

出國報告（出國類別：洽公）

## 美國核電廠反應度管理作法、大修核 工測試精進及安全度評估應用研究

服務機關：台灣電力公司 第三核能發電廠

姓名職稱：何唯銘/主辦專員

派赴國家：美國

出國期間：97.05.24 至 97.06.01

報告日期：97.07.11

## 行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：

美國核電廠反應度管理作法、大修核工測試精進及安全度評估應用研究

頁數 23 含附件：是 否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話：台灣電力公司/陳德隆

/02-2366-7685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話：何唯銘/台電電力公司/

第三核能發電廠-核能技術組/主辦核安專員/08-8893470-2782

出國類別：1 考察 2 進修 3 研究 4 實習 5 其他（洽公）

出國期間：97.05.24 至 97.06.01 出國地區：美國

報告日期：97.07.11

分類號/目

關鍵詞：反應度管理、大修核工測試、安全度評估

內容摘要：(二百至三百字)

本次出國前往佛羅里達電力照明公司（FPL）及 Turkey Point 核電廠，研討反應度管理及大修核工測試二項議題。透過和美國核能工

程師面對面的交流與討論，以了解其對於反應度管理之有效作法以及對異常狀況的處理方式，以作為核三廠精進之參考。另並針對如何提升測試技術及縮減大修工期等進行深入的討論。藉由探討大修後機組起動及升載階段測試中，影響大修工期之重要因子及最先進的測試技術，以期有效縮短大修工期及提升日後電廠營運的品質。本次出國同時前往 ABS 工程顧問公司研討安全度評估（Probabilistic Safety Assessment, PSA）應用-主要是針對兩項與運轉規範修改有關的議題，包括核三廠運轉規範中餘熱移除系統允許不可用的時間（AOT），與從核三廠運轉規範中移除對於氫氣再結合器的要求。透過本次討論內容，提供核三廠作為日後安全度評估相關應用及規劃之參考。

# 目 次

	頁碼
一、目的	4
二、過程	5
三、心得	15
四、建議事項	17

## 一、目的

本次出國主要目的有三，分別說明如下：

**目的一：**「反應度管理」( reactivity management ) 為近年來提升核電廠安全之重要主題，國外相關核能組織，如世界核能運轉協會 ( World Association Of Nuclear Operators , WANO ) 及美國核能運轉協會 ( Institute of Nuclear Power Operations , INPO ) 均大力推動及鼓勵各核電廠加強此一部份，因此值得派員出國觀摩及學習其他電廠的作法。透過和美國核能工程師面對面的交流與討論，以了解其對於反應度管理之有效作法，以及對異常狀況的處理方式，以作為核三廠精進之參考。

**目的二：**近年來，如何提升測試技術及縮減大修工期已成為核電廠大修工作之主流。本次藉與美國核能工程師研討大修後，機組起動及升載階段測試中，影響大修工期之重要因子及最先進的測試技術，以期有效縮短大修工期及提升日後電廠營運的品質。藉學習對方的長處，除期許對本廠日後相關工作有所助益，並進而提升本廠安全與營運績效。

**目的三：**近年來安全度評估 ( Probabilistic Safety Assessment , PSA ) 的應用日趨廣泛，本出國計劃於返程途中順道赴美國加州 ABS 工程顧問公司研討 PSA 的相關應用，並將本次討論內容，提供核三廠作為日後 PSA 相關應用及規劃之參考。

## 二、過程

### 2.1、出國行程說明

本次出國行程自 97 年 5 月 24 日至 6 月 1 日共 9 天，行程摘要說明如下：

- 第 1 天 (5 月 24 日)：往程 (核三廠→桃園中正機場→舊金山)。
- 第 2 天 (5 月 25 日)：轉程 (舊金山→邁阿密→佛州 Juno Beach)。
- 第 3、4、5 天 (5 月 26 日至 28 日)：與佛羅里達電力照明公司及 Turkey Point 核電廠討論反應度管理及大修核工測試精進，之後前往奧蘭多。
- 第 6 天 (5 月 29 日)：轉程 (奧蘭多→洛杉磯→加州爾灣市 (Irvine))。
- 第 7 天 (5 月 30 日)：與美國 ABS 工程顧問公司討論 PSA 相關應用，之後返回洛杉磯。
- 第 8、9 天 (5 月 31 日至 6 月 1 日)：返程 (洛杉磯→桃園中正機場→核三廠)。

### 2.2、討論內容

由於本次出國乃分別前往佛羅里達電力照明公司 (Florida Power and Light, FPL) 及 ABS 工程顧問公司研討，因此本出國報告茲就此二部份，分述於 2.2.1 及 2.2.2 等 2 小節：

#### 2.2.1、佛羅里達電力照明公司 (FPL) 部份

##### 2.2.1.1 FPL 及 Turkey Point 核電廠簡介

佛羅里達電力照明公司 (Florida Power & Light Company, 以下簡稱 FPL) 是美國 FPL 集團 (FPL Group) 旗下最主要的子公司。其位於美國佛羅里達州的 Juno Beach，提供電力給佛羅里達州約 4 百 40 萬的居民，而 FPL 集團在全美超過 20 個州擁有發電設施。

在核能發電方面，FPL 原即是 Seabrook, St. Lucie and Turkey Point 等 3 座核電廠主要的擁有者及運轉者。2006 年 1 月 27 日，FPL 完成銷售轉讓，取得位於愛阿華州 Duane Arnold Energy Center 70% 的擁有權。另 2007 年 10 月 1 日，FPL 以 924 百萬美元，從 WE Energies 手中買下位於威斯康辛州的 Point Beach 核電廠，因此目前 FPL 已經營或管理 5 座核能電廠。

而本次參訪的 Turkey Point 核電廠位於佛羅里達州邁阿密市南方約 25 哩 Dade County 的 Biscayne Bay，其周圍盡是低濕的沼澤地形，附近罕見有人居住。Turkey Point 核電廠是一較為特殊的電廠，其共有 4 部機組，然其中 1、2 號機為火力機組 (燃油及天然氣各一)，而 3、4 號機則為核能機組。其 2 部核能機組均由美國西屋公司 (Westinghouse) 所設計製造，分別商轉於 1972 及 1973 年，最大熱功率為 2300MWt，最大電功率則為 760MWe，近年來容量因素 (Capacity Factor)

