波檢測燃料棒破損的方式即是利用超音波在不同介質傳遞的速度不同，將探頭由燃料束側面間隙伸入後，量測燃料束軸向高度的某一截面，探測燃料棒內部是否有水(量測到的波型會改變)來推測燃料棒是否有破損。然而由於燃料設計的改善，燃料受損肇因現在多為爐屑磨損，而部分爐屑磨損造成的初始破口多為非常小的穿孔或裂縫，自破口滲入燃料棒內部的水氣量很少，傳統超音波方式偵測會出現誤差。

而導波式超音波(Guided Ultrasonic Wave)具有靈敏度高、速度比傳統渦電流檢測快速的特性，EPRI 過去曾有多次利用導波式超音波檢測設備進行燃料池邊受損燃料檢測經驗，該設備可由燃料棒上方產生 torsional guided waves 傳至燃料棒底部，可 100% 檢測所有燃料棒，由於格架會對 guided UT wave 造成影響，故在格架附近範圍僅能檢測到約 75% 的穿孔或更大的缺陷，而在格架區之外的區域則是可檢測到 100% 穿孔或其他缺陷。此設備有一個缺點是在進行檢測之前需先移除 BWR 燃料束的上繫板或 PWR 燃料束的上端板，會增加操作時間與困難性。

EPRI 目前正著手 Side Couple Guided Wave UT 檢測技術與設備開發，其原理是從燃料束側面將 GW 探針由一排排燃料棒的縫隙間穿入做檢測，並可上下移動，除可應用於 BWR/PWR 的 4 面型(4-Phase)燃料型態外，亦可應用於 CANDU/VVER 等非 4 面型燃料。此檢測技術需要移除 BWR 燃料束之燃料匣，但可減少上方檢測時移除上繫板/上端板的作業。探針設計則希望能夠檢測出 0.005 吋大小之缺陷。



後續工作規畫方面，目前 EPRI 已完成 5 個 Zr-2 模擬套管(外徑:0.4 吋, 厚度:0.035 吋)，將對此模擬套管填充不同材質之鬆散材料，進行量測，比較有無填充物的雜訊比，來找出模擬燃料丸狀態對訊號之影響。另一方面，將進行檢測能力測試，確認格架檢測範圍，辨析燃料棒與格架的缺陷。

(3) SHIZAM (Study of Hydrogen Impacts in Zirconium Alloy Materials)專案計畫

SHIZAM 專案計畫 2016 年成立，主要進行鋯合金的氫含量影響研究。除了 FRP 計畫之外，EPRI 底下的核燃料工業研究計畫(Nuclear Fuel Industry Research, NFIR)與用過核子燃料與高放射廢棄物計畫 (Used Fuel High Level Waste, UFHLW)兩項計畫亦有參與，並且廣邀國際合作，目前此專案計畫中，針對 Mechanistic Modeling 就有超過 6 個研究項目，針對實驗資料方面就有超過 10 個研究項目，內容包含

- LOCA(冷卻水喪失)事故
- RIA(反應度突增)事故
- 地震事件
- BWR 燃料匣彎曲

- PWR 燃料束彎曲
- 氫脆或吸氫造成材料脆化
- 二次劣化
- 乾貯運送與儲存期間

燃料鋯合金護套吸氫量並非單一因素影響，雖然氫含量之影響研究已持續幾十年，但考慮目前燃料設計、運轉、爐心設計、燃耗、貯存環境及後續管理方案等因素，仍有許多需進一步了解氫化物對鋯合金影響之現象，如下

- 腐蝕 Corrosion
- 吸氫量
 - 對不同型號合金的影響
- 氫原子擴散, 遷移及析出
- 增強腐蝕 (環狀)
- 機械特性之挑戰 (強度, 延展性)
- 尺寸方面之挑戰
 - 潛變; H-Assisted 照射成長
- 氫化物脆化
- 水化學影響
- 氫化物方位重排 (應力, 溫度)
- 氫化物重新分布 (熱梯度與應力梯度)
 - Oxide spallation, delamination, peeling and blistering
- 延遲氫化龜裂 (Delayed Hydride Cracking)

(4) 燃料完整性評估與破損監測導則更新(Fuel Integrity Monitoring and Failure Evaluation)

燃料完整性評估與破損監測導則已經歷 3 次改版，本次改版將有多次改變，首先是將原本集合為一冊之 BWR 與 PWR 燃料部分拆開為兩冊，其中 BWR 預計

2017 年完成，PWR 預計 2018 年完成。其餘改變包含簡化背景資料，將間接佐證資料移至附錄；更新描述方式來強化不同受損燃料特性之整合；重新強調 Isotope slope 是評估燃料破損更一致的做法，特別是對於微小的破損方面；對於分裂氣體釋出機制新版內有更多的描述；最後是由於 Noble gas fission yield 與燃耗相關，故提出用 Noble Gases 來檢測受損燃料燃耗的新方法。

另外對於燃料完整性評估判斷方面，目前電廠多採用燃料完整性參數(FRI)，但 FRI 缺點是數值變化大，若前一週期有發生燃料破損，背景值較高，可能會造成即使沒有燃料受損，但 FRI 仍超過 WANO 的 300 基準值的可能性。後來有另一種判斷參數為 Xenon Ratio，此值為 Xe-138/Xe-133 的比值，判斷較為準確，若 $Xe_{138}/Xe_{133} < 100$ ，則可推斷有燃料受損發生。最後一個則是 Isotope slope，係以 6 種分裂氣體 normalized 後活度 $A/Y\lambda$ 之 log 對數，對應其 λ 作圖之斜率(Y : fission yield、 λ : 衰變常數)，判斷準則是當斜率 < -0.1 ，可能發生破損；斜率 < -0.2 ，確定發生破損，此判斷參數的計算較為困難，但準確性高。

3. BWR Issues TAC

B-TAC 主要是執行 BWR 燃料相關之研究計畫，了解目前發生之燃料破損肇因，避免重複發生，並主動維持無破損之 BWR 運轉方式。

(1) CRB 控制棒完整性議題

控制棒葉片完整性議題目前為 B-TAC 最重要的研究項目，相關研究也最多。目前 BWR 控制棒主要由兩家公司製作生產，西屋 W.H 發展的型式為 CR 系列，最新行為 CR99，奇異公司(GE)發展的型式為 D 系列、馬拉松、OEM (Original Equipment Manufacturing, 最舊型)、Ultra(最新型)。其中 OEM 發生破裂流失的紀錄，多發生在控制棒尖端(TIP)的高燃耗區域，但我國電廠未採用此型設計。

而美國 Dresden 電廠曾發生過兩起 OEM 型控制棒把手曾發生斷裂事件，1982 年是使用超過 20 年之 OEM 於大修控制棒挪移期間發生斷裂，2012 年則是將已退出之 OEM 由貯存格吊出時發生把手斷裂。目前規劃執行肇因分析，比較完整

未照射的 OEM 控制棒把手焊道結構與經照射後斷裂的樣本間其差異為何，熱室檢驗工作將由美國 Oak Ridge 國家實驗室進行。

控制棒 depletion 監控方面，目前國際作法分為三部分，第一是利用程式計算並預測控制棒各節點(node)與節段(segment)燃耗，各燃料廠家/研究單位/電力公司均有開發相關程式，如 AREVA 公司的 MB2 程式、GEH 公司的 PANCEA 程式、WH Sweden, WSE 公司的 POLCA 程式、瑞典 Studsvik 公司的 Simulate 程式、EPRI 的 MCNP 程式；第二則是於大修期間進行池邊目視或非破壞檢驗工作；第三則是利用運轉期間抽插棒與功率、反應度等中子變化觀察配合爐水硼濃度的監測，來判定是否有控制棒劣化導致硼流失的問題。

而池邊非破壞檢測技術開發方面，EPRI 已完成 X-ray 檢驗控制棒葉片完整性之技術發展，可用於水下 100 呎，於 2017 年完成池邊測試，預計於 2019 年實際應用於西班牙 Confentes 電廠的池邊檢驗工作。

(2) 燃料護套陰影腐蝕議題探討

目前 BWR 燃料廠家所開發之新型燃料設計多採用英高鎳(Inconel)格架，英高鎳具有高強度的特性，所以格架尺寸可以設計較鋳合金格架小，然而英高鎳與鋳合金燃料護套的陰影腐蝕卻已造成德國 KKL 護套破損及瑞典 Vattenfall 電廠多處厚氧化層剝落等情況，美國 Brunswick 電廠也有發生 Atrium-10XM 陰影腐蝕現象，雖沒有歐洲電廠來的嚴重，沒有明顯可見之厚的氧化層剝落問題，但格架處仍可見片狀氧化層。因此，美國 Brunswick 電廠將進行格架材質導致護套表面陰影腐蝕的厚度量測。

陰影腐蝕發生的主要肇因為英高鎳與鋳合金之電位差(ECP)，故 EPRI 建議了幾項改善方案，包含

- 英高鎳表面鍍膜：鍍一層與鋳合金 ECP 接近的金屬來改善，現正進行實驗用反應器的測試環路中
- 格架設計改善：減少接觸面積但避免 rod fretting

- 改善護套材質的熱傳和抗腐蝕強度

4. FALCON 訓練課程

FALCON (Fuel Analysis and Licensing Code - New)程式由美國電力研究所委託開發，其前身為 ESCORE 與 FREY，兩者分別應用於單根核燃料棒穩態(Steady State)與暫態(Transient State)之行為，供各個電力公司建立獨立之核燃料分析能力。

