

出國報告（出國類別：實習）

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：張禕庭技士、郭獻棠技士

派赴國家：美國

出國期間：99年8月21日至99年9月26日

報告日期：99年12月20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，行程分為三階段，第一階段至 NRC 技術訓練中心分別參加「沸水式與壓水式核能電廠進階技術課程」，內容主要包含暫態分析、運轉規範應用及其他相關技術議題探討等。

第二階段行程參訪 Watts Bar 核能電廠，與 NRC 視察員及核能電廠業者進行訪談，並實地參觀電廠，瞭解 NRC 管制作為；另赴 NRC Region II Office，與 NRC 人員進行興建中電廠管制經驗交流。

第三階段前往專業發展中心，研習「視察員有效溝通訓練課程」，學習視察員如何與被管制者（業者）進行有效溝通，以及「核子反應器安全觀點課程」，瞭解史上重大核子事故，核安管制觀念、思維及策略之演變，以及嚴重核子事故演進現象等。期間亦至 NRC 觀摩開放公眾參與之管制會議及參觀 NRC 緊急事件應變中心，並與 NRC 總部人員進行交流，交換興建中電廠管制經驗。

本次出國行程與 NRC 人員進行管制經驗交流，在交流過程中，本會人員所展現之專業形象深獲肯定。研習期間取得之「電氣設備絕緣測試程序書」、「地下埋管完整性及地下水防護方案」、「現場勘驗作業程序書」、「火災防護報告」等技術文件，已送交本會核能電廠管制單位進行研閱，作為管制參考。本次出國所學包含核能電廠安全管制技術、管制實務與經驗等，研習成果堪稱豐富，已將相關心得整理於報告中，並提出建議事項，期望有助於核安管制業務之推展，提升管制效能。

目 次

摘 要.....	i
目 次.....	ii
壹、 目的.....	1
貳、 過程.....	2
參、 心得.....	4
一、 奇異公司沸水式核能電廠進階技術課程.....	4
二、 西屋公司壓水式核能電廠進階技術課程.....	10
三、 參訪 Watts Bar 核能電廠.....	14
四、 赴NRC Region II Office 簡報與經驗交流.....	16
五、 視察員有效溝通訓練課程.....	18
六、 觀摩開放公眾參與之管制會議.....	19
七、 NRC 總部參訪.....	21
八、 核子反應器安全觀點課程.....	23
肆、 建議.....	26
伍、 附件.....	28
附件一、R-504B 核能電廠進階技術訓練課程課表.....	29
附件二、R-504P 核能電廠進階技術訓練課程課表.....	31
附件三、管制會議通知單.....	33
附件四、NRC 總部簡報與技術交流原訂議程.....	36
陸、 附圖.....	38
附圖一、與 Watts Bar 駐廠視察員合影.....	39
附圖二、參觀 Watts Bar 2 號機主控制室.....	39
附圖三、於 Region II Office 簡報.....	40
附圖四、拜會 Region II Office 人員.....	40
附圖五、與 NRC 總部人員進行討論.....	41

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）及專業發展中心（Professional Development Center, PDC）之訓練課程，學習核能電廠系統暫態及事故分析、電廠系統安全功能設計理念、核能電廠事故回顧及核子事故演進分析等方面之專業知識，強化核能電廠管制人員專業能力。
- 二、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、執行視察及審查作業之參考，精進我國核能電廠安全管制作業。
- 三、落實「核能電廠運轉員主試員(考官)培養訓練」：原能會對於運轉員考官之訓練皆已明定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考官培養訓練計畫中之一環。
- 四、強化台美雙方交流：藉由拜訪 NRC Region II Office 及參訪興建中電廠，了解 NRC 之視察作業及未來新建核能電廠之管制規畫；此外，透過分享我國電廠之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。

貳、過程

此次赴美國 NRC 研習行程，主要分為三階段，第一階段於 99 年 8 月 21 日搭機，8 月 22 日抵達位於美國田納西州查塔諾加市 (Chattanooga, TN) 之 NRC 技術訓練中心，進行為期二週的訓練課程，兩名出國人員分別接受「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)與「西屋公司壓水式核能電廠進階技術課程」(Westinghouse Advanced Technology Course, R-504P)。

第二階段赴 Watts Bar 核能電廠，參訪興建中的 2 號機共 2 天，其後前往位於喬治亞州亞特蘭大市(Atlanta, GA)之 NRC Region II Office，進行為期 2 天之簡報與管制經驗交流。

第三階段至位於華盛頓特區(Washington, D.C.)之 NRC 專業發展中心，接受 3 天之「視察員有效溝通訓練課程」(Effective Communications for NRC Inspectors)與 5 天之「核子反應器安全觀點課程」(Perspectives on Reactor Safety,R-800)，期間並安排 1 天觀摩 NRC 開放公眾參與之管制會議(public meeting)，以及另 1 天至核管會總部簡報交流暨參觀緊急事件應變中心 (Operations Center)。

9 月 25 日搭機返回並於 9 月 26 日抵達國門，結束為期 37 天之研習行程，整體行程簡列如下：

日期	工作內容
8 月 21 日至 8 月 22 日	搭機赴美 (去程)
8 月 23 日至 9 月 6 日	技術訓練中心(查塔諾加)：研習 R-504B(郭獻棠)與 R-504P(張禕庭)訓練課程
9 月 7 日至 9 月 8 日	赴 Watts Bar 核能電廠 2 號機參訪
9 月 9 日至 9 月 11 日	NRC Region II Office (亞特蘭大)：進行簡報與管制經驗交流
9 月 12 日至 9 月 15 日	專業發展中心 (華盛頓特區)：研習視察員有效溝通訓練課程

9 月 16 日	核管會 Executive Boulevard Building (華盛頓特區): 觀摩 NRC 管制會議舉行
9 月 17 日至 9 月 19 日	核管會總部 (華盛頓特區): 進行簡報與交流, 並參訪緊急事件應變中心
9 月 20 日至 9 月 24 日	專業發展中心 (華盛頓特區): 研習 R-800 訓練課程
9 月 25 日至 9 月 26 日	搭機返回台北 (回程)

參、心得

本次出國研習項目內容及心得如下：

一、奇異公司沸水式核能電廠進階技術課程

(一) 本課程為 GE BWR/4 技術系列課程(R-304B、R-504B、R-624B)之第二門課程，主要研習暫態分析、運轉規範運用、技術議題、BWR 設計差異及風險評估簡介等，上課學員共 16 名，除本會研習人員 1 名外，其餘 15 名皆為 NRC 人員。授課方式以講師課堂簡報為主，至於技術訓練中心編訂提供之教材，則請學員自行研習參考。

(二) 暫態分析：

1. 暫態分析列為課程之一，主要是讓視察員能瞭解核能電廠系統如何去緩和異常事件及電廠重要參數變化之原因，以使視察員能提供可用之資訊予決策部門及進行獨立事件評估。對 BWR/4 而言，重要暫態觀察參數包含反應爐功率、壓力、爐水流量、蒸汽流量、窄幅水位及汽機蒸汽流量等，其參數變化間之關係除與自然定律有關外，並與控制系統有關。NRC 講師於課堂中介紹 10 項基本規則(Fundamental Rules)供學員作為暫態分析之用，以決定肇始事件(Initiating event)，並以反應爐再循環泵手動減速事件為例，演練參數變化間之關係，以讓學員對暫態分析有基本瞭解。
2. EHC 系統雖然是電廠控制系統之一部分且為非安全相關，然對於反應爐壓力、水位及功率暫態分析及運轉員應變，扮演極重要角色，因此 NRC 講師對此系統邏輯十分重視，除要求學員熟悉外，並於本次課程提出汽機回退(Run back)等暫態作為練習，以使學員熟悉 EHC 控制邏輯及對暫態之反應。
3. 所分析之暫態包含「SLC Initiation」、「Recirculation Pump Trip」、「Manual Scram」、「Single RFP Trip」、「SRV Opening」、「EHC Pressure Regulator Fails High」、「Turbine Trip」、「MSIV Full Closure」、「Dual Recirculation Pump Trip」、「Loss of Feedwater Heating」、「Single MSIV

Slow Closure」、「EHC Pressure Regulator Fails Low」、「Loss of Condenser Vacuum」、「Loss of Feedwater」、「HPCI Initiation」、「ADS Initiation」、「BPS Fails Open」等，並赴模擬器觀察暫態模擬結果，實值可取。

