

行政院所屬各機關因公出國人員出國報告書  
(出國類別：研究)

核儀工程模擬器整合技術

服務機關：行政院原子能委員會核能研究所

出國人職稱：薦任副研究員

姓名：徐獻星

出國地點：美國賓州州立大學

出國期間：89年6月19日至89年12月19日

報告日期：90年6月19日

行政院研考會/省(市)研考會 編號欄

## 摘 要

本篇報告簡述本次專題研究內容及觀摩實習心得，包括美國賓州州立大學核工科系簡介、模擬器設計課程課程概要、Robust Control 論文研究心得、以及參與美國核能學會2000年年會及”Digital Instrumentation Upgrades”研討會心得與建議。

## 目 錄

<u>一、目的</u>	.....	1
<u>二、過程</u>	.....	2
<u>三、心得</u>	.....	3
<u>四、建議</u>	.....	31

## 一、目的

此次專題研究項目為原子能委員會核能研究所薦任副研究員徐獻星於美國賓州州立大學機械與核工研究所進行為期六個月之「核儀工程模擬器整合技術」。徐員除於美國賓州州立大學選修模擬器設計(Simulator Design)課程及在該校 Dr. Robert M. Edwards 教授指導下進行 Robust Control 論文研究外,並於 11 月 11 日至 17 日至華盛頓特區觀摩實習,參加美國核能學會(American Nuclear Society ) 2000 年年會及”ANS Professional Development Workshop – Digital Instrumentation Upgrades”研討會。

本篇報告簡述美國賓州州立大學核工科系、模擬器設計課程概要、Robust Control 論文研究心得、以及參與美國核能學會 2000 年年會及”Digital Instrumentation Upgrades”研討會心得與建議。

## 二、過程

此次專題研究為期六個月，行程如下：

89.06.19：由桃園啟程飛往美國。

89.06.20：抵達美國賓州州立大學所在地賓州大學城市 (State College)。

89.06.21：拜訪該校機械與核工研究所，開始在 Dr. Robert M. Edwards 指導下進行論文研究。

89.08.23：秋季班開始，選修模擬器設計(三學分)課程。

89.11.11：啟程往華盛頓特區觀摩實習，參加美國核能學會 (American Nuclear Society)2000 年年會。

89.11.17：返程回賓州大學城市。

89.12.16：秋季班結束。

89.12.17~89.12.19：回程，由紐約市飛回桃園。

### 三、心得

此次專題研究除於美國賓州州立大學核工研究所選修模擬器設計(Simulator Design)課程及在該校 Dr. Robert M. Edwards 教授指導下進行 Robust Control 論文研究外，並於 11 月 11 日至 17 日至華盛頓特區觀摩實習，參加美國核能學會(American Nuclear Society ) 2000 年年會及”ANS Professional Development Workshop – Digital Instrumentation Upgrades”研討會。本篇報告將以上述相關議題為主幹，綜合討論各項見聞及心得。

#### 1. 美國賓州州立大學核工研究所

美國賓州州立大學核工科系(Nuclear Engineering Program)附屬於該校機械與核工學系(Department of Mechanical and Nuclear Engineering)，約有 38 名學士，19 名碩士，與 33 名博士學生。該科系於最新之 U.S. News and World Report 排名中名列第五，該科系係於 1998 年與機械系合併為現今之機械與核工學系，使得該學系學生能以額外之一學期努力而取得機械與核工雙學士學位。

美國賓州州立大學核工科系課程安排著重於與核能發電相關領域，包括熱流學，熱工設計，核能電廠模擬，和反應器儀器與控制，燃料營運，核能材料，以及中子傳導定律等。另外，該科系亦提供輻射監測以及輻射安全等課程。相關實驗課程包括反應器物理，反應爐操作，與熱流學實驗等。

此次專題研究係在該科系 Dr. Robert M. Edwards 教授指導下進行。Edwards 教授主要教學專長為反應器實驗，反應器控制，以及電廠動態模擬與控制。其研究方向為最佳化控制(Optimal Control)，強韌控制(Robust Control)，以及智慧型控制，包括模糊邏輯(Fuzzy Logic)，類神經網路(Neural Network)，以及可規劃式控制技術(Reconfigurable Control

Technique)。在其研究領域下，該校研究用反應器(Penn State Breazeale Reactor)被廣泛使用於反應器控制理論與數位化科技驗證。

為了上述學術研究目的，該反應器在數年前更新為先進式數位儀控系統，因此可利用此反應器進行多項智慧型控制實驗研究，其數位式儀控系統設計及其功率控制系統實驗與模擬經驗極具參考價值。

該反應器最初建於 1955 年，於 1965 年安裝為 General Atomic (GA) TRIGA Mark III，將原有 HEU (Heavy Enriched Uranium, 93%) 燃料更改為 LEU (Low Enriched Uranium, 20%) 燃料，額定功率調升為 1MW，並加入 2000MW 脈衝能力。該反應器為一水池式反應器，爐心本體為六角形。

該反應器於 1991 年將原有類比式控制台更新為數位式控制台，該數位式控制台在安全相關部份仍以類比線路直接接線方式處理，但在所有非安全相關功能則應用當時最先進之電腦科技處理，以達到改善可靠度並增進系統更新彈性之目的。另外，該數位式控制台並加入電腦監控螢幕人機界面及外界數據傳輸隔離裝置，以方便實驗進行及教學目的。

該反應器儀控系統主要包含兩套系統，一套為 Reactor Safety System (RSS)，主要提供反應爐急停及安全相關互鎖邏輯，由類比設備及直接接線所組成；另一套為 Protection, Control, and Monitoring System (PCMS)，完全由當時最先進之電腦設備及數位技術所組成。

在 PCMS 中包含數位控制電腦 X (DCC-X) 及數位監視電腦 Z (DCC-Z)，所有非安全相關功能皆由 DCC-X 執行，DCC-Z 則僅具有監視功能，提供數據擷取、顯示、及數據網路通訊服務。DCC-X 至 DCC-Z 之界面為單向隔離式設計，DCC-Z 並不用於反應爐運轉，本身也不會影響反應爐運轉。

在此反應器設施上及該電腦化數位監控系統，賓州州立大學核工系師生利用其數位監控系統之電腦化優勢，並加入一根專供功率控制實驗之輔助控制棒 (Secondary Control Rod, SCR)，以進行多項智慧型核反應器控制理論驗證及實驗，共計有進步型直接控制、核反應器模擬模式驗證、多參數控制、及混合式模擬能力之建立等等研究，成果相當豐碩。

## 2. 課程與論文研究心得

此次專題研究於在美國賓州州立大學核工研究所 Edwards 教授指導下修讀模擬器設計 (Simulator Design) 課程並進行 Robust Control 論文研究外，心得簡述如下：

