

核三廠核安管制紅綠燈視察報告

(95 年第 1 季)

行政院原子能委員會 核能管制處

中華民國 95 年 5 月

目 錄

頁次

視察結果摘要	1
--------------	---

報告本文

核三廠一、二號機 95 年第 1 季運轉狀況.....	2
反應器安全基石視察	6
R04 設備配置查證	6
R05 防火每季視察	6
R11 訓練績效查證	7
R17 永久性電廠修改（核能同級品檢證作業查證）	9
R22 偵測試驗作業查證	13
其他基礎視察	15
OA1 安全績效指標確認	15
OA3 事件後續追蹤處理	18

附件

附件一 95 年度核三廠檢證作業及安全績效指標專案 視察計畫.....	23
附件二 核能同級品檢證作業注意改進事項.....	24
附件三 一號機冷凝器水箱冷凝管路海水洩漏事件注 意改進事項.....	25

附件四	一、二號機主冷凝器護罩掉落造成破管事件 檢討會議紀錄.....	26
附件五	二號機反應爐冷卻水系統迴路 1 流量傳送器 BB-FT416 漂移偏高事件視察備忘錄.....	27
附件六	二號機反應爐冷卻水泵 B 台軸封洩漏量偏低 事件台電回文.....	28

視察結果摘要

本年度（95）第 1 季核安管制紅綠燈之視察工作，涵蓋 12 週之駐廠視察及 1 次專案視察，此兩類視察與核安管制紅綠燈有關之視察項目，已於本年度第 1 季前，依據不同之視察頻率預先排定。本季駐廠視察部分，由本會 5 位視察員分別進行，視察項目與核安管制紅綠燈有關部分包括設備配置查證、防火每季視察、訓練績效查證及偵測試驗作業查證；另駐廠期間，發生設備故障事件，造成機組降載大於 20% 全功率或停機時，則列為事件後續追蹤處理之視察項目。本季專案視察部分，於 95 年 2 月 20 日至 23 日，由本會 6 位視察員，以團隊視察方式執行，視察計畫如附件一，視察項目包括核能同級品檢證作業及安全績效指標確認查證。

本季設備配置查證、訓練績效查證等 2 項沒有發現缺失；偵測試驗作業查證有 1 項發現、防火每季視察有 2 項發現，評估視察發現尚未顯著影響系統功能。綜合上述評估結果，屬無安全顧慮之綠色燈號。

核能同級品檢證作業查證共有 6 項發現，內容皆屬文件管制作業疏失及管控不夠確實，尚未顯著影響系統功能，故評估結果，屬無安全顧慮之綠色燈號。

安全績效指標確認共有 6 項發現，主要皆為計算安全績效指標時，因作業疏忽或作業要點敘述不明確而未將故障紀錄列入計算等問題，造成安全指標值有低估情況。初步重新計算及評估視察發現尚未顯著影響安全績效指標，故評估結果，屬無安全顧慮之綠色燈號。

事件後續追蹤處理之視察項目，本季因故障設備導致影響正常運轉之事件，共計有 5 件。其中 2 件故障設備相雷同，但分屬不同機組；另外 3 件，分別為一號機 1 件，二號機 2 件。5 件中 1 件已結案，其他 4 件則分別持續追蹤其肇因分析及後續處理狀況，而本視察項目之綜合評估結果，屬無安全顧慮之情況。

報告本文

核三廠一、二號機 95 年第 1 季運轉狀況

核三廠一號機

本季一號機之降載或停機狀況計有：

1. 降載至 95%功率執行緩和劑溫度係數(MTC)測量（例行）
2. 降載至 80-81%功率執行主汽機控制閥定期測試（例行）
3. 降載至 83%檢修加熱器洩水泵馬達 AF-M021（設備故障檢修）
4. 停機檢修冷凝器 B-西水箱漏海水（設備故障檢修）

詳細資料如下表。

日 期	時 間	內 容	摘 要
95 年 1 月 4 日	21:20	反應器功率 99.9%，發電機出力 938MWE，開始降載準備檢修加熱器洩水泵馬達 AF-M021。	
	22:50	反應器功率 83%，發電機出力 756MWE，停止降載。	
	23:20	AF-M021 檢修完成，反應器功率 83%，發電機出力 765MWE，開始升載。	
	23:50	反應器功率 88%，發電機出力 815MWE，因 AF-M021 尚有異狀，停止升載。	
95 年 1 月 5 日	01:46	開始降載檢修加熱器洩水泵馬達 AF-M021。	
	02:03	反應器功率 80.5%，停止降載。	
	08:30	反應器功率 80%，發電機出力 755MWE。	
	19:04	執行主汽機控制閥定期測試(630-O-006.2)。	
	19:15	主汽機控制閥定期測試完成，反應器功率 78%，發電機出力 730MWE，開始升載。	
	22:00	反應器功率 99.9%，發電機出力 938MWE，停止升載。	

