

核三廠核安管制紅綠燈視察報告 (96 年第 1 季)

行政院原子能委員會 核能管制處

中華民國 96 年 4 月

目 錄

頁次

視察結果摘要.....	1
壹、電廠本季運轉狀況簡述.....	2
貳、反應器安全基石視察.....	3
一、R01 惡劣天候防護查証.....	3
二、R04 設備配置查証.....	3
三、R07 熱沉效能查証.....	4
四、R11 運轉人員再訓練查証.....	10
五、R22 偵測試驗作業查証.....	11
參、其他基礎視察.....	12
一、OA1 安全績效指標確認.....	12
二、OA3 異常事件後續追蹤處理.....	13
肆、結論與建議.....	14
伍、附件	
附件 1 熱沉效能查証專案視察計畫	16
附件 2 注意改進事項（編號：AN-MS-96-003）	18
附件 3 核三廠異常事件書面報告（編號：RER-96-32-01-0） ..	21
附件 4 備忘錄（編號：MS-會核-95-02）	24
陸、附圖 96 年第 1 季核三廠核安管制紅綠燈視察情形	25

視察結果摘要

本（96）年度第 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 季時，依據不同之視察頻率預先排定。本季駐廠視察部分係由本會 7 位視察員執行；本季熱沉效能查証專案視察部分（3 月 12 日至 16 日），則由本會 6 位視察員分別進行（視察計畫如附件 1）。視察項目與核安管制紅綠燈有關部分包括惡劣天候防護查証、設備配置查証、熱沉效能查証、運轉人員再訓練查証、偵測試驗查証及安全績效指標查証。

本季惡劣天候防護、設備配置、運轉人員再訓練及偵測試驗查証等 4 項沒有發現缺失；熱沉效能查証有 14 項發現，安全績效指標查証，有 1 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，3 項基石之燈號判定如下表，屬無安全顧慮之綠色燈號：

	肇始事件	救援系統	屏障完整
一號機	 綠燈	 綠燈	 綠燈
二號機	 綠燈	 綠燈	 綠燈

報告本文

壹、電廠本季運轉狀況簡述

一號機：

本季機組未發生異常事件，除下列降載測試或檢修狀況外，其餘時間大多維持額定熱功率滿載運轉。

一、96年1月20日09：00～12：35：主汽機控制閥定期測試。

二、96年2月24日09：00～12：39：主汽機控制閥定期測試。

三、96年3月31日09：00～13：50：主汽機控制閥定期測試。

二號機：

本季除2月13日15時08分至14日04時45分因循環水泵DA-P053運轉中跳脫，機組負載降至約80%，以及3月19日至25日19時46分因檢修調壓槽人孔洩漏，機組停機檢修外，其餘時間大多維持穩定運轉。此外，本季機組發生1件異常事件，發生於96年3月24日，機組檢修後起動中，反應爐功率1.7%，輔助飼水泵A、B台及緊要寒水A、B串運轉中，起動主飼水泵A台時，轉速於10秒內快速上升超過限值而跳脫，致引動輔助飼水信號動作。二號機本季主要降載及停機狀況詳如下：

一、96年1月27日09：00～12：10：主汽機控制閥定期測試。

二、96年2月13日15：08～2月14日04：45：循環水泵DA-P053運轉中跳脫，反應器功率降至80%。

三、96年3月3日04：30～3月4日00：50：主汽機控制閥定期測試及檢修循環水泵DA-P054焊道洩漏。

四、96年3月19日12：02～3月25日19：46：檢修調壓槽人孔洩漏。

貳、反應器安全基石視察

一、R01 惡劣天候防護查証

(一) 視察範圍

本項視察係參考美國核管會視察手冊71111.01「惡劣天候防護（Adverse Weather Protection）」之內容，選定3月1日下午排定之1項惡劣天候防護項目予以查証，依據程序書600-S-013（地基排水系統集水池水位檢查程序書）及廠房部置圖面。其目的在確認電廠重要廠房於惡劣天候時可充分發揮排水功能，並查証所有排水坑之水位，以確保機組安全，本程序書須每31日執行，以符合運轉規範SR3.7.14.1之規定。

(二) 視察發現

沒有安全顯著之視察發現。

二、R04 設備配置查証

(一) 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，查証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。本季挑選下列項目進行查証：

1. 一號機編號 AB-PV-502 之 B 台蒸汽產生器 B 串 PORV 檢修相關設備配置。
2. 第五部緊急柴油發電機廠房閥位確認。
3. 第五部緊急柴油發電機測試後電氣相關設備配置。

其中蒸汽產生器PORV檢修相關設備屬於「肇始事件」之安全基石，第五部緊急柴油發電機廠房閥位確認及測試後電氣相關設備配置屬於「救援系統」之安全基石。

（二）視察發現

沒有安全顯著之視察發現。

三、R07 熱沉效能（廠用海水系統熱沉效能查証）

（一）視察範圍

本項視察係參考美國核管會視察手冊 IP 71111.07「熱沉效能（Heat Sink Performance）」、NRC TI2515/159「REVIEW OF GENERIC LETTER 89-13、通函 GL 89-13: SERVICE WATER SYSTEM PROBLEMS AFFECTING SAFETY-RELATED EQUIPMENT」之內容，於 96 年 3 月 12 日至 16 日，以團隊方式進行，本季選定一號機 A 串及二號機 B 串廠用海水系統（NSCW）之設備及一號機 A 串及二號機 B 串核機冷卻水熱交換器與一號機 B 台及二號機 A 台緊要柴油發電機水套熱交換器及潤滑油冷卻器進行查証。本次視察範圍內容涵蓋「肇始事件」及「救援系統」二項安全基石。詳細視察情形與內容分述如下：

