

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：廖家群技正、洪子傑技士

派赴國家：美國

出國期間：98年8月22日至98年9月25日

報告日期：98年11月16日

摘 要

本次研習首先赴美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC, 簡稱核管會) 技術訓練中心 (Technical Training Center, TTC) 參加兩項課程 (核能電廠運轉技術訓練複習課程及模擬器訓練更新課程) 之研習, 內容主要包含模擬器運轉程序操作訓練 (機組正常、異常及緊急操作)、嚴重核子事故導則介紹、新型核能機組介紹、暫態分析等, 以強化視察員之本職學能。

第二階段行程為參訪美國核管會 Region II (亞特蘭大) 辦公室及其轄下美國目前唯一興建中核能電廠 Watts Bar, 實地瞭解美國第一線視察員執行電廠管制作業狀況, 並與核管會人員進行廣泛之興建視察及管制經驗交流, 瞭解核管會對將來新建核能機組之視察規劃, 強化及增進我國核能電廠稽查管制技術能力。

然後前往美國核管會專業發展中心 (Professional Development Center, PDC) 研習「核反應器安全回顧與展望」(Perspectives on Reactor Safety) 課程。課程回顧核能史上重大核子事故, 及核安觀念、預防思維與管制策略的演變, 並介紹嚴重事故在 RPV 及圍阻體內之事故演進物理現象, 兼及新型系統與圍阻體的改良設計, 最後敘述核子事故緊急應變整備、應變計畫與管制。

最後則與位於華盛頓特區之核管會總部專家, 進行視察作業經驗交流會議, 並針對龍門電廠管制現況及本會遇到之核安管制議題等, 與其進行廣泛之討論, 藉此瞭解美國管制單位對相關議題之建議及作法, 以強化我國核能電廠稽查管制能力。並順道參訪其緊急應變中心 (Operations Center), 了解美國核管會監管與緊急應變事故之實務。

本次研習所學包含核能電廠專業技術及管制實務等經驗交流, 已將相關心得整理於報告中, 攜回之相關電子檔則置於本會核管知識網, 並提出建議事項, 期能將所學應用於日後實際管制業務, 提升管制效能。

目 錄

摘 要.....	I
目 錄.....	II
壹、目 的.....	1
貳、行 程.....	2
參、過程紀要.....	3
肆、心得與建議.....	27
附 件：	
附件一：R-904B 核能電廠運轉技術訓練複習課程表.....	31
附件二：專為視察人員編寫之核能電廠模擬器操作程序書.....	32
附件三：NRC 技術訓練中心模擬器警報動作設定值.....	34
附件四：R-704B 核能電廠模擬器訓練更新課程表.....	35
附件五：美國核管會視察人員核能電廠系統訓練課程表.....	36
附件六：參訪美國核管會 Region II 視察作業及電廠行程表.....	37
附件七：R-800「核反應器安全回顧與展望」課程表.....	40
附件八：原研提於美國核管會總部討論之議題.....	42
附 圖：	
圖一：美國核管會技術訓練中心模擬器（BWR/4）及上課情形.....	46
圖二：數位化顯示系統：運轉功率流量限制曲線.....	46
圖三：數位化顯示系統：反應器壓力槽壓力及水位變化曲線.....	47
圖四：模擬器操作分組.....	47
圖五：緊急應變程序流程圖及上課情形.....	48
圖六：模擬反應器急停、控制棒未全入之爐心狀況顯示（Smile Core）.....	48
圖七：在 Region II 進行簡報與討論.....	49
圖八：與 Region II 出席座談人員合影.....	49

圖九：Watts Bar 電廠二號機興建與測試預估時程.....	50
圖十：Watts Bar 電廠二號機安裝中的圍阻體 Ice Condenser.....	50
圖十一：專業發展中心（PDC）教室外陳列的球閥模型.....	51
圖十二：原能會駐美代表與核管會定期月會合影.....	51

壹、目的

- 一、提升核能管制工作專業技能：參加美國核能管制委員會（Nuclear Regulatory Commission, NRC，簡稱核管會）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，學習核能電廠系統運轉、暫態及異常處理、緊急應變程序、系統安全設計理念及「核反應器安全回顧與展望」等方面之專業知識，強化核能電廠管制人員專業技能。
- 二、精進核能電廠安全管制作業：藉由與美國核管會專家們所進行之廣泛討論，瞭解美國管制單位對各項安全重要議題之管制實務及成效，以為執行核安管制、視察及審查作業之參考，提升管制能力。
- 三、落實「運轉員主試員培養訓練」：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、強化台美雙方視察員交流：台美民用核能合作會議時，美國核管會及原能會均希望雙方能互派員實際瞭解視察技巧，增進技術交流。本次交流除能了解美國核管會對運轉與興建中電廠之視察作業及未來新建核能電廠之管制規畫外，藉由彼此交換管制心得、現場實地觀摩、學習，對我視察作業確有莫大助益。

貳、行程

此次赴美國核管會研習，於 98 年 8 月 22 日搭機，8 月 23 日抵達田納西州查塔諾加市 (Chattanooga, TN) 美國核管會技術訓練中心，先進行為期二週的訓練課程，包括參與核能電廠運轉技術訓練複習課程「GE BWR/4 Technology Review Course (R-904B)」及核能電廠模擬器訓練更新課程「GE BWR/4 Simulator Refresher Course (R-704B)」各一週之訓練。技術訓練中心之課程結束後，即前往美國核管會位於喬治亞州亞特蘭大之 Region II 辦公室，進行為期一週之參訪活動，包括視察員管制作業觀摩與經驗交流，並參訪核能電廠 (Watts Bar)。

之後，前往美國核管會位於華盛頓特區之專業發展中心，參與為期一週的「核反應器安全回顧與展望」(Perspectives on Reactor Safety, R-800) 訓練課程。離美前再赴同樣位於華盛頓特區之核管會總部，進行視察作業經驗交流，並參訪其緊急應變中心 (Operations Center)。

行程簡列如下：

日期	工作內容
8 月 22 日至 8 月 23 日	搭機赴美 (去程)
8 月 24 日至 9 月 4 日	美國核管會技術訓練中心 (查塔努加): 研習 R-904B 及 R-704B 訓練課程
9 月 5 日至 9 月 11 日	美國核管會 Region II 辦公室 (亞特蘭大): 觀摩視察作業與經驗交流，並參訪核能電廠 (9 月 7 日為美國勞工節，放假乙天)
9 月 12 日至 9 月 18 日	美國核管會專業發展中心 (華盛頓特區): 參與 R-800 訓練課程
9 月 19 日至 9 月 22 日	美國核管會總部 (華盛頓特區): 視察作業經驗交流及參訪緊急應變中心
9 月 23 日至 9 月 25 日	搭機返回台北 (回程)

參、過程紀要

一、參加美國核管會技術訓練中心之訓練課程

參加美國核管會技術訓練中心之訓練課程計二項各一週的課程，內容包括核能電廠運轉技術訓練複習課程「GE BWR/4 Technology Review Course (R-904B)」及核能電廠模擬器訓練更新課程「GE BWR/4 Simulator Refresher Course (R-704B)」。此二項課程均為美國核管會電廠視察人員之再訓練課程，依其規定每一視察員每三年須並完成此訓練。課程內容與心得分別概述如下：

(一) 核能電廠運轉技術訓練複習課程「GE BWR/4 Technology Review Course (R-904B)」

1. 課程時間：一週（98年8月24~28日）
2. 課程內容與心得：

本課程旨在精進學員對沸水式反應器相關技術議題之瞭解，強化對於機組正常、異常及緊急暫態機組之處理，授課內容包含沸水式反應器介紹、系統起動至臨界、併聯、暫態、停機與停機冷卻、事件處理、嚴重事故導則介紹、各類新型進步型反應器之介紹等，授課方式則分為課堂講授及模擬器演練。課程表如附件一。依訓練中心規定有關模擬器之課程，每期最多有 8 人，而本期參加之學員有 5 人。

(1) 課堂講授：

- i、沸水式反應器及熱限值（Thermal Limits）介紹：此為再訓練課程，故將沸水式反應器系統的流程、相關設備及與系統安全相關之熱限值，分別作一簡介及複習，幫助學員銜接接下來的進階課程。
- ii、新型反應器簡介：依美國核管會網頁資料（2009/7/2 更新）顯示，2007

至 2010 年間美國預計共有 33 部機組新申請興建，包含有 5 種不同之反應器設計，故訓練中心特別安排長達 6 小時的課程（沸水式及壓水式各 3 小時），並且將正接受 R-904B 及 R-904P 課程的學員合班上課，幫助視察員儘快掌握新型反應器之特點：

- (a) 沸水式反應器：主要有 GE/Hitachi 公司之進步型沸水式反應器（Advanced Boiling Water Reactor, ABWR）、及同樣由 GE/Hitachi 公司發展之精簡型沸水式反應器（Economic Simplified Boiling Water Reactor, ESBWR）二類，進步型沸水式反應器即為我國龍門電廠所採用的機型，而精簡型沸水式反應器與進步型沸水式反應器重大差異（精進）處為利用自然循環（Natural Circulation）取代爐內泵（Reactor Internal Pump, RIP）、緊急爐心冷卻系統分成四區，並採重力驅動方式（Gravity-Driven）運作、主動式圍阻體熱移除、反應爐隔離補水等。
- (b) 壓水式反應器：主要有 Westinghouse 公司之 Advanced Passive 1000（AP1000）、AREVA 公司之 Evolutionary Power Reactor（EPR）及 Westinghouse 公司之進步型壓水式反應器（Advanced Pressurized Water Reactor, APWR），AP1000 之設計理念為擷取目前運轉中壓水式反應器之運轉經驗、模組化興建、簡化運轉及維護作業、全被動式安全系統，可以確保事件發生後 72 小時，即使無交流電源及運轉員介入，仍可以使機組安全停機；EPR 之設計理念為擷取目前運轉中壓水式反應器之運轉經驗、簡化運轉及維護作業、降低人員劑量、增加安全設計餘裕、降低爐心熔毀機率等；APWR 之設計理念為重大組件依現有電廠之經驗予以改良、四串獨立區隔之安全系統（每一串具有 50% 的容量，以能確保一串維修、一串意外故障時，安全系統仍能維持正常安全功能）、簡化緊急爐

