

**出國報告（出國類別：開會）**

**參加 2006 年美國核管會第十八屆管制資訊會議暨訪問美國核管會等機構**

服務機關：原子能委員會

姓名職稱：趙衛武 科長

派赴國家：美國

出國期間：95 年 3 月 4 日至 3 月 16 日

報告日期：95 年 5 月 12 日

# 摘 要

美國核管會舉辦之管制資訊會議(Regulatory Information Conference, RIC)，是美國核管會藉以與核能相關單位，包括核電廠業主、核能研究機構及國外核能相關機構等，意見交流與政策宣示之重要會議。本次奉派赴美參加之第十八屆管制資訊會議，與會人員除美國核能界人士外，尚有來自加拿大、法國、瑞士、西班牙、比利時、日本、南韓及中華民國等各國之代表。會議之討論範圍涵括：美國核管會之核能安全管制、管制政策及核能法規趨勢等議題，會議之各項資訊，對國內核能安全管制而言，極具參考價值。

此外，為增進雙方管制人員之互動與合作關係，亦於此次出國順道就近參訪美國核管會本部，就管制上之實務問題與美方人員進行討論與經驗交換，討論內容包括：核燃料績效、核能同級品認證、數位儀控審查、重要安全管路組件之強化、小幅度功率提升管制經驗、及緊要通風系統測試標準等議題，相關資訊對國內管制實務頗有助益。

本次管制會議後再轉赴匹茲堡參訪 Westinghouse 及 Caldon 兩家公司，因為這兩家廠商為超音波飼水流量計的供應商，美國各核能電廠也多半是使用他們的產品，來進行小幅度的功率提升，而台電公司目前亦正積極推動本項計畫，預計民國 95 年下半年將向原能會提出小幅度功率提升之申請，故本次參訪重點即在於瞭解兩廠家設備的特性，以作為審查申請案的先期準備。

# 目 錄

壹、目的 .....	01
貳、出國行程 .....	02
參、過程紀要 .....	03
肆、心得與建議 .....	35

## 壹、目的

本次奉派赴美參加第十八屆管制資訊會議，其主要目的在瞭解美國核管會最新之管制資訊及經驗，以供原能會核能安全管制作業之參考。

美國核管會每年定期舉辦之管制資訊會議(Regulatory Information Conference, RIC)，向來是美國核管會藉以與核能相關單位，包括核電廠業主、核能研究機構及國外核能相關機構等，意見交流與政策宣示之重要會議。會議之討論範圍涵括：美國核管會之核能安全管制、管制政策及核能法規趨勢等議題，該會議之各項資訊，對國內核能安全管制而言，極具參考價值。

此外，為增進雙方管制人員之互動與合作關係，亦於此次出國順道就近參訪美國核管會本部，就管制實務問題與美方人員進行討論與經驗交換，除增進人員的互訪，亦有助於原能會管制工作的推動。

此外，本次管制會議後再轉赴匹茲堡參訪 Westinghouse 及 Caldon 兩家公司，因為這兩家廠商為超音波飼水流量計的供應商，美國各核能電廠也多半是使用他們的產品，來進行小幅度的功率提升，而台電公司目前亦正積極推動本項計畫，預計民國 95 年下半年將向原能會提出小幅度功率之申請，故本次參訪重點即在於瞭解兩廠家設備的特性，以作為審查申請案的先期準備。

## 貳、出國行程

本次公差係參加第十八屆美國核管會之管制資訊會議，並於會前順道拜訪美國核管會，隨後並轉赴匹茲堡，訪問西屋公司及 Caldon 等兩家公司，行程自民國 95 年 3 月 4 日起至 95 年 3 月 16 日止，共計十日，行程概要如下表：

日期	行程	摘要
3/4~3/5	台北—紐約—美國華盛頓特區	往程
3/6	美國華盛頓特區	參訪美國核管會
3/7~3/9	美國華盛頓特區	參加第十八屆美國核管會之管制資訊會議暨資料整理
3/9	美國華盛頓特區—匹茲堡	路程
3/10-14	匹茲堡	參訪西屋及 Caldon 等兩家公司
3/14~3/16	匹茲堡—紐約—台北	返程

## 參、過程紀要

### 一、 2006 年第十八屆美國核管會管制資訊會議紀要

此次會議於 3 月 7 日至 9 日在美國華盛頓特區召開，與會人員除美國國內核能界人士外，尚有來自加拿大、法國、瑞士、西班牙、比利時、日本、南韓及中華民國等各國之代表，共約一千八百餘人參加，參加人數為歷年最多，一方面顯示核能界對這個會議的重視，另一方面也反映出近年來由於石油價格不斷上漲，而使核能再度受到重視，呈現一片復甦的景象，核能界各方人士也藉此機會匯集於華府，共商未來因應大計。

本次會議已正式將原來在每年下半年以研究成果為主之核能安全研究會議(Nuclear Safety Research Conference, NSRC) 合併辦理，故議題亦涵蓋了核安管制及相關的研究成果，包括：核能管制趨勢、核反應器監管程序之實務及檢討、核能電廠運轉執照更新、新型反應器設計及核照、安全文化、嚴重核子事故研究、核燃料及護套行為研究、核子保防/保安、風險告知作業、壓水式核能電廠集水池能力評估、運轉經驗回饋、用過燃料及其運輸與處置、緊急應變及防火等多項議題。會議主要項目參見附件一。除了以開會的型式討論相關議題外，會場四周亦佈置了一些展示看板，以介紹 NRC 網站蒐尋(Web-Based Search)、SNAP、TRACE、MELCOR、SPAR 等計算機程式、PWR 集水池能力實驗等內容，使會場四周顯得相當生動活潑。

由本次會議內容看來，除了美國核管會持續執行既定的政策，亦即維持核能電廠運轉安全、加強民眾的信心、增進效率與效能、減少持照者不必要的管制負擔等外，令人印象深刻的是持續美國核能發展的相關議題，包括：功率提升、執照更新、及新反應器之執照審查等，

亦多所著墨，也讓人感受到一股強烈的復甦動力。由於美國核管會管制資訊會議多採分組同時進行之方式，故會議中盡量以本處目前較關注之議題優先參與，以下僅就部分專題演講及分組會議討論的內容擇要摘述如后：

#### 1. 美國核管會主席委員 Dr. Nils J. Diaz 演講

美國核管會主席委員Dr. Nils J. Diaz，在開幕致詞中以”A ROAD LESS TRAVELLED, A ROAD NOT FAR-SOON”為題發表演說。他指出過去這些年間，美國核能電廠在運轉安全、設施保安、緊急應變及可靠度等各方面均與時進步，研究部門亦致力於與運轉安全與執照相關之高優先度的計畫，並且與國際上專家合作，繼續扮演著領導者的角色，因此他很自豪地說，美國核管會現在是處在一個標誌清楚 (Well- Marked)的道路上，並且努力地執行其策略宗旨，亦即『在確保環境及公眾健康安全並強化國家安全之方式下，以利民之目的應用及管理放射性物質與核燃料並執行透明、有效率、確實與及時之管制作為』，此政策宗旨則以包括安全(Safety)、保安(Security)、透明 (Openness)、效能(Effectiveness)及管理(Management)五項領域之目標及每項目標下之數項政策標的來達到。

Diaz 主席在演說中也為這次大會各項分組討論的內容，提綱挈領地做了一番簡介，包括：已有 50%的運轉中機組，拿到或正在審查 20 年延長運轉執照的申請，另有 1/4 的機組打算提出申請，剩下 1/4 尚未做最後決定；美國核管會繼續推動風險告知之法規研議，包括：10 CFR 50.69 特殊處置 ( Special Treatments ) 條款之立法、10 CFR50.46 大破口爐水流失事故 ( LOCA ) 之重新定義、風險告知消防法規 NFPA-805、及風險告知應用於新反應器設計等。其中他也提到美國布希總統 2005 年所提出的能源政策法案(Energy Policy Act)，

此能源法案不只要使美國對目前所擁有的能源作更好的利用，也能使未來的能源保持多樣性並兼顧可靠的供應、與環境相容、便宜的價格等因素，為了建立一個安穩的能源供應，美國應提高既安全又環保的核能發電比例。針對這樣的政策，Diaz 則提出美國核管會的決策應在有效性、持續性、可預測性、可靠性等方面扮演重要的角色，而業者亦應事先計畫周詳，充分利用過往安全和工程上的知識，與管制者就先期的關鍵議題尋求解決之道，以便未來審核新電廠執照時，能在安全審查與能源需求上取得平衡。當然在人員的培訓上也因此變得相當重要，在 2008 年時 NRC 將進用超過 400 個新人，這也呼應另一位 NRC 委員 Edward McGaffigan 每年將增加 350 人的說法，核能人才的需求增加，多少也反映了美國核能漸漸復甦的徵兆。

Diaz 在演說中也多次提到人跡罕至的道路，雖然艱難但收穫也豐，頗有一番哲學的涵義，他主要是提到過去這些年間，美國核管會努力地制定清晰的政策、做出合理安全的決定、執行委員會決策的員工、建立可信度、和適當的決策介面接軌、並且在組織再造計畫下扮演重要的支援角色。經過了多年的努力，NRC 如今更清楚自我的職責、更有把握地達成應做的事、建立更佳的溝通管道、更能擔付起責任。而今面對未來能源政策和需求的挑戰，猶待 NRC 再度去披荊斬棘，開拓另一條新的道路。

## 2. 核管署署長 Mr. Jim Dyer 分析管制趨勢

美國核管會核管署(NRR)署長 Mr. Jim Dyer 簡要說明核能管制趨勢，主要是選擇性監看數項的績效指標，長期性的趨勢是用來監視是否有不利的績效，並視需要向國會提出報告，而短期的趨勢則是讓 NRC 用來判別是否需進一步調查，以防止它變成不利的指標。重要的

績效指標包括：自動急停次數、強迫停機率、安全系統失效次數、安全系統動作次數、顯著事件次數及人員集體輻射劑量等，相關圖表摘示於附件二。除了顯著事件發生的百分比略有增加外，其餘指標基本上可維持過去的水準，而原能會每年在年終檢討核能電廠績效時，可參考 NRC 的各項指標，分析我國核能電廠的表現趨勢。

另外在電廠運轉經驗方面，Dyer 署長列舉了四件值得注意的事件，以供各界參考改進：

- (1). 因汽機廠房淹水而對停機安全產生潛在的衝擊
- (2). 因氮氣入侵而造成安全注水系統不可用
- (3). 沸水式 Mark-I 圍阻體抑壓池 Torus 管壁貫穿裂縫
- (4). 反應器冷卻水系統因洩水不當而吸入真空。

### 3. 核能研究署署長 Dr. Carl Paperiello 談核能研究貢獻及挑戰

Dr. Paperiello 開宗明義闡明 NRC 核能研究署(Office of Nuclear Research, RES)的工作，在於及時支援 NRC 各部門審核執照、撰寫法規、執行視察及評估績效，過去這些年研究過的議題包括：圍阻體化學物質對集水池濾網能力評估、建立防火安全評估技術、發展風險告知法規(10 CFR50.46a、10 CFR 50.61、10CFR50.69 等)所需之技術基準、支援高燃耗核燃料之技術基準等，為 NRC 與執照者之間實務問題的解決上，提供了堅實的基礎。他也特別以電腦程式 MELCOR 為例，說明一個程式的發展，歷經 20 多年長時間的努力，從文件管理、實驗、認證、發送、訓練等，都是知識管理(Knowledge Management)的一部分，同時也需要國內和國際的合作和參與，才能使其有效地應用於審核相關案件以及支援風險告知的管制活動。

對於新型反應器的審核工作，RES 也積極地扮演支援的角色，例如：提供一套可供分析 ESBWR 沸水式反應器的熱流程式給 NRR 使用，同時也大力投入 AP-1000 壓水式反應器的認證審查工作。為了更有效支援 NRC 各部門的工作，近年來 RES 也推動成立所謂技術顧問小組(Technical Advisory Group, TAG)，成員為 RES 及被支援的單位所組成，以便能及時掌握被支援部門的需求，同時也使得相關的研究更能切中管制單位的重要管制事項。國內核能研究所與 RES 的角色相近，但近年來在該所工作績效的考量下，比較偏重執行台電公司的計畫，相較之下，對原能會管制上的支援略顯薄弱，未來應該檢討加強管制支援。

#### 4. 功率提升管制經驗

在有關執照議題的分組討論中，由 Entergy Nuclear Northeast 的代表 John McCann 探討美國運轉中核能電廠提升功率的現況，在其簡報資料中顯示，截至 2006 年 3 月為止，功率提升的實施，總共為美國核能機組增添了 4599 MWe 的電力輸出，相當於多出了 4.5 部 1000 MWe 級的核能機組，而於附件三的統計資料來看，美國最早自 1970 年代就已開始此種功率提升的申請案，案件的數目逐步攀升，進入 21 世紀之後，案件數目仍持續增加。根據 NRC 網站上的統計資料，到 2006 年 3 月為止已有 108 件獲得核准，其中不乏電廠申請過兩次的功率提升案件。以與我國核二廠同為 BWR-6 機組的 River Bend 電廠為例，該廠於 2000 年已申請通過提升 5% 之伸展型中幅度功率提升 (Stretch Power Uprate, SPU)，隨後在 2003 又再次獲得核准通過 1.7% 小幅度功率提升(MUR)。至於近年來各電力公司正積極考慮更大幅度的延展型大幅度功率提升(Extended Power Uprate, EPU)，NRC 亦加緊其

