

出國報告（出國類別：參加國際會議）

赴美國參加第 26 屆美國核管會管制資訊會
議暨參訪美國核管會

服務機關：原子能委員會

姓名職稱：何恭旻/科長

派赴國家：美國華盛頓特區

出國期間：103 年 3 月 9 日 至
103 年 3 月 16 日

報告日期：103 年 5 月 16 日

摘 要

管制資訊會議(Regulatory Information Conference, 簡稱 RIC)為美國核能管制委員會(US Nuclear Regulatory Commission, 簡稱 NRC)每年例行主辦的資訊交流會議，開放各政府單位、核能電廠業主、製造廠家、核能學術研究機構、利害相關團體及國際核能相關機構參與，相互討論與分享核能管制領域的安全 (Safety)與保安(Security)推動現況與議題。管制資訊會議已成為國際間核能界之年度盛事，不但美國產官學各界共聚一堂，討論近期之管制議題，也提供各國人士交流互動的機會。今年 RIC 會議為第 26 屆，於 103 年 3 月 11~13 日於鄰近華盛頓特區之核管會總部附近之 North Marriot 會議中心舉行，本次會議共有來自 35 個國家約 3100 多人報名參加，規模可稱盛大。

本屆 RIC 會議涵蓋國際核能安全管制經驗分享、用過燃料儲存之挑戰與展望、國際核安管制研究、軟體安全、核能安全管制面臨的挑戰等主題，會議除大會(plenary session)由核管會主任委員及其他 4 位委員(commissioner)分別發表專題演講外，亦安排技術研討會(Technical Session)，針對特定議題專門討論，包括運轉中反應器重要議題、進步型與新反應器之發展、用過燃料儲存、核能保安、緊急應變、相關安全研究等共 36 項議題進行討論與意見交流。同時於會場亦設有專題展示(Poster Session)，展示內容為核管會進行之重要研究計畫與成果，如核子保防、美國對馬克 I 型圍阻體內用過燃料池於超過設計地震時之產生後果的研究、防火安全最新研究方向的探討、壓水式反應器電廠於喪失冷卻水事故時之研究等。本次並受邀於其中之“Safety Concern: Degradation of Neutron Absorbing Materials in the Spent Fuel Pool.” 技術研討會，就國內沸水式核電廠用過燃料池儲存架硼試片議題進行簡報。

此外，此次出國期間亦安排拜訪美國核管會本部，就國內核安管制相關議題，包括地下水傳輸模式、禁建區範圍之評估、建廠執照延長管制實務、耐震安全評估、韓國安全級電纜造假事件之經驗回饋以及針對多機組事故之安全風險評估等，與核管會官員進行直接之經驗交流與討論，除增進雙方合作關係外，討論結果亦可作為本會相關管制作業之參考。

目 次

	頁碼
壹、目的.....	01
貳、出國行程.....	02
參、過程紀要.....	03
(一) 參加 2014 年管制資訊會議 (RIC)紀要.....	03
(二) 參訪美國核管會.....	20
肆、心得與建議.....	25
伍、附件.....	26

壹、目的

管制資訊會議(Regulatory Information Conference, 簡稱 RIC)為美國核能管制委員會 (US Nuclear Regulatory Commission, 簡稱 NRC)每年例行主辦的資訊交流會議,開放各政府單位、核能電廠業主、製造廠家、核能學術研究機構、利害相關團體及國際核能相關機構參與,討論與分享核能管制領域的安全 (Safety)與保安(Security)推動現況與議題。管制資訊會議已成為國際間核能界之年度盛事,不但美國產官學各界共聚一堂,討論近期之管制議題,也提供各國人士交流互動的好機會。今年 RIC 會議為第 26 屆,於 103 年 3 月 11~13 日於鄰近華盛頓特區之核管會總部附近之 North Marriot 會議中心舉行,本次會議共有來自 35 個國家約 3100 多人報名參加,規模可稱盛大。

本屆 RIC 會議涵蓋國際核能安全管理經驗分享、用過燃料儲存之挑戰與展望、國際核安管制研究、軟體安全、核能安全管理面臨的挑戰等主題,會議除大會(plenary session)由核管會主任委員及其他 4 位委員(commissioner)分別發表專題演講外,亦安排有技術研討會(Technical Session),針對特定議題專門討論,包括運轉中反應器、進步型與新反應器、燃料循環設施、核能保安、安全研究與安全文化政策等共 36 項議題進行討論與意見交流。同時於會場亦設有專題展示(Technical Poster),介紹核管會之組織運作以及進行之重要研究計畫與成果,如核子保防、美國對馬克 I 型圍阻體內用過燃料池於超過設計地震時之產生後果的研究、防火安全最新研究方向的探討、壓水式反應器電廠於喪失冷卻水事故時之研究等。本次並代表原能會受邀於其中之“ Safety Concern: Degradation of Neutron Absorbing Materials in the Spent Fuel Pool.”技術討論會,就國內沸水式核電廠用過燃料池儲存架硼試片議題進行簡報。

此外,此次亦經由我國駐美國經濟及文化辦事處科技組趙副組長安排,於 3 月 14 日與趙副組長及核能研究所趙椿長博士與蔡志維先生一道拜訪美國核管會總部,就國內核安管制相關議題,包括地下水傳輸模釋、禁建區範圍之評估、建廠執照延長管制實務、耐震安全評估、韓國安全級電纜造假事件之經驗回饋以及針對多機組事故之安全風險評估等,與核管會官員進行直接之經驗交流與討論,除增進雙方合作關係外,討論結果亦可作為本會相關管制作業之參考。以下就此次出國期間所參與之管制資訊會議與拜訪核能管制委員會總部之討論兩部份說明之。

貳、出國行程

此次公差自 103 年 3 月 9 日起至 103 年 3 月 16 日止，共計 9 天，行程如下：

日期	行程	摘要
3/9~3/10	台北—西雅圖-美國華盛頓特區	往 程
3/11~3/13	美國華盛頓特區	參加第 26 屆管制資訊會議 (RIC)
3/14	美國華盛頓特區	參訪美國核能管制委員會總部
3/15~3/16	美國華盛頓特區—舊金山-台北	返 程

參、過程紀要

本次公差行程主要包括參加第 26 屆管制資訊會議與參訪美國核能管制委員會總部等兩項，各項行程內容分別說明於下。

(一) 參加第 26 屆管制資訊會議

本屆 RIC 會議於 2014 年 3 月 11 日至 13 日舉行，會議議程如附件一，本次會議主要由美國核能管制委員會轄下的核反應器管制署 (Nuclear Reactor Regulation, 簡稱 NRR) 署長 Eric Leeds 主持。本會與會人員除核管處何恭旻科長外，我國駐美國經濟及文化辦事處科技組趙副組長以及核能研究所趙椿長博士與蔡志維先生亦共同出席。

1. 美國核能管制委員會主席及委員演講擇要

本屆分別於 3 月 11 日開幕當天由核能管制委員會主席 Dr.Allison Mcfarlane 及委員 Kristine L. Svinicki 與 George Apostolakis 進行演講，3 月 12 日則由委員 William D. Magwood 與 William C. Ostendorff 發表演說，以下就其演說內容摘述之。

(1) 美國核能管制委員會主席演講

美國核能管制委員會主席 Dr.Allison Mcfarlane 以「持續學習：面對不確定未來之最佳防禦(Continued Learning: The Best Defense against an Uncertain Future)」為題發表演說，由於當天正好是日本福島事故三週年，她先簡短地回顧三年前所發生之日本東北大地震及隨後引發之海嘯，導致福島第一核能電廠反應爐融毀及放射性物質

外釋事故，她並就美國核管會這三年來所進行之種種管制作為及要求，包括：地震及水災危害再評估與現場巡查、用過燃料池儀器強化、超出設計基準事故緩和策略、電廠全黑事故法規研修訂、緊急應變要求以及強化圍阻體排氣功能等。她亦提到世界上各國核能管制單位，經由資訊交換及合作，也都做了類似的加強措施。

然而 Mcfarlane 主席指出，由於日本福島電廠事故，使得大眾對於核能信心大打折扣，加上一些不正確資訊的誤導，有時也造成民眾的誤解，她鼓勵管制者應該適時提供可信的資訊給民眾做為判斷。在一個未來充滿不確定的年代，對於未知的未來必須保持