視察重點為：

NRC IP 71111.07、TI2515/159 熱沉系統列述之查証重點：

1. 查証 FSAR 要求、系統設計與程序書測試合格標準三者之間是否相符。
2. 查証熱沉功能測試執行情形或審閱測試紀錄及報告，以發現是否有任何可能之問題及錯誤。
3. 查証生物附著控制。
4. 查証管路/熱交換器/冷卻器內部狀況之維護。
5. 查証防止異物入侵作業。
6. 查証緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業。

NRC GL 89-13 符合狀況查証

1. 確認緊急循環水系統之功能符合電廠之持照基礎，其應包括查証在單一主動組件故障情況下，不至於造成系統功能喪失，此一確認措施須包括最近 2 年內之系統現場實地查証，並將查証結果載於電廠紀錄中。
2. 針對所有由海水（Service Water）系統冷卻之安全相關熱交換器/冷卻

器，執行其熱傳能力驗證，除應於 GL 89-13 公佈後之 3 次大修執行此驗證（建立 base data）外，往後可視結果決定後續之驗證週期，後續定期驗證週期至少每 5 年測試乙次。小型熱交換器，如潤滑油冷卻器/泵軸承冷卻器，可用定期維護來取代測試。

3. 針對開放式（open cycle）冷卻海水系統採取適當監測及控制措施以降低因生物附著（biofouling）而造成流路堵塞之事件【**要求措施**：1. 每次大修目視檢查水面下進水口結構（Intake Structure）是否有大型堵塞物（macrofouling）、海生物滋長、沉積物及腐蝕生成物（corrosion），若有應予以清除，2. 冷卻海水系統加氯控制海生物滋長，所排放之殘餘氯要符合規定】。
4. 建立開放式冷卻海水系統例行性檢視與維護方案，以確保管路組件不致因腐蝕、沖蝕、防蝕內襯脫落、淤泥及生物附著而降低冷卻能力。此方案應包括將過多的附著生物、腐蝕產物及淤泥移除，以及修補足以影響管路/組件安全功能之防蝕內襯脫落及侵蝕現象。
5. 確認與冷卻水系統相關之維護作業、運轉與緊急操作程序書，及訓練內容足以確保所被冷卻之安全相關設備維持其應有功能，其目的在降低相關作業之人為失誤。

視察方法與內容

本季挑選一號機 A 串及二號機 B 串廠用海水系統（NSCW）之設備及一號機 A 串及二號機 B 串核機冷卻水熱交換器與一號機 B 台及二號機 A 台緊要柴油發電機水套熱交換器及潤滑油冷卻器進行查証。由視察員以查証 FSAR 要求、系統設計、相關程序書、測試紀錄、訪談電廠相關人員與現場查証等方式進行。其內容如下：

1. 查証廠用海水系統流量平衡資料，以確認緊急循環水系統之功能是否可符合 FSAR Table 9.2-2 之持照基礎。
2. 查証緊急循環水系統 1 號機廠用海水系統閥室 EF-HV221 及 EF-HV223 之開度是否符合程序書要求。
3. 查証 94 年 1 月至今廠用海水系統海水進口溫度之記錄，是否符合運轉規範 3.7.9.2 廠用海水系統海水進口溫度小於 32.2℃ 之規定。

4. 查証程序書 241.05 輔助廠房記錄表中，有關核機冷卻水熱交換器出口溫度紀錄，是否符合於 FSAR 規範值 98°F (36.7°C)。
5. 查証緊急柴油機冷卻水系統之功能，是否符合電廠 FSAR 9.5.2.3 之規範，當緊急柴油機冷卻水三通溫度調節閥卡住失效高溫警報出示時，可立即採取手動控制方式操作此閥，及 FSAR 9.5.2.4 規範此閥可 Remote manual control 之功能。
6. 查証核機冷卻水熱交換器熱沉功能資料，1 號機 A 串於 75 年更換後之容許塞管束計算與熱沉功能測試紀錄，及 2 號機 B 串於 80 年 8 月重新進行熱功能評估報告。
7. 查証目前電廠由廠用海水系統冷卻之安全相關熱交換器熱沉功能測試執行情形。
8. 查証電廠廠用海水系統以加次氯酸鈉控制海生物滋長，避免海生物之生成導致管路堵塞現象執行情況。
9. 查証程序書 806 取樣與測試程序書中之密閉循環冷卻水中核機冷卻水有關亞硝酸根濃度，1 號機 95 年 12 月水質分析紀錄，是否符合 FASR 規範上限值 350ppm 之規範。
10. 查証密閉水系統微生物控制情形。電廠以鉬酸鹽＋亞硝酸鹽為密閉水系統管路腐蝕抑制劑，就國外相關參考資料顯示亞硝酸鹽為某些菌種之營養源，需考慮微生物腐蝕問題。核三廠於 92 年 12 月委託國立海洋生物博物館進行以 ATP 法(腺嘌呤核甘三磷酸，生物活動力指標)分析冷卻水中微生物，95 年委託工研院進行 MPN(Most Probable Number Plate Count 法)檢測。此外，台電公司於 93~95 年委託工研院進行「CCW 腐蝕抑制劑最適加藥量評估」。
11. 查証緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業，預防保養 (PM：MSS0-0060) 執行廠用海水系統 (NSCW) 緊急集水池之積沙及海生物附著之目視檢查記錄。
13. 查証熱交換器內部狀況之維護。查証電廠核機冷卻水 (CCW) 1 號機 B 串及 2 號機 A 串熱交換器 EOC-15 及 16 維護紀錄。
14. 查証電廠防止異物入侵作業執行情形，審視近三年大修時，依程序書 700M-001 進入 30 吋以上管路，執行目視檢查及修補管路內襯橡皮等工作，