4. 從「Single RFP Trip」，可以瞭解當飼水泵跳脫時，蒸汽流量大於飼水流量而使水位下降，並造成再循環泵回退，而使爐心功率下降，造成反應爐壓力、蒸汽流量及汽機蒸汽流量下降，反應爐水位在飼水控制系統控制下，仍能回到正常水位。
5. 「SRV Opening」重點則在於瞭解反應爐壓力暫態下飼水控制系統之行爲，將會因量測之飼水及蒸汽流量不匹配，而將水位帶至較低穩態水位。「EHC Pressure Regulator Fails High」所造成之暫態較為複雜並會導致跳機，不過在分析上，要能瞭解 EHC、爐水再循環及 FWCS 等系統之控制反應機制，方能掌握各參數變化之行爲，以此案例分析而言，「EHC Pressure Regulator Fails High」將造成 BPVs 開啓，而造成反應爐壓力突降而致 MSIV 動作關閉並跳脫反應爐。
6. 「Turbine Trip」則須掌握汽機跳脫後會造成反應爐壓力增加、再循環泵跳脫及反應爐跳機，以及 BPVs 與 SRVs 開啓及反應爐高水位導致飼水泵跳脫，因此，對於類似暫態分析，必須瞭解重要設備跳脫邏輯，方能掌握重要參數變化之行爲。
7. 經由「Dual Recirculation Pump Trip」暫態分析，可發現從不同爐心流量之參數變化趨勢，去判斷係手動、1 台、2 台泵跳脫或回退造成，如此有助於暫態分析。此外，從「Single MSIV Slow Closure」暫態分析，可發現在進行暫態分析時，應注意瞭解參數量測位置，例如反應爐壓力及蒸汽流量之量測位置係在 MSIV 上游，汽機蒸汽流量及輸入 EHC 之蒸汽壓力量測位置則在 MSIV 下游，因此當 MSIV 關閉時，EHC 會因蒸汽管路壓力降低而關閉蒸汽控制閥，造成汽機蒸汽流量下降，反應爐壓力則因 MSIV 關閉而上升。

8.從「HPCI Initiation」暫態分析，可發現 HPSI 意外起動(出口隔離閥意外開啓)會因抽取主蒸汽造成蒸汽管路壓力微降而造成 EHC 微調降汽機蒸汽流量，由於 HPSI 進入反應爐之冷卻水溫度較低，造成功率增加，至於反應爐壓力影響不大乃因蒸汽流量及反應爐流體溫度改變不大。

(三) 運轉規範運用：

- 1.NRC 講師授課內容包含運轉規範之演變、10CFR50.36 法規規定要項、BWR/4 運轉規範範本內容簡述、運轉規範相關問題之處理及範例練習。NRC 講師介紹之運轉規範相關問題之處理流程，包含先透過運轉規範內容目錄，尋找設備或運轉操作異常可能適用之 LCO，透過 LCO 及 SR 以及其 Bases 瞭解，過濾界定適用之 LCO 及 Condition 後，運用運轉規範定義及通用法則，界定因應措施，並以「ADS SRV 電磁閥喪失操作電源」問題作為範例進行課堂演練，加深學員對運轉規範相關問題之處理方式瞭解，實值可取。
- 2.NRC 講師為使學員能瞭解如何運用運轉規範管制核能電廠，設定數道假想狀況請學員於課堂中進行演練探討，以加深對運轉規範之瞭解。例如以 RHR 於 Mode 4 發生其 A 串熱交換器之冷卻水不可用為例，探討是否應依運轉規範宣布 RHR 不可用而進入 LCO 3.4.9。結論為不可望文生義，由運轉規範表面文字意義而判斷需進入 LCO 3.4.9，必須參考 Bases 以加深瞭解，由於 BWR/4 STS Rev.3.0 所探討之系統設計，只要二串各有一台泵可用或一串二台泵(併聯)可用即符合 LCO 要求，不需進入 LCO 採取行動。
- 3.以「Thermal Limits & Control Rod Problems」為例，NRC 講師授課之重點在於運轉規範之運用，並特別針對控制棒問題進行課堂演練，以使學員能針對「Rod Worth Minimizer」失效、控制棒不可用下對於棒序及跳脫時間之運轉規範要求適用性、SLC 運轉規範符合性等問題，善用運轉規範及其 Bases 進行探討。
- 4.NRC 講師為使學員更瞭解運轉規範之運用，於本次講課，設計問題與學員共同討論適用之 LCO 及應採取之行動，從案例討論中可發現，當運轉規範

設備故障時，在尋找適用之運轉規範條文，除顯而易見應適用之 LCO 需納入探討外，其他隱藏於 Bases 中而會影響其他設備之可用性亦應納入探討，例如汽機旁通閥故障全開，理所當然適用於 LCO 3.7.7(註：以 BWR/4 STS Rev.3.0 為例)，但從運轉規範 3.3.1.1 Bases 可發現由於其故障型態將會影響汽機關斷閥關閉及汽機控制閥快速關閉能力，而影響反應爐保護系統執行跳脫安全功能之能力，因此亦適用於 LCO 3.3.1.1。

(四) 其他相關技術議題：

1. 「Station Blackout」：NRC 講師講課內容包含電廠全黑定義、外電配置、電源切換及外電喪失簡介、電廠全黑發生過程及案例概述、電廠全黑納入管制緣由及法規要求演變、BWR 電廠 SBO Rule 之符合性概述、SBO 應變及緩和策略、SBO 法規要求之成效及目前進展(包含維護法規應用、緊急柴油發電機 UA(Unavailability)及 UR(Unreliability)指標、2003 年 8 月北美電網跳電事件及 GL 2006-02 等)，雖然本課程重點在於電廠全黑之定義、衝擊、緩和策略、BWR 設計差異及發生時序，然 NRC 對於電廠全黑管制之重視，值得本會注意。
2. 「BWR Differences-Isolation and Inventory Control」：NRC 講師主要介紹不同 BWR 型式(BWR/2、BWR/3、BWR/4、BWR/5、BWR/6)在反應爐壓力及冷卻水存量控制(Pressure and Inventory Control)之差異，以提供學員廣泛之瞭解。
3. 「Air System Problems & Service Water System Problems」：NRC 講師授課之重點在於藉由案例回顧，讓學員瞭解造成空氣系統污染(Contamination)之來源、空氣系統失效機制、廠用水系統積垢(Fouling)機制及劣化機制，至於管制上則應注意 GL 88-14 及 GL 89-13 之符合性。
4. 「Operability, Functionality and Availability」：本課程為今年新增課程，NRC 講師授課之重點在於讓學員瞭解設備劣化或不符合狀況，在運轉規範、CAP 及維護法規分別有 Operability、Functionality 及

Availability 不同概念層面之問題，學員應建立視察員洞察力(Inspector Insights)，方能對視察發現問題，判斷係屬於運轉規範或 CAP 或維護法規範疇，並進行適當處理。

5. 「BWR Differences-ECCS and Suction Strainers」：NRC 講師授課重點包含比較不同 BWR 型式(BWR/2、BWR/3、BWR/4、BWR/5、BWR/6)高壓及低壓緊急爐心冷卻水系統間之差異，在低壓部分除 BWR/2 缺 LPCI 外，其餘皆相同具有 LPCI 及 CS；在高壓部分，主要差異在於 BWR/2、BWR/3 具有 FWCI；此外，BWR/5、BWR/6 與 BWR/4 相較，有三串 LPCI，並直接注入爐心側板內。Strainer 部分之講授重點，則在於使學員瞭解 NRC Bulletin 96-03 所提出之解決方案選項。
6. 「Power Oscillation」：授課重點在於使學員瞭解不穩定功率振盪之安全問題(Safety Concerns)，為反應爐保護系統是否有能力偵測及抑制功率振盪，以免衝擊燃料安全限值(Minimum Critical Power Ratio, MCPR)，以及造成不穩定功率振盪之因素及防止機制。此外，須注意功率提升後，應注意再循環泵跳脫時，有否可能造成進入功率振盪之不穩定區域。
7. 「Shutdown Plant Problems」：授課重點在於使學員瞭解機組停機時主要之事故(SBO 及 LOCA)、功率運轉與機組低功率/停機之風險差異、安全相關閥閉鎖(Valve Binding)問題，在核安管制方面需注意的是當機組停機時，由於 LOCA 可能性增加及乾井處於開啓狀況，將使輻射外釋風險變高，此外另需注意再循環泵出口閥，與飼水泵、HPCI 泵、RCIC 之出口閥相較，更易受到 Thermal Binding 之影響而使閥閉鎖無法執行安全功能。
8. 「Inter Granular Stress Corrosion Cracking, IGSCC」：造成 SCC 之條件有環境、材質、應力缺一不可，就 IGSCC 而言，需注意由於 BWR 反應爐環境含有溶氧，而使 304 不鏽鋼材質易受腐蝕侵襲。而反應爐內組件易受 IGSCC 影響包含 Core Shroud、CRD Stub Tube Penetration、In-Core Housing、Recirculation Inlet & Outlet Nozzle、Shroud-to-Shroud