審查的速度，最近一個例子為 Vermont Yankee 電廠，於 2006 年 3 月獲准提升的幅度達 20%，也是到目前為止最大幅度的提升案。附件三提供了前述三種功率提升所增加的發電出力的百分比分別是：MUR(11%)、Stretch(56%)、Extended (33%)，惟 NRC 預估目前正在審查的案件加上未來五年計畫提出申請的案件，約可再增加 3500 MWe 電功率，其中大部分都來自大功率提升(EPU)申請案。

在 McCann 的簡報中，也從電力公司角度提出美國核能業界熱衷於功率提升的因素，不外乎技術上的可行性，以及合理的投資報酬，而管制單位的可預測性和及時性地審核工作，以及機組績效表現一如預期，也都是貢獻的因素，當然他也提到部分電廠在提升功率後所遭遇的問題，例如：過功率運轉、流體引發的振動及蒸汽乾燥器龜裂等問題，是未來申請案需加以考量及評估的項目。

管制單位目前為三種型態功率申請案件，分別制定了審查導則，分別是：RIS 2002-03 (MUR)、RS-001 (Extended Uprate)、Experience Template (Stretch Uprate)。另外從政策文件 SECY-05-098 可以看出，審查三類申請案件的時程和人力，NRC 自我設定的目標分別為：

- (1) MUR：6 個月-960 人時
- (2) Stretch Uprate：9 個月-1800 人時
- (3) Extended Uprate：12 個月-3900 人時

從參與會議的討論及資料可以看出，美國核能電廠在實施功率提升的工作上，電力公司及管制單位都投入了很多的心力，自 1970 年代迄今，已經累積了可觀的經驗，相關的導則及 NRC 審核的範例亦比比皆是，而且很容易從 NRC 網站上取得資訊，對於國內目前積極推動功率提升的工作，應有相當的助益。

## 5. 反應器監管程序

美國核管會為達到更有效力及更有效率的管制，自 2000 年正式實施所謂的「反應器監管程序」(Reactor Oversight Process, ROP)，其目的在於：有效利用管制資源、管制著力之程度將視電廠之績效而不同、使用客觀方法評估電廠的績效並公布予民眾、視察將著重在潛在風險較大的作業等，本方案實施迄今已超過六年，管制單位和電力公司也在尋求一些突破之道，以使得這個方案能更有效地達成前述的目的。

此次會議中，反應器視察部門主管 Russel Gibbs 首先表明歡迎各界繼續對監管程序(ROP)提出建言，再加上報告人分別來自於美國工業界及管制單位，看得出來核能界對於 ROP 仍有很高的期許，使 NRC 對核能安全管制更客觀、更有效運用視察資源、更易於讓民眾了解。在 ROP 的大架構中，Gibbs 對於管制單位掌握的部分，亦即「重要性決定程序」(Significance Determination Process, SDP)，提出了安全性、有效性、及公開性等三項原則，而在 SDP 的時效性檢討方面，則認為在 ROP 實行初期(2002 年)，每個案例尚能達到 NRC 委員會設定 90 天的目標，但近年來約僅九成能符合時限目標，因此 NRC 也採取系列的步驟，以增加時效性，例如：

- (1) 發展功率及停機期間之圍阻體大量外釋頻率、防火、蒸汽產生器管束完整性之分析工具，以決定視察發現對風險的影響程度。
- (2) 增加 SDP 相關議題總結 視察者與相對應單位間之會議和簡報，以促進電廠管理階層的瞭解。

- (3) 修訂視察導則、儘早與持照者管理階層的會晤對話、在 SDP Phase-3 時使用較為簡化的分析等方式

除了 SDP 時效性議題的之外，Gibbs 也在會議提到數項有關 ROP 更新的事宜，包括：將視察程序書 IP-71111.16「運轉暫行措施」內容併入 IP-71152「問題發現及解決」、重新分配部分視察程序書所需花費的人力和時間、將 IP-71111.21 從以往以系統設計(System Design) 驗證改為設備設計基準視察(Component Design Bases Inspection, CDBI) 先期研究有關救援系統績效指標(Mitigating System Performance Indicator, MSPI)之重新定義等，其中 MSPI 係以風險為基準之績效評估指標，未來將會用來取代 NEI-99-02 以系統不可用率為主的指標，也可能因此影響現行計算燈號的基礎，值得繼續關注其未來發展情形。

除了管制單位的的檢討之外，來自 Duke Energy 的資深副總裁 Ronald Jones 也提出了電力公司的看法，他指出 ROP 促進了核能發電整體績效的提升，但在部分細節上仍有改進的空間，例如：

- (1) 在某些個案上，NRC 新聞稿有時會引起大眾對電廠安全性的疑慮，而實際上的風險卻很低。
- (2) 對於白燈的評估，NRC 與持照者往往均花費相當的時間和資源，但不見得與風險顯著性有關聯。
- (3) 持照者對於視察發現的後續追蹤程序(IP 95002)的範圍難以掌握，使其用於應付視察的資源亦不相符。
- (4) 希望 NRC 在 ROP 的修訂工作能儘量去除主觀性，並且能加強與公眾與媒體的溝通。

由於社會大眾對公共安全重視的提升，為國際間普遍的趨勢，

我國亦不能免於其外，因此自美國核管會提出反應器監管程序後，原能會一直密切注意其發展狀況，並蒐集相關資訊，評估其對我國管制工作之參考價值。原能會於民國 90 年要求台電公司參考美核管會之反應器監管程序，每季對核一、二、三廠辦理績效指標(Performance Indicator, PI)評鑑，並將評鑑結果提送原能會。此外，為落實核安管制資訊透明化與公開化，原能會亦於民國 94 年建置「核安管制紅綠燈」於原能會網站，將電廠之績效指標按好壞程度之不同，以紅、黃、白、綠來區別其優劣情形，目前上網的部分僅限於反應器安全的範圍。此外，並由原能會委請核研所協助開發完成「重要性決定程序」(Significance Determination Process, SDP)之分析應用工具軟體 PRiSE，以供未來原能會視察人員針對視察發現執行安全度影響評估之初判。原能會並於民國 94 年第四季實施核安管制視察指標先導視察作業，且將視察結果及燈號上網公布，同時決定自民國 95 年起，正式實施 SDP 視察作業，至此反應器監管程序(ROP)有關反應器安全的兩大項目：績效指標(PI)及視察指標(SDP)便算是完整地呈現在我國核安管制的施行計畫當中。鑒於美國已正式施行監管程序六年，前述有關會議資料有關管制者及執照者雙方的經驗，以及 NRC 目前正準備更新 ROP-SDP 部分的作業程序，均可作為我國未來核安管制發展之借鏡。

## 6. 新反應器計畫及核照

正如美國核管會主席委員 Dr. Nils J. Diaz 在開幕致詞中所提到，2005 年能源政策法案的內容及新反應器的核照為 NRC 未來幾年的工作重點，本次分組會議上就有來自美國能源部、參與先導計畫之電力公司、及核管會人員，分別就新反應器計畫之政府補助、民間參

與、及法規管制等方面提出檢討。

首先由美能源部核能署(Office of Nuclear Energy)人員 Rebecca Smith-Kevern 簡報 Nuclear Power 2010 這個計畫(如附件四)，最早於 2002 年 2 月開始運作，主要在第四代反應器開始建廠(約 2025 年)之前的這段期間，推動核能界建造新型的反應器(例如：ABWR、AP-1000、ESBWR、EPR)，其目標希望能於 2010 年代初期時，美國能夠有新的反應器開始運轉，此與筆者 2002 年 7 月參加美國麻省理工學院核反應器安全研討會時，所獲得的資訊相當。在這個計畫中也勾勒出幾項重要的挑戰，例如：早期建廠廠址許可(Early Site Permit, ESP)、結合建廠及運轉執照(Combined Construction and Operating License, COL)、新型反應器設計認證、政府與工業界共同分擔經費以降低財務風險等。而在 2006 年的今天，本項 Nuclear Power 2010 年計畫已有初步進展，參與先導計畫的 Dominion Energy 公司與 DOE 於 2005 年 3 月達成合作協定，將於 North Anna 建造一座經濟簡化型沸水式核能電廠(ESBWR)，該公司目前完成了新電廠的初步規畫工作，例如：計畫時程、人力需求、預算、計畫介面管理等，其 ESP 正由 NRC 審理當中，預計今年內可以完成審查。合作廠商 GE 公司已於 2005 年 9 月向 NRC 提出了 ESBWR 的設計認證工作。未來五年內，Dominion Energy 預定於 2007 年 9 月向 NRC 提 COL 申請，預期可於 2010 年 4 月得到核准。至於另外一由九家電力公司和 GE & Westinghouse 所同盟組成 NuStart Energy Consortium, LLC.，在 2005 年 4 月簽署合作協定，並且於 2005 年 11 月選定 Bellefonte 及 Grand Gulf 分別做為建造 AP-1000 及 ESBWR 的廠址，而其中西屋公司 AP-1000 已於 2005 年獲得 NRC 之設計認證許可(FDA)，兩個電廠預計於 2007 及 2008 年提出 COL 之申請，預計 2010 年可以獲得 NRC 核發之 COL。若從網路上查詢 NuStart

Energy Consortium, LLC.的網站，其預估在 2015 年美國可以有一座新的核能電廠開始運轉。

從 Dominion Energy 公司代表 Hoseph Hegner 的簡報中，可以瞭解到該公司 2003 年即已提出 ESP 之申請，並於 2005 年 9 月獲得 NRC 核發的安全評估報告(SER)，在他們的 ESP 中已清楚地定義廠址安全、緊急應變、及環境衝擊等議題。另外，該公司自 2004 年開始著手準備興建電廠計畫，2005 開始積極規劃 COL 之準備工作，惟可見的未來數年，NRC 在新反應器的核照審查工作負荷會急遽增加，從電力公司的角度來看，對於如何有效將其資源做有效地運用、與管制單位 NRC 展開各層面的討論、鼓勵 COL 先期模組式的送審、標準化的運用等，是未來必須考慮的課題。

至於 NRC 對於新反應器核照的準備工作方面，面對未來已宣佈 11 個申請 COL 案件，共計 17 座新核能機組的審查，除了內部組織增加一個新反應器核照的部門，也積極進行法規的修訂、導則的制定及設計中心審查方式(Design- Centered Approach)的規劃，NRC 相關審核之時程規劃如附件五。在法規的修訂方面，NRC 於 2006 年 3 月公布了 10 CFR 52 的修訂版(71 FR 12718)，並徵求各界的意見。其最主要內容在於修訂設計認證的準則(Design Certification Rule)，加入了標準化設計的觀念，也與 NRC 未來打算採取的審查方式相符合。在審查導則方面，NRC 與核能協會(Nuclear Energy Institute, NEI)密集地討論了未來申請 COL 應有之內容及格式，以及參考之 ESP 及經認證之核反應器設計，NRC 目前以 Draft DG-1145 來彙整這些資料，預計於 2006 年 6 月公布，在收集各界的意見後，再做最後的定稿。而標準審查導則 NUREG-0800 (SRP)亦有約 290 處在 2007 年前需加以修訂，以便能及時支援 COL 的審查。至於在設計中心審查方式(Design-Centered

Approach), 其概念是以同一個技術性議題之審查和評估, 可以適用於其他多重 COL 申請案(如附件五之圖示), 其條件是申請者使用標準化的設計基準, NRC 主席 Diaz 亦強調”標準化”在執照審核上是必要的工作, 這種審查方式可以用於平行審查設計認證及 COL 申請案件, 例如: 當 NRC 在審查 ESBWR 和 EPR (Evolutionary Power Reactor)設計認證時, 可以平行審查以選用這兩項反應器設計的 COL 申請案, 而審查期間所發現的一般性議題(Generic Issues)將併入核發認證反應器設計的法規程序當中。

## 7. GSI-191 壓水式電廠集水池能力評估

美國核管會自1979 年提出未決安全議題 ( USI ) A-43 「圍阻體內緊急集水池效能」, 即開始針對核能電廠緊急爐心冷卻系統集水池 ( ECCS Sump ) 在事故後的能力加以研議。1990年代初期因Barseback (Sweden)、Perry 、Limerick多座沸水式核能電廠陸續發生緊急爐心冷卻系統取水口濾網堵塞事件, NRC便把管制重點放在BWR電廠並發布相關文件 ( 包括IE Bulletin 93-02 Suppl、95-02、96-03 等 ), 要求各沸水式核能電廠改善運轉及維護作法, 甚至進行設備之改善, 而諸多廠家先後提出濾網改良之設計進行改善後, 沸水式核能電廠在此議題上暫告一段落。然而NRC 在處理沸水式核能電廠的研究結果, 也引發了對壓水式核能電廠 ( PWR ) ECCS Sump 設計適切性之疑慮, 在研究結果與早期處理USI A-43 之研究結論比較時, 發現PWR發生高能管路破管所產生之碎屑 ( Debris ) 數量將更多、碎屑更為細小 ( 代表容易遷移 ) 以及特定組合之碎屑 ( 纖維物質加上顆粒物質 ) 比單一型態碎屑能造成更大之水頭損失, 因此美國核管會1996 年再成立一般安全議題GSI-191 針對 『碎屑積存對PWR ECCS Sump 效能影響』進

