

核能三廠一號機第十四次大修
(EOC-14) 視察報告

行政院原子能委員會

核能管制處

中華民國九十二年八月

目 錄

頁次

壹、前言.....	1
貳、大修主要工作項目.....	2
參、大修視察管制工作概要.....	4
肆、大修專案管制事項.....	6
伍、其他大修重點查證事項.....	7
一、大修保安期間保安查證.....	7
二、緊急爐心冷卻水系統查證.....	8
三、IST 泵及閥功能測試查證.....	15
四、低功率物理測試查證.....	16
五、停機期間安全管制與風險管理作業查證.....	21
六、碳鋼管路之測厚及飼水加熱器殼側壁厚之檢測查證.....	28
七、7300 控制櫃數位化改善案查證.....	35
八、水質化學查證.....	40
陸、輻射防護管制.....	44
一、曝露管制.....	45

二、人員訓練	46
三、輻射偵監儀器	47
四、合理抑低 (ALARA) 計畫.....	47
五、排放管制	48
六、放射性物質管制	49
七、廠區環境管制作業	50
八、結論	50
柒、大修廢棄物營運檢查.....	51
一、乾性放射性廢棄物抑減管制	51
二、洩水廢液管制	52
三、結論	52
捌、廠外環境偵測.....	53
一、分析結果	53
二、結論	53
玖、大修期間書面通報肇因查證及分析.....	53
拾、總結.....	57

圖表與附件

圖一 核三廠一號機EOC-14大修視察工作一覽

圖二 核研所支援原能會執行核三廠一號機EOC-14大修視察工作一覽

表一 大修視察前會議決議要求事項辦理情形

表二 核三廠一號機EOC-14大修ALARA 項目劑量統計表

表三 核三廠一號機大修期間出水口海水氚及加馬能譜分析結果

表四 核三廠一號機大修期間岸沙試樣加馬能譜分析結果

表五 核三廠一號機EOC-14大修期間書面通報肇因查證及分析

表六 核三廠近期歷次機組大修期間書面通報肇因類別分類統計

附件一 核能三廠一號機第十四次大修定期視察計畫

附件二 核三廠一號機EOC-14原能會大修視察前會議紀錄

附件三 核研所支援核能三廠一號機EOC-14大修視察作業協調會議紀錄

附件四 核三廠一號機EOC-14原能會大修起動前會議紀錄

附件五 注意改進事項

附件六 視察備忘錄

核能三廠一號機第十四次大修（EOC-14）視察報告

壹、前言

核能機組於運轉一段時間後，必須停止運轉，以換裝核子燃料並執行結構、系統及組件之檢查、維修與改善等大修作業，期使再起動後，得以在下次運轉週期時，維持核能機組的穩定運轉。核能機組大修作業的品質，會直接影響到機組的運轉安全及穩定，而作業品質的優劣，則反映出核能電廠管理品質良窳。

為監督電廠執行大修作業之品質，確保機組運轉之安全性及穩定性，原能會要求電廠於每次作業前，提出大修作業計畫陳報本會。本會除嚴加審查其作業計畫外，並訂定視察計畫。大修作業期間，本會則針對重要安全相關的作業進行現場品質查證。大修完工後，原能會分別於機組臨界、發電機併聯及反應器達功率 90 % 時訂定管制點，核能機組之大修於該三個管制點必須檢送相關作業之品質查證報告，經本會審查同意後，機組方可進行下一階段之工作。同時，為驗證機組大修之作業品質，電廠必須於起動併聯後四個月內，提出「大修後三個月內設備故障檢討分析報告」，對大修後三個月內故障設備的成因及改善措施逐項探討，並且對設備故障請修單件數及故障分類進行統計分析。這些結果不僅可作為機組大修後的運轉經驗回饋，亦是管制單位執行未來視察的重要參考依據。

核三廠一號機第十四次大修本會分別對核能安全、保防安全、輻防安全、廢料管理等各方面，執行現場作業查證、電廠人員訪談及紀錄文件審

查，視察人員包括核能管制處核三廠專案小組、核管處核安督察小組、輻射防護處、放射性物料管理局及輻射偵測中心等共十八人，此外為提升大修視察作業之深度，另委請核研所技術支援人員十一位參與。本會視察人力執行狀況詳如圖一，核研所技術支援人員現場查證狀況詳如圖二。

貳、大修主要工作項目

核三廠一號機 EOC-14 大修，於 92 年 04 月 23 日降載停機開始，至 92 年 06 月 05 日起動，92 年 06 月 08 日併聯，大修工期共計 47 天，大修起始日較原規劃工作時程延後六日，工期則相近。

本次核三廠一號機之重要的大修工作項目如下：

一、一次側

- (一)7300 控制櫃數位化更新工程。
- (二)蒸汽產生器渦電流 (ECT) 檢測。
- (三)反應爐冷卻水泵 C 台內檢，及馬達內檢。
- (四)反應爐槽爐壁焊道超音波檢測。
- (五)反應爐目視檢測 (IVVI)。
- (六)控制棒渦電流檢查。

二、二次側

- (一)高低壓汽機開蓋內檢及葉片檢查。

(二)高壓飼水加熱器 2A 換管。

(三)低壓飼水加熱器 3B/4B/5B/6B 端板及管束更換、薄化區補強、100% 渦電流 (ECT) 檢測。

三、電氣

(一)緊要匯流排增設隔離開關工程。

(二)161KV、345KV 起動變壓器 87 差動電驛改善工程。

主要大修工作項目執行狀況概述如下：

(一)蒸汽產生器渦電流檢測作業

1.蒸汽產生器 (S/G) A 塞管 5 支，合計已塞管數 93 支(1.65 %)。

2.蒸汽產生器 (S/G) B 塞管 9 支，合計已塞管數 90 支(1.60 %)。

3.蒸汽產生器 (S/G) C 塞管 1 支，合計已塞管數 49 支(0.87 %)。

4.其中 S/G A、B 各有 1 支屬於端板異物造成外徑磨損，其餘是抗震棒 (AVB) 磨損。

(二)反應爐槽爐壁焊道超音波檢測

1.反應爐爐壁焊道檢測共檢測 43 個焊道，發現 5 個指示 (Indication)，經尺寸 (sizing) 詳細檢查應屬於夾雜異物，評估檢測結果均在法規許可內。

(三)控制棒渦電流檢測

- 1.共計檢測 52 組控制棒，每一組控制棒有 24 支。共計檢測 1248 支。
- 2.檢測標準每一組 24 支仔棒，其中任一支仔棒磨耗 $> 50\%$ ，整組控制棒即進行更換，檢測結果所有仔棒磨耗均小於 50% 。
- 3.經由中子照射通量計算評估，可能有 4 支控制棒在下週期運轉中會超過中子通量上限，因此更換此 4 支控制棒。

參、大修視察管制工作概要

一、大修視察計畫

為管制核三廠一號機第十四次大修之作業品質，本會特訂定視察計畫，落實執行以確保機組日後運轉之安全性與穩定性。此次本會視察分為四組，其中第一、二分組為核管處所組成，第三分組由輻防處組成，第四分組由物管局組成。視察計畫內容詳如附件一。

二、大修視察前會議

本會於 92 年 04 月 16 日下午 13:00 於核三廠行政大樓五樓會議室舉行「核三廠一號機 EOC-14 原能會大修視察前會議」，會議中共有七項決議（詳如附件二），對核三廠本次大修提出視察前管制要求。有關大修視察前會議決議要求事項電廠辦理情形，詳如表一。

三、核研所支援大修視察作業

本會於 92 年 04 月 11 日上午 10:00 於核能研究所 027 館 316 會議室舉行「核研所支援本會核能三廠一號機 EOC-14 大修視察作業協調會議」，會議中首先就核管處擬定之支援計劃討論定案，並對雙方協同作業之方式與書面報告提送等，作成書面決議，詳如附件三。

核研所支援大修視察執行工作計有：(1)反應爐頂蓋目視檢查 7 人天。(2)反應爐爐心 IVVI 檢測 10 人天。(3)蒸汽產生器管束檢測作業 7 人天。(4)緊急柴油發電機維修及測試 7 人天。(5)ECCS 系統維護及測試 7 人天。(6)反應爐停機水質查證 7 人天。(7)IST 泵/閥功能測試 7 人天。(8)ISI 檢測及測試 7 人天。(9)飼水加熱器殼側及管路測厚 7 人天。(10)7300 控制數位化改善工程 10 人天。總計核研所此次支援大修視察共投入 76 人天。核研所支援本會核能三廠一號機 EOC-14 大修視察作業完成後，亦依預定時程提送各支援項目之大修視察報告，供本會管制參考。

四、大修啟動前會議

本次大修啟動前會議於 92 年 05 月 30 日召開，針對電廠大修工作狀況及本會視察結果等進行討論，並獲得 10 項決議（詳如附件四）。機組臨界前所需完成之工作項目於 92 年 06 月 05 日已全部完成，台電公司依序提出機組臨界及併聯運轉申請，經本會審核完成後，於 06 月 05 日 17：30 同意機組抽棒起動，92 年 06 月 06 日 18：30 同意機組併聯。

肆、大修專案管制事項

因應日本東京電力公司發生圍阻體洩漏率測試不實之案例，並考量國內、外其他核能電廠大修管制經驗，以及本次大修期間之視察發現，原能會將反應爐內部組件目視檢查及爐壁焊道超音波檢測、反應器爐蓋及爐底穿越管目視檢查、蒸氣產生器管束渦電流檢測、大修掛卡管制作業、緊急柴油發電機大修作業查證等，列為本次大修重點查證項目，而反應爐下內部組件吊出作業時人員劑量超出預估值之調查報告是在事件發生後本會即刻以專案查證方式所做之調查報告。各大修重點查證項目除指派專人進行查證工作外，各項之詳細查證內容與結果亦分別紀錄於本會之專案管制報告內，相關之專案管制報告編號如下表：

項 目	報告編號
反應爐下內部組件吊出作業時人員劑量超出預估值之調查報告	NRD-NPP-92-26
大修掛卡管制作業	NRD-NPP-92-27
蒸氣產生器管束渦電流檢測	NRD-NPP-92-31
反應爐內部組件目視檢查及爐壁焊道超音波檢測	NRD-NPP-92-28
反應器爐蓋及爐底穿越管目視檢查	NRD-NPP-92-30
緊急柴油發電機大修作業查證	NRD-NPP-92-33

由於專案管制事項之查證內容、查證經過、查證結論及因應之管制要求均在專案管制報告中有詳細說明，故不在此重複贅敘。

伍、其他大修重點查證事項

除專案管制項目外，本次大修亦執行其他重點事項之查證，分述如後。

一、大修期間保安查證

九十年美國發生的九一一事件及九十一年印尼峇里島遭受恐怖攻擊事件，已引起國際間對於核能電廠安全防護工作之重視。有鑑於此，本會亦將提昇各核能電廠之安全運轉及加強維護廠區安全，列為重點管制工作，並於九十一年十月底派員至核一、二、三廠進行保安計畫視察。今年核三廠一號機年度大修期間，亦執行該廠大修期間之保安計畫視察，俾提升核電廠防恐之防衛能力。

本次視察係針對核三廠區內之核三大門及其劃定之財產邊界、二號門及其劃定之控制區（在保護區之外圍，其週邊得設置一般阻隔物，電廠倉庫區、設備堆置區、開關場、氣渦輪機等設施）主警衛室及其劃定之保護區（主警衛室、保安監控中心、技術支援中心第二保安監控中心、隔離地帶、圍阻體廠房、輔助廠房、控制廠房）等之保安措施進行訪察，並對於該廠有關保安方面之文件進行查閱，以進一步瞭解核三廠之安全防衛能力及其文件紀錄情況。

本次視察由核管處核安督察小組蔡光松技正領隊，視察成員包括本處葉元川技正。根據視察小組的現場瞭解，獲致之視察結論如下。

(一)核三廠大門及各主要管制站，駐衛警人員均十分認真的執行安全檢查，無論是人員或車輛進出實施嚴格管制。

(二)主警衛室之進出均嚴格檢查，包括手提行李以 X 光機檢查，進廠人員必須經過金屬探測器查核。

(三)有關適職方案進廠包商人員之酒測及尿液檢驗，直至本次大修檢查為止，總計 568 人次，其中酒測完全合格，而尿液篩檢則有 3 人不符合規定，該廠已禁止此 3 人進入廠區工作。

(四)依據終期安全分析報告書第 13.6 節所規定內容，其保安計畫列於程序書 106.0 保安計畫中。依據程序書 SOP 106.3 附表 15.3 之工作日誌，經抽查 92 年 2—4 月之保安監控中心值班日誌；工作紀錄大致上詳實。

