

# 龍門核能電廠第三十一次定期視察報告

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 97 年 7 月 4 日

# 目 錄

壹、前言.....	1
貳、工程現況.....	2
參、視察結果.....	3
肆、結論與建議.....	18
伍、視察照片.....	23
附件一 龍門計畫第三十一次定期視察計畫	
附件二 核協會邀請日本 JNES 專家視察後意見	
附件三 核能工程注意改進事項	

## 壹、前言

依「核子反應器設施管制法」第七條及「核子反應器設施品質保證準則」規定，核子反應器設施經營者應建立符合核子反應器設施品質保證準則要求之品質保證方案，明定從事會影響核能安全有關功能作業之人員、部門及機構之權責，以及作業需達成之品質目標、執行功能及品質保證功能，期確保核能工程品質。依此項要求台電公司乃根據本會「核子反應器設施品質保證準則」編寫「核四工程品質保證方案」經本會核備後，做為核四廠建廠工程中核能安全有關項目及作業之品質保證要求及執行依據。

核四廠一號機反應爐係由日本日立公司生產，屬安全等級 class 1，依 ASME Code 規定必須執行設計壓力 1.25 倍之水壓測試，以確認其壓力邊界結構之完整性，鑑於台電公司規劃核四廠一號機反應爐原預定於 6 月份執行反應爐水壓測試（註：已延期），且反應爐本體及其壓力邊界鉚道除非有進行修補，否則終其運轉壽命只做 1 次 1.25 倍設計壓力之水壓測試，因此是十分重要之施工後測試。本會為確認核四廠執行反應爐水壓測試是否符合法規規定，因此此次龍門核能電廠第三十一次定期視察係以核四廠準備反應爐水壓測試狀況為主，同時確認核四廠反應爐水壓測試先備條件是否依其報會核備之測試計畫執行。

此外為持續強化本會核四建廠安全管制之深度及其公正性，並引進國外核電廠建廠管制作業與施工品質管控之經驗，持續提升本會視察人員之視察作業能力，本次定期視察本會亦委由核能科技協進會邀請日本原子力安全基盤機構（JNES）核燃料循環本部檢查隊長島 博

文先生、檢查員鈴木雄二先生及核能科技協進會謝牧謙博士與陳心泰研究員擔任會外專家共同參與執行視察。

有關本次定期視察項目及視察團隊人員等，請參見附件一之龍門計畫第三十一次定期視察計畫。

## 貳、工程現況

行政院於 95 年 8 月 21 日核定調整核四廠第一、二號機商轉日期後，台電公司即依此重新檢討修訂現階段核四工程整體與各分項作業工程之進度狀況。依視察前台電公司所提報資料顯示至 97 年 6 月底止，計畫實際總進度為 80.62%，較預期計畫進度 83.59% 落後 2.97%，各主要分項作業實際進度如下(括弧內為與預定進度差異情形)，設計(權重：19%)：93.28%(-0.02%)，採購(權重：15%)：99.58%(-0.04%)，施工(權重：58%)：78.79%(-4.85%)，試運轉(權重：8%)：28.26%(-1.82%)。

依施工處提報之資料顯示，預期未來半年之重要或要徑工程目標除持續進行之二號機各廠房土木結構工程、一號機反應器管路支架安裝及 161kV 加壓作業有關工程作業外，一號機汽機安裝與主冷凝器內部組件及相關設備安裝，以及管路沖洗作業仍是未來數月持續進行且關鍵之要徑工程。為確保這些重要要徑工程之施工品質不致因趕工而有所影響，本會已針對前述工程及施工作業，擇定若干重要項目，正依實際施工規劃與作業執行狀況，進行專案及持續性視察及查核作業。