行再評估，並委託學術實驗機構針對此議題進行研究。本次2006年會議中即由美國核管會之管制部門(NRR)、研究部門(RES)、及工業界(NEI)三方面，提出對此議題最新的進度檢討。

在GSI-191相關研究的進度方面，RES代表Robert Tregoning在簡報中表示持續委託國家實驗室(LANL, ANL, PNNL等)和其他研究機構，對於PWR發生事故後之化學效應(chemical effect)、泵水頭減低(head loss)、下游效應(downstream effect)及塗裝傳播(coating transport)等項目，進行實驗和評估，部分實驗設施照片如附件六。其中化學效應係指高能管路破管時所造成之流體噴射及壓力波，將造成破管周邊之管路保溫材、混凝土、保護塗裝等剝離而產生碎屑，碎屑亦可能由於圍阻體內物質與爐水流失事故後圍阻體噴灑之液體發生化學作用而產生，此作用有可能產生額外之塗裝剝落或化學沉澱等碎屑，而使得濾網堵塞之可能性大增。這些產生之碎屑經由水流之傳送，部分碎屑會到達集水池，當緊急爐心冷卻系統或圍阻體噴灑系統由集水池取水時，懸浮之碎屑會在取水口濾網形成均勻之碎屑層(Debris Bed)，當碎屑層累積至相當厚度，可能降低相關泵之淨正吸水頭(NPSH)，進而影響泵之功能或造成損壞。至於下游效應(Downstream Effect)則是指部分到達ECCS Sump之碎屑，其體積小至可以穿過取水口濾網，穿過濾網之碎屑可能堵塞在下游流徑狹窄間隙處(如HPCI節流閥、燃料組件進口濾網、CS噴嘴等)或水泵及閥門精密組件處，造成爐心冷卻及圍阻體噴灑移熱能力不足，或是設備組件磨損及功能劣化等。

針對前述幾種現象的解決方案，NRR代表Pau Klein首先提到過去曾經發行IE Bulletin 2003-01、GL 2004-02、IN 2005-26及IN 2005-26 Supplement 1等管制文件，並採取召開公聽會、現場觀察工業界的化學

效應測試、與濾網供應商之討論、和到電廠稽查等作為，其目的皆在通告各壓水式電廠持照者重視此議題，並採取必要的評估或改正行動，來解決前述化學效應、泵水頭減低、下游效應、及塗裝傳播等疑慮，以確認ECCS Sump 設計符合10CFR50.46(b)(5)長程冷卻(long-term cooling)與相關法規要求，而NRC要求的根據即是RES所進行的各項實驗及其對持照者對化學效應評估的審查，同時也為GSI-191安全議題建立一個專屬的網址並訂定一個結案計畫，規劃進度是在2005年9月各PWR 持照者已提出評估結果，以及針對評估結果後續將採取之改正行動方案（包括硬體之更新等），而所有之改正行動均必須於2007 年底前完成。不過NRR的代表Brain Sheron也指出目前各電廠雖然都做了評估，且69個PWR機組中，有66個機組將更換圍阻體集水池濾網(時程如附件六)，使得安全分析中假設的餘裕可以提高，而剩下3個機組是以前曾經自行更換過，這次不再重複更換。然而從各持照者送審的資料中，並沒有詳細地評估化學效應、下游效應、塗裝和碎屑控制等議題，要求各電廠仍須確認改善措施的適切性，包括：工業界進行一般性之化學效應測試結果能涵蓋各廠集水池之特性、圍阻體塗裝能符合品質要求(或是假設事故時會剝落)、先前更換濾網的3個機組仍須利用經核准的分析方法執行安全評估。

來自NEI的John Butler代表工業界發言指出，在NRC建立GSI-191 議題之後，從2002年NEI 02-01開始收集各電廠的資訊，2003年NEI 03-01評估PWR ECCS集水池被碎屑堵塞而產生的潛在衝擊，而後在2004年與西屋公司PWR使用者群(WOG)合作發展評估方法指引NEI 04- 07，並於2004年12月6得到NRC審查後之安全評估報告(SE)，簡言之，NEI 04-07報告主要分成二大部分，即基準評估（Baseline Evaluation）及精細評估（Refinements），基準評估是提供甚為保守之

評估方式，如果持照者經基準評估未能通過，則必須進行改進 (refinements)。隨後在2005年，則由西屋公司發 WCAP-16406-P及 WCAP-16530-P來分別補充說明下游效應及化學效應，這兩份報告也普遍被持照者引用來向NRC回報GSI-191。Bulter也列舉了數項工業界回應此議題的做法，例如：所有69部PWR機組都已執行集水池過濾網的更換評估(3部先前已更換過、4部採用主動式、其他62部採用被動式過濾網)、執行系列測試(WOG化學效應測試、替代緩衝物測試、塗裝測試)等，而各電廠的改善措施也陸續進行中，這些措施顯示無論美國核能管制單位與營運單位均相當重視並積極尋求解決方案，值得國內參考。

#### 8. 運轉執照更新

本次參加核管資訊會議，瞭解除了新反應器的核照作業以及功率提升，是帶動美國核能界的動力之外，另一項重要的工作就是運轉執照的更新，美核管會自 2000 年通過第一個運轉執照更新案後，根據 NRR 人員 Louise Lund 的統計資料顯示，到今年 3 月份為止，已完成 39 部機組的審查及發照，另有 12 部機組正在審核中，2006 年預計還有 5 件申請案，目前告知 NRC 有意提出申請之案件預定審核時程已排至 2012 年，執照更新為核能發電所新增的電力以及申請案的統計資料如附件七，此項統計資料亦顯示美國之核能裝置容量在沒有運轉執照更新的情況，機組在執照到期後陸續停機，裝置容量將自 2009 年即開始下滑，但近年來在各核能電廠接續提運轉執照更新申請並獲得核准後，此一情形可延後至 2029 年才會發生，當然，如同本次會議亦熱烈討論之新反應器的審核及未來可能的建廠，核能界樂觀的期待新型式的反應器機組可以承接目前的裝置容量。

本項議題分組簡報中,首先由工業界 Entergy Nuclear 公司的 Garry Young 討論如何準備執照更新之申請,例如:如何進行專業分組、如何進行整體老化分析、如何準備申請案所需之文件等,同時也須引用 NRC 和 NEI 發行最新版的法規和導則,並且積極參加 NEI 與工業界的專案任務編組(task force),Young 也估計準備一個執照更新案所需的時間約為 18 到 24 個月之久。

美國核管會在反應器運轉執照更新方面可謂已建立一套完整且成功之管制程序,管制單位與工業界仍不斷由既有之經驗中學習並尋求精進,包括格式內容之標準化、審查案例之依循、運轉執照更新指引相關文件更新、審核流程、視察工作及時效掌控等之改善,冀使相關工作更臻完備,其中較為重要的報告和指引如:一般性已獲知之老化管理議題(Generic Aging Lessons Learned, GALL)、老化時限分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAAs)、NUREG-1800 之 SRP 等,管制單位也將更多的審查放在現場的稽查(Audit)中,同時也持續與大眾溝通,並且力求執照更新作業穩定和可預測性,增加核能工業界的信心。因為我國運轉中核能電廠共 6 部機組均已運轉超過 20 年,目前也積極規劃比照美國進行執照更新的工作,是故原能會於民國 95 年 3 月份特邀請 NRC 兩位華人專家來台講課,傳授有關管制單位如何執行審查及稽查,對未來台電公司的申請案預作準備。

## 9. 風險告知管制

自從 NRC 於 1995 年 8 月正式發表政策聲明將全面應用風險告知管制之後,NRC 陸續地頒布了各式法規,例如:10 CFR 50.48-風險告知防火法規(Risk-Informed Fire Protection)、10 CFR50.65-維護法規(Maintenance Rule)、10 CFR50.67 替代輻射源項(Alternative Source

Term)、10 CFR50.69-系統組件結構分類和處理(Categorization and Treatment of SSC)等，此外亦制定了不少相關的導則供核能界使用，如：RG 1.174-風險告知管制、RG 1.175-風險告知營運期間測試(ISI)、RG 1.177-風險告知運轉規範(TS)等，NRC 與核能持照者在過去 10 年間將此種風險告知的管制方式應用在運轉規範修改、線上維修作業、營運中檢測與測試、和分級品保制度等方面。在 NRC 有關風險告知應用的管制年報中可以看出其使用的層面相當廣泛，而且年報中對每一項應用都定期檢討其進度及未來的規劃方向和時程預估，附件八列舉了 2005 年年報第 2 章的目錄，其中有關 10 CFR 50.46-緊急爐心冷卻水系統(ECCS)接受準則、50.69-系統組件結構分類、安全度評估(PRA)程式之標準和品質，在今年管制資訊會議中分別由管制單位、電廠和廠家(西屋)代表提出專題討論。

在有關 10 CFR 50.46 對於 ECCS 接受準則的修訂方面，NRR Michael Tschiltz 報告此法規草案目前已經在 2005 年 11 月 7 日公告，接受來自各方的建議，預計公布到 2006 年 3 月 8 日為止。而其內容主要的改變是將反應器冷卻水系統斷管的尺寸，區分成小破口區和大破口區(small and larger break size region)，而兩種破口區間之分界以過渡破口(Transition Break Size, TBS)稱之。基本上風險較低但發生機率較高的小破口尺寸(TBS 以下,含 TBS),其安全分析仍須符合現有 10 CFR 50.46 的接受標準,而其相對發生機率較低但影響較大的大尺寸破口分析,則可以引用修訂之 10 CFR 50.46a 中較不嚴峻(less stringent)的分析假設和接受條件，例如：接受標準中之可冷卻幾何形狀(coolable geometry)不一定受限於尖峰護套溫度小於 2200°F 和 17%的表面氧化率的條件、或發生大破口時不再需單一失效(single failure)等，惟持照者需展示其安全系統緩和和能力足以應付最大尺寸的破管，而且引用修

正法規者，應全盤使用風險告知的相關法規，包括在其執照基準中加入 RG-1.174 在內。NRC 技術分析人員在草案中也提出 TBS 尺寸與 LOCA 發生頻率的關係，並尋求 PRA 專家的建議，例如：以一般性安全度評估分析結果 CDF 為  $1.0E-05$ /年，則 PWR 和 BWR 之 TBS 管路尺寸分別為 7 吋和 18 吋直徑之破口，但若加上其他因素，例如地震和水槌等，NRC 則將 TBS 提高至 PWR-14 吋及 BWR-20 吋。當然 TBS 最後會訂成多大的尺寸，可能得等到 10 CFR 50.46 正式發布後，並按個廠提出的分析結果而定。從 NRC 方面的評估來看，引用此法的電廠可能會有的改變包括：修訂圍阻體噴灑的時間和流量、修訂爐心功率尖峰因子、移除部分的蓄壓器、移除一個(或多個)緊急柴油發電機快速起動的測試等，對電廠運轉將有一定程度的影響。

基於良好的 PRA 分析品質為風險告知管制之重要基礎，過去數年美核管會委員就 PRA 品質穩定策略訂定實際可行之三階段進行方式。其中第一階段就是目前各電廠個案申請的方式(Application-Specific)，也就是以往電廠在引用前述各種風險告知的法規導則時，必須展示其 PRA 分析結果在整體決策的角色，必須與申請案的目的相稱，而用以支持申請案的 PRA 工具可以是以往各電廠執行個廠分析(IPE)時被 NRC 審查過的，但當時並沒有針對 PRA 技術的適當性而制定的導則。直到近年來在 NRC 的推動下，工業界分別針對 PRA 品質制定了 ASME RA-S-2002 及 NEI-00-02，NRC 在 2004 年之發行 RG-1.200，定義了對 PRA 品質之良窳，可由範圍(scope)、深度(level of detail)、及技術可接受性(technical acceptability)三方面來決定。根據本次與會的 Palo Verde 核能電廠代表 Gerald Sowers 報告內容，目前已有品質導則的分析模式包括：廠內事件、廠外事件、火災、低功率及停機，此時若是電廠的申請案除了用 PRA 分析，並且能夠進一步引用各

項品質導則來說明其技術的適切性，便進入 NRC 所定的第二階段的型態申請(Application Type)，審查人員的重點則在於申請案與 RG 1.200 不同或沒有執行分析的部分。到了第三個階段，整個風險告知的管制架構已經確立，PRA 品質相關的導則亦已完備，此時便稱為全面申請和應用(All-Application)時期，NRC 預估此時間約為 2008 年底可以完成。

具有高品質之 PRA 工具及其分析結果，不但有益於目前核能電廠之應用，亦可以降低管制人員之審核人力。國內電廠在風險評估方面亦已應用於大修排程風險管制、個案之線上維修、防火分析等方面，台電公司未來在推行維護法規之後，將申請全面實施線上維修，故仍值得國內繼續追蹤美國在此方面之相關發展。

