

出國報告（出國類別：訓練）

赴美國核管會
研習核能電廠稽查管制技術及參訪

服務機關：行政院原子能委員會

姓名職稱：黃郁仁副研究員、侯仁翔技士

派赴國家：美國

出國期間：103年9月5日至103年10月20日

報告日期：104年1月27日

摘 要

本次赴美國核能管制委員會(NRC)進行研習與參訪，旨在增進我國核能電廠稽查管制技術能力。研習人員共 2 名，行程分為三部分，摘述如下：

第一部分至 NRC 位於田納西州查塔努加市的技術訓練中心，分別參加「沸水式核能電廠進階技術課程」與「奇異公司沸水式核能電廠 BWR/4 模擬器操作訓練」，內容主要包含暫態分析、運轉規範應用、其他相關技術議題探討及模擬器訓練等。

第二部分行程為赴 NRC Region II Office，與 NRC 人員進行延役期間之運轉電廠管制經驗交流，參訪 Browns Ferry 核能電廠，並與 NRC 視察員進行意見交換與技術議題討論，期間並實地參觀電廠，瞭解 NRC 管制作為；另赴 INPO 與台電駐美人員進行經驗交流，瞭解美國相關的核能組織運作情形。

第三部分則是前往 NRC 總部訪問，與 NRC 人員討論美國當前核能機組延役現況及相關最新管制資訊，並參觀旁聽 NRC 總部舉行的公眾會議。

本次出國所學包含核能電廠安全管制技術、管制實務與美方的經驗等，研習成果豐富，對我國核能電廠安全管制視察員之訓練養成相當重要，已將相關心得整理於報告中，未來將可應用所學於安全管制實務工作，而所提出建議事項，亦有助於核安管制業務之推展，提升管制效能。

目 錄

| | |
|--------------------------------------|-----|
| 摘 要..... | I |
| 目 錄..... | II |
| 圖目錄..... | III |
| 附件目錄..... | III |
| 壹、目的..... | 1 |
| 貳、過程..... | 2 |
| 參、行程內容及心得..... | 4 |
| 一、赴 NRC 訓練中心接受奇異公司沸水式核能電廠技術訓練課程..... | 4 |
| 二、赴 NRC Region II 辦公室簡報與經驗交流..... | 11 |
| 三、赴 INPO 經驗交流..... | 13 |
| 四、參訪 Browns Ferry 核能電廠..... | 15 |
| 五、赴 NRC Headquarters 辦公室討論與經驗交流..... | 19 |
| 肆、建議..... | 25 |

附件目錄

| | |
|----------------------------|----|
| 附件一、R-504B 核能電廠進階技術訓練課程課表 | 27 |
| 附件二、R-624B 核能電廠模擬器訓練課程課表 | 28 |
| 附件三、NRC Region II 技術交流原訂議程 | 29 |

圖目錄

| | |
|-----------------------------------------|----|
| 圖一、參加 NRC 技術訓練中心訓練 R-504B 課程學員合影 | 30 |
| 圖二、參加 NRC 技術訓練中心訓練 R-624B 課程學員合影 | 30 |
| 圖三、參觀 Browns Ferry 核電廠 1、2 號機共通主控制室 | 31 |
| 圖四、參觀 Browns Ferry 核電廠 TSC 與駐廠視察員合影 | 31 |
| 圖五、參觀 Browns Ferry 核電廠 1 號機電纜防火強化情況 | 32 |
| 圖六、與 Region II 管制運轉副局長 Leonard Wert 合影 | 32 |
| 圖七、與 Region II 反應器企畫部門主管 Joel Munday 合影 | 33 |
| 圖八、與台電公司駐亞特蘭大 INPO 總部聯絡人徐正治先生合影 | 33 |
| 圖九、參訪 NRC Headquarter 管制意見交流及公眾會議 | 34 |

壹、目的

本次出國研習的主要目的有以下四項：

- 一、 提昇核能管制人員專業知能：參加美國核能管制委員會（Nuclear Regulatory Commission, NRC）技術訓練中心（Technical Training Center, TTC）之訓練課程，學習核能電廠系統暫態分析、練習查對運轉規範符合性、緊急運轉操作程序及電廠系統安全功能設計理念等方面之管制實務知識，強化核能電廠管制人員專業能力。
- 二、 落實「核能電廠運轉員主試員(考官)培養訓練」：原能會對於核能電廠運轉員主試員之訓練皆已明定實施計畫與資格取得程序，諸如：基礎養成訓練、駐廠視察實務、國外管制機構訓練及見習等，而本次出國訓練即屬於主試員培養訓練計畫中之一環。
- 三、 精進核能電廠安全管制作業：藉由至 NRC 辦公處所與專家們進行廣泛討論，及赴美國核能電廠實地觀摩管制作業，瞭解美國核能管制單位對安全相關議題之管制實務及成效，作為我國研擬核安管制措施、執行視察及安全審查作業之參考，精進我國核能電廠安全管制作業。
- 四、 強化台美雙方交流：藉由拜訪 NRC 總部、第二區局及參訪運轉中核能電廠，了解 NRC 之視察作業及對運轉中核能電廠老劣化管理之規劃；此外，透過分享我國核電廠之安全管制架構與實際案例，相互討論並交換管制心得，強化雙方之經驗交流與學習；並前往美國核能運轉協會(Institute of Nuclear Power Operations, INPO)與台電駐美人員進行經驗交流，瞭解美國相關的核能組織運作情形。

貳、過程

此次赴美國 NRC 研習行程，主要分為三部分，第一部分行程於 103 年 9 月 5 日搭機赴美，9 月 7 日抵達位於美國田納西州查塔努加市 (Chattanooga, TN) 之 NRC 技術訓練中心，並於 9 月 8 至 19 日進行為期二週的「奇異公司沸水式核能電廠進階技術課程」(GE BWR/4 Advanced Technology Course, R-504B)，及 9 月 29 日至 10 月 10 日的「奇異公司沸水式核能電廠模擬器課程」(GE BWR/4 Simulator R-624B)。第二部分行程則前往位於喬治亞州亞特蘭大市(Atlanta, GA)之 NRC Region II Office，進行為期 1 天之管制經驗交流，並參訪 Browns Ferry 核能電廠共 2 天；以及赴 INPO 進行為期 1 天之經驗交流。第三部分行程則前往華盛頓特區(Washington, DC)之 NRC 總部，進行為期 1 天之管制經驗交流並順道旁聽於總部舉行之公眾會議，期間並與 NRR 部門討論美國當前核能機組延役現況及相關最新管制資訊。

10 月 18 日搭機返回並於 10 月 20 日抵達國門，結束為期 43 天之研習行程，整體行程簡列如下表所示：

| 日期 | 工作內容 |
|----------------------|-----------------------------------------------------------------------|
| 9 月 5 日 | 個人休假先行搭機赴美 |
| 9 月 6 日至 9 月 7 日 | 去程 (搭機前往查塔努加) |
| 9 月 8 日至 9 月 19 日 | 技術訓練中心(查塔努加)：研習 R-504B 訓練課程 |
| 9 月 20 日至 9 月 25 日 | 赴 NRC Region II 辦公室進行管制經驗交流與拜訪台電駐 INPO 人員進行經驗交流，並參訪 Browns Ferry 核能電廠 |
| 9 月 26 日 | 路程 (返回技術訓練中心查塔努加) |
| 9 月 27 日至 10 月 10 日 | 技術訓練中心(查塔努加)：研習 R-624B 訓練課程 |
| 10 月 11 日至 10 月 15 日 | 赴 NRC 總部辦公室進行管制經驗交流。 |
| 10 月 16 日至 10 月 17 日 | 個人休假 |

10 月 18 日至 10 月 20 日

搭機返回台北（返程）

參、行程內容及心得

一、赴 NRC 訓練中心接受奇異公司沸水式核能電廠技術訓練課程

本次出國訓練與實習，規劃參加美國 NRC 技術訓練中心有關奇異公司沸水式核能電廠技術訓練課程共計兩門課，分別為期兩週，其一為 9 月 8 至 19 日參加為期二週的「奇異公司沸水式核能電廠進階技術課程」(GE BWR/4 Advanced Technology Course, R-504B)，以及 9 月 29 至 10 月 10 日參加為期二週的「奇異公司沸水式核能電廠模擬器課程」(GE BWR/4 Simulator R-624B)。