心冷卻水系統。

- iii、嚴重事故導則介紹：因次週 R-704B 課程有更詳細之討論，故此段僅簡要介紹緊急應變程序（Emergency Operating Procedures, EOP）內有關反應爐水位、壓力、功率的控制內容、各控制方式之流程圖及嚴重核子事故指引（Severe Accident Guidelines, SAGs）等。

(2) 模擬器演練：(操作之 BWR/4 模擬器及上課情形，如圖一)

此屬再訓練課程，故先複習模擬器各系統盤面及功能介紹等，以幫助學員銜接進階之課程。上課使用的模擬器為 BWR/4 (Mark-II) 之系統，與核能一廠之 BWR/4 (Mark-I) 類似，並使用專為視察人員編寫之核能電廠模擬器操作程序書（其目錄如附件二），又稱簡易程序書（Mini Procedure）引導學員執行反應器起動及加熱、將爐心隔離冷卻系統（RCIC）與高壓爐心注水系統（HPCI）置於備用狀態、起動反應爐飼水泵（RFP）、系統加熱及加壓、發電機併聯、反應爐滿載及停機與停機冷卻等一系列的演練。另藉由已數位化之顯示系統，明確瞭解運轉狀態是否在安全範圍（如圖二之運轉功率流量限制曲線），隨時掌握調整，確保符合運轉規範。

另課程資料中提供學員每人乙張「核能電廠模擬器警報設定值」（如附件三），讓學員對操作時各項系統動作原因，能有更深入之比對及瞭解。

有關反應爐暫態演練及事件處理，講師先以某一設備故障為假設肇因，由學員自行判斷各暫態或事件發生後反應爐重要參數的變化，之後再以模擬器實際演練，並由講師解說各參數變化的原因，同時搭配已數位化之顯示系統（如圖三之反應器壓力槽壓力及水位變化曲線），讓學員輕易掌握暫態時反應爐各項暫態及參數變化情形。以上教

法可強化學員對各項暫態之瞭解，使視察員爾後於執行暫態分析作業，並進而掌握機組狀況有極大助益，值得我們在訓練上借鏡。

(二) 核能電廠模擬器訓練更新課程「GE BWR/4 Simulator Refresher Course (R-704B)」

1. 課程時間：一週（98年8月31日~9月4日）

2. 課程內容與心得：

本課程屬再訓練課程，旨在精進學員對沸水式反應器相關技術議題之瞭解，熟悉機組緊急應變程序。本次參加此課程之學員有5人，雖已有4人已上過前週之訓練（R-904B），講師仍依計畫複習模擬器各系統盤面及功能介紹等，但改以詢問對答方式進行，提升學員能力並開始進階之課程。授課方式主要為模擬器演練，並輔以部份之課堂講授。課程表如附件四。

(1) 課程內容包括模擬器緊急應變程序（Emergency Operating Procedures, EOP）操作，介紹緊急應變程序、二次圍阻體控制（Secondary Containment Control）及嚴重核子事故指引（Severe Accident Guidelines, SAGs）等，目的為使學員先對電廠控制室之緊急應變作業有初步的認識，講師利用模擬器演練電廠急停的各類狀況，並讓學員由電廠即時運轉電腦資訊系統觀察反應爐各重要參數變化情形。

(2) 緊急應變程序操作方面，講師模擬電廠運作方式將學員組成運轉班，並分成 SRO（Senior Reactor Operator）、STA（Shift Technical Adviser）及 RO（Reactor Operator），分別負責不同功能及操作位置（如圖四），演練各種狀況，同時引導學員利用緊急應變程序流程圖，熟悉反應器及一次圍阻體的控制。在各項模擬狀況出現

時，講師通常會先暫停模擬器運作，與學員們共同討論相關內容及應變措施，並不厭其煩提醒包含反應器各重要參數及相關儀表/狀況的類別、尚可使用之系統和設備及控制狀況的程序等，最後讓學員於模擬器實際演練應變措施，講師則從旁協助學員及視需要解說相關問題。依排定權責分工輪流負責各盤面操作（RO），及擔任 STA 及 SRO，並由 SRO 擔任總指揮，利用緊急應變程序流程圖（如圖五：訓練中心將緊急運轉程序書繪成流程圖，並作成看板置於控制室內，隨時利用奇異筆於圖上標示機組狀態，方便運轉人員隨時查看及討論。）及電廠運轉規範，要求各盤面負責人利用相關程序書執行應變程序，以使反應器達到安全穩定的狀態。各狀況演練結束後，再由總指揮總結此次發生的狀況、處理過程及應變程序，讓各學員對此狀況有一全盤的瞭解。

(3) 本次課程由反應器的「功率控制」、「壓力控制」及「水位控制」開始演練，並進入「替代水位控制」、「緊急反應器洩壓」、「蒸汽冷卻」、「反應器灌水」及「水位／功率控制」等項目，當學員已較熟悉緊急應變程序流程圖之應用時，再增列一次圍阻體的「抑壓池水位控制」、「抑壓池溫度控制」、「乾井溫度控制」、「圍阻體溫度控制」、「圍阻體壓力控制」等項目，循序漸進；本項課程演練約十多項狀況，學員於各盤面皆有實際演練的機會，使學員對緊急應變程序細節及流程有較全面深入的瞭解，應可作為本會駐廠視察員再訓練課程之參考。

(4) 在模擬反應器急停、控制棒未全入之操作中，出現如圖六之「Smile Core」，可見老師用心設計與幽默，有效提昇大家對控制棒盤面之印象與學習興趣。

(三) NRC 技術訓練中心模擬器課程均提供雙講師，而學員上限為 8 名，亦即每 4

名學員即有 1 位講師，講師隨時主動瞭解學員學習狀況，適時協助解決學員之疑惑，並以學員充分學習為主要考量，而不受限於課程所載進度。另有時學員對機組處理不正確時，講師並不即時糾正，而使機組演變成更嚴重的組態，但此時反而能使學員增加新的思考流程，對機組狀態與處理，能有更深刻印象。如此充足之教學資源，使每一個主題均能供學員進行重複演練及仔細探討，當然可提供最佳的學習效果。

(四) 於受訓時經訪談了解，美國核管會技術訓練中心約有 45 位員工，其中包括約 20 位核能系統專業講師及 10 位法規講師。核管會對於將負責核能電廠視察之新進人員，均要求接受 9 週的訓練，包括基礎工程、核能系統、核能系統進階訓練及模擬器訓練等，如附件五整理之訓練課程表。

二、參訪美國核管會 Region II 核能電廠管制作業

本次參訪美國核管會 Region II 辦公室為期一週（行程如附件六），扣除美國國定假日（9 月 7 日勞工節），實際僅參訪 4 天。此行目的為拜會 Region II 辦公室，了解美國核管會對於新建核能機組及燃料廠之審查與視察之規劃及作業現況，也向他們介紹龍門電廠興建及測試現況與經驗交流，並赴美國目前唯一興建中核能電廠 Watts Bar 二號機（WBN2）實地參觀，了解此機組之施工狀況，以及駐廠視察員實際執行電廠視察作業的情形。

美國核管會 Region II 辦公室位於喬治亞州亞特蘭大市，其轄區涵蓋美國東南區十州，共 19 座核能電廠 34 部運轉中機組，此外，尚有 Watts Bar 核能電廠二號機及 Shaw AREVA MOX FFF 燃料廠正在興建中。

此次參訪無論是在 Region II 辦公室或到 Watts Bar 電廠，全程均由 Region II 資深建廠計畫視察員 James B. Baptist 陪同，也負責解答我方的問題，由於他熱心周到的協助，使我們此行收穫良多。以下就「拜會 Region II 辦公室與經驗交流」

及「Watts Bar 電廠參訪」兩部份敘述活動內容及心得：

(一) 拜會 Region II 辦公室與經驗交流 (98.9.8 及 98.9.11)

經由美國核管會國際事務部及 Region II 辦公室的安排，9 月 8 日拜訪 Region II 辦公室的第一天早上，經簡短介紹後，即在建廠管制部門 17 樓辦公室由各科對我方進行各項業務簡報，簡報題目及其內容如下：

1. 10 CFR Part 52: 介紹美國建廠-運轉綜合執照 (Combined License, COL) 審查、建廠視察計畫 (CIP)、ITAAC (施工後檢查、測試、分析與接受標準)，與將來 Region II 的建廠視察業務規劃；
2. Fuel Facility Construction: 介紹燃料廠建造視察現況與視察發現，目前美國全國燃料廠 (製造、轉化、濃縮) 的興建都由 Region II 執行視察業務。這簡報也敘述 2003 年 12 月 Honeywell 六氟化鈾轉化廠發生的外洩事故，這事故到達廠區緊急戒備 (Site Emergency) 事故等級；
3. Construction Lessons Learned: 由於簡報的科負責土木工程視察，因此僅介紹近年來土建方面施工之視察發現與問題，這也只發生在燃料廠的新建廠址上；
4. Region II Organization: 介紹 Region II 辦公室組織與業務權責；
5. WBN Unit 2 Current Status and Site Activities: 介紹 Watts Bar 電廠二號機現況、視察發現及問題。

由這些簡報得知，美國近年來申請建廠-運轉綜合執照 (Combined License, COL) 的核能電廠新機組申請案如雨後春筍，預期幾年後將陸續展開建廠工程。由於很多新建機組廠址位於 Region II 轄區，美國核管會已經在 Region II 辦公室成立「建廠視察中心」(Center for Construction Inspection, CCI)，由負責建廠管制的 Region II 副行政官主持，負責執行新建核能機組第

一線視察業務，監管所有美國國內（不分 Region）的核能電廠新機組現場興建作業，待進入建廠後期再將運轉視察業務逐漸轉移到各 Region 辦公室的駐廠視察單位。由於所需視察資源相當龐大，CCI 未來將進用相當多視察員與專案工程師，目前辦公室所在的聯邦大樓空間將不敷使用，美國核管會將於明（2010）年 2 月將 Region II 辦公室搬遷到附近更大的辦公大樓內，所以如果明年到 Region II 參訪，將不會在現在的聯邦大樓了。