本次核三廠大修保安計畫視察除了對於廠區內現場進行訪察外，對於相關保安文件亦作較深入瞭解，該廠在廠區內之各項警戒措施均能符合保安計畫要求，對於進廠大修人員執行酒測及尿液抽樣查驗，並於最短時間內完成檢測，對不符規定者則禁止進入廠區工作以確保核電廠安全。

二、緊急爐心冷卻水系統 (ECCS) 查證

(一)視察項目概述：

核三廠緊急爐心冷卻水系統(ECCS)包含蓄壓器、高壓注水系統(CCP)及低壓注水系統(RHR 之 LPCI 模式)等三系統。此三種系統在核電廠發生冷卻水流失事故(LOCA)時，依爐心高低壓設計提供爐心緊急冷卻水來源，以確保爐心燃料被水淹蓋維持燃料之冷卻，防止爐心熔損。

此次大修核三廠 CCP、LPCI 及蓄壓器三種系統依維修計畫，進行注水泵或蓄壓器分解維修，其維修項目包含緊急注水泵或蓄壓器之一般檢查、

相關設備儀器校正、邏輯功能測試及進行系統相關維修功能試驗等測試。

(二)視察依據：

運轉規範：16.3.5、16.3/4.5.2.1

程序書編號：離心充水泵檢查及保養（700-M-013）

餘熱移除泵檢查及保養程序書（700-M-002）

西屋擺動式止回閥維護保養程序書（700-M-185）

緊急爐心冷卻水系統（ECCS）動作測試（600-0-092）

緊急爐心冷卻系統流量平衡測試（600-0-094）

(三)視察結果：

1.緊急爐心冷卻水系統查證

(1)5月12日進行核三高壓注水系統預防保養及試運轉查證，核三廠為降低大修亂度提昇安全起見，CCP A台於91年9月20日大修前即先行檢查與維護，經查證結果 CCP A台主要檢修項目為更換聯軸器，檢修後量測 CCP 兩殼間距、轉軸對心及馬達對心等工作，經查證檢修成套文件後確認其數據均符合要求。測試時 CCP A台之進口壓力為 2.40kg/cm^2 、出口壓力為 184kg/cm^2 、差壓為 181.6kg/cm^2 、出口流量為 9.49l/sec 符合測試程序書標準。CCP A台起動後最高振動值為 1.34mil 小於接受標準值，試轉時軸承三次連續所量測之溫度均為 43 ，低於 $\pm 3\%$ 變化值，符合接受標準。

CCP B 台於 92 年 4 月 8 日一號機 EOC-14 前幾個星期,核三廠開立檢修工作連絡書(編號 MEI-920474)執行檢查及維護。維護程序亦比照 CCP A 台,依照程序書 700-M-013 步驟按步執行,經查證維修記錄其檢查數據均符合接受標準。測試時 CCP B 台進口壓力為 2.5kg/cm^2 、出口壓力為 189kg/cm^2 差壓為 186.5kg/cm^2 , 出口流量為 9.47l/s , 試轉時連續三次所量測之軸承溫度均為 36.5 , 低於 $\pm 3\%$ 變化值,符合接受標準。

(2)一號機 EOC-14 大修,依大修計畫三只蓄壓器只要進行目視檢查即可。蓄壓器出口逆止閥 BH-V072 及 BH-V075 是安全有關設備必須執行內檢,核三廠依照西屋擺動式止回閥維護保養程序書編號 700-M-185 執行維護查核,檢查螺栓有無損傷、檢查各組件有無磨損或變形而不堪使用、檢查閥盤及閥座有無凹裂痕跡或洩漏跡象、普魯士藍檢查可否通過,經查證結果二只逆止閥均達接受標準,另外,N-5000 潤滑螺栓按規定扭定值 2100 ± 50 (FT-LBS) 鎖磅,扳手(編號 ME-0016)有效校正日期至 93 年 2 月 13 日為止。

(3)5 月 13 日進行核三廠 RHR B 台現場馬達對心查證,對心工作由機械領班及三個技術員,依照餘熱移除泵檢查及保養程序書 700-M-002 第 6.5.6 節執行注水泵與馬達之對心作業,維修人員在泵外殼上方安置對心裝置,並選擇二個定點,首先將針盤指示器裝在選擇地點,平穩地旋轉轉軸,每次轉 90° 並記錄針盤讀數,在另一地點執行同樣量測。若不合標準,則放鬆固定螺絲拆除定位銷,調整馬達基座重複上試量測,直至合乎標準為止。測量結果每點均為

1mil 符合要求。聯軸器回裝所用的固定螺絲 (1366) 鎖緊扭力扳手 (編號 MS-1323-T.W) 有效校正日期至 92.8.19 為止。固定螺絲 (1311) 鎖緊扭力扳手(編號 MS-1323-T.W)有效校正日期至 92.8.19 為止，鎖緊之扭力扳手均可用。

2.緊急爐心冷卻系統動作測試

(1)緊急爐心冷卻系統 (ECCS) 動作測試 (600-0-092) 的目的，是配合測試程序書 600-0-150 A/B、600-0-152 A/B 及 600-I-SB-1003 A/B 所做測試，以確認緊急爐心冷卻系統的可用性滿足運轉規範 16.4.5.2.1.E 之規定，此測試是係依據法規指引 R.G.1.62 及 FSAR 7.3.2.2.7.B 與 FSAR 7.3.2.2.7.E 來執行的。

(2)特殊測試設備為三用電錶，其有效校正日期至 92 年 12 月 31 日為止。

(3)接到安全注水測試信號時，程序書 600-0-092 附錄 A 之閥列表，屬於安全注水 (SI) 信號流程上的每一個自動閥必須動作到正確位置，同時離心充水泵 (CCP) A/B 台及餘熱移除泵 (RHR) A/B 必須自動起動，其對應之安全停機保護系統 (SSPS) 子電驛亦必須動作。

(4)92 年 5 月 24 日上午 08:30 值班主任胡文雄於一號機控制室集合相關人員，舉行工具箱會議，從事人員工作分配，因本項測試需要動作許多設備，值班主任暫時停止任何可能會干擾此測試的種種操作。隨後依程序書 600-0-092 逐步測試，中午 12:00 完成該項測試。

測試結果除了程序書附錄 B SSPS A/B 串電驛動作查核表所列子電驛 K603 及 K616 未動作外，其餘一切子電驛均動作正常。

3. 緊急爐心冷卻系統流量平衡測試

(1) 緊急爐心冷卻系統平衡測試，其目的在確認高壓安全注水各支管路之流量是否平衡，機組大修後在模式 6 反應爐蓋移開或在模式 5 反應爐未滿水的情況下執行。測試時壓力槽內部組件不得移出，以防內部儀器組件在測試中受到壓力而射出。

(2) 92 年 5 月 24 日下午 13:00 值班主任於一號機控制室集合相關工作人員召開工具箱會議，告訴測試人員事先應準備事項及注意事項並完成自我查證核對表後，隨即進行該項測試。

(3) 測試所使用的特殊儀器及工具，查證其校正情形，結果均在有效期限內，詳情如下：

A. 數位接觸式溫度計 IN-0858- DIG.PHER，其校正有效日期至 92 年 7 月 18 日為止。

B. 軸封注水流量 H₂O d/p 差壓表 (0~250 吋) IN-0911-DIFF PRE，其校正有效日期至 93 年 5 月 13 日，注水流量 H₂O d/p 差壓表 (250~1250 吋) 共二支分別為 IN-0912-DIFF PRE 及 IN-0913-DIFF PRE，其校正有效日期均至 93 年 5 月 13 日為止。

C. 三只 H₂O d/p 差壓表 (1110~1600 吋) IN-0914-DIFF PRE、IN-095-DIFF PRE 及 IN-0916-DIFF PRE，其有效校正均至 93 年

13 日為止。

(4)5 月 13 日下午 13：00 開始執行 600-0-094 緊急爐心冷卻系統 B 串熱端流量平衡測試，因為測試要求高精確度，所以流量用差壓表來換算不用流量計，在更換燃水儲存槽水溫 20（68）差壓值計算結果如下。

A.利用程序書附錄 A，以 Trial-Error 方法計算出 C（FE-122）為 9.955，其 $h = 9.41$ 吋 H₂O = 0.35Psid。

B.利用程序書附錄 A，以 Trial-Error 方法計算出 FE-940/943 之流量 558gpm 時之 C 值及 h 值分別為 C（FE-940/943）=18.8 及 h 值=32.2 吋 H₂O。

C.利用附錄 A，以 Trial-Error 方法計算出 FF-940/943 之流量 590gpm 時之 C 值及 h 值，分別為 C（FE-940/943）=18.8 及 h =35.98 吋 H₂O。

D.依上式 A)、B)、C)計算 FE-122 及 FE-940/943 之差壓接受值，FE-122 為 0.35psid，FE-940/943 為 32.2/35.98psid。

(5)92 年 5 月 24 日下午 16：00 完成 B 串熱端測試，實測之數據評估，結果符合接受標準，詳情如下：

1)FE-122 之 $h = 9.41$ 吋，流量=C $\sqrt{\Delta h}$ =30.54gpm

2)FE-943 之 $h = 85.1$ 吋，流量=C $\sqrt{\Delta h}$ =561gpm

FE-945 之 $h = 84.3$ 吋 = 31.1 psid

FE-986 之 $h = 84.04$ 吋 = 31 psid

FE-987 之 $h = 84.04$ 吋 = 31 psid

4.SSPS A、B 串子電驛未動作改善措施

(1)執行程序書 600-0-092 至步驟 6.7，驗證 SSPS A、B 串子電驛動作情形時，發現子電驛 K606 及 K613 未預期動作。

(2)後來配合 SSPS A、B 串子電驛完整測試 (600-0-150 A/B)，在步驟 5.11 重新印證子電驛 K-613 有動作，另外配合 SSPS A、B 串子電驛反應時間測試(600-0-152 A/B)，在步驟 6.24 重新印證子電驛 K-606 有動作。

程序書 600-0-092 提 PCN 修改，因在 P-14 信號持續存在下，子電驛 K-606 及 K-613 不必驗證動作情形，改由程序書 600-0-150 A/B 及 600-0-152 A/B 來涵蓋。

(四)結論建議

1.緊急爐心冷卻系統 (ECCS) 動作測試時，因 P-14 信號持續存在，子電驛 K-606 及 K-613 無法再動作，電廠提 PCN 修改程序書 600-0-092，將子電驛 K-606 及 K-613 動作之驗證，改由程序書 600-0-150 A/B 及 600-0-152 A/B 來涵蓋，經查證提 PCN 手續符合程序書規定。

2.CCP A、RHR A、B 及蓄壓器 A、B、C 現場維修記錄及測試查證結果，

均符合運轉規範相關之規定。

三、IST 泵及閥功能測試查證

(一)視察項目概述：

電廠依照本會(84年發函)指示,參照1993年版10CFR50.55a之規定;即依據1989年版(含1988 Addenda)之ASME SECTION XI及其引用之ASME/ANSI OMa-1988 Addenda to the OM-1987 Edition,編寫營運測試方案。此次查證IST泵及閥之測試範圍,主要是針對ECCS系統;IST泵之功能測試內容為額定流量測試(內容含流量、壓力、振動及軸承溫度);IST閥之功能測試內容為閥的操作時間。

(二)視察依據：

IST泵功能測試依據OM(Operation and maintenance of nuclear power plant)-PART 6,其相關之執行程序書有600-O-014(餘熱移除泵測試)、600-O-045(核機冷卻水泵測試)、600-O-048(廠用海水泵測試)、600-O-024(圍阻體噴灑泵測試),IST閥功能測試依據OM(Operation and maintenance of nuclear power plant)-PART 10,其相關執之行程序書有600-O-013、600-O-013.1(安全注水閥可用性測試)。

(三)視察結果：

1. IST 泵及閥之功能測試

- (1)餘熱移除泵(泵編號 BC-P024、BC-P024),拆解維修後全流量及最小流量進出口差壓、流量及振動重新建立參考值測試,經查證測

試結果符合程序書(600-O-014)之接受標準。

- (2)圍阻體噴灑泵 (編號 BK-P028/ BK-P029 泵兩台) 之最小流量進出口差壓 流量及振動測試, 經查證測試結果符合程序書 (600-O-024) 之接受標準。
- (3)廠用海水冷卻水泵 (編號 EF-P0103、 EF-P0103、 EF-P015、 EF-P016 泵 4 台), 例行維修後重新建立參考值, 全流量及最小流量進出口差壓、流量及振動測試, 經查證測試結果符合程序書 (600-O-048) 之接受標準。
- (4)核機冷卻水泵 (泵編號 EG-P065、 EG-P065、 EG-P065、 EG-P065 四台), 拆解維修後全流量及最小流量進出口差壓、流量及振動建立參考值測試, 經查證測試結果符合程序書 (600-O-045) 之接受標準。
- (5)安全注水閥可用性測試 (程序書 600-O-013、 600-O-013.1), 其測試值與行程時間限制值比較結果符合程序書接受標準, 測試值與參考值比較結果符合 ASME CODE 之接受標準。