沸水式核能電廠進階技術課程

按原規劃行程於 9 月 8 日(星期一)一早前往美國 NRC 技術訓練中心(TTC)報到，填寫資料申請門禁卡片，然後正式開始編號 R-504B(General Electric Advanced Technology)的訓練課程。首先由 J Rivers Walsh 介紹中心環境、上課時間與最後一天的總測驗。隨後開始當天的課程，包括運轉規範的章節介紹、電廠全黑事件、電廠的地下埋管與預期暫態未急停 ATWS 等特殊技術議題。其中講授運轉規範的講師 Kelly Korth，上課的氣氛相當有趣，使用幽默及誇張的口氣、動作來講解，雖然上課速度頗快，但同學反應皆很熱絡。

9 月 9 日(星期二) 講授課程計有：每日課後作業習題講解、系統暫態介紹、手動功率改變操作造成之系統暫態判識、單一強棒(高本領控制棒)插入之系統暫態判識、手動急停操作之系統暫態判識、爐心功率振盪、振盪階中子偵測(OPRM)、廠用水與儀用空氣等特殊技術議題。其中，系統暫態判識課程相當有趣，課程設計藉由一些系統參數(包括：爐心流量、爐壓、爐水位、飼水流量、反應器與主汽機蒸汽流量)對時間之變化趨勢，研判系統暫態發生之原因與系統變化，以使受訓學員們逐漸掌握各項系統參數變化之因果關係，最後再由講師公佈正確答案，講解來龍去脈。

9 月 10 日(星期三) 講授課程計有：每日課後作業習題講解、系統結構組件(structure、system and component, SSC)可用性判定、各種 GE BWR 之緊急爐心冷卻系統

(ECCS)與爐心隔離冷卻系統(RCIC)系統設計差異、各種 GE BWR 之圍阻體設計差異、單一再循環泵跳脫之系統暫態判識、喪失飼水加熱器之系統暫態判識、喪失單一飼水泵之系統暫態判識等。

9月11日(星期四) 講授課程包括：每日作業習題講解與複習、運轉規範查詢練習、數位控制系統、ECCS Voiding、主蒸汽隔離閥(MSIV)關閉引發之系統暫態判識、主汽機跳脫之系統暫態判識、主冷凝器低真空引致主汽機跳脫之系統暫態判識。

9月12日(星期五) 講授課程包括：每日課後作業習題講解與複習、主控制室人員編制與運作規定(Conduct of Operations)、運轉規範查詢練習、主蒸汽旁通閥故障開啟引發之系統暫態判識、安全釋壓閥故障開啟之系統暫態判識、主蒸汽低流量誤訊號之系統暫態判識、當天另安排進入 BWR4 模擬器訓練室進行課堂講授系統暫態之展示。

9月15日(星期一) 講授課程計有：每日課後作業習題講解、系統暫態判識練習、運轉規範 TS3.6~3.7 查詢練習、功率提升(Power Uprate)、核電廠面臨之天然災害及電廠應通報 NRC 之事項等技術議題探討。

9月16日(星期二) 講授課程則包括：每日課後作業習題講解、系統暫態判識練習、運轉規範 TS3.8~3.10 查詢練習、晶粒間應力腐蝕龜裂(IGSCC)及乾式貯存等技術議題探討。

9月17日(星期三) 講授課程計有：每日課後作業習題講解、系統暫態判識、電廠停機大修潛在問題及緊急計畫與行動相關事故等級分類等技術議題探討。

9月18日(星期四) 講授課程包括：每日課後作業習題講解與複習、福島事故概要介紹。當天亦有 BWR/4 模擬器訓練室進行課堂講授系統暫態之展示，並觀察暫態演進之內容包括：EHC 控制器數值失效偏高/低、高壓冷卻注水系統(HPCI)不預期引動注水、主蒸氣流量偵測器失效偏低、喪失兩台飼水泵流量及兩台再循環泵跳脫等，並發現其為 BWR/4 模擬器配上 Mark II 抑壓池，盤面配置與核一稍微不同，待模擬器課程時可以好好熟悉練習。

9月19日(星期五)八點鐘開始進行總測驗，考試時間四小時，共有 50 題，試題內容涵蓋：系統暫態判識、運轉規範查詢(運轉規範為 open book)、各項技術議題、美國

核能相關法規與各種 BWR 設計差異，經過一番奮戰之後，終於通過了考試，順利取得 NRC 訓練中心所頒授的結訓證書。

綜合而言，編號 R-504B 訓練課程非常重視系統暫態研判之訓練，系統暫態時各項參數之變化，亦搭配 NRC 自有的奇異公司沸水式核能電廠模擬器進行模擬，以增加受訓學員的臨場感，受訓期間亦安排課堂中分組討論，我們可以充分的與美國視察員們討論。整體而言，更深刻感受到講師們非常重視每位視察員對系統暫態與變化之掌握能力，另運轉規範也是本次訓練重點之一，透過運轉規範查詢練習及運轉規範基本 (Base) 定義的了解，學習如何判定機組各項系統參數是否符合安全分析要求，以及針對不符合規範之進入限制運轉狀況、對應之改正行動與完成時限，這兩部分也正是未來我們訓練課程可以再加強的地方。單以本項訓練課程的規劃安排，可以感受到要成為一位合格的美國 NRC 視察員，必需具備以整體宏觀的角度了解系統各項異常變化及判定運轉規範符合性的能力。

沸水式核能電廠模擬器訓練課程

編號 R-624B 之模擬器訓練課程，其課程目標係強化編號 R-304B 奇異公司沸水式反應爐初階技術課程與編號 R-504B 奇異公司沸水式反應爐進階技術課程之學習成果，學習沸水式反應爐緊急程序指引 (Emergency Procedure Guidelines, EPG) 與緊急操作程序 (Emergency Operating Procedures, EOP)，練習使用電廠運轉規範、學習應用機率風險評估 (Probabilistic Risk Assessment, PRA)，練習研判電廠異常狀態 (abnormal plant configurations)。

本項為期兩週的訓練課程，第一週為正常運轉操作程序 (Normal Operating Procedure)，課程包含機組起動、功率升載、ECCS 偵測試驗、機組運轉成員扮演、預期暫態 (Anticipated Operational Occurrences, AOO) 演練、停機爐心冷卻及 EOP 介紹；第二週開始 EOP 課程包含 RPV 控制之討論及情境、PC 控制之討論及情境、嚴重事故導則 SAG、練習測試及最終測試。

9 月 29 日 (星期一) 除了進行本項訓練課程簡介、介紹 NRC 模擬器各項操作與監視

之盤面的基本配置外，訓練課程一開始，即將學員分組，每組成員輪流擔任操作者、頌讀程序書者與核對者的角色扮演，練習操作 ARO 機組起動各系統恢復線上使用之流程，包括爐水淨化系統 RWCU、主蒸氣隔離閥 MSIV 開啟、再循環泵 Recirc. Pump 啟動、爐心噴灑系統(Core Spray)、餘熱移除系統 RHR、冷凝水泵(Condenser Pump)啟動、主汽機潤滑油、EHC 液壓油建立與慢速迴轉啟動、主蒸氣相關排氣與軸封、啟動冷凝器空氣移除系統 CAR(機械真空泵)等，除了實地操作練習之外，並需隨時留意警報與儀表指示之變化。下午還增加練習操作 HPCI、RCIC 及緊急柴油機等系統恢復可用。

9 月 30 日(星期二)再換組操作練習昨日機組起動進度，今日是練習 RO 操作機組起動包括：ARI、RPS 系統復歸及相關 SRM、IRM、APRM 中子偵測系統、RBM 阻棒監測系統及 RMCS 重複反應度控制系統之偵測試驗、開始從源階 Range 1 抽棒至臨界時 SRM 與 IRM 操作切換，下午練習操作 HPCI 於 150 psig 偵測試驗，其條件須開啟 1.25 個 BPV 進行測試，在調整 EHC 過程，反應器功率因壓力上升造成空泡破滅而提供正反應度，因此功率由 2% 上升為 5%，另下午第一次進行系統查錯練習的狀況有：中程階中子偵測系統(IRM)單一控道旁通(one channel bypass)、控制棒卡住無法抽插等暫態。最後講師講解切換運轉模式開關從起動(Start up)至運轉模式(RUN Mode)一些注意事項後，切換至 RUN Mode 並結束機組起動階段之課程。