下午 1 點至 3 點由 Baptist 先生帶領，參加 Region II 每月舉辦之 Current Events 會議，該會議由 Region II 行政官（Regional Administrator）Luis A. Reyes 主持，基本上所有在 Region II 辦公室的人員全部出席。此月會由各部門主管輪流上台報告，主要目的是讓 Region II 各部門人員能了解不同部門一個月來的重要工作狀況，尤其是所管制電廠及燃料廠的重要事件與視察發現，提醒視察員注意類似情形，並報告人事異動、會計結報、活動預告、流感注射等政令宣達，還有頒獎典禮。會議中負責建廠管制的副行政官（Deputy Regional Administrator for Construction）Loren R. Plisco 向所有人員介紹我們是來自台灣的視察員。

下午 3 點於電廠運轉視察專案 24 樓會議室，由我方對 Region II 負責建廠管制人員進行簡報，行政官 Reyes 及副行政官 Plisco 皆全程出席聆聽（見圖七）。在出國前已經以電子郵件與核管會國際事務部溝通簡報事宜，因此在國內即已準備好在 Region II 辦公室進行的五份簡報，其題目及內容如下：

1. Overview of AEC Recent Regulatory Activities: 介紹我國核能發展現況、本會核能管制作業現況，以及即將進行的審查、視察、管制議題；
2. Current Status of Lungmen Project: 介紹龍門電廠（龍門計畫）興建現況，並與去年 5 月核管處兩位視察員訪問 Region II 時報告的進度作一比較，使美方人員瞭解龍門計畫一年多來的進展；

3. Inspection Findings at Lungmen ABWR Plant: 分享龍門計畫過去的建廠經驗、遭遇問題與視察發現；
4. Inspection Program for Lungmen Initial Test Activities: 介紹本會研擬並已部分實施之龍門電廠初始測試（包括施工後測試、試運轉測試、運轉前準備、初始燃料裝填、起動測試）視察計畫；
5. The Flooding at Lungmen Unit 2 Reactor Building during Typhoon SINLAKU, 2008: 講解龍門電廠二號機在去年辛樂克颱風來襲期間發生淹水事故的成因、經過、後果與後續處置情形。

由於時間的關係，9月8日僅簡報前三份，依原訂計畫，後兩份簡報於11日上午舉行。聆聽三份簡報後，Region II 行政官 Reyes 對於我國核能管制現況及龍門建廠所遭遇的問題有了初步的瞭解，他表示美國也很久沒有興建核能電廠，即使核管會制訂周延的視察計畫並積極執行，目前施工中的 Watts Bar 2 也不是一帆風順，而將來新機組陸續開工後，不止電力公司要面對種種挑戰，核管會的建廠視察管制工作也一定相當艱鉅。他希望與國際間有建廠經驗的管制單位的交流及問題溝通能持續進行，互相觀摩協助。

經過兩天到 Watts Bar 電廠實地參訪後，9月11日上午繼續進行後兩份簡報，地點在建廠管制部門所在地的司法大樓 2 樓辦公室，由負責建廠管制的副行政官 Plisco 主持。對於龍門電廠初始測試視察計畫與龍門二號機淹水事件提出相當多問題，充分交換意見。我方特別提出制訂初始測試視察計畫時，大多參考美國核管會的建廠視察方案與視察程序書，但由於多年未更新，翻譯時發現許多過時的敘述，已不符現況使用，而參考文獻也過於老舊，根本無法取得參閱。Plisco 先生表示同感，也表示美國核管會正積極更新與制訂新的建廠視察程序書，他提出如果我們在翻譯或使用視察程序書時，發現有不適用的問題，希望可以通知他們。

簡報結束後隨即與 Plisco 先生及建廠管制部門主管進行座談，討論參訪心得與將來的交流。我們首先表達感謝 Baptist 先生幾天來的辛勞與周到的導覽，並敘述在 Watts Bar 電廠看到的現場與訪談的人員。我們提到 Watts Bar 2 的廠務管理相當做得好，不像龍門電廠凌亂，但 Plisco 先生卻說這是因為 WBN2 沒什麼工作在進行。他也向我們提到 South Texas Project 的 ABWR 機組新建計畫合作廠家已由 GEH 換成 Toshiba，而且一些打算新建 GE ESBWR 的計畫也對於 ESBWR 尚未取得最終設計核准產生疑慮，打算更換廠家。South Texas Project 的 ABWR 建廠計畫應該會是第一個正式動工的新建機組，美國核管會很希望從龍門 ABWR 的建廠視察發現中汲取經驗。

雙方一再強調要持續進行雙邊建廠觀摩視察與經驗交流，互派視察員至建廠工地參訪。對於預定今年 12 月美國核管會派員赴龍門電廠觀摩視察，Plisco 先生希望我們能儘早提供龍門電廠測試時程，以確定屆時能看到哪些測試活動。最後全體合影留念（見圖八）。我們也與預計 12 月要到龍門電廠協助視察的 Scoot Freeman 視察員合照（此行程因龍門時程落後而延後）。

（二）參訪 Watts Bar 核能電廠（98.9.9 及 98.9.10）

本次 Region II 行程的第 2 及第 3 天由資深建廠計畫視察員 James Baptist 陪同，參訪建造中之 Watts Bar 核能電廠二號機，除拜會駐廠視察員與電力公司管理階層外，並實地參觀一、二號機。

Watts Bar 核能電廠(WBN)屬於田納西河流域管理局(Tennessee Valley Authority, TVA)三座核能電廠之一，該電廠位於田納西州 Spring City，有二部西屋公司(Westinghouse)製壓水式反應器核能機組。分別於 1973 年開始建造，一號機於 1996 年取得全功率運轉執照，開始商轉，二號機則於 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 決定重新興建二號機，目前正進行舊有設備評估、檢修、重整(refurbish)與

置換，預定 2013 年開始運轉。目前二號機核能蒸汽供應系統 (Nuclear Steam Supply System, NSSS) 之相關設備委由西屋公司進行評估；電廠一般廠內系統 (Balance Of Plant, BOP) 設備部份由貝泰 (Bechtel) 顧問公司等進行評估，另外，工程之設計與建造均由貝泰顧問公司負責。

由於僅有兩天參訪時間，扣除往返交通，參觀活動進行得相當緊湊。9 日由 Baptist 先生陪同及安排，首先拜會美國核管會 Watts Bar 電廠二號機施工駐廠辦公室。目前該辦公室有 1 位資深駐廠視察員 Bill Bearden (9 日請假) 及 2 位駐廠視察員，近期內將再增加至少一位駐廠視察員。另有一位秘書。

駐廠視察員 Tomy Nazario 精力充沛又熱心積極，他對於台灣及龍門計畫很有興趣，於是我們使用帶去的簡報電子檔向他做簡單介紹。

9 日下午 TVA 的請照經理 (Licensing Manager) Gordon Arent 到駐廠辦公室向我們簡報整體 WBN2 計畫與時程 (見圖九)。我們向他討教許多 WBN2 的情形，也質疑為何那麼久才蓋好一號機，而隔那麼久才再重建二號機，他向我們解釋其歷史，也談到當初 TVA 有好多核電廠計畫一起進行，後來因為大環境的影響，發生困難，只好終止一些計畫。再問他 WBN2 擱置 20 年後再建，那些已安裝的設備在 20 年中如何保持可用狀態，他說都按照規定定期維護保養，甚至使用除濕設備維持環境濕度。再問他經過 20 年，有些當年的設計現在可能買不到同型號的設備，他說確實有這種情形，那就得變更設計，但也幸好有運轉中的一號機可以支援或參考。駐廠視察員說其實二號機有些設備已被拆去用在一號機上，這個問題也必須解決。

隨後出發到建廠現場參觀，由 Baptist 先生及駐廠視察員 Nazario 帶領。先去看圍阻體內外，也鑽到 RPV 爐蓋下面去看控制棒驅動殼，再爬到圍阻體最高點 (Dome Head)，現場正在安裝 Ice Condenser 的鐵籠 (見圖十)。再到汽機廠房及控制室 (一、二號機共用) 參觀二號機控制室，目前以帷幕與

一號機隔開。**Baptist** 先生再帶我們到一號機控制室，請值班經理指派一位運轉員為我們解說所有盤面。

以上為 9 日的參觀行程。在現場參觀時詢問駐廠視察員他們視察員一天的工作內容，他說早上參加電廠晨會，獲知當天的電廠工作內容，然後排定當天要去看的活動，就是這樣。他們不用每天寫回報，而是一週寫一次。

10 日到達 WBN2 駐廠辦公室即先與資深駐廠視察員 **Bearden** 交談，問他身為資深視察員一天的工作內容，他說他很少自己親自去視察電廠活動，主要的工作就是「安排視察活動」，交由駐廠視察員執行。

隨後至運轉中的一號機現場導覽，先經過保健物理管制站，填表後配戴劑量計。**Baptist** 先生及視察員 **Nazario** 先帶我們看 **ECCS** 的各項設備，包括檢查中的蒸汽帶動輔助飼水泵及安全注水泵，以及一號機燃料池。

由於一、二號機汽機廠房共用，也有諸多設備共用，而一號機為運轉中機組，現場以護欄或警戒線方式隔離，並以地毯顏色區別一、二號機人員的工作區域。工作人員以安全帽顏色區分，儘量降低核子保安問題發生的機會，但無法完全避免。目前反應爐、蒸汽產生器、高/低壓汽機、發電機及餘熱移除系統泵、電氣盤面及控制室盤面等主要設備均已安裝完成，電纜拖架及管路也都已完成架設，但僅有少量電纜敷設。兩天現場參觀都沒看到任何焊接工作。由於土建工程均已完成，但尚未全面展開施工作業，故整體廠務管理與運轉中電廠差異不大，較龍門工地明顯為佳。

現場參訪後，再經駐廠視察人員安排與 TVA 的 WBN2 計畫負責人 (Vice President) **Masoud Bajestani** 會談，以瞭解 **Watts Bar** 核能電廠二號機之現況及所面臨之問題。主要詢問關於施工後測試及試運轉情形，依據 **Bajestani** 先生的回答，規劃將來 WBN2 的各項測試作業和龍門的情形差不多，只是名稱不同，因為都是採用美國核管會的導則 (RG 1.68) 與程序書。**Bajestani**

先生舉例，Construction Tests 將進行電氣絕緣測試 (Megger Cable)、儀控 I/O 測試 (Continuity Test) 及管路沖洗 (Flushing) 等；Component Tests (即施工後測試) 將進行馬達驅動閥測試 (Motor Operated Valve)、圖面檢查 (Schematic Check) 及閥行程測試 (Cycle Valve) 等；而 System Test 則起動泵 (如 RHR) 轉動，測試流量及壓力，這已屬於試運轉測試，因此須依據 RG 1.68 在 60 天前將測試程序書送核管會審查；最後的 Hot Function Test 則是完整的系統試運轉測試。