(四)結論與建議：

所查證 IST 泵及閥之功能測試結果符合相關程序書之規定。

四、低功率物理測試(LPPT)查證

(一)視察項目概述：

低功率物理測試(Low Power Physics Test, LPPT)的旨在每次燃料重新裝填後，核能機組進入新的週期運轉之前，驗證反應爐中子物理有關參數之測量值與設計值是否符合，避免燃料裝填作業疏失或爐心設計計算錯誤。本次視察的目的即在於確認核三廠人員執行 LPPT 之作業是否符合相關程序書的要求，並查證測試結果是否符合接受標準。

(二)視察依據：

本項視察的依據為核三廠營運程序書編號 1092「反應爐臨界與低功率物理測試順序」，而本份程序書又包含了下列重要之測試工作及程序書：

- 1.程序書 1017：反應度計算機校準
- 2.程序書 1056：臨界前準備工作及反應爐初次臨界
- 3.程序書 1057：LPPT 測試中子通量範圍決定
- 4.程序書 1059：均溫反應度係數測量
- 5.程序書 1058：硼酸終點濃度測量
- 6.程序書 1078：參考棒組本領測量(Boron Dilution)
- 7.程序書 1079：其他控制棒本領測量(Rod Swap)
- 8.程序書 1055：硼酸微分本領測量

由於 LPPT 之作業已行之有年，各項步驟均已多次執行，而近年來較大的變動是以抽插控制棒(Rod Swap)的方式，來測量最強控制棒組之外的控制

棒本領，取代以往的硼酸稀釋法，故本次查證亦選定程序書 1078 及 1079 為查核重點。

(三)視察結果：

核三廠一號機於 92 年 6 月 5 日 17:30 獲得本會同意其機組起動申請後，運轉值班及核技課人員開始進行「反應爐臨界與低功率物理測試」，反應爐於當晚 23:00 達到臨界，隨後核技課人員按程序書 1092 所列的工作順序，開始執行各項「低功率物理測試」（測試設備如下圖所示），持續進行至 6 月 6 日下午 15:00 左右，前後約 20 小時，其間核技課主要分成兩班來接續執行，對人員體力的負荷上也是一項考驗。

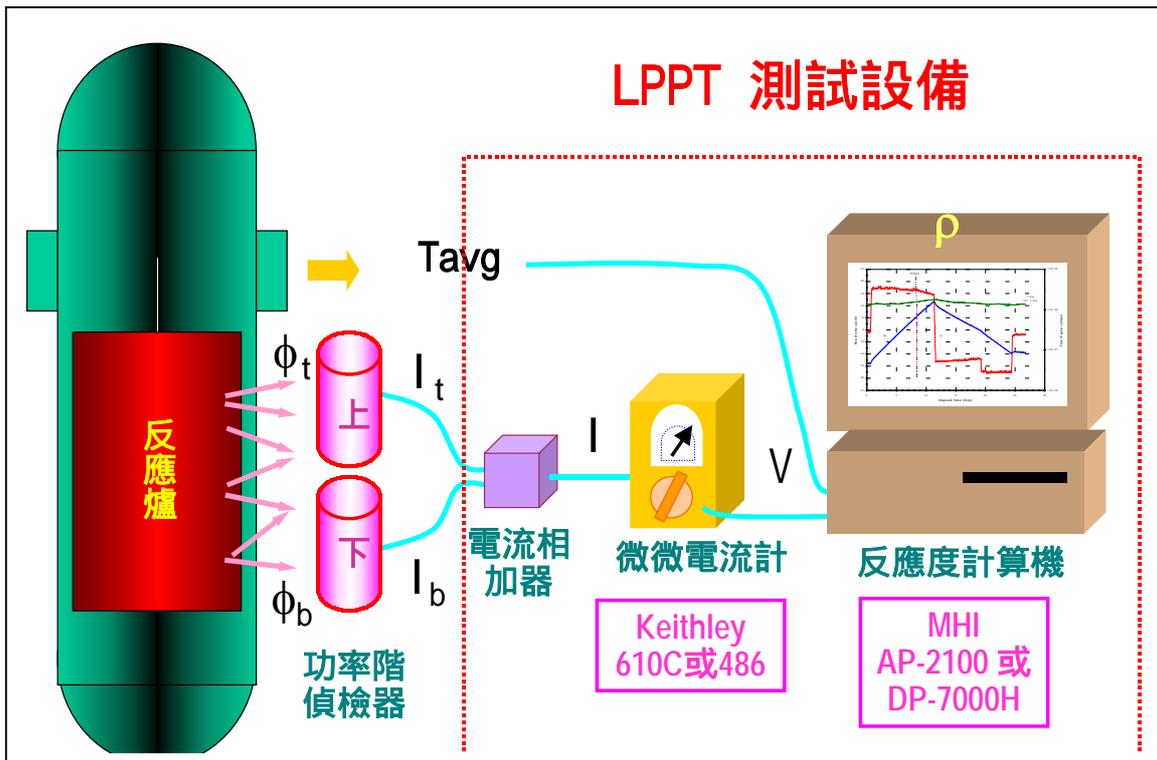
此次抽查棒組本領之測量，主要是依據程序書 1078 及 1079，來分別測量最強棒組(或稱參考棒組)及其他棒組，其中最強棒組採用硼酸稀釋法(Boron Dilution)來進行測量，亦即在反應爐臨界的情況下，控制棒組插入(加入負反應度)與稀釋硼酸水(加入正反應度)同時進行而測量出其控制棒本領(Rod Worth)。至於其他棒組則是最強棒組為基準，使用棒位抽與插交換(Rod Swap)的方法測量其他控制棒棒組之本領，上述兩種測量控制棒本領的目的，皆在驗證測量結果與燃料廠家在中子設計報告(Nuclear Design Report, NDR)中設計值之差異，是否符合在所要求之準確度內。根據本會審查核三廠使用 Rod Swap 法測量控制棒本領的申請案及現場與核技課人員討論的結果，現在的測量方式，比以往所有棒組均使用硼酸稀釋法，不但可以省下因硼酸稀釋而造成大量之廢水，且測量時間也可以大幅縮減。

本項測試的結果整理如下表，經由現場 LPPT 測量值與核心設計報告

NDR 設計值之差異，最強棒組(控制棒組 B)之誤差為 0.66%，符合小於 10% 審查標準及 15% 接受標準的要求，至於其他控制棒組中，以停機棒組 A 本領測量值與設計值相差 4.61% 為最大，但仍小於 10% 審查標準及 15% 接受標準的要求，唯本次測量其他控制棒組的過程中，因為一次側冷卻水系統 (RCS) 與調壓槽(PZR)間之硼酸濃度差超過程序書要求之 50 ppm，曾使得測量工作一度暫停(約 90 分鐘)，直到兩者間之硼酸濃度差低於 50 ppm 後，才恢復測試，本次現場查證發現核技及運轉人員有依照程序書規定暫停工作，不過也顯示本測試執行時，硼酸濃度的控制仍有改善的空間。

本次 LPPT 測量完成之後，時間約在 6 月 6 日 15:00，但核三廠卻緊接著在 18:00 即提出併聯申請，短短三個小時內，核技人員需完成測試資料整理，品質人員需完成查核，台電總處則需完成查證及送會審查等工作，作業時間較原先規劃之 12 小時縮短許多，在文件品質的控制上較易有誤失。以本次紀錄為例，程序書 1092 附錄 10.4-1 之硼酸微分本領，即曾發生計算錯誤的情形，之後雖及時更正，但卻也顯示核技人員在時間緊迫的情況，較易發生失誤。

LPPT測試方式及設備示意圖



個別控制棒組本領測量結果

控制棒組	NDR測量值(pcm)	LPPT測量值(pcm)	誤差(測量值-測量值)及百分比 ^a	可否接受
CB	1212	1220	8 (0.66 %)	可
SC	353	367.8	14.8 (4.19 %)	可
CA	407	404.9	-2.1 (-0.52 %)	可
CD	421	424.6	3.6 (0.86 %)	可
SD	566	543.7	-22.3 (-3.94 %)	可
CC	675	667.5	-7.5 (-1.11 %)	可
SB	957	995.8	38.8 (4.05 %)	可
SA	995	949.1	-45.9 (-4.61 %)	可

a: 設計審查標準為 15% 誤差，接受標準為 30% 誤差

(四)結論與建議：

低功率物理測試 LPPT 為機組大修後起動之例行作業，在電廠工作人員的努力下，順利完成，各項參數的測量值與核心中子設計報告(NDR)的差異均在接受標準內，符合程序書的要求。至於對未來執行本項工作，視察人員的建議如下：

- 1.執行LPPT期間之硼酸濃度控制仍有改善空間，且核技人員填寫程序書 1092中表格8.1時，若有一次側冷卻水系統(RCS)與調壓槽(PZR)之間濃度差大於50 ppm時，除了應停止測試，並應在表格中加以註明，以免被誤認為違反程序書之規定。
- 2.核三廠在執行完LPPT後，應謹慎執行資料整理及審查文件工作，避免因急於申請併聯而匆促行事。

LPPT 主要是靠燃料廠家所提供之分析資料，電廠所能做的有限，因此燃料廠家所做分析之正確與否，關係著核能電廠的安全至鉅。目前台電公司對燃料廠家所做的分析，雖然已有作獨立驗證分析，仍建議台電公司持續加強燃料廠家所作分析正確性之稽核工作，以確保反應爐安全。

五、停機期間安全管制與風險管理作業查證

(一)視察項目概述：

台電公司核能三廠依本會核准之大修計畫排程風險評估陳報準則的要求，於大修作業前，陳報大修計畫排程及其安全評估和安全管理準則，經本會審核同意後依計畫排程執行大修作業。

大修安全管制與風險管理作業查證是確認核電廠依計畫排程執行大修作業，並確保大修計畫排程是朝向最佳化之運轉組態作安排；大修期間安全管制與風險管理則是每日查核機組運轉維修組態、檢討大修維修進度、依核能電廠大修計畫排程風險評估準則確認維修排程是否涉及排程變動（維修排程之變動涉及系統可用性變動）和組態變動（當排程變動時，若影響安全功能之設備維修組態超出該運轉組態原規劃風險評估內容，導致原定性評估無法涵蓋）依相關程序書執行停機或大修期間之安全運轉操作之查核以確保爐心運轉安全，此外並與電廠人員充分討論機組潛在安全問題，儘量避免高風險之產生，對需進行必要之檢修而產生相對之高風險狀況，則要求電廠事先擬定對應之應變及防範措施，避免意外狀況發生。

(二)視察依據：

- 1.機組停機作業安全管制程序書 GOP-212（熱待機到熱停機） GOP-213（熱停機到冷停機/更換燃料模式）。
- 2.大修期間停機安全作業管制程序書 GOP-217（機組冷停機或大修期間安全運轉操作程序書）。
- 3.大修計劃排程風險評估之撰寫及陳報準則。

(三)視察結果：

- 1.查核機組停機作業安全管制部份：
 - (1)執行版程序書(GOP-212、213)為最新版。
 - (2)停機作業依程序書執行步驟逐項執行。

(3)機組在 MODE-4、5 相關偵測試驗，測試週期符合要求。

(4)RCS 最大降溫率符合 27 。

2.查核大修期間停機安全作業管制：

(1)執行版程序書(GOP-217)為最新版。

(2)於 RCS 半水位運轉期間依程序書(GOP-217)附表一規定每小時記錄 RCS 水位、RHR 馬達電流及其出口流量。

(3)依程序書(GOP-217)附錄 D 之要求規定確認 Mode-5 及 6 安全事項查核表之設備可用。

(4)燃料全部儲存於用過燃料池期間之安全事項查核均符合程序書 (GOP-217)附錄 E 之要求。

(5)RCS 及用過燃料池之硼酸濃度均 2000PPM，符合運轉規範 16.3.9.1.1 之要求。

(6)依程序書(GOP-217)附錄 G-2 之要求查對運轉規範內 At All Times 都適用之設備/儀器或限制。

(7)92/5/13 燃料全出，半水位管閥維修中，為了配合更換 EF-HV103、203，考量燃料池可能喪失冷卻水的顧慮，在做後備措施的管路配置時，發生用過燃料池的水經反應爐冷卻水系統 (RCS) 跨管及反應爐冷卻水洩放槽泵 (RCDT Pump) 之隔離閥 HG-V148、V149，然後從維修中的 BC-HV101 開口處溢流至圍阻體地面。本事件電廠