### 2.1. 模擬器設計課程

模擬器設計課程主要學習如何利用 Modular Modeling System (MMS) 模組化程式組合而成一個整廠系統模擬模式。下面就依據核電廠主要系統，概述 MMS 模式建立：

#### 2.1.1 反應爐模式建立

以沸水式反應器為例，用以執行反應器模式化之 MMS 模組程式為 BWRX 爐心模式，主要是由五個相互關聯的組件模式所組成，簡述如下：

- 中子通量模式：係根據各種反應度 (Reactivity) 輸入，以計算中子通量與熱產生率的暫態變化。在 BWRX 中，反應器爐心中子物理模式係採用 Prompt Jump 近似法之單點中子動態方程式，而整體反應度則由燃料溫度、緩速劑汽水混合密度、緩速劑液體溫度、燃耗反應度、以及控制棒反應度組合而成。
- 燃料棒溫度模式：燃料棒溫度模式 (Fuel Rod



Temperature Model)係利用熱產生率以計算燃料護套溫度及傳至冷卻劑之熱傳量。反應器爐心模式使用燃料棒溫度之簡化動態模式去計算介於爐心中子通量及爐心熱通量之暫態關係。相關的參數為中子通量，空泡比率及燃料溫度。在建立燃料溫度模式時可採用 1 至 4 個徑向燃料溫度節點，外加一個護套溫度節點。而護套溫度則假設為燃料及冷卻劑達到平衡狀態。

- 管流模式：管流模式(Channel Flow Model)：係根據燃料棒傳至冷卻劑之熱傳量以計算冷卻劑之熱流行為與空泡分率。以再循環系統模式計算出之流量及燃料熱傳模式計算出之熱通量當做輸入。在進行管流模式計算與空泡係數之軸向相關性分析時，最多可將爐心分為四個象限，而流入每一爐心象限的流量則可由總再循環流量得到。在進行流道計算時，係將汽水混合熱焓視為狀態變數。此種近似方式允許在解單相及雙相節點時使用一組守恆方程式。另外，雙相流模組之計算則利用汽水混合熱焓、液體熱焓、流體乾度、空泡比率、沿著流道的質量通量等變數對汽水混合熱焓相關之狀態方程式積分。
- 反應爐槽模式：反應爐槽模式(Reactor Vessel Model)：它包括下列計算：(a)根據雙相流質量與能量的平衡方程式，以決定蒸汽圓頂之壓力反應；(b)根據爐心上部空間的質量、能量與動量方程式，以決定爐心壓力；(c)進行雙相流質量與能量的平衡計算，以決定降流區的水位與熱焓，以及爐心下部空間的熱焓。反應器槽內之壓力計算模式位於包括兩個控制體積(Control Volume)的壓

力狀態。第一個區域包含爐心上室及汽水分離器空間，第二個區域包含蒸汽圓頂及降流區空間。第一個區域之壓力值定義位於爐心及爐心上室區域的液態及氣態性質。而蒸汽圓頂之壓力值則定義蒸汽圓頂、降流區、爐心下室的系統性質。依據特定控制體積內的質量及能量平衡，可得到壓力變化率的方程式，進而積分可得壓力值。這些變化率方程式可由一個包含平衡狀態下的雙相汽水混合物之控制體積內的能量及質量守恆方程式推導而得。

- 再循環迴路模式：再循環迴路模式(Recirculation Loop Model)：係根據迴路動量方程式以計算在爐槽與噴射泵迴路內各點之流量與熱焓。此模式亦包括了再循環泵之泵速與水頭之暫態計算。此模式主要係計算一次側系統之流量與壓力降，並將主要流量分為兩個封閉迴路。在進行模式化時可總括成單一再循環迴路，或分成兩個單獨的再循環迴路。

### 2.1.2 汽機與電廠平衡模式建立

汽機與電廠平衡(BOP)系統模式主要是由四個相互關聯的組件模式所組成，包括：(1)高/低壓汽機模式；(2)飼水加熱器模式；(3)主冷凝器模式；(4)飼水泵模式；(5)蒸汽管路模式等。這些組件模式內容可簡述如下：

- 高/低壓汽機模式：高/低壓汽機模式主要在計算有多少動力可轉換至發電機以及汽機出口及抽汽端之蒸汽熱焓大小。
- 飼水加熱器模式：飼水加熱器模式基本上乃一洩水冷卻器(Drain Cooler)與主熱交換器(Main Heat Exchanger)之結合。
- 主冷凝器模式：主冷凝器模式主要係計算主冷凝器

的真空壓力及主冷凝器內水位的變化。此模組模式中主要定義主冷凝器真空壓力及混合熱焓兩個變數作為熱力學狀態變數。

- 飼水泵模式：以一般核電廠利用定速運轉之飼水泵設計為例，飼水控制閥置於飼水泵之出口，藉著控制飼水控制閥開度大小來調整飼水流量。飼水泵模式共包含了飼水泵 (Feedwater Pump) 與冷凝泵 (Condensate Pump) 二個部份。飼水泵與冷凝泵皆由個別的定速運轉之電動馬達所推動，在飼水管路上形成壓力差，致使飼水流入反應器壓力槽 (RPV)。調整飼水管路上之控制閥開度可改變管路之流阻藉以調整飼水流量。
- 蒸汽管路模式：蒸汽管路模式主要係計算蒸汽管路上各個節點的動態現象，模擬暫態發生時由壓力波造成的壓力及流量振盪。一般蒸汽管路模式包括四條主蒸汽管、蒸汽集管 (Steam Header)、三組旁通閥、四組壓力控制閥、以及安全釋壓閥。

### 2.1.3 控制系統模式建立

一般沸水式反應器 (BWR) 核能電廠，其熱功設計方式是由反應器產生蒸汽後直接送給汽機做功發電，做完功之後的次冷水，經由冷凝水及飼水系統的加熱後，再送回反應器，為一種直接循環式反應器系統。在其主要控制系統部份，因反應器有三個重要的量測訊號，即蒸汽圓頂壓力 (Dome Pressure)，窄幅水位 (Narrow Range Water Level) 及再循環流量 (Recirculation Flow)，所以 BWR 反應器有下列控制系統：