此次參訪 Watts Bar 電廠沒有機會與視察運轉中一號機的駐廠視察員見面討論，一方面乃由於行程緊湊，另一方面是因為一號機即將大修，駐廠視察員正忙於各項視察業務。

三、研習「核反應器安全回顧與展望」(Perspectives on Reactor Safety) 訓練課程

9 月 14 日至 9 月 18 日前往美國核管會位於馬里蘭州 Bethesda 的專業發展中心 (Professional Development Center, PDC) 接受為期一週的「核反應器安全回顧與展望」(Perspectives on Reactor Safety) 訓練課程，課程編號為 R-800。

PDC 為屬於美國核管會人力資源部門的訓練中心，距離核管會總部不遠，便於總部員工接受專業訓練。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 TTC 主要提供視察員定期訓練所需的技術性課程不同。PDC 教室外陳列各種閥、泵與熱交換器的教學模型，如圖十一。本會以往從未派員參加過 PDC 的訓練課程，本次受訓是本會人員第一次經驗。

R-800 課程之訓練目的在使學員了解核能發展歷史上所發生的嚴重核子事故，及其所導致對於核能安全觀念、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。課程表如附件七。

三位授課講員均為核管會外聘，分別為 Sandia 國家實驗室研究員 Dana A Powers 博士、ERI 顧問公司 F. Eric Haskin 博士及 Oak Ridge 國家實驗室研究員 Lawrence J. Ott 博士。課程教材為 NUREG/CR-6042 第二版。講授方式主要在課堂以投影片進行，並穿插播放相關研究的實驗紀錄影片。課程結束後向講員索取課程投影片電子檔，他們大方提供光碟，其內容已置於本會核管處核管知識網之「人員訓練/美國 NRC 訓練教材」目錄內，然而教學影片係以錄影帶播放，無法索取。

本課程之內容與心得概述如下：

(一) 美國核能安全的歷史回顧：安全觀念的發展期（1946-1975）

本章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。

1. 安全策略的萌芽期（1942-1953）

重要的核能發展歷史事件包括芝加哥 Pile-1、為製造原子彈而建造的 production reactors、1946 年原子能法（Atomic Energy Act）以及第一個產生電力的核反應器 EBR 的發展，也介紹此時期萌芽的圍阻體與深度防禦觀念。

2. 注重圍阻體功能的早期商用核反應器發展期（1954-1965）

1950 年代初期美國宣布原子能開放和平用途，1954 年原子能法擴充美國原子能委員會職權，鼓勵核能商業用途，並制訂各項主要核能管制法規。美國開始陸續興建核能電廠。英國 Windscale 核能電廠發生第一個重大核子事故，課程中探討其源項及對員工的影響。1954 年的 WASH-740 首先研究嚴重核子事故後果，成為 Price-Anderson 法案（有限核能損害賠償責任）

的基礎。

3. 注重事故預防與公開辯論的時期（1966-1974）

這段時期美國核能界開始進行爐心熔損與反應器壓力容器完整性的探討，也提出單一失效（single failure）、一般設計準則（General Design Criteria）及品質保證（Quality Assurance）的觀念，緊急爐心冷卻系統（ECCS）準則的立法與測試也在這段時期完成。1974 年「能源重組法案」（Energy Reorganization Act）將美國原子能委員會分割為負責核能研究發展的 ERDA（能源部的前身）及負責核能管制的 NRC。

4. 設計基準觀念（Design Basis Perspectives）

安全分析報告乃依據 10 CFR 50.34 的要求，其格式與內容規定於 RG 1.70，審查依據為 NUREG-0800，其第 15 章為事故分析，設計基準事故的概念由此而來。本節討論設計基準 LOCA 的假設、ECCS 接受準則與保守度、禁制區與低密度人口區的制定、選址準則、設計基準地震與損害曲線等觀念。

5. 反應器安全研究

本節介紹 1975 年提出的「反應器安全研究」(WASH-1400)的內容、觀念、使用技術及結論，並簡介其對於當時核能界的衝擊與 NRC 的回應。

6. Brown Ferry 火災

1975 年發生於 Brown Ferry 電廠的火災帶給核能界很大的安全思維衝擊。當時該電廠一位技工使用蠟燭進行電纜室氣體洩漏檢查，不慎點燃用來填充縫隙的聚尿脂樹脂（polyurethane, PU）材料引發燃燒，且反應器廠房為負壓，更助長火勢。此電纜室供應主控制室（一、二號機共用）及安全系統的電力，由於電纜毀損，造成機組許多系統（包括安全系統）無法動作。

這個火災燃燒超過 7 小時之久，且在撲滅後 15 小時才將機組帶到安全穩定（停機冷卻）狀態。這個事件的發展一度接近引起爐心熔損事故，後來也造成一號機停機超過一年。從這個火災事故，核能界學習到的課題是：防火的重要、「共因失效」的可能性、嚴重事故的可能性。

（二）嚴重核子事故回顧

本章首先介紹核能發展史上發生過的幾個重要嚴重核子事故，包括三哩島事故及車諾堡事故，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。

1. 三哩島（TMI-2）事故

本節首先以反應器、兩個蒸汽產生器與調壓槽簡圖，配合圖表，逐步說明整個三哩島事故發生的時間序列與系統水位及壓力的變化。事故後期再加上反應器壓力容器剖面圖說明爐心熔損的狀況。是一份相當清晰明瞭的教材。講師並播放紀錄影片說明於事故後數年，取出熔融爐心材料與燃料的國際研究行動。

2. 三哩島事故的課題與改善行動

本節說明三哩島事故發生後核能工業界與管制單位（NRC）深切檢討，痛定思痛所採取的改革與重組（Restructuring）行動。在 NRC 方面有強化管制重點、擴大駐廠視察方案、系統化評估電廠績效、分析與評估運轉數據、加強強制執行政策等主要的變革；在業界則有調整營運心態、成立 EPRI 核安分析中心、INPO 與 NEI 等主要行動。在 NRC 一系列 NUREG 報告與澄清所統稱的 TMI Action Plan 中，則對美國核能電廠提出共達 6400 項改善要求，包括程序書改善、設備改善、分析與報告，特別著重在高於設計基準事件（Beyond Design Basis Events）的分析與人機界面的改善。此外對於運轉員的訓練、測驗、發照、值班與模擬器也增加了新的要求，並要

求在控制室增加設立 STA (Shift Technical Advisor)。對於緊急應變措施，則要求電廠加強計畫、整備、訓練及演習等行動。而在工程學術界，則開始關注嚴重核子事故現象及 PRA 分析方法的研究，其成果就是這個課程的大部分內容。

3. 車諾堡 (Chernobyl) 事故

發生於 1986 年 4 月的車諾堡事故是有史以來最嚴重的核子事故。本節說明 RBMK 反應器的結構與特性、事故的成因、隨時序的進展演變、事故後果與應變行動，以及多年來研究人員在事故現場的調查結果。講師並以影片播放事故後參與搶救行動的人員的回顧、鄰近地區受影響的程度與現況、當年調查人員作業情形，以及烏克蘭人對於這個災難的感言。

4. 風險影響與安全目標 (Safety Goal) 的發展

本節以預期暫態未急停 (ATWS)、電廠全黑 (Station Blackout) 及回溯條款 (Backfit Rule) 為例，說明在核能發展史上，因風險評估值而影響法規制訂與管制措施的議題。因為從早期美國原子能法，就有「保護公眾的健康與安全」為發展核能的最高指導原則，對於風險的觀念是不能因發展核能而使公眾接受明顯不必要的 (undue) 風險，所以對於風險無可避免地必須加以評估。為回答最常被問到的問題：多安全才夠安全？NRC 於 1986 年制訂兩種定量 (立即致死率與潛在癌症率) 與兩種定性的安全目標，但這也只是一種政策宣示，並不具法律強制性。

5. 風險評估與運轉展望

本節為核能安全度評估 (PRA) 的入門介紹。從名詞與觀念的介紹開始，定義 PRA 必須涵蓋的範圍 (scope) 與層級，並從 1980 年代 NRC 主導進行五個電廠分析的 NUREG-1150 結果，介紹各項廠內與廠外事故對於爐心熔損頻率 (CDF) 的貢獻。也介紹 1990 年代初期的個廠評估 (IPE) 及個

廠廠外事故評估 (IPEEE)。最後介紹低功率與停機風險評估。這些是為下一節的課程內容作準備。

6. 風險告知管制 (Risk-informed Regulation)

1995 年 NRC 提出 PRA 政策宣言，鼓勵在核能管制上使用最新的 PRA 技術與數據，拓展其應用，並致力於減少不準度，從而開啓風險告知決策及管制作爲。然而使用風險作爲管制與決策工具並非沒有疑慮，也因此 NRC 制訂了許多相關的導則與文件，如 RG 1.174 等。在本節中也介紹使用風險告知的反應器監管方案 (ROP) 及維護法規 (Maintenance Rule) 等。

(三) 嚴重核子事故在反應器壓力容器內的事故演進

1. 簡介

嚴重核子事故的演進可分成數個階段，每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。爲阻止事故演進或減緩事故後果，必須對各階段的物理現象有透徹的了解，以採取設計或應變對策。本章就是探討 PWR 及 BWR 嚴重核子事故在反應器壓力容器 (RPV) 內的各階段演進。

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

會導致爐心熔損的嚴重核子事故的第 1 階段就是冷卻水無法全部覆蓋爐心，然後讓燃料溫度加速升高 (第 2 階段)，而更進一步蒸發冷卻水。爐心未覆蓋最快可能在事故開始兩小時內達到。而影響冷卻水蒸發時間的最主要因素是壓力。一旦燃料未被水覆蓋且急速升溫，下一階段就是銦的氧化。這期間可能爲 5 到 35 分鐘。本節顯示使用簡單的能量平衡式，即能推導出合理的時間行爲近似結果。

3. 護套氧化 (Cladding Oxidation)