95 年 2 月 5 日	09:00	反應器功率 100%，發電機出力 938MWE，開始降載準備執行主汽機控制閥定期測試(630-O-006.2)。
	10:51	反應器功率 81%，發電機出力 774MWE，停止降載。
	11:01	主汽機控制閥定期測試完成，反應器功率 81%，發電機出力 771MWE，開始升載。
	14:12	反應器功率 99.99%，發電機出力 932MWE，機組恢復滿載運轉。
95 年 2 月 15 日	10:10	開始執行緩和劑溫度係數(MTC)測量(600-N-009)，執行期間機組降載至 95%功率。
	10:43	完成緩和劑溫度係數(MTC)之測量，機組恢復滿載運轉。
95 年 3 月 11 日	09:00	反應器功率 100%，發電機出力 936MWE，開始降載準備執行主汽機控制閥定期測試(630-O-006.2)。
	10:42	反應器功率 81%，發電機出力 778MWE，停止降載。
	10:55	主汽機控制閥定期測試完成，反應器功率 82.3%，開始升載。
	13:00	反應器功率 99.6%，發電機出力 937MWE，機組恢復滿載運轉。
95 年 3 月 12 日	05:29	反應器功率 100%，開始降載準備停機檢修冷凝器 B-西水箱漏海水。
	09:05	機組解聯，開始檢修冷凝器 B-西水箱漏海水。
95 年 3 月 16 日	07:45	冷凝器 B-西水箱漏海水檢修完成，機組起動達到臨界。
95 年 3 月 17 日	01:15	機組併聯升載。
	14:50	發電機出力 920MWE，機組恢復滿載運轉。

核三廠二號機

本季二號機機組之降載或停機狀況計有：

1. 降載至 81%功率執行主汽機控制閥定期測試（例行）
2. 降載至 25.5%功率更換反應爐冷卻水系統第一迴路流量傳送器（設備故障檢修）
3. 降載至 74%功率檢修冷凝器水箱 B 西側漏海水（設備故障檢修）
4. 停機檢修反應爐冷卻水泵 B 軸封（設備故障檢修）

詳細資料如下表。

日 期	時 間	內 容 摘 要
95 年 1 月 7 日	06:00	反應器功率 100%，發電機出力 946MWE，開始降載準備執行主汽機控制閥定期測試(630-O-006.2)。
	09:50	反應器功率 81%，發電機出力 776MWE，停止降載，執行主汽機控制閥定期測試。
	09:57	主汽機控制閥定期測試完成，開始升載。
	14:20	反應器功率 99.9%，發電機出力 943MWE，機組恢復滿載運轉。
95 年 2 月 9 日	15:12	反應器功率 99.9%，發電機出力 951MWE，開始降載準備更換反應爐冷卻水系統第一迴路流量傳送器(BB-FT416)。
95 年 2 月 10 日	07:00	反應器功率 25.5%，發電機出力 184MWE，停止降載。
	10:30	BB-FT416 更換完成，恢復可用(600-O-001 完成)，開始升載。
	12:06	反應爐冷卻水泵 B #1 軸封 Leak Off 0.038 l/s，停止升載，12:50 繼續升載。
95 年 2 月 11 日	13:30	反應器功率 80.5%，發電機出力 726MWE，停止降載，13:48 執行主汽機控制閥定期測試(630-O-006.2)。

	21:10	主汽機控制閥定期測試完成，反應器功率 80%，發電機出力 771MWE，繼續升載。
	22:30	反應器功率 82.5%，主飼水泵 B 台最小流量 AE-V075 下游 PP-918 與最小流量管接縫處漏蒸汽，暫停升載。
95 年 2 月 12 日	02:30	反應器功率 83%，發電機出力 760MWE，開始緩慢升載。
	10:00	反應器功率 100%，發電機出力 944MWE，機組恢復滿載運轉。
	19:48	冷凝器水箱 B 西側漏海水，機組開始降載。
	20:45	反應器功率 74%，發電機出力 700MWE。
	21:26	蒸汽產生器 C 陽離子導電度大於 1，進入 ACTION 2。
95 年 2 月 13 日	07:30	反應器功率 74%，發電機出力 690MWE，機組開始降載。
	12:38	機組解聯，準備檢修反應爐冷卻水泵 B 軸封。
95 年 2 月 20 日	20:46	反應爐冷卻水泵 B 軸封檢修完成，機組開始抽控制棒。
	21:19	反應器臨界在 D 組棒位 155 節。
95 年 2 月 21 日	12:02	發電機併聯。
	08:00	升載至反應器功率 100%，發電機出力 950MWE。
95 年 3 月 18 日	06:00	反應器功率 100%，發電機出力 945MWE，開始降載準備執行主汽機控制閥定期測試 (630-O-006.2)。
	10:00	反應器功率 80%，發電機出力 770MWE，停止降載。
	10:06	主汽機控制閥定期測試完成，反應器功率 80%，發電機出力 770MWE，開始升載。
	14:20	反應器功率 100%，發電機出力 945MWE，機組恢復滿載運轉。

反應器安全基石視察（含肇始事件、救援系統及屏障完整三項基石）

R04 設備配置查證

視察範圍

本項視察係參考美國核管會視察手冊 71111.04「設備配置（equipment alignment）」之內容，挑選核三廠一/二號機三個安全相關系統之設備配置進行查核。視察方式包括查核閥門排列相關之程序書/相關圖面內容正確性與適切性，並至現場實地查對閥位排列、閥門標示狀況是否與程序書/相關圖面相符。三個安全相關系統分別為

1. 一、二號機之輔助飼水系統
2. 一、二號機之圍阻體噴灑系統
3. 一號機之餘熱移除系統

其中圍阻體噴灑系統屬「屏障完整」之安全基石，輔助飼水系統及餘熱移除系統屬「救援系統」之安全基石。

視察發現

三個安全相關系統視察結果，並無安全顯著之發現。

R05 防火每季視察

視察範圍

本項視察係參考美國核管會視察手冊 71111.05「火災防護（fire protection）」之內容，視察範圍包括：

1. 核三廠一號機 RHR、CCP 泵室周圍防火相關設備檢查

2. 馬達帶動消防水泵、CO₂儲存槽可用性測試
3. 一、二號機控制廠房 80 呎區域火災防護（包括緊要寒水 A/B 串泵室、4.16KV 安全匯流排 A/B 串開關設備室）