## 二、參訪美國核管會

仿照過去兩年的經驗，本次公差期間除了參加核管資訊會議之外，順道利用會議前後的時間，拜訪美國核管會本部，就管制實務問題與美方人員進行討論與經驗交換，美國核管會由台美民用合作國際事務部(OIP)的聯絡人 Kirk Foggie 以及核能管制署 NRR 負責處理國際事務之 Thomas Hiltz 安排與接待，並依據原能會事先提供之問題清單，安排相關人員輪流與本人面對面討論，過程十分緊湊，討論題目內容包括：核能同級品認證、核燃料績效、數位儀控審查、結構組件、功率提升、緊急通風、10 CFR 50.69 之應用等事項。原能會駐美代表陳詩奎博士除事前協助連絡事宜外，參訪期間亦全程陪同，對於本次參訪的助益甚多。以下摘要說明與 NRC 之間的各项討論內容：

### 1. 核能同級品(Commercial Grade Items, CGI)相關事項

由於供應核一、二廠的核燃料的 AREVA 公司，通知台電公司其下包廠商 Carpenter 公司供應之 SS304L 不鏽鋼材料不合規範要求，此材料可用來製作 ATRIUM-10 燃料組件之上端板彈簧制止栓及半長棒(half-length rod)之下端塞結合器，雖經 AREVA 事後評估認為組件特性仍符合規定，但也因本案例顯示出 AREVA FANP 燃料束中的某些零組件之原料(raw material)，係由廠家提供商業級產品，再經過 AREVA FANP 的檢證合格後，製成零組件供核燃料使用。惟美國聯邦法規 10 CFR 21 限制了 CGI 不可使用於核燃料束、控制棒、及反應器壓力邊界，此一規定亦被我國「核能同級品使用導則」所引用，因此於會談中向 NRC 人員詢問其對於核燃料束使用 CGI 零組件的看法。

NRC 在此議題的主要會談人員為 Richard McIntyre，在其出示 2006 年 2 月於美國 Kansas City 所舉行的 NUPIC 稽查會議的簡報中，提到 CGI 必須經過一套可以接受的處理之後，可被視為安全相關的組結構、系統、和組件(或稱基本組件, basic component)，而這個處理過程包括：選定、確認、和測試組件的關鍵特性，並且能經由工程評估其符合安全功能。至於在 CGI 認證中的品質問題上，他提出除了關鍵特性的選定、安全功能測試和工程評估之外，物品組件的可追溯性(traceability)亦十分重要。在取樣方面，應從材料的熱處理追溯性(heat traceability)、CGI 組件批次管控等方面著手。對於我們提出 AREVA FANP 的案例，他認為燃料製造廠家應該都會有些原料來自商業級產品，但其檢證處理過程，必須能選定和確認這些材料的關鍵特性，並且能確認這些材料符合設計需求及其可追溯性，然後才可認定其為安全等級的核能同級品(CGI)。

## 2. 核燃料績效及相關事項

由於近年配合長週期爐心的運轉，核燃料便朝向高燃耗的設計，因此在爐心中子和熱流分析的考慮方面，也較以往更為挑戰運轉的限值，而這些年壓水式反應器便出現了軸向功率偏差(Axial Offset Anomaly, AOA)的情況，沸水式電廠則是有燃料匣彎曲的現象，此外在西屋公司核燃料設計的方法(FCEP)方面，據台電公司陳報在國外電廠都已應用於最高燃耗為 62,000 MWD/MT 的爐心設計，而國內仍限制在 60,000 MWD/MT，NRC 是否已正式同意廠家使用 62,000 MWD/MT，似乎也沒有確切的答案，因此在本次訪問時，就以上三項有關核燃料相關問題請教 NRC 人員。

在 AOA 的問題方面，雖然工業界 EPRI 有出版 PWR AOA 的導則，但是在 NRC 部分卻沒有出版任何相關的導則，會談人員並指出壓水式反應器有關軸向功率的運轉限制為技術規範所標示的曲線，此區域又俗稱為“狗屋(dog house)”，只要在此曲線下運轉，應該都已被安全分析所涵蓋，若超出此曲線，則必須依照技術規範的規定，將機組降載一段時間。在美國 Susquehanna 電廠發生的燃料匣彎曲事件，目前判斷為陰影腐蝕(shadow corrosion)，NRC 對於此種腐蝕造成的燃料匣彎曲，目前沒有設下任何的限制，但另一方面若是因中子通量差(neutron-fluence difference)所引起的燃料匣彎曲，則必須降低其運轉限值之臨界功率比(MCPR)，對於這個議題 NRC 亦未出版任何導則，為確保控制棒運作不受燃料匣彎曲的影響，電廠可採取的步驟即是遵循技術規範中有關控制棒插入時間的量測，必須符合限值以確保運轉安全。至於 Susquehanna 電廠發生的問題，電力公司必須採取適當的改正措施。

在審查西屋公司燃料分析方法論(WCAP-12488-P-A)方面，根據

NRC 人員 Francis Akstulewicz 的說明，早在 1994 年審查完成之後，西屋公司曾向 NRC 提出此方法可應用至最高燃耗為 62,000 MWD/MT 核心設計，NRC 當時並未回函確認，但與西屋公司之間有所謂的口頭協議(verbal agreement)，此後西屋公司便開始以此燃耗的上限應用於美國核能電廠。而今 Surry 電廠準備將其執照文件中的燃耗限值由 60,000 MWD/MT 提升到 62,000 MWD/MT，NRC 人員預計在 2006 年夏天完成這個申請案的審查，並且在其同意的文件中加上其核准的參考文件即為 WCAP-12488-P-A，有關燃耗的限值也因此而有一份正式文件上的確認。至於 Akstulewicz 本人對於爐心有部分燃料棒(fuel pin) 燃耗會達到 62,000 MWD/MT，並不認為會有安全上的顧慮，因為 NRC 在某些燃料先導研究上，其燃耗已可達 70,000 MWD/MT。

### 3. 數位儀控審查

在核四廠全面採用數位儀控的情況下，主要廠商 GE 公司將安全相關系統的部分，如特殊安全系統(ESF)儀控系統所採用的平台，下包給 DRS 公司執行，並曾承諾向 NRC 取得安全評估報告(SER)，惟據瞭解該系統工作平台至今並未得到 NRC 核發的 SER，另外在 DRS 公司的品保資格方面，也是宣稱由具有品保資格的 GE 公司為符合 10CFR50 App. B 的要求，以上兩點的疑義，藉本次會談向 NRC 人員請教他們的觀點。

DRS 公司的前身 Eaton 公司曾經去 NRC 總部討論過兩次有關其系統送審事宜，惟事後並未付諸行動。一般而言，當安全系統的儀控系統要應用在核能電廠之前，廠家會先將相關之技術專題報告提送 NRC 審查，當獲得 SER 之後，電力公司或核能電廠再進行差異分析，並就個廠特性完成分析報告後，再向 NRC 提出申請，通常技術專題

報告審核的時間約為兩年。至於核能蒸汽系統(NSSS)廠家的品質保證(QA)方案，除了在其送審反應器設計認證(design certificate)所附的品保方案之外，NRC 並不會特別去審查廠家的 QA 方案，雖然如此，NSSS 廠家應具有符合 10CFR50 App. B 的 QA 方案，而且廠家應根據此方案去執行其下包廠商的品質認證。

#### 4. 結構組件相關問題

由於核四廠建廠工程近期將達到高峰，反應器內部安全相關的結構組件陸續將在現場組裝，是否應採用一些防止應力腐蝕龜裂(SCC)的作法，例如：溫度回火、雷射敲擊(laser peening)、IHSI 等，以加強反應器內部組件之結構強度；另外，因為先前工程上的延宕，使得不少設備或管路在長時間儲存的情況下而有鏽蝕的情形，加上位處於含氯成份的海邊環境中，美國業界是否有適當的標準或規範來處理此類的系統、結構和組件。

根據 NRC 反應器及內部組件完整性部門的 Matthew Mitchell 表示，對美國工業而言，本項目並沒有成為一項議題(issue)，也沒有任何限制，NRC 並沒有持有特定的立場。對於儲存中的管路設備，目前也沒有有特別的設定條件，標準審查導則(SRP)第 6.1.1 節之 MTEB 6-1 有關緊急冷卻水系統的酸鹼值規定，僅適用於運轉中的核能電廠。而對於鏽蝕管路及其清潔方面，並未制定特別的接受標準，當然各電廠須考慮在使用前，應謹慎地將管路清潔處理。至於我方詢問 NRC 不久前提供了一個計畫，探討「沃斯田不鏽鋼在海邊環境下對應力腐蝕龜裂(SCC)的耐受度」，是否與核能電廠管路處理有關？但據 NRC 回答表示，這項計畫主要是研究用過燃料乾式貯存槽在表面溫度達到 400°F 時，空氣氣流中的氯化物是否會沈積在貯存槽表面並導致 SCC，

但目前僅是非常初期的研究，尚未有任何定論。

## 5. 功率提升相關事項

由於國內核能電廠均將陸續進行小功率的提升，此種測量不準度重獲(Measurement Uncertainty Recapture, MUR)式的小功率提升在美國已經行之有年，目前美國核能電廠用以改善飼水流量儀器主要為Caldon 公司生產超音波流量計(UFM)-LEFM Check Plus，以及西屋與AMAG (Advanced Measurement and Analysis Group) 合作生產之Crossflow 超音波流量計，LEFM Check Plus為管節式(in-pipe spool piece)，係將儀器探頭埋設固定於管節上，因此裝設時必須連管節一起更換，而Crossflow則為外部包覆式(strap-on)，儀控設備直接包裹在管路外面。由於國內核能電廠MUR 功率提升申請正緊鑼密鼓進行中，故此次訪問NRC 期間，亦針對超音波飼水流量儀器之可靠度及使用經驗，以及近來美國核能電廠所發生之超音波流量儀器訊號干擾議題及使用績效等與NRC人員討論。由於去年9月美國Seabrook電廠向NRC提出了MUR申請案，所使用的超音波流量計(UFM)為Caldon之LEFM Check Plus。NRC審查此案時提出了一些問題 (Request for Additional Information, RAI)，同時也提到要觀察2006年1月於Alden lab.的實驗，隨後也將本項實驗結果之初步報告公布於網站上，因此也在會談中請相關人員提供本次參與實驗的見解。

本項功率提升的議題是由負責PWR安全系統之主管John Nakoski及資深視察員Warren Lyon來會談，後者也親自見證1月份在Alden lab.的實驗。在會談中，NRC人員再次強調應用UFM得到較為準確的飼水流量，可以降低功率測量的不準度，使得電廠得以在較高的功率運轉而不會超過原執照分析的基準，以達到小功率提升的目的。UFM本身

並非安全相關的設備，但MUR申請案因涉及到執照文件中運轉規範上功率的修正，電廠為符合執照文件上的承諾事項，因此必須以執照修訂(license amendment)的方式向NRC提出申請。

在有關Warren Lyon親赴Alden lab.觀察Check Plus的實驗方面，基本上並未發現較為顯著問題，同時也確認此型儀器對於流量率、管路中的漩渦(swirl)、傳送器的更換、及飼水系統的組態(configuration)等4個項目不很敏感(insensitive)，而以上的視察發現可以增進使用Check Plus的信心度。NRC也將會對WH/AMAG公司的Crossflow做類似的評估，但也坦言將會在其測量理論(theoretically)上多做些評估。至於以往在Fort Calhoun電廠曾因UFM出現的儀控雜訊問題而撤銷MUR申請，在與廠家合作解決之後，目前又再度向NRC重新申請，NRC儀控專家認為此類的問題在技術上是可以解決的。NRC兩位人員的總結表示，基本上他們對於Caldon的UFM較為寬心(more comfortable)。

## 6. 緊急通風系統接受標準

核能電廠事故後特殊安全裝置空氣淨化系統空氣過濾與吸附單元之設計、測試和維護的準則，台電公司係依據現行運轉規範的規定，依循 RG 1.52 Rev. 2 ( 1978 ) 執行，其中在「空氣與檢測粒子混合均勻度檢測(air and aerosol mixing uniformity test)」的標準為 $\pm 10\%$ 。而 NRC 於 2001 來已修訂此份導則至第 3 版(RG 1.52 Rev.3)，並且引用 1989 年版 ANSI N509 及 N510 分別做為設計及測試標準，將混合均勻度檢測放寬至 $\pm 20\%$ 。但為何做此種放寬，我方請 NRC 提供其技術基準；此外美國核能電廠引用此項新標準的情形，亦是探詢的重點。

根據美方的回答，新版導則其實是將空氣與檢測混合均勻度檢測

與流速檢測的接受標準取得一致，亦即±20%，並沒有特殊的技術基準。美國並沒有核能電廠申請使用這個新的導則，但若要引用此導則，持照者應做好 10CFR50.59 的評估，以展示經過這項測試標準的改變後，並不會出現不可預見的後果(unforeseen consequences)。

## 7. 10 CFR 50.69 之應用相關事項

在 NRC 所公布之 10 CFR 50.69 中，以風險告知的觀念將核能電廠結構、系統和組件，依安全或非安全及其風險重要度，區分成 4 個類別(Risk-Informed Safety Class, RISC)，管制單位未來將重點放在風險高(RISC-1, 2)的組件，而對於第 3 類(RISC-3)安全相關但低風險者，所使用之設備和組件必須確保在設計基準下的安全功能，並要提供這些組件之測試、檢查、和改正行動方案。除了聯辦法規之外，NRC 和工業界分別出版了 RG 1.201 及 NEI00-04，做為實施 10CFR 50.69 的導則。我方對此項議題所提問的內容是：美國電廠引用此新法規的情形？美國已有多數電力公司加入 NUPIC 組織並且使用 CGI 的產品，在此情形下，NRC 是否預期會有電廠會引用 10CFR 50.69，屬於 RISC-3 分類的組件是否可以商業級的產品代替？