護套氧化是爐心熔損的第 3 階段。其反應速率取決於燃料溫度，如果尖峰燃料溫度高於 1832 度 F，就會明顯加速。護套氧化造成護套脆化而易於破損。而護套氧化為放熱反應，所以整個反應是正回饋，即使護套熔化，氧化仍繼續進行。這一階段釋放的熱甚至可能高於燃料衰變熱。從護套開始氧化到護套毀損的時間僅 5 到 10 分鐘。破壞了護套，即破壞保護燃料（與分裂產物）的最後一道防線。此階段可能發生的冷卻水再淹蓋（reflooding）會造成已氧化護套的破裂，但也淬冷受損的爐心，所以各有利弊。對於 PWR，在此階段的爐內蒸汽和氫氣自然循環現象，對於將放射性分裂產物滯留在 RPV 內有幫助。

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

這是爐心熔損的第 4 階段。爐心開始由最熱點熔化，控制棒可能先熔，熱源來自衰變熱與氧化熱。此階段的現象對於最後源項有重大的影響。如果沒有緊急爐心冷卻，此階段的時間約 10 到 30 分鐘。下一階段就是熔渣流入反應器壓力槽下部空間 (Lower Plenum)。燃料在熔化前會先有液化的現象，這已經在實驗中觀察到（課堂中有播放影片）。熔融的燃料接觸較冷的表面可能會再凝結，造成滯留而阻擋爐心通道。此外，課堂中對於此階段的冷卻水再淹蓋（reflooding）與自然循環的影響也都有探討。這些現象與影響在三哩島事故後取出熔渣的分析中都得到證實。

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

這是爐心熔損的第 5 階段。熔渣流入 RPV 下部空間可能導致淬冷、汽爆、再熱、熔穿 PRV 底部等現象。此階段終止於 RPV 破裂而將熔渣釋放至圍阻體。如果沒有緊急爐心冷卻，此階段的時間約 0 到 80 分鐘，變化相當大。本節以三哩島的情節與分析數據說明，也觀看相關實驗影片。此階段的研

究對於反應器 RPV 設計與緊急操作產生新的觀念，例如設計可靠的減壓系統以減少此階段 RPV 下部壓力等。

6. 爐內燃料與冷卻水交互作用

在爐心開始熔損後，燃料與冷卻水的交互作用包括產生蒸汽、產生蒸汽爆炸 (Steam Explosion)、產生氫氣及形成熔渣床等現象。此節主要探討蒸汽爆炸的原因、現象、引動條件，因為爆炸所造成的壓力波，會進一步損壞爐心結構與導致 RPV 破裂，甚至造成圍阻體損傷。課堂中也觀看國家實驗室進行的蒸汽爆炸實驗影片。

7. BWR 嚴重核子事故的特殊考量

1980 及 1990 年代在 Oak Ridge 國家實驗室進行一系列 BWR 嚴重核子事故的研究，這也是三哩島事故發生後學術界的研究計畫，而 PWR 的計畫則分散於 SNL, INEL 及 LANL 等國家實驗室進行。本節即由 Oak Ridge 國家實驗室研究員 Lawrence J. Ott 博士講授當年的研究成果，包括幾個特定的設計與控制，可影響嚴重事故的發展與減緩事故後果，這些成果也成為後來各型 BWR 制訂緊急操作程序 (EOP) 及嚴重事故處理導則的依據。最後 Ott 博士也介紹新型反應器 ESBWR 及 ABWR 在事故預防與後果減緩上的特色與效果。

(四) 嚴重核子事故在圍阻體內的事故演進

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。但是圍阻體乃是依據設計基準 LOCA 和 FSAR 第 15 章事故而設計，並非為嚴重事故而設計。所以在爐心熔損的嚴重事故中，圍阻體可能失效。因此，了解嚴重核子事故在圍阻體內的事故演進與其物理現象，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。

1. 圍阻體特性與設計基準

本節介紹美國現有 6 種不同的圍阻體結構類型，及其特性與設計基準，目前在美國最多的一型為 PWR Large Dry。並介紹圍阻體洩漏的測試方法與測試頻率、圍阻體熱移除方法與設備、圍阻體失效模式（破裂或旁通等）。課堂中觀看一段縮小型圍阻體過壓（注水）實驗影片，過程從設計、建造、實驗、量測記錄，直到讓圍阻體崩毀，這些實驗數據對於土木結構分析及破壞力學研究極有價值，甚至用到 911 事件分析。

2. 圍阻體對高於設計基準事故（Beyond Design Basis Accidents）的反應

對於高於設計基準事故，圍阻體完整性在 4 個事故時間點上最受威脅。除了介面 LOCA 事故在事故剛發生時外，其餘 3 個都與嚴重事故現象有關：(1)在 RPV 破損前（因 RCS 洩出高溫水汽，圍阻體可能沒有足夠移熱能力，或可能產生氫氣燃燒等威脅）、(2)在 RPV 剛破損時（蒸汽濺射、蒸汽爆炸、燃燒、直接圍阻體加熱、熔渣接觸而熔穿內襯等威脅）、(3)RPV 破損 2 小時後（圍阻體無足夠移熱能力、不凝結氣體產生、基座熔穿等威脅）。其中在 RPV 剛破損時對圍阻體的威脅最大。為保護圍阻體完整性，本節也討論圍阻體排氣（venting）的作用、時機與疑慮。

3. RPV 外燃料與冷卻水交互作用

如果圍阻體有水，剛熔穿 RPV 的燃料熔渣會得到淬冷，這是好現象，可減少放射性物質外釋，蒸汽濺射也較不具威脅性。而如果沒有冷卻，熔渣對圍阻體的破壞性會更大，如蒸汽濺射、蒸汽爆炸、燃燒、直接圍阻體加熱、熔渣接觸而熔穿內襯等威脅。這些都有國家實驗室的實驗證實，也於課堂中觀看相關紀錄影片。本節探討影響 RPV 外蒸汽爆炸的因素，也影響新型圍阻體的設計理念。

4. 爐心與混凝土交互作用

燃料熔渣與圍阻體底部混凝土的交互作用，破壞混凝土結構（因為高熱），產生可燃氣體（如氫氣與一氧化碳）及飛灰（助長放射性物質外釋）。當然事故現象也取決於混凝土種類與組成。這些是本節探討的課題，並於課堂中觀看相關實驗影片。

5. 直接圍阻體加熱（DCH）

直接圍阻體加熱是指加熱圍阻體內的大氣，造成圍阻體內高壓，這對於大型圍阻體（如 PWR Large Dry）較無問題。本節討論各種 DCH 現象與圍阻體內部降壓措施的利弊。目前對於 DCH，NRC 尚無管制要求。

6. 氫氣燃燒

圍阻體內氫氣燃燒分為三種模式：爆燃（次音速）、爆炸（超音速）與持續燃燒，其形成條件各自不同，也對圍阻體產生不同程度的威脅。三哩島事故即曾發生氫氣燃燒現象。NRC 對於抑制氫氣燃燒有法規上的要求：10 CFR 50.44 要求須有氫氣再結合器或其他控制氫氣濃度的方法，因此 BWR Mark-I 及 Mark-II 兩型圍阻體在 1981 年被要求須充填惰性氣體。

（五）放射性物質外釋與事故後果

嚴重核子事故一旦引致大量放射性物質外釋至環境，即對廠外造成衝擊。為評估對公眾造成的健康傷害與安全威脅，緊急應變組織必須計算輻射源項（Source Terms），並依據天候與地形等狀況評估廠外飄散（Dispersion）模式與輻射劑量分佈，然後依據這些結果採取民眾防護行動（Protection Actions），包括疏散、除污、交通管制、碘片服用、飲食管制等，這些是屬於聯邦政府、州政府、電力公司及電廠等各級緊急應變組織的緊急應變計畫範疇。本章也提到緊急應變計畫的平時整備要求，包括事故分類、緊急應變計畫區（EPZ）的劃定、各級緊急應變組織的整備與演習。這部分觀賞了大量車諾堡事故後的民眾防護行動影片。

四、與美國核管會總部，進行視察作業經驗交流，並參訪其緊急應變中心

9月21日先與行政院原子能委員會（以下簡稱本會）駐美代表黃秘書俊源，針對9月22日與美方之交流會議進行討論，並準備相關簡報資料。9月22日先參加本會駐美代表與美國核管會之月會後，於台美民用核能合作國際事務部（Office of International Programs, OIP）的聯絡人 Danielle Emche 小姐安排下，參訪核管會之緊急應變中心（Operations Center），之後開始視察作業經驗交流會議。

本會駐美代表處素與美國核管會有良好互動關係，每年並舉辦台美民用核能合作會議（TECRO-AIT JSC Meeting on Civil Nuclear Cooperation）進行技術與資訊交流。為更有效提升交流成效，本會前駐美代表謝副組長得志（現為本會副主任委員）遂著手建立雙邊之定期（每月）會議制度，之後由黃秘書接手，持續推動並執行相關任務。因黃秘書安排，本次訪美得以參加月會，雖屬列席性質，但仍有機會與美國核管會各部門（OIP、NRR、NRO、NES）負責人員進行交談（月會合影如圖十二），對個人視野多有提升，而黃秘書於會後即將相關紀錄，以電子郵件傳送美方確認，一來可避免疏誤，二來俾憑進行進度管控，此作法對雙邊交流有相當之助益。

在經過類似機場規格的安檢後，我們進到核管會大樓，而緊急應變中心則位於4樓，該中心類似本會核安監管中心，並由NSIR（Office of Nuclear Security and Incident Response）負責運作。中心每天24小時、全年無休監控各核反應器及核物料設施的運轉安全（含保安部分），並在事故時動員成立應變組織，進行各種應變措施，包括事件狀況掌控、等級分類、技術評估等，並提供建議對策給地方政府、州政府與聯邦政府，同時負責提供新聞媒體正確之資訊。各項作業之功能分組，均在不同隔間內進行，避免彼此干擾。負責值班的人員大都曾任職核能電廠或核子潛艇之運轉人員或為駐廠視察員，並專職輪班。因進入該大樓不准攜帶相機，致本次參訪無法分享現場之設備