在一號機反應器內部組件安裝作業方面，至視察時一號機反應器內部組件安裝作業已接近完成，反應爐頂蓋因為進行水壓測試準備已

回裝完成，10 台反應爐內循環泵已裝設完畢。在一號機汽輪發電機裝機安裝作業方面，目前高壓汽機、三座低壓汽機均已完成裝機作業，並持續進行間隙調整作業中。在一號機管路沖洗作業方面，今(97)年 2 月開始管路沖洗作業，目前已在日本 Toshiba 顧問之協助下積極進行中。至於一號機施工後測試 (PCT) 作業方面，由於台電公司管理階層要求由核四廠主導，施工處予以配合之作業模式進行，雖然機組設備組件陸續完成裝設，但礙於施工處之施工品質文件無法完成，因此核四廠相關測試主導人員，無法順利展開 PCT 測試作業，造成施工後測試進度有落後情形。

## 參、視察結果

### 一、核四廠一號機反應爐壓力邊界範圍完整性及反應爐壓力邊界內相關組件安裝查核作業

鑑於核四廠興建工程即將於近期內進行一號機反應爐水壓試驗作業，為確保本項反應爐水壓試驗符合相關測試規範之要求，本次視察特就測試作業中之測試壓力邊界完整性及壓力邊界內相關組件安裝查核作業進行了解，相關視察發現摘述如下：

#### (一) 反應爐壓力邊界範圍完整性查核作業

有關此次台電公司執行核四廠一號機反應爐水壓試驗作業，依據奇異公司反應爐水壓測試規範說明，反應爐水壓測試範圍為反應爐系統及其相連接一次爐水壓力邊界於圍阻體外側隔離閥以內的管路及管閥。經查核四廠日前已擬訂相關水壓測

試計畫及測試作業程序書 PCT-OPP-049.01，其中涉及本次測試壓力邊界範圍之系統共包括緊急爐心冷卻系統及備用硼液系統、主蒸汽系統、再循環系統、餘熱移除系統、爐心淨化系統等，但其中於查核再循環水（B31）系統測試壓力邊界時，發現反應爐內泵馬達沖淨系統沖淨管路圍阻體內側隔離閥 1B31-BV-0005A~K，於測試程序書中顯示測試期間這些閥之閥位均置於關閉位置，而該系統沖淨管路之測試壓力邊界並未及於圍阻體外側隔離閥 1B31-BV-0004A~K，該系統沖淨管路之測試壓力邊界與奇異公司反應爐水壓測試規範之說明不盡相符，建請核四廠重新檢討該系統測試壓力邊界範圍之規劃。

（二）依據台電公司所擬訂之反應爐水壓測試計畫說明，水壓測試範圍內若有止回閥與加壓方向逆向，導致有可能無法加壓到止回閥上游管路時，必須利用止回閥上下游的逸氣閥或洩水閥以 3/8 吋不銹鋼架設旁通管路，確保止回閥上下游管路能連通加壓，若無上下游的逸氣閥或洩水閥可連通或其他替代連通方式時，必須拆除止回閥閥瓣，確保止回閥上下游管路連通。經查核四廠所擬訂之水壓測試前查證表，其中程序書已將確認止回閥 1G31-UV-0022、1C41-UV-0006/0007 及 1N22-UV-0004A/4B/3A/3B/2A/2B/7A/7B 等完成臨時旁通管列為試驗前核對事項，但該試驗前查證表於確認測試邊界內管閥排

列正確及掛卡完成核對事項中，卻顯示上述止回閥上下游的逸氣閥或洩水閥於測試期間均為關閉隔離狀態，不符合水壓測試計畫所提確保止回閥上下游管路能連通加壓之原意，建請核四廠重新檢討確認測試邊界內管閥排列之正確性。

(三) 核四廠為執行水壓測試程序書管路查漏檢驗，已依施工處提供之水壓測試壓力邊界範圍內鐸道清單著手進行鐸道查漏附表之建立，並依該鐸道清單進行現場查核，惟核四廠人員進行現場查核時，發現部分現場鐸道於相關 ISO 圖中並未標示，例如 ISO 圖編號 31113-1B31-M4003 未標示現場鐸道編號 W-00468A，同時亦發現部分 ISO 圖面標示之鐸道，該鐸道於現場卻已不存在。另如 ISO 圖 31113-1B31-M8100 未將 W-3 鐸道剔除，顯見施工處所提供之水壓測試壓力邊界範圍內鐸道清單與現場狀況並不完全一致，建請施工處重新檢討確認鐸道清單之正確性，以確保水壓測試壓力邊界之完整。