戒慎與警覺的態度，確保核能安全以爭取最佳之成功機會。她以地球科學觀點，說明地球為一動態且複雜的系統，氣候變遷會導致電廠週遭環境條件的變化，因此必須預期會改變，而應採取定期檢視環境條件的變化；再以地質特性說明必須思考跳脫有限歷史數據來重新定義何謂”正常”。而實踐此理想的做法即為保持持續學習的態度，包括瞭解政府其他部門及工業界的做法、世界各國處理的方式、民眾的想法為何，以及最新學術研究成果之啓示等。也必須與被管制者(工業界)互相溝通並取得已適時更新之資訊，以做出最佳的判斷。她亦提到，美國核管會做為一個世界核能管制者之典範，近年來也大力向其他各國推廣理想的管制者具備的條件，包括：建立自主堅強且經費充裕之獨立管制機構、具有足夠之專家幕僚、資訊透明公開、得到政府高層之支持、且其管制作為與決策不會受到政治上不必要之干擾。Macfarlane 主席最後針對未來面對許多來自環境與人為不確定的因素，期許各國之間持續進行核能資訊的交流，在掌握充份完整透明資訊的情況下，才能做出最佳的決策，進而爭取大眾的信心；同時，在福島事故後，須時時留意新事證，進行有效率且彈性的改善措施；而美國目前正面對部分核能電廠計畫除役、部分電廠正在興建、持續執行後福島之安全強化等，對於這些，核管會必須維持其確保公眾安全之核心職責、每 5 年定期檢討、更彈性與有效地在第一時間作出正確的管制作為，強化安全措施，以及持續公眾參與，同時必須隨時做好準備來迎接各種挑戰。

(2) 委員 Apostolakis 演講

核管會委員中以安全度評估見長之 George Apostolakis，今年以「全觀統計(global statistics)與安全度評估結果，該採用哪一個(Global Statistics vs. PRA Results: Which Should We Use?)」為題，來說明兩者重要性及區別。他首先說明一般人用統計方法來估計爐心受損率及大量外釋



率，原則是架構於電廠整體基礎上，而安全度評估是以設備為計算基準，並以已確認之事故序列及統計模式來推估事故發生的頻率。Apostolakis 委員以美國有史以來被暗殺總統的統計與飛行員和警員意外死亡率來比較，結果前者要高出許多，然而大家可以理解由於現代安全體系對總統人身種種保護的加強，因此以往較高的被暗殺率，到了今天已不再適用。同樣地，在發生美國三哩島及日本福島意外事故後，核能電廠於制度面與硬體設備設計面採取了許多改善措施，包括：管制法規之改善、業主設立核能發電協

會、進行廠內及廠外事件安全度整體評估、建立嚴重事故之緩和策略及 FLEX 設備等，已能夠反映到各電廠安全度評估結果之提升(或爐心受損率之降低)。如果仍然使用 1979 年三哩島事故以前的爐心受損率，來推測現在核能電廠發生事故的機率，顯然並不適當。

Apostolakis 委員也呼應 Mcfarlane 主席有關「持續學習」的重要性，他認為三哩島事故後，美國管制單位採取提昇安全設備等級、強化緊急應變計畫法規、要求增加氫氣控制、強化運轉人員訓練及數量、增加適職方案等措施。而在福島事故後，則又再度要求各核電廠提出超過基準事故之緩和策略、考量多機組事故、強化馬克 I/II 型圍阻體排氣能力、強化並整合緊急和嚴重事故因應程序書等，並重新檢視如小破口爐心失水事故、人因失誤、地震與火災危害、低功率或停機安全等，同時他亦提到即使是相同設計之姊妹機組(sister units)，其風險貢獻度亦須考量電廠之個別特性，這些都屬於持續學習的經驗。另外，核管會在 2011 年 2 月成立風險管理專案小組 (task force)，由 Apostolakis 委員督導，管制研究署 (RES) 幕僚為主，研議提出「風險管理管制準則」，目標希望核能管制作為能保有足夠的屏障(Barriers)。在其演說的結論中，Apostolakis 委員再次強調管制決策是基於現有之知識，這包含了設計、運轉、及法規，而且是由科學、工程、經驗(含過往發生的事故)所累積而成的，安全度評估並有預測未來的能力，但可以評估潛在的事故狀況，作為決策者之參考。Apostolakis 委員最後引用馬克吐溫的名言：Facts are stubborn things, but statistics are pliable. 作為結語，點出風險評估的特性。

(3) Magwood 委員演講

William Magwood 委員曾經在美國核管會委員任內兩度造訪台灣，其在管制資訊大會上以「核能安全之七柱石(The Seven Pillars of the Nuclear Safety Future)」為題，闡釋美國核管會的核心功能，以及面對未來挑戰之道。他特別提及過去一年中曾造訪亞洲之日本、台灣、及印尼，並曾與我國行政院江宜樺院長會晤，討論核能管制者之獨立性。



Magwood 委員演說中引用聖經箴言：「智慧以七個柱石來建造房屋」，來檢討構成美國核能管制會有效管制之七個要素：

a. 專一的安全職責：美國核管會於 1974 年依能源重建法案而成立，擺脫了原子能委員

會(Atomic Energy Commission)時代推動核能的角色，而專一於安全管制的工作，以提供大眾健康和安​​全之適當保障。

- b. 堅實而有紀律地管制決策：美國核能管制法規的制定過程，除了由管制人員起草之外，往往需要納入公眾之意見，且應評斷其安全顯著性，再加上特有之成本利益分析(cost-benefit)及回溯(backfit)要求，往往費時很久，但 Magwood 委員認為這是一個必要的決策過程。
- c. 核管會委員會的組成：由五位委員(含一位主席)組成之委員會(The Commission)，往往都具有不同之專業背景，而且各自擁有幕僚群來提供分析建言，以做為各項重要政策之票決參考。雖然很少有讓全體委員都感到完全滿意的決定，然而經由通盤考量各項資訊後所做出的結論，咸信已可適當地保護大眾安全。
- d. 因應變動的能力：雖然持照者希望管制單位保持穩定及可預測性，但隨著時代及技術的演變，管制者仍必須隨著改變，例如過去由電廠績效評估(SALP)演變到電廠監管計畫(ROP)、兩階段審照到一階段結合式審照作業等，都是一些具體的實例，Magwood 委員推測下一步是個廠之風險告知管制，以使得各電廠針對高風險事項採取快速而有效的解決方案。
- e. 營運者要負起安全責任：美國核管會訂定的法規，係讓全美國各電廠經營者了解安全的基本標準為何，使得其在評估電廠運轉及在安全投資方面有一致的標準，然而正如同羊圈外圍的支柱不能變做牧羊人手中的杖，電廠經營者不能期待核管會人員去取代其帶領羊群的角色，他們必須考量整體電廠的安全來進行投資改善，而非僅僅是應付管制者的要求。
- f. 投資新生代：不論美國核能管制單位及工業界，均需要持續有新生代來注入新血，核管會一直以來都重視人員的培訓，而接受完整受訓的專業人員，將是確保世代交替時，得以維繫核能安全的基本架構，Magwood 委員期許年輕人要隨時做好準備，來承擔未來的責任。
- g. 全球聯結之核能界：Magwood 委員以美國簽署獨立宣言時 Benjamin Franklin 所說的：「我們必須緊密結合，不然我們將各自分散」，來描繪全球核能工作者間之親密關係，而彼此合作交流係構成全球核能安全之現代基石。

(4) 委員 Ostendorf 演講

委員 Ostendorf 於演說中以「 Charting the Right Course in Difficult Times 」為題，闡

述一個獨立的管制單位須具備的幾項特點，下面就根據委員所提及的特點進行概述：

- a. 獨立性：所謂獨立性意謂著不管在對內的自身政府部門與對外核能產業界，皆須具有不受任何外力因素影響，以確保核能安全前提下之獨立性。所謂對內，核管會的 5 名委員皆由總統任命，執政黨與在野黨皆有，主席也是從這 5 名委員中任命之。其每年預算皆由國會發給與接受其監督，雖然核管會必須向國會監督委員會報告，也承諾提供國會完全與最新的資訊，但核管會也謹守界限，維持委員會決策不受干擾的基本防線。至於對外，不管在業主，廠商，包商有其業務往來之下，管制單位均須秉持公正且以維護核安精神下進行監督控管。他在演說中提到「獨立不意謂著隔離（independence does not imply isolation）」，必須儘可能傾聽利害相關人的看法。
- b. 技術能力：為確保作出適當之管制決策，技術能力為其中相當重要的一環。演說中提到在 2013 年，核管會也面臨了一些棘手的挑戰，例如在伊利諾州 Fort Calhoun 電廠在長時間停機後申請重新啓動，經過核管會就超過 450 項的重啓審查項目，花費超過 23000 小時的審慎審查與視察，終獲得電廠、電廠人員與所有流程皆已備妥可重新啓動之結論。最後，他提到目前所需面對的挑戰，包括對於後福島時期，以更嚴格更全面的技術能力來進行核能安全再評估、監督電廠除役作業、新一代電廠之發照審核，以及網路安全等。同時必須體認到不能因我們現在擁有相當的技術能力，未來就必然會具備同樣的能力，因此，必須持續增進管制單位人員的技術能力。
- c. 透明度：福島事件發生後，核能產業是否安全在民眾心裡打上了一個很大的問號，因此管制單位與社會大眾間的溝通變的相當重要。Ostendorf 委員表示，與美國其他聯邦機構相較，核管會在資訊交流上算是相當透明的，對於一個管制單位來說，資訊交流的透明是相當重要的，能獲得社會大眾的信任，對於核能產業也將會是一種良性的循環。