已依規定書面通報 92-31-14-03，且以經驗回饋 ROE-92-31-14-15 作詳細檢討。

- (8)大修期間每日由運轉副廠長主持召開機組安全會議，會中均會檢討大修計劃執行狀況及安全注意事項，執行狀況良好。
- (9)壓水式反應器於更換燃料大修期間，停機後不久（約 2.5 天）需將水位降到熱端管路以下，方能執行如開爐蓋前之除氣、拆反應爐冷卻水泵軸封、換爐內核儀封台高壓封環為低壓封環等工作；燃料填換後，水位需再降到熱端管路以下，以便將前述已拆除之反應爐冷卻水泵軸封（於維護後）裝回，換爐內核儀封台低壓封環為高壓封環等工作；爐心填換前之降水位運轉期間是此次大修評估風險值最高之一段時間，因停機初期爐心核燃料衰變熱大，降水位運轉期間若產生喪失餘熱移除系統或外電事故，將可能威脅爐心安全，為防止此一現象發生，電廠已將安全相關之檢修作業安排於適當之時機作檢修（如緊要安全設施 A 串的維修，安排於冷停機以下才進行；餘熱移除系統至更換燃料池滿水後才掛卡檢修；反應爐冷卻水系統管閥待爐心核燃料全出後才進行維修），為避免意外狀況發生，對進行必要之檢修而產生相對高風險狀況時，則已事先擬妥因應之應變及防範措施，由此次整體大修排程風險評估得知，即使在相對高風險區段，整體的安全功能均能適當維持。
- (10)電廠於大修過程均依大修計劃排程風險評估之撰寫及陳報準則執行相關規定之要求；大修期間涉及組態變動或排程變動均依規定於變更大修計畫執行前完成執行安全評估和安全管理準則，涉組態變

動有三項，分別是：(i) 新增 345-KV 外電停電作業 (4/26 07:01 至 4/28 23:24) 歷經 POS 4 至 POS 7，本項維修作業主要為進行 318 事件相關之改善案施工，因工期較長須儘早執行緊要匯流排與外電之關聯切離，而安全評估結果顯示機組之緊要安全功能均可以良好維持，且維修作業對 CDF 的影響極微 (ii) 新增 D/G-5 之測試 (5/26 13:47 ~ 5/27 16:48) 歷經 POS 11 至 POS 12，本項測試原規劃於燃料退出期間執行完畢，因散熱器起動動作不良問題，延後整個測試至 DG B 完成測試後才進行，測試期間假設 DG-5 不可用，其安全評估結果顯示機組之緊要安全功能均可以良好維持，且維修作業對爐心熔損機率 (CDF) 風險值的影響極微 (iii) 新增 RHR 熱交換器內部檢查作業 (5/28 14:00~16:00; 5/29 10:00~12:00) 歷經 POS12~POS13，本新增作業因勞檢所委外進行檢查所致。實質作業將造成該串 RHR 移熱功能喪失，但不影響 RHR 低壓安全注水功能，因隔離熱交換器時可能需要停用該對應串 CCW，因此進行安全評估時保守假設該串 RHR 與 CCW 皆不可用，由於此時爐心衰變熱較低，且可用來補水至爐心的流徑很多，定量分析結果顯示 CDF 沒有顯著變化上述之安全評估結果顯示機組之緊要安全功能均可以適當維持，對爐心受損機率的影響極微。此次大修期間各運轉組態之定義及定量分析結果如下表所示，大修預定排程與實際排程爐心熔損機率 (CDF) 風險值比較如下圖，實際排程風險值與預估排程風險值相近，並未明顯增加，大修期間爐心受損機率最高值為 $9.71\text{E-}9/\text{hr}$ ，停機期間大修風險值在 $9.65\text{E-}11/\text{hr}$ 至 $9.71\text{E-}9/\text{hr}$ 。

大修期間各運轉組態之定義及定量分析結果對照表

(大修初期)

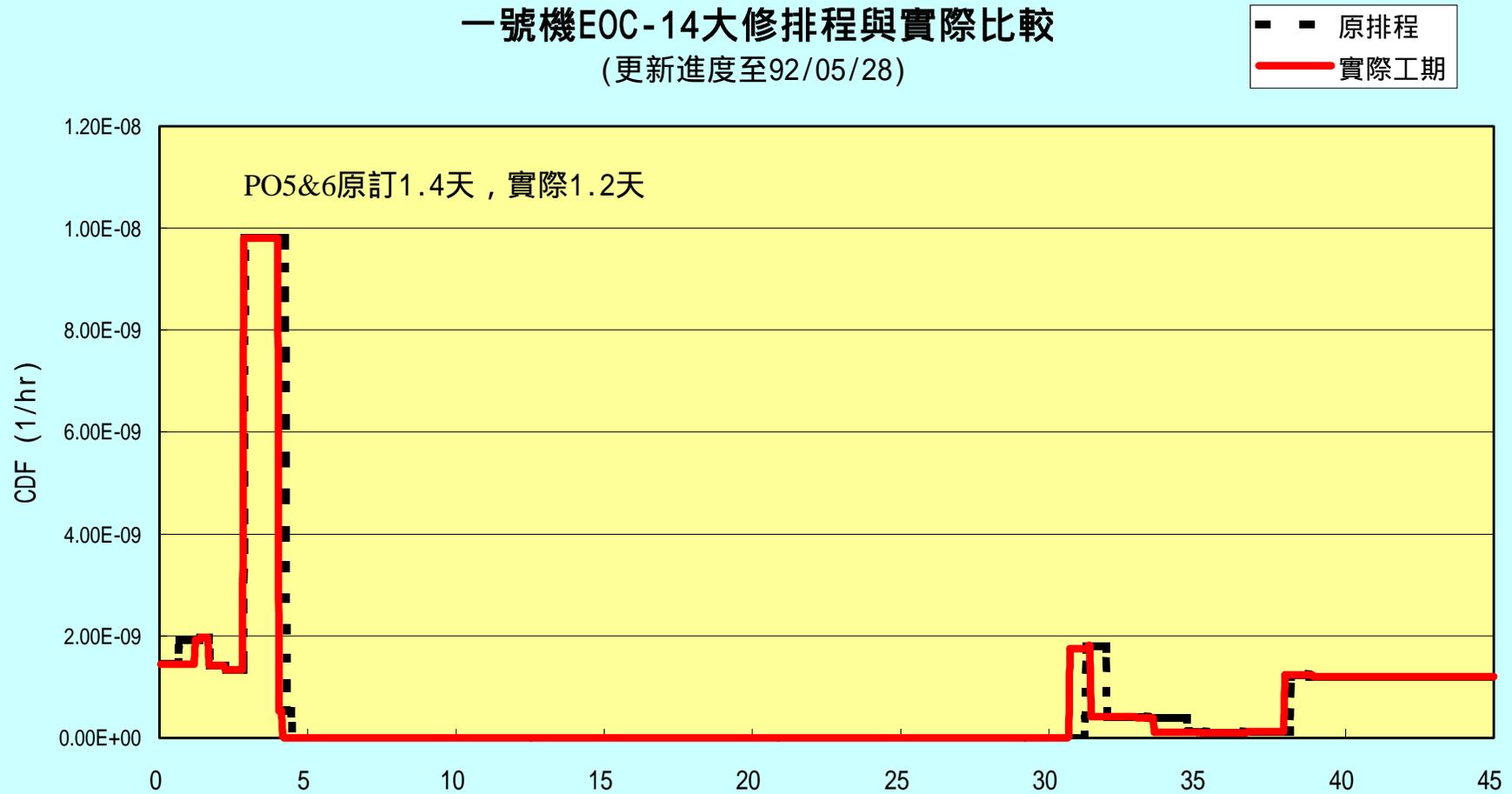
		實際		計劃	
POS	定義	工時	CDF	工時	CDF
POS1	使用SG降溫	28.3	1.44E-09	14.5	1.44E-09
POS2	使用RHR降溫	10.5	1.93E-09	25.0	1.93E-09
POS3	PZR SOLID	13.2	1.43E-09	13.0	1.43E-09
POS4	RCS降水位 -> MLO	14.9	1.33E-09	15.5	1.33E-09
POS5&6	MLO -> 爐穴灌水	29.0	9.81E-09	34.0	9.71E-09
POS7	爐穴灌水 -> 燃料池滿水	3.1	5.32E-10	5.0	5.32E-10

工時單位：小時； CDF單位：1/Hr

(燃料回填後)

		實際		計劃	
POS	定義	工時	CDF	工時	CDF
POS9&10	爐穴洩水 -> MLO	17.8	1.81E-09	17.5	1.81E-09
POS11	MLO半水位運轉	50.9	4.07E-10	66.0	4.07E-10
POS12	RCS充水	36.7	1.09E-10	15.0	1.09E-10
POS13	PZR SOLID	13.5	9.65E-11	30.0	9.65E-11
POS14	使用RHR控制升溫	38.0	1.24E-10	38.0	1.24E-10
POS15	使用SG控制升溫	15.0	1.20E-09	15.0	1.20E-09

一號機EOC-14大修排程與實際比較 (更新進度至92/05/28)



一號機 EOC-14 大修預定排程與實際排程風險值 (CDF) 之比較圖

(四)結論與建議：

- 1.電廠於大修過程均依大修計劃排程風險評估準則執行相關工作。
- 2.大修期間停機安全作業均依相關程序書之操作步驟執行。

六、碳鋼管路之測厚及飼水加熱器殼側壁厚之檢測查證

(一)視察項目概述：

本次大修視察項目分為碳鋼管路之測厚及飼水加熱器殼側壁厚之檢測等兩項，這兩類組件之所以要檢測（作超音波檢測），乃是因其受單（水）、雙（濕蒸汽）相流沖腐蝕影響所致。沖腐蝕又稱流體加速腐蝕（FAC，Flow-Accelerated Corrosion），這包含了靜態之腐蝕（金屬材料與環境交互作用，產生化學或電化學反應，造成材料損耗或破壞之現象）及動態之沖蝕（腐蝕性流體與金屬材料間，因為相對運動造成材料加速破壞的現象）兩種效應之合成。影響沖腐蝕行為的因素有：

環境中的化學因素---流體 PH 值、流體溶氧量、流體溫度

環境中的物理因素---流體流速、構件幾何形狀、蒸汽乾度

材料因素---管件含鉻、銅、鉬之量

其影響情形整理如下表：

影響沖腐蝕之參數	參數變化造成沖腐蝕增加之情形
流體流速	流速增加
流體 PH 值	低
流體溶氧量	低
蒸汽乾度	0.1~0.9

流體溫度	250~400
構件幾何形狀	會增加 turbulence flow 之佈置
管件含鉻量	低
管件含銅量	低
管件含鉛量	低

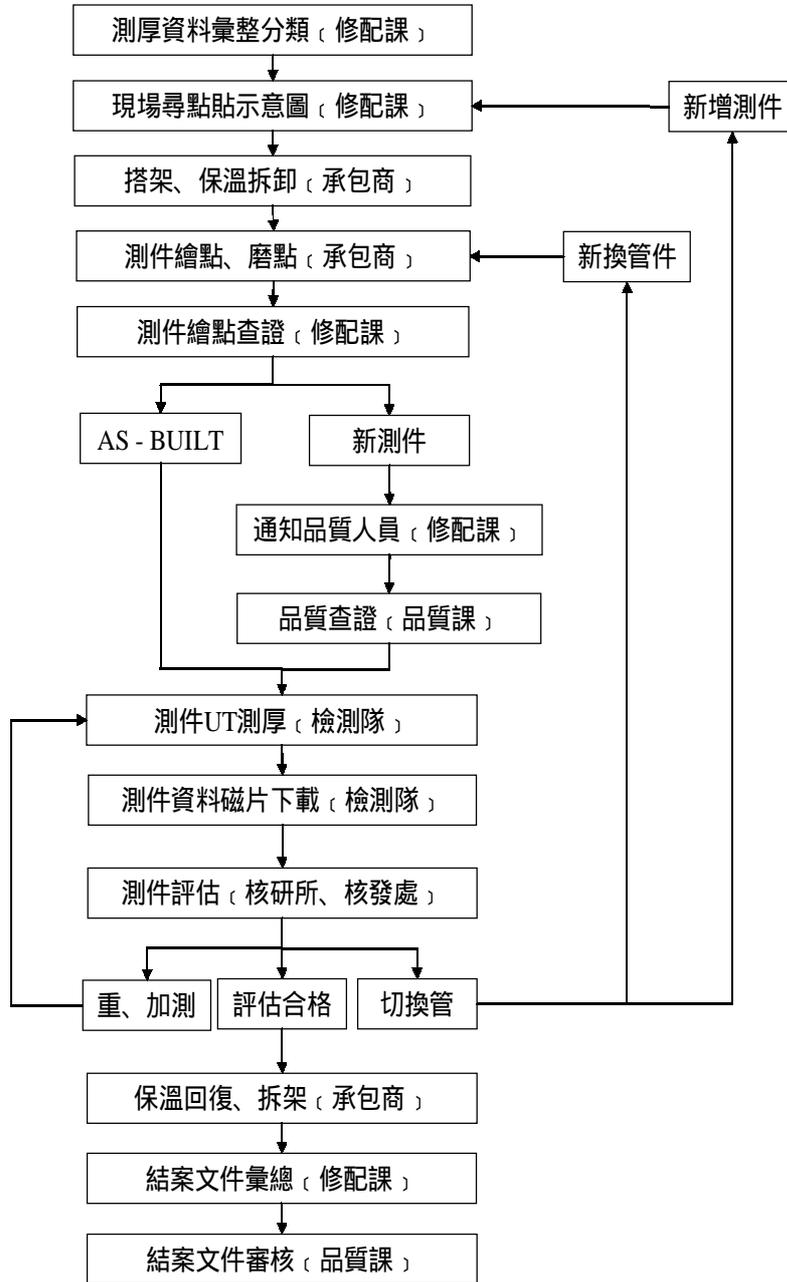
1.碳鋼管路之測厚

由於核能電廠幾乎每個系統都有碳鋼管路，要對每個碳鋼管路都進行檢測是不可能的，僅能以沖腐蝕情形較嚴重以及會影響運轉安全等之系統管路，於大修時進行監測性之管件壁厚檢測。準此原則，核三廠經評選需於大修時測厚之管件共有 2000 多口，分佈於以下系統：