視察方法以現場觀察、紀錄審查、人員訪談方式進行，並依據相關作業程序、設備配置、測試結果來判定是否與規定相符。

依據本次防火每季視察內容涵蓋「肇始事件」及「救援系統」兩項安全基石。

視察發現

本項視察發現 CCP B 台泵室附近防火擋板人孔蓋並未鎖好，已請隨行工安課謝股長通知相關單位改善。另視察發現緊要寒水 A 串泵室中有 A/B 兩串電纜線經過，雖然 B 串電纜以防火材料包覆以避免火災延燒所導致的共因失效，但在核三廠自行之風險評估中，仍認為屬較高風險的部分，目前核三廠正評估準備成立設備設計修改申請（DCR），以區隔兩串電纜方式來降低火災風險，此部分也已在本會之管制追蹤案中列管。本季整體視察結果，並無安全顯著之發現。

R11 訓練績效查證

視察範圍

訓練績效查證為駐廠視察員每週之例行工作，查證對象包含執照及非執照人員職務相關之訓練，其中執照人員訓練視察係參考美國核管會視察手冊 71111.11「執照人員資格再鑑定計畫（licensed operator requalification program）」之內容。訓練績效查證作業主要在核三廠訓練中心進行，部分則在現場進行實作演練，因訓練本身並無一/二號機之區分，故屬兩部機共用範圍，本

季視察之訓練課程共 15 項，分述如下。

1. 電源調度與電壓控制實務
2. 核一、二運轉規範遵循違規案例研討
3. WANO/INPO 網頁資訊使用說明
4. 機組起動併聯升載(Fisher 數位化接收測試)
5. 機組熱待機至熱停機操作
6. 核三 318 事件研討
7. 運轉相關資料運用說明
8. 機組冷停機至熱停機(Fisher 數位化接收測試)
9. 運轉規範 MSIV 快速關閉測試要求與運轉限制 (LCO) /偵測試驗要求 (SR) 應用說明
- 10.運轉員基本專業上的不足研討
- 11.機組降載解聯操作演練(含 RCP 軸封洩漏異常事故演練)
- 12.機組降載解聯操作
- 13.燃料吊掛作業/防止異物入侵/人為疏失案例及經驗回饋
- 14.系統及設備洩漏措施
- 15.狀況資料提報系統解說

視察方法以講師專業、教材內容，以及值班人員參加課程之專注程度作為符合訓練要求之判斷。

依據本次訓練績效查證內容涵蓋「救援系統」及「屏障完整」兩項安全基石。

視察發現

綜合本季之訓練績效查證，並無安全顯著之發現。

R17 永久性電廠修改（核能同級品檢證作業查證）

視察範圍

核能電廠安全相關系統零組件其製造商或供應商之品保制度須符合 10CFR50 Appendix B 之要求。近年來由於美國核能工業不景氣，致使符合上述規定之供應商或製造商減少，部份核能級零組件不再生產，核電廠基於運轉維護需要，只有採購商用規格零組件代用。為確保核電廠之運轉安全，必須掌握商用規格零組件之品質，其產品必須經過嚴謹的檢證合格後才能替代原核能級產品。依核子反應器設施管制法第 16 條規定經報請本會核准後得採用經本會認可之機構檢證合格之產品，台電公司可在符合本會「核能同級品檢證作業及檢證機構認可管理辦法」及「核能同級品使用導則」下，經過審慎評估、選擇、測試、核准、允收等過程，將商業級設備及零組件經檢證成為核能同級品，以供核電廠運轉維護使用。

本次核能同級品檢證作業查證，於 95 年 2 月 20 日至 24 日，以團隊視察方式進行。視察範圍不分一/二號機，係針對核三廠 90 年以後所申請的檢證項目及現場所使用的檢證品。依據本次視察範圍內容，可區分成 7 個視察項目，分述如下。

1. PQ 變流器電子卡片(DDR -90007S)
2. 固態邏輯保護系統電子卡片(DDR-90003S、DDR- 91005、DDR -92006S)
3. 強震急停裝置(DDR- 93003)

4. 6 吋蝶閥(DDR 90004S)及緊要寒水泵馬達 (DDR-84002S)
5. 緊急柴油發電機系統零件 (DDR- 91009S)
6. 檢證品備品之儲存 (電子卡片、主蒸汽安全閥之螺栓)
7. 檢證品增設後涉及設計修改之管制程序

註：DDR 係 Dedication Request 之縮寫，其意義為「檢證申請」

視察方式除依據本會訂定之「核能同級品檢證作業及檢證機構認可管理辦法」、「核能同級品使用導則」規定外，另依電廠程序書 1103.05 進行核對。

依據本次核能同級品檢證作業查證內容涵蓋「肇始事件」、「救援系統」及「屏障完整」等三項安全基石。

視察發現

簡介

本項視察除強震急停裝置(DDR-93003)完全符合規定外，其它 6 項視察發現，經評估此 6 項視察發現尚未顯著影響系統安全功能，故評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。