- 壓力控制：利用主汽機 DEH 控制系統之壓力控制器以調節主蒸汽管路上控制閥與旁通閥之開度，俾能控制及維持反應器壓力之穩定。BWR 反應器的蒸

汽流量，亦隨其負載與壓力的狀況而改變，其壓力控制之目的主要是提供在電廠全程功率運轉範圍內具有穩定且滿意的系統動態反應特性，特別是對於某些預期的暫態干擾狀況下，例如：汽機旁通閥測試，功率運轉操作 (Power Maneuvering) 等，使電廠能夠維持穩定運轉而不致造成跳機事件。而在電廠正常運轉暫態期間，系統壓力、中子通量及反應器水位的動態反應必須維持在相對跳機設定點一合理的餘裕之內。另外，蒸汽流量與壓力的週期性振盪 (Limit Cycle) 現象亦必須很小以防止汽機的各類閥及其他設備承受過多的循環性負荷。總之，BWR 反應器爐心動態、壓力動態、蒸汽管路動態、汽機動態及旁通閥動態等均會影響及衝擊壓力控制系統的效能。

- 水位控制：利用飼水控制系統之一元(僅水位訊號)或三元(包含水位、蒸汽流量、飼水流量訊號)控制模式，以調節飼水控制閥之開度及飼水流量，俾使反應器水位維持在設定的範圍內，確保反應器之安全運轉。BWR 反應器的飼水流量，隨其負載與水位的狀況而改變，其控制目的主要是在維持反應器水位於設定範圍內。反應器最佳水位的設定一方面是維持爐心在預期的各種運轉情況下，恒有爐水覆蓋，另一方面使蒸汽分離器 (Steam Separator) 保持適當浸水深度，有效地發揮其汽水分離功能，並考慮再循環水泵跳脫時之爐水膨脹 (Swell) 與反應器急停時之爐水收縮 (Shrink)，防止騰帶 (Carry-Over) 與潛挾 (Carry-Under) 現象發生，但泵送飼水的飼水泵

為定速離心泵，無直接調節飼水流量之功能，故使用飼水控制閥做為飼水流量的主要控制裝置。

- 功率控制：主要利用再循環水流控制系統，藉改變再循環水泵之轉速，以調節再循環水流量，以及藉控制棒的抽出或插入以控制反應器之出力等方式進行

## 2.2 Robust Control 論文研究心得

Robust Control 為現今最熱門之控制系統設計方法之一，該方法能保證於宣告之誤差範圍內達到穩定與有效控制。因為核能電廠係由一大群組件與設備組合而成以達到轉化核反應能量並需確保所有運轉要求皆能被滿足。因這些設備數量相當多且操作複雜，電廠運轉員在操作時所需監看及控制的功能相當多，為減輕運轉員之負擔，運轉員負荷量經分析，其結果建議核電廠應加強其自動化控制，特別是在控制棒操作及機組跳機後之系統操作。其目的在使電廠能自動由互鎖邏輯與控制程序所控制，使運轉員能專注於反應爐安全相關參數變化之監視。為使電廠運轉員明瞭自動控制程序，智慧型人機介面系統也逐漸被重視，使運轉員能由自動控制轉換手動控制時簡單地診斷電廠狀況。

當電廠自動化需求及數位系統成熟度逐漸升高後，電廠儀器與控制系統開始採用全廠化數位設備與網路架構，因此，數位控制邏輯逐漸加強整廠運轉之穩定度與效能。事實證明，經由預先設定之控制棒抽插順序，進步型沸水式反應器(Advanced Boiling Water Reactor, ABWR)之啟爐所需時間已能由原先 BWR6 反應器之 48 小時縮短至 25 小時。

再者，先前之核反應器飼水系統三元控制設計不能有效地處理水位暫態，有時候並造成反應器跳機。美國 Browns

Ferry 核電廠曾將原有之類比飼水控制系統更新為分散式數位控制系統，成功地增進其可靠度。該更新系統係採用以 UNIX 作業系統為基礎並具備容錯功能之 Foxboro 公司智慧型自動化設備(Intelligent Automation, I/A)。利用數位控制邏輯以改善反應器水位控制性能之進步型數位式飼水控制系統(ADFCS)已逐漸成為現今飼水控制系統更新之標準。

核反應器要求在各種功率下皆能穩定操控，但當反應器狀態隨功率變化而改變，核反應器即成為一隨時間變化之系統(time-varying system)，因此，在運轉條件突然變化時，傳統線性非隨時間改變(LTI)控制器無法保證於所有功率範圍皆能保持穩定性。而數位控制邏輯允許工程師設計一個於預先決定之運轉範圍(或最大擾動情況)下皆具穩定度之控制器。Bendotti 及 Bodenheimer 曾利用運轉功率當作其隨動參數於壓水式反應器(Pressurized Water Reactor)成功地設計一參數隨動(Parameter-dependent)控制器，在 50% 到 100% 功率範圍內達到需求之運轉效能。相較於增益隨調(gain-scheduled)控制器，雖然參數隨動控制器可能無法達到與增益隨調控制器同樣之效能，但該型控制器可保證(guarantee)其穩定度。

在處理類似核能電廠般之複雜系統時，除上述隨動參數外，不完整之電廠狀態、參數不準度、以及非線性電廠行為等皆影響控制器之性能。在面對不準度時，控制器穩定度之保證可定義為強韌度(robustness)。在動態系統中，強韌度可視為對系統動態從正常值飄移出時之忍受度。

不確定度依調變控制方法(adaptive control approach)，可被視為一內含未知變數之單一線性系統，如以強韌控制方法(robust control approach)，則可被視為一與擾動相關之線性系統家族。可靠度之保證可利用數種技術達到，譬如利用  $H_{\infty}$  計算方式之強韌控制設計(robust controller design)。強韌

控制設計之目的為在有擾動情況下維持強韌穩定度(robust stability)與強韌效能(robust performance)以達到回饋控制系統必須維持穩定與滿足一定運轉效能之需求。不同於針對系統不確定度即時變更其增益值之調適控制器，強韌控制器係採用固定增益值。不準度鑑別與  $H_\infty$  控制可被統合而成一即時不準度調適鑑別方法，在誤差逐漸變大時，利用即時估算之不準度於線上設計新的  $H_\infty$  控制器。另外，複雜之系統控制程序可被進一步區分為數個操作模式(或操作範圍)以達到一高度自主之控制架構。利用該方法，每一個操作模式內之系統參數皆能維持一定之不準度，因此對應每個操作模式都能針對其不準度設計其強韌控制器，使具有最佳之穩定度與效能。

除上述單一輸出入系統外，強韌控制器也可應用於多重輸出入系統上。 $H_\infty$ 、 $H_2$ 、以及  $\mu$ -synthesis 方法曾被應用於一大型燃煤電廠上以設計其雙重輸出入強韌控制器。該控制系統之輸入訊號為燃燒速率與汽機控制閥開度而其輸出訊號為節流閥壓力與功率輸出。