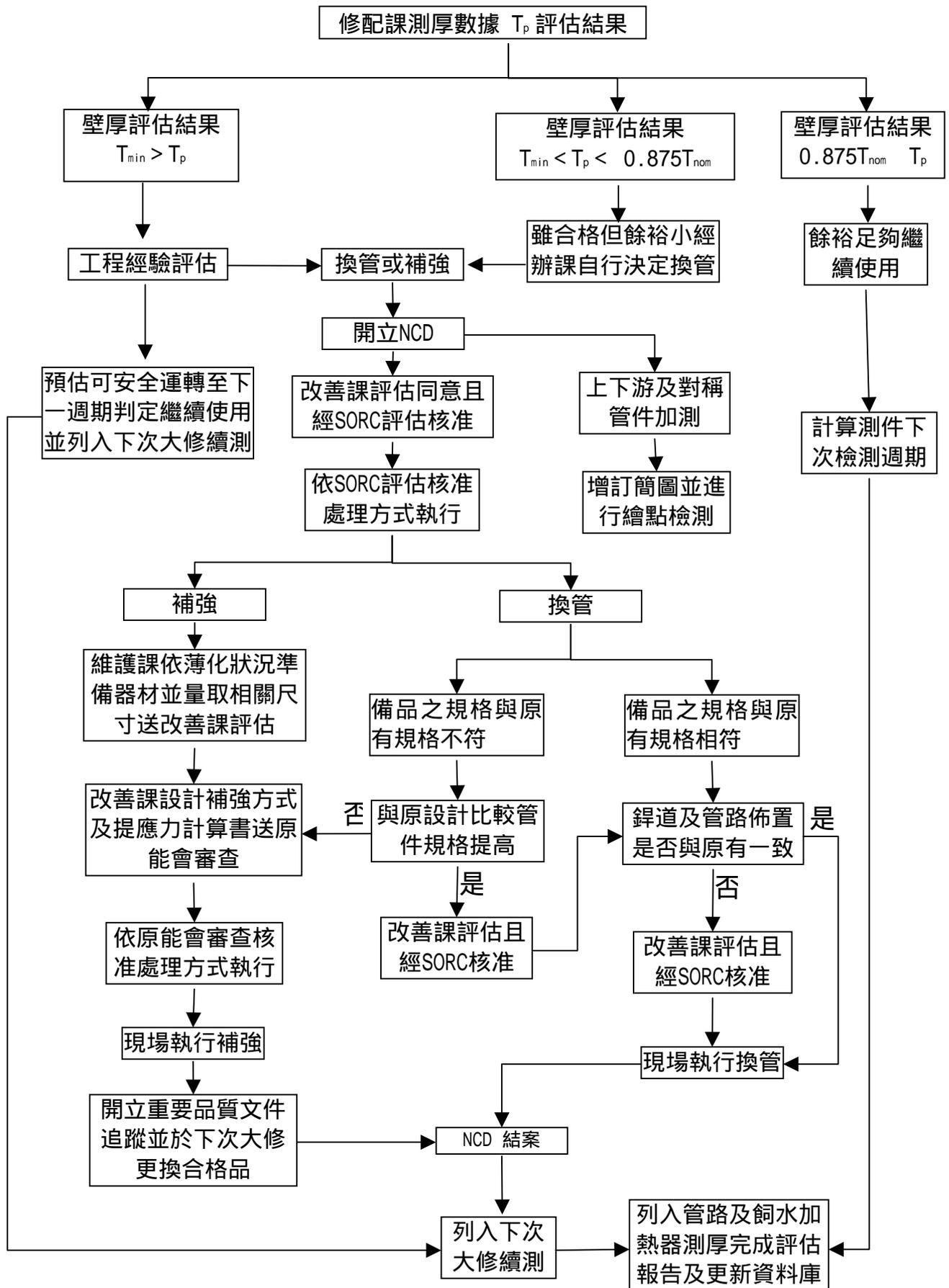
- (1)Main Steam (主蒸汽)
- (2)Main Turbine (主汽機)
- (3)Condensate (冷凝水)
- (4)Feedwater (飼水)
- (5)Feedwater Heater Extraction Drains (飼水加熱器抽汽洩水)
- (6)Condensate Transfer and Storage (冷凝水傳送及儲存)
- (7)Steam Generator Blowdown (蒸汽產生器沖放)
- (8)Component Cooling Water (核機冷卻水)
- (9)Auxiliary Turbine (輔助汽機)

碳鋼管路壁厚檢測作業流程如下：

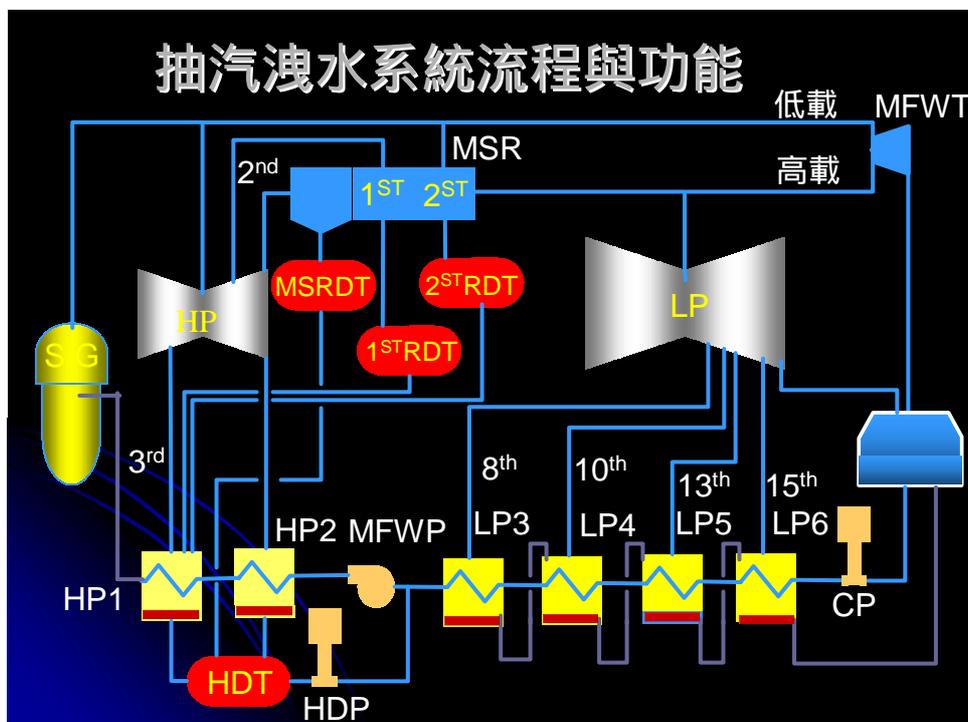
碳鋼管路壁厚檢測作業流程



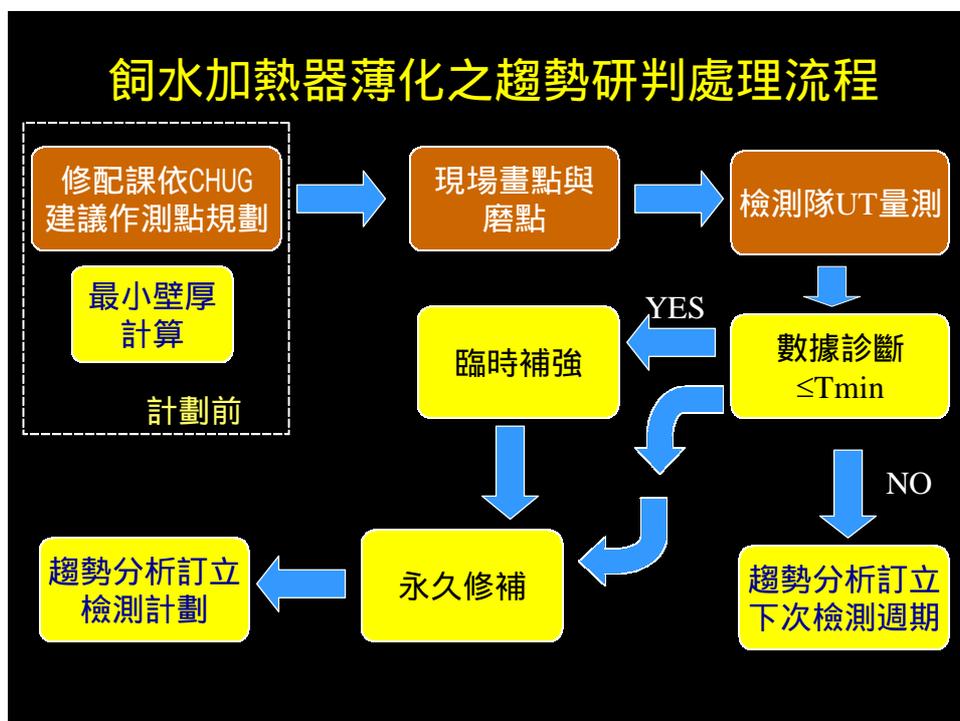
2. 飼水加熱器殼側壁厚之檢測



美國近年陸續發生加熱器運轉中破裂事故，法國在 1980 年代即發現類似情形，並於 1983~1984 年間進行改良飼水加熱器設計，推斷破裂可能的原因為流體加速腐蝕破壞 (Flow-Accelerated Corrosion Damage) 所造成。美國核能管制委員會鑑於上述情形於是發布 IN-99-19 要求電廠採取行動，以期發現潛藏的重大工安危害因子、是否有以往不曾為人預期及考慮的現象、以及有否危害電廠運轉設備並威脅人員作業安全等。核三廠於 EOC-12 開始進行加熱器殼體測厚，以抽汽管進口中心線為基準，軸向左右各兩倍管徑，周向 360 度為範圍進行。當時發現部分區域已小於最小壁厚，於是採臨時補強方式，以因應 EOC-12 起動，並向本會承諾改善事項。之後核三廠成立 DCR，以期進行永久性修補，並於 EOC-13 及 EOC-14 大修進行修補工作。EOC-13 時，已將高壓加熱器及 A 串之低壓加熱器修補完畢，本次 (EOC-14) 大修係針對 B 串低壓加熱器進行修補，以及所有加熱器之測厚。核三廠飼水加熱器之抽汽系統圖如下：



因高壓飼水加熱器(1A、 1B、 2A、 2B)在汽機廠房 100 呎之開放空間，其外殼可切開以方便人員進入，故其超音波檢測結果只要有薄化現象，即予焊補至原設計之公稱尺寸，並襯以不銹鋼內襯以防沖蝕。低壓飼水加熱器(3A、 4A、 5A、 6A ; 3B、 4B、 5B、 6B)因殼體焊於冷凝器(CONDENSER)外殼，無法拖動，人員也無法進入殼體，故只有當檢測值小於 T_{min} 時，才將該檢測區域予以切除，再以全新鋼板加上 backup ring 焊回。飼水加熱器薄化趨勢研判及處理流程如下：



其中最小壁厚之計算為

飼水加熱器設計資料



材質：A516-70 抗拉強度：70 ~ 90 ksi
最大允許應力：17.5 ksi

依ASME Section Division

$$t_m = \frac{P R_i}{S \eta - 0.6P}$$

t_m ：最小設計要求厚度 (in)
(不包含容許腐蝕裕度)
P：設計壓力 (psi)
 R_i ：內部半徑 (in)
S：最大允許應力 (Psi)
 η ：接頭效率 (%)