及 30 吋以下之明管，以拆檢方式檢視管路（OWP：ME2EF450、ME2EF451）之紀錄。

15. 查証近三年廠用海水系統，泵、閥之測試紀錄，是否符合運轉規範要求。
16. 查証近三年 NSCW 設備異常狀況之維修及改善措施紀錄。
17. 查証緊急循環水系統 93 年至 95 年 DCR，其修改案之功能是否影響設計基準，符合電廠之持照基礎。
18. 查証與海水系統相關之維護、運轉與緊急操作程序書及訓練內容。程序書 700-M-001（管路內襯及異物檢視），600-O-047（廠用海水隔離閥位置確認）、600-O-048（廠用海水冷卻水泵測試）、600-O-049（廠用海水隔離閥可用性測試）600-O-049.1（廠用海水系統自動閥可用性測試）、600-O-001（安全相關顯示儀器控道每日/12 小時測試），363.2（廠用海水系統），578（喪失所有廠用海水分析及處理）及 545（廠用海水系統異常）等。
19. 查証緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業。電廠委外每年執行進水口沉陷樁點之量測，審查 93 年廠房沉陷監測分析報告。
20. 查証 NSCW 緊急集水池之結構情形是否有沉陷現象。台電公司於 91 年起即委託中興大學每年查証，將核一、二、三廠緊急集水池每年量測之標高及位移情形作成數據比對，且將其接受標準訂定為 $\pm 3\text{mm}$ ，核三廠緊急集水池基準點共取其池頂左右方兩點（如附圖 1），改善課承諾自明年起將增加基準點兩點量測，即緊急集水池之四個頂點之量測。經審查報告內相關紀錄，皆在接受範圍內，至今尚未發現有沉陷之情形。
21. 查証管路內部狀況之維護紀錄。NCD(95009) B-1M-EF-XJ004 裂痕洩漏、NCD(95008) S-2-EF-080-6" -HGC(位於 HV-230&HV-134 間)彎頭處砂孔滴水及 NCD(94017) S-2-EF-L046-24" -HGC 針孔洩漏海水。
22. 現場查証緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業。
23. 現場查証一號機 A 串及二號機 B 串核機冷卻水熱交換器與一號機 B 台及二號機 A 台緊要柴油發電機廠房狀況。

（二）視察發現

1. 簡介：本項視察共有 14 項發現，初步評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
2. 說明：本項視察 14 項發現如下：

- (1) 電廠廠用海水系統流量平衡資料不足，加上運轉多年後系統狀況之變化，如熱交換器之塞管與泵效能改變等，以及安全相關熱交換器之管路未裝設流量計等因素，目前至安全相關熱交換器之流量是否可符合 FSAR Table 9.2-2 之要求，仍需進一步確認。
- (2) 輔助廠房記錄表針對核機冷卻水熱交換器出口溫度規範之參考值為 48°C，高於 FSAR 規範值 98°F (36.7°C)，與運轉規範要求不一致。
- (3) 依據 FSAR 9.5.2.3 之規範，當緊急柴油機冷卻水三通溫度調節閥卡住失效高溫警報出示時，可立即採取手動控制方式操作此閥，惟經訪談運轉人員並未有接受此項訓練，且程序書亦未有所規範。此外 FSAR 9.5.2.4 規範此閥可 Remote manual control，目前之冷卻水三通溫度調節閥現況亦無此項功能，仍有待澄清。
- (4) 1 號機 A 串核機冷卻水熱交換器於 75 年更換，未見本會要求進行熱功能測試及評估紀錄或結果。
- (5) 2 號機 B 串核機冷卻水熱交換器，於 80 年 8 月重新進行熱功能評估，所用資料（熱交換管長度）與廠家設計資料未能相符，其資料來源仍待釐清。
- (6) 目前電廠由廠用海水系統冷卻之安全相關熱交換器未（依 EPRI NP-7552）建立熱傳能力之測試驗證程序，並建立趨勢分析加以追蹤。
- (7) 程序書 806（取樣與測試）中，未訂廠用海水系統殘餘氯之取樣頻率及接受標準。
- (8) 抽查 1 號機核機冷卻水水質分析紀錄，發現 A 串及 B 串水質量測項目亞硝酸根濃度紀錄值為 400ppm，已超過 FASR 規範上限值 350ppm，程序書 804（化學記錄表及報告表）附表中格式 804-22 二次側化學分析週報表中，核機冷卻水有關亞硝酸根濃度之規範，雖已於 94 年 11 月 PCN 41 調整上限值為 400ppm，SOP 806 取樣與測試程序書中之密閉循環冷卻水中核機冷卻水有關亞硝酸根濃度之規範，則於 96 年 1 月於 PCN 39 時更改，惟上述上限值更改未見技術評估文件作為依據，且 FSAR 亦未經評估或修改。
- (9) 有關緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業中。電廠以預防保養執行進水池內沉砂之檢視，現行預防保養只著重沉砂檢視，並未完全

涵蓋 GL 89-13 所列之項目，唯視察時發現有海生物附著過多之情形，電廠應考量是否以其它方式規劃此項目之執行，並應於文件中明訂執行項目與接受標準，並於每次執行後留存紀錄以符合 GL 89-13 之要求。