平均達 90%以上。

FPL 接待本次參訪的是桂慶寧博士（圖 1）。桂博士為我國中央大學物理系 1975 年畢業，而後公費留學於美國威斯康辛大學取得核工碩士學位後，返國進入核能研究所服務；之後又於美國麻省理工學院（MIT）取得核工博士學位後，進入美國核工界服務，至今已近 25 年。因長時間鑽研於核能安全及核能電力領域，桂博士經驗豐富及熟悉美國核能業界之發展。桂博士熱心於兩岸核能之發展，其並曾擔任本公司與核研所相關 PRA/PSA 合作計劃之顧問及指導大陸核能電廠員工學習 PSA 相關知識。而本次 Turkey Point 核電廠參與討論的反應器工程師是 Jose Garcia 先生（圖 2）。Garcia 先生目前是該廠的總核能工程師（Chief Nuclear Engineer），已在美國核工界服務多年，經驗相當豐富，負責督管 Turkey Point 核電廠反應器工程相關業務。



圖 1、FPL 公司桂慶寧博士近照



圖 2、Turkey Point 核電廠總核能工程師 Jose Garcia 先生近照

### 2.2.1.2、FPL 及 Turkey Point 核電廠討論內容

本次討論的主題有二，分別是「反應度管理」及「大修核工測試技術精進」，而每一主題之下又分別包含若干子題。以下茲將研討問題內容及對方的答覆整理如下：

#### 主題一、反應度管理

反應度管理涉及反應度的運轉哲學及應用於控制影響反應度狀況的特定指引。包括確保所有爐心反應度及核燃料儲存（可能會發生臨界之處）的活動均受監視與控制，以符合燃料設計及運轉限值。它是避免分裂產物外釋，確保屏障完整的關鍵因素。討論的子題內容整理如下：

**子題一：**貴公司是否已參考 INPO 04-001, WANO GL 2005-3, 及/或 SOER 2007-1 等 3 份指引來發展你們的反應度管理計劃或程序書？如果是，請問其內容如何？此外，貴公司是否已參考 PWROG 或其他組織的建議來建立反應度管理績效指標（Performance Indicators, PI）？如果是，其具體作法為何？

**答覆：**

- (1) 本公司已於 2007 年 12 月完成反應度管理程序書的編寫。本程序書旨在協助核電廠完成反應度管理計劃，其清楚定義反應度管理的角色及職責，反應度管理相關議題的處理辦法及流程，使能以一種安全及保守的方式來運轉核電廠。該文件並建議各廠應設立反應度管理監督小組或類似組織督導反應度管理相關工作。
- (2) 本公司已參考 PWROG 的建議完成反應度管理績效指標的作法。作法主要是將反應度管理事件分成 5 類，依其嚴重性依序為第 1 類（L1）、第 2 類（L2）、第 3 類（L3）、第 4 類（L4）、及第 5 類先兆事件（Precursor）等。所謂反應度管理事件是指任何非預期或非計劃的情況，其造成反應度明顯的變化、喪失反應度控制、運轉在未經分析過的狀況之下、或持照基準非預期地降低等事件。而所謂反應度管理先兆事件是指防止反應度管理事件發生的屏障喪失其一或更多的事件。

各類事件的計點分別為：第 1 類事件每件 20 點、第 2 類事件每件 5 點、第 3 類事件每件 1 點、第 4 類事件每件 0.5 點、第 5 類先兆事件為警示故不計點。而 PI 的計算公式為：

$$PI = 100 - (1/\text{機組數}) \times ((20 \times L1 \text{ 件數}) + (5 \times L2 \text{ 件數}) + (1 \times L3 \text{ 件數}) + (0.5 \times L4 \text{ 件數}))$$

由 PI 計算公式可知，其設計原則為滿分 100 分，發生愈嚴重的事件扣分愈多。此外，因為 PI 的計算是以電廠為單位，故需除以電廠的機組數（但也有電廠是以機組為單位來計算）。

而在計算方式上為每月計算 PI 一次，並給予燈號評比為：

- 1、綠燈：≥96 分
- 2、白燈：≥90 分但 <96 分
- 3、黃燈：≥85 分但 <90 分

#### 4、紅燈：<85 分

任何反應度管理事件至少要追蹤管理 1 年或直到問題解決為止。

**子題二：**請問你們是否曾遭遇反應爐心軸向功率分佈異常 (Axial Offset Anomaly, AOA)，如果是，你們的對策有那些？其成效如何？

**答覆：**

Turkey Point 核電廠並未發生明顯的反應爐心軸向功率分佈異常 (AOA) 的問題，主要應該是由於 Turkey Point 並非是高沸騰負荷 (high boiling duty) 的電廠，較不具發生此問題的潛質。此外 Turkey Point 也很重視反應爐水質的管理，避免因積垢 (crud) 累積造成功率分佈異常。

**子題三：**請問你們是否已完成反應爐水加鋅的工作？如果是，你們加鋅前做了哪些準備工作，如果不是，那麼你們的考量為何？

**答覆：**

Turkey Point 核電廠曾對反應爐水加鋅進行過評估，結論是暫時不予進行。主要的理由是 Turkey Point 已商轉超過 35 年，是屬於比較老舊的核電廠，特別是蒸汽產生器的狀況是一大考驗。反應爐水加鋅之後，會先把蒸汽產生器 U 型管束上的腐蝕產物先置換出來，而這些腐蝕產物終會回到反應爐冷卻水系統中，並可能附著在核燃料表面上；如此便可能產生如上述的反應爐心軸向功率分佈異常 (Axial Offset Anomaly, AOA) 等事件，對安全運轉反應爐恐有不利的影響。Turkey Point 認為已商轉超過 35 年的蒸汽產生器，其 U 型管束上應已產生許多的腐蝕產物，若貿然加鋅，很可能先受其害，因此決定暫時不予進行。然而，Turkey Point 核電廠已通過延役可運轉至 60 年的申請，並已計劃更換全新的蒸汽產生器，一旦完成更換，便會進行爐水加鋅的工作。

**子題四：**請問你們是否有硼酸豐度不足 (B-10 Depletion) 的問題？如果有，那麼從爐心初期至爐心末期其不足程度為何？你們又是採用何種方法來修正？

**答覆：**

Turkey Point 核電廠也有硼酸豐度不足 (B-10 Depletion) 的問題。我們是每 3 個月外送化驗 1 次，至於不足的程度則每週期都不同，約 10~20%。我們並不修正硼酸豐度，而是由「設計硼酸濃度值」與「測量硼酸濃度值」二者的差異，計算出硼酸濃度修正因子，再以 (「修正因子」×「設計硼酸濃度值」) 來作為廠內使用的硼酸濃度值，而非僅供參考用。在臨界預估、停機餘裕計算及相關運轉需要上均以此修正值為準。

#### 主題二、大修核工測試技術精進

核三廠大修核工測試主要包含 3 大部份，即臨界前測試 (Pre-Critical Test, PCT)、低功率及物理測試 (Low Power Physics Test, LPPT) 以及功率升載測試 (Power Ascending Test, PAT)。本次藉與美國核能工程師研討大修後機組起動及升載階段測試中影響大修工期之重要因子及最先進的測試技術，以期有效縮短大修工期及提升日後電廠營運的品質。討論的子題內容整理如下：