10 月 1 日(星期三)進行功率 32% 時主汽機運轉操作與主發電機併聯操作、第 2 台飼水泵列置使用、恢復再循環泵至低速運轉及切換自動控制、建立抑壓池冷卻之相關管閥列置、HPCI 與 RCIC 於爐壓 920 psig 偵測試驗等操作，並新增一項「盤面查錯」練習，亦即講師在未事先告知我們學員的情況下，調整或操作了一些閥門/開關/按鈕/切換，致使機組系統在盤面上出現或未出現警示，然後將模擬器交給受訓學員，仔細查對，以找出問題所在；下午練習操作反應爐急停復歸及改由一台飼水泵運轉及單元控制，並第一次進行系統查錯練習的狀況有：喪失主蒸汽流量指示訊號，造成飼水流量控制器三元控制異常，經討論可利用切換單元控制來維持水位，但要注意補水造成反應度增加，可降低再循環流速補償過多正反應度；另一項為主汽機旁通閥失效開啟，造成冷凝器喪失真空等暫態，因喪失冷凝器真空會造成主汽機跳脫，在功率 30% 以上亦會造成反應器急

停，因此為避免真空持續惡化，需啟用第二台 SJAE 抽氣，並快速插棒降載及停用飼水泵，而真空惡化關係飼水需靠冷凝水及其增壓泵提供流量，因此需靠 BPV Jack Valve 開啟洩壓低於冷凝水增壓泵壓力才能將飼水注入爐心，在洩壓期間爐心補水由 RCIC 補充。

10 月 2 日(星期四)早上一開始先進行系統查錯練習模擬考，講師出八個系統異常狀態讓學員查證，其狀況有：CS pump A 出口閥未開啟、ADS B21-F013E 失電、HPCI 流量控制器切至手動控制 Manual、RCIC 汽機跳脫節流閥關閉未復歸、APRM 讀值超出上限、SBLC Pump B 故障、SDV 洩水閥異常隔離及 RFP A 台慢速迴轉馬達問題等，最後測驗結束後檢討答案並互相討論問題，另外進行反應爐停機降載至功率 30%，以旁通 TSV/TCV 跳脫反應器邏輯之操作，下午則講授電廠緊急操作程序 (EOP)，並實際進行 EOP 暫態演練，其狀況為一個 ADS 喪失電源、HPCI 潤滑油洩漏，最後在降載過程發生單一飼水泵及兩台飼水泵跳脫等手動急停復歸過程，我們負責擔任操作 MCP 盤飼水控制及 BPV 開啟洩壓等任務。

10 月 3 日(星期五)練習機組遙控停機盤參數核對及操作、建立 RHR 抑壓池冷卻模式之相關管閥列置及緊急柴油發電機併聯操作之演練，接著實際進行 EOP 暫態演練，其狀況為 RCIC 空間高差壓導致 PCIS Group 6 動作而不可用、平均功率階中子偵測系統 (APRM) 單一控道旁通、汽機跳脫反應器急停造成 L-8 高水位及兩台飼水泵跳脫，依 RC/L 步驟將 L-8 復原後重新啟動飼水泵恢復反應爐水位，並脫離 EOP。而後下午再一次進行系統盤面查錯練習，其狀況有：HPCI AOP 失電、Recirc Pump A 流量控制器未在 Auto 且流量與 B 台 mismatch、RPS B 串 channel 4 失電、FW 流量分控器 A 在 Manual 且 B 串流量異常開啟、主汽機旁通閥 BPV-1 失效開啟 25%、SDV C/S 切至 bypass、RCIC 流量控制器設定點未達 425gpm 及 EHC 在 B 串控制(正常選擇 A 串，表示 A 串異常)等八個系統異常狀態讓學員查證，最後測驗結束後檢討答案並互相討論問題。

10 月 6 日(星期一)一早先進行 EOP 程序說明教學，與先前不同本次說明有關一次圍阻體的 EOP 分析。隨後依分組 EOP 暫態演練，其狀況為 HPCI 及 RCIC 先後不可用、主汽機旁通閥 BPV-3 失效全開、反應爐自動急停主蒸氣隔離閥關閉，依 RC/P 步驟將 SRV 手動開啟降壓至 550 psig、冷凝水增壓泵注入爐心，在開啟 SRV 過程中啟用 RHR 抑壓

持冷卻，恢復穩定狀態。第二個 EOP 暫態演練，其狀況為 B 台 SBLC 泵及 A 與 B 台 CRD 泵不可用，依 EOP 手動急停反應器，並進行反應爐急停程序，經講師漫長講解反應爐水位降至-158 inch(Top of Active Fuel, TAF)以下，執行 C2 緊急洩壓程序開啟七顆 ADS 閥降壓至 500 psig，利用 LPCI 低壓注水系統補水，將系統帶至穩定狀態。第三個 EOP 暫態演練為預期暫態未急停，其狀況有：A 台 RHR 泵不可用，接著反應器急停控制棒未全入，依 EOP C5 替代補水將 ADS 引動信號旁通，手動開啟 SRV 降壓至 800-900 psig，並利用 RCIC 補水維持低水位，建立抑壓池冷卻與停止 HPCI 補水避免增加正反應度。下午進行系統查錯練習模擬考，其狀況有：緊急柴油發電機第 2 台不可用、APRM 控道旁通、IRM 控道 B 在運轉模式下插入導致失效、爐心載程水位 B 控道失效、反爐心高水位、CRD 蓄壓器異常、HPCI 泵流量設定點過低導致不可用、噴射泵流量指示為 0。

10 月 7 日(星期二)上午一開始進行模擬情境固定的測驗，即是將暫態停滯讓學員觀察以找出所適用的 EOP，其狀況為反應爐乾井高壓力、高溫度及兩根控制棒無法插入，考試內容要求判定適用的 EOP 以及記錄當下各相關數值(如:反應爐功率、水位、乾井溫度及壓力等)，並依 EOP 分類判別對反應爐功率、壓力、水位與一次圍阻體壓力、乾井溫度、抑壓池溫度、水位控制執行需要採取的 EOP 與 EOP 補充程序為何，最後再依緊急事件分類表進行暫態事件程度分級。接著進行 EOP 暫態演練，狀況為非計劃性地反應器功率改變，喪失單一控道 jet pump 並且 HPCI 不可用，接著執行反應爐急停程序，發生四根控制棒無法插入，後依 RC/L C5 步驟將反應爐恢復至穩定狀態。接著另一暫態演練，其狀況為控制棒飄移插入並且無法抽棒恢復棒位，與 SRV 故障開啟，此將導致蒸氣排放入抑壓池，造成抑壓池溫度、水位上升以及乾井高壓力，無法維持設定值，因此採取手動反應爐急停程序以及相關 EOP，將系統恢復至穩定狀態，並將事件依程度分級為 Alert。下午進行系統查錯練習模擬考，其狀況有：主變壓器 1A 故障導致主發電機輸出斷路器開啟、SBLC SQUIB 爆炸閥 A 喪失電源、CRD 驅動冷卻水高溫度因閥關閉、B 台再循環泵因喪失第一級軸封導致 staging flow Hi/Lo 警報和第一級與第二級壓力相同、B 串 RHR 系統不可用因泵控制開關 pulled to lock、A 串 RHR 廠用水控

制開關解鎖、爐心噴灑系統與 RHR 系統 B 串共用之充水泵低壓力導致支系統不可用、飼水流量主控制器為手動模式非正常操作。最後再進行 B 台再循環泵喪失第一級軸封暫態演練，導致乾井高壓力需執行反應器急停程序，最後依 EOP 建立抑壓池冷卻功能與使用 RCIC，使系統恢復穩定。