說明

1. PQ 變流器電子卡片(DDR -90007S)

有檢證作業程序待補正及檢證作業成套文件不全之情況。DDR 結案成套文件僅見檢證報告，未見程序書 1103.05 規定之「DDR 申請、審查、及核准」、「檢證計畫審查」、「檢證作業執行、驗收」等項作業所應具備之相關文件，包括核能同級品組件檢證申請書、器材重要特性／參數比較表、技術評估及檢證規範、SORC 審核表、檢證計畫及其他相關資料，以及相關單位、人

員之審查紀錄。

2. 固態邏輯保護系統電子卡片(DDR-90003S、DDR-91005、DDR-92006S)

三項 DDR 均存在之發現

反應器保護系統積體電路之關鍵特性，除型態、可用性外，尚包含增益值、輸入/出阻抗、頻率響應，惟反應器保護系統所用之檢證電子卡片，並未將增益值、輸入/出阻抗、頻率響應納入關鍵特性進行評估，驗證與原卡片是否相當，建議電廠就此部分再進行評估檢討。

DDR-90003S、DDR -92006S 存在之缺失

與前第 1 項 PQ 變流器電子卡片(DDR -90007S)發現雷同。

DDR-91005 存在之發現

可行性評估中未依程序書規定訂定環境驗證（EQ）。電子卡片所用之 IC，除功能測試外，依中科院報告資料尚有進行耐雜訊測試；但檢證之電子卡片僅進行功能測試，建議未來電子卡片檢證作業可考慮納入耐雜訊測試。

3. 6 吋蝶閥(DDR 90004S)、緊要寒水泵馬達（DDR-84002S）

與前第 1 項 PQ 變流器電子卡片(DDR -90007S)發現雷同。

4. 緊急柴油發電機系統零件（DDR- 91009S）

有檢證作業程序待補正及檢證作業成套文件不全之情況：成套文件目前僅含 ESI 提供之品質符合證明書，相關之資料仍需補齊，若檢證報告存檔於廠家，台電公司應執行稽查確認，並於稽查報告中敘述檢證品之符合性。

5. 檢證品備品之儲存（電子卡片、主蒸汽安全閥之螺栓）

備品料帳資料完整性待加強。

6. 檢證品增設後涉及設計修改之管制程序

控制廠房通風系統(GK)馬達更換後未以 DCR/EMR 程序管制。

分析

1. PQ 變流器電子卡片之檢證作業程序待補正及檢證作業成套文件不全之問題，應未顯著影響系統安全功能，評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
2. 固態邏輯保護系統電子卡片相關之視察發現，依據過去經驗，有可能會增加誤動作跳機之風險，因其基本設計為故障跳脫，故不致會影響應有之跳機安全功能，評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
3. 6 吋蝶閥及緊要寒水泵馬達之視察發現，與 PQ 變流器電子卡片狀況雷同，故評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
4. 緊急柴油發電機系統零件之視察發現，與 PQ 變流器電子卡片狀況雷同，故評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
5. 檢證品備品儲存料帳管理問題之視察發現，與安全系統功能無直接之關連性，評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
6. 檢證品增設後涉及設計修改之管制程序之視察發現，因控制廠房通風系統，其部分設備雖與安全有關，但並不屬於事故時緊急救援所需系統，故評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。

處置

對於以上發現已開立「注意改進事項」（編號 AN-AS-95-004）

如附件二，將持續追蹤後續改善狀況。

R22 偵測試驗作業查證

視察範圍

偵測試驗作業查證亦為駐廠視察員每週之例行工作。偵測試驗係為確認正常備用之安全相關系統仍能維持其設計之安全功能。本項視察，係參考美國核管會視察手冊 71111.22「偵測試驗 (surveillance test)」之內容。本季所選定之查證系統及所屬安全基石，區分成核三廠一/二號機兩部分，分別說明如下。

核三廠一號機

1. 反應器保護系統A串邏輯測試（屏障完整）
2. 反應爐冷卻水泵軸封注水流量測試（屏障完整）
3. 輔助飼水閥位確認及泵定期測試（救援系統）
4. 反應爐冷卻水泵低電壓跳脫動作元件及低頻率跳脫動作元件操作測試（屏障完整）
5. 控制室緊急空氣淨化系統運轉測試（救援系統）
6. 爐心中子通量分布測量（屏障完整）
7. 爐內功率分布測量軸向功率偏差與設計值比較（屏障完整）
8. 緩和劑溫度係數（MTC）測量（屏障完整）
9. PT-474 主蒸汽管路破管保護迴路功能測試（屏障完整）
10. 主蒸汽系統管閥可用性測試（救援系統）

11.正常運轉中無法測試之主蒸汽隔離閥可用性測試（救援系統）

12.控制棒抽插季測試（屏障完整）

13.緊急柴油發電機 S 台可用性測試（救援系統）

核三廠二號機

1. 緊急柴油發電機 A 台可用性測試（救援系統）

2. 反應爐保護系統 B 串邏輯雙月測試（屏障完整）

3. 中央寒水閥可用性測試（屏障完整）

4. 緊急柴油發電機 S 台可用性測試（救援系統）

5. 主蒸汽隔離閥 A 串可用性測試（救援系統）

6. 緊急柴油發電機 B 台可用性測試（救援系統）

7. 緊急安全注水泵測試（救援系統）

8. 化學與體積控制系統（CVCS）管閥可用性測試（救援系統）

9. 反應器保護系統 B 串邏輯雙月測試（屏障完整）

10.輔助飼水閥位確認及泵定期測試（救援系統）

11.直流蓄電池組季測試（救援系統）

每週偵測試驗作業之主要查證項目包含偵測試驗前之準備（含工具箱會議執行狀況）、測試時程序書之遵循、測試結果是否合乎要求判定及處理、測試後之設備復原程序。

視察發現

本季之偵測試驗作業，其中執行二號機中央寒水閥可用性時，圍阻體隔離閥 GB-HV201 關閉時間（10.09 秒）大於法規接

受時間（10 秒），因而宣布 GB-HV201 不可使用，並開立請修單 SWR：OA2-950078，經機械課派人檢修潤滑後，重新測試結果關閉時間（8.89 秒）合乎法規接受時間，宣布 GB-HV201 恢復可用；其餘測試結果均符合程序書要求，經綜合評估，屬無安全顧慮之綠色燈號。