- (10) 查証電廠核機冷卻水 (CCW) 1 號機 B 串及 2 號機 A 串熱交換器內部狀況維護紀錄，發現 1 號機 CCW B 串熱交換器(EG-X041) 於 EOC-15 及 16 之塞管總數量有所不合(註:依 EOC-16 700-M-117 維護紀錄 EOC-15 累計塞管總數量為 83 支，EOC-16 塞管 9 支，累計塞管總數量為 90 支 (應為 92 支))。
- (11) 查証近三年 NSCW 設備異常狀況之維修及改善措施，一號機於 95 年 12 月 7 日因 NSCW 泵發生流量偏低導致泵振動大之情形，肇因為流量計偵測口有結垢，導致流量偏低，故提出改善措施於每次大修時，將流量計浸泡於氨基磺酸的時間延長到 8 小時，浸泡液每次更換，浸泡後再用水及空氣吹淨，以防止結垢情形。然此工作並無相關之程序書，僅以 OWP 每次大修執行，且未訂定相關之功能驗證。
- (12) 查証管路內部狀況之維護紀錄，發現 NCD(95009) 於文件中未見裂痕洩漏肇因之探討及其對策，NCD(95008)有肇因分析卻無針對故障肇因提出相對應之改正措施，NCD(94017)有肇因分析卻無針對故障肇因提出相對應之改正措施。
- (13) 現場查証緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業。發現以下缺失：
- A. 1 號機 A 串下泵吸入口爬梯處結構之水泥塊脫落損壞 (如附圖 2)。
 - B. 最終熱沉集水池表面有漂浮雜物，池壁及結構明顯有多處海生物滋長 (如附圖 3、4)。
 - C. 壓力儀錶 (P1JDC-PI0063) 缺固定螺絲 (如附圖 5)。
 - D. NSCW 泵室一號機 B 串迴轉攔污柵基座等多處銹蝕嚴重 (如附圖 6)。
 - E. 2 號機 EF-P104 出口管路之減震器 (EFL001NH011) 及基座銹蝕 (如附圖 7、8)。
- (14) 現場查証一號機 A 串及二號機 B 串核機冷卻水熱交換器與一號機 B 台及二號機 A 台緊要柴油發電機廠房狀況。發現以下缺失：
- A. 2 號機 EF-HCV-227 CCW Hx 之 NSCW 出口閥未依規定予以上鎖。

- B.1 號機 CCW Hx 出口連通閥(1-EG-HV132)訊號線接頭金屬裸露 (如附圖 9)。
- C.1 號機 B 串 CCW Hx 端板螺栓螺牙未依 700-M-117 程序書規定接受標準至少突出兩牙以上 (如附圖 10)。
- D.1 號機 B 串 CCW 編號 EG L021AH014 管路支架機械避震器銘牌脫落僅以膠布固定 (如附圖 11)。
- E.1 號機 B 串 CCW 編號 GB-V076 寒水進口閥出口保溫材欠缺鋁皮保護蓋 (如附圖 12)。
- F. 編號 B1-EG-L044AH104 管路支架銹蝕 (如附圖 13)。
- G.1 號機 B 串 CCW 廠房入口左側 ML 220V 電源開關箱電纜護套連接不完整 (如附圖 14)。
- H.2 號機 A 串 CCW 208V/120V 開關箱內有雜物 (如附圖 15、16)。
- I.2 號機 CCW 房間入口處電纜金屬管連接頭脫落 (如附圖 17、18)。
3. 分析：上述視察發現第(1)、(2)、(3)、(6)、(7)、(8)、(11)項及第(9)項部份屬 FASR 或作業程序書完整性或適切性問題，第(4)、(5)、(10)及(12)項係屬品質文件上之瑕疵問題，第(13)、(14)及第(9)項部份係屬設備維護之瑕疵問題，惟實際上並未影響系統設備功能，評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
4. 處置：已發注意改進事項 (如附件 2) 要求電廠澄清或改進。

(二) 視察結果

查証結果所發現異常情況經評估對風險無顯著影響，故屬無安全顧慮之綠色燈號。

四、R11 運轉人員再訓練

(一) 視察範圍

本項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，本季挑選下

列課程進行查証：

1. 電氣設備 MCC/LC 巡視要領。
2. 發電機封油系統運轉研討。
3. SIM1. 4+SIM2. 11+SIM3. 3+SIM4. 1D+SIM4. 2e+SIM4. 3A 模擬器操作演練。
4. SIM1. 2+SIM1. 4+SIM2. 3+SIM3. 2+SIM4. 1F+SIM4. 3C 模擬器操作演練。
5. JP027 VIBRARION MONITOR 介紹。
6. 開關場結構更新解說（含 345kV 備用起動變壓器）。
7. 違反運轉規範及其他重要法規案例研討。
8. AOP508. 7/512. 3/505. 2 等之模擬器操作演練。
9. SIM1. 4+SIM2. 11+SIM3. 3+SIM4. 1D+SIM4. 2E+SIM4. 3A 模擬器操作演練。
10. 運轉人員年輕化與原能會考照新制研討。
11. 海水淡化設備介紹。
12. 年度消防訓練

（二）視察發現

並無安全顯著之缺失發現。

五、R22 偵測試驗作業

（一）視察範圍

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，挑選下列項目進行查証，並依所選定之查証系統及所屬安全基石，區分成核三廠一/二號機兩部分；主要查証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。