NRC 對此議題的回應是，雖然目前尚未正式有電廠引用 10 CFR 50.69，但目前 WOG 已提出 2 個先導研究：Wolf Creek 的圍阻體噴灑系統及控制廠房的通風系統、Surry 電廠的化學容積控制系統，並分別預計在 2006 年第 1 和第 3 季向 NRC 提出申請。若是電力公司承諾應用 10 CFR 50.69 並獲得 NRC 的核可，未來自然能夠將歸類在 RISC-3 的組件，採購商業級的產品來使用。

### 三、 參訪美國 Westinghouse(西屋)及 Caldon 兩家公司

本次參加完管制資訊會議後，再轉赴匹茲堡參訪 Westinghouse 及 Caldon 兩家公司，因為這兩家廠商為超音波飼水流量計的供應商，美國各核能電廠也多半是使用他們的產品，來進行小幅度的功率提升(MUR)，而台電公司目前亦正積極推動本項計畫，預計民國 95 年下半年將即向原能會提出小幅度功率之申請，故本次參訪重點即在於瞭解兩種設備的特性，以作為審查申請案的先期準備。另外西屋公司亦為核三廠反應器及核燃料供應商，故也針對近來核三廠運轉上發生的問題及核燃料相關事宜與該公司技術人員交換意見。

#### 1. 參訪美商西屋公司

##### (1).西屋公司執行壓水式核能電廠功率提升經驗

西屋公司首先介紹該公司過去執行三種不同型態功率提升(MUR、SPU、EPU)的實績，所增加的總功率相當於兩部 4 迴路的壓水式機組，從其附表所提供之 MUR 提升案，自 1999 年到 2003 年共計 14 個電廠共 21 部機組，提升幅度在 1.3%-1.5%之間。而延展型中功率(SPU)及伸展型大功率(EPU)亦分別有 26 及 4 部機的經驗。西屋公司目前仍進行中的功率提升計有 10 部機組(MUR-3、SPU-3、EPU-4)，可見該公司本項作業的經驗相當豐富，而由西屋公司提供反應器及爐心設計的小幅度功率提升案(MUR)，全部由該公司負責執行。至於未來如果核三廠決定委請西屋公司執行該廠之功率提升，西屋公司也初步作了規畫，其中西屋公司將負責核能蒸汽系統(NSSS)、電廠一般系統(BOP)、及汽機發電機的特別分析，並根據 NRC 審查導則 RIS 2002-03 來準備申請案之報告，同時會協助提供運轉規範修改、FSAR 修改、緊急操作程序書(EOP)修訂、及本案相關的工程報告。至於核三廠應做的準備則包括：電廠修改、

程序書更新、及向管制單位(原能會)提出申請。

## (2).西屋公司/AMAG UFM 之安裝經驗

美國西屋公司以及加拿大的 Advanced Measurement Analysis Group, AMAG 合作生產之 Crossflow, 係所謂交叉關連法超音波流量計原理, 利用與管路垂直的超音波發射及傳送器, 測量管路中兩個定點的渦流型態, 再經過換算成流速, 主要的設備是外夾式(strap on), 其工作原理及實體圖如附件九所示。根據西屋公司用戶部門經理 Augustine Cheung 的簡報, 該公司的 UFM 在安裝時必須考慮現場尺寸及流體狀況, 而管路中之流體型態和 Crossflow UFM 測量到流速間的關係, 有一條實驗式曲線(Co Curve), 這條曲線是以雷諾數(Reynolds Number)為變數的函數, 在實驗室中可以進行低雷諾數流體的量測及校正。當電廠安裝 Crossflow UFM 後, 必須再依據現場不同的組態及流體狀況(高雷諾數流體)之測量結果, 來校正這條曲線, 以做為個廠運轉使用。另外, Crossflow 的安裝位置也有所限制, 必須和專題報告中標準組態的某些要求相符合, 亦即事先必須評估並尋得適當的裝設的位置。另外由於此型的 UFM 曾經在美國的某些電廠中發現被雜訊干擾的情形, Cheung 也提及 AMAG 公司與賓州大學的實驗室合作, 發展出幾種可以測量出並矯正雜訊的誤信號, 以增加流速量測的正確性。

## (3).燃料相關議題

核三廠一號機週期 16 運轉於民國 94 年 12 月時, 經由爐內功率測量後, 確認發生軸向功率分布異常(AOA)事件, 因發生 AOA 之主要原因為爐內高功率燃料棒上半部表面累積爐垢及爐水中硼酸於爐垢內經高溫形成結晶, 因硼酸中 B-10 吸收中子而造成爐內軸向功率偏向爐心下半部, 故此現象又稱做 CIPS(Crud Induced Power Shift)。故就此問題

請教西屋公司相關人員因應之道。西屋公司人員介紹 AOA 發生的幾項因數，例如：程式模擬與電廠實際運轉上會有的差異、測量的不準度、燃料棒成分製造的問題、及水化學處理造成爐垢含量多寡等，也提及該公司處理 AOA 的導則，在不同程度的軸向功率偏離量時，有不同的處置方式，以往在台電公司及核三廠到原能會報告時，也提過這份規範，核三廠的狀況是落於最輕的 3%-4% 之間，原則上應該通知爐心設計廠家(西屋公司)進行初步評估、檢查可動爐內偵檢器(MIDS)不準度、及建立軸向通量差(AFD)趨勢分析，以評估軸向功率未來的變化趨勢。至於對核三廠的運轉影響方面，因為該廠是採用 RAOC(Relaxed Axial Offset Control)及功率因子  $F_{xy}$  之偵測試驗，按西屋的導則是不須採取任何的特別措施，僅需按現行運轉規範的規定即可。

西屋公司爐心設計部門之 Terry Signorella 及 Yixing Sung 等人，則從爐心再裝填設計的風險指標>Loading Pattern Risk Indicator)，檢討核三廠 1 號機週期 17 時，再度發生 AOA 的機率。此一指標為擷取爐心燃料棒中之蒸汽產生量，西屋公司以  $m\text{-dot-e}$  表示，根據其計算結果(詳如附件十)，核三廠 1 號機在週期 17 時，整體  $m\text{-dot-e}$  之數值與週期 16 相近，若選取最高的 30% 燃料棒  $m\text{-dot-e}$  之趨勢方面，在週期燃耗低於 8000 MWD/MT，週期 17 具有較大的  $m\text{-dot-e}$ ，在此之後則比週期 16 小，因此在其簡報結論中認為，核三廠 1 號機在週期 17 時會發生 AOA 的風險與週期 16 相當，且在 8000 MWD/MT 之後到週期末(約 15000 MWD/MT)，其風險相對降低。惟台電公司於民國 95 年 4 月 6 日到原能會的簡報，認為西屋公司  $m\text{-dot-e}$  的估算仍然十分粗略而誤差大，對於防範 AOA 之道，仍應朝加強水化學控制、降低尖峰功率因子等方式，評估可行的方案。

另兩項有關核燃料的議題，分別是西屋公司燃料績效分析模式 PAD

4.0 與因應台電公司壓水式機組新燃料標的燃料特徵，其中 PAD (Performance Analysis and Design Model)為燃料熱流與機械行為之分析工具，台電公司於民國 90 年向原能會提出使用申請，經過專案小組審查後，有條件同意該公司使用 PAD 4.0，被限制的部分係因審查委員認為當時有關燃料棒護套 ZIRLO 潛變率(creep rate)僅有低燃耗的實驗數據，對模式的驗證不宜直接引伸到高燃耗的區域，因而建議此部分的計算仍延用舊版(PAD 3.4)的公式。此外由於西屋公司在專題報告中提到數個計畫執行的實驗，因此在核准當時即要求台電公司未來仍應於取得完整的 ZIRLO 測試數據進行模式驗證，並經原能會審查通過後，才能直接使用 PAD4.0 中之 ZIRLO 潛變模式。此次訪問西屋公司時，該公司人員出示一份 2005 年 8 月至 NRC 的簡報資料，內容提及一項自 2002 年至 2008 年的測試計畫，目前編號 A1 的燃料束照射試驗已經完成，另有 A2-A5 仍在進行中，就 A1 測量燃料棒護套外徑照射成長的結果，西屋公司評估後認為其測量精準度相當不錯，且測量值與設計及預期的結果相當，同時也完成 NRC 發布 PAD 4.0 安全評估報告(SER)時，要求執行護套照射成長量及潛變率的量測並回報 NRC 的承諾。由於台電公司目前使用 PAD 4.0 仍有部分的限制，若能得到廠家的技術支持，提供相關的測試數據，並送原能會審查，若獲得核准方可完整地使用該燃料績效分析模式。最後在新燃料特徵的部分，據燃料部門主管 Leo Fanning 表示，由西屋公司燃料棒的績效和表現來看，已經是相當成熟穩健的技術，無需特別的改變，不過為了加強新燃料開始使用時抵擋因爐屑而造成的燃料磨損，故可以在燃料工廠加工時，即在燃料棒下部約數英吋的長度範圍先塗裝(coating)一層氧化膜，以增加其強度，這個方法也已經普遍使用在國外壓水式反應器爐心中。而在新燃料標時，西屋公司將根據 WCAP-12488-P-A 燃料設計準則評估程序 (Westinghouse Fuel

Criteria Evaluation Process, FCEP) 向 NRC 中所提出的 62,000 MWD/MT，做為其競標的項目之一。

## 2. 參訪美商 Caldon 公司

訪問美商 Caldon 公司位於匹茲堡的總部為本次公差的最後一站，由該公司的簡報內容得知，早期的產品也類似西屋公司的外包式 (external)，第一個裝置的電廠為西班牙的 Trillo-1 號機，後來才改為管路內置式 (in-pipe spool piece)，第一座以此型式的 LEFM Check UFM 做為 MUR 提升功率的電廠為 Comanche Peak，之後再由 4 支超音波傳送器改良為 8 支的 LEFM Check Plus 式的 UFM，並首次裝設於 Beaver Valley 2。除了應用於核能電廠外，近年來 Caldon 的 UFM 也開始在石油公司的油管中進行量測，並於 2005 年將 LEFM 280C 型的 UFM 裝設在 Alaska 的液態天然氣管，2006 年初 Caldon 被 Cooper Cameron 公司併購至旗下的 nuflo 測量部門，據本次接待的銷售經理 Ernie Hauser 表示，除了繼續在核能的應用之外，該公司的 UFM 未來將進一步進軍石油供應方面的相關量測。

至於在 LEFM Check Plus 的特徵上，其工作原理係所謂時差法超音波流量計原理，再加上多重傳送器的設計，使得此型式的 UFM 可以測得流體在管路的流速分布 (velocity profile)，而不僅是單一的平均速度，因此更能掌握流體的特性。本型儀器設備的另一項特色是每一批產品在送到各電廠使用之前，會先送到 Alden lab. 進行現場模擬試驗，在此階段將比照實際安裝在電廠位置的管路大小及佈置，做出一份符合個廠特性 (site specific) 的量測曲線，然後才將設備運送至現場裝置。根據 Hauser 表示，未來如果是由該公司承包 MUR 功率提升，在運送至電廠前的實驗室測量，歡迎相關人員前往查證，就如同 2006 年 1 月 NRC 資深視察

員 Warren Lyon 亦曾赴 Alden lab. 觀察 Seabrook 申請案的測試。最後 Hause 在總結的時候表示，經由過去的實績證明，目前這種管路內置式(in-pipe spool piece)UFM 都沒有發生過功率(over power)的情形，使用此型 UFM 而獲 NRC 核准的功率提升幅度可達 1.7%，因測量精準度並不會受量測位置不同的影響，故可以安裝在飼水管路的任何一段，因而在圍阻體外架設的可能性大增，可增加日後維修工作的彈性。

## 肆、心得與建議

- 一、 近年美國在政府能源政策的鼓勵下，核管會從事執照更新、功率提升、及新反應器執照審查的準備等三項重要的工作，工業界和電力公司亦積極配合申請辦理，已逐漸看到成效，經由核管會五位委員 (commissioner) 在管制資訊會議的專題演講及各項分組討論內容，充分體會到美國核能界經過長時間的努力和不斷地檢討之後，目前正呈現著迎接復甦的景象，頗值得缺乏天然資源的我國加以參考。
- 二、 美國核管會每年定期舉辦之管制資訊會議，向來是美國核管會藉以與核能相關單位意見交流與政策宣示之重要會議。會議之討論範圍涉及美國核管會之核能安全管制、管制政策及核能法規趨勢等議題，而且從管制者及工業界不同的觀點來討論，管制單位開放的態度，很值得我國學習。由於我國核能機組皆為美國廠家提供，管制法規和規範也多沿用美國管制單位，建議未來仍應持續派員參加此項會議，甚至應考慮以組團的方式，就不同專題分組參加研討並收集相關資訊。
- 三、 美國核管會下屬研究單位(RES)，在支援管制單位(NRR)審核執照、撰寫法規、執行視察及評估績效等工作上，著力甚多，國內核能研究所與 RES 的角色相近，但近年來在該所工作績效的考量下，比較偏重執行台電公司的計畫，相較之下，對原能會管制上的支援略顯薄弱，未來應該檢討如何加強對管制方面支援。
- 四、 美國核管會自 2000 年正式實施了反應器監管程序(ROP)，以有效利用管制資源，用客觀方法評估電廠的績效並公布予民眾、視察將著重在潛在風險較大的作業等，本方案實施迄今已超過六年，管制單位和電力公司也不斷地在檢討和改進執行的方式，如：將系統設計驗證改為設備設計基準視察、救援系統績效指標(MSPI)之重新定義