FALCON 程式包含了目前市面上最重要的燃料丸與護套照射後行為分析模組及最新的 UO₂ 與鋳合金材料特性，上述材料特性或行為模式主要來源有：原 ESCORE 程式所使用、MATPRO-11、相關公開文獻、EPRI 旗下之 NFIR 計畫（核燃料工業研究計畫）針對特定議題之研究成果等，尤其是後者為本程式之主要特色之一。

FALCON 程式應用範圍包含：穩態與暫態分析、高燃耗反應度引發事故(RIA)事件分析、爐心冷卻水流失事故(LOCA)分析、燃料丸護套交互作用(PCI)及用過核子燃料長期貯存行為分析。其中用過核子燃料貯存方面，FALCON 開發團隊目前僅處於收集相關資料，但尚未整合至程式中，因用過核子燃料在貯存期間之環境及行為與爐心運轉時不同，應須先了解燃料棒在乾燥與貯存過程中之護套氫含量方位重排影響、貯存意外事故與長期貯存等相關燃料行為，方能進程式整合工作。

FALCON 可提供 FRP 會員執行下列分析之技術來源：

- 維持獨立核燃料績效分析能力
- 平行驗證燃料廠家之預測報告
- 協助開發後續燃料監測計畫
- 利用最佳預測模組進行核燃料績效訓練
- 評估替代 loading patterns
- 比較在週期運轉中提升功率所採用之不同設計/運轉選項
- 評估非預期之特殊要點及議題，例如燃料丸品質、燃料丸製造公差等規範
- 評估功率升降載 ramp rate 對護套 PCI 之影響
- 評估管制單位針對 LOCA 與 RIA 之新接受標準

➤ 執行破損燃料肇因分析

目前國際上應用 FALCON 進行核燃料分析的電力公司如下

- Exelon 電力公司：委託 Anatech 公司協助於每個運轉周期初，挑選幾根較具代表性的燃料棒，應用 FALCON 內建的 R-Z 與 R- θ 模式進行燃料丸缺角之應力餘裕分析(MPS-PCI stress margin)，確保具燃料丸缺角之燃料棒運轉安全。目前該公司已與西屋公司合作採用 Zirlo 護套之材料機械特性，後續則將導入 Optimized Zirlo 材料特性。
- KKL 電廠：規劃將 FALCON 安裝於該電廠之分析主機，該主機已安裝 BOA 程式(PWR 爐心積垢分析程式)，期望能夠快速便利的計算燃料棒運轉特性，並用來確認廠家之報告，目前仍在積極討論整合方式，但初估至少需要兩年以上的時間。
- Duke 電力公司：調查是否可以將 FALCON 應用於延役申請時所需之安全分析，計算燃料之熔點溫度，然而由於各個燃料廠家之護套與組件材料特性將具有獨特性且為機密數據，經調查之後發現分析每一種燃料廠家數據困難度太高，故 Duke 公司限規劃僅採用 FALCON 內含之通用護套材料特性進行分析。
- 台電公司：10 年前本所曾協助台電公司使用 FALCON 程式進行破損燃料肇因分析。

台電公司於 2006 年曾委託核研所進行電廠破損燃料熱室檢驗與肇因分析工作，當時核研所採用 EPRI 新發布之 FALCON Mod1 試用版程式進行破損燃料棒爐心運轉行為模擬運跑分析，而本次訓練課程所採用版本為 FALCON V1.3.1，兩者最大的差距是試用版 Mod1 之輸入與輸入檔皆為文字檔，使用者必須自行鍵入所需的參數資料與擷取所需的運跑結果繪圖，新版本 V1.3.1 除了加強前處理及後處理能力，提供圖形使用者界面(GUI)、計算結果之圖形輸出能力、有限元素分析可視化，並針對燃料丸護套交互作用(PCI)部分新增燃料丸缺角模擬分析能力，使用者可以依照廠家之燃料丸缺角接收標準，搭配電廠規劃或實際之運轉歷程，藉以評估是否有發生非典型 PCI 破損之可能性。

訓練課程首先進行 FALCON 程式簡介，描述其理論與數值分析基礎，最後簡單說明程式架構與運跑方式。FALCON 程式先依據使用者建立之輸入檔，進行前處理作業，接著於每一個時間間距(Time Step) 依序進行下列分析：分析模式(Models)執行(含熱分析：冷卻水流、燃料丸與護套間距、護套與燃料丸溫度；變形分析：含應力與應變)、分裂氣體釋出、燃料棒內壓計算、護套氧化層增長；然後按指定之運轉條件進行下一個時間間距之迴路分析。分析完成後則進入後處理，最後依照使用者指定項目提供輸出。就一個燃料行為分析程式而言，這是很常見的作法，對每一個時間間距的分析作業依序為：(1) 依據運轉條件進行熱分析，(2) 更新熱效應後之邊界條件，(3) 進行機械分析並建立燃料棒各組件(有限元素)之受力狀態。

程式分析時需要用到許多不同的模組(Models)，FALCON 程式內關於 UO₂ 材料/行為模組就多達 15 個，鋁合金材料/行為模組有 15 個，燃料丸與護套間隔(Gap)材料/行為模組則有 5 個，由於多數模組具有選擇性，因此使用者必須依靠經驗來做取捨。若屬於初學者或不是很了解彼此之間的差異，建議先參照程式內建數值進行燃料分析，待累積足夠之經驗值後再進行調整。

訓練課程共進行三次的實機範例運跑練習，第一個練習為 PWR 燃料穩態 R-Z(軸對稱座標)分析，此練習最主要的目的是讓使用者了解 FALCON 運跑的操作畫面與步驟，由於新版程式為圖形化介面，使用者鍵入資料更為清楚便利，然程式愈容易上手，使用者愈容易疏忽物理意義，因而可能造成錯誤的判斷，故運跑時更應留意各項輸入資料與參數之細節。FALCON 程式中燃料棒運轉功率歷史(Rod power history)、軸向功率分佈歷史(Axial power shape history)、結束時間(End time)與分析時間間距等資料，使用者可於程式頁面中鍵入資料或匯入對應格式之文字檔。

確認輸入檔各項資料無誤後，只需簡單選擇運跑頁面上的”Run”選項，鍵入輸出檔名稱與路徑即可進行分析運跑。使用者透過圖形化介面，檢視各項標準的計算分析結果，選取所需的資料進行繪圖比對，轉換分析結果單位，並將分析結果圖表匯出。

第二個練習則是將第一個練習案例，修改其中的爐心中子通量數值再度運跑分析，

利用 FALCON_post 指令介面(Command line interface, CLI) 比較分析兩者計算結果， “Comparison” 指令可提供兩個分析案例中任一參數之差異值， “Plot” 指令則可擷取兩個或以上分析案例之參數資料繪製於同一圖表中，並匯出對應數值。以往燃料行為分析人員在進行敏感度分析或多個案例分析時，須先開啟各案例之輸出檔，再從中選取所必要較之參數計算結果，鍵入 Excel 或數值分析軟體進行繪圖比較，除耗時外，也容易出現人為疏失。新版 FALCON_post CLI 介面則可透過批次處理指令，將不同案例分析結果擷取並繪圖，使用者只要熟悉處理指令代表意義與輸入模式，可更加簡易的比對不同分析案例，對於燃料爐心運轉中之設計評估、升降載功率變化評估、或各項參數之敏感度分析等皆有助益。

第三個練習為 PCI Margin 分析，首先選取第一個案例之最高護套內部環向應力節點，選取畫面中之 “Generate PCI R-Theta Case” 選項，即可自動產生 PCI R- θ 分析案例。FALCON R- θ 分析另一項特點是使用者可透過輸入畫面鍵入燃料丸缺角(Missing Pellet Surface, MPS)尺寸，進行 MPS 情況之護套應力分析，此功能讓使用者可簡易的評估廠家製造程序之 MPS 接收標準是否能提供足夠的 PCI 餘裕。其中值得注意的是若為完整燃料丸 R- θ 分析，燃料丸有限元素網目(Mesh)為 22.5 度，若為 MPS R- θ 分析，燃料丸有限元素網目則為 90 度，即假設 MPS 為左右對稱之情況。以第三個練習之運跑案例結果進行分析，此 PWR 燃料棒在運轉兩個週期情況下，參照 2008 年 EPRI 所發布之 PCI Guidelines 內，Zr-4 護套 PWR 燃料棒之應力 threshold 值(400MPa)，最高應力節點之燃料丸若無 MPS 情況，應無燃料 PCI 破損之疑慮，但若內部有 66.4 mils 的燃料丸缺角，則有發生 PCI 破損之疑慮。

FALCON 程式由於整合 R-Z 分析與 R- θ 分析功能，對於 PCI 餘裕分析可提供完整之分析驗證工具。在美國，下述情況下之核燃料爐心運轉之 PCI 餘裕分析通常由電廠執行，而非燃料廠家。PCI 餘裕分析亦可應用於評估設備更新之大修或新燃料設計對於 PCI 餘裕之影響