**子題一：**在臨界前測試 (PCT) 階段，請問你們是否有執行爐心熱電偶 (Thermal Couple, TC) 及電阻溫度感測器 (Resistance Temperature Detector, RTD) 交互校準測試？總共做幾次？接受標準為何？

**答覆：**

電阻溫度感測器 (RTD) 是很重要的元件，牽涉到反應爐的保護與控制，因此必須於臨界前進行測試。我們共有 24 支 RTD，分別在反應爐水溫度為 250°F、350°F、450°F、547°F 各進行一次 RTD 的測試，接受標準為單支 RTD 的測量溫度與 24 支 RTD 的平均測量溫度相差在 ±0.5°F 內。但是我們並沒有 RTD 與爐心熱電偶 (TC) 交互校準測試。因為 TC 平時並不具有特定功能，一般是在嚴重事故後用以提供粗略的溫度指示。因為其精準度並不像 RTD 一樣高，也無特定接受標準，因此我們沒有進行二者交互校準測試。但是我們有另外一份程序書來確認爐心熱電偶 (TC) 的可用性，其作法為 (1) 在有功率時，查證爐心熱電偶讀值在 545°F 至 650°F 之間，或 (2) 在無功率時，查證爐心熱電偶讀值與所有熱端 RTD 的測量平均值相差 15°F 之內。

**子題二：**在臨界前測試 (PCT) 階段，請問你們是否有利用反應爐冷卻迴路肘管處的差壓 (D/P from Elbow Tap)，來測定反應爐冷卻水系統各迴路的流量？如果有，你們認為此測試有何必要性？如果沒有，你們是如何加以取消它的？

**答覆：**

我們並沒有這項測試，我們只在滿載時執行一次以利用熱平衡法 (Calorimetric) 來測定功率的數據來證明有足夠的反應爐冷卻水流量。除了這是運轉規範所要求之外，這種測量法比較直接，因為流量多寡直接牽涉到的熱功率的產生。我們知道有些電廠確實也利用此反應爐冷卻迴路肘管處的差壓量測來推算反應爐冷卻水流量，一般來說，這種方法比較粗略，我們並不清楚其必要性，也未聽聞如貴廠一樣必須兩者都予以執行。

**子題三：**請問你們低功率及物理測試 (LPPT) 目前的總測試時間是多少？你們曾做過那些努力來進行改善？

**答覆：**

目前我們低功率及物理測試 (LPPT) 的平均時間為 11 小時，其中個別測試的平均時間分別為：

- ◆ 反應爐初次臨界：3.5 小時
- ◆ 決定測試中子通量、建立反應度計算機、硼酸終點濃度測量 三合一：0.9 小時
- ◆ 均溫反應度係數 (ITC) 測量：0.9 小時
- ◆ 參考棒組本領測試：2 小時
- ◆ 控制棒組本領交互測試 (Rod SWAP)：2.75 小時
- ◆ 硼酸本領測量：0.5 小時
- ◆ 機組狀態回復：1.5 小時

我們主要的精進項目包括(1)反應爐初次臨界階段更精確的估算補水量，及加大補水率，如此更能準確掌握及提早臨界的時間(2)透過妥善的研究及規劃，有效利用反應度變化之有限時間來達成測試要求，把原本個別處理的決定測試中子通量、建立反應度計算機、硼酸終點濃度測量等3項測試予以三合一，如此在不影響原測試的前提下可有效減少測試時間(3)控制棒組本領交互測試(Rod SWAP)部份則改進原本的單一交互作法，而改採多重交互作法，如此也可減少一些測試時間。

**子題四：**在每一運轉燃料週期初次起動時，你們是否依西屋公司的建議：在第一階段(中子偵測器計數率的倒數法  $ICRR > 0.3$ )，以 1~2 l/s 之間的穩定稀釋率來降低冷卻水的硼酸濃度；在第二階段( $ICRR < 0.3$ )，以 0.5~1 l/s 之間的穩定稀釋率來降低冷卻水的硼酸濃度？請問你們的運轉員如何達成此稀釋率？又或你們的替代方法為何？

**答覆：**

我們並不清楚此西屋公司的建議內容。初次起動時，我們的補水方式是以 50 gpm (3.15 l/s) 的速率補水，同時每 500 加侖執行  $ICRR$  一次。當  $ICRR$  接近 0.1 時停止補水並確認是否臨界；若尚未臨界，可抽插棒來使其臨界，以不超過 15 節為原則，或是反應器工程師依需要停止抽棒。臨界之後，以抽棒或以 20 gpm (1.26 l/s) 的速率補水至出現  $< 1\text{dpm}$  的正起動率或補水量 300 gallons 為止，以利後續測試的進行。

**子題五：**在功率升載測試(PAT)階段，必須執行很多測試。請問你們是否曾刪減任何測試？如何達成？又其中爐心中子通量分佈測量共執行幾次，理由為何？

**答覆：**

是的，在 PAT 階段，本廠必須執行很多測試。我們的確想過能否刪減其中一些測試來縮短時間，但因實質助益不高而作罷。關鍵即在於我們必須執行 3 次爐心中子通量分佈測量(Flux Mapping)，而所需時間最久的就是這項測試。3 次測量時機分別為 30%、50%及 100%功率，理由分別為(1) 30%功率：確認爐心徑向功率傾斜度符合標準，並藉以調整爐內核儀系統(Movable In-core Detector System, MIDS)相關動作開關設定位置(2) 50%功率：運轉規範要求此時必須執行(3) 100%功率：利用測量結果來進行爐內及爐外核儀校準(In-core Ex-core Calibration)，使爐外相關功率分佈指示 AFD 及 QPTR 等更符合爐內真實情況。因此，在 Flux Mapping 執行次數無法減少的情況下，要縮減此部份的工作時間是比較困難的。

## 2.2.2、ABS 工程顧問公司部份

### 2.2.2.1、ABS 工程顧問公司簡介

ABS 工程顧問公司(以下簡稱 ABS)總部位於美國加州洛杉磯都會區的爾灣市(Irvine)，乃是美國 ABS 集團(ABS Group)的一員，同時其在歐洲、中東及亞洲均有分公司。ABS 工程顧問公司在風險管理領域具有領導地位，透過整

體性的風險管理作法，ABS 協助其客戶有效管理在運轉、安全、災難等方面的風險，使其能夠減少損失到最小。

本次 ABS 接待參訪的是林超副總（圖 3）。林超副總為我國清華大學核工系 1976 年畢業，而後於美國加州大學洛杉磯分校（UCLA）取得碩士學位後，即進入 ABS 工作，至今已將近 30 年。因長時間鑽研於安全及風險管理領域，林超副總可謂經驗豐富及見識卓越；其並曾多次擔任本公司與核研所相關 PSA 合作計劃之顧問及指導員。