等，我國引用此一計畫而實施的核安管制紅綠燈制度，亦應隨時注意其發展而保持更新。美國管制單位與各電力公司之間在會議中開誠佈公討論的態度，也頗值得我們學習。

- 五、美國核管會對於一般性安全議題 GSI-191「碎屑積存對壓水式核能電廠 ECCS Sump 效能影響」，仍持續追蹤各電廠的辦理情形，工業界也積極回應並提出解決方案及規劃實驗驗證，我國台電公司目前也參考美國工業界的做法，規劃了核三廠的改善時程，原能會亦將追蹤其後續辦理狀況。
- 六、美國核管會近年來不遺餘力地推動風險告知績效基準之管制方式，並且以此觀念來修訂聯辦法規(如 10 CFR 50.48、50.46、50.69 等)，相關管制已廣泛應用於營運中檢測及測試、運轉規範修改、線上維修作業、和分級品保制度等方面。台電公司計劃於民國 96 年正式實施維護法規，未來亦打算全面申請線上維修的應用，原能會應積極蒐集相關資訊，並加強訓練相關審查與視察之人力與能力，以因應未來管制之需求。
- 七、美國核管會在反應器運轉執照更新方面可謂已建立一套完整且成功之管制程序，管制單位與工業界仍不斷由既有之經驗中學習並尋求精進，冀使相關工作更臻完備。台電公司目前正積極規劃核一廠的執照更新及老化管理等計畫，而原能會也已邀請 NRC 專家來台展開相關的審查訓練，以便未來審核工作的執行，建議持續吸取相關的經驗，為未來的申請案準備。
- 八、此次參訪美國核管會本部，就原能會關切之議題與該會技術幕僚進行討論，對雙方意見的交換及疑義的澄清頗有助益。建議未來持續本項工作，除可更深入瞭解美國核管會之運作情形，並增進人員交流，將有助於雙方之合作關係與我國核能管制工作之提昇。

## 附件名稱

- 附件一 管制資訊會議議程
- 附件二 美國核能電廠績效統計趨勢圖
- 附件三 美國核能電廠功率提升統計圖
- 附件四 美國能源部 2010 核能計畫執行現況
- 附件五 美國新建核能機組執照審核時程規劃
- 附件六 GSI-191 實驗範例及核能電廠換裝 Strainer 計畫時程
- 附件七 美國核能電廠運轉執照更新前後裝置容量差異評估
- 附件八 美國核管會 Risk-Informed Implementation Plan 第 2 章目錄
- 附件九 Crossflow UFM 工作原理及實體示意圖
- 附件十 核三廠核心設計 AOA 風險指標
- 附件十一 LEFM Check Plus UFM 工作原理及實體示意圖

## 2006 管制資訊會議議程

March 7, 2006

Morning session

- CONFERENCE OPENING AND WELCOME
- REGULATORY TREND

Afternoon session

- FUEL: Cladding Behavior for Regulatory Applications
- FIRE PROTECTION: Risk-Informed and Performance-Based
- LICENSING ISSUES: Power uprate, Information Marking, etc.
- LICENSE RENEWAL
- RULEMAKING
- SEVERE ACCIDENT RESEARCH
- NEW REACTOR LICENSING
- USE OF OPERATING EXPERIENCE
- ALLEGATIONS
- EMERGENCY PREPAREDNESS

March 8, 2006

Morning session

- RISK-INFORMATION REGULATORY STRUCTURE FOR FUTURE REACTORS
- GSI-191: PWR CONTAINMENT SUMP PERFORMANCE
- SAFETY CULTURE INITIATIVES AND IMPLICATION
- INTERNATIONAL PERSPECTIVES
- YACCA MOUNTAIN

Afternoon session

- ADVANCED REACTORS – GEN IV
- RISK-INFORMED ACTIVITIES
- REACTOR OVERSIGHT PROCESS (ROP)
- CURRENT SEISMIC ISSUE & ASSOCIATED RESEARCH
- SPENT FUEL MANAGEMENT
- MATERIALS DEGRADATION
- DIGITAL INSTRUMENTATION & CONTROL

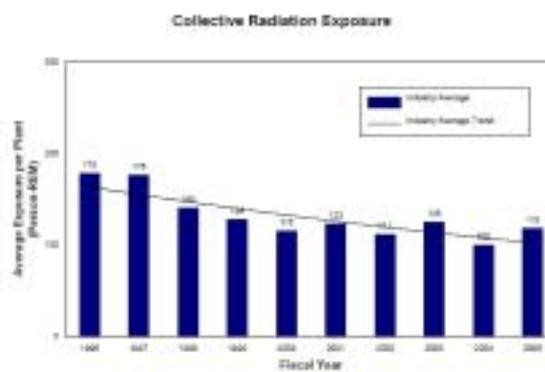
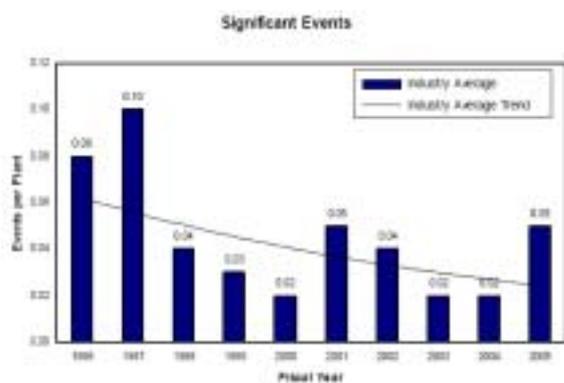
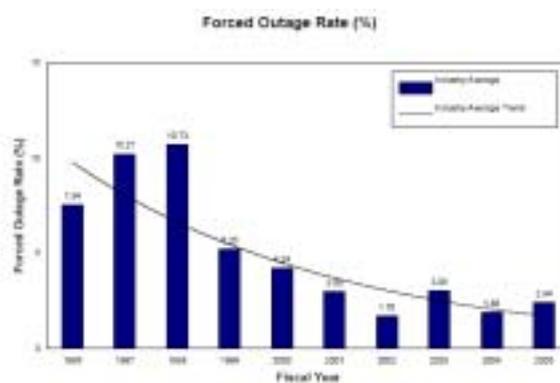
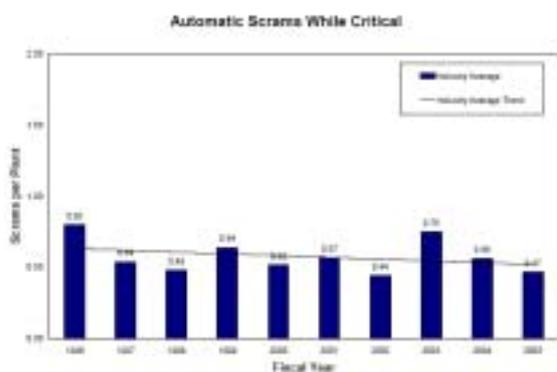
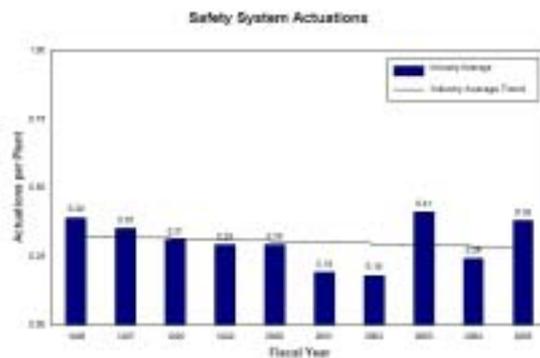
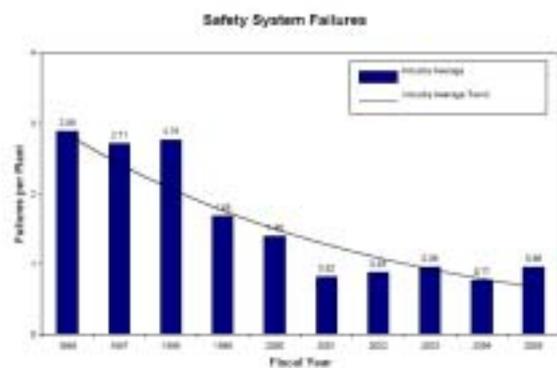
March 9, 2006

Morning session

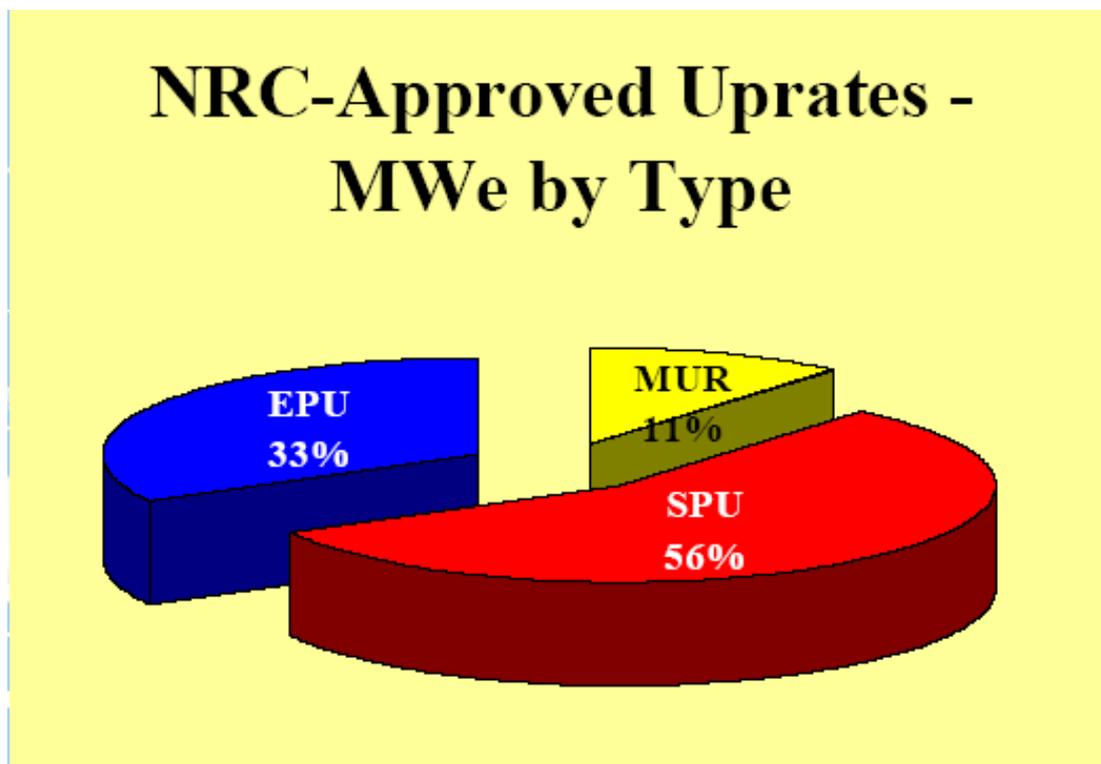
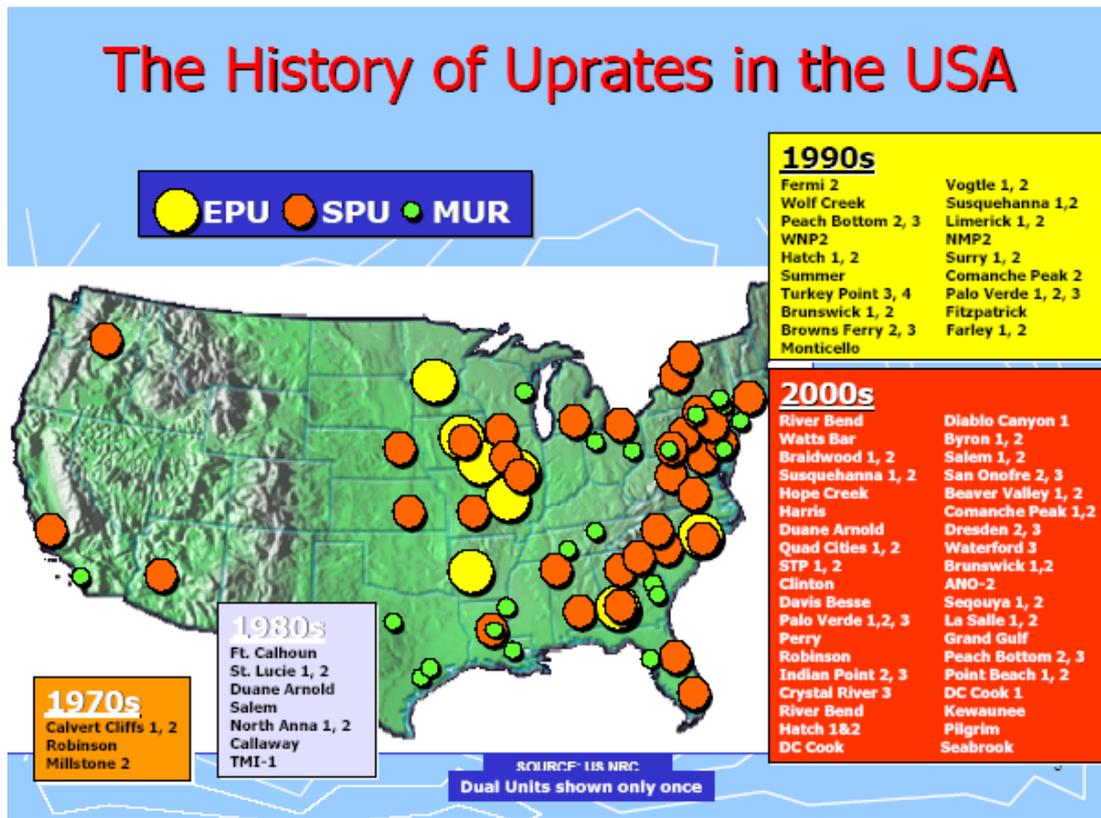
- ROP INSPECTION PROGRAM UPDATE
- CONSTRUCTION INSPECTION PROGRAM & INSPECTION, TEST, ANALYSES AND ACCEPTANCE CRITERIA (ITAAC)
- SECURITY
- PLENARY SESSION: PRESENTATION AND WRAP UP