- 爐心燃料更換後起爐
- 停機後重新啟動

- 自低功率運轉回復至高功率運轉
- 功率運轉(Load follow)

FALCON 程式應用於 PCI 餘裕分析方法論中，可確認高危險群之燃料棒，在預期的爐心功率運轉下不會發生燃料破損，分析步驟如下：

- 在爐心中透過下列篩選準則(Screening Criteria)找出可能較高應力或破損機率較高之燃料棒，篩選準則包含：(1) 上一週期末到此週期初相對大功率變化之燃料束；(2) 相對大的燃料束功率梯度變化；(3) 上一週期末到此週期初相對大的軸向功率變化(低 LHGR 到高 LHGR)；(4) 自延長低功率運轉(Extended low power operation, ELPO)在重新啟動時處於相對高功率的燃料棒
- 依據爐心功率分析輸出結果，建立燃料棒功率運轉歷史資料
- 進行全長燃料棒 R-Z 模式運跑分析，運跑結果可得到最高應力節點
- 選取最高應力節點進行 R- θ 分析（傳統 PCI 與/或 MPS 分析）
- 透過破損準則來評估護套破損潛在機率，若已超過破損準則，提供改善措施。

FALCON 程式中提供兩種燃料破損準則來評估燃料破損的可能性，第一個為累積護套損害指標(Cumulative Damage Index, CDI)，當持續處於某一種應力狀態時，產生損害累積效應；應力愈大，破損就越快發生，當 CDI=0.477 時大約有 1%破損機率；第二個則為應變能密度(Strain Energy Density, SED)理論，這個方法對經過照射的銦合金護套特別適合，因為它可能發生延性破裂、脆性破裂、也有可能是兩者的組合。由於護套的臨界應變能密度(Critical Strain Energy Density, CSED 來自照設過材料的機械測試，而各種可能影響因素，譬如溫度、快中子通率、氫含量、氫化物分佈等，皆已隱含在測試數據中，因此 CSED 之應用有其優勢。

未來將透過與台電公司計畫合作的方式取得新版 FALCON 程式執行檔，可應用於國內核子燃料運轉與後續管理營運評估。

5. KHNP 公司古里（Kori）核電廠參訪

該廠擁有韓國首座的核電機組古里（Kori）1 號反應爐，其與我國核一廠建廠時間相近，目前已停爐將進行除役。參訪人員中有大批阿拉伯聯合大公國人員，經了解得知，韓國於 2009 年贏得阿拉伯聯合大公國一份價值 200 億美元、4 座輕水型反應爐（LWR）核電廠建設合約，將負責進行建廠、營運與人員訓練等業務。

韓國自 1987 年與當時的美國燃燒工程公司（CE）達成核電技術轉讓協議，正式開始發展壓水式核電技術。1997 年韓國電力公司和西屋電氣繼續簽訂了技術使用許可協議。在此期間，韓國繼續開發自主化核電技術，並設計出「韓國標準核電廠（KSNP-OPR1000）」，已符合美國先進輕水式核反應器設計要求，實現韓國標準化核電廠 KSNP（KSNP+）的國產化目標。並進一步培育研究和創新能力開發韓國新一代的 APR1400（ABB-CE System80+的改進型），業已成功晉升為世界第 6 個核電技術出口國家。



(二) 參訪日本核燃料開發株式會社

日本核燃料開發株式會社(NFD)由東芝(Toshiba)與日立(Hitachi)共同出資成立的公司，專門針對核能電廠所使用的核燃料或反應器結構材料進行研究開發，其主要業務包含：核燃料的研究、開發；用過核燃料的檢驗與測試技術開發；照射過材料的特性研究；放射性核種的分析；利用放射性物質運輸容器執行相關業務。

本次參訪主要目的是因應國內電廠運轉與除役需求，高放射性實驗室（俗稱熱室）之存在是不可或缺的，為精進國內熱室檢驗技術能力且因應明年用過核子燃料貯存行為研究與最終處置前燃料特性驗證等議題，本次公差特別赴 NFD 進行熱室實際參訪與燃料檢驗經驗及技術交流，並洽談洽談後續國際合作可能性。會議議程如附錄，內容包含：

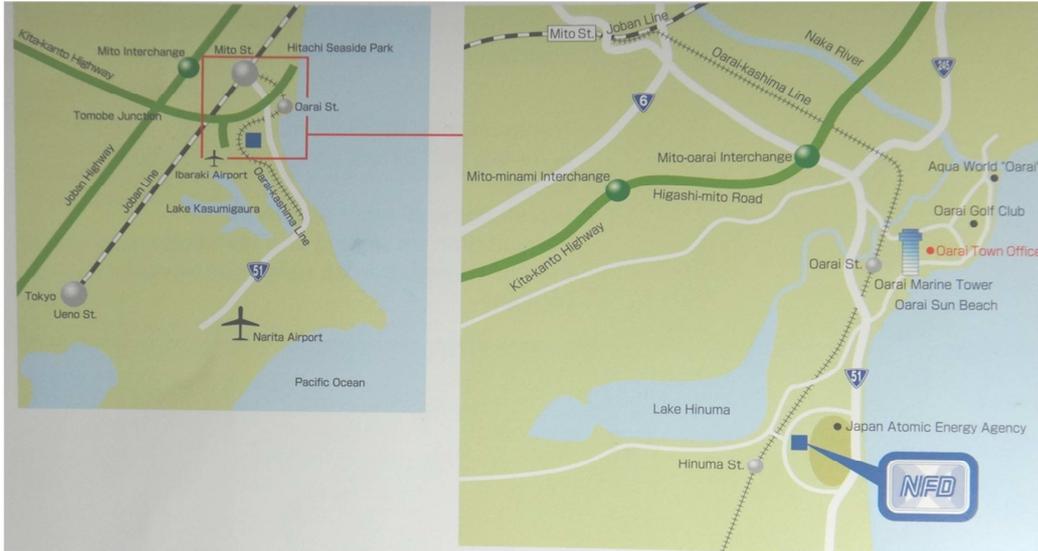
- NFD 熱室參觀(包含水池與運輸罐貯存處)
- 各檢驗技術專題討論
- 核研所未來熱室工作規畫與合作討論
- 核研所破損燃料熱室檢驗經驗分享

1. NFD 熱室設施簡介

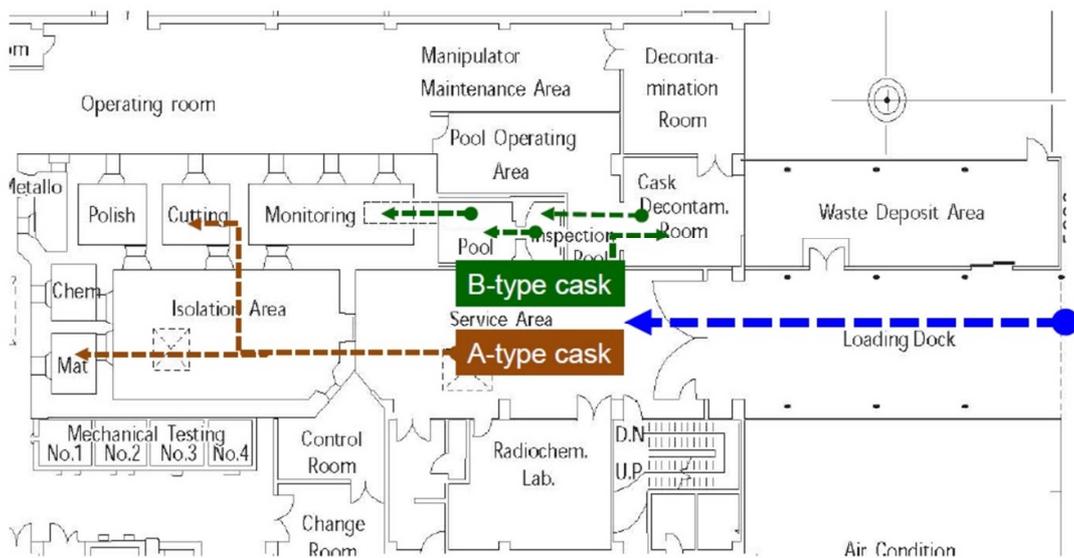
參訪 Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd. (NFD) 之熱室外觀如圖，其位於日本關東北部的茨城縣，鄰近縣首府水戶市，



交通路線如圖。茨城縣北臨福島縣、東濱太平洋，附近除了 NFD 外，亦有 JAEA(Japan Atomic Energy Agency)之材料測試反應爐(JMTR, Japan Material Testing Reactor)與熱室等，為核能工業研發重鎮。

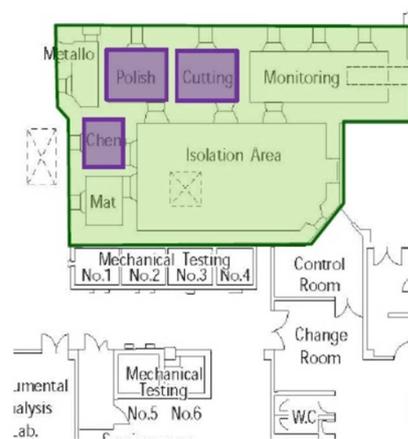


NFD 熱室主要設施有 6 間鐵質屏蔽熱室、6 間水泥屏蔽熱室與 1 座燃料水池，如圖示。用過核子燃料束採用乙(U)型包件(B-type cask)運至核燃料水池；而放射性試樣則以甲型包件(A-type cask) 運進水泥屏蔽熱室後，再轉送至各個水泥或鐵屏蔽熱室執行檢驗。