雖然強韌控制器可保證穩定度，但因其太保守，有其效能不佳之先天弱點，但在某些重要運轉情況下，系統仍須要求一定程度之操作效能，在此情況下，前饋控制(feedforward control)可與強韌控制搭配，用以提高控制器之效能。在控制系統設計上，回饋控制(feedback control)扮演重要之擾動抑制功能，而前饋控制則提供預期之需求追隨能力。舉例而言，漸進式需求追隨控制通常都需要應用前饋控制設計。在核能電廠之功率運轉上，前饋控制也可提供負載追隨能力。一種結合回饋及前饋控制(feedforward/feedback structure)技術之控制器可提供所需之功率運轉要求。現今該種方法已被視為一種可行之控制架構以增進核能反應器之穩定度及效能。世界各國皆有學者致力於該型控制器之研發。

### 3. 參加美國核能學會 2000 年年會觀摩實習心得

此次美國核能學會 2000 年年會除例行年會外並包含其他主題,如第三屆國際核能儀控及人機界面技術(NPIC&HMIT)研討會等。該研討會每四年由美國 ANS 主辦,為國際核能儀控界四年一度最大的研討會,今年共計有 23 項 I&C 專題約 200 篇論文。就所收集與研討會交談資料分述心得如下:

#### 3.1 美國 NRC 數位儀控系統之研究計畫

美國核管會(Nuclear Regulatory Commission)曾對數位儀控系統之管制作業情形作一廣泛的評估,在評估報告中建議應針對數位儀控相關之議題提出特別研究計畫以改進數位儀控系統管制作業的績效與效率(Effectiveness and Efficiency)。針對此項建議,核管會所屬之管制研究處(Regulation Research Division)乃就數位儀控管制業務未來需求,擬定了一系列的研究項目。其中主要目的就是希望加快對新科技項目制定管制法令的速度及提升管制工作的品質與效率。

該項計畫的目標分為短期(Short term)及長期(Long term)兩大類:

##### 短期目標為

- 發展數位儀控系統審查方法(Methods)及審查工具(Tools)以提升審查效率
- 增進審查程序的可預測性(Predictability)
- 增進電廠安全
- 降低不必要之審查工作負荷

##### 長期目標為

- 建立對數位儀控系統故障特性與故障機率的分析能力



- 將數位儀控系統管制納入「風險為基礎」之管制架構
- 建立必要能力以縮短對新科技項目制定管制法規所需時間，包括數位技術之系統層次效應、軟體品質研究、數位儀控風險評估研究、以及新儀控技術與應用之研究四項工作：

### 3.2 美國 DOE 之核能研究方案

雖然美國已經很久沒有新建核電廠的訂單，DOE 之 NERI(Nuclear Energy Research Initiative, NERI)仍支持許多核能相關先進技術研究，在此次會議中，美國能源會有關核設施儀控方面之研究報告有核反應器自動控制 控制系統自動設計、感測器偵錯與隔離、下一代核電廠之線上自我診斷、智慧型設備與系統之開發、遙控儀器等。

### 3.3 商業級數位儀控零組件之檢証

美國 EPRI 目前正在進行商業級數位儀控零組件用於安全系統之一般性檢証工作。雖然美國 EPRI 於 1996 年即出版 EPRI TR-106439 報告，說明商業級數位儀控零組件用於安全系統之評估和允收導則，但是在執行上仍然有許多困擾，在申照上還有不確定性，以至於核電廠仍不敢使用商業級數位儀控零組件於安全系統。為解決核電廠之困擾，美國 EPRI 目前正在進行商業級數位儀控零組件用於安全系統之一般性檢証工作。在實務上確定各項檢証工作如何進行，這些檢証工作包括分析失效模式、使用紀錄、設計程序、軟體開發、製程管制、型態管理、地震測試、電磁相容性測試等。

### 3.4 美國橡樹嶺國家實驗室研究現況

ORNL 之儀控部門一向表現突出，是此次會議的主要承辦單位。經私下了解，此部門目前約有 120 位研究人員，其預算主要還是來自政府機構，其中來自能源會者約佔 70%。

主要研發工作分成三個領域：科學研究、工業應用、以及國防工作，為因應研發環境之變遷，近年來積極訓練員工轉從事功能性基因探討之研發。

### 3.5 人因工程的研發與應用

人因工程在美國三哩島事件後被廣泛應用於核能電廠主控室設計，近來並被引用至教育，分述如下：

人因工程在主控室的應用 - 人因工程技術在工業界已有二十多年歷史基礎。三哩島事件後，美國 NRC 著手制定規範，於 1996 年完成 NUREG-0700, Rev.1 “Human-System Interface Design Review Guideline”，及 NUREG-0711, “Human Factors Engineering Review Model”、NUREG-0800 “The Standard Review Plan Chap 18, Rev.1 Human Factor Engineering”法規，主要目標在確保運轉安全，提昇運轉的績效，減低人為的失誤。近年來，在電腦科技的助展之下，工業界均因應 NRC 的要求，積極推展人因工程在主控室的應用。本次議程中法國 Framatome N4 核電廠、西門子、西屋在烏克蘭的 SPDS、日本 Nuclear Power Engineering Corporation 的 Simulation- Based Evaluation System 及原子能研究所在核電廠的 Ecological Interface design、韓國(Korea Atomic Energy Research Institute)的 Alarm & Diagnosis Integrated Operator Support System 及 Korea Next Generation Reactor 的主控室顯示系統、西班牙 Tecnatom 在 Beznau 核電廠主控室的 Alarm System、匈牙利原子能研究所在核電廠的安全顯示系統、美國 NERI 發展 “SMART-NPP”等。不但在主控室發展人因工程，在各種設施的運轉操作界面上亦考量人因工程的應用。例如：日本 K6/K7 的主控室人因工程設計，目前已正式運轉兩年，使用良好，評估運轉人員負荷減低 25%，人為失誤減少 25%；西屋在美國國防部廢料處理設施(Defense Waste Processing Facility)亦應用人因工程的

評估方法。同時在本次議程中，人因工程技術亦應用於太空與飛機的航行安全、駕駛員負荷與失誤分析。說明一點，人因工程的規範可執行，技術亦已成熟。工業界與核能電廠也認同人因工程設計的成效。亦使人因系統界面（人機界面加上人因工程的技術）在我國各界將廣泛的更受重視。

人因工程在教育的應用 - 主因為核能工程計畫縮減，核工人才短缺，加入核能工業的動機變低。本項計畫旨在找回失落的人力資源，此為工業界的 TQM (Total Quality Management)活動之一。利用核電廠提供知識資訊、經驗回饋，與人因工程功能和作業的分析技術。對於工程教育而言，此人為互動的系統包括教職員、學生、教育環境(含設備、教室、教具、圖書館)等。主要目標為藉著人因工程系統化結構的分析法則，將此互動的系統細分在各層級的作業中，予以教導及賦予學生們進入工業界所要學的知識與技能。以下為人因工程技術應用：