Afternoon session

- REGIONAL BREAKOUT SESSION



美國核能電廠績效統計趨勢圖



美國核能電廠功率提升統計圖



**Nuclear Power 2010 ... Program Scope and Goal**

- ◆ Exploring sites for new nuclear plants
- ◆ Demonstrating key untested regulatory processes
  - Early Site Permit (ESP)
  - Combined Construction and Operating License (COL)
- ◆ Developing new light water reactor designs
  - Design Certification for new reactors
  - First-of-a-kind engineering for new standardized nuclear plant designs
- ◆ Developing concepts to mitigate financial risks

**Program Goal** *Pave the way for industry decisions to build new advanced light water reactor nuclear plants in the United States that will begin operation early in the next decade.*

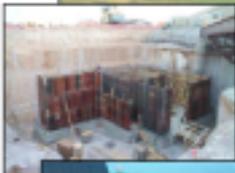




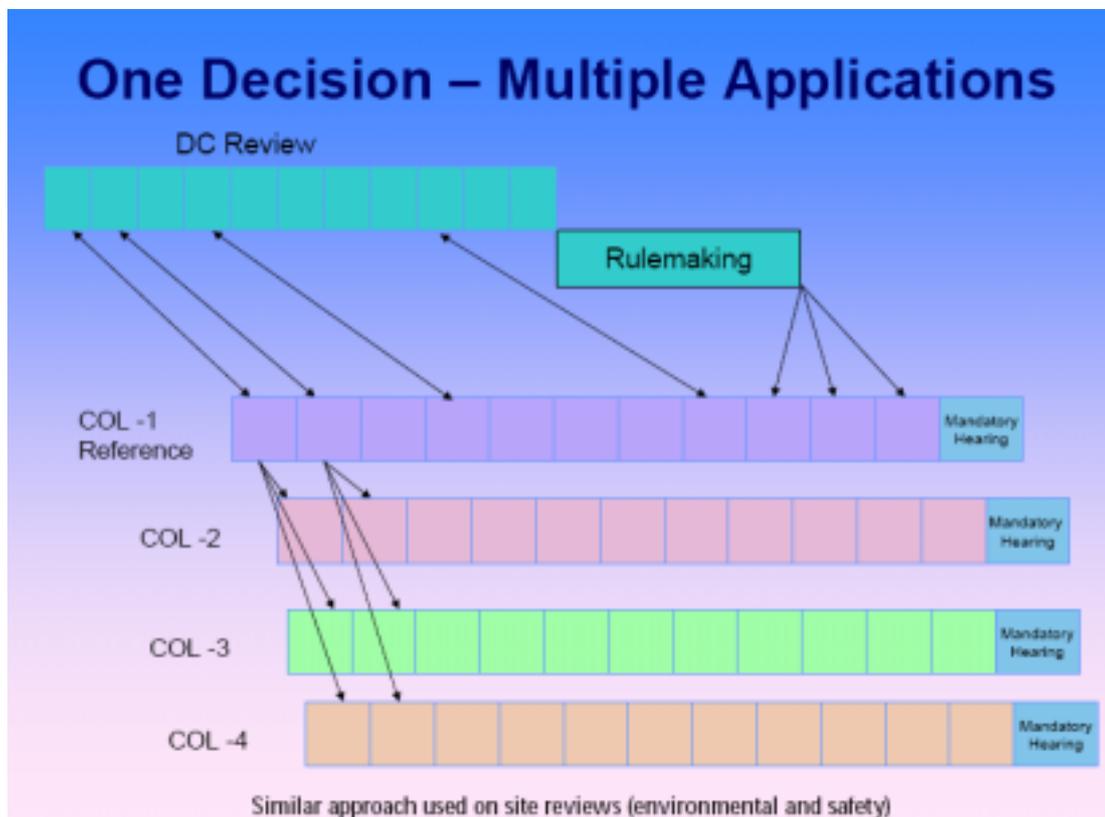
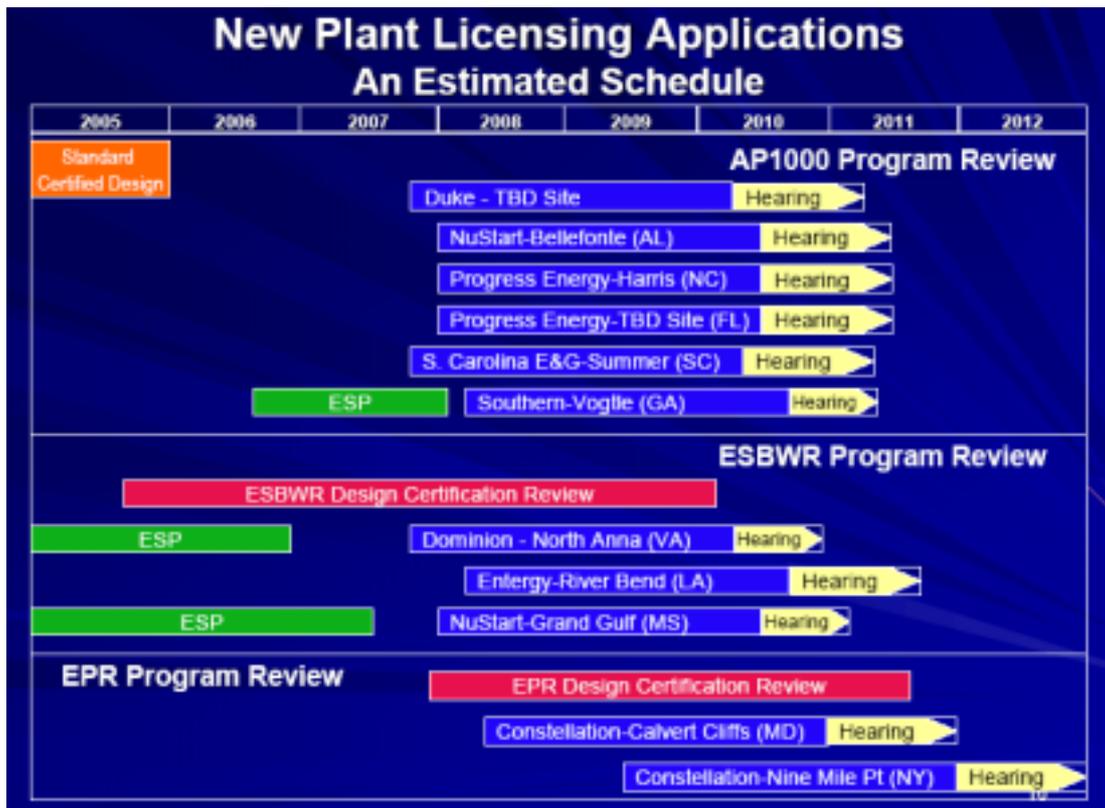
**Nuclear Power 2010 ... Current Program Activities**

**New Plant Licensing Demonstration Projects**

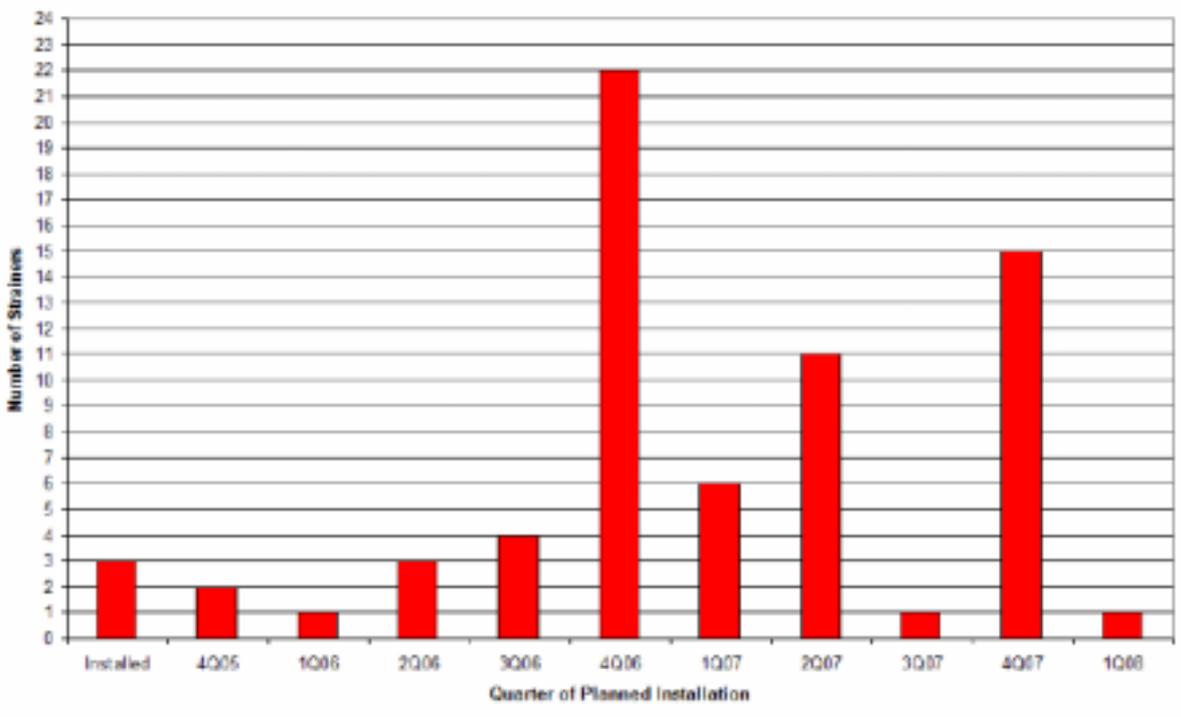
- ◆ **Dominion Energy - COL for ESBWR at North Anna Site**
  - COL Application preparation and NRC review
  - ESBWR design certification and first-of-a-kind engineering
  - Site deployment planning; financial, legal, and risk assessment
- ◆ **NuStart Energy LLC - COL for single site/technology yet to be selected**
  - Design certification and COL application development for two reactor technologies AP1000 (Bellefonte site) or ESBWR (Grand Gulf site)
  - Funding for one COL and completion of engineering for selected reactor technology