10 月 8 日(星期三)一早進行 EOP 的練習考試，一樣是給一個暫態進而分析進入何種 EOP 以及現在執行到的 EOP 為何，與昨日不同處係本次為選擇題。接著進行爐心噴灑充水泵跳脫的暫態演練，其狀況為爐心噴灑充水泵跳脫，接著乾井高壓力手動急停無效控制棒未插入，引動替代插棒系統 ARI 無效，但 RCIC 正常啟動，抑壓池高溫度(接近 110°F)而執行 RC/L C5-6 注入硼液並維持反應爐水位在 level 3 至 8 之間，同時試著恢復 CRD 後手動依序插入控制棒，事後將該事件分類為廠區緊急事故。中午休息後進行另一暫態演練，其狀況為 RCIC 不可用、反應爐窄程水位計 C 控道不可用及 B 控道指示失效高水位，反應爐水位降到-182 inch 並且 A 與 B 台飼水泵跳脫，進行手動急停無效控制棒未插入，引動 ARI 無效，同時試著恢復 CRD 後手動依序插入控制棒，旁通 ADS 並執行 EOP 4C 乾井高壓力下避免低壓注水系統注水，因而確認關閉爐心噴灑出口閥及 A 與 B 台 RHR 泵，事後將該事件分類亦為廠區緊急事故。另外講師演練天然災害地震事件發生，主控制室狀況，並與學員討論有關福島第一核電廠所面臨的海嘯與喪失廠內外電源狀況。

10 月 9 日(星期四)進行暫態演練，其狀況為 ADS 系統 A 低水位警報、再循環泵 A 台喪失第一級軸封，接著喪失第二級軸封，導致反應爐爐水洩漏至乾井，之後乾井高壓力，執行反應爐急停程序，但有數根控制棒未入，因此執行 C5 水位/功率控制，另乾井溫度逼近設定點 135°F，執行乾井冷卻 EOP 程序；抑壓池高壓力，執行抑壓池噴灑降溫程序，之後反應爐趨近穩定，將該事件分類為警戒事故。另一暫態演練，其狀況為 HPCI 不可用(掛卡維修)，接著冷凝器低真空造成 MSIV 關閉，飼水泵 A 與 B 台及主汽機跳脫，反應爐自動急停，一根控制棒未入，而 RCIC 已啟動，另因壓力過高並且水位在 level 3 以下，故執行 EOP 的 RPV 控制，手動開啟 SRV 進行調節，並配合飼水增壓泵補水位適時開關 SRV，最後反應爐恢復穩定，事後進行事件分級判定，結果尚未歸

入任何一項分類等級。下午進行兩次模擬考試，作為明天最後正式考試前的練習。

10月10日(星期五)一早八點鐘開始進行進行最終考試分兩階段，考試時間各一小時，試題內容包括：第一階為系統查錯，共有8題簡答，需判定是否與TS相關、TS LCO章節及行動；第二階為EOP判定測驗，共有10題選擇題，需辨識進入EOP條件，目前反應器水位、壓力、功率控制與一次圍阻體氣體及壓力控制、抑壓池水位及溫度控制、乾井壓力及溫度控制狀態，以及最後緊急事件分級判定等問題，經過一番奮戰之後，終於通過了考試，順利取得NRC訓練中心所頒授的結訓證書。

綜合以上的模擬器操作訓練與系統盤面異常的察覺練習，不僅加深視察員對於系統盤面與運作的認識，更有助於視察員就運轉中的機組系統倘若出現異常情況時，能夠迅速察覺之敏銳度與系統整體宏觀考量的能力，是一項非常有意義且紮實的訓練模式。

二、赴 NRC Region II 辦公室簡報與經驗交流

本次參訪 NRC Region II 辦公室共計 2 日，9 月 22 日(星期一)除聽取 NRC Region II 辦公室之 Reactor Projects 部門人員簡報，主題包括：Reactor Oversight Process、Fukushima Inspection Activities 外，我方亦向 Region II 辦公室人員進行簡報，主題包括：原能會 2014 年管制動態(Overview of Recent Regulatory Activities)、核一廠運轉執照換照申請審查(Chinshan License Renewal Review)、台灣核能電廠耐震餘裕評估審查(Seismic Reevaluations for Taiwan NPPs)等。經本次簡報並與 NRC 人員討論發現：

- (一)Reactor Oversight Process：NRC 反應器監管程序(ROP)是一套據以視察、評估、確認商轉電廠是否安全運轉的方案。在重要績效領域主要可分為電廠安全、輻射安全及安全防護等三大策略績效，電廠安全基石又可分為肇始事件、救援系統、屏障完整及緊急應變備妥；輻射安全基石又可分為職業輻射安全與公眾輻射安全；安全防護基石為設施保護。除上述七項安全基石外，另有跨領域要素包括人因績效、具有安全意識的工作環境及問題確認與解決的能力。NRC 在評估上述電廠績效方法可分為基準視察與績效指標(PI)，其中基準視察可利用顯著性確立程序來達成目標，另績效指標可利用顯著性門檻來達成目標，相關

結果將納入管制對策矩陣，並做成相關管制回應。針對績效指標與視察發現的績效門檻皆有燈號區別安全顯著等級，依安全顧慮顯著性之增加分為綠、白、黃、紅燈號，而管制對策矩陣亦隨安全顧慮顯著性增加如持照者回應、管制單位回應、單一/多數基石劣化及不可接受績效，而提升相關管制措施如增加安全顯著性、NRC 視察人力、NRC 與持照者的管理提升及管制行動。NRC 為了精進績效審查除連續及每季審查報告外，另有期中與期末週期審查，期中與期末審查皆為一年週期，期中週期審查自當年年中七月至隔年六月，另期末週期審查自當年一月至十二月，因此每年 ROP 有兩次績效複審，以確保電廠績效掌握及審視管制作為適當性。最後簡報說明 NRC Region II Mid-Cycle Review Results 燃料製造商績效皆非常好，另指出一些電廠缺失部分，包括：Browns Ferry Unit 1、2、3 及 Oconee Unit 1 白燈等其他案例。

(二)Region II 因應日本福島事故相關改善項目(Fukushima Inspection Activities):NRC 為因應日本福島事故相關改善項目於 2012 年 7 月出版近期專案小組 NTTF 等相關建議要求事項，分為近、中、長程須完成項目，在近程管制要求主要有喪失廠內外交流電延緩策略(Order EA-12-049、NTTF4.1)、用過燃料池儀器改善(Order EA-12-051)、強化嚴重事故過濾排氣能力(Order EA-13-109)、重新評估地震與水災危害度(NTTF2.1)、地震與水災現場巡查(NTTF2.3)、廠內緊急事故反應能力(NTTF8)、緊急動員與通訊(NTTF9.3)、完成緊急事故反應時間系統模組(NTTF9.4)等。上述管制要求依定義、決定、管制行動、持照者行動及 NRC 視察等五個階段作為進度追蹤，多數管制行動已完成，表示已發布相關管制命令要求持照者遵循改善，除 NTTF2.3 及 9.4 外，多數持照者仍進行改善階段，尚未完成。中程管制要求主要是針對用過燃料池補水系統能力、緊急整備計畫及其他外部危害度評估，以及長程管制要求等。Region II 也提到目前，福島改善項目已獲得相當大的進展，重要的安全強化將持續進行中，並於 2016 年將全部到位。NRC 管制要求的時間軸與許多國家一致，並持續與國際間合作。Region II 近期針對福島改善項目主要視察活動包括 TI 2515/183 福島電廠燃料

破損事件後續處理、TI 2515/184 嚴重事故處理導則(SAMGs)之可用性與準備視察、TI 2515/187 與 188 NTTF 2.3 水災與地震巡查視察、TI 2515/190 有關持照者提議應對 NTTF 2.1 水災重新評估之臨時措施視察及 TI 2515/191 有關持照者執行延緩策略、用過燃料池儀器要求事項及緊急應變聯絡與人力支援計畫等，而相關符合性驗證視察結果，NRC 將出版各議題之安全評估報告，其細節提到各區局(Regions Office)將主導視察活動，Watts Bar 電廠應可算第一個符合要求期限的機組，其他電廠視察活動將於明年夏天開始，而初次視察將使用暫行指引(TI)作為視察基準。雖然 TI 2515/191 指引於今年七月討論並於近期 issue，相關指引將於實際應用於今年秋天 Watts Bar 電廠，並進行初次的視察。舉例 TI 2515/191 透過此視察為確認有關 NRC Order EA-12-049 因而增加超出外部事件設計基準之要求事項、EA-12-051 用過燃料池儀器要求，以及執行聯絡與人力支援計畫需增加大規模事件之應變能力。