核三廠一號機：

1. 600-0-015（RHR 系統管閥可用性測試）：救援系統。
2. 600-0-025（圍阻體噴灑系統管閥可用性季週期測試）：救援系統。
3. 600-0-042（主蒸汽隔離閥測試）：肇始事件。

4. 600-O-042.1 (主蒸汽管閥可用性測試): 救援系統。
5. 600-O-052A (柴油發電機 A 可用性測試): 救援系統。
6. 600-O-052B (柴油發電機 B 可用性測試): 救援系統。
7. 600-O-055A (燃料廠房緊急排風系統 A 串可用性測試): 救援系統。
8. 600-O-056 (調壓槽動力釋壓閥閉鎖閥可用性測試): 救援系統。
9. 600-I-AE-1001A~1012A (蒸汽產生器窄域水位功能測試): 肇始事件。
10. 600-I-SB-1002 (反應器保護系統 B 串邏輯雙月測試): 肇始事件。

核三廠二號機：

1. 600-O-052A (柴油發電機 A 台可用性測試): 救援系統。
2. 600-O-052B (柴油發電機 B 台可用性測試): 救援系統。
3. 600-O-042 (主蒸汽隔離閥測試): 肇始事件。
4. 600-E-004 (直流蓄電池組週測試): 救援系統。
5. 600-I-AE-1001A~1012A (蒸汽產生器窄域水位功能測試): 肇始事件。
6. 600-I-SB-1002 (反應器保護系統 B 串邏輯雙月測試): 肇始事件。
7. 600-I-AE-2001A~2003A ($\Delta T/TAVG$ 保護迴路功能測試): 肇始事件。

共用部分：

600-O-052S (S 台柴油發電機可用性測試): 救援系統。

(二) 視察發現

並無安全顯著之缺失發現。

參、其他基礎視察

一、0A1 安全績效指標確認

(一) 視察範圍

本項視察係參考美國核管會視察手冊 71151 「PI 驗證 (PERFORMANCE INDICATOR VERIFICATION)」之內容，挑選下列項目進行查証，並依所選定之

指標及所屬安全基石進行確認。

- 1.每7000 臨界小時非計劃性反應爐急停，經查證資料正確無誤：肇始事件。
- 2.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：肇始事件。
- 3.每 7000 臨界小時非計劃性功率變動>20%額定功率之次數，經查證資料正確無誤。(肇始事件)
- 4.安全系統不可用率，經查證資料正確無誤。。(救援系統)
- 5.安全系統功能失效次數，經查證資料正確無誤。(救援系統)
- 6.反應爐冷卻水系統 (RCS) 比活度，經查證資料正確無誤。(救援系統)
7. 反應爐冷卻水系統 (RCS) 洩漏率，經查證資料正確無誤。(救援系統)

(二) 視察發現

- 1.簡介：本項視察共有 1 項發現，初步評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
- 2.說明：於安全系統不可用率計算中，二號機 95 年 10 月 16 日 20：00 RHR A 執行 600-O-098 (反應爐冷卻水系統壓力邊界隔離閥洩漏率測試)，因 BC-XP-902 管路斷裂，宣佈 RHR A 不可用，至 10 月 17 日 08：25 檢修完成回復可用。此段期間之不可用時數未納入計算。
- 3.分析：本項視察發現經承辦人說明未計算之理由為當時之運轉模式僅要求一串可用，而 RHR B 為可用狀態，故未納入計算。係屬實務作業上小缺失，即使納入計算該項指標仍為綠燈，因此評估結果屬無安全顧慮。
- 4.處置：因該項指標仍為綠燈，故勿須任何處置。

二、OA3 事件後續追蹤處理

(一) 視察範圍

二號機於96年3月19日機組停機檢修調壓槽人孔蓋板及安全閥金屬墊片處洩漏完成後，於96年3月24日由冷停機起動過程中，主飼水泵A台超速跳脫，導致輔助飼水信號動作之異常事件（附件3）。

（二）視察發現

- 1.簡介：本項視察初步評估結果屬無安全顧慮之綠色燈號。
- 2.說明：二號機發生於 96 年 3 月 24 日，機組由冷停機起動，反應爐功率 1.7%，輔助飼水泵 A、B 台及緊要寒水 A、B 串運轉中，起動主飼水泵 A 台時，轉速於 10 秒內快速上升至 5527 RPM 而跳脫，致引動輔助飼水信號(AFS MD)動作。
- 3.分析：電廠人員隨後檢查主飼水泵 A 台卡片信號、速度感測器信號及自/手動控制器信號等，均未發現異常狀況。3 月 25 日 3 時 41 分再次起動主飼水泵 A 台時，無法復歸，經查修結果為其油路上一只伺服閥 SV-12 未定位所致，經更換 SV-12 內部組件後已可正常復歸。25 日 17 時 20 分主飼水泵 A 台復歸後，未再出現異常升速之現象。
- 4.處置：此事件中主飼水泵轉速突昇肇因仍未明確，本會已發出視察備忘錄（如附件 4），要求電廠追查肇因，進行改善。

肆、結論與建議

本季惡劣天候防護、設備配置、運轉人員再訓練及偵測試驗查証等 4 項沒有發現缺失；熱沉效能查証有 14 項發現，安全績效指標查証，有 1 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，3 項基石之燈號判定如下表，屬無安全顧慮之綠色燈號：