總結以上三點，獨立、技術能力和透明度為作為獨立管制單位所應具備的基本要項，亦建議可適用於工業界。不論是管制者或業主，以及其他核能從業人員，均需專注我們維護安全的職責，引導核能工業走向正確的方向，方能提升社會大眾對於核能產業的信任和信心。

2. 技術研討會

本屆核能管制資訊大會共有 36 個分組專題討論議題，其內容涵蓋所有當前核能管制的事項，包括：電廠運轉、新建電廠、用過燃料貯存、核醫藥物製造、安全文化、核子保安、緊急應變、數位儀控、執照更新、風險告知管制、國際研究現況、除役管理、嚴重事故、小型模組化反應器、輻射防護法規等等。原子能委員會核管處何恭旻科長應邀參加其中 TH36 Safety Concern: Degradation of Neutron Absorbing Materials in the Spent Fuel Pool，以「Degradation of Boral in Spent Fuel Pool at Taiwan's BWR NPPs」為題進行簡報。以下就部份關切技術議題之內容與本會於 TH36 簡報情形續述於下：

(1) T4 議程主題為 “Is it Possible to Create a Risk-Informed and Performance-Based

Emergency Preparedness Regulatory Regimen?”，此議程主席為核管會的 Robert Lewis，與另外三位主講者，分別為核管會的 Randolph Sullivan、Sandia National Laboratories 的 Joseph Jones 與工業界的 Tom Park 先生。此議題內容主要就美國核管會計劃將風險資訊與績效衡量等納入緊急應變相關管制規章與監督程序所作的相關研究內容，作一介紹，議題包括：

A: Risk-Informed and Performance-Based Emergency Preparedness Oversight)

B: Significance Quantification Process for Emergency Preparedness Oversight)

C: Risk-Informing Emergency Preparedness: SPAR Model Evaluation of Emergency Action Levels)

D: Risk-Informed and Performance-Based RERP(Radiological Emergency Response Programs) Oversight Study

本項議程主要闡述核電廠雖然已擁有多重性的防禦措施來因應最有可能發生的故障情況，但對於發生類似日本福島電廠所遭受地震和海嘯之災害時，核電廠受到的保護可能並不足夠。現有某些『拼湊而成的管制準則』，必須再次檢視並作必要的更新，以因應類似福島電廠「低可能性，後果卻重大」的災難。核管會對於意外事故管制架構是以「深度防禦」策略為基礎，其定義為「藉由多重屏障來彌補人為或機械因素所導致的故障，亦即不是只仰賴單一的防護措施」。因此，再次評估多重屏障的結果發現，必需再大幅地強化各項預防整備作業，例如：意外事故之應變。核能管制單位應監督業者是

否能保證當電廠發生狀況時具有足夠的能力以保護民眾的健康和安全，以避免或減少民眾所接受的輻射劑量。因此，在業者方面必須制定電廠應變程序，以符合核管會的要求。其主要目的還是希望能增加民眾的對於核能業主或是管制單位的信心。本次討論內容大致在探討美國核管會計畫將風險訊息和績效基礎之管制原則納入緊急應變相關法規、管制指引與監管程序等。美國核管會已進行相關研究，以決定是否有可能將風險評估納入緊急計畫的監管方案，進行定性與定量評估。

(2) T7 議程主題為 “International Challenges and Perspectives on Spent Fuel Storage”此議程主席為核管會 NMSS Division of Spent Fuel Storage and Transportation 處長 Mark Lombards，另外四位主講者分別為任職於立陶宛共和國 State Nuclear Power Safety Inspectorate (VATESI) 的 Darius Lukauskas、芬蘭 State Nuclear Power Safety Inspectorate 的 Kirsi Alm-Lytz，英國 Office of Nuclear Regulation 的 Mark Foy，德國 BAM Federal Institute for Materials Research and Testing 單位的 Holger Voelzke，加拿大 Nuclear Waste Management Organization Elena Mantagaris。其簡報題目如下：

A: Overview of Spent Nuclear Fuel Storage in Lithuania

B: Spent Fuel Management in Finland and Modifications

C: UK Perspectives on the Regulatory Challenges of Spent Fuel Storage

D: Spent Fuel Management in Germany

E. Perspectives on Collaborative Development and Implementation of Canada’s Plan for Long-term Management of Used Nuclear Fuel

本項議程主要闡述不同國家對於用過燃料的貯存和處置方法與思維上的差異，以了解各國對於自身國家所涉及在政治、經濟、技術和管制方面的挑戰與問題皆不盡相同，各國管制單位就彼此在用過燃料儲存之管制架構、技術挑戰之解決方式以及針對所訂策略之執行層面，進行相互交流。

(3) W17 議程主題為”Loss of Safety Functions – Undetected Open Phase(s) in Balanced Three-Phase Offsite Power System “，此議程主席為核管會 NRR Division of Engineering 的 Jacob Zimmerman 科長，簡報者包括核管會 NRR 的 Roy K. Mathew、核管會 RIII

的 Robert Daley 以及 Exelon Nuclear Generation 的 Scot A. Greenlee 等，簡報題目依序如下：

A: Bulletin 2012-01, “Design Vulnerability in Electric Power System“ - Path Forward for Bulletin Closure

B: Loss of Safety Functions–Undetected Open Phase(s) in Balanced Three Phase Offsite Power System

C: Industry Plans to Address Potential Open Phase Conditions

本項議程主要就美國 Byron Station 電廠 2 號機於 2012 年 1 月 30 日因其 345 仟伏開關場供電至電廠輔助變壓器 C 相一只電氣組件絕緣失效，造成兩台反應爐冷卻水泵馬達因低電壓信號動作而跳脫，反應器因此自動跳脫。機組跳脫後，機組電源自動切換至電廠輔助變壓器，但因該變壓器 C 相已開路，但電廠電力系統保護設計並無法於此類欠相狀況下將斷路器跳脫，在仍持續供電情況下，造成剩餘兩台反應爐冷卻水泵馬達電源及其他緊要匯流排因過載而跳脫。美國其它電廠也曾發生類似單相開路而無法事先測得之情形。本次事件中顯示現有電力系統設計上存在弱點，因此美國核管會發布 Bulletin 2012-01 通函，要求核電廠針對此電力系統之弱點，包括早期偵知與跳脫設計，說明其電力系統對此類欠相狀況之偵測與保護跳脫設計情形。本項簡報內容涵蓋美國核管會之要求與立場、美國核管會對核能電廠回復 Bulletin 2012 01 內容之評估結果、美國核能電廠所採取之因應措施、電廠所採行之設計修改與分析狀況以及美國核管會對此議題的後續管制措施與各電廠之改善措施及結案情形。美國核管會於各廠提出說明後，在 2013 年 12 月再要求各電廠補充說明在完成永久改善措施前，爲了確保運轉人員均可以快速確認發生欠相與採取必要措施所採取之暫時措施，以及爲解決此一問題所採取之設計變更或修改措施的執行狀況與完成時程。各電廠所提之期中措施主要爲訓練運轉人員如何偵知有欠相情形，以及每日巡視變壓器與開關場至變壓器之架空線狀況，程序書並已增訂如何判斷欠相造成之設備狀況之內容。至於電廠設計變更部份，部份電廠答覆稱目前監視技術仍由多家廠家機構在發展中(如 PSC2000、EPRI、Schweitzer)，目前並無任何可通用於所有電廠與變壓器設計之技術。部份電廠則由評估結果認爲欠相問題不致影

響安全重要系統設備之功能。而電廠基本上都承諾原則上會依 NEI 所提時程完成，但仍須視後續監測技術發展情形與各廠停機大修時程而訂。

為因應此一問題，美國核能協會 NEI 於 2013 年 10 月 9 日向美國核管會提出 Industry Initiative on Open Phase Condition，針對喪失單相及雙相的狀況提出評估與改善措施，此倡議內容包括：