- 系統功能分析的應用 - 決定那種作業是人應當學習的？那些又應當由設備執行的？這點很重要應認真考量，可實際縮短工業技術發展與學術界的距離。
- 功能配置的應用 - 依其學習目標應配置那些教具，配合學生的負荷，協助學生達到學習的目的，以增加其學習效果。
- 作業分析的應用 - 核能工程大部份時間在尋找問題或事件的癥結，且嘗試從錯誤中學習。相反地，學校卻集中精神教導人，什麼是成功。因此透過作業分析的應用，可使學生在學習中獲益。例如三哩島事件，能夠知道為什麼某些學生在工程科系中學習失敗或挫折，進而獲得改善。在作業分析所產生許多不同視覺圖表例如作業活動圖、流程分析圖等，

可幫助學生在學習的過程中，針對某些特定的問題掌握住觀念。

- PRA 應用 - 運用 Probabilistic Risk Analysis (PRA)的理論，幫助教學者充分瞭解學生在學習中的困難之處，藉以指導他走向成功之途。
- 行為模式的改善 - 人為失誤事件最大的因素是人，而人的行為模式是重要關鍵，嚴重影響其認知的情境，極容易導致錯誤的結果，尤其在情緒壓力下更甚。而行為模式可由學習模式改善，經研究發現基本成功的學習模式有四種，是由視覺(記憶)到聽覺(記憶)、聽覺(記憶)到視覺(記憶)、視覺(記憶)到運動知覺、運動知覺到視覺(記憶)。人因工程專家設計符合人因生態的教學環境幫助人學習，進而改善其行為，有效地遏止人為失誤的發生，提昇績效。

### 3.6 核電廠儀控設備電磁相容技術

美國在近二十年之努力下，自 1983 年由美國 NRC 委託 Lawrence Livermore National Laboratory 主要發表之 USNRC NUREG/CR-3270 “Investigation of EMI Levels in Commercial Nuclear Power Plants” 迄 2000.1 由 Oak Ridge National Laboratory 協助完成之 USNRC Regulatory Guide 1.180，“Guidelines for Evaluating EM & RFI in Safety-Related Instrumentation and Control Systems”涉及安全相關(數位)儀控系統(更新)電磁相容管制之各種規範與導則已大致確定。在 Regulatory Guide 1.180 之議程論文中，USNRC 在儀控系統設計與安裝實務問題上，強調 IEEE Std 1050-1996 “IEEE Guide for I&C Equipment Grounding in Generating Stations”，在測試實務問題，則推薦美國軍方長久使用及完整驗證之 MIL-STD 461C/D Test criteria 與 MIL-STD 462/462D Test Methods 作為電磁干擾放射管制基礎，在電磁

干擾耐受度管制方面，則引進核電廠電磁干擾環境實測數據 (NUREG/ CR-6436 與 EPRI TR-102323)與 MIL-STD 取其較惡劣者作為儀控裝備耐受度之要求。在電力突波抵抗力設計與測試方面則沿用 IEEE Std C62.41 -1991 ，“IEEE Recommended Practice on Surge Voltage in Low Voltage AC Power Circuits” C62.45-1992 ，“IEEE Guide on Surge Testing for Equipment Connected to Low Voltage AC Power Circuits”。

另一重要者為美國電力研究所在 1996 年發表之 EPRI TR-102323-R1 ，“Guidelines for EMI Testing in Power Plants”(Dec. 1996)目前已為多數安全相關(數位)儀控系統供應業者與 USNRC NUREG-0800 SRP(Standard Review Plan)引為商用品數位程式裝備升級至核能安全等級之電磁相容(偏重在電磁干擾放射)管制依據之標準。

韓國核安會(Korean Institute of Nuclear Safety)亦根據美國 MIL-STD-462D 與 IEC 61000-4 規範與導則，將 EMC 納入新一代反應器(Korean New Generation Reactor - KNGR)安全需求規範“Draft Safety Regulatory Guideline 9.17(KINS, 2000)。另外在委託原子能研究所(KAERI)進行核能機組電磁環境調查後，下一步將制定更細密之 EMC Guidelines。

我國目前進行 EMC 之工作與目標應與韓國原子能研究所(KAERI)進行者類似，但二者不同處在於韓國著眼於新一代反應器儀控系統之設計與安裝時如何管理電磁相容問題，我國目前沒有類似韓國 KNGR 計畫，目標必須放在既有舊儀控系統進行數位化更新後之電磁干擾環境水土不服問題之克服，發展方向不同。以核一廠一號機寬幅中子監測系統數位化更新為例，對高齡老舊電廠欲遵循新規範限制或改善既有電磁干擾環境(如超高之放射與傳導型電磁干擾放射強度)，實務上極為困難。如何將新系統強化其耐受度以

順利嵌入既有電磁干擾環境而能正常工作，乃是我們面對之真正挑戰。

### 3.7 醫療與工業應用核儀發展

在醫療與工業應用方面主要議程有二，其一為美國北卡州立大學(NCSU) Jonathan Earnhart 先生之得獎博士論文“Spectroscopic Imaging at Room Temperature Using the Compton Camera Technique”；另一則是參加“Medical and Industrial Applications of Cf-252-I&II”議程。由於出國前受託收集有關核醫儀具資料作為未來研發方向之參考，因此特地參與相關之議題研討。茲分述心得如後：

- Compton (Gamma) Camera–與目前傳統之 SPECT 或 PET Gamma Camera 設計不同之處在於此類型之加馬輻射造影設計揚棄笨重之重金屬準直器與固態閃爍晶體，改用室溫操作之矽與鋅碲化鎘(ZnCdTe)半導體偵檢器，以位置靈敏矽偵檢器做前端加馬散射器，外包圍鋅碲化鎘作康普吞散射光子能量與角度偵測器，若入射光子能量已知，則引用前後同時偵測所得之位置、角度、與能量資料，便可推算入射光子之進入方向，於是便以電子方法達到重金屬準直器之功能，但又避免重金屬準直器笨重與高遮蔽率之缺點，若能成功，可以發展出一些極為輕巧之攜帶式小型加馬照相機。研討會主講者承認此領域雖然熱門，距離具有競爭力之商品成熟度尚遠，仍有許多技術問題有待克服。
- Cf-252 中子源於工業與醫療上之應用–本次會議對 Cf-252 之應用介紹相當廣泛。在醫療上之應用，如活體中子活化成份分析(In Vivo Neutron Activation Analysis)，軟體組織惡性腫瘤治療，癌症短程放射性治療之利用等。其次為 Cf-252 中子源在工業上之應