圖 3、ABS 工程顧問公司林超先生近照

#### 2.2.2.2、ABS 討論內容

近年來安全度評估（Probabilistic Safety Assessment，PSA）的應用日趨廣泛，主要的應用項目包括：線上維修（On Line Maintenance）、維護法規（Maintenance Rule）、運轉規範放寬、以風險為基準（Risk-Based）的營運檢測（In Service Inspection，ISI）、營運測試（In Service Test，IST）及分級品管等。本次出國依核三廠核技組安全評估課之需求，和 ABS 討論兩項與運轉規範修改有關的議題，相關內容整理如下：

##### 主題一、放寬核三廠運轉規範中餘熱移除系統允許不可用的時間（AOT）

核三廠餘熱移除系統（Residual Heat Removal，以下簡稱 RHR）之主要功能有（1）在停機降溫過程和燃料更換期間，本系統能移除爐心及一次冷卻水系統潛在的熱能（2）本系統係安全注水系統（SIS）的一部份，當緊急情況下提供低水頭安全注水到一次冷卻水系統的冷端，爐心失水事故後，並可長期提供冷卻水，以移除爐心之衰變熱（3）當準備燃料更換時，本系統能將燃料更換所需的

水量從燃料更換用水儲存槽（RWST）傳送到燃料更換池（Refueling pool），當燃料更換完成後，藉本系統將燃料更換池水送回燃料更換用水儲存槽（4）本系統引導部份流量至爐水控制系統（CVCS）予以淨化處理；且可作為冷機時的壓力控制。

由上述功能說明可知，雖然 RHR 系統很重要，但在正常運轉中，其是處在備用狀態並未運轉；反而是在停機階段，其運轉時間較多。現行運轉規範要求 RHR 系統允許不可用的時間（Allowable Outage Time，AOT）為 3 天，一旦發生如 RHR 泵軸洩漏等事件，相關檢修及維護後測試及其他相關工作的時間通常會超過 3 天，會迫使核電廠非預期的停機。然一旦停機，又立刻要用到 RHR，而 RHR 卻只剩下 1 串，相對而言安全性反而降低。因此若能將此 RHR 系統允許不可用的時間給予適度放寬，使得電廠能有足夠的時間進行維護，就電廠整體安全（正常運轉+停機階段）而言應是有利的。

目前美國核電廠對此議題，是申請一運轉規範案來將 RHR 系統的 AOT 由 3 天放寬為 7 天。就 PSA 而言，評估的重點包括（1）設計基準要求及安全分析影響（2）RHR 系統的 AOT 放寬的定性安全說明（3）RHR 系統的 AOT 放寬的 PSA 評估內容說明，此又包括①風險影響的分析②如何避免高風險的機組狀況（Risk Significant Plant Conditions）出現③風險組態管理（Configuration Risk Management）。

根據美國許多核電廠的申請資料：將將 RHR 系統的 AOT 由 3 天放寬為 7 天並不會明顯增加原分析事故之發生頻率或嚴重性，已有許多核電廠申請成功，因此預期核三廠的評估結果應該類似。（備註：ABS 提供的相關報告已依組織權責交由核三廠核技組安全評估課研究）

## 主題二、從核三廠運轉規範中移除對於氫氣再結合器的要求

核三廠圍阻體可燃氣體控制系統包括可移動式氫氣再結合系統，事故發生後氫氣排放系統，以及氫氣偵測系統。事故後(POST LOCA)圍阻體氫氣偵測系統等。當發生 LOCA 後，利用氫氣再結合系統控制圍阻體內可燃氣體的濃度。圍阻體內之氫氣是由具有放射性的水之分解，及圍阻體噴灑系統造成之材料腐蝕，以及蒸汽與燃料護套之鋳合金反應等因素造成。因此，需用氫氣再結合系統來防止產生之氫氣濃度超過 4% 體積之限值。

NRC 依據許多嚴重事故研究計劃的研究成果，進行 10CFR 50.44 中有關氫氣控制系統法規的修訂（2003/10/16 起生效）。NRC 研究發現，若發生設計基準 LOCA，在爐心熔毀開始後的 24 小時內，並不會有大量的氫氣釋放，之後長期的氫濃度對圍阻體的威脅也不會比初始的 24 小時更嚴重，因此設計基準 LOCA 的

氫氣產生量並不具風險重大性。NRC 認為 24 小時後的可燃氣體積聚可由嚴重事故處理指引(SAMGs)或其他特別的行動來控制。因此 NRC 移除 10CFR50.44 中對於設計基準 LOCA 的氫排放量的定義及相關的氫再結合器及後備的排氣與沖淨系統要求。

要完成此運轉規範修改案牽涉到的工作項目很多，本次僅針對 PSA 的部份進行討論。評估的重點在於（1）此運轉規範修改案會不會明顯增加原分析事故之發生頻率或嚴重性（2）事故後氫氣的產生會不會影響事故發生的頻率，會不會影響爐心救援的系統、設備不可用率或人員操作的失敗機率，亦即必須評估會不會影響爐心損壞頻率(Core Damage Frequency, CDF)。另外，亦必須評估早期大量輻射外釋頻率(Large Early Release Frequency, LERF)會不會受到影響。

根據美國許多核電廠的申請資料：將圍阻體氫氣再結合器及圍阻體氫氣偵測器移出運轉規範並不會明顯增加原分析事故之發生頻率或嚴重性。因此預期核三廠的評估結果應該類似。（備註：ABS 提供的相關報告已依組織權責交由核三廠核技組安全評估課研究）

### 主題三、PSA 套裝分析軟體-ABS RISKMAN 軟體介紹

因為 ABS 乃一工程顧問公司，不可避免地會對參訪者進行商業行銷的工作。本次 ABS 所推薦的是其發展的風險評估工具-RISKMAN。RISKMAN 是一種安全度評估（PRA）的套裝分析軟體，其設計功能及特點完全符合 Regulatory Guide 1.200 的要求。RISKMAN 套裝軟體包含安全度評估（PRA）4 個主要的分析項目：數據分析(data analysis)、系統(故障樹)分析(system(fault tree) analysis)、天然災害分析(natural hazard analysis)以及事件樹分析(event tree analysis)。它使用現代的數學分析技術來進行精算以避免估計(approximations)發生，然而，當估計(approximations)是無法避免時，則其會計算出精確的誤差值，因此可幫助評估者掌握最精確的的狀態。此套裝分析軟體主要的特點簡介如下：