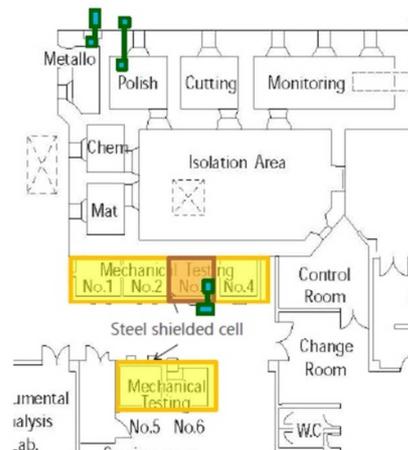
水泥屏蔽熱室主要功能包括各種非破壞性檢驗、破壞性試驗、金相製作檢驗、試樣切割與試件加工等作業、詳細項目如下圖示。

Cell	Main equipment
Monitoring cell	Profilo meter (Fuel pin driving machine) Pin puncturing device Welding machine
Cutting cell	Fuel rod cutter Universal cutter Periscope
Polishing cell	Rotary disc polisher Electric etching device Optical microscope
Metallography cell	Scanning electron microscope Optical microscope Micro-hardness tester
Chemistry cell	Chemical equipment Milling machine
Material cell	Tensile machine (Fatigue , fracture toughness)



鐵屏蔽熱室主要用途則是執行放射性材料試樣之各類機械性質測試，包括拉伸 (Tensile)、衝擊(Impact)、迸裂(Burst)、潛變(Creep) 與微結構光學顯微鏡檢驗等如下圖。其中綠色穿牆圖案代表光學顯微鏡裝置，可供微結構金相檢驗與微硬度量測。

Cell	Main Equipment
Steel shielded cell No.1	Burst test machines (Liquid type, gas type)
Steel shielded cell No.2	Creep teste machine (Electric furnace)
Steel shielded cell No.3	Optical microscope Digital microscope
Steel shielded cell No.4	Charpy Impact test machine
Steel shielded cell No.5	Slow strain rate test machine
Steel shielded cell No.6	Uniaxial constant load test machine



2. NFD 熱室維護作法

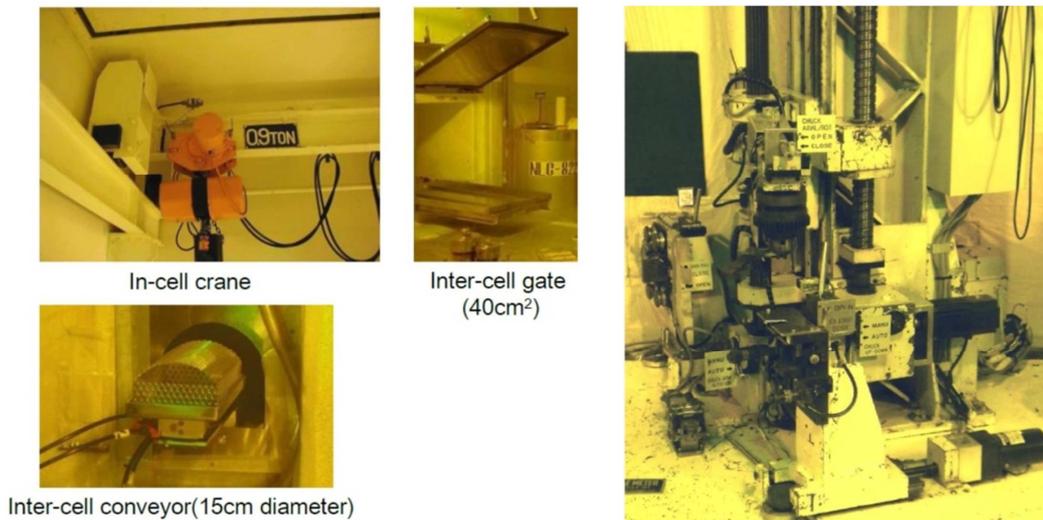
2.1 年度例行除污與系統維護

走訪 NFD 熱室現場，發現各熱室內部均是整齊清淨。因為 NFD 排定每年 4 月的前 3 週為熱室內部環境整理的期程，分二階段進行：

第一階段採遠端除污作業，運用機械手與熱室內吊車執行設備機具除污，移出熱室，並剝除熱室內壁表面的 PVC 防污膜，初步完成內部整體除污，降低內部輻射劑量 $<10\mu\text{Sv/h}$ ，減低污染程度，再決定人員進入熱室內部所需穿著適當之防護衣物，進行第二階段除污。

第二階段人員進入熱室內部以人工清潔擦拭方式執行除污，配合使用水、酒精以及離子除污等清潔劑執行作業。降低熱室內部輻射劑量 $<5\mu\text{Sv/h}$ ，污染值減低至 $<10\text{Bq/cm}^2$ 。最後，新鋪上熱室內壁表面的 PVC 防污膜。

完成除污後到 5 月底期間，則排定為熱室內儀器設備系統的檢查、保養與維修的工作。NFD 人員通常會請精密檢測儀器設備廠商的支援共同完成儀器校正、維護保養與故障排除等。定期安排更換重要設備的損耗零組件，例如設備系統的電纜線規定每 10 年或每 20 年須更新汰換。如圖顯示充分維護檢測設備機具功能的正常與精準度。



NFD 熱室的年度例行除污與維護作法，實可作為本所近期規畫改善精進熱室的模範標竿。唯有確實做好定期除污與維護，才能有效改善本所熱室的現況，提升熱室設施之效能。

2.2 氫分析儀設備建置與維護

如圖顯示，NFD 熱室之氫含量分析儀(LECO RHEN-602)建置於四面可開合的獨立排氣煙櫃內，以方便人員進行試樣傳送檢測與儀器清理維護，可供本所正規劃

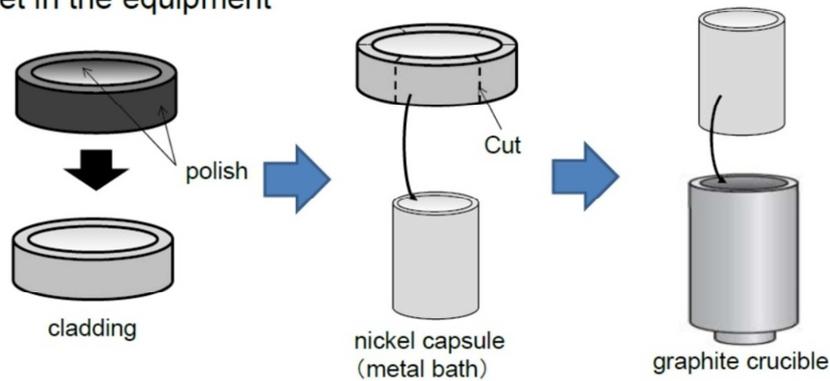
採購建置氫分析儀設備之參考。



LECO RHEN-602

NFD 熱室中，氫分析試片的製備程序如下圖：

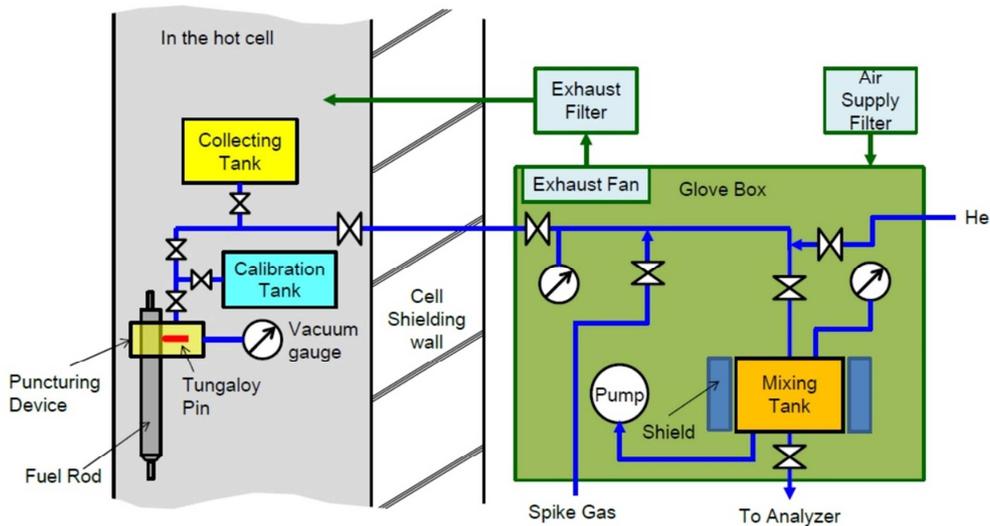
- I. Polish inner and outer surface of cladding to prevent contamination
- II. Cut and place in the nickel capsule
- III. place in the graphite crucible
- IV. Set in the equipment