Support Weld、Shroud Access Hole Cover、Jet Pump Riser Brace 等。

9. 「Reportability」：講課重點在於立即通報與異常事件報告之判定及規範，從中可發現 NRC 對異常事件通報係規範於 10CFR50.72(立即通報)、50.73(LERs)及 NUREG 1022，需注意當事件是否通報尚難判定時，美國大部分核能電廠仍會先提出通報或報告，如果經事後分析判定為無須通報時，再予以撤銷。立即通報事件則可分為緊急與非緊急事件，業者須於緊急事件判定後 1 小時內通報 NRC，非緊急事件則可分為 1 小時、4 小時、8 小時。
10. 「Emergency Plan」：講課重點在於如何判定 4 種緊急事件(Unusual、Alert、Site Area Emergency、General Emergency)及瞭解 3 種 NRC 應變機制(Monitoring、Activation、Expanded Activation)，並就假想狀況進行課堂演練判定緊急事件類別。
11. 「Risk Assessment」：經聽取本課程內容發現 NRC 目前之管制係為風險告知(Risk-Informed)而非風險基礎(Risk-Based)，亦即風險評估資訊係用以協助 NRC 管制作為及對外溝通決策之作成，而目前 NRC 已設有各廠之 SDP Inspection Notebook 資料庫，並有 Excel 檔協助 NRC 人員或視察員進行核安管制紅綠燈燈號之判斷。
12. 「ATWS」：聽取本課程內容發現 ATWS 事件最糟狀況會因為反應爐高壓力未急停而造成功率增加，並造成爐心熔毀及圍阻體功能喪失，因此對 ATWS 之因應策略包含跳脫再循環泵、起動 SLC 注硼、手動插入控制棒及降低反應爐水位，並列入 Standard Review Plan(SRP)規範，SRP 並要求 EOP 中應具體規範當急停失效，反應爐水位必須降低至飼水噴嘴高度之下，以使蒸汽預熱飼入冷水，避免因正反應度造成功率增加，倘發現功率振盪，則必須立即手動注硼。
13. 「BWR Differences-BWR Containments」：NRC 講師講課內容重點在於使學員瞭解 BWR 圍阻體之目的、MARK I/II/III 之差別、真空破壞閥(Vacuum

Breaker)之目的(排出不凝結氣體至乾井以保持乾井正壓)、MARK III 圍阻體可燃氣體控制方式及相關運轉規範問題之瞭解與運用。

- (五) 雖然授課講師告知無須參加本次課程考試，然為瞭解本次考試出題方式及受訓學習結果，仍參加本次考試。本次出題共計 50 題，運轉規範 8 題，暫態分析 13 題，其餘 29 題為 BWR 技術議題及 BWR 不同型式差異，考試結果發現暫態分析部分答錯 2 題，BWR 技術議題及 BWR 不同型式差異部分答錯 6 題，共計答錯 8 題，總分為 84 分，在及格分數(70 分)之上，通過本次考試。

二、西屋公司壓水式核能電廠進階技術課程

(一) 控制系統復習(Control Systems Review)

1. 本部分復習西屋公司 4 迴路 PWR 電廠之儀器、控制系統與相關邏輯，包含反應爐冷卻水系統溫度、調壓槽壓力控制、調壓槽水位控制、飼水控制系統、蒸汽排放系統、源階/中程階/功率階核儀閉鎖設定點、控制棒控制、特殊安全設施動作邏輯、反應爐保護系統、汽機衝擊壓力控制、AMSAC 等，以作為後續電廠暫態分析課程之基礎知識。
2. 以汽機衝擊壓力控制為例，高壓汽機有 PT-505 與 PT-506 兩支壓力儀器，兩者之輸出可做為蒸汽產生器高蒸汽流量安全注水(SI)之程式設定點、AMSAC 之動作成立條件(低壓力 AMSAC arming)、P-13(汽機負載 10%)、蒸汽產生器水位程式設定點等。PT-505 單獨之輸出有 C-5(小於 15%阻止控制棒抽出)、 T_{ref} (提供給蒸汽排放系統與控制棒控制系統)、控制棒控制系統之 Power mismatch 比較器與可變增益單元。PT-506 單獨之輸出有 C-7(喪失汽機負載蒸汽排放閥開啓)。故若 PT-506 故障偏高，則 AMSAC 與 C-7 邏輯將無法成立，設備亦將無法動作。
3. 本部分課程經研讀後，需注意的事項如下：(1)課程係以 4 迴路 PWR 電廠作為對象，此與核三廠為 3 迴路不同，因此相關邏輯成立條件不同(3/4 與 2/3)；另外 SI 動作條件比核三廠多了：(a)主蒸汽管高差壓(High steam

line differential pressure), (b)高蒸汽流量伴隨低蒸汽壓力(high steam line flow coincident with low steam line pressure), (c)高蒸汽流量伴隨過低之反應爐水溫度(high steam line flow coincident with LOW-LOW T_{avg})。(2)採用之控制參數略有不同,例如在此是用最高 T_{avg} 值作為控制棒控制、調壓槽水位控制、蒸汽排放系統之控制參數,與核三廠採用次高 T_{avg} 值有所不同。(3)儀控設定點不同,舉凡調壓槽程式水位、蒸汽產生器程式水位、蒸汽排放、反應爐冷卻水運轉溫度、調壓槽壓力設定點等。

(二) 暫態分析(Transients)

1. 本部分課程係在探討西屋公司 4 迴路 PWR 電廠之各種暫態下,電廠重要運轉參數變化之情形。課程針對每一種暫態事件,提供起始電廠狀態,各運轉參數之趨勢圖形,並解說參數變化原因;若暫態造成反應爐跳脫或特殊安全設施(ESF)動作,則說明動作之信號來源。重要之運轉參數如下:調壓槽壓力、控制棒組 D 棒位、爐心功率、主汽機負載、RCS T_{avg} 、調壓槽水位、充水流量、蒸汽排放需求(demand)、蒸汽流量、飼水流量、蒸汽產生器水位、蒸汽壓力等。摘述如下:

(1) 調壓槽壓力:主要由調壓槽壓力控制系統來控制,然而調壓槽水位快速變動可以影響調壓槽氣相的體積,造成 RCS 壓力變化。調壓槽壓力也是 OT Δ T 與汽機回退(runback)之輸入參數之一。

(2) 控制棒組 D 棒位:由控制棒控制系統來控制,藉由最高功率階功率、汽機衝擊室壓力、最高 T_{avg} 值等參數,來決定功率不匹配(power mismatch)與溫度不匹配(temperature mismatch)之相互關係,最後反應在控制棒抽插動作上。暫態發生時,功率不匹配與溫度不匹配可能呈現相反的信號。

(3) 爐心功率:功率受燃料溫度(fuel temperature)、緩和劑溫度(moderator temperature)與控制棒位置(control rod position)

等會改變反應度的參數影響。因暫態之時間通常不長，因此分裂產物並不對功率造成影響。硼酸濃度也是改變功率的參數，然而在暫態時，只有 ECCS 注入高濃度硼酸水時，才考慮對功率之作用。

(4) T_{avg} ：為熱端管路(hot-leg)與冷端管路(cold-leg)溫度之平均值。

2. 本課程介紹之暫態可分為 8 類別如下：

- (1) 運轉員操作造成功率變動之暫態：依序(Ramp)升載與降載、快速降載(100 至 90%、100 至 15%)。
- (2) 較複雜之功率變動暫態(Power Changes with Complications)：手動跳脫反應爐、快速降載伴隨控制棒系統置於手動控制模式、或蒸汽排放閥置於關閉。
- (3) 控制棒造成之暫態：掉棒、快速抽出、反應爐起動(source range)時之控制棒快速抽出。
- (4) 設備故障影響控制棒控制系統與蒸汽排放系統之暫態： T_{cold} 指示偏高、 T_{hot} 指示偏高、功率階指示偏高、棄載(蒸汽排放閥需求全開)、汽機衝擊室壓力指示偏低/高。
- (5) 調壓槽壓力、水位儀器故障之暫態：壓力指示偏高/低、水位指示偏低。
- (6) 蒸汽產生器水位、流量控制故障之暫態：蒸汽產生器水位儀器指示偏高/低、飼水流量偏高/低。
- (7) 其他設備故障引起之暫態：主飼水泵跳脫、主蒸汽隔離閥關閉、反應爐冷卻水泵跳脫。
- (8) 事故(Accidents)：蒸汽產生器安全閥故障開啓、蒸汽管破裂伴隨喪失外電、蒸汽管破裂在圍阻體內、蒸汽管破裂在主蒸汽隔離閥下游、蒸汽產生器管束破裂、RCS 冷端管路破裂、喪失飼水未跳脫主汽機、喪失飼水未跳脫汽機。