佈置狀況，實為憾事！

隨後，由核能管制署（Office of Nuclear Reactor Regulation, NRR）負責處理國際事務之 Michael Cullingford 博士主持視察作業經驗交流會議，並由我方以「Overview of Recent AEC Regulatory Activities and Current Status of Lungmen Project」為題進行簡報。因美國已多年未建新的核能機組，故目前核管會人員多無實際審查或管制經驗，而依資料顯示，2007 至 2010 年間預計共有 33 部機組新申請興建，故美方對龍門電廠相關議題特別感興趣，與會人員亦以 NRO (Office of New Reactors) 之人員居多。我方簡報除將本會近期核能電廠管制作業作一簡要報告外，特別將重點放在對龍門電廠建廠期間之視察工作，包括：建造及測試作業之定期視察、專案視察、駐廠視察、以及對廠家及顧問公司稽查等，並分享管制發現與經驗。與會人員亦針對龍門電廠進度延後、業者（台電）建廠管理、分包制度、品質管制缺失及測試情形等問題，提出討論。另因我國管制法規及導則之研訂，有許多部分係參考自美國，故雙方常針對法規及管制實務進行討論，而主持之 Cullingford 博士則特別表示，本會在研讀核管會資料時，若有寶貴建議或發現疏誤，亦請我方多提出指正，如此可強化其管制之效能，依此足見雙方合作與經驗回饋之重要性。

另原希望請美方安排針對本會管制上面臨之問題進行討論，但因其表示需較多時間準備，無法於當日參訪時討論，將另以書面方式回覆，原研提討論之 5 項議題如附件八。

本次訪美行程因本會駐美代表黃秘書事前協助聯絡安排得宜，且於參訪核管會總部期間亦全程陪同，對本次赴美受訓及參訪助益甚多。我們在美國約 1 個月的行程中，不但完成 3 個訓練課程，還與核管會總部及 Region II 之專家與視察員，進行管制經驗之交流，並參訪核能電廠 (Watts Bar) 及緊急應變中心，足可謂成果豐碩！

肆、心得與建議

一、參加美國核管會技術訓練中心課程

- (一) 建立管制機關專業講師：我國已建立核能電廠視察員制度，所受課程與美國相當，甚至更為完整。但因我國核能電廠規模無法和美國相比，故目前有關系統訓練，尤其是模擬器訓練，均多借重台電講師，故無法完全以本會視察員應有的專業智能角度來提供訓練。建議思考自行培養專業講師佐以國外經驗，並藉助核能電廠模擬訓練中心設施，從事單位內人員培訓工作，以能建立獨立專業之管制形象。
- (二) 建立視察員專用訓練教材：NRC 技術訓練中心係專為訓練美國核管會視察員所設立，因此在模擬器訓練時，各項系統操作著重於安全觀念之建立及關鍵步驟之執行，而非如同訓練運轉員必須逐步操作，所以對各項設備之操作程序書，省略非為關鍵步驟之部分，重新整理編寫成 Mini Procedure，此和我國視察員接受台電各電廠開辦之模擬器訓練，係以運轉員的角度訓練，有極大不同。建議可聘請相關專業人員為本會編寫相關之程序書並設計各項模擬器操演劇本，強化視察員對系統整體性之瞭解。
- (三) 系統續更新數位化：各國均正積極進行各系統之數位化更新，我國 3 座運轉中之電廠亦同。以本次所受課程為例：圖二之運轉功率流量限制曲線可讓操作者隨時動態掌握運轉狀態是否在安全範圍，確保符合運轉規範；而圖三之反應器壓力槽壓力及水位變化曲線與各項資訊，則讓操作者輕易瞭解暫態時反應爐各項暫態及參數變化情形。我國電廠宜續進行各系統之數位化更新，提供運轉員最正確及最符合人性化之資訊，確保核能安全。
- (四) 加強運轉人員異常事件處理能力：我國各電廠在異常事件處理之訓練多著重於課堂講授，但美國電廠係將緊急運轉程序書繪成流程圖，並作成壓克力看板置於控制室內備用。在模擬訓練時隨時用奇異筆於圖上標示機組狀態，並

將相關系統簡化的單線圖及邏輯圖，製作成單張圖面看板，方便學員隨時使用及查閱。有關此類落實異常事件處理的教育訓練方式值得我國學習。

二、參訪美國核管會 Region II 核能電廠管制作業：

- (一) 加強雙方電廠興建視察經驗交流：此次訪問美國核管會 Region II 辦公室，感受美方人員親切招待的熱情與分享經驗的期待。美國新建核能機組即將於幾年後陸續開工，而 Region II 建廠視察中心 (CCI) 負責第一線駐廠視察任務，他們相當希望從有建廠實務經驗的各國管制單位分享交流視察實務。可惜此次行程時間的安排實在太緊湊，未能參與美國核管會正式的視察活動，僅在電廠參觀廠房。去年 Region II 視察員到訪龍門電廠並停留一個月，分享的視察心得相當寶貴。本會從去年開始派視察員訪問 Region II 辦公室及興建中電廠，這項互訪活動應該持續進行，並考慮延長參訪時間，行前最好先行安排配合美方的視察活動，也須準備好符合美方需求的簡報資料，以利交流。
- (二) 建立周延之視察計畫與程序書：Watts Bar 電廠二號機的建廠使用屬於「展延」的建廠執照，並非新的 10 CFR 52 新的 COL 執照，不適用最新發展的視察方案 IMC 2503/2504，但是傳統的 IMC 2512 建廠視察方案又已過時。美國核管會為執行 Watts Bar 電廠二號機的建廠視察，特別發展 IMC 2517 視察方案，所以這是屬於兩階段發照制度的龍門電廠比較適用的建廠視察方案。本會現階段龍門初始測試視察計畫大多參考美國核管會視察方案及程序書，因此也應該參酌 2008 年才發行的 IMC 2517，以強化我國的建廠視察計畫。
- (三) 人員培育刻不容緩：無論是在 Region II 辦公室或赴 Watts Bar 電廠參訪時，都可感受到美國核管會新進的電廠視察員相當多，但是有經驗的技術人員卻也接近退休。這也可由訓練中心講師的談話中聽出。美國畢竟多年未新建電廠，值此核能復興年代，專業人才的需求孔急，但是培育又非短期可以達成。我國也有類似情形，專業人才的培育刻不容緩。

三、研習「核反應器安全回顧與展望」訓練課程：

- (一) 首次至專業發展中心研習課程，獲益良多：美國核管會專業發展中心，提供核管會本身視察員與專案工程師各種專業訓練課程，其技術類課程相當卓越充實，所請授課講師也都是各方面一時之選的專家。美國核管會的 Cullingford 博士即對其一系列的 PRA 課程相當讚譽。本會以往可能對 PDC 較陌生，從未派員參加過 PDC 的訓練課程，本次受訓是本會人員第一次經驗，感覺獲益良多。建議本會往後可透過駐美代表收集 PDC 課程時程，於每年派遣視察員赴美研習時，可參酌前往選修適當技術課程，增廣視察員的視野與知識。
- (二) 及早規劃受訓課程安排：本次出國研習視察員課程，在時程規劃上頗不順利，除了美國簽證核發的延遲外，與美國核管會聯絡決定課程與時間也備受挫折。後來才發現美國核管會人員使用的內部網頁與外界看到的資料並不一樣，後來還是透過美方人員協助才註冊成功。似乎往年並未有這個問題，這乃是因為美國核管會近年對於訓練的政策改變所致。因此，往後派遣視察員赴美研習時，應直接請美方人員提供確實課程時程，並及早規劃，以免錯過受訓時機。
- (三) 主動積極參與課程，並索取課程資源：PDC 的課程相當有深度，師資也是一時之選，有些課程外國根本無法研習，例如這次參與的課程，課程內容講授的嚴重核子事故演變與其物理現象、相關的實驗與最新系統設計改良，都不是他國所能負擔提供的，因此這次受訓的機會實在相當寶貴。為使無法參與課程的同仁也有機會研習相關教材，除攜回上課講義兩大冊外，特地向講師索取教材電子檔，也蒙賜予教材光碟。建議往後受訓同仁能儘量向講師爭取教學資源，以利其他同仁之學習。

四、與美國核管會總部進行視察作業經驗交流：

- (一) 續強化國際交流：此次於美國核管會總部，依例就雙方關切之議題進行討論，

充分交換意見並澄清疑義。國際間正興起新一波核能電廠建廠計畫，而台電公司亦審慎進行相關評估中。就管制機關而言，宜續與美國及其他國家進行交流，瞭解各國遭遇的挑戰及問題，提昇本會審查與管制能力；或是將我國建廠經驗分享給國際，除達到交流互惠的目的，當然亦可藉此獲得他國寶貴之經驗分享與建議。

- (二) 本會在政府組織改造計畫中，可能被併入國家科學委員會中，此與國際間各核能管制機關都朝向獨立執行管制業務及擴大規模的趨勢不符，且核能為低碳能源之一重要選項，值各國多努力朝此方向發展時，本會如何能避免因組織可能之變動而失去了原有獨立監督性及規模，值得相關單位納入檢討。

核能電廠運轉技術訓練複習課程表

GE BWR/4 Technology Review Course R-904B

Day	Title	Location
1	Course Introduction Introduction to BWRs Simulator Walkdown Thermal Limits Review Reactor Operations Review	Classroom/ Simulator
2	New Reactor Technology Overview - ABWR and ESBWR Overview * Reactor & System Startups Approach to Criticality Establish Heat Up Rate Place HPCI & RCIC In Standby Place The First Reactor Feedwater Pump In-service	Classroom Simulator
3	New Reactor Technology Overview – AP 1000 , EPR and APWR Overview * Establish Normal Operating Pressure & Transfer To Run Synchronize & Load the Turbine Generator Power Increase to 100%	Classroom Simulator
4	Plant Shutdown & Cooldown Establishing Shutdown Cooling Transients Not Resulting In Scram Transients Resulting In Scram	Simulator
5	ECCS Review & Accidents Emergency Procedure & Severe Accident Guideline Review Course Evaluations	Simulator

*"New Reactor Technology Overview"為新增課程，其他課程業已依實際上課情形調整。

專為視察人員編寫之核能電廠模擬器操作程序書

NRC -1

Normal Operating Procedure Index

Number	Procedure Title
103.1	Align Condensate for Second Feedwater Pump
106.1	Control Rod Drive System Startup
106.2	Operating a Second CRD Pump
106.3	Recovery of a Tripped Control Rod Drive Pump
109.1	First Reactor Feed Pump Startup
109.2	Second Reactor Feed Pump Startup to Master Level Controller
109.3	Align Feed Water Control System, Power Operation
109.4	Removing a Feedwater Pump from Operation at Power
109.5	*Align Feedwater Control System, Post-Scram
119.1	Placing Reactor Core Isolation Cooling System in Standby
119.2	RCIC Surveillance, Flow Test
120.1	Reactor Recirculation System Startup
120.2	*Recovering Tripped Recirculation Pump

121.1	* Establish Suppression Pool Cooling
121.2	* Secure Suppression Pool Cooling
121.3	* Establish Shutdown Cooling (B Loop)
121.4	* Secure Shutdown Cooling (B Loop)
121.5	* Establish Containment Spray
127.1	Roll the Main Turbine Generator
127.2	* Re-Opening Main Steam Isolation Valves
127.3	Synchronize the Main Turbine Generator to the Grid
202.1	Placing High Pressure Coolant Injection System in Standby
202.2	HPCI Surveillance, Flow Test
307.1	* Emergency Diesel Generator Operation
611.1	* Scram Procedure
611.2	* Scram Reset, RPS and ARI

* Indicates procedures that have copies at appropriate panel locations.