(四) 有關水壓測試壓力邊界內相關組件安裝查核作業，依據台電公司所擬訂之反應爐水壓測試計畫及測試程序書說明，確認執行水壓試驗邊界範圍內的設備皆已完成，乃為水壓測試之先備條件之一，所有安裝文件均須經核安處品保小組及龍門施工處/核四廠品質組審核通過。經查水壓試驗邊界範圍內的設備除爐內組件已有較明確之安裝查核清單外，其餘相關鐸道、管路、管

架及管閥等之設備安裝查核作業，台電公司主要係參照反應爐水壓試驗相關 ISO 圖清單進行設備安裝查核。惟視察時發現，主蒸汽（B21）、再循環水（B31）及爐水淨化（G31）等系統安裝溫度元件之 Thermo-well 係為水壓測試壓力邊界範圍之組件，但該組件並未標示於相關 ISO 圖上。雖然水壓測試程序書試驗前查證表中，已將確認測試邊界內儀器偵測器接點封銲完成列為核對事項，然為確保水壓測試壓力邊界之完整，建請施工處建立管控該組件安裝之查核機制。

（五）抽查上述由施工處品質組所提供之反應爐水壓試驗相關 ISO 圖清單，發現部分本次核四廠執行一號機水壓試驗壓力邊界範圍內所需之相關 ISO 圖面並未列於清單中，諸如 P&ID 31113-1B21-M2002 之 1B21-SRV-0006D 相關管路 1B21-0030-173（ISO 圖面編號 31113-1B21-M4037）、P&ID 31113-1E51-M20015 之 RCIC 注水閥 1E51-MBV-0004 至飼水管路 1E51-0003-150（ISO 圖面編號 31113-1E51-M4007）等，建請施工處建立清查機制。

## 二、反應爐水壓測試壓力邊界範圍內之支架完整性及反應爐及管路清潔程度查證

本次視察之範圍乃就台電公司進行一號機反應爐水壓測試壓力邊界範圍內之支架完成狀況進行抽樣查證，另外亦針對反應爐本體及水壓測試壓力邊界範圍相關之管路清潔程度進行查證，相關視察發現如下：

- (一) 經查證核四廠一號機反應爐本體內部清潔紀錄，顯示龍門施工處係利用人工擦拭方式清潔，是否符合奇異公司 (GE) 規範需進行沖洗之要求，將請電廠澄清。
- (二) 經查證電廠與反應爐水壓測試相關之管路，核四廠已清潔至與反應爐本體相接之短管 (final spool) 部分，因所有短管均已與反應爐相接，因此無法執行目視檢查，只能查證相關清潔紀錄，由紀錄顯示核四廠已清潔至可接受標準，未發現缺失。
- (三) 因 6 月 2 日核四廠已執行反應爐水壓測試流徑之試灌水作業，由於反應爐本體有部分槽體無不鏽鋼襯套 (CLADDING)，因此試灌水至實際反應爐水壓測試之等待期間，因核四廠未進行防鏽保護，是否造成反應爐本體生鏽，將請核四廠於水壓測試結束後進行確認。

### 三、水壓測試組織及權責 (含品保人員制度) 及相關水壓測試水質與掛卡制度查證

為確認核四廠執行反應爐水壓測試組織及權責，是否與送會核備之水壓測試計畫相符合，及確認執行反應爐水壓測試之水質狀況與核四廠現行掛卡制度情形，因此參照其相關程序書與反應爐水壓測試計畫內容進行查證，相關視察發現如下：

- (一) 經查證核四廠與龍門施工處各相關部門均依其反應爐水壓測試計畫規劃各部門權責，本會亦同時查證核安處品保人員已建立

視察方案並將針對核四廠實施水壓測試進行分組查證，惟核安處品保部門雖已針對施工處檢驗表進行線上審查，但相關審查意見只存於電腦內，未納入施工文件或檢驗表內供參考，為避免電腦故障資料散失，建議龍門施工處應妥善備份或增加紙本。