最小允許運轉厚度 (in) = 最小設計要求厚度 t_m + 容許腐蝕裕度

(二)視察依據：

- 1.本會於八十七年九月核備之「核能電廠管路壁厚檢測長程策略」。
- 2.台電核發處程序書「核能電廠管路應力分析---碳鋼管路壁厚檢測評估」。
- 3.核三程序書 700-W-112「管路及飼水加熱器超音波測厚程序書」。
- 4.核管案 00-8903 (飼水加熱器薄化)

(三)視察結果：

1.碳鋼管路壁厚檢測

根據一號機 EOC-13 大修之管路評估報告，本次 (EOC-14) 大修按篩選原則及 EOC-13 檢測結果等，原初步篩選出之總測件數為 121 口測

件(含 6 口 VT 測件),若另加計 EOC-14 大修前依工程經驗及電廠閩漏等之回饋資料所需增加之測件,本次大修計劃應檢測 225 口,惟最後實際執行檢測共 253 口,新增測件 28 口,其中須切換管者共 8 口。

2. 飼水加熱器壁厚檢測

飼水加熱器壁厚檢測原計劃檢測 80 口,最後實際執行檢測共 82 口(新增之 2 口為加熱器薄化後再增加之測件),其中須修補之測件共 12 口。

(四) 結論與建議：

本次大修碳鋼管及飼水加熱器壁厚檢測均依計劃執行,過程中若遇特殊案例,則以水平展開方式加測測件(如高壓加熱器 1A/1B/2A/2B 抽汽管嘴之切換);測件位置及網格繪製之品質查證由品質課執行,測件評估結果之審查則由改善課負責,均依規定進行。為追蹤飼水加熱器加入襯板後的成效與薄化趨勢,經一次燃料週期的觀察,雖修補效果良好,但往後仍需依據檢測計劃進行檢測追蹤。

七、7300 控制櫃數位化改善案查證

(一) 視察項目概述：

核三廠於一號機 EOC-14 大修期間(四月二十三日至六月六日)將現有類比式儀控(7300 控制卡片)系統非安全相關之控制設備,更新為數位化控制系統,以 DCR-M1-1817 改善,藉以提昇該系統之穩定性與可靠性,並改善舊儀控系統備品不易取得的問題。基於該項改善工程涉及機組壓力控

制、飼水控制及蒸汽產生器水位控制等多項控制系統改善，本項目之查證因而列為一號機 EOC-14 大修視察重點。

(二)視察依據：

- 1.DCR-M2-1818 改善案。
- 2.靜態測試程序書 120。
- 3.動態測試程序書。

(三)視察結果：

1.DCR 文件審查

- (1)本 DCR 之改善分兩階段設計，第一階段 (PHASE-I) 設計文件已發行採購技術規範，並由 INVENSYS (FOXBORO) 公司得標，本次發行之設計成套文件為第二階段文件 (PHASE- II)。
- (2)本 DCR 主要軟硬體之規劃設計及施工均由 INVENSYS 公司負責執行，改善課則負責介面圖面之整合設計；因此本階段成套設計文件除了廠家圖面編號發行外，介面有關圖面之細部設計文件亦將配合發行。
- (3)本 DCR 改善之主體為西屋公司設計、製造之 NSSS 7300 控制櫃 C5~C8 (JP041、 047、 052、 057) 由類比式控制全面更新為數位式，原則上主要功能不變，但仍有若干變更，茲將本 DCR 修改內容說明及評估結果詳述如下：

- A.本 DCR 為取得最佳控制，位於主控制盤與控制櫃有關之 M/A Station (共有 35 個)全部更換為 Foxboro CN 762 之控制器 (SH.11),而選擇開關(共 18 個其中 2 個新增)亦需由 2-Position Maintained 改為 4-Position Maintained 之 SW (SH.12),另三個選擇開關因功能上的需要而刪除，三個狀態燈則需移位。
- B.為提高可靠度，本 DCR 中有關信號之取得，儀控課與廠商討論後將由『二取一』改採『三取中間值』，且飼水控制為取得溫度補償，其溫度信號亦改接至控制櫃，INVENSYS 相關軟硬體已採此設計，因此相關介面須配合設計。
- C.有關飼水控制閥 (FWCV) 雙迴路控制，全部改由數位化後之控制櫃來控制，原由 SSILS 執行主-備 (Primary-Backup) 迴路切換之控制邏輯全部廢除，原作為迴路切換與偵測切換電磁閥開路之警示窗 JP007 AW32、7BW32、7CW32 將分別改為三個 FWCV 迴路切換之共用警示窗、三個 NSSS CAB SYSTEM MALFUNCTION 共用警示窗及 7CW32 之刪除。
- D.有關原 SGFPT Master Speed 雙 NCD 切換控制之 SSILS 切換線路連同其切換 (換故障) 警報窗 JP008AW11 刪除，SGFPT 速度控制亦改由數位化後之控制櫃來控制。
- E.廠家 (INVENSYS) 已修改每一控制櫃 (C5 C8) Power Supply Card Failure 之警報線路，因此原 JP004A W73 警示窗之標示已配合設計，由『7300 C1 C8 6AB.-CD P.S.FAL/C6-721-2CDABNOR』修改為『NSSS C1 C8 CAB./CARD PS. FAIL』。

F.原設計 T 控制取高值選擇 (Auctioneer High), 改為數位化後, 高值選擇由電腦執行, 因此 T Deviation High 警報已不可能出現, 基於此『儀控課』與廠商討論後將此警報線移除, 相關廠家文件已設計完成, 本案亦配合將警示窗 JP005CW34、W44、W54 及相關線路移除。

G.鑑於飼水控制、調壓槽水位控制、充水管路流量控制反應較快, 亦即為提高控制可靠度, 得標商建議將這些信號之硬體線路移至相同 CP (Control Process)。基於此 AE-FT-477/477/486/497 等 SH.17 所示傳送器及 M/A Station 之線路信號必須移櫃, 相關介面亦需配合設計。

2.相關程序書修改審查

- (1)針對此次 7300 控制櫃改善案, 運轉課提出包括運轉操作及功能測試所需修改之程序書共 68 份, 已於機組起動前全部修訂完成。
- (2)另維護部門提出之維護及測試相關程序書共 31 小項, 重新修訂並編入 3000 系列程序書管制, 也已在臨界前全部修訂完成。
- (3)相關已修訂之程序書編號, 及合併後改為 3000 系列之程序書, 以上部份已經全部修改完成。

3.相關修改案人員訓練審查

7300 控制櫃改善案涉及機組壓力控制、飼水控制及蒸汽產生器水位控制等多項控制系統之改善, 運轉員相關之操作行為及方式乃至於相關維護人員之維修模式亦有不同, 故核三廠訓練中心針對運轉員擬

訂了五個訓練課程即：(1)冷停機至熱待機至 100% 功率後再降至熱待機至冷停機。(2)機組降載降壓操作演練。(3)半水位運轉操作演練。(4)機組正常運轉 7300 控制櫃相關設備操作演練。(5)機組起動併聯升載操作演練。加強運轉員利用新式水位控制器來操作機組運轉，且要求每一位有照運轉員均需全部完成全套訓練，經查證課程及出席簽到單，確認全部運轉員均完成全套訓練。

另外亦開了二個（7300 控制櫃數位化改善工程）課程，其對象為所有值班員及維護部門同仁，此一課程亦已於三月底前全部完成。

4.系統安裝測試（SAT：Site Acceptance Test）查證

電廠針對本案施工完成後擬定了一份測試程序書（SOP-120）其中對施工完成後分二大部份施行測試，第一部份為 DCR 整體架構測試及點對點測試，務求每一工作接點均能正確無誤。第二部份為迴路測試，用以驗證各迴路功能均正常，且符合實際需求。

經與儀控課配合查證其相關測試，除 C-5 櫃有二只線路接錯並立即改正外，餘皆正確無誤。

5.系統動態測試（PAT：Power Ascension Test）查證

本 7300 數位化 DCR 改善案已於五月二十五日全部完工，並執行完所有系統安裝測試（靜態測試），然後展開最重要之測試，即系統動態測試，其系統動態測試共分四個部份分別執行：（1）機組啟動後低功率（2%至 15%）執行飼水旁通閥動態測試及 PID 調整。（2）提升功率大於 18%，執行飼水控制閥自動切換至主飼水控制閥之功能驗

證。(3)發電機併聯，提升功率過程視需要執行動態調整。(4)反應爐預調節 90%Soaking 完成後，由 EHC JP076 模擬回退 (Setback) 信號，驗證 Turbine Load 10%Step Change 主飼水控制關於暫態過後能自動控制蒸汽產生器水位位於 50%之 + / - 1.5%。

上述功能驗證經本會核管處視察員查證，顯示均為正常，測試結果良好

(四)結論與建議：

本次一號機大修更換 7300 數位化控制系統，事前詳盡的規劃及事後準確的驗證，均顯示此一系統之穩定性與可靠性可獲得提升，今年十月份二號機亦將執行相同的改善工程，本次大修期間所獲得的安裝、調整及測試等相關經驗，電廠人員應善加利用，當使二號機 7300 控制系統數位化改善工程更為完善。

八、水質化學查證

(一)視察項目概述：

核能電廠發電的能量源自反應器內核燃料棒之核分裂所產生之核能，而此一爐心內的核能到汽機發電機轉動所需的蒸氣動能間之轉換與傳遞工作，由水此一介質來執行，因此，水對電廠之重要性不言而喻。而所謂水能載舟，亦能覆舟，就核能電廠亦是，能量的傳遞靠水來完成，但是水對電廠管路機件亦產生了腐蝕的威脅，此一威脅亦可能直接衝擊核能安全主要屏障，如燃料棒護套、反應器冷卻水管路等。因此，如何善於用水，又不為水所害，即妥善管理水質的化學性，成為核能安全一大重要議題。

核三廠為壓水式核能機組，系統分為一次側與二次側，一、二次側之水質管理均以防止腐蝕為前提，但二者所處環境不同，如一次側水中加有硼酸，又易受中子活化與放射線之照射水解；二次側水則有氣、液相之變化，導致水中雜質容易濃縮於蒸汽產生器內，提高腐蝕威脅程度。

一次側系統水質的管理，主要是依靠爐水淨化系統的連續過濾與離子交換功能來達到水質淨化目的，並由取樣系統監測水質。水質的化學性質必須符合運轉規範表 16.3.4.8-1 中對水中溶氧、氯離子與氟離子等濃度之限制，以確保對系統結構完整性，運轉規範表 16.4.4.9-1 則規範了一次側冷卻水總活度，以確保蒸汽產生器在 1gpm 之假設洩漏率下，輻射劑量仍符合 10CFR100 規定。

二次側系統水質的最大顧慮是蒸汽產生器內飼水水質，其水質管理主要是依靠冷凝水除礦系統，藉過濾與離子交換移除雜質，並由二次化學加藥系統加入腐蝕抑制劑，蒸汽產生器沖放系統排除堆積於蒸汽產生器管板之淤泥，取樣處理系統監測與分析水質，並送控制信號至化學加藥系統。

本次視察重點為大修期間有關水質監測之偵測試驗執行情形，由此可確認電廠水質處於良好控制狀況，符合運轉規範要求，確保系統結構與核能安全屏障之完整性。

(二)視察依據：

- 1.運轉規範 16.4.5.1.1-B 規定每 31 天檢查蓄壓槽硼酸濃度是否介於 2300-2500ppm 之間，以符合蓄壓槽在反應器模式 1/2/3 時應可用之要求。

2.運轉規範 16.4.5.4.1.16 規定每 7 天檢查硼酸注入槽硼酸濃度是否介於 2300-2500ppm 之間，以符合硼酸注入槽在反應器模式 1/2/3 時應可用之要求。

3.運轉規範 16.4.9.14.1 規定每 7 天檢查用過燃料水池硼酸濃度是否大於 2000ppm，或用過燃料水池之補充水濃度小於 2000ppm 時，24 小時內檢查池水濃度是否大於 2000ppm。

4.運轉規範 16.4.4.8.1 規定在任一反應器模式下，每 72 小時檢測反應器冷卻水系統水質之溶氧濃度小於 0.1ppm (暫態下限值 1.0ppm) 氯離子濃度小於 0.15ppm(暫態下限值 1.5ppm) 與氟離子濃度小於 0.15ppm (暫態下限值 1.5ppm)。

5.運轉規範 16.4.4.8.1 規定在反應器模式 1/2/3/4/5 下，每 72 小時監測一次側冷卻水總活度必須小於 $1 \mu \text{Ci/g I-131}$ 等效劑量且小於 100/E-BAR $\mu \text{Ci/g}$ (E-BAR 是爐水每一放射核種，每次蛻變所產生的貝他和伽瑪能量總和的加權平均)。