3. 就「設備故障影響控制棒控制系統與蒸汽排放系統」之暫態部分，說明「汽

機衝擊室壓力控道 Pt-505 故障偏低」暫態事件如下：汽機衝擊室壓力控道故障偏低，將使參考溫度 T_{ref} 快速降到 $557\text{ }^{\circ}\text{F}$ (T_{avg} 無載程式設定值)。因為 $T_{ref} \ll T_{avg}$ 及 power mismatch(汽機負載低於爐心功率)，控制棒控制系統動作插棒，使爐心功率降低， T_{avg} 因而逐漸減少到與 T_{ref} 相近後停止 (deadband 為 $\pm 1.5\text{ }^{\circ}\text{F}$)。此時調壓槽實際水位降低，以反應 T_{avg} 降低。雖然調壓槽程式水位設定點也逐漸降低，但實際水位降低較快，使得 RCS 充水流量上升。此暫態開始時，因 $T_{ref} \ll T_{avg}$ ，蒸汽排放閥有開啓信號 (demand)，然而並未實際開啓，因為機組並無喪失負載 (loss of load) 或汽機跳脫 (turbine trip) 信號。 T_{avg} 降低導致調壓槽壓力降低，加熱器全部開啓，然而仍無法維持壓力，不過仍未達到反應爐跳脫設定點 (1865 psig) 與安全注水設定點 (1807 psig)。蒸汽壓力降低以反應一次側 T_{avg} 降低，因此蒸汽流量也減少，汽機負載逐漸減少。大約在暫態 1 分 24 秒時，汽機控制閥關小 (throttle pressure 減少到 90% 設定點)，造成汽機負載持續降低。蒸汽流量剛開始隨著蒸汽壓力持續減少，其後再隨著汽機控制閥關小而減少。蒸汽產生器程式水位隨著 PT-505 故障偏低而降至無載程式水位 (33%)，並因飼水流量減少而降低水位。此暫態事件最後結果，控制棒位穩定在比初始棒位低之位置，爐心功率亦穩定在較低功率。

4. 在研習此暫態課程時，應隨時參閱上述之儀器、控制系統與相關邏輯圖，並參考系統/設備動作設定點表，以明瞭設備動作之原因與參數變化之因果關係。

(三) 運轉規範 (Technical Specifications) 介紹

本部分課程係介紹改良型運轉規範之架構與使用方法，架構方面依據 10CFR50.36 規定，包含安全限值 (Safety limits)、Limiting safety system settings、運轉限制條件 (Limiting conditions for operation)、偵測試驗要求 (Surveillance requirements)、設計特性 (Design features)、及行政管制 (Administrative controls) 等。使用方法則已涵括於運轉規範本體內，包

括名詞定義(Definitions)、邏輯連接(Logical Connectors)、完成時限(Completion Times)、執行頻率(Frequency)等。此部分運轉規範架構與使用方法，與國內並無不同。

(四) 業界經驗(Industry Issues)

本部分介紹核能業界之重要議題如下：包括 Steam Generator Tube Rupture(4.6)、Anticipated Transient Without Steam(ATWS)(4.7) Loss of All AC Power(SBO)(4.8)、Shutdown Plant Problem(4.9)、Voided Piping Concerns(4.10)。以 SBO 而言，課程介紹法規之定義(10CFR50.2：所有緊要匯流排喪失交流電源)，事件影響(喪失 RCP 軸封注水使軸封洩漏增加、喪失核機冷卻水(CCW)會使 RCP 熱屏蔽失去冷卻、高溫之洩漏將使軸封劣化、另外則是造成洩漏至圍阻體)。SBO 若伴隨有 Loss of Reactor Coolant、Steam Generator Tube Rupture、Loss of Secondary Coolant 則事件嚴重性將顯著提高，有潛在導致爐心熔毀、圍阻體過壓及輻射外釋之可能性。藉由此部分課程，可瞭解實際事故發生時，事件演變之過程，可能形成之危害，與如何加以防範及因應等經驗，對於國內因應相關事件之準備工作很有助益。

三、參訪 Watts Bar 核能電廠

本次參訪 Watts Bar 核能電廠，除與 NRC Region II Office 視察員進行意見交換外，並聽取 Watts Bar 核能電廠人員介紹興建中之 2 號機現況，以及赴廠房實地參觀。參觀過程由 Scott Freeman(Region II Office Senior Project Inspector) 及 Tomy A. Nazario(2 號機駐廠視察員)全程陪同。至於本次參訪與 NRC Region II Office 視察員及 Watts Bar 核能電廠人員，進行經驗交流及現場參觀結果如下：

1. 地下電纜狀況監測：有關興建中 2 號機之 NRC GL 2007-01 追蹤議題之處理，經 NRC 視察結果，發現針對 2 號機 Condenser Circulation Water (CCW) 泵之電纜，業者已承諾於燃料裝填(Fuel Loading)前完成測試，VLF 為其所採用之測試方法。由於國內核電廠有規劃採用 VLF 電纜絕緣測試方法，為

瞭解 Watts Bar 核能電廠之作法，已經由 NRC 協助取得電纜絕緣測試程序書，並交由核管處各廠專案小組進行研閱，以作為管制參考。

2. 數位儀控技術之應用及管制：2 號機之儀控系統採用數位儀控技術，僅有非安全相關 Foxboro Control System，TVA 目前並無規劃安全相關之反應器保護系統採用數位儀控技術，由此可知，Watts Bar 興建中之 2 號機並非大量採用數位儀控技術之機組，與核四廠相較，仍屬於傳統式電廠。
3. 防火之設計/持照基準/符合性視察：
 - (1) Watts Bar 核能電廠為西屋公司 4 迴路壓水式反應器，於 1973 年開始建造，1 號機並於 1996 年取得全功率運轉執照，目前為第 10 個燃料週期。2 號機於 1988 年因為經濟因素停止施工（當時估計已經完工 80%），直到 2007 年 TVA 決定完成 2 號機之興建。
 - (2) Watts Bar 核能電廠 1 號機之防火設計及持照基準為 Appendix A to Branch Technical Position APCS 9.5-1，及其所參考之 NFPA codes；此外還有 10CFR50, Appendix R, Section III.G (安全停機能力), III.J (緊急照明), III.L (替代及專屬停機能力), III.O (反應器冷卻水泵潤滑油收集系統)，上述之法規/標準與 Watts Bar 電廠之偏差(deviation)情形，皆敘述於其火災防護報告(Fire Protection Report)內，並為 FSAR 所參考之文件。
 - (3) 興建中之 2 號機將以 1 號機為藍本，採用相同之持照基準，未來兩部機並將共用同一份 FSAR，惟若有相異部分，將分段敘明。
 - (4) 有關 2 號機之防火視察，從 NRC 定期視察報告中發現 Fire Protection 已放入定期視察項目，但有關法規符合性部分，由於仍有部分工程尚未完成，例如防火屏蔽、防火包覆等，因此難以進行完整之法規符合性視察，惟將於燃料裝填(Fuel Loading)前完成法規符合性視察。
4. 電纜敷設相關問題：有關電纜實際敷設路徑與 IEEE Std 384 符合性部分，

經現場參觀發現 B 串 SSPS 有不同 Division 進入 Process Rack 處時，其 Separation Distance 似有不足問題，惟經與 NRC 駐廠視察員再行確認，此部分電纜尚未完工，應等完工後再行確認。

5. 現場參觀：本次 NRC 駐廠視察員安排參觀之地點，包含 EDG 廠房、 Main Control Room、 6.9 kV switchgear room、 shutdown panel room (Auxiliary Control Room)、 Cable spreading room、 SSPS Room、 HP & LP Turbine、Reactor Building 等，發現 EDG 廠房為 1 號機及 2 號機共用，共計 4 部緊急柴油發電機，經參觀 2 號機 A 台緊急柴油發電機室，發現有蜘蛛結網，直流蓄電池組並直接設於室內未另置於獨立房間由空調設備控制環境溫度及濕度，且直流蓄電池組亦發現有蜘蛛結網，可見 EDG 廠房之 Housekeeping 仍有待改善及檢討空間。至於直流蓄電池組設置方式，經業者提出說明，指出 EDG 廠房環境設計條件已經由熱負載、設備功能及房間溫度之驗證並作成紀錄，基於所完成之分析及 EDG 廠房配置之 HVAC，可確認 EDG 廠房有良好可靠之環境狀況，因此，若環境狀況仍經適當之維護，直流蓄電池組可靠性應不至受到影響。於主控制室參觀時發現 ECCS pump 有三種，即高壓泵(CCP)、中壓泵(SI Pump)、與低壓泵(RHR Pump)，此三種 Pump 皆為離心泵；而核三廠 ECCS 則設置有 CCP、RHR Pump 及蓄壓槽，故 Watts Bar 核能電廠與核三廠設計不同。另參觀施工現場環境發現，部分電盤或儀控盤設有「接地已完成」或「未經允許不得開盤」之告示，高低壓汽機並以圍籬進行 FME 管制，可見 Watts Bar 核能電廠對人員安全保護及人員疏失預防，極為重視，值得核四廠學習。