- A. 偵測、警報與一般準則：原則上除非可證實發生欠相時不致影響安全重要設備之功能，否則應具有及時於控制室提供監測與警報功能，即使可證實發生欠相時不致影響安全重要設備之功能，仍應於一定時間(如 24 小時)內偵知異常狀況，其也提到自動偵測功能對於某些備用狀態下並無負載之變壓器並不可行，但須於有負載時儘速偵測到，同時必須有定期偵測要求以偵測發現之。至於引動迴路設計可採非 Class-Le 設計，但須注意避免誤動作。同時終期安全分析報告必需就此議題之設計與分析，以及保護等提出討論情形。
- B. 在保護措施方面：若發生欠相情形，在無事故信號存在情況下，須確認不會影響安全重要系統組件之功能，安全重要設備不致受損以及安全停機功能不受影響；若在事故信號存在情況下，必須確保假想事故下之救援設備能自動切換至替代電源供電，或者證實在欠相情況下所有設計基準事故之接受準則仍符合。任何新增之保護設施必須定期維護，且若符合須納入運轉技術規範之條件者，則續列入運轉技術規範。
- C. 期中與持續措施：美國核能運轉協會 INPO 於 2012 年第 4 季，已就核能電廠對其提出之 INPO Event Report (IER) L2-12-14, "Automatic Reactor Scram Resulting from a Design Vulnerability in the 4.16-kV Bus Undervoltage Protection Scheme" 之答覆內容完成審查，確認各電廠均已就偵測欠相採行補強措施，包括協助運轉員快速發現安全匯流排欠相之異常狀況。INPO 於 2014 年第 1 季會就各廠對 IER L2-12-14 之建議措施的執行情形進行工程評估，包括原期中措施之執行情形與自動保護措施之執行情形，以及各廠設計特性。NEI 預訂於 2014 年底經由分析或其他適當措施以證實符合欠相之接受準則；對於須要設計變更增設設施者，於 2016

年底前完成設計變更，此可能包括安裝新技術之主動式監視設施（註：在會議中有提及利用數位軟體技術分析監視儀器之可能性）。另於 2017 年底完成必要之終期安全分析報告與運轉技術規範更新修訂。

(4) W20 議程主題為 “Future Vision of Spent Fuel Storage Regulations” 主席為核管會的 Michele Sampson，與另外四位主講者，分別為核管會的 Kristina Banovac 與 Carrie Safford、AREVA TN 的 Miguel Manrique 與 Entergy Services 的 Suzanne Leblang，議題包括：

A: ISFSI License Renewal Strategy

B: CoC Renewal Application: A CoC Holder Perspective

C: What’s Next in the World of Dry Fuel Storage?

D: Industry Guidance for Operations-Based Aging Management

E: Waste Confidence Impacts on Spent Fuel Storage

以上議程主要在闡述，近年來核能話題有關放射性廢棄物的管理，已漸成為民眾關心矚目的議題，其中用過核子燃料的安全管理，更是民眾關切的重點。由於，核子燃料使用一段時間而降低效率時，這些核子燃料必須更換，當其剛從反應器退出時，具有很高的放射性及熱量，必須先貯存於廠內的用過核子燃料池中冷卻，待其放射性及熱量衰減後，再進行後續處理。由於用過核子燃料可經再處理回收鈾與鈾等有用資源，而僅含百分之三的高放射性廢棄物，因此是否將其視為廢棄物而直接處置，依各國的國情與社會環境有不同的選擇，此議程主要是針對廠內中期乾式貯存為主進行探討。

「乾式貯存」係將用過核子燃料置於金屬容器內並填充惰性氣體後加以密封，藉由空氣的自然對流冷卻，外部有混凝土護箱來保護金屬容器並降低輻射劑量。乾式貯存因運轉維護容易、操作成本較低、燃料較不易腐蝕也不會產生二次廢棄物及發生輻射洩漏等因素，已廣為世界各國核能電廠所採用。目前，世界上營運中的用過核子燃料乾式貯存設施共有 124 座，分布於 22 個國家。其中美國營運中的乾式貯存設施已有 70 座，德國 16 座、加拿大有 7 座，證明用過核子燃料乾式貯存，係目前國際間普遍採行的做法。

2012 年 6 月 8 日美國法院對於核管制委員會審查各核能電廠有關用過燃料暫存處置之相關執照作業，是基於未來有一個最終處置場及暫時性的廠內安全儲存，儲存時間為設施執照年限再加 60 年之所謂廢料信心法規(Waste Confidence Rule)。然而因為 Yucca Mountain 最終處置場計畫被能源部撤銷，故原發照作業的合法性受到挑戰，故美國核管會已經決定利用兩年的時間來檢討現有做法，並訂出 2014 年 9 月份前完成修訂法規的期限，在此期限之內，核管會雖仍可進行執照更新(延役)及新反應器之審查，但不會核發出執照。影響所及甚大，因此本次會議核管會與業界對於在法規面與技術面進行商討，期望能增進雙方在用過燃料暫存處置上達成共識與了解。

(5) TH28 議程主題為 “Severe Accident Codes and Analysis Applications and Fukushima Response Activities” 主席為核管會的 Richard Lee，另外五位主講者，分別為 Sandia National Laboratory 的 Randall Owen Gauntt 與 Nathan E. Bixler、法國法規單位的 Didier Jacquemain、核管會的 Tina Ghosh 以及東京電力公司的 Kenji Tatewia。簡報主題包括：

A: MELCOR Applications to SOARCA and Fukushima

B: MACCS Updates

C: Status of Filtered Containment Venting Systems in OECD Countries

D: SOARCA Uncertainty Analysis

E: Accident Analysis of Fukushima Daiichi and Safety Measures at Kashiwazaki Kariwa

NPS

本項議程主要在闡述 MELCOR 和 MACCS2 程式可以在 SOARCA(State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses)多種情況下之應用。其中，MELCOR 程式可以用來分析嚴重核子事故序列，及 MACCS2 程式可以用來模擬廠外大氣排放及輻射劑量評估。核管會於 2007 年開始執行名為 SOARCA 的研究計畫，意即反應爐事故序列之最新分析技術。SOARCA 的特色之一在於考量了電廠在 911 事件後所增設的各項措施，例如建立了運轉員手動運轉蒸汽驅動泵（在沒有電力之下）的程序書、移動式柴油驅動泵、移動式發電機（供電給關鍵儀器與動力閥門）、移動式氣瓶（氣動式元件開閥）、專

用的補水源等。模擬廠外後果時，也考量了電廠緊急應變模式，包括緊急應變計畫、緊急狀況宣布的時間、地方政府的防護作為程序、廠外撤離時間等數據。其中，SOARCA 研究結果主要分成三方面：包括(1)核子事故如何演變、(2)現有安全救援系統及緊急措施如何影響(或減緩)事故的後果、及(3)核子意外事故對民眾健康的影響為何。核管會日前已公布此研究計畫成果的草稿，以供大眾提出意見。此項研究必須完整深入地收集電廠最新版佈置圖、運轉經驗、及緊急應變計畫，加上最新的電腦分析工具及最佳的模式處理。在 2011 年 3 月份發生日本福島核子事故時，本項研究報告已接近完成，根據現有收集到有關福島電廠的資訊，SOARCA 計畫針對同型式反應爐之 Peach Bottom 電廠之事故序列分析結果，與福島電廠實際狀況之相同性及差異性進行探討。

(6) TH36 議程主題為 “Safety Concern: Degradation of Neutron Absorbing Materials in the Spent Fuel Pool”，主席為核管會 NRR 的科長 Christopher Jackson D，與另外三位主講者，分別為核管會 NRR 之 Emma Wong、核管會 RES 之 April Lynn Pulvirenti、NEI 之 Kristopher Cummings 以及職代表我國原子能委員。議題包括:

A. Regulatory Perspectives of Degradation of Neutron- Absorbing Materials in the Spent Fuel Pool

B. Research Activities Addressing the Materials and Monitoring of the Degradation of Spent Fuel Pool Neutron-Absorber Materials

C. Industry Perspective on Use of Fixed Neutron- Absorbers

D. Degradation of Boral in Spent Fuel Pool at Taiwan’s BWR NPPs

核管會官員 Emma Wong 從電廠運轉經驗及管制研究的角度，來檢討過去 10 年來所發生各種過燃料池中用來吸收中子的材料，包括 Boraflex、Carborundum、BORAL® 等所出現之劣化經驗以及說明核管會之管制立場與所採取之管制措施，包括發資訊通告提醒電廠注意此一情形，她強調監測計劃對於及早偵知劣化發生之重要性，在會議中亦說明核管會已就此議題研擬提出一般通函草案(Draft Generic Letter)，其內容要求廠家提供用過燃料池儲存格架所採用之中子吸收材料與其配置、採行之監測計劃內容、前述監