- 數據分析模組乃是貝氏(Bayesian)數據分析及管理的整合。其除了允許產生 6 種不同型態的數據分佈之外，對於那些不屬於標準分佈的其他數據也能夠處理。
- 在系統故障樹分析中，RISKMAN 使用二項式決策圖表(binary decision diagrams, BDD)來進行量化。BDD 能精確解讀系統故障樹中的”NOT Logic”而不僅只是加以估計而已。而這功能不是一般最小失效組合方法所能做到。此外，RISKMAN 有方便的功能可以幫助使用者增加或修改系統故障樹中的共因(common cause)部份。

- 天然災害模組評估災害的數據（地震、颱風等）並計算其發生頻率，亦評估其對設備及結構的損害。在類似 RISKMAN 的分析工具中，此種模組是獨一無二的。
- 第一階的廠內事件所得到的分析結果很容易擴充到廠外事件（地震、火災、颱風等）以及第二階的圍阻體失效的事件。而多階段的設計，也使得 RISKMAN 很容易應用至低功率或停機等組態的分析上。
- RISKMAN 可讓使用者進行內部的風險管理。在已建立的分析模組之下，RISKMAN 可追蹤不同的風險模式，允許使用者針對不同的假設進行比較及對照，以產生”如果發生什麼狀況”的事態，並顯示專業的結果以利管理者及管制單位的審查。
- 總而言之，RISKMAN 乃一整合性的安全評估工具，功能強大以及管理容易的特點，可成為核電廠風險管理的好幫手。

### 三、心得

- (1) 由於美國核電廠數目眾多，語言及文化一致，故其在相關工作上容易結合，各種組織或單位（如 INPO，PWROG，BWROG 等）發揮的空間及力量也較大，各電廠分擔的成本也因此得以降低。例如反應度管理部份，當 INPO 04-001（有效的反應度管理指引）一提出來，各核能組織隨即運作，開會討論、集思廣益來建立一套可行的通用作法，而後各廠再依自身的情況，適度修正此通用作法來建立所需的程序書或計劃。反觀本公司核電廠並無此種條件，因此應當持續與美國核電廠保持聯繫，取得其作法來作為參考，以期能符合相關的要求。
- (2) 美國核電廠的反應器工程師每年都會舉行「反應器工程師年會」，就重要議題及各種問題交換意見，因此若有各種問題，於會中提出多能獲得解決方法或得到協助及建議，因此各廠均會踴躍出席。然而此「反應器工程師年會」每年舉辦的時間及地點都不固定，使得本公司同仁若要出席，在相關出國申請手續及行程安排上會有困難，這也是本次未能參加此會議的原因，相當的可惜。
- (3) 在職出國以前，一直認為像美國這樣自由、開放的國家，在核能宣傳、與民眾溝通、開放參觀等工作必有值得觀摩學習之處，然事實卻並非如此。以 Turkey Point 核電廠來講，地理位置是非常偏遠的；電廠附近完全沒有人居住，Turkey Point 核電廠也沒有設立任何的對外接待中心，遑論公關人員了。特別是 911 恐怖攻擊事件後，更加強了入廠的查核，24 小時都有荷槍實彈的保安人員值勤（如圖 4），要進廠的手續相當繁瑣，尚須獲得廠長的同意，相當的不容易。相較之下，本公司的核能宣傳工作比較落實，也顯得平易近人多了。畢竟核能發電是需要民眾的支持與了解才能順利的推動。



圖 4、Turkey Point 核電廠入口全副武裝之保安人員

- (4) 本次乃單獨赴美，心中惶恐之情難免。拜網路資訊發達之賜，行前妥善蒐集相關資訊，建立適當的行程安排，儘量減少突發的狀況。另外出國期間，受到旅美台灣同胞的照顧，特別是桂慶寧博士與林超先生的協助與支持，使得職能順利完成出國任務並平安回國。所以日後有機會公務出國的同仁，若能事先充分準備，並得到國外台灣同胞的協助，相信能夠事半功倍，順利完成出國任務。此外出國期間，雖然英語能力可應付一般的需求，卻仍覺得有進步的空間，因此未來應持續加強英語能力。

#### 四、建議事項

- (1) 反應度管理部份：INPO 04-001 提出能夠減低事故整體風險及後果的有效的反應度管理計劃所必須具備的 8 項關鍵因素，並說明每一項因素的特徵以幫助訂定電廠特定的標準及期望。故核三廠應滿足此 8 項關鍵因素，才能符合目前國外核能界的主流標準。表 1 整理出核三廠之現行狀況與 INPO 8 項關鍵因素之比較，並建議未來改進的方向。此外，針對核三廠反應度管理績效指標的作法則建議如圖 5，以期能符合 INPO 的標準。

表 1、核三廠反應度管理之現行狀況與 INPO 8 項關鍵因素之比較

8 項關鍵因素及其內容	現行狀況及建議
因素 1：電廠對影響爐心反應度作業的管控政策。	可符合，仍有進步空間。
因素 2：電廠人員了解爐心運轉餘裕並且採保守性決策以維持爐心運轉限值有足夠的餘裕。	可符合，仍有進步空間。
因素 3：對於影響爐心反應度工作的掌控，程序書明確規定期望及工作部門間的權責。	1、尚未完全符合。 2、建議：編寫一指引性的反應度管理程序書來指引相關工作之遂行，以滿足此關鍵因素的要求。
因素 4：初次與再訓練計畫強調反應度管理，包括基本原理、實際應用與運轉經驗。	可符合，仍有進步空間。
因素 5：從事潛在影響爐心反應度的作業時，嚴格的使用防範人員疏失的工具。	可符合，仍有進步空間。
因素 6：即時改正會影響反應度控制或監視的設備缺陷。	可符合，仍有進步空間。
因素 7：進行反應度管理計劃的績效評量，監視趨勢變化以防範事件發生。	1、未符合。 2、建議：參考國外作法，建立反應度管理計劃的績效評量指標及作法，來滿足此關鍵因素的要求，建議作法如圖 5。
因素 8：運用自我評估及運轉經驗來強化反應度管理。	可符合，仍有進步空間。