四、赴 NRC Region II Office 簡報與經驗交流

本次參訪共計 2 日，除聽取 NRC Region II Office 之 Construction Projects 及 Construction Inspection 二個部門人員簡報外，我方亦向 Region II Office 人員進行簡報，主題包括：原能會簡介、核四廠建造現況(Current Status of

Lungmen ABWR Unit 1)、試運轉測試視察(Pre-operational Test Inspections for Lungmen Nuclear Power Station (LNPS))、燃料裝填前準備作業視察(Readiness Inspection Plan and Implementation for LNPS)、CVCF 故障事件(Uninterruptible Power Supply: System Failure Events at LNPS Unit 1)、345 kV 外電喪失事件、高架地板下電纜重拉設事件(Rerouting of cables below false floors at LNPS Unit 1)等。經本次簡報並與 NRC 人員討論發現：

1. 美國首座採用氣體離心分離技術(Gas Centrifuge)之鈾濃縮廠 National Enrichment Facility (NEF)(持照者為 Louisiana Energy Services (LES))，已於今年開始運轉。NRC 並於同意運轉前完成運轉準備及管理措施查證，由於 NEF 安全相關保護系統仍採傳統式電驛控制(Relay Control)，非採先進數位控制方式，因此在所界定之安全管制議題(Item Relied On For Safety, IROFS)，並無涉及數位儀控及通訊部分。
2. MOX 核燃料製造廠(Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility, MFFF)已於 2007 年開始建造，預期 2016 年完成，從 NRC 近來視察發現之統計觀之，設計管制(Design Control)問題占大宗超過半數，其中主要問題原因為品質訓練未能落實，導致違反品保要求之設計管制，此與核四廠極為類似。
3. 建造視廠方案(Construction Inspection Program, CIP)分成 ITAAC(Inspections, tests, analyses and acceptance criteria)及 Non-ITAAC 二部分之視察，對於新建電廠而言，在燃料裝填(Fuel Loading)前所有 ITAAC(註：ABWR 有 936 項)皆要符合持照基準，NRC 視察員並藉由工程判斷(Engineering Judgment)進行取樣赴施工處及廠家執行視察；其中赴廠家執行視察部分，係由 Region II Office 派員參加 NRC 總部 NRO(Office of New Reactors)主辦之專案視察。Non-ITAAC 部分之視察，則包含建廠方案(Construction Programs)、運轉方案(Operational Programs)、試運轉測試(Pre-Operational Testing)三部分。至於轉移運轉(Transition to Operation)則以同意燃料裝填為時間點，並包含管制方案及單位之轉移，

例如 IMC 2504(Non-ITAAC 之建廠方案及運轉方案視察)轉移至 IMC 2514(Startup Testing Inspection)及 2515(運轉階段視察)，管制單位則由 Region II CCI(Center of Construction Inspection)轉移至 Host Region。因此，NRC 對於新建電廠之管制機制已明確訂定，本會應參考 NRC 管制機制，檢討修訂核四廠管制作為，方能在安全無虞下有序地將核四廠由建廠管制帶至運轉管制。

五、視察員有效溝通訓練課程

本項課程時間為 99 年 9 月 13 日至 9 月 15 日，課程內容與心得摘述如下：

1. 課程目的:當視察完成後，視察員會於視察後會議(exit meeting)上，將視察發現與業者(licensee)進行溝通；在執行視察過程中，視察員亦需與業者溝通。因此視察員之簡報技巧、溝通技巧、聆聽技巧相當重要。本課程即在協助視察員精進溝通技巧，並透過情境模擬演練，加深學習印象。
2. 成功的視察後會議，應該包含以下四項：(1)氛圍 (Climate) — 營造和諧的氣氛可使參與者放鬆。(2)開場白 — 清楚告知參與者會議的目的，介紹自己以及視察團隊，以及讓聽眾知道會議進行流程。(3)主體 — 即視察發現，此部分應有獨立的簡介，以讓聽眾輕易聽懂。業者會急切想知道最重大的視察發現，因此視察員應考量內容之順序。若有發問，應在回答後做個小結論。(4)結語 — 感謝參與者以及其貢獻、重申最重大的視察結果、管制單位將採取的管制作為，以及期望業者能有的行動。
3. 建立視察員溝通信心：(1)視察後會議時間是早就決定的，事前應妥善準備。(2)會議開始時，記住是要進行溝通而非僅是講述結果，可以換個立場把自己當成業者。(3)別背誦或只是唸，除了少數必要的字句，可以事先寫在筆記上外，應儘量使用自然的口吻。(4)放鬆自己，表情自然並使用手勢輔助。儘早發現自己的壞習慣，並且設法消除。(5)輕鬆而慢速地講述，因

為聽眾可能需要在短時間接受大量資訊。(6)維持音量直到每句話的最後一個字，不要提高音調除非是在發問。(7)把聽眾當成自己所尊敬的人，用相同的方式說話。(8)一次只對一個人說話，眼視停留每個人約 3 至 5 秒，然後再到另一個人，這樣可以感覺自然些。

4. 瞭解溝通類型—DISC 測驗。DISC 源於英國，是全球應用最廣的人本管理系統之一。DISC 的核心理念可以追溯至古希臘時代，現代的 DISC 理論則是出現於 1920 年代，美國心理學家威廉馬斯頓發展了一套理論來解釋人們的情緒反應，並將心理學從純粹的臨床背景向外延伸應用到一般人身上。馬斯頓博士研究的結果，他認為我們能辨認、觀察正常人類行為，並將其分成四大類。他發現行為風格類似者會展現類似的行為，並成為一個人處理事情的方式。本部分課程即是透過 DISC 評量，使視察員瞭解自己的類型屬性，以及在處理事情上的獨特作法。此外，課程並提供與不同類型之溝通策略。
5. 情境模擬演練：假設在舉行視察後會議之情境下，由每位學員輪流扮演視察員，視察員需要作開場白、介紹視察發現、說明重要項目，並回答業者之提問。模擬會議過程全程以攝影機錄影，完成後回到課堂，逐一播放個人之錄影帶，檢視個人之表現，再由學員與講師提出缺點與建議，並詢問該學員未來之改進計畫。在這項模擬演練中，學員最常見的缺點包括：(1) 筆的問題(如玩筆)；(2) 坐的問題(如旋轉椅子、坐姿)；(3) 說的問題(音量太小、速度太快、發音不清)；(4) 眼神問題(例如沒有與聽眾交會停留、或快速略過聽眾)等。透過此項課程，每位學員均能從錄影帶中看到自己的表現，有助於瞭解自己的缺失，作為改進的參考。

六、觀摩開放公眾參與之管制會議

9 月 16 日赴 NRC Executive Boulevard Building(EBB)觀摩開放公眾參與之管制會議(public meeting)的舉行過程。會議時間為上午 8:30 至下午 3:30，中午用

餐時間為 1 小時。觀摩心得如下：

1. NRC 為加強民眾信心，於 2002 年 5 月 28 日作出政策宣示並訂定規則，使一般民眾皆能參與 NRC 舉辦之會議，並有機會在管制決策制定前，提出見解與討論。NRC 將會議種類分為 3 級，民眾得依級別選擇參與。會議資訊通常於開會前 10 個日曆天公布，而相關之議程、背景文件、會議紀錄等，皆可由 NRC ADAMS 系統取得。參與會議之形式不只包括傳統之”出席”會議，透過視訊、網路、廣播等，亦皆為參與之方式。會議上使用手持電子設備如：手機、收音機、筆記型電腦、照相機等是被允許的，然而使用時不可影響會議進行。
2. 9 月 16 日會議流程：(1)會議開始前，NRC 主持人先測試通訊設備，並與線上之參與者打招呼，然後由現場人員逐一簡單自我介紹；(2)接著，主持人簡單開場，再由 NEI 和 NRC 人員依序開始進行簡報與討論。(3)討論下次會議待議事項與日期。(4)開放討論及大眾發表意見，及作結論。
3. 討論內容：本次會議共有 4 份簡報，NEI Dry Storage Task Force 提出之 3 份簡報為：「License and CoC Amendments for PWR Fuel Affected by Stress Corrosion Cracking in the Top Nozzle Bulge Joints」、「Analyses and Evaluations for PWR Affected by Stress Corrosion Cracking in the Top Nozzle Bulge Joints」、「License Process Conference Issues and Actions」。NRC SFST 提出之簡報為「Path-Forward on Enhancing Guidance for Dry Storage Cask Certificate Conditions」。
4. 本次會議歸類於第 2 類會議，參與者通常為工業界代表、業者、供應商 (vendor)與非政府組織等。NRC 希望透過此類會議，對於會影響眾多業者之特定議題，從相關團體獲得回饋意見。而參與民眾除能得到正確訊息外，並可提供意見給 NRC。就本次觀察發現參與者皆能理性討論問題，少了非理性之杯葛，值得國內學習。