另於 9 月 25 日(星期四)從電廠返回亞特蘭大，再到 NRC Region II 辦公室與管制運轉副局長 Leonard Wert 就管制規劃進行討論，其表示已屆年底需為明年各種計畫做規劃、有預算和決算、公眾會議及人員訓練管理方面的事務等，討論完即結束本次赴 NRC Region II 辦公室的行程。

本次參訪 NRC Region II 辦公室，並與 NRC 人員簡報交流有關 NRC 反應器監管程序及因應日本福島事故相關改善項目等，獲得許多值得參考之管制經驗，有助於核安管制業務之推展，提升管制效能。

三、赴 INPO 經驗交流

9 月 23 日(星期二)參訪 INPO 辦公室並與台電公司駐亞特蘭大 INPO 總部的徐正治先生會面，此行是為了瞭解美國 INPO 組織在核能電廠方面所做的相關工作內容。

此次經驗交流結果簡述如下：

- (一)組織背景說明：INPO 係為 1979 年美國三哩島事故後，為改善各核能電廠運轉績效並分享運轉經驗提升安全，以免再次發生相同事故，由各個電力公司在政

府促成下所成立的組織，亞特蘭大不僅是 INPO 的總部同時也是世界核能發電協會(World Association of Nuclear Operators, WANO)在美國的總部，這兩個組織的總部皆在同一棟大樓內，並且我們也得知 WANO 在全球總共有五大中心，分別是英國倫敦、法國巴黎、俄羅斯莫斯科、日本東京以及美國亞特蘭大，而 INPO 主要成員為美國的核能電力公司，其餘為使用美國核能機組的部分國家(如日本、台灣等)之電力公司，因成立時間較 WANO 早，並且在同一棟大樓，故所收集的資料亦較齊全，其資料庫完整性不僅僅有上述所提的國家。

(二)核心工作內容概述：INPO 有四大工作，1.收集每日核能電廠所提的運轉經驗 (Operation Experience, 以下簡稱 OE)，並進行事件分析與分享個廠經驗。2.對核能電廠進行評估，定期派員前往核電廠，執行績效評估及提供改善建議視察作業。3.提供人員訓練，並進一步檢視電廠的訓練計畫，針對弱點及需強化部分提供改善建議。4.提供各核能電廠技術支援，及管理問題改善。

(三)針對部分重要工作詳述：1.收集核能電廠 OE，電廠內有 OE Coordinator 人員負責提供給 INPO 每日的 OE，而 INPO 人員將所提供的 OE 輸入進 ICES(INPO Consolidated Event System)系統，進行歸類分析以及評比與回饋到核電廠，並針對特定主題的 OE 事件寫一份 IER(INPO Event Report)報告；另外，定期內部開會討論 INPO 人員彙整電廠所提供之 OE，並整理審閱後上網公布。2.針對電廠進行視察，每兩年針對美國境內所有 61 個核能電廠派數個小組，一組成員約 20~30 名前往電廠執行為期兩個星期的績效評估及提供改善建議視察作業，內容有針對電廠人員表現與知識能力、系統組件情況、計畫與程序品質驗證以及管理面進行評估，最後寫成一份建議報告，報告中會含有 AFI(Area for Improvement)，即是與各個評比項目最高標準的差距情況，提供電廠作為改善參考。

(四)結論：INPO 將收集知識、電廠經驗回饋資料視為邁向卓越的目標，每年甚至每日不斷地提升對核能電廠安全的標準，不斷追求卓越，也不斷地提升卓越，另外，INPO 與管制單位 NRC 之間的關係並不密切，若要提及有關的部分，即是

NRC 會委託 INPO 針對人員訓練成立經 NRC 認證的機構，來對核能從業人員進行相關訓練，而此部份此行並未獲得更詳細的資訊，總而言之，INPO 是一個核能電廠業主共同成立為追求卓越績效與安全的組織，與管制機構無關，各電廠純粹是自主性地去進行持續改善，各自互相比拚追求績效，以達成安全之目的。

四、參訪 Browns Ferry 核能電廠

9 月 24 日(星期三)參訪 Browns Ferry 核能電廠，除與 NRC Region II 辦公室視察員進行意見交換外，並且赴廠房實地參觀。參觀過程由 Jonathan Bartley(Region II Reactor Projects Branch Chief)、Christian Scott(Senior Resident Inspector)及 Thomas Stephen(Resident Inspector)全程陪同。本次參訪與 NRC Region II 辦公室視察員及 Browns Ferry 核能電廠，進行經驗交流及現場參觀結果如下：

(一) Region II 管制單位組織：NRC Region II 辦公室視察員首先介紹 Region II 組織架構，Region II 行政正副首長、公眾議題官員及辦公調查員外，可分為運轉及建廠處室，其中運轉處室可再分為反應器計畫、反應器安全、燃料製造視察及行政管理四大部門，而本次參訪 Browns Ferry 電廠駐廠視察員即所屬反應器計畫部門第六科，第六科負責 TVA 公司(Tennessee Valley Authority)所屬 Browns Ferry、Watts Bar 與 Sequoyah 等電廠駐廠視察員業務，除特殊重要審查案包括功率提升、執照延役申請或福島事件改善案等另有其他 Region II 部門負責審查外，其他有關機組運轉狀況、反應器監管程序視察、大修視察、異常事件回報等電廠業務皆由駐廠視察員負責。

(二)TVA 公司(Tennessee Valley Authority)概況：TVA 主要由聯邦政府出資成立，之後轉型為自給自足的聯合公司，且主要提供美國七個州的電力、經濟建設、河流水壩控管、流域航行等活動。TVA 公司擁有火力發電廠、水力發電廠、核能發電廠、太陽能發電、再生能源發電廠等，投資的各類能源發展儘可能提供環保且低價的電力給民眾。其中 TVA 公司目前擁有 6 部運轉中核電機組 (Sequoyah 2 部、Browns Ferry 3 部、Watts Bar unit 1)，1 部興建中機組(Watts

Bar unit 2) 及 1 部暫停保養中的核電機組 (Bellefonte) 。 Browns Ferry 核能電廠為奇異公司 BWR/4 沸水式反應器與 Mark I 圍阻體型式，跟我國核一廠是同型電廠也是 TVA 公司第一座核能電廠，係於 1966 年開始建造，1、2、3 號機分別於 1973、1974 及 1976 年取得全功率運轉執照，並於 1998 年通過 2、3 號機中幅度功率提升、2006 年通過 3 部機組執照延役申請及 2007 年通過 1 號機中幅度功率提升，目前 1、2 號機已進入延役商轉期間，值得作為執照換發申請案之管制參考。

(三)執照更新申請相關討論議題：本次參訪主要針對執照更新申請相關議題例如電廠如何執行結構監測方案圖面確認視察時機、老化管理方案之設備清單管理、執照更新申請(License Renew Application, LRA)相關重要設備更換及改善項目、重要視察發現如反應爐蓋內封環洩漏、執照更新申請審查與不符現況持照基準問題，以及目前 NRC 暫緩執照更新申請活動之問題進行討論。

(四)老化管理方案之設備清單管理：針對 Browns Ferry 核能電廠設備清單管理，Region II 駐廠視察員說明納入老化管理審查(Aging Management Review, AMR)或老化管理方案(Aging Management Program, AMP)設備清單目前由 TVA 進行管控，目前 1、2 號機已邁入 20 年延役期間，相關老化管理方案之設備清單已建立齊全並可據以執行各方案以監測 SSCs 老劣化情形，但因相關資料較龐大，Region II 駐廠視察員表示願意提供部分區域如高壓注水系統(HPCI)及緊急柴油機(EDG)細部設備清單作為參考。

(五)關於結構監測方案圖面確認視察時機：如同 AMP 設備清單管理，Region II 駐廠視察員表示願意提供緊急柴油機房間之結構監測方案圖面及相關電廠執行現場巡視之結果作為參考，另關於 LRA 審查發現電廠執行結構監測判定老裂化之人員資格問題，Region II 駐廠視察員表示該問題後來已澄清解決。

(六)LRA 重要設備更換及改善項目：Region II 第六科科長 Jonathan 表示事實上 LRA 較單純僅有原 AMP、限時老化分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAA)、更新最終安全分析報告(Upgrade Final Safety Analysis Report, UFSAR)、運轉規範