測週期之技術基礎、說明中子吸收材料於臨界安全分析之分析情形與監測計劃如何確保實際狀況仍涵蓋在分析之假設條件內、以及說明在設計基礎是故時這些中子吸收料是否仍能維持其應有功能。該草案將依公開會議與提意見程序，預定於今(103)年5月中旬完成公眾提意見程序，該通函知目的在於收集相關資訊，以作為提出進一步管制措施之參考。對於該通函要求事項，基本上國內台電公司在用過燃料池容量擴充案中皆已提出相關分析結果與對應監測計劃，將持續注意該通函正式提出後之內容，作為本會後續管制參考。April Pulvirenti 則介紹核管會對中子吸收材料能力之監測技術研究情形。目前核管會所進行之試驗包括 RACKLIFE 與 BADGER 兩種量測方式，其研究對象為 Phenolic Resins 與 Boraflex 兩種材料。RACKLIFE 方法於 1990 年代發展，其以 Boraflex 化學特性，以矽含量平衡方程式預估碳化硼之流失量，將池水矽含量與累積之加馬射曝露值作為輸入，預測碳化硼之流失速率，主要適用於 Boraflex，但研究發現其應用上有些限制，例如未考慮非均勻劣化之狀況、當劣化較嚴重時，以線性動力模式為基礎之矽傳輸模式無法適當模擬其實際溶解行為。BADGER 為 Boron Areal Density Gauge for Evaluating Racks 之縮寫，主要利用射源與偵測器之 blackness testing system 來量測硼-10 之面密度 (areal density)，其與硼片材質無關。此法會因資料處理期間之加馬干擾、校正方法與材質、偵測頭與射源之相對位置、外插等而產生不準度。此其對 Phenolic Resins 之研究結果為劣化之模式與速率與現場環境有關，而劣化後對於碳化硼之留置能力仍不十分清楚，對於碳化硼流失之預測能力亦有限；在 Boraflex 部分，劣化之發生並非均勻 (non-uniform)，劣化速率係依據流經硼片與外罩間隙之流速而定。至於針對其他材質，如國內採用之 Boral，則列入未來研究的項目，其研究重點包括多孔性對劣化之效應、每一製造批次之影響、鋁-碳化硼與外覆鋁殼之初始氧化行為、劣化對碳化硼含量與分部之影響。來自美國核能協會 NEI 之 Kristopher Cummings 則提出工業界已積極回應核管會的通告，他說明 NEI 於 2013 年蒐集美國核電廠之資料顯示現有燃料池中之硼片及維持原安裝時相同的中子吸收能力。其中美國採用 Boral 的電廠中有超過 50% 電廠採行硼試片間測計劃(與國內相同)，其他則採增加試片、現場測試及或參考其他供業界之結果；至於其硼試片測試內容分基本測試與完整測試，前者為目視、尺寸與重量量測；後

者為當顯示有影響其吸收能力之狀況時，則再增加執行面密度量測等，國內監測計劃不論是否有劣化，均包含前述基本測試與完整測試內容。另使用經驗並未發現有碳化硼之流失與分布改變之情形、亦未發現有導致硼流失之機制，在 ERPI 機構有 Boral 超過 25 年之使用數據資料。其演講中亦提到 EPRI 所進行之 Boral 加速腐蝕試驗(Accelerated Boral Corrosion Testing)，其係以 195°F 模擬 90 年使用期間，試片包括不同製程之裸片與外覆式之硼片，未來將就實驗室執行測試片中子衰減測試結果與現場測試結果進行比較。NEI 並草擬 NEI 12-16:「輕水式核能電廠燃料貯存臨界分析導則」來因應此議題，其中將以專章檢討監測計畫及試片妥適性。未來工業界將透過 EPRI 之中子吸收材料使用者組織(Neutron Absorbers Users Group-(NAUG) 來分享測試結果與經驗。其認為現有的監測計畫及前述 EPRI 執行之測試將可進一步提供額外的資訊，以確保在出現劣化而影響到安全之前就可以查覺而加以防範。職則就國內核一、二廠沸水式用過燃料池硼片吸收劑(Boral)試片之監測計劃內容，以及對所發現小部分表面起泡現象之安全評估與管制要求等作一介紹。該起泡現象研判與國外經驗相同，為硼片表面材料鋁與水產生之氫氧作用，經廠家評估並未影響其中子吸收能力，原能會並已陸續要求台電公司澄清此現象的機制及原因，並要求持續監測與注意國外對此議題之發展。原能會亦透過台美民用核能合作機制，與核管會就此議題交換資訊並分享管制經驗。在演講最後說明未來仍需持續就劣化機制與監測計劃有效性進行了解，並再特別強調經驗分享在核能界之重要性。簡報後，聽眾就硼試片起泡現象之趨勢與如何決定起泡尺寸之接受標準等提問，已當場說明雖然目前起泡現象有趨緩之情形，但仍須持續監測；起泡尺寸之接受標準部分，則是依據廠家所提出之建議而訂定，其已考慮對吸收能力之影響。



3. 專題展示

本屆於會場外共布置有 16 項展示項目(附件二),分別由核管會各個單位,包括 Office of Nuclear Reactor Regulation、Office of Nuclear Regulatory Research、Office of Nuclear Material Safety and Safeguards、Office of Federal and State Materials and Environmental



Management Programs、Office of Nuclear Security and Incident Response 所進行之研究計畫進行展示與解說,以下就其中幾項內容說明之:

(1) Consequence Study of a Beyond Design Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor

本專題主要介紹核管會於'2013年6月24日發布 Mark I 沸水式反應器之用過燃料池當發生超過設計基準的地震之可能後果的研究初步成果。此項研究係管制單位於日本福島事故發生後,開始針對用過燃料池耐震方面進行研究(SFPS)其研究主要目的為從過往經驗顯示,當地震發生時用過燃料池將會是電廠需考慮之風險之一,故此報告對於用過燃料池本身與乾式儲存之方式進行了比較。研究結果顯示,當發生超過用過燃料池設計基準之地震時,燃料池能保持 90%的機率池水不發生洩漏,但還是有 10%的風險會發生池水洩漏。若發生持水洩漏情況,則須進行將用過燃料移至乾式儲存桶進行儲存的方式。因此,結果顯示用過燃料池雖然主體結構上大致安全,但遇到強震時還是有池水洩漏的風險存在,故核管會希望透過日本福島事件的經驗,加速在乾式儲存技術上的進度,以大幅提高燃料儲存的安全性。

(2) Fire Research: Advancing the State-of-the-Art in Nuclear Fire Safety

本專題介紹核管會對於核能安全火災部份研究計畫,說明力用新的方法與工具所執行的實驗與數據,以進一步應用於火災風險分析。其內容包括火災測試(Fire Testing)、火災與電氣系統電路分析(Fire and Electrical Systems Circuit Analysis)、火災模擬(Fire Modeling),以及火災研究與知識管理 (Fire Research Knowledge Management)等。在火災測試部分,包括.NUREG/CR-7010" Cable Heat Release, Ignition, and Spread in Tray Installations during Fire (CHRISTIFIRE), Phase 2: Vertical Shafts and Corridors"、

Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Program on High Energy Arcing Faults (HEAF) Fire Experiments, Joint Analysis of Arc Faults (JOAN of ARC) 、. Very Early Warning Fire Detection Systems (VEWFD Systems)以及 Heat Release Rate Data for Electrical Enclosure Fires 。說明為核管會 /RES 與美國 The National Institute of Standards and Technology (NIST)執行電纜槽火災之引燃、延燒以及熱釋率(heat release rate) , 電氣櫃火災之熱釋率、早期預警火災偵測系統 VEWFD 效能驗證之相關測試情形與結果, 以及和經濟合作與開發組織合作, 由 12 個國家參與之高能電弧火災(HEAF)國際性實驗測試計畫。在火災與電氣系統電路分析火災部份, 提出 NUREG-2128, “ Electrical Cable Test Results and Analysis during Fire Exposure (ELECTRA-FIRE)” , 此項為核管會 RES 於 2013 年 9 月發布在 2001 至 2011 年間執行三個電氣功能性火災測試計畫之最終結果, 該 3 個測試分別為(1)2002 年 EPRI 與 NEI 合作, 針對火災引起之電路失效; (2)接續前項測試結果, 於 2008 年核管會執行 CAROLFIRE 之試驗計畫, 就 RIS 2004-003 “ Risk-Informed Approach for Post-Fire Safe-Shutdown Circuit Inspections.”所提出 6 項待解事項中之 5 項提供解決之實驗基礎; (3)針對直流系統於火災中發生短路現象進行試驗, 以了解直流系統於火災中之電纜失效與模式與影響效應之數據。火災模擬部份, 提出 NUREG-1805, Supplement 1, “ Fire Dynamics Tools (FDTS) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program” , 此研究成果可提供核管會執行火災防護視察之用。火災研究與知識管理部份, 則提出最近發行的兩份文件, 分別是 NUREG/KM-0002, “ The Browns Ferry Nuclear Plant Fire of 1975 Knowledge Management Digest” 與 NUREG/KM-0003, “ Fire Protection and Fire Research Knowledge Management Digest, 2013” 。