其中有 2 項值得本所參考之處:(1)護套內外表面的研磨，目的是去除鋳合金護套管外表的氧化層，和內表面之套管合金與燃料丸作用層的干擾影響，可精確分析屬於護管壁真實的氫含量；(2)分析樣品先置入鎳金屬容器中，再送進石墨坩堝執行加熱，此種作法是否提供更準確量測結果，後續必須進行實驗探究。

2.3 照射核子燃料棒分裂氣體收集與分析

NFD 熱室提供其照射核子燃料棒分裂氣體收集裝置之系統環路如圖



並提供系統重要組件之規格與分裂氣體核種組成分析作法，實際現場參觀其實體架構如下圖。本所執行用過核子燃料乾貯最終處置計畫需求，將可提供進行規劃建置相關設備之參考。

1) Pin-hole puncture system
Press-fitting of tungsten pin

- 2) Gas collection system (In-cell)
Baratron pressure gauge
: 0.1 ~ 1000Torr
Calibration tank: SUS 304, ~ 27cc



- 3) Gas collection system (Out-of-cell)
Air-cooled oil diffusion pump
Oil-sealed rotary pump
Ionization gauge
Mixing Tank: SUS-304, 4L
Quadrupole mass spectrometer
: ANELVA M-QA200TS



- I. Analysis of the mixed standard gas(He + Kr + Xe).
- II. Analysis of the sample gas (spike gas: He + Kr + Xe).
- III. Evaluation of the relative volume of ^3He , ^{78}Kr , ^{129}Xe

Analyzing time

- : Mixed standard gas: ~40 minutes /
20 scans (1 scan: 1 ~ 150amu)
- : Sample gas: ~40 minutes /
20 scans (1 scan: 1 ~ 150amu)

→ ~ 80 minutes for one rod



2.4 熱室內廢棄物與廢水管制與處理

參觀 NFD 熱室高壓壓縮減容設備，大略說明其針對高污染廢棄物採高壓壓縮減容後封裝貯存。

對於熱室內試片切割與金相研磨作業產生之高污染廢液的管制與處理作法是：採循環使用，減少產出量，最後再以蒸發烘乾方式處理。故 NFD 熱室(紅區)沒有如本所熱室需要高活度廢液的貯存槽與後續排放處理等作業。上述之作法可提供未來熱室廢棄物清理與廢水處理改善的參考與借鏡。

(三) 參訪日本原子力研究開發機構

日本原子力研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA, 以下見稱 JAEA) 成立於 2005 年，係由日本原子力研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)和日本核循環發展研究所(Japan Nuclear Cycle Development Institute)合併而成，理事長為兒玉敏雄博士，為日本唯一的綜合性核能發電相關研究機構，目前中長期研究目標如下：

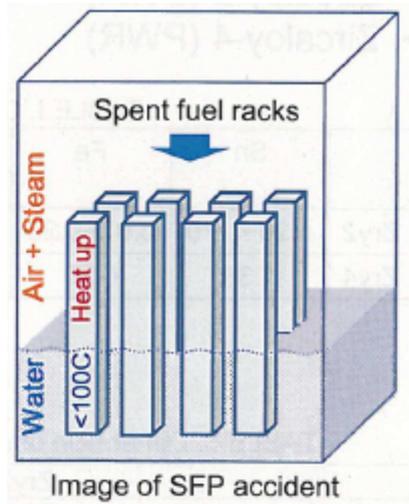
- 東京電力公司福島核能一廠事故與除役相關
- 強化核能安全研究
- 核燃料循環發展研究
- 放射性廢棄物處理與處置技術開發

本次係參訪位於茨城縣那珂郡東海村的 JAEA 本部，此次參訪為本組第一次參訪 JAEA 東海本部，參訪議程如附錄三所示，有兩場技術交流與實驗室參觀行程，主要負責接洽的是原子力基礎工學研究中心主任研究員根本義之(Yoshiyuki Nemoto)博士，參與會議討論及實驗室介紹則有核燃料循環工學研究所中林弘樹(Hiroki Nakabayashi)博士、原子力基礎工學研究中心永武拓(Taku Nagatake)博士及核燃料循環技術開發部竹內政行(Masayuki Takeuchi)博士。

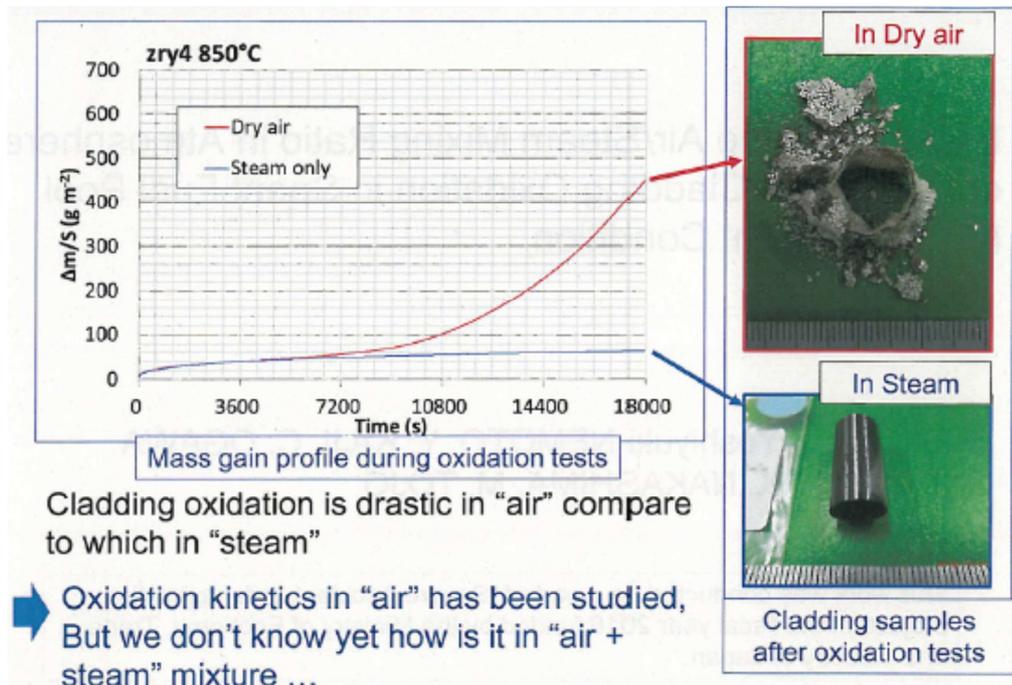
1. 鋳合金護套高溫氧化行為研究

參訪當天抵達 JAEA 東海本部後，依照議程進行第一場鋳合金護套高溫氧化行為研究之技術交流，主要目的是模擬放置於燃料池的用過核子燃料，當遇到災害(包括天然及人為)，而導致燃料池失去冷卻功能，因燃料本身的衰變熱導致池水開始蒸發，燃料裸露後，除了燃料本身衰變熱外，鋳合金氧化放也讓燃料溫度持續上升到超過 600°C 時，而本項研究最主要就是要研究鋳合金護套在不同的環境氣氛(水氣與空氣比例)，氧化速率變化。

首先由 JAEA 根本博士進行「Influence of the Air/Steam Mixing Ratio in Atmosphere on Zirconium Cladding Oxidation in Spent Fuel Pool (SFP) Accident Condition」簡報，主要在模擬用過燃料池發生嚴重事故，導致用過燃料池喪失冷卻或冷卻水，而造成(1)用過燃料暴露於空氣或空氣和水蒸汽的混合氣體中；(2)燃料升溫；(3)燃料護套氧化而破裂；(4)分裂產物氣體外洩，因此，必須了解在此情況下，燃料護套與空氣或空氣和水蒸汽的混合氣體的氧化效應。



根據之前的研究結果，護套在空氣環境下的氧化反應，會比水蒸氣環境下更加劇烈，但對於空氣與水蒸氣的混合氣體環境下，護套的氧化反應則仍未知。



實驗所使用的樣品分別是 BWR 燃料護套常使用的 Zircaloy-2，以及 PWR 燃料護套常使用的 Zircaloy-4。

TABLE I. Chemical compositions(wt.%)

	Sn	Fe	Cr	Ni	O (ppm)	H (ppm)	N (ppm)	Zr
Zry2	1.20~1.70	0.07~0.20	0.05~0.15	0.03~0.08	-	< 25	< 80	bal.
Zry4	1.36	0.20	0.11	-	1240	8	33	bal.

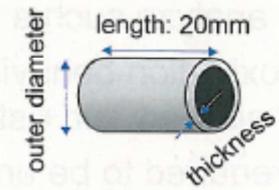
Zry2: Japanese Industrial Standards H4751 (1998)
Zry4: examined data

實驗方法是將樣品切成 2 公分長的短管試片，再放入熱重分析儀 (Thermogravimetric analysis, TGA) 在不同空氣和水蒸汽比例的氣氛下，進行 600~1100 °C 的持溫，觀察樣品重量變化後記錄其與持溫時間的關係。

TABLE II. Dimension of specimens (mm)

	Zry2	Zry4
Outer diameter	11.2	9.5
Thickness	0.46*	0.60
Length	20	

*After pure Zr inner layer removed.