	肇始事件	救援系統	屏障完整
一號機	 綠燈	 綠燈	 綠燈
二號機	 綠燈	 綠燈	 綠燈

96 年第 1 季核三廠核安管制紅綠燈專案視察計畫

一、視察人員：

(一) 領隊：牛效中科長

(二) 視察人員：王惠民、方鈞、王迪生、郭獻棠、林維正

二、視察時程：

(一) 時間：96 年 3 月 12 日至 16 日

(二) 視察前會議：96 年 3 月 12 日下午 2 時正

(三) 視察後會議：96 年 3 月 16 日上午 10 時正

三、視察項目：

(一) 熱沈能力查証。

(二) 安全績效指標查証。

四、其他事項

(一) 請電廠於視察前會議針對下列議題提出簡報：

1. 熱沈測試及維護作業與 GL-89-13 扶核性之自我評估與檢討(包含系統測試、維護計畫及結果、運轉經驗回饋、品質不良案件、異常事件或現象之回顧與改善措施成效評估、以及尚待解決或改善事項及處理情形等)。

2. 核三廠安全績效指標現況報告(95 年 7 至 12 月)及其對策(針對已出現白燈之情況)。

3. 96 年第 2 季起使用 PI 新版作業要點與現行之差異。

(二) 請核三廠先行準備視察所需之相關文件：

1. 95 年 7 至 12 月之安全績效指標計算資料，以及此期間一、二號機之值班主任日誌。

2. 因應 GL 89-13 建議採取策略之程序書。

3. 1A 及 2B 廠用海水系統(NSCW)串之測試及維護計畫，以及最近

三年之測試及維護紀錄（含水質、管路結垢監測與控制）、請修單與NCD。

4.1A 及 2B 串核機冷卻水熱交換器之測試及維護計畫（含相關程序書）、原始設計、熱移除功能計算、評估、變動趨勢，以及最近三年之測試、維護、請修單、NCD、檢查、巡視、、、等資料或紀錄。

5.1B 及 2A 緊要柴油發電機水套熱交換器及潤滑油冷卻器最近三年之測試、維護、請修單、NCD、、、等資料或紀錄。

（三）請核三廠指派專人負責本次視察期間之相關聯繫事宜。

（四）聯絡人及電話：林維正，(02)2232-2154。

核能電廠注意改進事項

編 號	AN-MS-96-003	日 期	2007 年 04 月 17 日
廠 別	核三廠	承辦人	林維正 分機 2154
事 由：請核三廠針對96年第一季核安管制紅綠燈專案視察發現，進行澄清或改善。 說 明： 96 年第一季核安管制紅綠燈專案視察，發現如下，請核三廠針對該等事項檢討改善： 1. 電廠廠用海水系統流量平衡資料不足，加上運轉多年後系統狀況之變化，目前廠用海水系統至安全相關熱交換器之流量是否可符合FSAR Table 9.2-2 之要求，仍需進一步確認。 2. 輔助廠房記錄表針對核機冷卻水熱交換器出口溫度規範之參考值為 48°C 高於 FSAR 規範值 98°F (36.7°C)，與運轉規範要求不一致。 3. 依據 FSAR 9.5.2.3 之規範，當緊急柴油機冷卻水三通溫度調節閥卡住失效高溫警報出示時，可立即採取手動控制方式操作此閥，惟運轉人員並未接受此項訓練，且程序書亦未有所規範。此外 FSAR 9.5.2.4 規範此閥可 Remote manual control，惟該閥現況亦無此項功能，請澄清。 4. 1 號機 A 串核機冷卻水熱交換器於 75 年更換，未見依本會要求進行熱功能測試及評估紀錄或結果。 5. 2 號機 B 串核機冷卻水熱交換器，於 80 年 8 月重新進行熱功能評估，所用資料（熱交換管長度）與廠家設計資料未能相符，其資料來源仍待釐清。 6. 目前電廠由廠用海水系統冷卻之安全相關熱交換器未（依 EPRI NP-7552）建立熱傳能力之測試驗證程序，並建立趨勢分析加以追蹤。 7. 程序書 806（取樣與測試）中，未訂廠用海水系統殘餘氯之取樣頻率及接受標準。			

編號	AN-MS-96-003	日期	2007 年 04 月 17 日
廠別	核三廠	承辦人	林維正 分機 2154

- 8.1 號機核機冷卻水分析，水質量測項目-亞硝酸根濃度紀錄值達 400ppm，超過 FASR 規範上限值 350ppm，程序書 804（化學紀錄表及報告表程序書）及 806（取樣與測試）已將核機冷卻水有關亞硝酸根濃度之規範，調整上限值為 400ppm，然此項更改未見技術評估文件作為依據，且 FSAR 亦未經評估或修改。
9. 有關緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業，電廠以預防保養（PM：MSS0-0060）執行進水池內沉砂之檢視，監測週期 60 天，只著重沉砂檢視，並未完全涵蓋 GL 89-13 所列之項目，同時視察時發現有海生物附著過多之情形，應重新規劃此項目之執行，文件中應明訂執行項目與接受標準，並於執行後留存紀錄。
10. 有關熱交換器內部狀況之維護，核機冷卻水維護紀錄中，1 號機 CCW B 串熱交換器於 EOC-15 及 16 之塞管總數量有所不合。
11. 有關一號機 NSCW 泵出口流量計偵測口有結垢，導致流量偏低，所提出改善措施於每次大修時，將流量計浸泡於氨基磺酸的時間延長到 8 小時，浸泡液每次更換，浸泡後再用水及空氣吹淨，以防止結垢情形。然此工作並無相關之程序書，僅以 OWP 每次大修執行，且未訂定相關之功能驗證方式及接受標準。
13. 查核管路內部狀況之維護紀錄，有關 NCD(95009) B-1M-EF-XJ004 裂痕洩漏，未見裂痕洩漏肇因之探討及其對策，NCD(95008) S-2-EF-080-6" -HGC(位於 HV-230&HV-134 間)彎頭處砂孔滴水，有肇因分析卻無針對故障肇因提出相對應之改正措施，NCD(94017) S-2-EF-L046-24" -HGC 針孔洩漏海水，有肇因分析卻無針對故障肇因提出相對應之改正措施。
14. 現場查証緊急循環水泵室與取水池之結構維護檢查作業，及核機冷卻水熱交換器與緊要柴油發電機廠房狀況，所發現缺失如結構之水泥塊脫落損壞、集水池有雜物、海生物滋長、壓力儀錶缺固定螺