美國能源部 2010 核能計畫執行現況

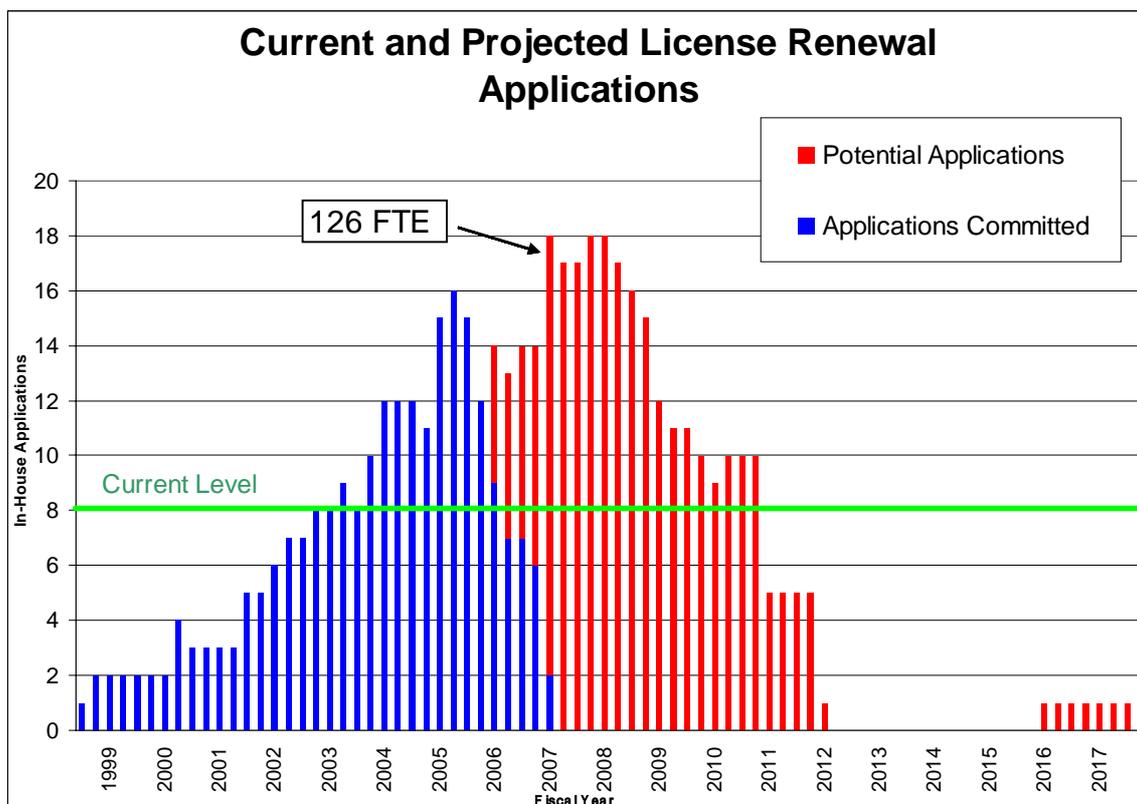
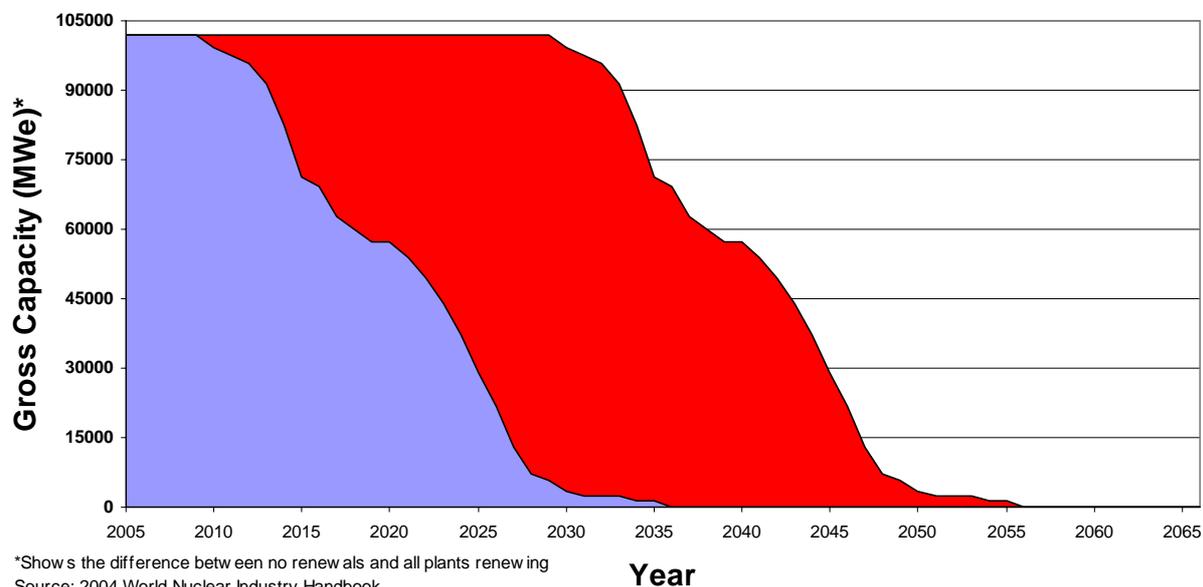


美國新建核能機組執照審核時程規劃



GSI-191 實驗範例及核能電廠換裝 Strainer 計畫時程

### License Renewal Impact on Nuclear Power



### 美國核能電廠運轉執照更新前後之裝置容量差異評估

美國核管會 Risk-Informed Implementation Plan 第 2 章目錄

CHAPTER 2 EFFECTIVENESS

**Goal: Ensure That NRC Actions Are Effective, Efficient, Realistic, and Timely**

**2.1. Introduction** ..... Chap. 2-1

**2.2 Effectiveness Strategies**..... Chap. 2-2

**2.3. Current Effectiveness Initiatives and Activities**.....Chap. 2-3

EF-1 Creating a risk-informed environment ..... Chap. 2-6

EF-2 Develop **standards and related guidance for appropriate PRA quality** and the application of risk-informed, performance-based regulation in conjunction with national standards committees and industry organizations ..... Chap. 2- 8

EF-3 Develop and maintain analytical tools for staff risk applications ..... Chap. 2-12

EF-4 Develop the technical basis to revise the PTS rule ..... Chap. 2-14

EF-5 Develop methods for assessing steam generator performance during severe accidents ..... Chap. 2-16

EF-6 Develop structure for new plant licensing (advanced reactor framework)..... Chap. 2-18

EF-7 Develop and apply methods for assessing fire safety in nuclear facilities..... Chap. 2-20

EF-8 Coherence program ..... Chap. 2-24

EF-9 Establish guidance for risk-informed regulation: development of human reliability analysis ..... Chap. 2-26

EF-10 PRA review of advanced reactor applications ..... Chap. 2-28

EF-11 Developing a framework for incorporating risk information in the NMSS regulatory process..... Chap. 2-30

EF-12 Develop risk guidelines for the materials and waste arenas ..... Chap. 2-32

EF-13 Systematic decision-making process development..... Chap. 2-34

EF-14 Probabilistic risk assessment of dry cask storage systems..... Chap. 2-38

EF-15 Interagency jurisdictional working group evaluation of the regulation of low-level source material or materials containing less than 0.05 percent by weight concentration uranium and/or thorium..... Chap. 2-40

EF-16 Multiphase review of the byproduct materials program (implementation of Phase I and Phase II recommendations) ..... Chap. 2-42

EF-17 Revise Part 36: Requirements for Panoramic Irradiators..... Chap. 2-46

EF-18 Develop an alternative risk-informed approach to special treatment requirements in Part 50 that would vary the treatment applied to structures, systems and components (SSC) on the basis of their safety significance using a risk-informed categorization method..... Chap. 2-48

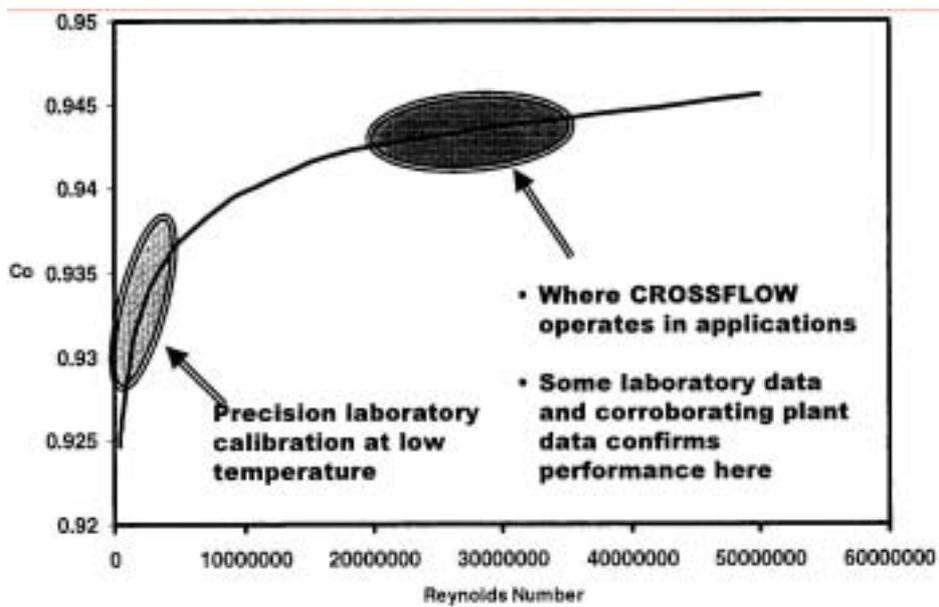
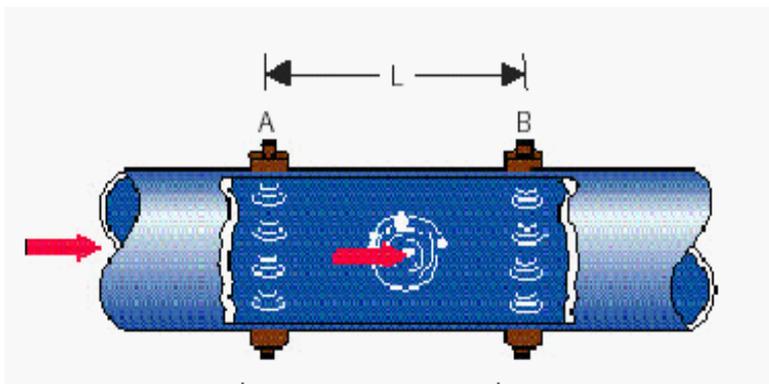
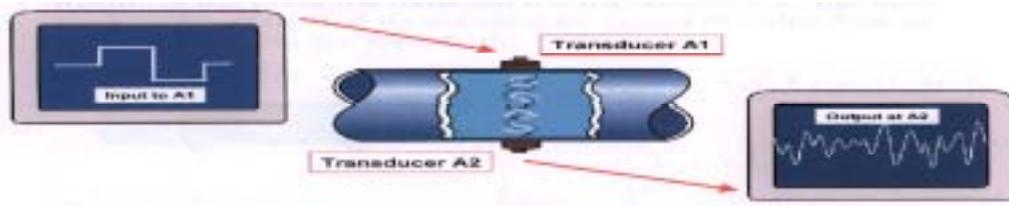
EF-19 Develop a plan for making a risk-informed performance-based revision to 10 CFR 50 (Part 50)..... Chap. 2-50

EF-20 Reactor Oversight Process (ROP) support..... Chap. 2-52

EF-21 SPAR Model Development Program ..... Chap. 2-54

EF-22 **Change technical requirements of 10 CFR 50.46** ..... Chap. 2-58

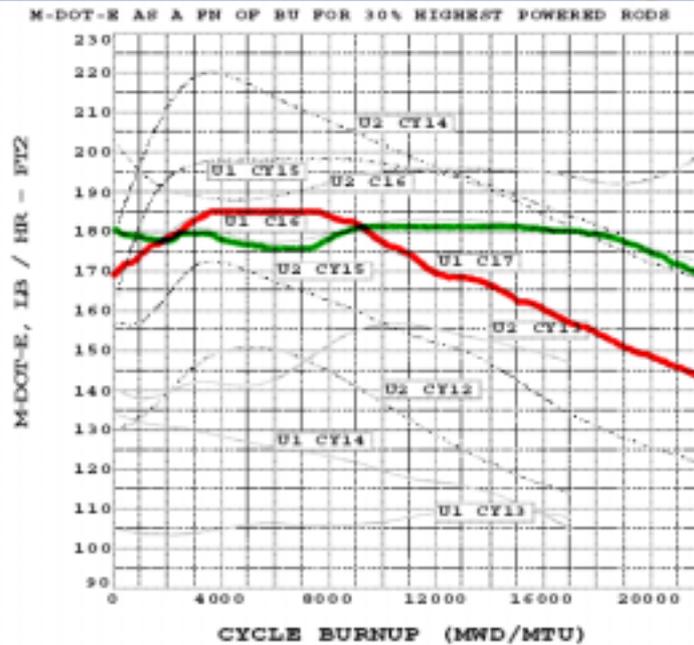
# 附件九



Crossflow UFM 工作原理及實體示意圖

# 附件十

## LP Risk Indicators – $m_e$ 30% Highest Rods



## LP Risk Indicators – Mass Evaporation

Unit/Cycle                       $m_e$  (lbm·hr<sup>-1</sup>·ft<sup>-2</sup>)

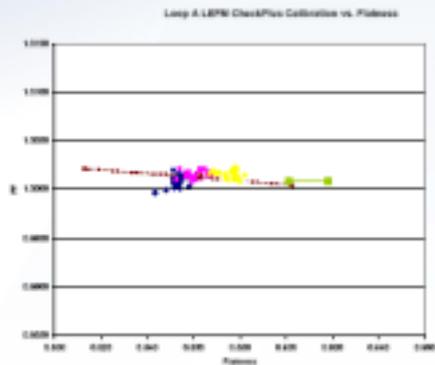
Unit 1 Cycle 17	495
Unit 2 Cycle 16	440
Unit 1 Cycle 16	497
Unit 2 Cycle 15	489
Unit 1 Cycle 15	429
Unit 2 Cycle 14	457
Unit 1 Cycle 14	474

核三廠核心設計 AOA 風險指標

附件十一

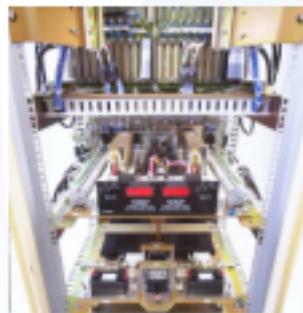
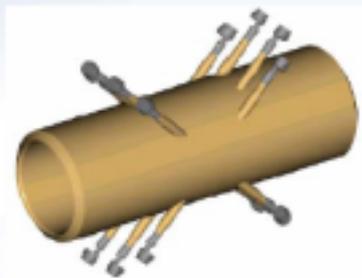
## The LEFM CheckPlus Advantage

- Issues identified:
  - Hydraulic Model Calibration – Each LEFM CheckPlus is calibrated over a wide range of hydraulic velocity profiles so its sensitivity is proven and quantified.



## The LEFM CheckPlus Advantage

- Complete system redundancy



LEFM Check Plus UFM 工作原理及實體示意圖