七、NRC 總部參訪

(一)簡報及技術交流

1. 9月17日上午至NRC總部第2大樓4樓會議室進行簡報與討論。本次參與討論人員計有NRO兩名工程師及國際關係辦公室兩名人員。第一場次簡報核四廠建造現況(Current Status of Lungmen ABWR Unit 1)與燃料裝填前準備作業視察(Readiness Inspection Plan and Implementation for LNPS)，第二場次限於時間僅簡報 CVCF 故障事件(Uninterruptible Power Supply: System Failure Events at LNPS Unit 1)，第三場次則簡報試運轉測試視察(Pre-operational Test Inspections for Lungmen Nuclear Power Station (LNPS))與燃料裝填前準備作業視察(Readiness Inspection Plan and Implementation for LNPS)。
2. NRO 其中一位工程師關心電纜防火議題，因此就 Cable Rerouting 相關議題與我方進行討論；另一位工程師為機械背景，曾擔任電廠運轉員，現在則負責 QA 方面工作，渠對核四廠興建狀況尤感興趣，並認為應將品保文化落實紮根於新建電廠。

(二)參訪緊急事件應變中心(Headquarters Operation Center(HOC) Tour)

9月17日下午參訪位在NRC總部第2大樓4樓的緊急事件應變中心，NRC 並安排人員向我們解說其應變機制及回答問題。內容摘述如下：

1. NRC 為美國核能電廠、核子物料、放射性廢棄物、核子保安等業務之主管機關，一但其發照設施(如核能電廠、燃料製造廠)發生核安/輻防事件時，NRC 為第一線之主管機關。為了因應這些事件，NRC 建立應變方案(註：NUREG-0728, Rev. 4 “The NRC Incident Response Plan (IRP)”)並成立緊急事件應變中心。
2. 緊急事件應變中心全體人員約有75人，設有勤值人員24小時值班，負責接受來自業者、其他政府單位、或民眾之緊急通報。值勤人員依

照事件之程度，通知指定的總部或地區層級之決策者。值勤人員為 Headquarters Operations Officers(HOOs)或 Headquarters Emergency Response Officers (HEROs)，通常需具備 5~10 年視察員經驗，或是曾在電廠擔任過運轉員，一般行政人員不可擔任。值勤人員目前約有 10~11 人，皆為男性。每次值班 12 小時，於正午 12 點與凌晨 0 點交班。通常連續工作數天，然後有連續假期，並需持續接受在職訓練，類似核能電廠運轉員之在職訓練機制。值勤人員為全職之工作，且由於需熟悉核子設施或需具運轉經驗，並負責第一線機警應變責任，故人員平均薪資略高。

3. 緊急事件應變中心反應模式(Response Modes)

(1)NORMAL Mode：即正常狀況。

(2)MONITORING Mode：緊急事件應變中心應變機制尚未正式啟動，僅由區域辦公室負責處理。

(3)ACTIVATION Mode：當事件程度升高，需要進行分析或評估時，此時指揮權轉移到 NRC 總部，緊急事件應變中心人員部分參與應變工作。

(4)EXPANDED ACTIVATION Mode：當事態嚴重或情況不明，需要整體之應變能力時，緊急事件應變中心全體人員出動。並可能派遣人員 (site team，共 25 人)至廠址現場或鄰近區域應變。

4. 緊急事件應變中心設有緊急柴油發電機，當正常供電喪失時，可以立即起動維持運作。此外並配置有鉛酸蓄電池組(UPS，共 3 組)，分別可供應電話 4 小時、電腦全開 2 小時、與其他設備 1 小時之用。蓄電池組有定期(週、月、季)執行檢查，每年並由廠商維護 2 次。

5. 緊急事件應變中心設有監視儀器，可以連線至各核子設施，即時得知運轉參數，大約 10~16 秒更新參數一次，其詳細程度甚至可以知道核能電廠主蒸汽隔離閥(MSIV)是否關閉。

八、核子反應器安全觀點課程

(一) 概述

本課程之訓練目的在使學員瞭解核能發展歷史上所發生的嚴重核子事故，及其對於核能安全觀念、預防思維與管制策略的演變，並介紹目前所關注之核反應器安全議題與嚴重核子事故演進的物理現象，包括在反應器壓力容器內及圍阻體內的事務演進，兼及新型反應器的系統與圍阻體對於這些研究發現的改良設計，最後敘述核子事故緊急應變整備、應變計畫與管制。

(二) 核能安全觀念的發展期（1946-1975）

介紹美國早期發展原子能和平用途的歷史，包括成立各核能組織的法源及核能管制法規的重要架構，並介紹美國在 1946 到 1975 年這段核能蓬勃發展，且沒有發生重大核能事故期間，對於核能安全與深度防禦觀念的思維演進。課程內容涵蓋：安全策略萌芽期（1942-1953）、強調圍阻體功能的商用核反應器發展期（1954-1965）、注重事故預防與公開辯論的時期（1966-1974）、設計基準觀念（Design Basis Perspectives）、反應器安全研究、Brown Ferry 電廠火災事件(1975)。

(三) 嚴重核子事故回顧

介紹核能史上發生過的 2 個嚴重核子事故：三哩島事故(1979)及車諾堡事故(1986)，並探討其對於核能安全的意義，然後敘述全球核能界從這些教訓學習到的課題、所採取的調查、研發與管制行動。

(四) 嚴重核子事故在反應器壓力槽內的事務演進

介紹嚴重核子事故的演進歷程，各個階段的不同的變數（如時間、初始狀態、流體流速、壓力等）會影響下一個階段的物理現象，最後產生不一樣的事務後果，例如放射性物質外釋量。

1. 爐心未覆蓋與加熱（Core Uncovering and Heatup）

嚴重核子事故的第 1 階段就是冷卻水開始無法全部覆蓋爐心，隨著燃料溫

度加速升高，冷卻水達到沸騰便進入第 2 階段。而影響冷卻水沸騰時間的重要因素為壓力。第 2 階段約可能持續 5 到 35 分鐘。

2. 燃料護套氧化階段

當燃料護套尖峰溫度達到 1000°C 時，開始進入這個階段。燃料護套之材料鋯(Zirconium)與水發生反應，生成氫氣並釋放大量反應熱[$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + \text{熱}$]，反應熱甚至可能超過此時之衰變熱。熱量會促使得燃料護套溫度上升，將加速鋯與水的反應速率，因此為惡性循環。此階段持續約 5 至 10 分鐘。

3. 熔化、液化與滯留 (Melting, Liquefaction, Holdup) 階段

熔化現象由爐心最熱處之燃料開始，此時衰變熱及反應熱仍持續產生，因此其餘燃料將持續發生熔化現象。燃料護套毀損後，分裂產物即會釋入反應爐冷卻水系統，因此這個階段對於最後源項(source term)有重大的影響。以壓水式反應器而言，在沒有緊急爐心冷卻水之情況下，這個階段可以持續 10 至 30 分鐘。當溫度上升至 1760°C 時，燃料會有液化現象，形成 U-Zr-O 熔融物，此熔融物可以由燃料棒毀損處流出，加速分裂產物釋出。這個現象具有化學上之重要性。熔融物接觸較冷的表面可能會再凝結，如其他燃料棒表面、燃料組件之空隙等，造成滯留而阻擋爐心通道。

4. 熔渣流入反應器壓力容器下部空間 (Molten Pours Onto Lower Plenum)

熔融的燃料流入反應爐下部空間，可能包括有淬冷、汽爆、再熱、熔穿反應爐底部等現象。此階段終止於反應爐破裂而將熔渣釋放至圍阻體。對壓水式反應器而言，如果沒有緊急爐心冷卻水系統，此階段的時間約為 0 到 80 分鐘。

5. 反應爐內燃料與冷卻水之交互作用

包括生成蒸汽(非爆炸式的，一般而言屬薄膜沸騰)、蒸汽爆炸(可能在數毫秒之短時間內發生)、生成氫氣(由鋯金屬與蒸汽反應而來)及形成熔渣床等現象。

(五) 嚴重核子事故在圍阻體內的事務演進

圍阻體是反應器安全哲學中「多重屏障」的關鍵一環，也是阻止放射性物質外釋到環境的最後一道防線。圍阻體之設計基準為冷卻水流失事故(LOCA)和其他終期安全報告(FSAR)第 15 章之事故，並非為嚴重核子事故而設計。所以在爐心熔損的嚴重事故中，圍阻體可能失效。因此，瞭解嚴重核子事故在圍阻體內的事務演進與其物理現象，對於採取適當措施阻止事故惡化或減緩事故後果是至為重要的。本部分課程涵蓋圍阻體特性與設計基準、圍阻體對超出設計基準事故 (Beyond Design Basis Accidents) 的反應、燃料熔渣與冷卻水之作用、燃料熔渣與混凝土交互作用、圍阻體內空氣之加熱現象、氫氣燃燒現象等。