其他基礎視察

OA1 安全績效指標確認

視察範圍

安全績效指標（Performance Indicator；簡稱 PI）係台電公司各核能電廠，依據台電公司核安處公布之「核能電廠安全績效指標評鑑作業要點」及參考美國核管會（NRC）所引用之安全績效指標導則 NEI 99-02「Regulatory Assessment PI Guideline」。針對三項安全基石共 10 項 PI（肇始事件 3 項、救援系統 5 項、屏障完整 2 項），蒐集電廠之運轉、測試及維護等資料，以季為單位，統計及計算電廠之 PI，並將各指標計算結果陳報本會，待本會審核無誤後，台電公司及本會各將此指標於相關網站上公布，本會網站名稱為核安管制紅綠燈之「績效指標」。

本會除審核每季台電公司提供之績效指標資料外，並排定每年兩次，由本會視察員至各核能電廠，進行現場之確認工作。去年（94 年）之先導視察時，為本會第一次執行安全績效指標之確認工作，相關視察發現共兩項，並開立注意改進事項（編號 AN-MS-94-008）當作後續之追蹤事項。

今年（95 年）第一次 PI 確認工作，於 95 年 2 月 20 日至 24 日，以團隊視察方式進行，視察範圍除前述之追蹤事項外，另針對 94 年第 4 季 10 項 PI 進行查證。查證方式分成兩方面進行，

一為現場訪談，另一為資料完整性及計算方式之查證。其中現場訪談部分，是與台電公司核安處及核三廠相關承辦人探討其作業之適切性及周延性。

視察發現

前次開立注改事項（編號 AN-MS-94-008）之處理狀況追蹤情形

1. 有關台電公司核安處再行檢討 NEI 99-02 (Rev. 2) 內容，修訂「核能電廠安全績效指標評鑑作業要點」部分，核安處預定進度為 95 年 3 月底完成各廠訓練、95 年 4 月底徵詢各方意見、95 年 5 月底完成修訂意見溝通討論、95 年 6 月底完成修訂版之作業要點。
2. 請台電公司核安處執行「核三廠安全績效指標評鑑作業」之查核，以確定其安全績效指標計算之正確性。本項核安處駐核三廠安全小組已於 94 年 11 月 30 日完成。

上季（94 年第 4 季）安全績效指標查證結果

1. 肇始事件（共 3 項指標）

（1）前 4 季每 7000 臨界小時非計劃性反應爐急停

本項指標之視察發現一號機 93 年第 4 季之「前 4 季總臨界時數」未扣除大修時數，此發現影響本項指標 94 年第 1、2、3 季之計算結果，核三廠已立即完成更正，但對於 94 年第 4 季之計算結果則不影響。

（2）前 12 季非計劃性反應爐急停且喪失正常熱移除

經查證資料正確無誤。

（3）前 4 季每 7000 臨界小時非計劃性功率變動>20%額定功率之次數

本項指標有 2 項視察發現：其一同前肇始事件第 (1) 項所述。其二為一號機功率之變動紀錄，經查證應為兩次 (94 年 11/23-12/05、12/13)，但於變動原因中說明為因原因相同，僅記錄一次，無特別說明此作法之依據來自何處。

2. 救援系統 (共 5 項指標)

(1) 前 12 季緊急交流電源-柴油機 (EDG)

本項指標之視察發現一號機 94 年 10/26、11/01、11/29、12/27、12/29 日及二號機 94 年 10/14、11/09、12/13 日，均發現 EDG A 或 B 串執行預防保養作業，但未納入計算。

(2) 前 12 季高壓注水 (HPCI) 安全系統不可用率

本項指標之視察發現支援系統緊要寒水器 GJ-A-Z006 維修不可用，其被支援系統 (如 HPCI A 串及 S 串、AFW A 串及 S 串、RHR A 串) 是否亦為不可用，未評估其是否應納入本項指標計算。另核安處之「核能電廠安全績效指標評鑑作業要點」中亦未提及支援系統不可用之判定準則。

(3) 前 12 季輔助飼水 (AFW) 安全系統不可用率

同前救援系統第 (2) 項所述。

(4) 前 12 季餘熱移除 (RHR) 安全系統不可用率

同前救援系統第 (2) 項所述。

(5) 前 4 季安全系統功能失效次數

經查證資料正確無誤。

3. 屏障完整（共 2 項指標）

（1）前 4 季反應爐冷卻水系統 (RCS) 比活度

比活度量測之加馬能譜計測不準度軟體修改方式，請電廠多方參考友廠作法後再進行改善，另數據資料經查證正確無誤。

（2）前 4 季反應爐冷卻水系統 (RCS) 洩漏率

經查證資料正確無誤。

本次 PI 確認視察，有關注改（AN-MS-94-008）現況，請台電公司核安處駐核三廠安全小組執行 PI 查證部分同意結案；與 PI 作業要點有關部分，將於台電核安處執行安全績效指標作業要點修訂期間，繼續追蹤其處理狀況。有關視察發現與影響 PI 計算結果有關部分，台電公司承諾下一季陳報安全績效指標狀況時，將會依據本次視察發現修正，並於該份報告中提出更新部分及其說明。而本次之視察發現，經重新保守計算各項安全績效指標仍屬無安全顧慮之綠色燈號。