美國核管會技術訓練中心 BWR/4 模擬器 NRC 1 警報動作設定值

NRC 1 Set Points

Reactor Vessel Level (inches)

Level 8 (56.5)	Trip of main turbine, RFP, RCIC, and HPCI
Level 7 (40.5)	High level alarm
Level 4 (33.5)	Low level alarm, permissive for Recirculation pump runback to 45%
Level 3 (12.5)	Reactor scram, Recirculation pump runback to 30%, ADS signal, RHR Isolation signal
Level 2 (-38)	Initiate RCIC and HPCI, ATWS- RPT, RWCU isolation and other selected systems
Level 1 (-132.5)	Initiate CS and LPCI, Start EDG, ADS signal, Isolate MSIVs

Reactor Pressure (psig)

50	RCIC Isolation
100	HPCI Isolation
338 & 465	Permissive for Injection of LPCI & CS
920 - 1005	Normal reactor Pressure
1025	High Pressure Alarm
1043	High Pressure Reactor Scram
1115/1125/1135	4/4/3 SRVs Safety Mode Opening Pressures
1120	ATWS – RPT

Main Steam Line Pressure (psig)

825	Closes MSIVs in RUN mode
------------	--------------------------

Condenser Vacuum (inches of Hg)

22.5	Turbine trip
20.0	RFP trip
8.5	MSIV closure
7	BPV closure

Turbine First Stage Pressure Usage

<30%	Bypass EOC-RPT and Scram due to Turbine Trip
----------------	--

Drywell Pressure (psig)

1.5	High pressure alarm
1.69	LOCA Signal: SCRAM, Initiate HPCI, CS and RHR, Start D/G and RBSVS, Isolation Signal for selected plant systems

核能電廠模擬器訓練更新課程表

GE BWR/4 Simulator Refresher Course R-704B

Day	Title	Location
1	Course Introduction Simulator Panel Overview and Walk Through Emergency Response Information System (ERIS) Overview Plant Operations Including Power Maneuvers, Transients, Surveillances, and Equipment Operations	Simulator
2	Plant Operations EPG/EOP Introduction RPV Control Guideline including Overview of Level, Pressure, & Power Control and Contingencies Plant Operations	Simulator
3	Primary Containment Control Including Review of Primary Containment Suppression Pool Temperature Control Drywell Temperature Control Primary Containment Pressure Control Suppression Pool Level Control Containment Temperature Control Plant Operations	Simulator
4	Plant Operations Overview of Secondary Containment Control Guideline Overview of Radioactivity Release Control Guideline Emergency Action Level Review	Simulator
5	Integrated Use Of EOPs Overview of Severe Accident Guidelines Discussion Of Exercises And Procedure Review	Simulator

美國核管會視察人員核能電廠系統訓練課程表

Course Code	Course Name	Duration
R-104B 或 R-104P	GE BWR/4 Technology Course (Basic Engineering) Westinghouse Technology Course (Basic Engineering)	2 Weeks
R-304B 或 R-304P	GE BWR/4 Technology Course (Basic System) Westinghouse Technology Course (Basic System)	3 Weeks
R-504B 或 R-504P	GE BWR/4 Advanced Technology Course Westinghouse Advanced Technology Course	2 Weeks
R-624B 或 R-624P	GE BWR/4 Simulator Course Westinghouse Simulator Course	2 Weeks

參訪美國核管會 REGION II 視察作業及電廠行程表

**NRC/ATOMIC ENERGY COUNCIL (AEC) TAIWAN NUCLEAR SAFETY VISIT
AND
VISIT TO WATTS BAR UNIT #2**

**September 8 – September 11, 2009
Atlanta, GA**

Tuesday, September 8

- 8:00 AM Arrive at Sam Nunn Atlanta Federal Center (SNAFC), US NRC Region II Offices, Administrative Processing.
Contact: James Baptist
- 9:00 AM NRC Presentation, SNAFC 17th Floor Meeting Room
Part 52 Construction Inspection – CPB2
Fuel Facility Construction – CPB1
Construction Lessons Learned – DCI2
- 11:30 AM Lunch
- 1:00 PM Current Events, SNAFC Bridge
- 3:00 PM AEC Presentations, SNAFC 24th Floor DRP Conference Room
Overview of AEC Recent Regulatory Activities,
Current Status of Lungmen Project, and
Inspection Findings at Lungmen ABWR Plant
- 5:00 PM Adjourn
- 5:05 PM AEC Departs RII to Return to Hotel
- Evening Open

Wednesday, September 9

- 7:00 AM Depart Atlanta Hotel (Via James's POV)

11:00 AM Arrive at Watts Bar Nuclear Plant, Administrative Processing

12:00 PM Lunch Break

1:30 PM TVA Presentation of Construction Activities

3:00 PM Tour of Watts Bar Construction Activities

5:00 PM AEC Departs for Chattanooga Hotel

Evening Open

Thursday, September 10

7:00 AM Depart Chattanooga Hotel

8:00 AM Arrive at Watts Bar Nuclear Plant

8:30 AM Tour of Construction Activities with Inspectors

10:30 AM AEC Discussions with Resident Inspectors

12:00 PM Lunch Break

2:00 PM AEC Departs Watts Bar Nuclear Plant

6:00 PM Arrive at Atlanta Hotel

Evening Open

Friday, September 11

8:00 AM Arrive at Sam Nunn Atlanta Federal Center (SNAFC), US NRC Region II
Offices,
Contact: James Baptist

9:00 AM Remaining AEC/NRC Presentations, Richard B. Russell Building, 2nd
Floor NRC Conference Room

(***Passports Needed – No Cell Phones Allowed***)

Inspection Program for Lungmen Initial Test Activities, and
The Flooding at Lungmen Unit 2 Reactor Building during Typhoon
SINLAKU, 2008

10:30 AM Discussion with Deputy Regional Administrator for Construction, Loren
R. Plisco and Director of the Division of Construction Projects, Rick
Croteau, 2nd Floor NRC Conference Room

11:30 AM Lunch

1:00 PM Open/Adjourn

「核反應器安全回顧與展望」課程表

Perspectives on Reactor Safety, R-800

Module	Title
1	<p><i>The Development of Safety Concepts, 1946-1975</i></p> <p>1.1. 1946-1953, Emergency of Safety Strategies</p> <p>1.2. 1954-1965, Early Commercial Reactors Emphasis on Containment</p> <p>1.3. 1966 -1974, Emphasis on Prevention, Public Debate</p> <p>1.4. Design Basis Perspectives</p> <p>1.5. The Reactor Safety Study</p> <p>1.6. Browns Ferry Fire</p>
2	<p><i>Severe Accident Perspectives</i></p> <p>2.1. The TMI-2 Accident</p> <p>2.2. TMI-2 Implications</p> <p>2.3. The Chernobyl Accident</p> <p>2.4. Risk Influences and the Development of Safety Goals</p> <p>2.5. Risk Assessment and Operational Perspectives</p> <p>2.6. Risk-Informed Regulation</p>
3	<p><i>Accident Progression in the Reactor Vessel</i></p> <p>3.1. Introduction</p> <p>3.2. Core Uncovering and Heatup</p> <p>3.3. Cladding Oxidation</p> <p>3.4. Melting, Liquefaction, Holdup</p> <p>3.5. Molten Pours onto the Lower Head</p>

	<p>3.6. In-Vessel Fuel-Coolant Interactions</p> <p>3.7. Special Considerations for BWR Facilities</p>
4	<p><i>Accident Progression in the Containment</i></p> <p>4.1. Containment Characteristics and Design Bases</p> <p>4.2. Containment Response to Beyond-Design-Basis Accidents</p> <p>4.3. Ex-Vessel Fuel-Coolant Interactions</p> <p>4.4. Core-Concrete Interactions</p> <p>4.5. Direct Containment Heating (DCH)</p> <p>4.6. Hydrogen Combustion</p> <p>4.7. BWR Mark-I Liner Failure By Melt Attack</p>
5	<p><i>Offsite Accident Impacts</i></p> <p>5.1. Source Terms</p> <p>5.2. Offsite Dispersion and Doses</p> <p>5.3. Protective Actions</p> <p>5.4. Emergency Preparedness</p>

原研提於美國核管會總部討論之議題

Topics for Discussion at NRC Headquarters

1. Concerns of Long-term Dry and Wet Storage of Fresh Fuels

Description

1. Taipower's Lungmen nuclear power plant has two ABWRs which are under construction since March 1999. Unit 1 post-construction tests are ongoing and pre-operational tests are still in very preliminary stage. Unit 2 is about one year behind Unit 1. The overall Lungmen Project is now at least 7 years behind the original schedule.
2. According to the nuclear fuel contract with NSSS vendor-GE, the fuels for initial core loading of 872 fuel bundles were manufactured in November 2005 and November 2006 for Unit 1 and Unit 2 respectively. After fabrication, initially the fresh fuels were stored in warehouse at Wilmington Fuel Fabrication Plant. For Unit 1, fuels have been shipped with RA-3 container to Lungmen site and stored in the pool (without water) of the Auxiliary Fuel Building without opening the container since June 2008. The fuels of Unit 2 are expected to be shipped to Lungmen site with new RAJ-II container in early 2009.
3. RA-3 is an old type shipping package and GE could lease it to stay at Lungmen site until fuel loading into reactor. However, the new and expensive RAJ-II fuel shipping package which must be returned to GE approximately one month after arrival. Upon arrival, the Unit 2 fuels will be inspected, and then stored under water in the Unit 1 spent fuel pool which is now the only available place for new fuel storage. Currently, the racks were installed but the supporting systems are not ready. It is not expected that the spent fuel cooling and purification will be fully functional when new fuels arrive early next year. However, Taipower has committed to continuously cleaned and monitored the pool water.
4. Taipower now plans to load Unit 1 core with Unit 2 fuels. With swapping of new fuels between Unit 1 and Unit 2, the duration of the dry storage of new fuels before loading into core for Unit 1 and Unit 2 is estimated to be 3 and 6 years respectively. The fuels for Unit 1 may have additional 2 years in wet storage before fuel loading.