(Technical Specifications, TS)等相關管制及審查項目，其審查結果並未針對 SSCs 要求 TVA 進行更換改善，較多更換改善案例主要來自於大幅度功率提升案(Extended Power Upgrades, EPU)，主要更換 FW pump、CP pump、CP booster pump、SBLC 注入容量效益需評估、Steam Dryer 等相關設備。但目前 Browns Ferry 核能電廠已放棄原有 EPU 功率提升申請，待明年重新修正報告後再向 NRC 提出申請。

(七)執照更新申請審查與不符持照基準問題：針對 LRA 審查案所遇到屬於現況持照設計基準不符事項，Jonathan 表示 NRC 的做法是將屬於現有執照基準(Current Licensing Basis, CLB)不符事項與 LRA 分開處理，例如福島事件有關超越外部事件議題如水災或龍捲風(BFN 較不怕強震)，有各自對應的 NTF 或 TI 等相關規範指引作為視察及確認改善事項，最後亦會完成相關安全評估報告 SER；執照更新申請亦有各自相關規範如一般老化經驗學習報告 Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report 作為老化管理方案之管控，其他管制要求而進行的 DCR 改善項目將列入年度更新，並視情況列入 AMP 或 TLAA 管理項目，此屬於被動列入管理並非主動將 CLB 議題列為未解決事項，而 CLB 議題亦有對應法規規範作為審查管控，兩者管制作為似乎獨立平行進行。

(八)目前 NRC 暫緩執照更新申請活動之問題：有關目前美國電廠有許多機組執照更新申請因為核廢棄物信心規則議題而暫緩，Jonathan 表示事實上已有許多電廠完成 LRA 審查或準備提送 LRA 報告，但因法令瑕疵問題而使 NRC 暫時停止新執照的核發。事實上所有執照更新申請審查與視察活動皆來自於 NRC 總部，而當 LRA 核發後才將後續確認視察活動交給區局，目前 NRC 已完成法令修改，相關 LRA 審查將繼續進行。

(九)現場參觀：本次 NRC 駐廠視察員安排參觀的地點，包含 1、2 號機共通主控制室、新建技術支援中心、1 號機電纜間(Cable Vault)火災現場、2 號機電纜防火區隔、3 號機緊要柴油機 4 台水密門、RHRSW 冷卻水系統、1 號機 Torus 及附近 ECCS 設備間。駐廠視察員 Christian 首先介紹 1、2 號機共通主控制室，TVA

位於 2 號機控制室當值成員包括機組值班主任、反應器運轉員及汽機運轉員，較特別是 Browns Ferry 核能電廠(BFN)盤面較多數位化監視參數之螢幕、603 盤垂直盤面每個控制棒皆有棒位指示，盤面也較清楚，若發生急停時可一目了然控制棒是否已全入。第二接著介紹 BFN 新建 TSC 房間，並說明當發生事故緊急成立 TSC 時，駐廠視察員所扮演角色為回報控制室機組即時狀況、回報區局或總部狀況、確認控制室盤面、現場狀況及電廠所模擬事故演進是否正確。第三由駐廠視察員 Thomas 介紹 BFN 1 號機 Cable Vault 火災現場，起因是 TVA 員工使用蠟燭且未注意造成火災，因為發生於控制室下方控制纜線的 Cable Vault，火災延燒導致 1 號機控制發生問題，據說影響設備在未轉動控制開關 C/S，該設備會突然啟動又停止等怪現象，事後 1 號機停止運轉好一段時間，在現場參訪過程中發現許多電氣穿越孔皆標示以防火材質填封、安全相關導線管電纜線亦補強防火材質，以維持 1 小時防火能力、安全相關防火門亦漆成紅色以表示防火區間。第四接著介紹三號機因 NTTF2.1 及 2.3 水災防護之改善項目有關 4 台緊急柴油發電機水密門，以及旁邊緊急柴油發電機消防設備之 CO₂ 槽體房間之擋水門，CO₂ 槽體房間之擋水門設計很特殊並未封閉整個房間，門上方做一連通外界設計，因此詢問設計此高度的依據為何，NRC 人員回答此高度設計乃評估位於電廠上游田納西河流域所有水壩皆潰堤，且電廠下游水壩仍存活造成的淹水高度而得。第五接著到位於廠外取水口附近的 RHRSW 亦屬於安全重要設備，因低於評估淹水高度，故每台房間皆加裝防水門避免水災危害，另指出 BFN 因應福島事件 NEI 12-06 FLEX 移動式設備儲存結構場址目前則仍在興建當中，其設計仿造 Watts Bar 電廠，未來將配置相同移動式救援設備供緊急救援第二階段使用。在廠外亦介紹 ISFSI(乾貯)廠址、夏天可避免溫排水造成機組降載運轉的冷卻水塔、輔助 RHR 冷卻水系統及濕式強化排氣系統，最後繞至 1 號機 Torus 及附近 ECCS 設備間現場，並說明相關改善項目如因應地下水位而更新廠房內沉水泵、RCIC 潤滑油溫冷卻及 HPCI 進氣閥內漏問題，但也發現一些廠務管理問題供 NRC 人員向 TVA 提出改進，

例如：EDG 冷卻水管路有砂孔微漏及 RHRSW 設備間地面有積水情形。

五、赴 NRC Headquarters 辦公室討論與經驗交流

本次參訪 NRC 總部辦公室共計 2 日，10 月 14 日(星期二)參訪 NRC 負責執照延役申請審查的 NRR 部門，NRC 安排人員向我們討論相關管制意見並回答問題，內容摘述如下：

- (一) 在福島事件後對執照更新申請案的影響：美國電廠在福島事件發生後有許多強化改善案件，若電廠的執照更新申請案仍於 NRC 審查時，持照者每年必須提交持照設計基準的更新及改變；若電廠已獲得執照更新申請許可，持照設計基準的改變將依循現有運轉管制規範；若電廠未來計畫向 NRC 申請執照更新，持照者必須反映現有持照設計基準狀態，包括所有已經完成的因應福島事件 NTF 強化改善案。因此，除非持照者完成福島相關強化事項，使得現有持照設計基準有所更新改變，否則 NRC 會以送審持照設計基準內容審查，亦不會延遲執照更新申請審查。
- (二) 執照更新申請案審查有關 GALL 報告版次問題：當 GALL 報告第 2 版出版時，NRC 不會要求現有持照者更新依循 GALL 報告版次，除此之外，NRC 會考量老化管理方案最顯著的更新，這些更新通常來自於新的工業界運轉經驗，以及先前審查經驗例如與 GALL 報告指引的差異性，並於審查過程提出新增要求事項(Request for Additional Information, RAIs)來符合第 2 版版次問題，如美國 Limerick 與 Grand Gulf 核電廠。若 NRC 已經完成審查並公布安全評估報告，但仍有相關版次符合性之 RAIs 問題，NRC 會於之後針對這些 RAIs 的回應再提出補充安全評估報告，但 NRC 不會要求已申請通過執照更新的電廠因此變更原有的老化管理方案。另針對美國 Indian Point 核電廠 2 號機有用過燃料池襯板洩漏問題，其利用老化管理方案機械部分第 2 項水化學管理方案執行，以觀察水質是否出現銹蝕化學物質來進行監測。最後 NRC 提到 RIS 2011-05 報告雖然明顯屬 AMP 改版，但 AMP 與 AMR 項目有對應聯結，因此 AMP 的改變預期亦會變更 AMR 的細節，例如第 2 版包含新的 AMP 項目”裂

化”的部分組件，那此老化影響亦與 AMP 更新相關。

(三) 核能電廠耐震再評估作業：NRC 要求美國電廠進行加速耐震評估程序(ESEP) 屬於 NTF 2.1 暫行評估措施，用來優先評估電廠設備之地震危害度評估，而所有美國電廠未來亦須參照 NUREG-2115 完成機率式地震危害度分析 (PSHA)。目前美國西部僅有三個廠址 Palo Verdes, Diablo Canyon and Columbia 核電廠發展出電廠特有 PSHA，NRC 成員包括地震與地質專家皆參與資深地震危害度評估會議(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)工作團隊、會議，並觀察工作團隊與會議，雖然 NRC 觀察 SSHAC 會議，但 SSHAC 執行過程皆與 NRC 耐震專家互為獨立，NRC 必須驗證任何使用於核能電廠安全評估之研究、模型、方法論及分析等，並做出影響運轉執照之管制決定，更進一步，雖然NRC屬管制個體並獨立於審查小組來謹慎地考量SSHAC之意見與建議，但不會對 SSHAC 做出任何的決議，另外要決定 SSHAC Level 等級，廠址須參照 NUREG-2117 來決定執行。