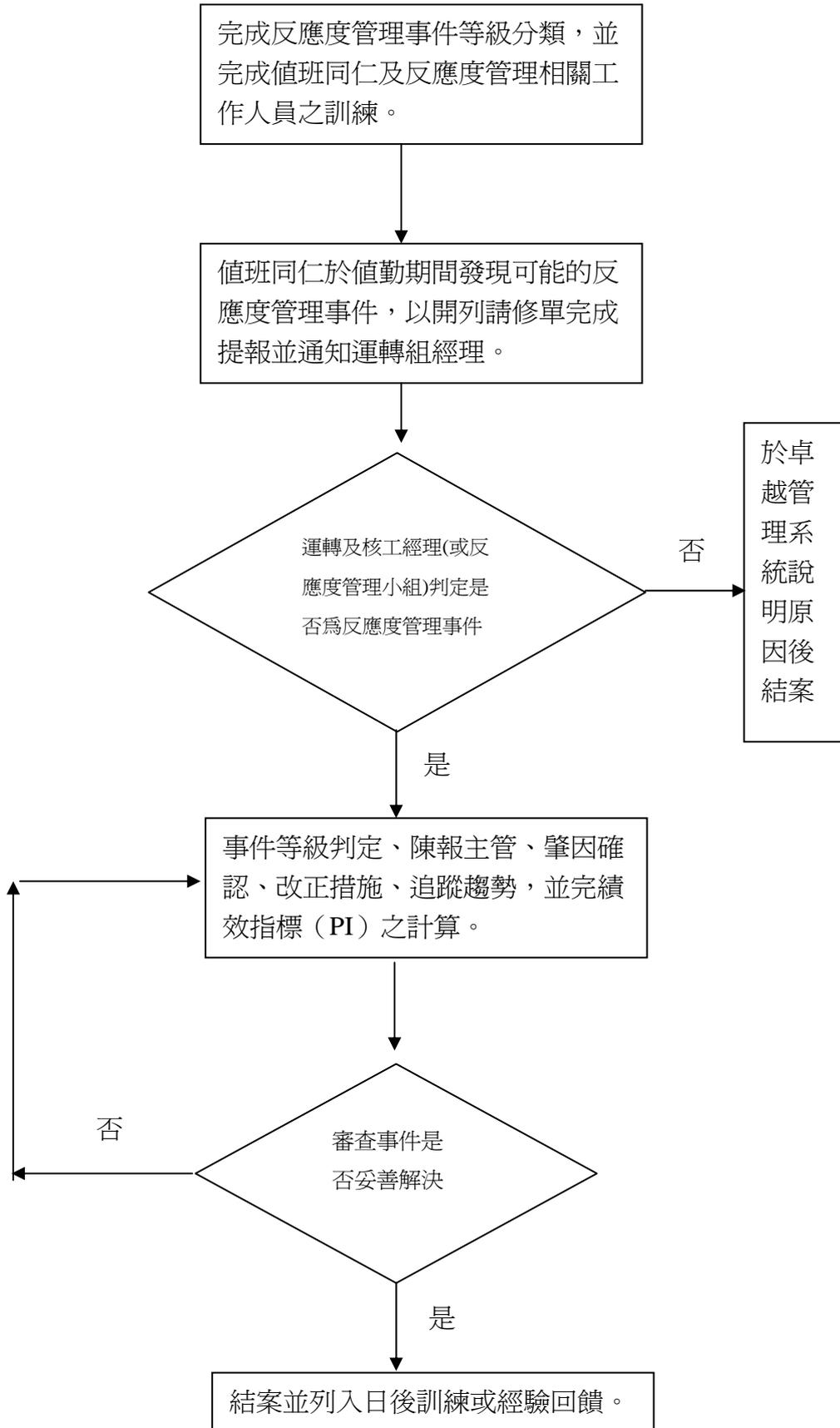


圖 5、核三廠反應度管理績效指標的建議作法

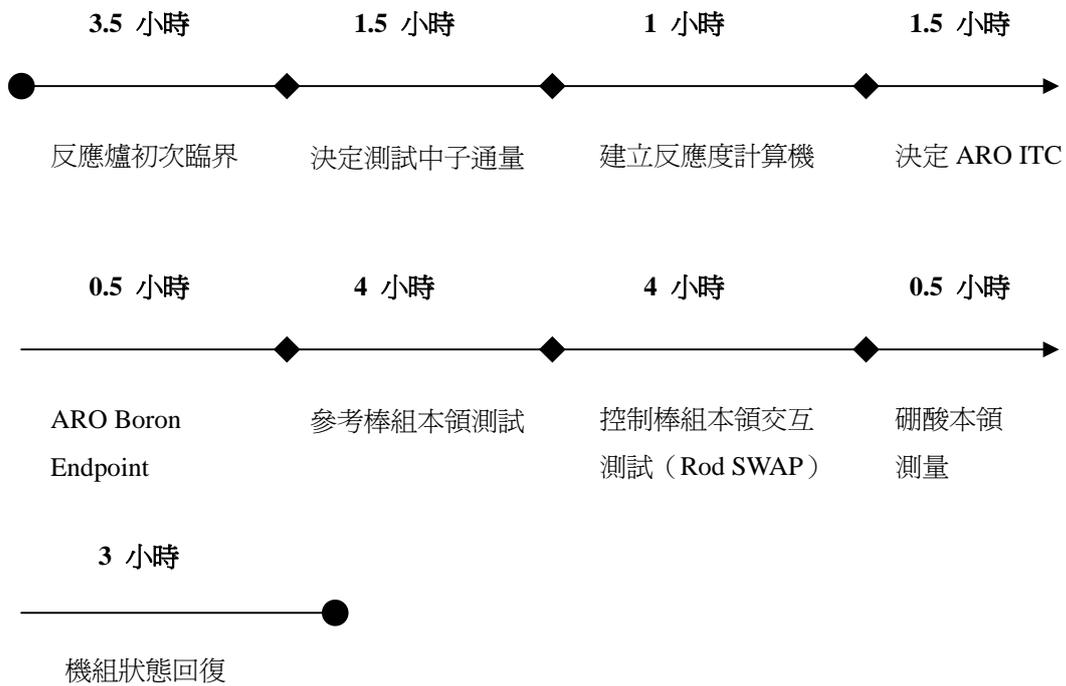
(2) 大修核工測試部份之建議分項說明如下：

- ① 爐心熱電偶 (TC) 及電阻溫度感測器 (RTD) 交互校準測試，其中 RTD 的部份，Turkey Point 核電廠的作法與核三廠非常類似，接受標準也一樣，故建議繼續維持現狀。至於 TC 的部份，Turkey Point 並未直接與 RTD 進行交互校準測試，而是引用 RTD 的測試結果來進行比較，且其接受標準 15°F 比核三廠的 5°F 寬鬆許多。而此 5°F 接受標準的依據來自當初西屋公司提供給核三廠的程序書，且並未註明其出處，故一直受到廠內儀控人員的質疑。就實務上而言，若把 TC 的測量部份從現有交互校準測試中移除，並不能明顯減少大修工期；但 TC 是屬於大範圍的溫度測量元件，也與機組的控制與保護無關，因此過於嚴格的接受標準並不符合 TC 測量溫度的設計原則，也造成工作人員無謂的負擔。經討論後，本報告建議仍維持現有 RTD 與 TC 交互校準測試的作法，但 TC 的接受標準仍維持現有的 5°F。日後若要修訂相關標準，應以廠家技術手冊為參考依據。
- ② 至於利用反應爐冷卻迴路肘管處的差壓 ( $\Delta P$ ) 量測來推算反應爐冷卻水流量，其方法乃是經由測量控制室保護櫃內特定接點的電壓，再經由電壓與差壓 ( $\Delta P$ ) 的換算表求得差壓 ( $\Delta P$ ) 進而推算出反應爐冷卻水流量。此電壓與差壓 ( $\Delta P$ ) 的換算表基本上並不變動，且每次大修時儀控人員均有程序書要求予以元件校正查證以確認與換算表一致，因此再予以重複確認意義似乎不大。此外由本次出訪的經驗來看，相較於熱平衡法 (Calorimetric)，這種方法比較粗略，同時運轉規範也無相關要求。因此本報告建議，於每次大修時查證電壓與差壓 ( $\Delta P$ ) 的換算表是否有變動，若有，則仍執行本項測試，若無，則就不需執行本項測試。如此一來，可有效縮短大修工期 1.5 至 2 小時。經討論後，決定修改現有作法，取消原程序中歸零點確認的操作，其餘部份則予以維持，目的在臨界前掌握反應爐冷卻水流量，以能提早發現問題。
- ③ Turkey Point 以 50 gpm (3.15 l/s) 的速率補水來臨界，大約是本廠目前的 2~3 倍，並且當 ICRR 接近 0.1 時才停止補水並確認是否臨界，此固然作法固然較快，但相對而言較不保守。Turkey Point 指出：因為有 ICRR 把關監控是否臨界，故其不認為有不保守或不安全之處。如果採行，可有效縮短大修工期 0.5~ 1 小時。但因涉及臨界安全之考量，且本廠是以核安為首要考量，故評估其利弊得失後，決定維持現有補水作法。