編號	AN-MS-96-003	日期	2007 年 04 月 17 日
廠別	核三廠	承辦人	林維正 分機 2154
絲、基座銹蝕嚴重、出口閥未依規定予以 LOCK、訊號線接頭金屬裸露、端板螺栓螺牙未依規定至少突出兩牙以上、管路支架機械避震器銘牌僅以膠布固定、寒水進口閥出口保溫材欠缺鋁皮保護蓋、管路支架銹蝕、電源開關箱電纜護套連接不完整、開關箱內有雜物及電纜金屬管連接頭脫落等。 參考文件： 1. 美國核管會視察手冊IP 71111.07 Heat Sink Performance。 2. 美國核管會通函GL 89-13: SERVICE WATER SYSTEM PROBLEMS AFFECTING SAFETY-RELATED EQUIPMENT。 3. 美國核管會TI2515/159「REVIEW OF GENERIC LETTER 89-13。 4. EPRI NP-7552。 5. 核三廠運轉規範3.7.9.。 6. 核三廠最終安全分析報告9.2、9.5。 7. 程序書804 化學紀錄表及報告表、806取樣及測試等。			

異 常 事 件 報 告 表													
電廠/機組：第三核能發電廠二號機											頁 次		
事件名稱：主飼水泵 A 台跳脫，導致輔助飼水信號動作(AFS MD)											1/3 頁		
事件發生日期			編 號								事件報告日期		
年	月	日		年別		機組別		順序號		版次	年	月	日
96	03	24	RER-	96	-	32	-	01	-	0	96	03	24
運轉 模式	2		本報告係根據下列規定呈報： (有關聯者均打✓)										
反應 爐功 率 (%)	1.7		☐ 16.6.9.2.2.1 ☐ 16.6.9.2.2.6 ☐ 16.6.9.2.2.11 ☐ 16.6.9.2.2.2 ☒ 16.6.9.2.2.7 ☐ 16.6.9.2.2.12 ☐ 16.6.9.2.2.3 ☐ 16.6.9.2.2.8 ☐ 16.6.9.2.2.13 ☐ 16.6.9.2.2.4 ☐ 16.6.9.2.2.9 ☐ 其他 ☐ 16.6.9.2.2.5 ☐ 16.6.9.2.2.10										
負載 MWe	0												
預 期 另 提 補 充 報 告			☐ 是 ☒ 否					補充報告預期 呈報日期		年	月	日	
聯絡負責人：張梓喬								聯絡電話：2630					
詳細說明： 內容包括：一、事件摘述（應包括事件經過、造成原因及重要之改善措施） 二、事件發生前狀況（應包括事件相關系統或組件不可用之情形） 三、事件經過（依事件發生之順序，以時間為單位逐步詳敘） 四、原因分析、事件處理及/或檢修經過（應包括安全系統自動或手動動作情形） 五、放射性物質外洩及外洩情形 六、人員遭受輻射曝露傷害及傷害情形 七、可能影響（對實際或潛在之安全影響評估） 八、改正行動及預防再發生措施[含 RER 再訓練分類表（SOP 113 表 E）] 九、本廠以往類似事件 十、事件等級：（依國際核能事件分級制度（INES）之事件等級判定說明）													

異 常 事 件 報 告 表 (次頁)

電廠/機組		年別		機組別		順序號		版次	頁次
核三廠二號基	RER-	96	-	32		01	-	0	2/3 頁

一、事件摘述：(應包括事件經過、造成原因及重要之改善措施)

1. 96 年 3 月 24 日二號機完成調壓槽人孔法蘭面洩漏檢修，機組由冷停機起動，反應爐功率 1.7%，馬達帶動輔助飼水泵 A、B 台及緊要寒水 A、B 串運轉中。
2. 輔助飼水轉換為主飼水之操作，於起動主飼水泵 A 台時，主飼水泵汽機轉速控制器 FC-HC043 轉至約 0.2 格（設定約 200 RPM），穩定 3 分多鐘，於再微調升後，轉速於 10 秒內快速上升至 5527 RPM 隨即跳脫，因當時馬達帶動起動飼水泵 AE-P247 未運轉，且所有主飼水泵均在跳脫狀態，致引動輔助飼水信號(AFS MD)動作。

二、事件發生前狀況(應包括事件相關系統或組件不可用之情形)

反應爐功率 1.7%，輔助飼水泵 A、B 台運轉中。

三、事件經過(依事件發生順序，以時間為單位逐步詳敘)

- 20:48 主飼水泵 A 台 RESET 開始升速(主飼水泵 B、C 台及起動飼水泵未運轉)。
 20:53 主飼水泵 A 台跳脫(5527 RPM)，引動輔助飼水信號(AFS MD)動作。
 20:54 RESET AFS MD 信號。