(六) 嚴重核子事故對外界之衝擊

嚴重核子事故對電廠外造成之衝擊，即放射性物質外釋。本部分課程介紹外釋放射性物質之特性，包括其組成成份、釋放時間、粒子大小、高度與能量等，此即輻射源項 (Source Terms)。透過放射性物質之遷移與沉積模式，計算輻射源項對公眾造成的劑量與健康影響。最後介紹民眾防護行動 (Protection Actions)，包括疏散、除污、交通管制、碘片服用、飲食管制等。

肆、建議

- 一、 設置專職講師：美國核管會(NRC)設有技術訓練中心(TTC)及專業講師，講師專職進行人員訓練工作，具備教學技巧且能充分準備訓練教材，是以能有效地培訓專業人力。以我國模擬器訓練課程而言，其講師通常由電廠值班經理擔任，雖然具有豐富運轉機組之經驗，然而模擬器訓練課程涵蓋電廠系統與設備等各種領域，值班經理未必能具備各方面之知能；且由於講師職位係輪流擔任，人員未必具備或熟悉授課技巧，可能影響教學效果。建議國內可建立專職講師制度，挑選具備足夠專業之人員，使其接受教學技巧之訓練，專責從事訓練工作，應有助於專業人才培育工作。
- 二、 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，然而其中之模擬器訓練課程，長期以來一直依賴業者(台電公司)代為訓練。業者通常以訓練所屬員工之方式進行，因此無法完全吻合管制機關視察員應有的專業需求。建議我國管制機關可比照 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，量身訂作訓練計畫(Training program)，並將管制需求轉化成訓練項目，指派適當之人員擔任講師，進行課堂講解及考核。另針對新進人員，輔以導師(Facilitator)制度之建立，配合在職工作訓練(On-the-Job Training)及職務歷練(至少二種不同業務性質之單位)，將可提供新進人員充分訓練，使管制工作順遂推展。如此雙軌並行，除可提升人力素質外，並可厚植管制能量，建立管制機關之獨立、客觀、專業形象，形塑管制公信力。
- 三、 提供工作輔助課程：美國核管會(NRC)設有專業發展中心(PDC)，其所提供的課程類別相當廣泛，包括工程專題、管制技術、風險分析、領導管理、文書作業等類別，與技術訓練中心(TTC)主要提供視察員定期訓練所需的技術性課程不同。以視察工作為例說明，視察員需具備專業知識以查證業者是否符合規定，然而查證

過程，視察員可能需與相關人員進行面談、溝通，乃至於會議上之發表，這些活動需要不同方面之知能，因此輔助技能對於視察任務之完成亦不可謂不重要。建議管制機關多提供視察輔助課程，鼓勵視察員參與，以協助視察員提昇視察技能。

- 四、吸取美國經驗作為我國管制參考：本次參訪 Watts Bar 核能電廠，除與 NRC 駐廠視察員進行多項議題討論外，亦取得 Watts Bar 核能電廠相關之程序書與作業方案，包括：「現場勘驗作業(含電纜路徑確認)程序書」、「火災防護報告」、「地下埋管完整性及地下水防護方案」、「電氣設備絕緣測試(含 VLF 絕緣診斷及耐受測試)程序書」等。由於龍門電廠目前正在進行電纜重敷設工作，完成後亦需進行電纜路徑確認，「現場勘驗(含電纜路徑確認)程序書」可作為本會管制參考文件；龍門電廠之終期安全分析報告目前已在審查與撰寫安全評估報告階段，其中第九章包含電廠之火災防護系統，「火災防護方案」可供本會作為審查及防火視察之參考文件；目前台電公司正依本會要求建立「地下水防護方案」、「地下水廠區概念模式」、「核能電廠地下管路管理方案」等，以妥善管理放射性物質由地下埋管經地下水外釋之可能性，「地下埋管完整性及地下水防護方案」可作為本會比較分析之參考；「電氣設備絕緣測試(含 VLF 絕緣診斷及耐受測試)程序書」，涉及電氣設備絕緣狀況之監視及管控，可作為本會比較分析之參考。綜合言之，建議上述文件分由管制相關單位進行研閱，以吸取國外經驗，並作為本會管制核能電廠之參考。

伍、附件

附件一：R-504B 核能電廠運轉進階技術訓練課程課表

附件二：R-504P 核能電廠運轉進階技術訓練課程課表

附件三：管制會議通知單

附件四：NRC 總部簡報與技術交流原訂議程

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	Chapter
1	Course Introduction 304B Exam Review Classroom Exercise - EHC Problems Technical Issue - Station Blackout	1.0 --- 2.1 4.5
2	Technical Specifications Overview Technical Specifications - Operability determinations Transients - Introductions/FSAR Chapter 15 correlation - Power Change with Flow(Transient 1) BWR Differences - Reactor Isolation and Pressure/Inventory Control	3.0 3.0 5.1 6.3
3	Technical issues: Service and Instrument air Technical Specifications - Stuck Control Rod Technical Specifications - Thermal Limits Transients - SLC Initiation(Transient 2) - Recirculation Pump Trip(Transient 3) - Manual Scram(Transient 4)	4.6 3.1 3.2 5.1
4	BWR Differences - ECCSs Transients - Single RFP Trip(Transient 9) - SRV Opening(Transient 10) - EHC Pressure Regulator Fails High(Transient 11) - Turbine Trip W/BPVs(Transient 12)	6.4 5.1
5	Technical Specifications - Questions(PDF File) Technical Issues - Power Oscillation Transients - MSIV Full closure(Transient 5) - Dual Recirculation Pump Trip(Transient 6) - Loss of Feedwater Heating(BWR-3/4)(Transient 7) - Single MSIV Closure(slow)(Transient 8)	PDF 4.3 5.1
6	Technical Issues - Shutdown Plant Problems Technical Specifications - Questions (PDF File) Risk Management/SDP introduction	4.10 PDF 4.11
7	Technical Issues - Reportability Technical Issues - Emergency Plan Transients - EHC Pressure Regulator Fails Low(Transient 13) - Loss of Condenser Vacuum(Transient 14) - Loss of Feedwater(Transient 15)	--- 4.12 5.1
8	Technical Issues - IGSCC Transients - HPCI/RCIC Initiation(Transient 16) - ADS Initiation(Transient 22) - BPV Fails Open(Transient 21)	4.9 5.1
9	Technical Issue - ATWS BWR Differences - Containments Review/Self Study	4.2 6.5
10	Course Exam	

附件二、R-504P 核能電廠進階技術訓練課程課表

Westinghouse Advanced Course(R-504P)

Day	Lecture	Ch.
1	Course Introduction Control Systems Review Transient Introduction & Transients 5.01, 5.02 Transients 5.03, 5.04 (In-Class Assignment)	N/A 1.0 5.0 5.0
2	Review Transients 5.03, 5.04 Technical Specifications - Unit 1 R304P Test Review Transients 5.11, 5.12 (In-Class Assignment)	5.0 3.1 N/A 5.0
3	Review Transients 5.11, 5.12 Technical Specifications - Unit 2 Class Exercise - Reactivity Balance Calculations Plant Event - V. C. Summer Inadvertent Criticality Shutdown Margin Calculations (In-Class Assignment)	2.2 3.2 2.2 7.2 2.2
4	Review Shutdown Margin Calculations Transients 5.13, 5.14 Technical Specifications - Unit 3 RIOP/SDP Introduction	2.2 5.0 3.3 Handouts
5	RIOP/SDP Introduction (cont' d) SDP Introduction Example SDP Student Example Transients 5.21, 5.22, 5.23	Handouts Handouts Handouts 5.0
6	Transients 5.31, 5.32, 5.33 Technical Specifications - Unit 4 SDP Problem #1 (In-Class Assignment)	5.0 3.4 Handouts
7	Review SDP Problem #1 Technical Issue - Loss of All AC Power Transients 5.41, 5.42, 5.43 Technical Issue - Shutdown Plant Problems Technical Issue - ATWS + Transient 5.77 Impulse Pressure + Transient 5.36	Handouts 4.8 5.0 4.9 4.7, 5.0 2.3, 5.0
8	Scenario 2.4.1 & Transient 5.35 Plant Event - San Onofre Water Hammer Transients 5.51, 5.52, 5.53, 5.54 Technical Issue - Steam Generator Tube Problems SDP Problem #2 (In-Class Assignment)	2.3, 2.4, 5.0 7.3 5.0 4.5 Handouts
9	Review SDP Problem #2 Transients 5.63, 5.72, 5.73, 5.74, 5.75, 5.76 Technical Issue - SGTR	Handouts 5.0 4.6
10	Course Exam	