- ④ Turkey Point 透過妥善的研究及規劃，利用影響反應度參數之間的平衡原則來維持臨界，把原本個別處理的決定測試中子通量、建立反應度計算機、硼酸終點濃度測量等 3 項測試予以三合一，亦有可參考之處。其作

法是，當首次臨界達成之後，起始狀態為控制棒組 D 插入相當於預留約 40~50 pcm 反應度的棒位，而後將控制棒組 D 全部抽出(即相當於加入約 +40~50 pcm 的反應度)。將此 40~50 pcm 的反應度除以硼酸本領，即可得到一補償硼酸值，再將此補償硼酸值與測量到的硼酸值相加，即為硼酸終點濃度，此其一也。而在決定測試中子通量範圍部份，當加入此 +40~50 pcm 的反應度之後，中子通量即開始往上增加，而後核子加熱點 (POAH) 會出現。而中子通量上限以 POAH 出現時的中程階核儀 (IR) 電流值除以 3 來決定，此方式與核三廠類似 (除以 2)。然其中子通量下限是以 POAH 出現時的 IR 電流值直接除以 100 來決定，此方式與核三廠部份相同。核三廠會先嘗試去找出此下限值，但必要時也是以 POAH 出現時的 IR 電流值直接除以 100 來決定之，此其二也。在建立反應度計算機部份，Turkey Point 執行 2 次正週期查證 (或倍增時間 (doubling time) 查證)，而未執行負週期查證，其理由為正週期查證已確認相關輸入參數正確，故不再執行負週期查證。因此亦比核三廠來得快些。此外，當加入此 +40~50 pcm 的反應度之後，中子通量即開始往上增加，測試者可視狀況用以執行此正週期查證，此其三也，故稱之為 3 合 1。總體而言，其作法在不影響原測試的前提下可有效減少測試時間，但工作亂度較高。由於此 3 合 1 作法為數份程序書同時進行，造成工作亂度較高，故決定暫不執行，但作為日後參考的作法。

- ⑤ 控制棒組本領交互測試 (Rod SWAP) 由單一交互作法改採多重交互作法，此部份之比較如圖 7 所示。在單一交互作法中，每完成一次交互測試，參考棒組及測試棒組即須抽或插回原來位置，在硼酸濃度不變的前提下，此部份應與棒組本領測量無關。而在多重交互作法中，完成參考棒組及測試棒組 1 本領交換後，參考棒組先不動，測試棒組 2 先插入，測試棒組 1 再抽出，待測試棒組 1 全出後，再調整參考棒組棒位，使測試棒組 2 全入，如此依序類推來逐步完成所有棒組的本領測量。亦即為將原來的參考棒組及測試棒組本領交換，改為測試棒組之間本領交換，不足的部份再由參考棒組來補償。此作法的優點在於減少參考棒組抽插的時間，亦即減少了整個測試的時間，也就減少了大修的工期。以核三廠而言，如果操作純熟，平均應可減少 1 小時左右。然其缺點則在於操作亂度較高，稍一不慎，反而可能發生失誤，進而影響大修工作。經討論後，原則上將採用，但採用前將先和西屋公司討論。