OA3 事件後續追蹤處理

本季核三廠一/二號機因設備故障檢修，導致影響正常運轉之事件，共計有 5 件。其中 2 件故障設備及肇因相雷同，但分屬不同機組；另外 3 件，分別為一號機 1 件，二號機 2 件。後續追蹤狀況分述如下。

一/二號機共同部分（主冷凝器破管事件）

簡介

主冷凝器發生破管後，冷卻海水從破管處滲漏至主冷凝器熱

井，造成熱井鈉離子濃度上升，並影響蒸汽產生器之正常水質，由於主冷凝器不屬於安全相關設備，尚未影響機組之安全功能，故評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。

事件說明

一號機之主冷凝器破管事件，於去年（94 年）年底已經發生，本會視察員於今年 1 月開立一份注意改進事項（編號 AN-MS-95-001）如附件三，要求電廠追查肇因。而二號機部分於今年 2 月也發生相同事件；經追查肇因後，本會要求核三廠於今年 3 月 23 日到會報告，本項發生肇因為主冷凝器上方之低壓飼水加熱器不鏽鋼護罩，因焊道強度不足並在高速蒸汽流持續衝擊下掉落，損及下方之主冷凝器冷卻水管而發生破管事件；而焊接不良的主要原因為無相關檢修程序書及檢驗員未依設計圖面之焊接規範進行檢驗，導致焊接品質與實際要求不符。

分析

主冷凝器相關設施屬與發電有關之設備，如果發生故障情況，只要依據相關程序書執行後續之降載或停機檢修作業，應不致影響機組安全。惟焊接作業品質及經驗回饋至核一/二廠、滲漏海水長期進入蒸汽產生器所產生之影響，均應列為後續追蹤事項。

處置

對於以上發現已以會議紀錄（如附件四）發函台電公司（文號：會核字第 0950008776 號），將持續追蹤後續處理狀況。

一號機部分（飼水加熱器洩水泵高振動事件）

事件說明

94 年 12 月 31 日起，一號機飼水加熱器洩水泵 A 台 AF-P021

之馬達振動值即逐漸升高，95 年 1 月 4 日 21：12 加熱器洩水泵高振動警報出現，經值班人員確認 AF-M021 之振動值由 3.3 mil 升至 4 mil，隨後再上升至 10 mil（馬達部分之 alert 值：>4 mil；danger 值：>6 mil），機組於 1 月 4 日 21：20 開始降載檢修。當週駐廠視查員即針對 AF-P021 之振動肇因及檢修後狀況進行查證。

視察發現

經查證振動儀器正常，且停止 AF-P021 前現場有異音之情形，核三廠電氣課判斷應是馬達軸承損壞，決定更換馬達。檢修後起動 AF-P021，量測馬達振動值為 1.1 mil，設備回復正常，由於 AF-P021 為非安全相關設備，故障僅影響發電效率，無安全顯著之發現。

二號機部分

二號機反應爐冷卻水系統流量傳送器 BB-FT416 漂移偏高事件

簡介

本事件發生之故障設備 BB-FT416，為機組跳機信號之一，而引發該信號動作之儀器共有 3 個（另 2 個為 BB-FT414、415），並以 3 選 2 邏輯引動（3 個中有 2 個動作即引發跳機），漂移偏高現象會造成該儀器信號動作失效，此次故障屬單一事件（即另外 2 個儀器動作正常），其跳機功能仍然維持正常，因此尚未影響機組之安全功能。惟若發生共因故障（3 個儀器同時漂移偏高），對安全跳機功能將會造成影響。

事件說明

95 年 2 月 9 日，核三廠值班人員發現 BB-FT416 指示不正常，

經維護部門檢查後確認 BB-FT416 傳送器有漂移偏高現象，決定於 95 年 2 月 10 日上午降載至 25%更換傳送器，更換後之流量指示已恢復正常；當週之駐廠視查員，即針對該傳送器故障原因進行查證。

分析

反應爐冷卻水系統共有 3 個迴路，每個迴路之流量傳送器有 3 個，3 個迴路共計有 9 個；在高功率（>30%額定功率）運轉狀況下，任一迴路中流量低，為防範燃料護套高溫而影響燃料完整性，即以安全跳機當作保護。每迴路的 3 個流量傳送器，以 3 選 2 邏輯引動跳機信號，此種設計允許其中 1 個故障，即另 2 個動作正常，仍然可引動安全跳機。此次為單一儀器故障，電廠並於運轉技術規範規定時限內完成檢修工作，評估並未顯著影響安全功能，且 3 個流量傳送器在主控制室皆有指示，可相互比對，惟若故障原因類屬共因，則有可能會發生同時故障之情況，因此，此次設備故障肇因分析結果，如屬於共因現象，有必要對 9 個流量傳送器展開全面檢查及改善。

處置

對於以上發現已以視察備忘錄（編號:MS-會核-94-04-0）如附件五，將持續追蹤後續處理狀況。

二號機反應爐冷卻水泵 B 台軸封洩漏量偏低事件

事件說明

去年（94 年）12 月，二號機反應爐冷卻水泵（RCP）B 台之一號軸封洩漏量低警報即已出現，電廠當時之處理方式，是在軸封注水處，以加裝加熱器及調整注水流量來提升洩漏量，此舉雖