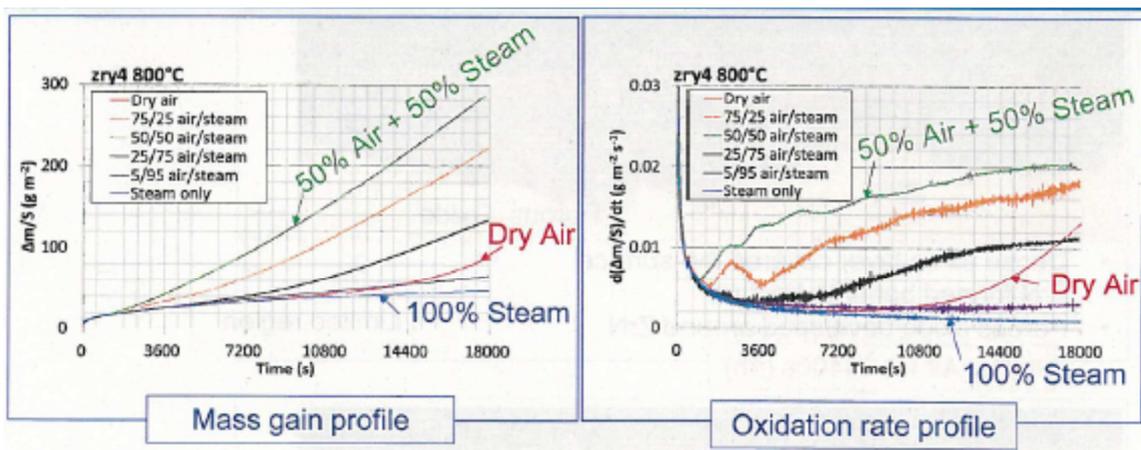
Mixing ratio:

Air (%)	Steam (%)
100	0
75	25
50	50
25	75
5	95
0	100



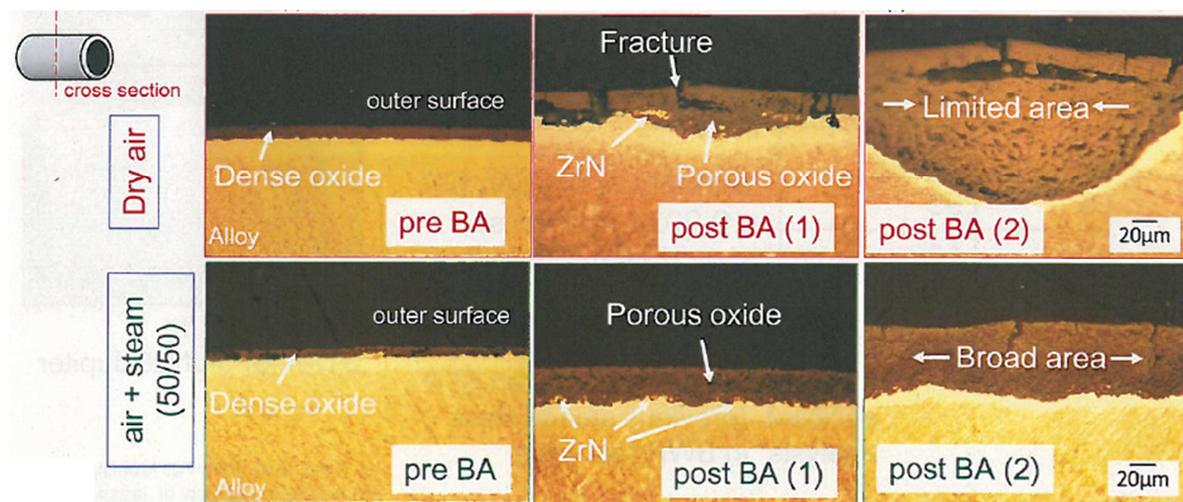
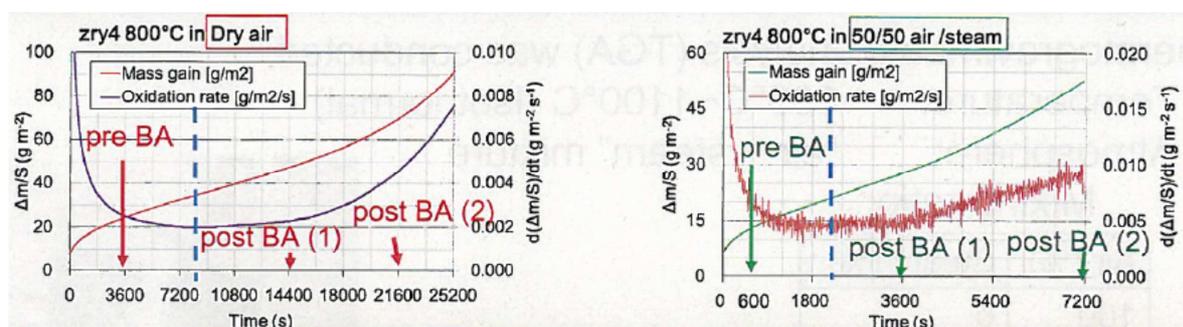
Netzsch co. ltd.
STA449F3-JN26 Jupiter

根據實驗結果，Zircaloy-2 在 900~1000°C、Zircaloy-4 在 800~1000 °C 的溫度範圍下，空氣與水蒸氣的氣氛會造成較快速的氧化反應，更高溫度(1050~1100°C)條件下，則是乾空氣會對護套造成較快速的氧化反應，低溫時，則氣氛改變對氧化反應的影響不明顯。



為了解護套氧化後破損的機制，可利用 Zircaloy-4 分別在乾空氣及 50/50=空氣/

水蒸氣比例的氣氛下，於 800 °C 持溫後的試片橫切面金相實驗來了解。利用外觀檢驗，可確定當試片在 800°C 持溫後會產生表面斷裂，稱為 BA 點(Breakaway)，而在 50/50=空氣/水蒸氣比例的氣氛下所產生的 BA 點，會比乾空氣氣氛下的 BA 點快產生。再將試片進行橫切面金相檢驗，可發現乾空氣氣氛下的試片在 BA 點前，外部表面是一層緻密的氧化層，而在 BA 點後，氧化層則轉變為多孔性結構，並且在斷裂處有 ZrN 的形成，再繼續持溫後，則可發現 ZrN 會被多孔性結構的氧化物所包圍；而對於 50/50=空氣/水蒸氣比例氣氛下持溫的試片，BA 點前外部表面同樣是一層緻密的氧化層，BA 點後所形成的 ZrN 數量更多，氧化層同樣轉變為多孔性結構，繼續持溫後，ZrN 及多孔性結構的氧化層範圍則擴大，可見鋳合金護套氧化後的破裂是因 ZrN 及多孔性結構的氧化層形成且範圍擴大所造成的。

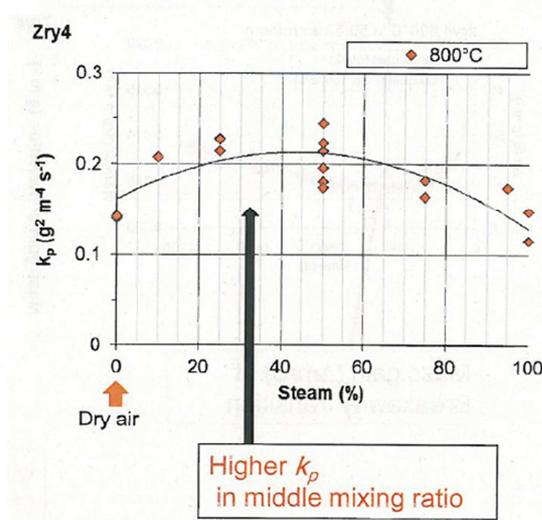


根據之前的鋳合金護套氧化實驗，氧化速率是 Weight gain 的函數，再依據實驗結果的數據 BA 點之前的氧化速率常數 k_p 是 Weight gain 的平方再對時間微分，如果比較不同氣氛下氧化所得到的 k_p 值，可發現 50/50=空氣/水蒸氣比例的氣氛下，氧化

速率常數會是最大值；而 BA 點之後的氧化速率常數 k_a 是 Weight gain 的開根號再對時間微分，但同樣也是在 50/50=空氣/水蒸氣比例的氣氛下會有一個最大值的產生。

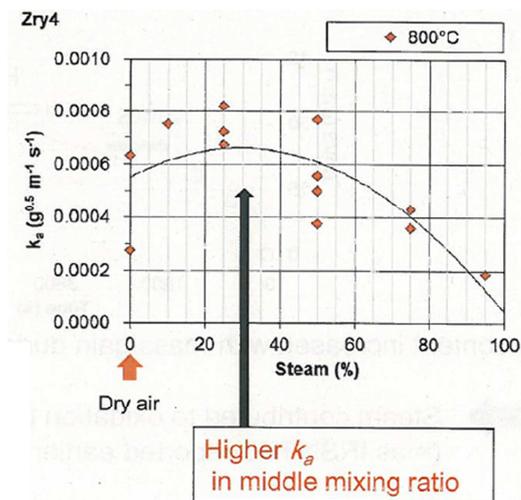
Rate constant in pre-BA:

$$k_p = \frac{d(\Delta m/S)^2}{dt}$$

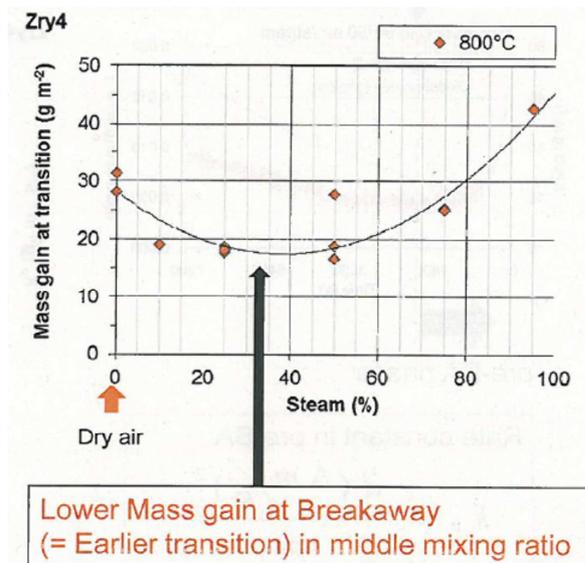


Rate constant in post-BA:

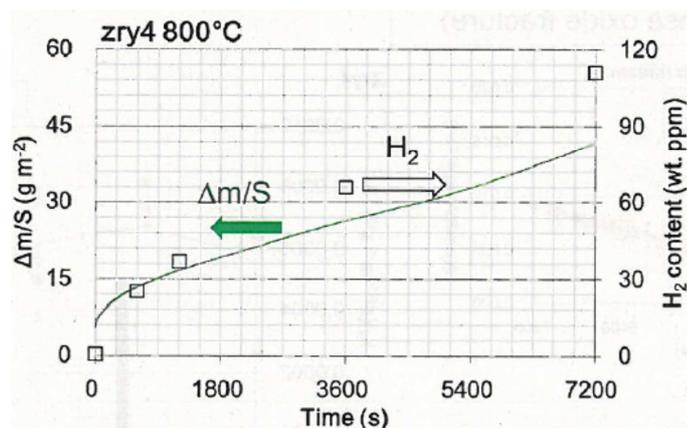
$$k_a = \frac{d(\Delta m/S)^{0.5}}{dt}$$



如果單純針對不同氣氛對 BA 點的 Weight gain 影響進行討論，則可以發現在 50/50 空氣/水蒸氣比例的氣氛下，Weight gain 反而是最低的。



最後利用分光儀(Chromatography)觀察氧化時，水蒸氣對樣品的影響。從下圖可以了解，當鋯合金在含水蒸氣的環境下進行氧化時，樣品內的氫含量會隨著樣品重量增加而增加，可以證實水蒸氣確實對氧化造成影響。



接著由本組邱琬珺小姐簡報「The Study of Zr Cladding Oxidation in SPF Lost of Coolant Accident」，本篇報告主要是講述本組在2011年~2014年間，針對日本福島事件後，模擬用過核子燃料護套之空氣中與水氣中之氧化行為研究。在此研究中，本所亦採用 Zr-2 及 Zr-4 合金護套材料進行實驗，與 JAEA 實驗中最大的不同是本組進行了護套充氫與預氧化來模擬用過核子燃料護套之行為，其中氫含量分別有 0ppm、120ppm、350ppm 及 750ppm 四種條件，預氧化層厚度則為 25~30 μm ，實驗溫度則從 500~800 $^{\circ}\text{C}$ ，實驗環境則包含水氣與空氣兩種環境。實驗結果顯示預氧化層會降低第一階段(BA 前)的氧化速率，而氫含量對於氧化速率影響則是在 Zr-2 合金護套較明顯。

JAEA 與本所雖都是針對鈳合金護套氧化行為進行研究，但執行的實驗條件與環境有所差異，JAEA 根本博士有提到原本研究中亦有規劃做預氧化的護套試片，但因預氧化條件與實驗步驟較為複雜，故先進行不同水氣含量之實驗，若未來與 JAEA 可洽談研究合作，雙方之研究經驗與成果可進行資訊交流，對雙方相信一定有所助益。

2. JAEA 實驗室參觀

本次參訪共參觀了 JAEA 三個實驗室，分別為用過燃料池熱水流實驗室(SFP thermal hydraulics experiment facility)、護套氧化測試實驗室(Cladding oxidation test apparatus)、高溫多軸向變形測試實驗室(High temperature multi-axial deformation test apparatus)。由於 JAEA 東海本部幅員廣大，根本博士開車帶職等一行人前往位於不同實驗室參觀，車程大約 5 分鐘。

第一個抵達參觀的是用過燃料池熱水流實驗室，職等一行人抵達後，由永武拓博士進行灑水實驗與溫度量測，並解釋實驗目的與結果。該實驗室主要是利用 Inconel 製作全長模擬燃料束，該燃料束為 4x4 排列，有 16 根模擬燃料棒，內部有加熱器可模擬燃料棒之衰變熱，最高實驗溫度可到 600℃，但目前僅加熱至 250 °C。該實驗主要是將燃料棒加熱後進行灑水(spray)，觀察燃料護套表面溫度變化，了解用過燃料池冷卻循環失效後，當燃料溫度上升進行灑水時之燃料表面溫度變化，並將實驗數據回饋至 JAEA 自行開發之模擬 3D 雙相流程式開發之用。為量測燃料表面溫度，實驗將燃料束長度分為 9 各 Level，L1~L5 中每一個燃料棒皆安裝一個熱電偶量測器，而 L6~L9 則僅在中央四根燃料棒安裝熱電偶量測器。

接著分別參觀高溫多軸向變形測試實驗室與護套氧化測試實驗室，兩者實驗室設備與規模皆與本組所執行之材料測試實驗室相近，主要還是以未照射材料研究為主，照射後材料的部分則是在 JAEA 大洗分部執行。針對鈳合金護套氧化實驗部分，目前 JAEA 與本所皆是利用熱重分析儀(TGA)進行實驗與結果量測，然而 TGA 最大僅能安裝約 2 公分的試片，目前 JAEA 正在進行新技術與實驗流程之開發，希望能夠針對大尺寸(20~30 公分)之護套進行氧化實驗，本組後續可持續與 JAEA 維持聯繫，交流技術開發與實驗之

進度。

3. 用過核子燃料管理技術交流

實驗室參觀完畢之後，由核燃料循環工學研究所中林博士簡報日本用過核子燃料現況與管理策略。日本目前一共有 4 個用過核子燃料乾式貯存設施，2 個運轉中(分別為福島一廠乾貯場與東海電廠乾貯場)，2 個建設中(分別為濱岡核電廠乾式貯存場及位於青森的 RFS 集中式乾貯場)，均採用金屬貯存護箱設計，而現今日本乾式貯存管制規範中也僅適用於金屬貯存系統。

受損燃料管理方面，日本自 1982 年以來共有 65 起燃料受損案例(其中 BWR 29 例，PWR 36 例)，但皆為小破損(如 pinhole)，其中 16 束包含微小破損的 PWR 受損燃料束已由東海再處理廠進行再處理，其餘受損燃料束則是貯存在電廠用過燃料池內。日本由於用過核子燃料採再處理策略，故目前的管制規範中，受損燃料皆不得進行乾式貯存，故針對受損燃料的乾式貯存研究較不積極。

然由於福島一廠之用過核子燃料不包含於燃料再處理策略中，故國際廢爐研究開發機構(IRID)已針對福島一廠的用過核子燃料之貯存技術進行一連串的可行性評估與研究計畫，日本管制單位(NRA)也針對這些燃料的安全運送議題進行研究中。

接著由本所邱琬琿小姐簡報台灣用過核子燃料管理，內容包含國內用過核子燃料現況、INER-HPS 乾式貯存系統、核一廠與核二廠乾式貯存計畫、受損燃料統計與肇因分析、用過核子燃料後端營運管理議題等。

四、 建議事項

(一) 持續派員參與國際核燃料會議

2017 燃料可靠度會議不是公開會議，台電公司為 FRP 會員，因本所長期與台電公司有合作關係故亦獲邀參加，其研討議題涵蓋核燃料運轉與管理等領域，且跟電廠營運息息相關，內容相當豐富且具有參考性。參加國際核燃料研討會可與來自世界各國之核能工程技術專家及學者交換研究心得，蒐集相關之技術資料與發展趨勢，汲取經驗，應持續鼓勵同仁將研究成果投稿至國際會議並派員參加。

(二) 積極參與國際合作計畫或建立合作管道

我國核能機組目前僅有 6 部機組，雖相較美國或其他國家規模較小，但在核燃料研究領域已累積一定技術基礎，並積極推動國內核燃料貯存與管理相關研究計畫。在本次的參訪行程中，發現 JAEA 不管是在設施規模，或是在研究領域方面，均與本所相似，尤其是日本方面因天然災害之因素，不幸在 2011 年發生福島核災，所以針對核電廠的安全營運，不論發電營運，或是後續用過燃料貯存方面，都更加提升管理層級，也促使 JAEA 等研究機構，對相關議題，投入更多研究精力。

我國核能電廠將逐步進入除役階段，但是除役前核電廠的安全營運，及後續用過核子燃料貯存，都是國人相當重視的議題，相關技術 JAEA 已經發展多年，因此本所應積極積極參與國際合作計畫或與研究單位(如 JAEA/NFD/IRID)建立合作計畫，進行研究成果交流，並邀請專家來台，獲取相關技術及經驗。