(四) 耐震監測儀器之依循指引問題：NRC 管制指引 RG 1.12 提供核能電廠耐震監測儀器之依循指引，第二版提到在 1997 年前核發興建或運轉執照的電廠可自願性的符合 RG 1.12、RG 1.166 及 RG 1.167 準則等規範，在 2011 年維吉尼亞地震發生時衝擊到美國 North Anna 核電廠，NRC 發布資訊通知 IN 2012-25「地震儀器與反應器運轉相關系統之績效議題」，指出缺乏自由場監測儀器與相對老舊的地震儀導致自由場及不同反應器樓層之地表動作特性相對不足，同時指出供給地震儀盤面電源之議題，儘管如此 NRC 並未要求每個電廠更新地震儀系統，也相信有些電廠會自願依循 RG 1.12 第二版進行更新，例如美國 North Anna 核電廠相關改善與安全結構、系統及組件 SSCs 無關，無須提交 NRC 核准。

(五) 美國 Browns Ferry 核電廠功率提升與執照更新申請案：針對 Browns Ferry 核電廠 SSCs 在 2004 年至 2006 年大幅度功率提升 EPU 與執照更新申請同時進行審查期間，所有設計變更的考量皆來自於 EPU 審查階段的改善事項，雖執照更

新申請早於 EPU 先完成審查並通過，但任何 EPU 顯著的修改影響到執照更新內容部分皆經過 NRC 審查。NRC 近期公布管制議題總整理 RIS 2014-06「考量執照更新申請之現有運轉議題與執照活動」說明執照更新申請之時間流程及持照者應提交或更新的内容。另執照更新審查只允許在現有持照熱功率值，因此在 Browns Ferry 核電廠 EPU 功率提升尚未通過前，其延役之持照熱功率值仍維持 SPU 功率提升狀態。在功率提升至 7% 之管制要求，主要設備修改為主汽機及主發電機等二次側系統，1 號機因重新啟動案亦更換許多電纜線、管路等。

(六) 美國 Browns Ferry 核電廠執照更新申請案審查：有關老化管理方案結構與設備巡查介面及範圍問題，在老化管理方案結構部分第 3 項屬於 ASME Code 管路及組件支撐部分巡查範圍，螺栓包含於管路及組件支撐結構巡查項目一部分，另外一方面，結構上的螺栓屬於老化管理方案結構部分第 6 項結構監測方案，且該方案是所有結構內含括其他未納入老化管理項目的檢查範圍，以確保所有結構內執照更新老化管理範圍的項目能被適切的管控。有關疲勞監測方案原已存在於 Browns Ferry 核電廠老化管理項目，電廠已強化該方案範圍擴大至反應器壓力槽區域，該區域進行環境疲勞評估與抑壓池及池體排氣疲勞監測。另外在電廠進入延役期間之前，NRC 會先執行視察，確認電廠老化管理方案已經實行，與相關執照更新活動完成，相關視察發現列於視察報告內容，除此之外，在電廠進入延役期間，相關視察計畫將回歸於反應器監管程序，如同本會核安管制紅綠燈視察，來確認電廠是否將相關老劣化管理議題列入改正行動方案(Corrective Action Program, CAP)。

(七) 美國 Browns Ferry 核電廠視察結構監測方案：針對 NRC 審查執照更新申請案時，要確保電廠能辨識相關需被視察的結構及對應老化管理方案的適切性，但審查過程並未主導電廠執行該視察的細部方法及深度，電廠自主發展一套適合他們執行結構監測方案的程序或圖面，NRC 要求該方法必須有效管理結構老劣化情形，並於電廠進入延役期間之前執行視察，以確認電廠對於該方案之強化結果。另外依初始電廠設計與建造來發展並維持設備組件的基本資

料，相關資料利用組件編號可區別電廠安全與非安全相關機械、結構與電子組件，該資料包含品保設計、維護方案資訊、系統位置與材料組成，上述組件資料品保紀錄要求將依 10 CFR Part 50, Appendix B 品質保證方案執行。

- (八) 美國 Diablo Canyon 核電廠執照更新申請案問題：在加州能源局要求加州最大基載發電廠—Diablo Canyon 核電廠評估潛在可能發生地震事件造成的危害，因此 PG&E 執行 2D 與 3D 高與低能量陸域及低能量海域地震調查，並與其他地質研究結果結合，以描述 Diablo Canyon 核電廠廠址附近斷層之特性。特別的是，能源局建議利用地震映像法解決 Hosgri 斷層與附近其他斷層的結構類型、地質、連續與交互作用，同時再確認 Diablo Canyon 廠址次表面來釐清 2003 發生於電廠附近的 San Simeon 地震之現象，相關調查結果已總結歸納在 PG&E 公司向加州能源局提交的報告。儘管如此，因為一些環境議題，3D 地質調查許可被加州海岸局否決，導致原來高能量海域地震調查範圍被縮小，雖然該海域 3D 調查範圍被縮小，但依據 PG&E 公司研究顯示已達成目標，該研究降低 Hosgri 與 Shoreline 斷層之滑移率限制的不確定性，同時也提供更易瞭解有關電廠附近斷層內部結構，除此之外，地動預測模型經地震調查與其他地質研究而獲得改進，電廠相信這樣的研究可以解決加州能源局的建議要求事項，同時可確認當發生地震時，電廠與主要組件的設計能承受並維持相關安全功能。上述 2D 與 3D 地震調查並非 NRC 要求事項，因此 NRC 將不會直接審查這些調查結果，儘管如此，因為 2D 與 3D 調查結果將與因應福島事件耐震危害度再評估的機率式地震危害度評估 PSHA 過程有所關聯，NRC 將會審查電廠提交 PSHA 的結果。另外 Diablo Canyon 核電廠執照更新申請案審查，PG&E 公司自主要求暫停，為了獲得加州海岸局的認可，一般來說，因應福島改善案之未來須完成的耐震研究或耐震危害度評估應用於現有反應器運轉，但與執照更新申請審查無關，儘管如此，任何來自於 NTF 所要求改善項目皆造成持照設計基準的改變，例如因改善而新增的設備組件將被考量納入執照更新評估範圍，審查方式也如同其他納入執照更新評估範圍的設備組件。目前執照更新審查案

是針對系統、結構及組件的老劣化進行審查，而未來的 3D 地震研究或 NTF 2.1 耐震危害度評估將透過 NRC 現有管制過程進行管控，預期可以適切的確保現有運轉電廠的持照基準，並提供與維持可接受的安全運轉層級，除此之外，若在審查危害度再評估報告或補強期間有變化是可以接受的，NRC 將注意是否有立即性的安全議題，並採取適當的管制措施，無論電廠在 40 年商轉或超過 40 年後的延役期間。因此執照更新申請案的准駁將不會延後至耐震危害度再評估與補強改善完成，更進一步來說，其建議改善期程與執照更新要求事項亦互為獨立。

另於 10 月 15 日(星期三)參與 NRC 公眾會議，屬於反應器核子保安穩定度與 PRA 之監督委員會議，其議程分為公開與閉門會議，公開會議討論內容主要為該計畫執行狀態的審視，以及利用 PRA Level 2 進行人因評估，NRC 向委員簡報題目為「完整範圍的廠址 PRA Level 3 評估」及「爐心熔毀事故後人因分析方法」，簡報內容摘述如下：

- (一) 完整範圍的廠址 PRA Level 3 評估：在 2011 年福島事件發生後 NRC 提供一個利用 PRA Level 3 進行外部事件評估的選項(SECY-11-0089、SECY-11-0172、SECY-12-0123)，其中包括其計畫評估範圍、輻射源及品保審查。本次簡報運轉及停機期間發生反應器內部水災與火災事件、地震、強風、外部水災及其他危害度、用過燃料池、乾式貯存、整體廠址風險評估及同行審查，簡報結論提到目前可成功應用於內部組織包括領導階層、職員及雇員，但仍有一些進階的挑戰例如整合 PRA Level 1 與 Level 2 的模型與 Level 2 的人因分析等。
- (二) 爐心熔毀事故後人因風險分析方法：其簡報說明雖人因風險分析 HRA 支援機組運轉期間 PRA Level 1 分析，但 PRA 在內部事件分析進行辨識及適切的捕捉時，面對逐漸複雜化的爐心熔毀後的情境之分析較容易失敗，因此目前方法不適用於爐心熔毀事故後分析，另外針對運轉員如何在爐心熔毀後的操作與應變，在此方面的分析資料較不足。在一般爐心熔毀後運轉員的應變分析分為，依循 EOPs 與 SAMGs、運轉員相關訓練、機組狀態的掌握瞭解、事故前後的