(3) Investigation of a Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assembly under Complete Loss of Coolant Accident Conditions

本專題主要說明核管會與 Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD)成員內的 13 個國家對於用過燃料池完全喪失冷卻功能的相關事故進行的研究情形。該實驗於美國 Sandia 國家實驗室進行, 其以相同尺寸之用過燃料池儲存格架, 第

一階段先針對壓水式反應器之單一 17x17 燃料元件在軸向加熱與延燒(burn propagation)行爲；第二階段再就 1x4 燃料元件之組合，試驗軸向與徑向加熱以及銦火(zirconium-fire)之延燒情形利用電氣加熱方式模擬失卻冷卻水狀況下之熱水力行爲，並利用 MELCOR 事故評估程式來確認(validation)，以減少模擬之不準度。第一階段測試結果與 MELCOR 評估結果相當接近，第二階段之 MELCOR 分析仍在進行中。

(4) MACCS (MELCOR Accident Consequence Code System)

核管會開發的 MACCS (MELCOR 事故後果分析系統)，MACCS 是用在概率風險評估和其他嚴重事故的研究，可以用來評估嚴重核子事故的後果，當電廠需要運轉執照更新時，也用以做爲評估的工具。本專題介紹使用 MACCS 模擬當放射性物質釋放到大氣中產生的後果，從分析結果可以觀察到放射性物質如何透過空氣的流動進行擴散並沉降至地面之過程，管制單位再據以評估從緊急階段至後續長期恢復階段對於各個層面所需採取的保護措施，以及健康和經濟層面之影響。

(5) NRC Perspectives on Recent Developments in Inservice Testing of Air-Operated Valves

本專題主要介紹核管會近年來對氣動閥 AOV 營運中測試最新的發展與研究結果，藉著 RIC 會議與業者進行相互交流，並說明核管會對 ASME Code 於 AOV 檢測要求的管制觀點，包括依 ASME OM 附錄 IV 之新強制性要求執行 AOV 營運中測試之優點。其中說明 ASME OM 對 AOV 的次小組正研訂 ASME OM 附錄 IV 修訂 1 版中，預定附錄 IV 會納入 2014 年版之 ASME OM 中，核管會預定於 2017 年 10 月前正式採用 ASME OM 2014 年版，在正式核定後 1 年，電廠須執行此新規定。ASME OM 附錄 IV 之新強制性要求包括執行每一只 AOV 之設計審視以確認可達預期功能，設計審視可由(1)實際測試其於設計基礎狀態下之功能；(2)利用經認可之分析方式；(3)經工程評估之其它閥門數據；(4)同類閥門或(5)特定閥門型示之運轉經驗等擇一爲之。另要求原則上需 3 次大修或每 6 年執行診斷測試乙次。由於實施新規定將有許多準備作業，工業界將考慮發行執行指引。

(6) State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses

核管會於 2007 年開始執行名為 SOARCA 的研究計畫，本專題主要說明 MELCOR 和 MACCS2 程式可以應用於 SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses) 之多種情況。其中，MELCOR 程式可以用來分析嚴重核子事故序列，及 MACCS2 程式可以用來模擬廠外大氣排放及輻射劑量評估。SOARCA 的特色之一在於考量了電廠在 911 事件後所增設的各項措施，例如建立了運轉員手動運轉蒸汽驅動泵 (在沒有電力之下) 的程序書、移動式柴油驅動泵、移動式發電機 (供電給關鍵儀器與閥件)、移動式氣瓶 (供氣開閥)、專用的補水源等。模擬廠外後果時，也考量了電廠緊急應變模式，包括緊急應變計畫、緊急宣布的時間、地方政府的保護作為程序、廠外撤離時間等數據。

註：以上所附照片取自核管會管制資訊會議網站

<http://www.nrc.gov/public-involve/conference-symposia/ric/index.html>

(二) 參訪核能管制委員會總部

此次經由我國駐美國經濟及文化辦事處科技組趙副組長安排，於 3 月 14 日與趙副組長及核能研究所趙椿長博士與蔡志維先生一道拜訪美國核管會本部，就國內核安管制相關議題，包括地下水傳輸模式、禁建區範圍之評估、建廠執照延長管制實務、耐震安全評估、韓國安全級電纜造假事件之



經驗回饋以及針對多機組事故之安全風險評估等，與核管會官員進行直接之經驗交流與討論。核管會參加討論的官員除負責安排此次參訪的國際業務辦公室官員外，亦包括核能管制署、核能管制研究署與新反應器署官員共 9 位，以下就討論情形概述之。

1 美國核電廠對地下水防護倡議所進行之廠區概念模式之審查準則(Review Criteria for a Site Conceptual Model (SCM) According to the Industry Groundwater Protection Initiative)

美國核電廠針對部分運轉中核電廠曾發生地下水氣污染問題，提出地下水防護方案倡議，相關文件 NEI 07-07、NEI 08-08 與 EPRI 1016099 之地下水防護導則提供執

行的技術性指引。核管會也在 NUREG/CR-6805 中對 EPRI1016099 對地下水模式，特別是對建立廠區概念模式，蒐集了相關技術資訊。由於原能會也要求台電公司執行相同措施，因此詢問美國核管會對於核電廠所建立之地下水廠區概念模式之審查原則。核管會說明其並無法規強制要求核電廠降低洩漏、溢流造成之污染，或執行地表與地下水汙染調查，只在 2011 年 6 月公佈的除役計劃法規(Decommissioning Planning Rule) 中，有 10 CFR 20.1406 的”minimize contamination”，以及 10 CFR 20.1501 的”conduct ground water radiation surveys 等兩項主要監管要求。核管會表示該地下水防護方案係電廠自願性之作爲，並非管制單位要求，因此核管會對此議題之監管係屬非管制性審查 (non-regulatory review)，但核管會仍會依其暫時視察指引 TI 2515/173，執行電廠執行情形之視察，由其視察結果顯示電廠已完成大部分之措施，對於未完成部分，電廠亦表示將持續進行。此外，大部分電廠委託水文(hydrogeology)公司協助建立廠區概念模式。核管會強調，雖然 NUREG/CR-6805 中提出可供發展廠區概念模式之技術資訊，但核管會不會依據該文件來評估電廠所建立之廠區概念模式是否適當。

我們亦請教核管會是否會在尚未有相關地下水污染事證前，要求核電廠在 EPRI 1016099 所述之基礎方案外，另採行加強(elevated)方案。核管會說明該 EPRI 文件非管制要求，但會期望電廠執行”適當”的廠區特性與地下水研究，以提供”合理”的防護保證。而針對執行同行審查之最佳時間點，核管會說明由於此爲核電廠自願性作爲，因此會要求業者說明何時完成計畫，並由核能工業界自己執行同行審查，核管會則在業者執行計畫約兩年後，派員審視其執行情形。

2. 運轉中電廠禁制區範圍的變更(Adjust Exclusion Area Boundary (EAB) for an Operation Nuclear Power Plant)

核管會於 2006 年核准美國 Surry 電廠申請變更禁制區範圍之申請案。其中，Surry 電廠使用 PAVAN (An Atmospheric-Dispersion Program for Evaluating Design-Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations, (NUREG/CR-2858)之方法評估當電廠發生設計基準事故時放射性物質之大氣擴散係

數，作為修正禁制區與低密度人口區之基礎。此行向核管會請教修正 EAB 邊界範圍之相關問題，包括申請前是否需如 Surry 電廠的案例先提出替代輻射源項(Alternative Source Term)、對於氣象資料之蒐集期間長度是否有何規定，以及除了 Surry 電廠外是否有其他電廠提出申請之案例。核管會說明 Surry 電廠為唯一提出申請的電廠；替代輻射源項並非申請之必要條件，至於氣象資料部分，根據核管會法規指引 Regulatory Guide 1.2 第 1 版，說明新建核電廠所使用之氣象數據不得使用超過申請日期 10 年以前之數據。

3. 建廠執照延長(Construction Permit Extension)