然可以暫時消除存在的警報問題，但之後低警報仍然斷續出現。本會認定 RCP 軸封洩漏量低之狀況，長期存在是一種不正常之現象，應該停機檢修，但依據相關程序書之規定，當時洩漏量尚未達到停機檢修之門檻，故本會於 94 年 12 月 29 日，以會核字第 0940041948 號函發文台電公司，針對二號機 RCP B 一號軸封洩漏異常問題，提醒台電公司須嚴格遵守程序書規定，並要求加強維修作業品質及停機檢修前之運轉員相關事故之演練。95 年 2 月 9 日，台電公司回文本會（如附件六），承諾將依照本會要求辦理，並參考國外經驗，說明此軸封洩漏量異常原因可能是電泳現象，然真正原因將會進行肇因分析後再陳報本會。

95 年 2 月 10 日電廠為更換流量傳送器 BB-FT416，二號機需先降載，檢修完畢後再升載，而在升載過程中，反應爐冷卻水泵 B 台一號封水洩漏流量持續惡化，已達停機檢修之門檻，電廠決定於 2 月 13 日停機檢修反應爐冷卻水泵 B 台軸封。經拆離一號軸封檢查，發現表面有氧化物沈積物，電廠除更換一號軸封、彈筒狀軸封、嵌入件、O 形環外，並將拆離之一號軸封送外檢驗。駐廠視察員即針對反應爐冷卻水泵軸封洩漏量偏低之故障原因及因應措施進行查證。

視察發現

本事件之異常狀況，只要依據相關程序書執行後續之降載停機檢修作業，應不致影響機組安全。由於本事件之肇因分析工作，台電公司尚未完成，因此，本會將依據附件六台電公司回文內容，持續追蹤後續肇因分析之結果及其改善措施。

註：以上內容若有疑問，可電洽牛效中科長，電話：（02）2232-2150

95 年核三廠檢證作業及安全績效指標專案視察計畫

一、視察人員

(一) 領隊：牛科長效中

(二) 視察人員：王惠民、孫儒宗、郭獻棠、王迪生、
方鈞

二、視察時程：

(一) 時間：95 年 2 月 20 日至 23 日。

(二) 視察前會議：95 年 2 月 20 日下午 14 時。

(三) 視察後會議：95 年 2 月 23 日下午 13 時 30 分。

三、視察項目

(一) 檢證作業查證。

(二) 安全績效指標查證。

四、其他事項

(一) 視察前會議，請提出下列簡報。

1. 自去年 11 月迄今之安全績效指標作業檢討

2. 電廠歷來檢證項目之功能檢討

(二) 請惠予指派專人，擔任本次視察期間之相關聯繫事宜。

(三) 本會連絡人及電話：王迪生(02)2232-2123

核能電廠注意改進事項

編號	AN-MS-95-04	日期	95 年 4 月 7 日
廠別	核三廠	承辦人	郭獻棠
注改事項：核三廠核能同級品檢證作業待改進事項。 內 容： 一、固態邏輯保護系統電子卡片(DDR-90003S)、PQ 變流器電子卡片(DDR -90007S)、固態邏輯保護系統電子卡片(DDR -92006S)、6 吋蝶閥(DDR 90004S)、緊要寒水泵馬達 (DDR-84002S) 等案之 DDR 結案成套文件僅見檢證報告，未依程序書 1103.05 規定執行「DDR 申請、審查、及核准」、「檢證計畫審查」、「檢證作業執行、驗收」等項作業，亦欠缺所應具備之相關文件：核能同級品組件檢證申請書、器材重要特性／參數比較表、技術評估及檢證規範、SORC 審核表、檢證計畫及其他相關資料，以及相關單位、人員之審查紀錄。 二、固態邏輯保護系統電子卡片(DDR- 91005) 一案，雖依程序書 1103.05 規定程序，辦理檢證作業。惟於可行性評估中未依程序書規定訂定環境驗證(EQ)。電子卡片所用之 IC，除功能測試外，依中科院報告資料尚有進行耐雜訊測試，但檢證之電子卡片僅進行功能測試；未來應於檢證作業中納入電子卡片耐雜訊測試。 三、依程序書規定參考引用之 EPRI NP-5652 規範，反應器保護系統積體電路之關鍵特性，除型態、可用性外，尚需包含增益值、輸入/出阻抗、頻率響應，惟反應器保護系統所用之檢證電子卡片，並未將增益值、輸入/出阻抗及頻率響應納入關鍵特性，執行是否與原卡片相當之驗證，此部分需再進行評估檢討。 四、緊急柴油發電機系統零件 (DDR- 91009S) 一案，成套文件目前僅含 ESI 提供之品質符合證明書 (C of C) 4 頁，相關之資料仍需補齊，若檢證報告欲存檔於廠家，則台電公司應依本會 92 年 3 月 18 日會核字第 0920005979 號書函要求執行稽查確認，並於稽查報告中敘述檢證品之符合性。 五、料帳資料完整性待加強 (電子卡片、主蒸汽安全閥之螺栓料帳資料不全)。 六、控制廠房通風系統 (GK) 馬達更換後未以 DCR/EMR 程序管制。			