用，如與海砂屋相關之 RC(鋼筋水泥)氯成份攜帶式偵測儀，使用熱中子活化分析(Thermal Neutron Activation Analysis)原理之地雷探測儀等等。其中較有趣的演講為大陸，述及 1997 年以來在北京使用 35MeV 加速器之質子束所進行之中子放射性治療臨床實驗，已有 500 名患者實施過。核研所目前擁有的加速器應有足夠的發展潛力。

### 3.8 輻射劑量計測技術

蒐集“Neutron Detection, Spectrometry, and Dosimetry–I&II”議程與展覽會廠商(LANDAUER)之人員劑量計相關資料、“可多次重覆讀取之光發光 OSL (Optically Stimulated Luminescence)人員劑量計取代傳統之熱發光人員劑量計 TLD (Thermal Luminescence Dosimeter)”。前者議程大多論文著重於中子等效劑量偵檢技術之研發與能譜分析技術，資料相當豐富，應可供核研所輻射國家標準實驗室同仁參考。

### 4.參加數位化儀控系統更新研討會觀摩實習心得

此次至華盛頓特區觀摩實習，並參加數位化儀控系統更新數位化儀控系統更新研討會(ANS Professional Development Workshop – Digital Instrumentation Upgrades)。該年會共有來自美國核能管制委員會(NRC)、美國電力研究所(EPRI)、及數家核能儀器供應商，如 Triconex、MPR、WestingHouse 等廠家參與。前半段介紹以軟體為基礎之數位儀控系統使用於核電廠後，所引發之美國核能管制法令規範相關問題之探討與研究等工作。美國核管會(U.S. Nuclear Regulatory Commission-NRC) 或美國電力研究所(EPRI)研究單位均說明其立場與對策，最後由 MPR Associate 公司以臺灣核四廠龍門計畫之整體數位儀控系統設計與驗證經驗作結論。在下半段的課程則商業意味較濃，先由民間廠商主

持，重點放在商用數位儀控系統如何透過檢証(Dedication)與測試，通過 NRC 審查，引進核電廠安全相關儀控系統之經驗分享。最後由 NRC 代表介紹官方對商用數位儀控系統(COTS)引入核電廠之立法。主要議題包括美國核能管制委員會在數位化儀控系統更新之態度以及新近世界各國在儀控系統數位化更新之經驗。茲分述如下：

#### 4.1 核反應器儀控系統數位化更新相關法規與導引

當核電廠進行系統更新或修改時，必須重新進行安全評估以確定該系統更新或修改的安全性，並符合法規及運轉執照之基準。而與核電廠系統修改有關最重要的法規是 10CFR50.59，該法規原文主要內容如下：

The licensee is allowed to (a) make changes in the facility as described in the Safety Analysis Report, (b) make changes in the procedures as described in the Safety Analysis Report, and (c) conduct tests or experiments not described in the Safety Analysis Report without NRC review and approval prior to implementation, provided the proposed change, test, or experiment does not involve a change in the Technical Specifications or an unreviewed safety question.

A proposed change, test, or experiment is considered to involve an Unreviewed Safety Question (USQ) (1) if the probability of occurrence or the consequence of an accident or malfunction of equipment important to safety previously evaluated in the Safety Analysis Report may be increased, or (2) if the possibility for an accident or malfunction of a different type than any previously evaluated in the Safety Analysis Report may be created, or (3) if the margin of safety as defined in the basis for any Technical Specification is reduced.

NRC 允許電廠進行原運轉執照請照基準之安全分析報告 (SAR) 範圍內的系統、程序 (procedures) 更改 (changes)



及進行測試與實驗 ( test and experiments ) , 只要這些更改與測試未牽涉到運轉規範 ( Technical Specification ) 修改或未審查的安全問題 USQs ( Unreviewed Safety Questions ) 。而 USQs 之定義是對應於原安全分析報告 , 評估 :

( 1 ) 意外事故發生機率及其後果 ( 放射性物質外洩 ) 之嚴重性或安全相關設備 ( Equipment Important to Safety ) 失效機率是否增加 ?

( 2 ) 是否會造成不同型式的意外事故或失效模式 ?

( 3 ) 運轉規範所定義的安全餘裕 ( safety margin ) 是否降低 ?

當系統更新超出原安全分析報告之內容規定時 , 就必須進行 10CFR50.59 的安全評估分析 , 以確定是否有未審查的安全問題。至於如何進行 10CFR50.59 的安全評估分析及獨立審查 ( Independent Review ) 可參考 NSAC-125 之程序導則。該導則主要是將 10CFR50.59 所提到的三個未審查安全問題基準 ( Criteria ) 細分為七個問題 , 並提出詳細的審查基準說明 , 這七個問題是 :

( 1 ) 意外事故發生機率是否提高 ?

系統設計特性是否增加失效機率而提高意外事故發生之機率 ? 需進行系統失效模式分析 ( 如軟體失效定性分析等 ) 。系統於電廠正常或非正常 ( normal or off-normal ) 狀況運轉時 , 操作員介入動作 ( intervention ) 或工作量是否增加 ? 是否因此增加意外事故發生機率 ? 安裝環境 ( 如 EMI、溫度 濕度等 ) 是否影響該系統必須達到之特性 功能需求 ?

( 2 ) 意外事故發生後之後果是否提高 ?

評估系統反應時間是否超出原有規定限值 ( 例如由於取樣時間、濾波器等影響 ) ? 系統於高工作量期間 ( high duty

cycle ) , 例如意外事故、 運算負荷量大時 , 是否仍能維持正常功能 ? 系統架構是否會有單一失效 ( Single Failure ) 造成更嚴重後續效應的可能 ( 例如多輸入控道共用一輸入電路板或多控道共用一 CPU 等 ) ? 由失效模式分析結果 , 軟體共因失效 ( common mode failure ) 是否為一重要之失效模式 ? 是否以硬體設計或系統架構方式降低其影響 ? 是否具警示操作員軟體失效之設計 ? 軟體失效是否增加意外事故後果之嚴重性 ? 意外事故發生時 , 人機界面 HMI ( Human-Machine Interface ) 之設計是否增加操作員之負擔及限制 , 以致於影響其適當之操作反應及動作 , 增加意外事故後果之嚴重性 ( 例如無法同時操作數個控制功能等 ) ?