自 2005 年以來，台電公司龍門 1、2 號機組建廠執照的完工日期已延長了兩次。台電公司再度提出第 3 次延長申請，而美國 Watts Bar 電廠二號機之施工許可證已延長數次，因此就核管會對建廠執照延長之監管重點，與是否針對較長建造時間情況下，於維護各項電廠組件品質與往後電廠之建造工作，採取一些特別的措施，例如品保與維護方案等，請教其經驗與看法。對於前者，核管會表示其對緩建電廠之政策聲明 (Policy Statement on Deferred Plants) 中，有載明對於緩建電廠在維護、保存與文件管理上之管制立場，針對重啟建造時，會要求業主提出相關文件，包括建造時程、更新執照、廠址與設備狀況、於緩建時相關執照議題與解決方案、緩建之後的新管制要求、建廠之管理與組織、重大的電廠設計變更以及終期安全分析報告書之修改等。至於對於較長時間的建造期間之特別的措施部分，Watts Bar 電廠業主 TVA 電力公司依據前述政策聲明，於緩建期間持續維持其品保方案及建立維護與暫停使用(lay-up)計畫。TVA 還另外提交了 18 項改正行動方案 (corrective action programs) 與 11 項特別計畫 (special programs)，以解決過去在施工上之缺陷。此外，由於 Watts Bar 電廠二號機自 1987 年獲得建廠執照以來，迄今已有相當長的一段時間，因此，TVA 於 2008 年提出翻新方案(Refurbishment Program) 送核管會審查，之後陸續於 2009~2010 年提出補充說明。該方案內容涵蓋因應各項系統、廠房結構以及組件老化議題，所進行的檢查、翻新、修復和測試作業，以確保各項組件皆能達到原設計安全規範之要求。核管

會審查結果認為該方案內容適當，若據以執行，可以合理確保相關設備符合其設計要求與執行應有功能，核管會亦說明對於 Watts Bar 電廠二號機所提計畫之現場視察作業仍在持續進行中，目前為止並無任何重大的發現。

4. 耐震餘裕評估方案審查級地震之選擇(The adequacy of selection for RLE in SMA program)

美國在 NUREG-1407 中對於審查級地震之選擇有一些論述，在 SECY-93-087 的報告中有提到採用 1.67 安全停機強震作為審查級地震。國內進行之核能電廠耐震精進作業中亦包含進行耐震餘裕評估乙項，核能安全總體檢後亦參照美國作法，執行進一步之地震危害評估，因此就耐震評估相關問題請教核管會。包括美國加州海岸電廠執行之 long term seismic program (LTSP)計畫執行情形，與耐震餘裕評估 (SMA) 及地震風險度評估(SPRA)之採用等。核管會說明依照美國近期措施 NTTF 2.1 相關內容，若 GMRS 之值超過電廠原本之 SSE，則需進行 SMA 與 SPRA 分析，其中若 $GMRS > 1.3 \times SSE$ ，則需執行 SPRA，核管會官員表示並非所有西海岸之電廠皆無法使用地震餘裕分析方法。另外問及 Diablo Canyon 與 San Onofre 電廠 SMA 中使用之審查級地震為何，如何訂定，核管會答覆係由 Diablo Canyon 與 SONG 電廠於 1990 年於廠外事件分析(IPEEE)中執行 SPRA 所得到的結果。

5. 偽造之安全級電纜品質文件 (Safety-Related Control Cables with Falsified Documentation Background)

2013 年 5 月韓國爆發安全級控制電纜的相關文件偽造事件，此控制電纜並已安裝至 KHNP 電力公司的四部反應器當中(Shin Kori units 1 and 2 and Shin Wolsong units 1 and 2)。韓國管制機關下令要求運轉中之 Shin Kori 2 與 Shin Wolsong 1，以及原停機中之 Shin Kori 1 停止運轉。此外，新建完成正在等待執照批准之 Wolsong 2 電廠，則仍未獲得起動許可。韓國貿易與能源部(trade and energy ministry)表示造假文件的控制電纜無法通過國際測試標準，並確定出問題之控制電纜為 JS 公司所製造，且 KHNP

在 2013 年 10 月 16 日報告中指出，在 APR-1400 進行 LOCA 信號測試中產生訊號問題的控制電纜，就是使用 JS 公司所製造。原能會對於此事件相當關注，已要求台電公司進行清查。清查結果目前台電公司核電廠有採用韓國 LS 公司之控制電纜，而其提供之電纜測試報告係由美國 Wyle Laboratories 執行。為求審慎並確認 LS 公司所提測試報告之真實性，台電公司方面嘗試與 Wyle Laboratories 進行聯繫，希望能獲得相關控制電纜測試的資訊，不過並沒有獲得立即回應(後來 Wyle Laboratories 有回應)。因此，此行除詢問美國核管會對於如何防範類似韓國所製造安全相關之控制電纜偽造測試文件事件所採取之策略外，並希望透過核管會了解台電公司所獲得 LS 電纜測試報告確為 Wyle Laboratories 所執行。

核管會說明美國 Nuclear Procurement Issues Committee (NUPIC)會對安全相關核能及組件製造業者進行進行稽查，而核管會每年亦會對供應商與測試機構執行約 35 次之視察。核管會結合工業界與相關團體持續強化對供應鏈品質劣化之監測與管制流程，文件是否造假亦為檢視項目之一。核管會視察人員接受相關審查培訓，因此對於文件的審核與安全相關組件之認證監督相當嚴格。此外，若核管會視察員發現有任何偽造情事，會依情節嚴重程度處理，包括向司法體系舉報。基於美國對供應商已建立完善的抽樣和視察制度，核管會有信心美國供應鏈業者並不會發生類似韓國所發生之偽造文件事件。另外有關台電公司持有之測試報告部分，經核管會向 Wyle Laboratories 詢問結果，Wyle Laboratories 實驗室回函說明該報告確實為實驗室有效之測試文件，並提出回復台電公司之信函。

6. 多機組、多廠之核能事故應變 (Multi-unit, Multi-site nuclear accident management)

本項問題主要基於日本福島事故發生多機組之經驗，電力公司可能必須在同一時間面臨在不同廠址中同時發生不同機組的事故危機。歐盟於執行之壓力測試同行審查時，建議國內應對多廠址、多機組發生事故之狀況進行評估，以找出潛在之瀕危效應 (Cliff Edge effects)與採取相關強化措施。因此請教核管會美國在這方面之管制作為與進展。核管會說明其思考發展三階 PRA，不過發展個廠三階 PRA 必須了解區域內所

有機組的運轉狀況，以及可能危及電廠運轉安全的所有危害因子，由於評估範圍相當複雜龐大，因此預計至 2015 年，也無法有具體的分析結果，只有在 2013 年的 PSAM 國際會議中提出執行三階 PRA 的目標和範圍。目前美國核管會並未強制要求各電廠執行三階 PRA，但已開始進行多機組廠址的事故分析相關研究。

肆、心得與建議

綜合本次參加 2014 年美國核管會管制資訊會議及與核管會官員討論技術議題，總結心得及建議如下：

- 一、美國核管會每年例行舉辦之管制資訊會議，提供國際核能安全管理經驗分享與交流之機會，可以獲得管制機關與核能業界最新之安全管制作為與經驗，尤其此次獲邀於技術討論會議中發表國內管制經驗，亦屬難得，建議未來仍應持續派員參加此項會議。
- 二、此次參加管制資訊會議，其中針對電力系統欠相議題，原能會已要求核電廠參照 NEI 的倡議內容進行評估，其中長期改善中有關欠相監測儀器與技術部份，國外已有多家公司進行研發，美國電廠亦已承諾將安裝，此部分建議持續追蹤國外後續進展。
- 三、在用過燃料池中子吸收材劣化議題部份，國內之監測措施包括基礎與完整測試項目，就項目觀之，較美國電廠為多。而美國核管會已針對此議題將管制措施由原來之訊息告知提昇到發行一般通函，要求電廠提供相關資料以研議是否採取後續管制措施。此部分建議亦持續追蹤美國核管會後續做法。
- 四、此次參訪美國核管會總部，由美方安排參與官員之專業程度與參與人數，顯示其對會面相當重視。同時，經由雙方面對面就相關技術議題進行意見交換及討論，相較於網站上搜尋相關資料，此方式可更深入了解與獲得相關資訊，對本會管制作業具有相當之參考價值。建議未來仍持續配合核能管制資訊會議來辦理，以維繫加強雙方合作關係並提昇我國核能安全管理能力。
- 五、國內核四廠將進行封存，美國有類似長期緩建之經驗，如美國 Watts Bar 電廠二號機其管制法規與經驗可作為國內之參考。

伍、附件

1. 第 26 屆管制資訊會議議程。
2. 第 26 屆管制資訊會議專題展示標題。



RIC 2014 Program-at-a-Glance

Monday, March 10, 2014

3:00pm – 6:00pm

Early Registration Open (Registration Service Desk) *Lower Level*

Tuesday, March 11, 2014

7:00am – 5:00pm

Service Area Open (Registration, Internet/Print Center, Help Desk) *Lower Level*

7:30am – 8:30am

Meet and Greet Networking Opportunity
Grand Ballroom Foyer-Main Level

7:30am – 5:00pm

Technical Poster and Tabletop Presentations on Display
Grand Ballroom Foyer-Main Level

7:30am – 5:00pm

Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration
Forest Glen - Lower Level