核能電廠注意改進事項

編號	AN-MS-95-001	日期	95 年 1 月 2 日
廠別	核三廠	承辦人	王迪生 22322123
注改事項：請 貴公司針對核三廠一號機冷凝器水箱冷凝管路海水洩漏事件，提出肇因分析及因應改善方案。 內 容： 1. 一號機分別於民國 94 年 11 月 23 日及 12 月 2、3、4、13 日共發生 5 次因冷凝器水箱冷凝管破管而降載檢修之情形，請儘速提出肇因分析。 2. 機組於短期之內發生如此頻繁之冷凝管破管情形，是否為異物入侵導致，亦或是其他單獨或共同肇因，請予以澄清，並提出因應改善方案，以維持機組運轉之穩定性。			

核三廠一、二號機主冷凝器護罩掉落造成破管 事件檢討會議紀錄

一、時間：95 年 03 月 23 日下午 02 時 00 分

二、地點：本會 6 樓 617 會議室

三、主席：陳處長宜彬

四、出席人員：(敬稱略)

台電人員：陳布燦、陳勝雄、姚俊全、葉英川、李清河、陳慶鐘、
林志鴻、劉明輝、江明坤、吳俊宏、張哲峰、唐子富、
康哲誠、沈榮福、王重章、張漢洲、彭雙全

本會人員：牛效中、趙衛武、王惠民、方鈞、孫儒宗、郭獻棠、
王迪生

五、記錄：鄧文俊

六、討論事項：(略)

七、會議決議：

1. 本次事件之肇因為在缺乏程序書指引之情形下，檢驗員未依設計圖面之焊接規範要求施工，請將此事件之經驗回饋至各核能電廠。
2. 針對本次蒸汽產生器遭大量海水入侵之長程實質影響，請再參酌國外技術資訊作必要之處置。
3. 由於積存於核燃料上方之積垢可能於起機時遭沖除，因而造成一號機一次側相關管路輻射劑量升高，請於大修時特別注意輻射劑量管理。
4. 本案台電公司承諾之改善措施請訂定完成期限，並於全部完成後將結果陳報本會。

核能電廠視察備忘錄

編號	MS-會核-95-04-0	日期	95 年 4 月 7 日
廠別	核三廠	相關單位	核安處駐廠小組
事由：<u>請檢討改善核三廠二號機RCS Flow Loop 1 流量傳送器BB-FT416漂移偏高及一號機充水隔離閥BG-HV038異常關閉情事。</u> 說明： 1.95年2月10日本會駐廠視察人員查證發現二號機RCS Flow Loop 1 流量傳送器BB-FT416漂移偏高，經維護部門檢查為BB-FT416傳送器漂移,並依SOP 600-I-BB-1018B執行傳送器校正後，於95年2月10日上午降載更換傳送器後恢復正常。<u>惟此流量傳送器故障原因，核三廠應予詳查，如屬共因失效，則應平行展開檢查及改善。</u> 2.本會駐廠視察人員查證發現95年2月10日下午BG-HV038無故自動關閉，並伴隨JP05A-45「化學容積控制系統 BG 非安全串 (NON.TR) 故障／失能」及JP05A-30「充水流量高／低」警報出示，值班部門將系統恢復正常後並開立請修單（OA1-950132）請維護部門處理；維護部門人員研判係SSILS ULM-SOV或FBM-32 卡片誤動作，因而更換新卡片並將舊卡片帶回檢修瞭解故障原因。此案雖經更換相關電子卡片後恢復正常，惟電子卡片故障原因核三廠仍應予詳查，如屬電子零件老化，則應積極瞭解老化原因及機制，如屬電磁干擾所致，則應檢討電磁干擾來源及防制機制，以確切提出解決之道；此外，若經檢討評估係為共因失效，核三廠則應平行展開檢查及改善，以提升設備可靠性。			
承辦人：郭獻棠		電話：02-22322157	

核能管制處

檔 號：1C030704
保存期限：

臺灣電力股份有限公司 函

機關地址：10016台北市中正區羅斯福路3
段242號

傳 真：(02)23685843

聯 絡 人：辛文宏

聯絡電話：(02)23667064微波(92)23120

電子郵件：u010203@taipower.com.tw

M2545機組降
載解聯操作演
練(含RCP軸封
洩漏異常事故
演練)

受文者：行政院原子能委員會

發文日期：中華民國95年2月9日

發文字號：電核發字第09502062171號

連別：普通件

密等及解密條件或保密期限：

附件：如文(C09502062171-0-0.pdf)

主旨：函復本公司「核三廠2號機RCP B台一號軸封洩漏異常問題
之處理情形」如說明，請 鑒察。

說明：

- 一、依據 大會94年12月29日會核字第0940041948號書函辦理。
- 二、有關2號機RCP B台一號軸封洩漏異常問題，核三廠目前均依程序書595.2.2(JP005B警報窗警報之分析及處理)辦理。
- 三、近幾年來，許多壓水式核電廠均發生RCP一號軸封洩漏率異常現象，因此EPRI及西屋公司已針對此異常現象深入分析以期找出真正肇因(如附件1)；根據相關技術文件指出，電泳現象(Electrophoresis)是造成RCP一號軸封洩漏率異常之主要原因(如附件2)。
- 四、本案核三廠將於2號機RCP A、B台一號軸封檢修工作完畢後，對一號軸封洩漏率異常現象進行肇因分析，並將結果陳報 大會。
- 五、另加強運轉員相關事故演練，其演練課程核三廠已排定完畢，並將依期進行相關事故之演練。

正本：行政院原子能委員會

副本：電