① 核三廠 LPPT 執行現況（時間為預估值）



② Turkey Point 核電廠 LPPT 執行現況（時間為歷年平均值）

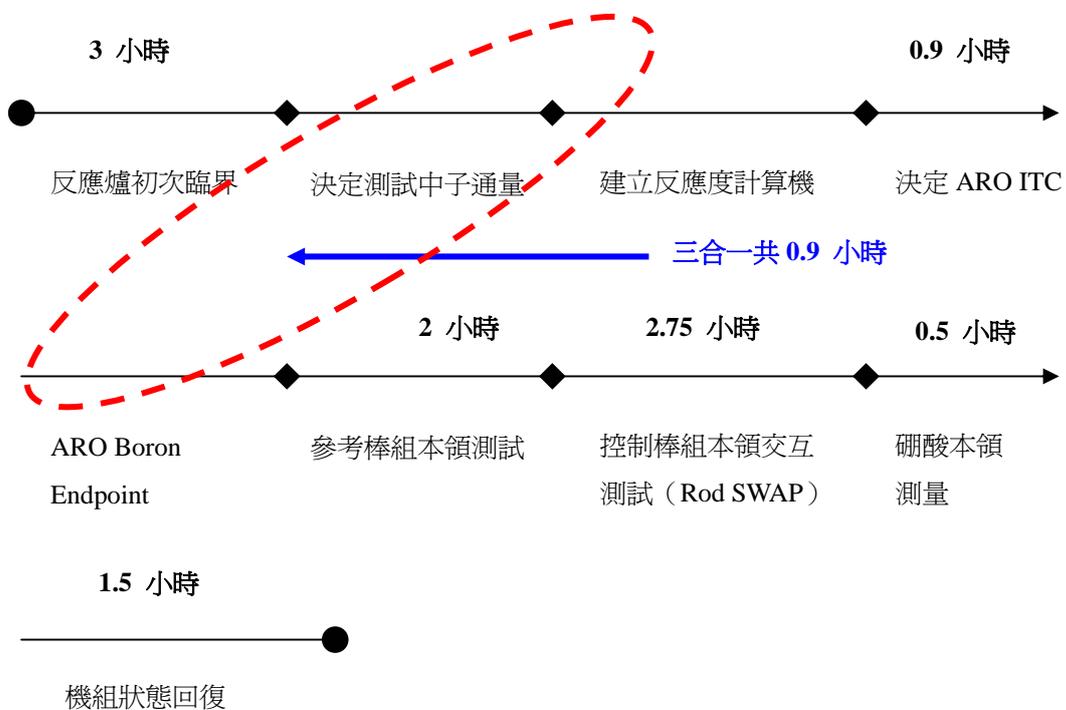
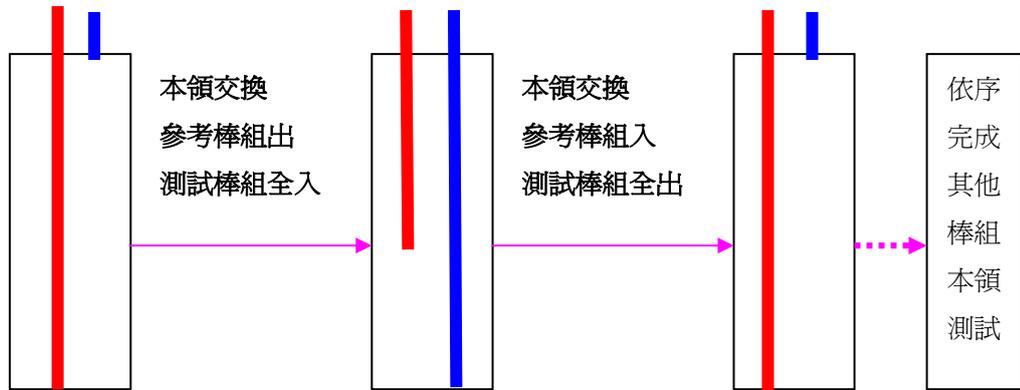


圖 6、核三廠與 Turkey Point 核電廠 LPPT 執行現況比較

① ROD SWAP 單一交互作法



**R**：參考棒組  
**X1**：測試棒組 1、**X2**：測試棒組 2、**X3**：測試棒組 3

② ROD SWAP 多重交互作法

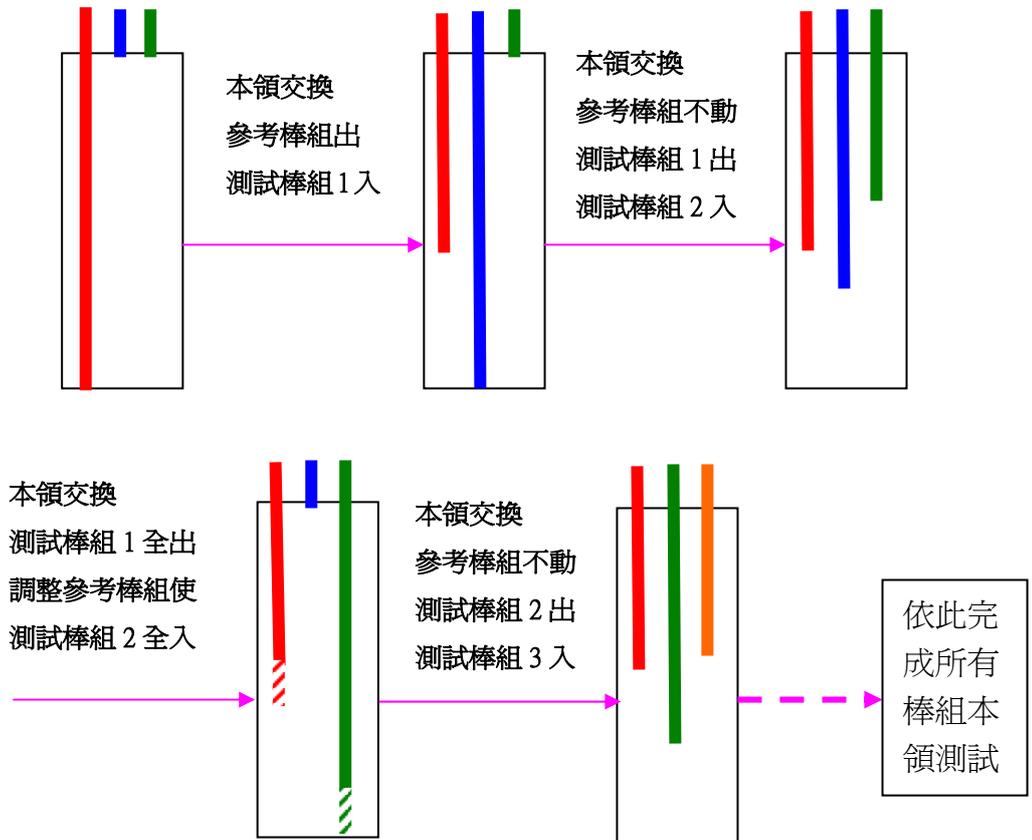


圖 7、ROD SWAP 單一交互與多重交互作法比較說明

- (3) PSA 為一十分有力的工具，而其最大的價值乃在針對電廠的需求作實務上的應用。其不但可以監視功率運轉及大修時電廠的安全性，並可以找出電廠的弱點並建議如何改善。此外若其應用規劃得當，則可以在不影響電廠安全性的前提下，來提升電廠的營運績效，以達成改進工作品質、降低成本及提高發電量的目標，使核能發電成為更具競爭力的發電方式。然而，PSA 的各項應用(如線上維修、運轉規範放寬等)均須獲得原能會的同意，因此建議本公司除更積極地規劃 PSA 的相關應用之外，更應加強與原能會的溝通及說明，使其了解相關應用的內涵，進而提高 PSA 相關應用申請案的成功率。
- (4) FPL 桂慶寧博士熱心於兩岸核能之發展，其並曾擔任本公司與核研所相關 PRA/PSA 合作計劃之顧問及指導大陸大亞灣核能電廠員工學習 PSA 應用相關知識。桂博士表示：可免費協助訓練本公司同仁如何有效應用 PSA 相關知識。方式是本公司派員至 FPL，為期約 2 至 3 個月，在桂博士的指導下，實際參與、投入並完成 FPL 公司核電廠相關 PSA 應用案例，如此當能事半功倍，日進有功。回國之後，便可將所學運用至工作上以貢獻於公司。此建議本公司相關單位可參考或擇賢辦理之。