### ( 3 ) 安全系統功能失效之機率是否提高 ?

評估系統是否符合電廠環境及地震 ( Seismic ) 品質需求 ? 系統安裝環境是否增加其原有之失效機率 ( 如高頻域之 EMI 容忍度 ) ? 系統之安裝是否影響到其它系統並增加其失效機率 ? 安全相關與非安全相關系統間可能的交互影響是否考量清楚 ? 由失效模式分析結果 , 軟體共因失效是否為一重要之失效模式 ? 是否以硬體設計或系統架構方式降低其影響 ? 是否具警示操作員軟體失效之設計 ? 軟體失效是否增加系統失效之機率 ? 系統更新設計是否考量電力負載狀況 ? 電廠之空調系統 ( HVAC ) 容量對更新系統之熱負載是否足夠 ? 系統更新設計是否符合隔離 獨立及接地等需求 ? 更新系統儀器櫃是否有適當之散熱設計 ?

### ( 4 ) 安全系統功能失效之後果是否提高 ?

評估影響意外事故後果嚴重性之更新系統失效模式與原有系統失效模式是否相同 ( 如 Fail Low、 Fail High、 Fail As Is 等 ) ? 若不相同 , 則意外事故後果之嚴重性是否提高 ? 由系統失效模式分析結果 , 軟體共因失效是否為一重要之失效模

式？軟體共因失效與其它相關事件之機率是否夠高，以致於增加意外事故後果之嚴重性？是否以硬體設計或系統架構方式降低其影響？是否具警示操作員軟體失效之設計？意外事故後果之嚴重性是否仍在原 SAR 分析的限制（Bounded）範圍內？更新系統喪失電源之失效模式與原有系統之失效模式是否相同？若不相同，則意外事故後果之嚴重性是否提高？更新系統恢復電源之反應與原有系統是否相同？若不相同，則意外事故後果之嚴重性是否仍在原 SAR 分析的限制（Bounded）範圍內？系統或設備重置（reset）時，系統相關參數及設定點是回復運轉設定狀態或為預設值（Default Parameters）？若為預設值，則對電廠運轉之影響如何？意外事故後果之嚴重性是否仍在原 SAR 分析的限制（Bounded）範圍內？更新系統人機界面（HMI）引起之失效模式與原有系統是否不相同？若不相同，則意外事故後果之嚴重性是否仍在原 SAR 分析的限制（Bounded）範圍內？

（5）是否會造成新型式的意外事故發生？

評估更新系統或設備之系統層次（system-level）失效模式與影響分析結果是否發現可能造成不同型式意外事故發生的新型式失效模式？由失效模式分析結果，軟體共因失效是否為一重要之失效模式？是否以硬體設計或系統架構方式降低其影響？是否具警示操作員軟體失效之設計？軟體共因失效是否會造成不同型式的意外事故發生？電廠 SAR 分析是以現有系統明顯的失效模式為基準，更新之系統是否改變了原系統分析基準之最嚴重的失效效應過程（limiting scenario）？系統供應電源品質是否考慮周詳？

（6）是否會造成新型式的系統失效模式發生？

評估更新系統或設備之系統層次失效模式與影響分析結果是否發現不同型式的失效模式，而該失效模式的影響是原

SAR 所未分析的？由失效模式分析結果，軟體共因失效是否為一重要之失效模式？是否以硬體設計或系統架構方式降低其影響？原 SAR 是否未分析該失效模式的影響？更新系統安裝環境是否會造成不同型式的系統失效模式發生？（例如高頻域之 EMI 容忍度）？更新系統之安裝是否影響到其它的系統並造成不同型式的失效模式？

（7）運轉規範所定義的安全餘裕是否降低？

評估更新之數位化系統是否降低控道跳機/動作準確度（channel trip/ actuation accuracy）且超出可接受之範圍？控道跳機/動作準確度包括比較器準確度、每一輸入控道準確度、機架（Rack）環境效應等。更新之數位化系統是否增加控道反應時間（channel response time）且超出可接受之範圍？更新之數位化系統是否降低控道指示準確度（channel indicated accuracy）且超出可接受之範圍？控道指示準確度包括控道準確度、指示儀器（Readout Device）準確度、機架（Rack）環境效應等。更新之數位化系統是否使得意外事故分析相關電廠參數超出可接受之範圍？

數位化儀控系統對核能電廠而言，基本上雖是新技術的應用，有可能會有未審查的安全問題，然而安全分析的審查基準程序是一樣的，所以仍可依據 NSAC-125 的準則。而且，EPRI TR-102348 導則為確保數位化保護系統於可預期的失效模式下，仍能維持其安全功能，針對數位化儀控系統更新，提出更詳細的低階（lower-level）問題以補充 NSAC-125 的七個審查基準。

#### 4.2 美國核管會對數位化儀控系統審查之態度

美國核管會在儀控系統數位化管制方面最主要遵循 Standard Review Plan Chapter 7, Rev. 4，該文件章節內容概述如下：

- 7.0 Instrumentation and Controls – Overview of review Process 主要敘述整體數位儀控系統審查程序，其審查範圍有儀控系統設計與應用，包含適用之壽命週期活動。特定之應用審查計劃有審查基準、審查活動與指定、以及審查者介面等。
- 7.0-A Review Process for Digital I&C 敘述針對數位化儀控系統獨特之特性所定之審查程序概觀，並指定 EPRI TR-106439 為商業級與已發展軟體為主之數位設備之允收指引參考。
- 7.1 Introduction 目的為指出在電廠安全分析報告 (SAR) 所應涵蓋之系統，指出不同儀控系統適用之允收準則，指出符合之法規指引與標準，指導審查者如何評估申請者之承諾。
- Appendix 7.1-A Acceptance Criteria and Guidelines
- Appendix 7.1-B Conformance to IEEE Std 279
- Appendix 7.1-C Conformance to IEEE Std 603
- 7.2 Reactor Trip System 為自動產生反應度控制，強調單一故障準則，高品質之組件與模組(包含軟體)，獨立性，深度防禦與多樣化，系統測試與定期措施，使用數位化系統，以及決定設定點。
- 7.3 Engineered Safety features Systems
- 7.4 Safe Shutdown Systems
- 7.5 Information Systems Important to Safety
- 7.6 Interlock Systems Important to Safety
- 7.7 Control Systems
- 7.8 Diverse I&C Systems
- 7.9 Data Communication Systems