運轉規範 16.4.7.1.4.1 規定在反應器模式 1/2/3/4 下，每 72 小時監測二次側冷卻水總活度必須小於 $0.1 \mu \text{Ci/g I-131}$ 等效劑量。

(三)視察結果：

1.蓄壓槽硼酸濃度測試 (偵測試驗程序書編號 600-CH-001)

本項測試目的為確保蓄壓槽硼酸濃度符合運轉規範限值，以達成緊急爐心冷卻水動作注入爐心時具備足夠的反應度抑制功能。 經查

證五月卅日執行之試驗結果，蓄壓槽 A：2424 ppm，蓄壓槽 B：2427 ppm，蓄壓槽 C：2430 ppm，均符合運轉規範限值 2300-2500ppm 規定。

2. 硼酸注入槽硼酸濃度測試（偵測試驗程序書編號 600-CH-017）

本項測試目的為確保硼酸注入槽硼酸濃度符合運轉規範限值，以達成應具之足夠反應度抑制功能。經查證五月廿七日與六月二日執行之試驗結果，硼酸濃度值為 2435ppm，符合運轉規範限值 2300-2500ppm 規定。

3. 用過燃料水池硼酸濃度分析（偵測試驗程序書編號 600-CH-023）

本項測試目的為驗證用過燃料水池硼酸濃度符合運轉規範限值，以確保有效增值因數小於 0.95。經查證五月廿六日與六月二日執行之試驗結果，硼酸濃度值為 2431ppm，符合運轉規範大於 2000ppm 規定。

4. 反應器冷卻水系統水質化學測試（偵測試驗程序書編號 600-CH-002）

本項測試目的為藉由水質化性的規範，確保腐蝕速率受到控制而不致威脅到系統結構完整性。經查證五月卅日、六月二日與六月四日執行之試驗結果，容氧值界於 0.002 至 0.06ppm 之間，小於 0.1ppm 規範限值，符合規定；氯離子濃度值界於 0.007 至 0.013ppm 之間，小於 0.15ppm 規範限值，符合規定；氟離子濃度值 0.001ppm，小於 0.15ppm 規範限值，符合規定。

5.一次側冷卻水總活度測定（偵測試驗程序書編號 600-CH-003）

本項測試目的為確保在蒸汽產生器管束假設破漏（洩漏率 1gpm）下，在廠界二小時之輻射劑量仍小於 10CFR100 限值。經查證五月卅日、六月二日與六月四日執行之試驗結果，一次側冷卻水總活度界於 $4.12E-03$ 至 $5.87E-02\mu\text{Ci/gm}$ 之間，小於 $1\mu\text{Ci/gm}$ 規範限值，亦小於 $100/(\text{E-BAR}) : 1041.54\mu\text{Ci/ml}$ ，符合規定。

6.二次側冷卻水總活度測定（偵測試驗程序書編號 600-CH-009）

本項測試目的為確保在蒸汽產生器管束假設破漏（洩漏率 500gpd）且蒸汽管路破裂下，外釋輻射劑量仍小於 10CFR100 限值。經查證五月卅日、六月二日與六月四日執行之試驗結果，二次側冷卻水總活度界於 $3.24E-06$ 至 $3.47E-06\mu\text{Ci/gm}$ 之間，小於 $0.1\mu\text{Ci/gm}$ 規範限值，符合規定。

(四)結論與建議：

此次視察結果顯示，核三廠在大修期間對蓄壓槽、硼酸注入槽與用過燃料水池的硼酸濃度監測均符合運轉規範規定，且一次側與二次側冷卻水總活度均遠低於規範值，一次側冷卻水水質亦遠在標準值之上。此外，核三廠之水質管理，由化學指標顯示均處於最佳值 1.0，在世界各核能國家中屬於佼佼者，核三廠當持續努力以保持佳績。

陸、輻射防護管制

核三廠一號機本次大修自 92 年 4 月 23 日起至 92 年 6 月 8 日,各項輻射

作業，均依陳報本會之大修輻防作業計畫書與程序書執行，集體劑量目標值為 1.05 人-西弗，實際集體劑量為 1.82 人-西弗（電子劑量計 EPD 值），未發生人員劑量超限、異常排放、環境污染或其他輻安事件。

本會依視察計畫包括曝露管制、人員訓練、輻射偵監儀器、合理抑低計畫、排放管制、放射性物質管制與廠區環境管制作業等項目，一一完成各項輻防相關作業之檢查，期藉由多重之管制，以確保人員與環境之輻射安全。

本次大修視察主要視察項目、內容及結果如下：

一、曝露管制：

本項視察重點包括區域管制與人員劑量管制。

(一)抽查一號機主管制站、圍阻體臨時管制站、輔機臨時管制站、主警衛室之人員配置、儀器設置、輻射與污染之度量及標示、圍籬設置及工作記錄均依大修輻防計畫書執行，相關人員對輻防管制作業（人員及物品進出、人員配章及輻防裝備、RWP 等）程序及工作場所輻射狀況熟悉。

(二)抽查進入管制站員工及包商申請 TLD 應繳交之資料（歷史曝露紀錄、個人劑量登記簿、全身計測、游離輻射工作人員健康檢查紀錄表、輻射防護訓練及格等），結果均合乎規定。

(三)電廠因應輻防法所採行之劑量行政管制措施：

1.每人每年接受有效等效劑量 12 毫西弗，由 HP 通知所屬主管課長。

2.每人每年接受有效等效劑量 16 毫西弗，由 HP 簽陳廠長並通知所屬

主管課長，且限制該員進入高輻射區。

- 3.每人每年接受有效等效劑量 18 毫西弗，除採取上述行動外，並限制進入管制區，若因工作需要可簽請廠長當年放寬至 18 45 毫西弗。
- 4.單一年之有條件上限值為每人每年 50 毫西弗，申請每年大於 20 毫西弗，必須通知台電總公司。
- 5.前述管制措施業已納入 906 程序書內（906 5.9）。
- 6.輻射劑量管制系統：該系統於個人劑量管制部分，已配合新法修改為每年不得大於 50 毫西弗，自 92 年起每五年一週期，且每一週期個人累積劑量不得大於 100 毫西弗。

二、人員訓練：

本項視察重點包括電廠與包商人員輻防訓練之有效性。

- (一)抽查電廠員工 91 年度輻防訓練（3 小時）紀錄，該廠均依規定管制並留存紀錄備查。
- (二)現場抽查大修包商進廠訓練（3 小時，含輻防等項目）課程，教材內容含括一般輻防專業與大修管制實務（已將教材製作成 VCD），應能達到訓練之目的，訓練中心亦將受訓人員安排固定座位，並加派人員維持上課秩序。
- (三)抽查大修輻射防護包商人員進廠訓練紀錄，該廠均依規定管制並留存紀錄備查，訓練內容包括基本核物理、管制站作業、人員劑量及污染管制、

物品管制、廢料處理管制等大修輻防管制事項。稽查訓練項目為防護面具清洗標準及使用時機和各類輻儀現場作業，上課情形良好，新舊學員並能交換經驗，除課堂講解外並赴部分現場實際操作練習，應能達到訓練之目的。

三、輻射偵監儀器：

本項視察重點包括視場所特性選用適當儀器，且儀器應依規定校正與維護。

(一)抽查各管制站及廠房內抽查現場之空氣監測器、移動式及固定式區域輻射監測器(ARM)、數位輻射監測器(DRMS)，各儀器均依規定在有效期限內校正，且依程序書規定有專人巡查相關儀器，並留有紀錄備查。

(二)抽查管制人員使用之手提輻射偵檢器，亦均依規定校正，並在有效期限內。

(三)相關管制站包商輻防人員對輻射偵檢儀器使用及管制作業程序熟悉。

四、合理抑低(ALARA)計畫：

視察重點包括輻防作業之規畫與協調、人員講習與模擬訓練及作業後檢討。本次抽查反應爐下部組件吊運作業。

(一)本會視察員於4/29下午13:00列席該廠召開該項作業之ALARA及訓練會議，參與該項作業之人員均到場就作業步驟進行推演及各項分工進度之確認，保物課並於會中宣導輻防注意事項。

(二)5/1凌晨0:10該廠正式執行該項作業時，輻射監測器顯示，作業現場實

際劑量率遠高於預期劑量率，經保健物理人員與現場指揮人員緊急討論後，因下部組件已吊起，吊回原位置需仔細校正，基於設備安全及人員劑量考量，決定繼續吊往燃料更換池下池。

(三)該項作業結束後(5/1)，現場工作人員警報劑量計顯示最高個人劑量為27.24mSv(超過該廠行政限值20mSv，惟仍低於50mSv之法規限值)，集體劑量為69.89man-mSv，遠高於大修計畫預估值，該廠已依規定於七日內向本會提出大修劑量調整報告。

(四)核三廠已對本事件進行肇因檢討及採行相關改善措施，並列入大修經驗回饋「ROE-92-31-14-09」。

另本次大修前，因於燃料運轉末期，為控制反應器冷卻水硼濃度，起用硼熱再生系統，造成相關作業區劑量率上升，使得整體大修工作劑量較原預估值高，本會已於大修起動前會議上要求核三廠於下次大修時，加強ALARA作業評估。

本次大修計畫之ALARA管制工作項目計七項，各項人員劑量消耗之目標值與實際值差量如表二。

五、排放管制：

本項視察重點包括排放分析取樣之代表性與正確性，並應符合法規標準。

本次查核壹號機洗衣房之洗衣廢水排放及燃料廠房之氣體排放(惰性氣體部分)，主要視察內容包括下列事項：

- (一)查核廢液排放前之循環攪拌時間及氣體取樣時間，符合程序書之規定，足以確保取樣之代表性。
- (二)查核樣品取樣及計測程序，均依程序書規定。
- (三)查核樣品之計測結果，均有電腦管控系統確實登錄，由化學課輸入於相關表單格式，而由保物課審查，依規定排放，在計劃性液體排放允許單中審核記錄建議時間登錄增加時分，各核種之濃度，均符合排放規定。
- (四)查核計劃性液體排放單，登錄排放量及排放起迄時間及放射化學實驗室液體取樣測試報告。

該廠執行排放取樣分析均依相關程序書執行，氣、液體計測分析結果均小於 LLD。此外，該廠負責排放分析之放射化學實驗室已依本會要求申請 CNLA 認證，目前能力試驗與現場評鑑均已完成，獲 CNLA 審議通過，已正式取得認證，更加提昇分析資料之公信力。

六、放射性物質管制：

本項視察重點包括廠房物品管制與廠區人員、車輛及物品管制。

- (一)大修工作人員及工具均需經過偵測合格後，始得離開壹號機主管制站，本次大修期間未偵測出異常物品（如污染之工作手套等），顯示本次大修該廠污染物品管制作業情形良好。
- (二)本次查核車輛與門框偵檢器執行功能測試，以射源為 Cs-137,(5.28 μ Ci, 91.04.03),表面劑量率為 3 μ Sv/hr.貼於測試車輛，經過門框偵檢器時，門框偵檢警示燈閃爍啟動，但是室外聽不到警報聲。警報聲僅在主警衛

室的 ARM 上，聲音又太小，像馬達聲，核三廠接受糾正，承諾馬上修改。

(三)查核大修期間車輛、物品及人員離開主警衛室之偵測紀錄，並無異常情形。

七、廠區環境管制作業：

本項視察重點包括廠區直接輻射、空氣取樣與環境試樣應依計畫執行。

(一)廠區五站之連續空浮輻射監測器 (AMS4) 已依本會之要求移至室外，連續輻射監測器 (900G) 遷移至室外作業亦正進行中。

(二)廠區五站之連續輻射監測器 (900G) 及連續空浮輻射監測器 (AMS4) 之功能正常、偵測紀錄完整、相關人員亦定期巡視及更換濾紙。

(三)前述監測器均依程序書執行校正，並保存紀錄，品質課亦依規定執行內部稽核作業。

(四)該廠使用塑膠保護套於連續空浮輻射監測器 (AMS4)，以避免監測器受颱風影響，惟此措施將因空氣對流不佳，影響監測品質，該廠已依本會建議將塑膠保護套移除，以確保監測品質。

八、結論：

核三廠於本次大修期間輻射作業管制大致良好，未發生人員劑量超限及環境污染事件。本會依視察計畫一一完成各項輻防相關作業之檢查，藉由多重之管制，以確保人員與環境之輻射安全。

柒、大修廢棄物營運檢查

核能設施中放射性廢棄物管理之目的，係為確保放射性廢棄物之妥善處理與管制，協助設施之正常運轉。為督促各核能設施放射性廢棄物處理系統之正常運轉，減少放射性廢棄物產量，增進放射性廢棄物貯存安全，本次核能三廠一號機 EOC-14 大修期間，除要求現場用料之管制，抑減乾性放射性廢棄物產量外，亦加強系統及放射性廢液洩水之管制，維持放射性廢液處理之品質，俾確保放射性廢棄物處理系統運轉之安全，以及提升整體營運績效。