團隊作業、TSC 策略之決策及對於輻射源釋放之緊急應變策略的強化等，此模型針對運轉員應變、方法論範圍、人因事件的篩選準則、決策之事件樹分析逐一討論。

肆、建議

- 一、精進核安管制人才培育：我國雖已建立核能電廠視察員證照制度，但建議可參考 NRC 作法，依據個人專業背景、職務內容及生涯規劃等項目，為每位參與管制工作之人員，適時給予相關訓練來強化專業知能，以因應未來執行管制業務之需求，並指派適當之人員專任規劃，進行課堂講解及考核。此外，各項訓練課程亦可以小組討論或簡報方式進行，以增強課程間講師與學員之間充分討論互動交流的時間。
- 二、吸取美國因應福島之管制經驗作為我國管制參考：本次參訪 NRC Region II 美方簡報有關因應福島管制案件的重點，針對美國中南部電廠的外部危害事件主要聚焦於水災及強風危害，因我國亦有相似如豪大雨造成的水災，以及颱風造成的強風等外部危害，因此其管制重點與視察導則值得作為管制借鏡之參考。
- 三、吸取美國電廠之延役與管制經驗作為我國管制參考：(1)本次參訪 Browns Ferry 核能電廠，除與 NRC 駐廠視察員進行多項議題討論外，建議可參考美方目前正在執行老化管理方案之延役電廠，如瞭解 Browns Ferry 核能電廠相關執照更新議題之結構設備清單與圖面，作為未來電廠延役期間之執行層面與落實老化管理方案之管制參考；(2)本次參訪 NRC 總部與 NRR 部門討論許多有關延役審查案 LRA 之議題，美國電廠有 100 座運轉中機組，目前有 74 座機組已通過延役申請，而 NRC 所面臨法令問題也陸續明朗，包括今(103)年 10 月 20 日近期才剛通過的 Limerick 核能電廠兩部機組，其送審期間為福島事故發生之後，在美方擁有如此成熟之技術與面臨福島事故前後之不同管制經驗下，建議我國核能電廠應持續瞭解美國電廠面臨延役期間之相關改善及老化管理方案執行作法，管制單位對於延役申請案之審查技術與流程亦應適度考量作為管制參考。
- 四、增進我國管制視野：我國有三座運轉中核電廠及一部興建中核電廠，目前三部運轉中核電廠即將面臨 40 年執照到期議題，因此面對未來延役或除役相關管制與

審查技術之學習與經驗獲取已是刻不容緩，而目前國際間尚有些國家積極發展核能發電，雖陸續引進新一代核反應爐的設計，但實質上多數美國電廠仍將機組運轉執照的有效期間延長視為重要選項之一，建議未來視察員在職訓練可適當納入當前核能電廠機組執照運轉之重大議題如功率提升、延役或除役之管制經驗簡介，以提升視察員視野。

五、持續辦理視察員赴美參與訓練課程：本次出國所學包含核能電廠安全管制技術、管制實務與美方視察員的經驗交流等，研習成果豐富，對我國核能電廠安全管制視察員之訓練養成相當有益，建議未來仍應持續辦理視察員赴美參與訓練課程，深化我方與美方在視察員訓練與核安管制業務實務經驗交流，提升管制效能。

附件一 R-504B 核能電廠進階技術訓練課程課表

GE BWR/4 Advanced Course R-504B

| Day | Title |
|-----|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | Course Introduction /304B Exam Review Technical Specifications Introduction(Sec.1,2,3.0,SR 3.0.4 and 5) Technical Issue –Station Blackout Technical Issue –Buried Piping Technical Issue –ATWS |
| 2 | Daily Review Transients –Introduction Transients 1,2,4 Technical Issue –Power Oscillation and OPRM Technical Issue –Service Water/Instrument Air |
| 3 | Daily Review Transients 3,7,9 Technical Issue –Operability Determinations BWR Differences–ECCS and RCIC BWR Differences–Containments |
| 4 | Daily Review Transients 5,12,14 TS Exercises 3.1-3.3 Technical Issue –Distributed Control System Technical Issue –ECCS Voiding |
| 5 | Daily Review Transients 8,10,18 TS Exercises 3.4-3.5 Conduct of Operations Simulator Transients Demo #1 |
| 6 | Daily Review Transients 6,15,17 TS Exercises 3.6-3.7 Technical Issue –Power Uprates Plant Events – Natural Phenomena Technical Issue –Reportability |
| 7 | Daily Review Transients 11,13,16 TS Exercises 3.8-3.10 Technical Issue –IGSCC Technical Issue –ISFSI Simulator Transients Demo #2 |
| 8 | Daily Review Technical Issue –Shutdown Plant Problems Technical Issue –Emergency Action Levels |
| 9 | Daily Review Objective Review Plant Events –Fukushima Simulator Transients Demo #3 Self Study |
| 10 | Test |

附件二、R-624B 核能電廠模擬器訓練課程課表

GE BWR/4 Simulator Course R-624B

| Day | Lecture |
|-----|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | Course Introduction Initial Control Room Panel Review Panel Checks And System Startups Critical Pulls And Surveillance Testing |
| 2 | Panel Checks And System Startups Critical Pulls And Surveillance Testing Plant Heatup And Pressurization |
| 3 | Transfer To Run Mode Power Increase To Rated Surveillance Testing |
| 4 | Surveillance Testing Plant Evolutions Plant Transients |
| 5 | Plant Shutdown & Cooldown |
| 6 | Plant Operations Power Maneuvers Transients Surveillance Equipment Operations |
| 7 | EPG/EOP Introduction RPV Control Overview Plant Operations Level Pressure Power Control Contingencies Plant Scenarios |
| 8 | Primary Containment Control Including Review Of Primary / Secondary Containment Suppression Pool Temperature Control Drywell Temperature Control Primary Containment Pressure Control Suppression Pool Level Control Containment Temperature Control Plant Scenarios |
| 9 | Integrated Use Of EOP Severe Accident Guideline Discussion |
| 10 | Final Static Examination |

附件三：技術交流議程

Schedule for AEC Inspector Visiting NRC Headquarters, Region II Office and Browns Ferry Plant

| Duration | Venue | Remark |
|-----------|----------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 9/22 | NRC Region II Office | <p>NRC Presentation</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Overview of Recent RII Inspection Activities, Including in Response to Fukushima 2. Overview of RII Mid-cycle Assessment Reviews <p>AEC Presentation</p> <ol style="list-style-type: none"> 3. Recent Regulatory Activities in Taiwan 4. Chinshan NPP License Renewal Review Process 5. Seismic Reevaluations for Taiwan NPP |
| 9/23 | INPO | Tour and discussion |
| 9/24-9/25 | Browns Ferry Plant | <p>Site tour and discussion</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. LRA Enhancements, AMP Documents and Components list. 2. Post-Fukushima Safety Enhancements Ex: FCVS or FLEX Equipment 3. Unit 1 Fire Protection System Enhancements |
| 10/14-15 | NRC Headquarters | Tour and questions discussion |



圖一、參加 NRC 技術訓練中心訓練 R-504B 課程學員合影



圖二、參加 NRC 技術訓練中心訓練 R-624B 課程學員合影



圖三、參觀 Browns Ferry 核電廠 1、2 號機共通主控制室



圖四、參觀 Browns Ferry 核電廠 TSC 與駐廠視察員合影



圖五、參觀 Browns Ferry 核電廠 1 號機電纜防火強化情況



圖六、與 Region II 管制運轉副局長 Leonard Wert 合影



圖七、與 Region II 反應器企畫部門主管 Joel Munday 合影



圖八、與台電公司駐亞特蘭大 INPO 總部聯絡人徐正治先生合影



圖九、參訪 NRC Headquarter 管制意見交流及公眾會議