四、原因分析、事件處理及/或檢修經過(應包括安全系統自動或手動動作情形)

1. 飼水泵汽機控制迴路與轉速控制有關者可分為卡片 (POS-2/4/5/6)、油路 (Servo Valve、Pilot Valve、Governor) 及 Speed Sensor 等三部分，如<圖一><圖二>。
2. 跳脫後檢查 JP070 主飼水泵 A 台卡片信號 (POS-2/4/5/6)、Speed Sensor 信號及自/手動控制器信號等，檢查結果均正常。
3. 從 JP070 主飼水泵 A 台卡片 (POS-5/6) 送信號，並於現場安裝針盤指示器，監視 Servo Valve、Pilot Valve 與 Governor 等動作行程，動作情形均正常。
4. 96.03.25 03:41 再次起動主飼水泵 A 台時，復歸失敗，查修復歸失敗之原因。
5. 檢查跳脫機構復歸油路<圖三>，復歸失敗之原因為 SV-12 異常未定位，更換 SV-12 內部組件後已可正常復歸。
6. 96.03.25 17:20 主飼水泵 A 台復歸後，未再出現異常升速之現象。
7. 推測本次 AFS 事件包含下列兩種異常狀況：
 A、汽機轉速控制迴路異常，造成轉速快速上升。

異 常 事 件 報 告 表 (次頁)

電廠/機組		年別		機組別		順序號		版次	頁次
核三廠二號基	RER-	96	-	32		01	-	0	2/3 頁

B、汽機轉速未達超速跳脫設定即造成跳脫。

就兩種異常狀況，分析故障原因如下：

A. 轉速突升部分：

- 油路部分：可能 Servo Valve、Pilot Valve、Governor 動作不順暢〈圖四〉。
- 卡片部分：主飼水泵 A 跳脫時最高轉速為 5527 RPM，與 POS-2 IC104 下游線路上之高限值（5534 RPM）相當接近，推測有可能 JP070 主飼水泵 A 台卡片 POS-2 IC104 元件異常 Fail High，使得主飼水泵 A 台轉速失控突升，但轉速被限制在 5527 RPM〈圖一〉〈圖二〉。

B. 未達超速跳脫設定點即跳脫部分：

- 機械跳脫設定點為 5907~6027 RPM，而實際轉速於 5527 RPM 即跳脫。原因係 SV-12 異常未定位，提供跳脫機構復歸油壓不足，使得跳脫機構未確實復歸定位，引起機械跳脫機構提早動作所致〈圖三〉。

五、放射性物質外洩及外洩情形

無

六、人員遭受輻射曝露傷害及傷害情形 無

七、可能影響（對實際或潛在之安全影響評估）

主飼水泵 A 台汽機跳脫，雖造成 AFS 動作，但馬達帶動輔助飼水泵 A、B 台在事件前即已運轉，對於蒸汽產生器水位及機組沒有造成實質影響。

八、改正行動及預防再發生措施〔含 RER 再訓練分類表（SOP 113 表 E）〕

1. 未定位之 SV-12 內部組件已更新。
2. 於下次 EOC-17 大修水平展開檢查下列設備（含對另一機組之相同設備檢討）。
 - A. 兩部機飼水泵汽機之 Servo Valve。
 - B. 除二號機主飼水泵汽機 A 台，其他兩部機飼水泵汽機之 SV-12 內部組件。
 - C. 兩部機飼水泵汽機與 IC104 同類型元件。
3. 兩部機 EOC-17 大修前，每次起動主飼水泵，由儀控人員安裝記錄器監視轉速控制參數，提供控制操作指引。
4. 運轉/維護人員再訓練。（如 SOP 113 表 E 內所列）

九、本廠以往類似事件 無

十、事件等級：（依國際核能事件分級制度（INES）之事件等級判定說明）

0 級，無安全顧慮。

核能電廠視察備忘錄

編號	MS-會核-96-02-0	日期	96 年 3 月 27 日
廠別	核三廠	相關單位	駐核三廠安全小組
事由：核三廠二號機主飼水泵A台超速跳脫，導致輔助飼水信號動作，請檢討改善。 說明： 一、96年3月24日二號機組由冷停機起動，反應爐功率為1.7%，輔助飼水泵A、B台運轉中，起動主飼水泵A台時，轉速即快速上升超過5907轉/分（110%跳脫設定值），造成主飼水泵A台跳脫，導致輔助飼水信號動作（AFS MD）。 二、請儘快查明主飼水泵A台超速跳脫之肇因，並提出因應改善措施。 三、待肇因明確後，請針對其它主飼水泵水平展開清查工作。			
承辦人：王迪生		電話：02-22322123	



圖 1 核三廠緊急集水池之標高基準點



圖 2 泵吸入口結構水泥塊脫落損壞



圖 3 緊急集水池內有漂浮雜物



圖 4 緊急集水池內海生附著物



圖 5 壓力表缺固定螺絲



圖 6 迴轉欄污柵基座鏽蝕嚴重



圖 7 減震器銹蝕



圖 8 減震器基座銹蝕



圖 9 訊號接線金屬頭裸露



圖 10 端板螺栓螺牙未突出兩牙以上



圖 11 支架避震器名牌脫落以膠布固定



圖 12 保溫材缺鋁皮保護



圖 13 管路支架銹蝕



圖 14 電源箱電纜護套連接不完整



圖 15 開關箱有雜物



圖 16 開關箱有雜物



圖 17 電纜金屬連接頭脫



圖 18 電纜金屬連接頭脫

圖四 加裝檢查口蓋