附件三、管制會議通知單

Organization:	Nuclear Energy Institute (NEI)
Date:	September 16, 2010 8:30 a.m. - 3:30 p.m.
Location:	U.S. Nuclear Regulatory Commission Executive Boulevard Building, Room 1B13 and 1B15, 6003 Executive Boulevard, Rockville, Maryland 20852
Purpose:	To discuss pilot issues for NEI's Dry Storage Task Force.
Participants:	NRC/NMSS/SFST/NEI
Meeting Category:	<p>This is a Category 2 Meeting. The public is invited to participate in this meeting by discussing regulatory issues with the NRC at designated points identified on the agenda. The NRC's Policy Statement, "enhancing Public Participation on NRC Meetings," effective May 28, 2002, applies to this meeting. The policy statement may be found on the NRC website, www.nrc.gov, and contains information regarding visitors and security.</p> <p>The NRC provides reasonable accommodation to individuals with disabilities where appropriate. If you need a reasonable accommodation to participate in the meeting, or need the meeting notice or the transcript or other information from the meeting in another format (e.g., braille, large print), please notify the NRC's meeting contact. Determinations on requests for reasonable accommodations will be made on a case-by-case basis.</p>
Contact:	<p>Chris Staab, 301-492-3321, Christopher.Staab@NRC.gov</p> <p>Attendance at the meeting other than those listed above should be made known by September 22, 2010, by phone to the above contact.</p>
TAC No:	LA0233
Enclosure:	Meeting Agenda

Agenda
Meeting with Nuclear Energy Institute' s
Dry Storage Task Force
September 16, 2010

1. Call to Order and Introductions
2. Introductory Remarks
3. Discussion of Industry Pilot Issue - Implementation Phase (Morning w/ breaks)
4. Discussion of Licensing Conference Outcomes (Technical Specifications) and COMDEK actionable items as potential candidates into RIRP (Afternoon w/ breaks)
5. Discuss Agenda and Date for Next meeting
6. Open Discussion/Public Comments and Conclusion

附件四、NRC 總部簡報與技術交流原訂議程

Presentations and Technical Exchange (September 17, 2010)

8:30- 9:00	Current Status of Lungmen ABWR Unit 1
9:00- 9:20	Rerouting of cables below false floors at LNPS Unit 1
9:20- 9:30	Break
9:30-10:00	Uninterruptible Power Supply: System Failure Events at LNPS Unit 1
10:00-10:20	Loss of 345 kV Offsite Power Events at LNPS Unit 1
10:20-10:30	Break
10:30-11:00	Pre-operational Test Inspections for Lungmen Nuclear Power Station (LNPS)
11:00-11:20	Readiness Inspection Plan and Implementation for LNPS
11:20-12:50	Lunch Break
13:00-14:30	Operations Center Tour

陸、附圖

附圖一：與 Watts Bar 駐廠視察員合影

附圖二：參觀 Watts Bar 2 號機主控制室

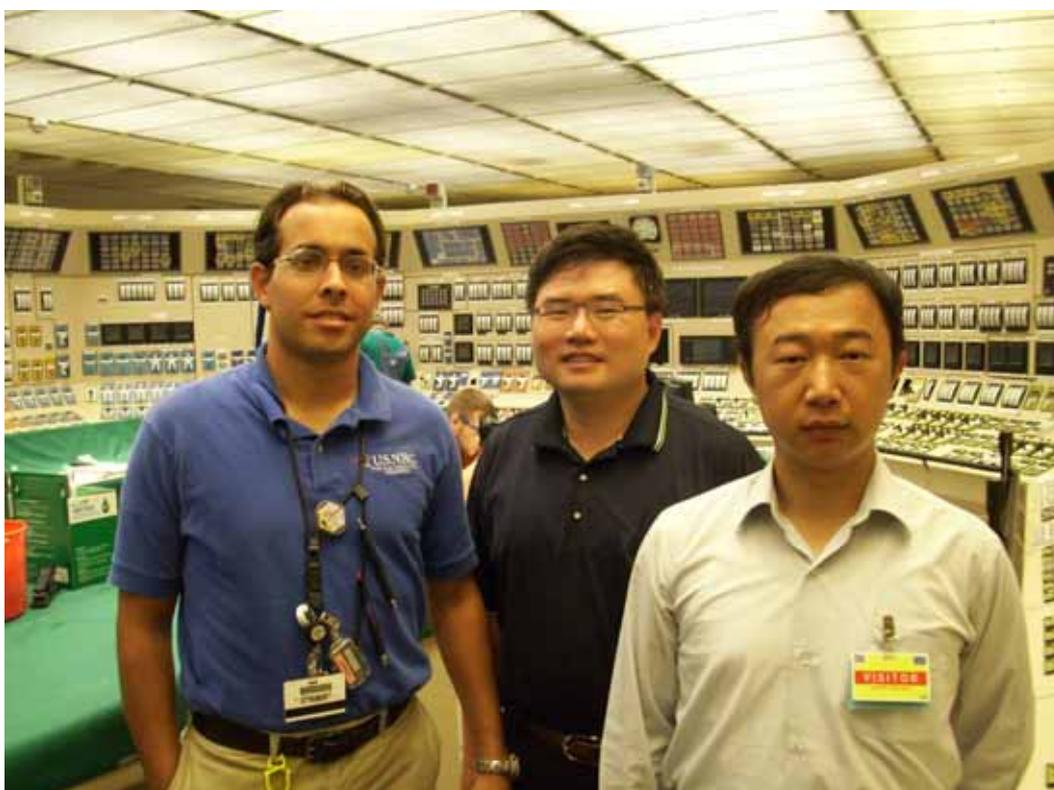
附圖三：於 Region II Office 簡報

附圖四：拜會 Region II Office 人員

附圖五、與 NRC 總部人員進行討論



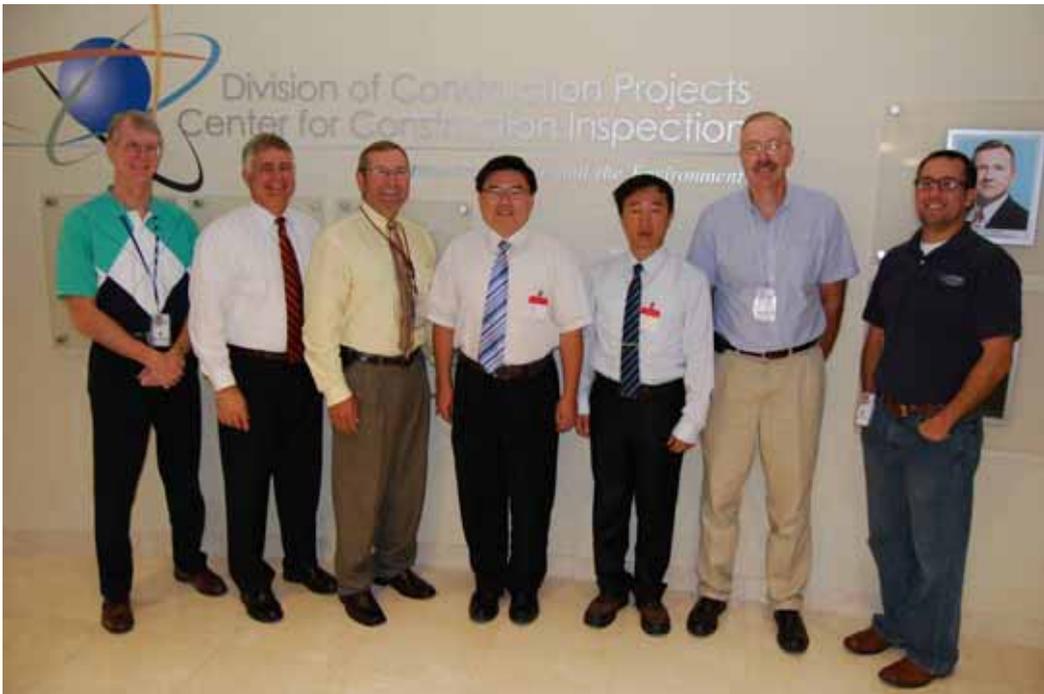
附圖一、與 Watts Bar 駐廠視察員合影



附圖二、參觀 Watts Bar 2 號機主控制室



附圖三、於 Region II Office 簡報



附圖四、拜會 Region II Office 人員



附圖五、與 NRC 總部人員進行討論