核能三廠之乾性放射性廢棄物產量，以大修期間所產生之量佔全年產量之大宗，持續推動核能電廠大修期間乾性廢棄物之減量工作，為本次檢查之重要項目之一。

一、乾性放射性廢棄物抑減管理：

(一)降低乾性廢棄物之管制措施

- 1.要求承包商及所屬工作人員於進廠參加訓練課程時，加強宣導放射性廢棄物分類應確實執行。
- 2.大修期間每日在工具箱會議中反覆宣導，並由作業人員於翌日會議時說明前日之作業方式，以便檢討改進缺失。
- 3.攜入管制站之物品先行拆除包裝，油漆、溶劑非必要之物品避免攜入，並預先在管制區外裁切材料，以減少乾性廢棄物之產量。
- 4.大修期間 SOP 內所產生之乾性廢棄物應投入 SOP 內設置之收集點，

未設收集點之區域或大量產生之廢棄物，應先分類收集；

5.工具及洩水軟管、鷹架、鋁板等物具，儘量使用輔助廠房 EL'148 東側工具庫內現存共用品。可再使用之物料，應儘量重複使用在適用之區域。

(二)本次大修所產生乾性廢棄物之產量，與前次大修比較，並未有明顯增加，表示在廢棄物管制方面已取得成效。另因核三廠焚化爐的啟用，乾性放射性廢棄物的產量可經焚化處理解決減容之問題，因此在此部分的產量影響將逐漸變小。

二、洩水廢液管制：

- 1.在洩水管制方面之要求：各設備檢修若需洩水時，應先通知廢料處理課，不得私自洩水。另須保持洩水孔暢通，避免影響洩水速度。
- 2.本次大修廢液產生量較以往偏高之原因，主要是因機組間正好有泵浦檢修，致使原本可回收之爐水流向受限，必須排至放射性廢液處理系統蒸發處理。但因濃縮處理後之水質並無法達到回收標準，最後仍須排放所造成。此部分已通知廠方，大修時必須考量各泵浦的檢修作業時程，勿影響到正常作業。

三、結論：

本次核能三廠一號機 EOC-14 大修，乾性廢棄物抑減加上焚化爐的運轉，使乾性放射性廢棄物的後續處理順暢，進而減低倉儲壓力。廢液洩水管制均較以往進步，但在系統維修配合上必須再行加強。檢查期間乾性廢棄物之接收管制均符合程序書規定作業，並無異常事件或重大違規產生，

大修期間洩水廢液處理與二號機運轉所產生之濃縮廢液固化後，共計產生三桶固化桶。

捌、廠外環境偵測

核三廠一號機本次大修自 92 年 4 月 23 日起至 92 年 6 月 6 日，為了解此次大修作業對環境造成之影響，輻射偵測中心在大修期間除了進行液態排放取樣監測，並加強岸沙與海水試樣之取樣分析作業。取樣頻次由每季增為每月，分別於五月至六月上旬採取出水口、白沙、墾丁、南灣及雨水渠道口之岸沙試樣及每週前往出水口取海水試樣進行氬及加馬能譜分析。

一、分析結果：

本次大修期間及事後之環境試樣分析結果如表三及表四所示，分析結果顯示，出水口海水試樣測得氬，活度介於 12~311 貝克/升，低於提報值 (1100 貝克/升)；岸沙試樣除天然核種外，亦未測得人造核種。

二、結論：

由分析結果顯示，本次核三廠一號機第十四次大修期間輻射作業管制良好，對周圍環境尚無輻射影響之疑慮。

玖、核三廠一號機 EOC-15 大修期間書面通報的肇因查證及分析

依原能會「核能電廠機組大修作業管制暫行措施」之規定，機組大修期間，發生如：一、安全相關結構、系統及組件維修或檢測之品質不符案件。二、降低安全相關結構、系統及組件品質之事件。三、放射性廢液或

廢氣異常外釋至廠外但未達電話立即通報標準之事件。四、其他經主管機關指定須以書面報告之事項時。電廠應比照異常事件通報形式，於 24 小時內以「書面通報」報知原能會。

此次大修書面通報事項共有 19 件(詳如表五)，有五項屬人為疏失(事項五、六、八、十六及十七)，而其中第十三、十七項為非屬事先計畫之特殊安全設施(ESF)動作，故列入異常事件(RER)統計分類，各通報事項處理狀況如下：

- 一、第一、七、十一、十二及十四項大修通報事項，屬於電氣故障之案件，本會除發備忘錄(MS-會核-92-13-0)請電廠查明肇因外，亦已針對其異常狀況進行查核，上述通報事項均於大修結束前查明肇因並完成檢修。
- 二、第五及九項之大修通報事項屬異物入侵案件，其中第五項係吊拆主發電機#8 軸承上半部，拆下後檢查軸承狀況時，發現於離振動儀裝置孔逆 Rotor 旋轉方向約 3 吋處有異物嵌入，研判該異物在吊拆以前就已存在，因異物已嵌入巴氏合金內，檢查轉軸並無刮傷痕跡，此乃上次大修回裝時，異物從振動儀安裝孔掉入，卡在軸承上半部所致，該異物已經小心取出，並將嵌入位置經過刮平處理，運轉中該部位不承受負荷，所以不影響日後機組運轉。第九項為用過燃料池發現漂浮塑膠管，事件發生後本會隨即發備忘錄(MS-會核-92-10-0)請電廠查明原因，經追查發現用過燃料池西岸池邊有一些纜線及氣/水管，其中即有半透明塑膠管，經比對與該漂浮物件完全相同，研判於 5 月 9 日三值，控制棒渦電流(ECT)檢測完成後，ECT 檢測設備含纜線由池底吊起

時，可能拉動位於鄰近池岸的管線，由於其中的塑膠管經 20 年長期置於池水中已經脆化，因此即有一截斷裂掉落漂浮於池面，為避免再次發生此類管路斷裂掉落用過燃料池，已將池岸這些管線先行清除，為確認無其它物件掉落在回填爐心使用的燃料元件上面，另以水底攝影機查看燃料元件頂部，檢查結果確認無異物。

三、第六項為反應爐下內部組件吊出作業，人員劑量超出預估值，此涉及可能引起外界關切之事件，本案在發生後（主因規劃不夠周詳，造成工作人員接受劑量超過大修行政管制限值每週 10 毫西弗，但未超過法規限值每年 50 毫西弗）本會即指派專人進行查證工作，各項詳細查證內容與結果亦紀錄於專案管制報告內且已於本會網站上公告。

四、十三項屬異常事件（RER），係 5 月 21 日 14：13 一號機完成『新安裝 87 差動電驛測試』後，執行緊要匯流排 B-PB-S01 由 345KV 改回 161KV 受電之操作，壓下手動電源快速切換開關後，345KV 斷路器依預期跳脫，但 161KV 斷路器卻未自動投入，造成緊要匯流排 B-PB-S01 失電，引動喪失電壓(LOV)信號，之後 B 串卸載正常動作，但當時 B 串緊急柴油發電機掛卡大修中，因此未自動起動，亦未動作加載時序（Load Sequence）事後經檢查 161KV 斷路器快速切換相關電路、SSILS 卡片功能均正常。為求故障重現並尋找肇因，5 月 21 日再執行 2 次快速切換(345KV TO 161KV)測試，測試結果正常，且記錄器監視電路之各點電壓狀況均正常，無接觸不良現象。5 月 22 日執行 18 次快速切換測試，連同 5 月 21 日之 2 次快速切換測試，共執行 20 次快速切換測試，測試結果均成功，且記錄器監視到的相關信號均正常，此顯示快速切換電路功能正常。快速切換測試完成之後，再執行一次慢速切換，也成

功完成，監視相關的卡片信號都正常。這也顯示慢速切換電路功能正常(慢速切換對設備影響極大，為避免損壞設備，不能多次重複測試。但本事件中較可能有問題的 SSILS 部分已模擬測 20 次以上，功能均正常。)在可能的肇因均已詳細檢查及測試均正常且故障無法重現之狀況下，電廠所採取之改正行動及預防再發生措施為大修後再召開肇因分析及研擬改善對策。針對此案本會除於大修期間發備忘錄 (MS-會核-92-13-0) 請電廠查明肇因，並現場停留查證重新測試之過程，但在重測過程故障無法重現(作相關檢查後測試已有連續測試 20 次成功紀錄)以確認肇因之狀況下，於同意機組臨界申請時亦再次附帶要求台電公司須進一步探討肇因並研擬改善對策。

五、十七項屬異常事件 (RER)，係 6 月 4 日儀控人員查修盤面 (JP071F) 接地故障，欲抽出盤面內 (SSILS JP071F SLOT 31) 之電路卡片 (FBM)，以追查接地肇因，卻不慎誤抽出另張 (SSILS JP071F SLOT 30) 卡片(喪失四台主飼水泵信號動作 AFS 的卡片)，造成輔助飼水信號 (AFS) 非預期動作，但於信號動作後相關設備均正常自動起動。對此電廠已提改正行動及預防再發生措施，即將允許抽插的卡片及可能引起誤抽插的卡片，由值班人員以不同顏色標籤標示，允許抽插的卡片以綠色標籤標示，可能引起誤抽插的卡片 (禁止抽出卡片)，以紅色標籤標示。當值班人員完成顏色標籤標示後，維護人員依綠色標籤標示的卡片 (允許抽插的卡片)，執行抽插卡片動作，以避免誤抽卡片事件發生，另將執行人因疏失評估分析 (HPES)，並研提有效之改善措施。

六、第十八、九項為燃料廠房緊急通風系統 (FBEVS) 誤動作，發生原因

分別是電磁干擾造成輻射偵檢器(GG-RT-113)誤信號及執行測試程序書(600-O-114)量取 RT-119 響應時間時，儀控人員以鱷魚夾夾好之測試點(JP049 TB3-2)後，鱷魚夾突然脫落造成短路，使得盤內(JP049)卡片(RM-23)之電源瞬間喪失，因而發生誤信號。針對上述案件本會除發備忘錄(MS-會核-92-14-0)請電廠查明兩次發生 FBEVS 誤動作之肇因，亦已針對其異常狀況進行查核，上述通報事項均於大修結束前查明肇因並完成改善。

七、第二、三、四、八、十、十五及十六項大修通報事項，除第二及十六項屬於安全相關系統、組件維修或檢測之品質不符案件，餘為本會指定通報事項，本會已針對其異常狀況進行查核，均已完成改善並結案。

自九十年九月本會公佈「核能電廠機組大修作業管制暫行措施」已來，核三廠共經歷三次大修，機組發生之大修異常事項，均依本暫行措施之規定進行書面通報。綜合上述，核三廠一號機 EOC-14 大修期間，書面通報共有十九項中，即有五項屬人為疏失。分析本暫行措施公佈實施後，核三廠歷次機組大修期間書面通報肇因類別分類統計結果(詳如表六)，即發現核三廠歷次機組大修期間，人為疏失事件較以往增加，可見大修時人為疏失事件之抑減，應為核三廠未來需要努力之目標。

拾、總結

核三廠一號機 EOC-14 大修業已於九十二年六月八日順利結束，大修期間雖遭逢 SARS (非典型肺炎) 因而對大修工作產生了一定程度之影響(本會對此已發備忘錄 MS-會核-92-7 及 8，請電廠及早規劃因應 SARS 可能造

成之影響並針對大修支援人員、包商等防範感染 SARS 提出因應措施), 但核三廠此次大修作業基本上均能維持良好的作業品質及做好防範 SARS 感染之管制措施。然而值得注意的是本次大修書面通報事項人為疏失所發生之比例, 較上次大修增加, 顯示核三廠人為疏失方面為未來機組大修時需特別注意的項目。另外, 依電廠所陳報之通報事項及本會視察結果在防範異物入侵系統、緊急柴油發電機大修作業、電氣維護作業、大修掛卡作業及設計修改案改善作業等工作事項之執行內容、執程序及經驗回饋等方面仍有值得改進的地方。

本會依此次大修各視察分組所發現之缺失及防範 SARS 疫情蔓延所需, 已先後開立注意改進事項及備忘錄要求電廠改正及做好 SARS 防範措施, 此次大修本會總計共發出一件注意改進事項及九件備忘錄, 詳見附件五、六。核三廠於本次大修期間輻射作業管制方面, 因整體大修工作劑量較原先預估值高, 應深切檢討, 並於下次大修時電廠應加強合理抑低 (ALARA) 作業之評估及管制; 另外, 此次大修未發生環境污染或其他輻安事件, 而本次大修廢棄物營運管理之整體品質及績效均能控制在良好範圍內, 此部份之努力成果值得肯定。

註：1.本報告之附件因篇幅過多，故從略。

2.若對本報告有任何疑問，請洽本會趙衛武科長，電話：(02) 22322150