(三) 專業人才培訓與經驗傳承

本所擁有國內唯一之高放射性實驗室(熱室)，擁有照射過核子燃料及核電廠高放射性零組件檢驗能力，經驗豐富，分析實績優異。但因近年來技術員離退，雖已積極補進新人，新人對於熱室相關技術與經驗較為缺乏，應積極進行專業人員培訓與經驗傳承工作。

五、 附錄

附錄一： 2017 亞洲區燃料可靠度交流研討會議議程

WEDNESDAY, 18 OCTOBER 2017 GENERAL SESSION (GRAND BALL ROOM)		
TIME	TOPIC	PRESENTER
08:30 a.m.	Welcome and Introductions	Jaeyong Lee (KHNP) Rob Daum (EPRI)
08:45 a.m.	Workshop Agenda Review and Description of Translation Services	Rob Daum (EPRI)
09:00 a.m.	Overview of EPRI Fuel Reliability Program	Rob Daum (EPRI)
09:45 a.m.	Utility Roundtable and Discussion <ul style="list-style-type: none"> • Fleet Description and Operating Status • Current Fuel Failure and Operational Issue Status • Key Fuel Reliability, Cost / Operational Efficiency and Regulatory Challenges (current and future) • Expectations of FRP Utility Collaborations and Research Needs 	All
10:15 a.m.	Break	All
10:30 a.m.	Utility Roundtable and Discussion (continued)	All
11:15 a.m.	Planning for All Asia Driving To Zero Initiative	Rob Daum (EPRI)
11:40 a.m.	General Discussion	All
PARALLEL SESSIONS – DAY 1		
TIME	SESSION NO. 1A TOPICS (PRESENTERS) GRAND BALL ROOM A	SESSION NO. 1B TOPIC (PRESENTERS) GRAND BALL ROOM B
13:30 p.m.	Fuel Margins and Sustainability Session and Core Technical Advisory Committee <ul style="list-style-type: none"> • Non-Destructive Evaluation (Rob Daum) • Hydrogen Impacts on Zr (Aylin Kucuk (EPRI)) • Fuel Cycle Optimization (Fred Smith (EPRI)) 	Boron Offset Anomaly (BOA) Software Training <ul style="list-style-type: none"> • Introduction (Dennis Hussey (EPRI)) • Code Overview (Kenny Epperson (EPRI Consultant)) • Theory (Dennis Hussey)
15:15 p.m.	Break	Break
15:30 p.m.	Fuel Margins/Sustainability Session (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Sustained Fuel Performance (Fred Smith, Martin Pytel, Rob Daum (EPRI)) • Fuel Integrity and Evaluation (Fred Smith) • Breakthrough Fuel (Bo Cheng (EPRI)) 	BOA Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Validation and Application (Kenny Epperson) • Graphical Interface & Inputs (Dennis Hussey) • Output & Post-Processing (Kenny Epperson)
17:30 p.m.	Day No. 1 Adjourn (All)	Day No. 1 Adjourn (All)

THURSDAY, 19 OCTOBER 2017

PARALLEL SESSIONS – DAY 2

TIME	SESSION NO. 2A TOPICS (PRESENTERS) GRAND BALL ROOM A	SESSION NO. 2B TOPIC (PRESENTERS) GRAND BALL ROOM B
08:30 a.m.	BWR Fuel Issues Technical Advisory Committee Session <ul style="list-style-type: none"> • Control Rod Blade Integrity (Aylin Kucuk / Martin Pytel) • Fuel Crud and Corrosion (Aylin Kucuk) 	BOA Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Crud-Induced Power Shift (CIPS) Risk Assessment Methodology (Dennis Hussey / Kenny Epperson) • Using Plant Data in BOA (Kenny Epperson) • CIPS Risk Assessment (Dennis Hussey / Kenny Epperson)
10:15 a.m.	Break	Break
10:30 a.m.	BWR Fuel Issues Session (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Fuel Crud and Corrosion (Aylin Kucuk / Fred Smith) • Fuel Bundle Components and Channel Distortion (Aylin Kucuk) 	BOA Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Crud-Induced Localized Corrosion (Dennis Hussey / Kenny Epperson)
13:30 p.m.	Fuel Regulatory Issues Technical Advisory Committee <ul style="list-style-type: none"> • Loss of Coolant Accident (Rob Daum) 	BOA Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Tutorials (Dennis Hussey / Kenny Epperson)
15:15 p.m.	Break	Break
15:30 p.m.	Regulatory Issues (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Reactivity Initiated Accident (Rob Daum / Bo Cheng / Martin Pytel) 	BOA Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Tutorials (Dennis Hussey / Kenny Epperson)
17:30 p.m.	Adjourn	

FRIDAY, 20 OCTOBER 2017

PARALLEL SESSIONS – DAY 3

TIME	SESSION NO. 3A TOPICS (PRESENTERS) GRAND BALL ROOM A	SESSION NO. 3B TOPIC (PRESENTERS) GRAND BALL ROOM B
08:30 a.m.	PWR Fuel Issues Technical Advisory Committee Session <ul style="list-style-type: none"> • Fuel Crud and Corrosion (Dennis Hussey / Kenny Epperson) 	Falcon Fuel Performance Software Training <ul style="list-style-type: none"> • Overview (Martin Pytel) • Review of Pre-Meeting Training Webcast (Martin Pytel / TBD)
10:15 a.m.	Break	Break
10:30 a.m.	PWR Fuel Issues Session (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Fuel Crud and Corrosion (Dennis Hussey) • Fuel Assembly Components and Control Rods (Dennis Hussey / Rob Daum) 	Falcon Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • Steady State R-Z Cases (Martin Pytel / TBD)
13:30 p.m.	General Session – Discussion and Workshop Critique	All
14:00 p.m.	Kori Nuclear Power Plant Tour – Bus will leave hotel at 14:00	Falcon Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • PCI Analysis and Methodologies (Martin Pytel / TBD)
15:15 p.m.		Break
15:30 p.m.	Kori NPP Tour (cont'd)	Falcon Software Training (cont'd) <ul style="list-style-type: none"> • PCI Margin Analysis (Martin Pytel / TBD) • General Discussion (All)
17:30 p.m.	Adjourn	

附錄二：NFD 熱室參訪與燃料檢驗經驗及技術交流會議議程

Technical tour of our hot laboratory and meeting for technical and academic information exchange of Hotlab technologies and spent fuel management

(Dr. Shiu, Ms. Chiu and Mr. Huang, INER, TAIWAN)

23rd – 24th Oct. 2017

23rd October 2017

Time	Contents	Place
8:23 → 8:39	Mito station → Oarai station (鹿島臨海鐵道)	Mito stn.
	Oarai → NFD (by Taxi)	
9:00~11:45	Hot laboratory tour including Q&A	Hot lab.
11:45~12:00	Q&A	Meeting room
12:00~13:15	Lunch	
13:15~14:15	Introduction of plan of program in INER	Meeting room
14:15~15:15	Sample preparation and transportation of high radiation material (such as fuel cladding, spacer, etc.), including metallographic and hydrogen analysis	Meeting room
15:15~16:00	Detailed information of the Hydrogen analysis equipment and Optical microscope installation inside HL or lead shield cubic	Meeting room
16:00~16:15	Coffee break	
16:15~17:00	Discussion on the NDT technologies, such as visual inspection, eddy current examination, oxide thickness measurement and profilometry measurement	Meeting room
17:00	Day 1 adjourn	

24th October 2017

Time	Contents	Place
8:23 → 8:39	Mito station → Oarai station (鹿島臨海鐵道)	Mito stn.
	Oarai → NFD (by Taxi)	
9:00~10:30	Mechanical tests method and sample preparation on irradiation fuel cladding	Meeting room
10:30~11:30	Fission Gas Release system and technology	Meeting room
11:00~12:00	Damaged fuel management in NFD HL	Meeting room
12:00~13:15	Lunch at NFD	
13:15~14:30	Damaged fuel root cause PIE experience in INER	Meeting room
14:30~15:30	Summary and Framework of information/technical information exchange	
15:30~16:00	Discussion of future corporation	Meeting room
16:30~	Adjourn	

附錄三：JAEA 技術交流會議議程

<p>AGENDA</p> <p>INER / JAEA Information Exchange Meeting</p> <p><i>25 October 2017 (10:00-17:00)</i></p> <p><i>Room 221 at 2nd floor in Research Building No. 2 at JAEA Tokai</i></p> <p><i>2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1195, Japan</i></p>

Timeline	Topics	Venue
10:00 – 12:00	Information exchange on Zr cladding oxidation in SPF accident • Presentation from JAEA (Y. Nemoto) and discussion • Presentation from INER (Wan-June Chiu) and discussion	Research Building No.2, Room 221
13:00 – 15:00	Lab. Tour • SFP thermal hydraulics experiment facility • Cladding oxidation test apparatus • High temperature multi-axial deformation test apparatus	Experimental facilities in JAEA Tokai (TBD)
15:00 – 16:30	Information exchange on spent fuel management • Presentation from JAEA (H. Nakabayashi) and discussion • Presentation from INER (Wan-June Chiu) and discussion	Research Building No.2, Room 221
16:30 – 17:00	About future collaboration, etc., Adjourn of the meeting	Research Building No.2, Room 221