Questions

1. Is there any NRC regulation to regulate long-term dry or wet storage of fresh fuels?
If yes, what are the technical bases of the regulations?
2. Does US have experience of long-term dry or wet storage of fresh fuels before

loading into reactor core? If yes, any abnormality occurred?

3. For an intended long-term wet storage of fresh fuels, what are the requirements besides maintaining the water quality standard and foreign material intrusion?

Notes

Both Unit 1 and Unit 2 spent fuel pool have enough space to store 15-year operation of spent fuel discharged from reactor. An independent Auxiliary Fuel Building with large pool is added to store additional 25-year operation of spent fuels from both units.

2. Inter-Unit Spent Fuel Transfer

Description

1. Until now, Taipower could not get approval from Taipei County Government to construct ISFSI at Chinshan NPP. Chinshan Unit 1 is expected to lose full core reserve capability next spring. In order to alleviate this problem, Taipower submitted an application to transfer fuels from Unit 1 to Unit 2, i.e. inter-unit transfer of spent fuels. The dry-transfer method adopted in ISFSI is proposed in order to use as much as possible the methods and procedures already approved by AEC.
2. Entergy's Indian Point Unit 3 already does not have full core offload capability. Due to limitation of crane at Fuel Storage Building, Entergy has submitted an LAR in July 8, 2009 to transfer spent fuels from Unit 3 to Unit 2. However, in the Entergy application, wet-transfer method is proposed.
3. From our preliminary review, wet-transfer method seems to be relatively simple, fast and safe (place no undue stress on fuel cladding due to low fuel temperature and water also provides extra shielding).

Questions

1. Is wet-transfer method (containing water both between fuel and canister and between canister and transfer cask) a requirement or a recommended or a preferred approach for inter-unit spent fuel transfer?
2. What are the major concerns of dry-transfer method? The calculated maximum fuel cladding is more than 200 degree Celsius during transfer. Quenching or rewetting is expected to occur when the spent fuel returned to pool. Quenching may place undue stress on cladding with possible fuel failure and may cause radioactive crud to fall off with possible radiation hazard.
3. What is the US or international experience with similar spent fuel transfer especially from reactor to pool of Away-From-Reactor (AFR)? We understand that many shipments of spent fuels were performed from NPPs to pool of reprocessing plants with dry-transfer method. Are you aware of any incidents or problems during

loading and unloading operations?

3. Manual Scram versus Automatic Scram

Description

1. On July 11, 2009 an automatic reactor scram event occurred during the power decrease for scheduled outage at Unit 1 of Kuosheng NPP. Afterward, there was a discussion regarding whether the operator should perform a manual scram instead of letting protection system to initiate automatic scram.
2. In Taiwan, the operators are trained to initiate manual scram only if the procedures require them to do so. In our recent record, only one manual scram was initiated by operator at Maanshan Unit 2 during the 12/26/2006 earthquake.
3. From SECY-02-0058, Attachment 2 "Analyses of Automatic and Manual Scrams", we notice that with decreasing number of automatic scram, the number of manual scram may be equal or even more than that of automatic scram in US now (We do not have US data after 2001).

Questions

1. What are the differences and considerations between manual scrams and automatic scrams during a transient? Are the impacts to reactor the same?
2. Why did so many plants use manual scrams in the US? Is using manual scrams just for mitigating the transients in order to minimize challenge to safety systems or just try to have better WANO or NRC's Performance Indicator record?

4. Long-term Seismic Program

Description

1. A new fault was identified in 2007 between Chinshan and Kuosheng NPPs. The length of this fault under the sea is not known. An earthquake hit Maanshan NPP in December 26, 2006. The maximum measured ground acceleration was ~160 Gal.
2. In view of the above-mentioned findings and recent earthquake events occurred at Kashiwazaki-Kariwa and Hamaoka, AEC is considering to impose further requirements including lowering trigger setpoint of the strong motion accelerometer, reporting requirement after triggering of the strong motion accelerometer and comparison of measured data to the design response spectrum, and adding new accelerometers in every floor of safety-related buildings.
3. AEC is also under the process of establishing the acceptance criteria for restart after reactor shutdown by automatic seismic trip system, i.e. measured acceleration exceeds OBE.
4. As we understand, PG&E submitted to NRC a long-term seismic program (LTSP)

for its Diablo Canyon nuclear power plant. From ADAMS, we notice that PG&E provided analysis to NRC after an earthquake event (e.g. 2003 San Simeon Earthquake) or after finding a new fault (e.g. Shoreline Fault).

Questions

1. Can NRC provide the long-term seismic program of the Diablo Canyon nuclear power plant? We could not find it in ADAMS. If the LSTP is applicable to Taiwan, we intend to ask Taipower to make the same commitment.
2. Does NRC have regulation to request utilities to implement LTSP? Or it is a voluntary action made by PG&E in order to get NRC approval for an operating license?

5. Licensed Operator Medical Requirements

Description

According to RG 1.134, NUREG-1022, NUREG-1478, and three ANSI standards (ANSI 3.4-1983/1996 and ANSI 15.4-1988) for licensed reactor operator medical requirements endorsed by NRC, there seems to be some discrepancies in medical requirements among these standards. For example, field of visions in ANSI 3.4-1996 is 85 degree in the horizontal meridian **in each eye**, but peripheral visual fields to be 120 degree or greater per ANSI 3.4-1983 and ANSI 15.4-1988.

Questions

1. Does the 120 degree requirement of peripheral visual fields in ANSI 3.4-1983 and ANSI 15.4-1988 apply for each eye or for two eyes?
2. If the 120 degree requirement of peripheral visual fields in ANSI 3.4-1983 and ANSI 15.4-1988 apply only for one eye, the standard for research reactor personnel (ANSI 15.4-1988) is stricter than that for power reactor operators (ANSI 3.4-1996). Is it correct?
3. We understand that ANS has plans to revise the medical standard. Could you tell us the areas ANS intends to make changes and reasons behind?

References

1. ANSI/ANS-3.4-1983/1996, Medical Certification and Monitoring of Personnel Requiring Operator Licenses for Nuclear Power Plants
2. ANSI/ANS-15.4-1988, Selection and Training of Personnel for Research Reactors



圖一 美國核管會技術訓練中心模擬器（BWR/4）及上課情形（左二及右一為講師）



圖二 數位化顯示系統：運轉功率流量限制曲線



圖三 數位化顯示系統：反應器壓力槽壓力及水位變化曲線

Name	1	2	3	4	5
ERIC	SRO	STA	MCB	601/602	603
MINA	603	SRO	STA	MCB	601/602
JACK	601/602	603	SRO	STA	MCB
GEORGE	MCB	601/602	603	SRO	STA
SAM	STA	MCB	601/602	603	SRO

SHIFT MGR.

↓

SRO

↙ STA

↓

RO

RO

RO

↓

NLD NLD NLD NLD

2009/9/2

圖四 模擬器操作分組



圖五 緊急應變程序流程圖及上課情形（坐者為講師）



圖六 模擬反應器急停、控制棒未全入之爐心狀況顯示（Smile Core）

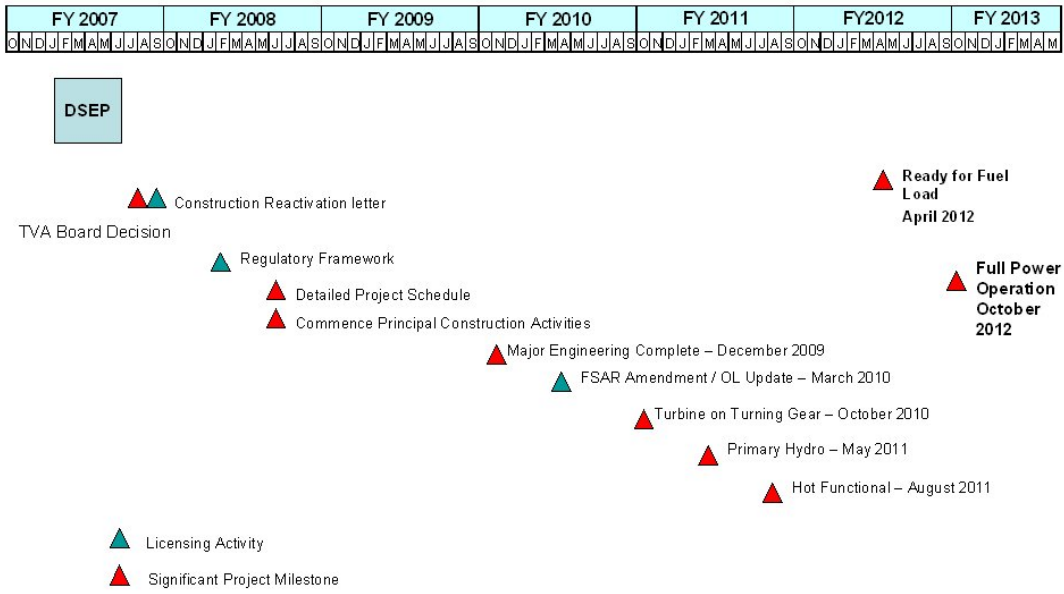


圖七 在 Region II 進行簡報與討論
(左三為 Region II 行政官 Luis Reyes)



圖八 與 Region II 出席座談人員合影
(左二為 Region II 主管建廠管制副行政官 Loren Plisco)

WBN Unit 2 Integrated Schedule



圖九 Watts Bar 電廠二號機興建與測試預估時程



圖十 Watts Bar 電廠二號機安裝中的圍阻體 Ice Condenser
(圖中為駐廠視察員 Tomy Nazario)



圖十一 專業發展中心（PDC）教室外陳列的球閥模型



圖十二 原能會駐美代表與核管會定期月會合影