- Appendix 7-A Branch Technical Positions (BTPs)其中 BTP HICB-14 敘述軟體品質審查要點最受矚目，其目的為確定既定之計劃可產生一高品質之軟體壽命週期程序，確定這些既定之計劃可評估設計特點之品質，驗證軟體壽命週期程序之施行符合高可靠度軟體之要求，估量軟體壽命週期輸出之充分度。
- Appendix 7-B General Agenda, Station Site Visits
- Appendix 7-C Acronyms, Abbreviations, and Glossary
- 美國核管會現在也在考慮 Standard Review Plan Chapter7 之更新改版，其方向如下所述：
- 發佈 Regulatory Guide 1.180, 1998, “Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency interface in safety-Related I&C Systems”
- 於 1999 年 5 月修訂 10CFR50.55a(h)，併入 IEEE Std 603, 1991。
- 併入使用 SRP Chapter 7, Rev. 4 於 Siemens teleperm XS digital system、Westinghouse/CE Common Q Platform、Westinghouse AP600、Czech Republic Temelin digital I&C system、以及台灣核四廠 ABWR 審查經驗。

#### 4.3 美國核管會對儀控系統更新之態度

美國聯邦法規 10CFR50.59 允許持照人基於下列條件可變更其於 FSAR 所描述之電廠設施

- 不需更改技術規範(Tech Spec)
- 系統更新不致造成下列可能性之增加：已分析事故發生之頻率與後果；以及安全相關結構、系統、及組件故障之可能性與後果。

- 系統更新不致產生下列新的可能性：與已分析事故不同型態之新事故；以及與已分析之安全相關結構、系統、及組件故障可能產生不同之結果。
- 設計變更不致導致超出或改變任何分裂產物屏蔽設計極限。
- 設計變更不致導致所用之分析方法與之前用於安全分析設計基準之方法不同。

另外，美國 Regulatory Guide 1.187 “Guidance for implementation of 10CFR50.59, Changes, Tests, and Experiments”認可 NEI 96-07, “Guidelines for 10CFR50.59 implementation,” Rev. 1, September 2000。該指引(NEI 96-07)指出評估下列可能性之重要性：

- 可能之共因失效(common mode/cause failure)
- 多重系統之整合 – 功能多樣化。
- 單一故障與共因失效後果，譬如新型數位系統具有整合原先獨立組件如控制、顯示、以及警報等之功能，在組件故障時是否會產生與以往不同之後果。

#### 4.4 Westinghouse Common Q 儀控系統

在此研討會上，美國 Westinghouse 公司也報告該公司 Common Q Class 1E 先進數位式儀控系統設計特色經美國核管會認證通過之過程。該套系統有如下特色：

- 使用經工業界驗證之產品已確定其產品具有高可用性及低操作風險。
- 標準化，以降低運轉及維護費用，但仍考慮多樣化以避免共因失效。
- 預先取得證照，以降低取照風險。

- 確保長期供貨策略，以避免 Obsolescence 問題

該系統於 2000 年 8 月經美國核管會審核通過，發布 Safety Evaluation Report (SER)。該系統採用 ABB Advant Controller – AC160，具有下列特色：

- 自 1997 年即為 ABB 火力電廠主要產品，自 AC130 演化而來。
- 曾使用於汽機與鍋爐控制與保護系統，於 1999 年 7 月經德國 TuV 公司認證通過。
- 最多有 27 個輸出/入模組及 1500 輸出/入點。
- 最多支援 6 個並行處理器。
- 非機率型操作系統，包括背脊式及網路型通訊方式。
- 密集之自我偵測功能。

另外，該系統之 ABB Advant Fieldbus AF100 負責網路傳輸，也具有下列特色：

- 多節點架構(最多可達 79 點)，節點故障佈置影響網路通訊。
- 非機率型網路，token 傳遞方式，1.5Mbits/sec。
- 光纖通訊
- 自我診斷
- 在故障修護後會自動再重組。

#### 4.5 電磁環境相容度

課程中提及電磁環境相容度者包括：(1)NRC 在其更新版本之 NUREG-0800 SRP(Standard Review Plan) Chapter 7“Instrument & Control” 7.1 節中“Supplemental Guidance on Digital Computer-Based Safety Systems”支持(Endorse) EPRI-



TR 102323 做為電磁環境相容度(EMC)依據;(2)EPRI 則在其“Pre-Qualification of Commercially Available Equipment(CAE)”中將 EMC 做為 CAE Qualification 工作項目之一，而在附錄中引用 EPRI TR-102323-R1(Dec. 1996)與 TR-102400(June 1994)兩份報告做為電磁環境相容度依據;(3)Westinghouse Nuclear Automation 在其“Licensing the Common Q Platform”中 Equipment Qualification 中提及以 EPRI TR-102323 做為 EMC 管制標準; (4)美國 TRICONEX 公司在其“Generic Qualification of the TRICON PLC for Nuclear Safety Related Applications”演講之“Measurements of Worthiness”中提及以 EPRI TR-102323-R1 做 EMC 管制標準，且將“EMI/RFI & Surge Withstand”納入測試報告必要項目。

#### 四、建議

1. 在新電廠儀控系統建置之前利用工程模擬器先行進行設計驗證，或利用工程模擬器驗證舊有電廠系統之更新設計，可在模擬過程中發現系統設計錯誤，或驗證模擬結果有否達到既定之效能，再於系統實際建置之前加以更正，因此正逐漸為國外核電廠及工業界所重視。國內舊有核電廠儀控系統將逐漸面臨更新需求，因此我們應加強工程模擬器之應用。
2. 隨著數位化設備之普及，新型工業用控制系統皆已採用電腦化數位控制系統，但所用之控制理論仍採用傳統式之類比控制邏輯，無法充分利用電腦化智慧型運算能力，因此先進式數位控制邏輯也逐漸受重視，以增進電廠之運轉性能。本次論文研究之 Robust Control 理論能於一定之運轉性能要求下，確保電廠控制之穩定度，值得國內研究機構增列為研究項目。
3. 此次參與 ANS 四年舉辦一次之國際性 NPIC&HMIT 會議，瞭解世界各國對廿一世紀核能發電之發展相當積極且深具信心。而最引人注目的是韓國核能研究人員所表達之企圖心，譬如在核能儀控研究方面，韓國人不僅自行製造非安全相關系統，也插手安全相關設備研發，其目標為建立該國核能工業自給自足之能力。回顧歷史，國內發展核能早於韓國，但現在韓國在核電之發展及願景已超越我們，有關韓國之經驗與能源對策值得我們參考。
4. 雖然美國已經很久沒有新建核電廠的訂單，但核能相關研究單位，如 NRC 及 DOE 等，仍不斷投資於核電技術之改進與研究。在數位化儀控系統之應用上，主要研發方向包括數位儀控於安全系統應用之安全影響評估、軟

體品保與驗證測試技術、風險度與可靠度評估技術、先進數位儀控技術應用等議題。國內之核能政策雖有改變，但在與安全相關之核能儀控研發上，仍應與國外同步，以確保運轉中核電廠之安全。