8:30am – 10:00am Opening Session

Welcome and Introductory Remarks: Eric Leeds, Director, Office of Nuclear Reactor Regulation, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)
Keynote Speaker:

Allison M. Macfarlane, Chairman, NRC
Remarks From the Executive Director for Operations (EDO):

Mark A. Satorius, EDO, NRC
Grand Ballroom Foyer - Main Level

10:00am – 10:30am

Networking Break
Technical Posters and Tabletop Presentations on Display
Grand Ballroom Foyer-Main Level
Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration
Forest Glen-Lower Level

10:30am – 11:15am

Commissioner Plenary
Kristine L. Svinicki, Commissioner,
NRC *Grand Ballroom-Main Level*

11:15am – 12:00pm

Commissioner Plenary
George Apostolakis, Commissioner,
NRC *Grand Ballroom-Main Level*

12:00pm – 1:30pm Lunch Break

Technical Poster and Tabletop Presentations on Display
Grand Ballroom Foyer-Main Level
Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration
Forest Glen-Lower Level

1:30pm – 3:00pm Technical Sessions

- T1 Agency Efforts to Address the Cumulative Effects of Regulation
Salon D
- T2 Interacting with the NRC *Salons A-C*
- T3 International Regulators Q&A Panel Session *Salon E*
- T4 Is It Possible to Create a Risk-Informed and Performance-Based Emergency Preparedness Regulatory Regimen? *Salons F-H*
- T5 Recent Operating Reactors Materials and Mechanical Component Issues *White Oak B*
- T6 The Role of Technical Scientific Support Organizations Within Nuclear Regulatory Authorities
White Flint Amphitheater

1:30pm – 3:00pm

NRC Operations Center Tour #1
Departure/Return Location - Lower Level

3:00pm-3:30pm

Networking Break
Technical Posters and Tabletop Presentations on Display
Grand Ballroom Foyer - Main Level
Multiple Integrated Laser Engagement Systems (MILES) Demonstration
Forest Glen-Lower Level

3:30pm – 5:00pm Technical Sessions

- T7 International Challenges and Perspectives on Spent Fuel Storage
Salons A-C
- T8 Licensee Supply Chain Challenges with Vendors and Subtier Suppliers
Salon D
- T9 Medical Radioisotope Production: U.S. Efforts to Establish a Reliable Domestic Supply of Molybdenum-99 *White Oak B*

T10 Operating Experience with Nondestructive Examinations of Nuclear Power Plant Components
Salon E

T11 Safety Culture Journeys: Lessons Learned from Culture Change Efforts *Salon F-H*

T12 Understanding the Need and Effectiveness of Remediation Involving Nonroutine Radionuclide Releases from Nuclear Facilities
White Flint Amphitheater

Wednesday, March 12, 2014

7:30am – 5:00pm

Service Area Open (Registration, Internet/Print Center, Help Desk) *Lower Level*

7:30am – 5:00pm

Technical Poster and Tabletop Presentations on Display
Grand Ballroom Foyer-Main Level
Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration
Forest Glen - Lower Level

8:30am – 9:15am

Commissioner Plenary
William D. Magwood, IV, Commissioner,
NRC *Grand Ballroom-Main Level*

9:15am – 10:00am

Commissioner Plenary
William C. Ostendorff, Commissioner,
NRC *Grand Ballroom-Main Level*

10:00am – 10:30am

Networking Break
Technical Posters and Tabletop Presentations on Display
Grand Ballroom Foyer - Main Level
Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration
Forest Glen - Lower Level

10:30am – 12:00pm

Special Plenary Session
Panel Discussion on Operating and New Reactors: Answers to Your Questions
Moderator: Eric Leeds, Director, Office of Nuclear Reactor Regulation, NRC

Panelists:

Michael Johnson, Deputy Executive Director for Reactor and Preparedness Programs, Office of the Executive Director for Operations, NRC

Tony Pietrangelo, Senior Vice President and Chief Nuclear Officer, Nuclear Energy Institute

Dennis Koehl, President, Chief Executive Officer, and Chief Nuclear Officer, STP Nuclear Operating Company *Grand Ballroom–Main Level*

12:00pm – 1:30pm Lunch Break

Technical Poster and Tabletop Presentations on Display

Grand Ballroom Foyer - Main Level

Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration

Forest Glen - Lower Level

12:15pm – 1:15pm

Lunchtime Workshop

ADAMS at Work: Understanding the Public Version of the NRC's Agency Document Repository

Brookside - Lower Level

1:30pm – 3:00pm

NRC Operations Center Tour #2

Departure/Return Location - Lower Level

1:30pm – 3:00pm Technical Sessions

W13 Considerations for an Enhanced Safety and Security Defense-in-Depth Strategy During Hostile Action Events *Salons A-C*

W14 Current Activities in International Research–Part 1 *White Oak B*

W15 Digital Instrumentation and Controls: Consideration of Embedded Digital Technology In Plant Equipment *Salon D*

W16 License Renewal beyond 60 Years *Salon E*

W17 Loss of Safety Functions–Undetected Open Phase(s) in Balanced Three-Phase Offsite Power System
White Flint Amphitheater

W18 The Promises and Perils of Risk-Informed Decisionmaking
Salons F-H

3:00pm – 3:30pm

Networking Break

Technical Posters and Tabletop Presentations on Display

Grand Ballroom Foyer - Main Level

Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration

Forest Glen - Lower Level

3:30pm – 5:00pm Technical Sessions

W19 Current Activities in International Research–Part 2 *White Oak B*

W20 Future Vision of Spent Fuel Storage Regulations *Salons A-C*

W21 Nonconservative Technical Specifications? What Actions are Needed? *White Flint Amphitheater*

W22 Regional Session–Contemporary Nuclear Power Plant/Regulatory Issues *Salon D*

W23 The Administrative Hearing Process: What Can the NRC Learn from Other Agencies?
Salon E

W24 What Can We Learn from Risk-Informed Licensing Initiatives?
Salons F-H

Thursday, March 13, 2014

7:30am – 10:30am

Service Area Open (Registration, Internet/Print Center, Help Desk Open)
Lower Level

Technical Poster and Tabletop Presentations on Display

Grand Ballroom Foyer - Main Level

Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration

Forest Glen - Lower Level

8:30am – 10:00am

NRC Operations Center Tour #3

Departure/Return Location - Lower Level

8:30am – 10:00am Technical Sessions

TH25 Consensus Standards for New and Improved Plants *White Oak B*

TH26 Power Reactor Transition from Operating to Decommissioning
Salons A-C

TH27 Safety Critical Software–International Perspectives
White Flint amphitheater

TH28 Severe Accident Codes and Analysis Applications and Fukushima Response Activities
Salon D

TH29 Small Modular Reactor Licensing–Transition from Concept to Implementation
Salon E

TH30 The Future of the NRC Force-on-Force Inspection Program
Salons F-H

10:00am – 10:30am

Networking Break

Technical Posters and Tabletop Presentations on Display

Grand Ballroom Foyer - Main Level

Multiple Integrated Laser Engagement System (MILES) Demonstration

Forest Glen - Lower Level

10:30am – 12:00pm

NRC Operations Center Tour #4

Departure/Return Location - Lower Level

10:30am – 12:00pm Technical Sessions

TH31 Future Vision of Spent Fuel Storage–Back-End Friendly Fuel Designs and Holistic Safety Security Interface *Salons A-C*

TH32 New and Expanding Nuclear Energy Programs: Experience Confronting Regulatory Challenges *Salon D*

TH33 New Reactor Construction Successes and Challenges
Salon E

TH34 Radiation Protection Regulations and Computer Codes
White Oak B

TH35 Reactor Oversight Process Enhancements *Salons F-H*

TH36 Safety Concern: Degradation of Neutron Absorbing Materials In the Spent Fuel Pool
White Oak Amphitheater

- 10 CFR Part 37 – Physical Protection of Byproduct Material
- Consequence Study of a Beyond Design Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor
- Enhanced Weapons and Pre-emption of Firearms Laws
- Fire Research: Advancing the State-of-the-Art in Nuclear Fire Safety
- Investigation of a Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assembly under Complete Loss of Coolant Accident Conditions
- ITAAC Closure Verification Process
- Leveraging Cooperative Research Agreements to Improve NRC Safety Codes
- Licensing High Burnup Fuel
- Long Term Research Program
- MACCS (MELCOR Accident Consequence Code System)
- NRC Perspectives on Recent Developments in Inservice Testing of Air-Operated Valves
- NRC Testing and Analyses on Stress Corrosion Cracking of Dry Cask Storage System Canister Materials
- Public Participation in the NRC Tribal Policy Development Initiative
- Reactor Oversight Process
- State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses
- TRACE Development and Analysis Activities