(二) 經查證核四廠已建立類似運轉中電廠之掛卡制度，值得肯定，另，查證實地核四廠水廠之除礦水水質已接近運轉中反應爐水質要求，惟 GE 公司規範要求需檢測  $S^{2-}$  濃度但核四廠並無相關檢測能力，建議核四廠應委外檢測或詢問 GE 公司是否有其他替代方式。

#### 四、反應爐水壓測試目視檢查人員訓練及資格與水壓測試區域之搭架、照明及廠房清潔查證

依美國機械工程師學會 (ASME) 法規規定執行反應爐水壓測試目視檢查人員需具有 VT-2 證照，另外執行鐸道目視檢查時之燈光及照度均有所規定，本會因此至核四廠反應爐水壓測試現場實地查證，並查證測試執行前相關人員是否依計畫執行訓練，相關視察發現如下：

(一) 經查證反應爐水壓測試目視檢查人員訓練及資格，發現目前訓練教材僅為現有測試計劃及程序書，核四廠應編製較為適用之訓練教材，另，核四廠「一號機反應爐水壓測試任務與組織」各組成員名單現均尚未編列，為使測試團隊明確瞭解職責，建請核四廠儘早編

列及分組參與測試人員名單，以利於測試進行及實施訓練課程，本會同時於查證人員資格時發現核一廠支援反應爐水壓測試查漏人員之 VT-2 證照持有紀錄，顯示有效期限全部過期，應為文書處理疏失，已請核四廠儘速更正。

(二)本會於現場查證時發現檢測鐸道用的台架目前尚未架設，相關照明也沒有額外增設，亮度尚不足以檢測鐸道，須自備手電筒，建請電廠依據測試時程儘早規劃，並統計開列須架設之台架與照明之數目及位置。

#### 五、反應爐水壓測試臨時指揮中心、臨時通訊設備與水壓測試設備及臨時組件之安裝及校驗紀錄查證

依核四廠送會核備之反應爐水壓測試計畫，反應爐水壓測試期間必須有測試臨時指揮中心，作為掌控反應爐水壓測試進行指揮及應變之中心，核四廠已初步規劃反應爐槽底部外圍區域作為臨時指揮中心，但因反應爐底部尚有許多工作正在進行，相關材料散佈於該區域，核四廠尚未進行整理，臨時通訊設備亦尚未建立，臨時組件之安裝因核四廠尚未確認反應爐水壓測試日期，故相關設備之校驗紀錄尚未執行，因此本此視察對於佈置、校驗紀錄與測試時需要之臨時通訊設備均未能執行查證。經初步依其反應爐水壓測試計畫內容及反應爐水壓測試臨時加壓設備進行查證，相關視察發現如下：

- (一) 於臨時指揮中心及臨時增壓泵區域，未發現臨時消防設備，建請核四廠於前述區域設置足夠之消防設備，以防備火災之發生。
- (二) 鑑於本會視察時，核四廠於水壓測試區域尚有許多工作正在進行，因此現場地面及相關區域存放大量器材，不利於反應爐水壓測試時之漏水查證工作，電廠應加強臨時指揮中心及水壓測試區域之廠務管理工作。
- (三) 核四廠擬增加臨時往復式電動泵做為第一階段之升壓工具，其操作方式及步驟應加入程序書中，並明定第一階段升壓之目標值及規劃臨時往復式電動泵安裝地點及系統流徑等事項。
- (四) 現有臨時水位計水位為透明軟管，為避免反應爐加壓灌水時，因壓力造成水管變形，建請核四廠考量是否改為硬質透明管，藉以增加其耐壓強度。
- (五) 臨時壓力計之表頭除刻度範圍須符合 ASME 規範要求外，應能精確地鑑別反應爐水壓測試期間之壓力讀數，日本專家的經驗顯示，係採用  $0.5 \text{ kg/cm}^2$  為壓力計的最小刻度，現行核四廠使用之臨時壓力計之表頭刻度範圍精確度為  $10\text{kg/cm}^2$ ，顯然過大，核四廠應考量更換較精確之臨時壓力計。

## 六、反應爐水壓測試時之過壓保護設備查證

依核四廠送會核備之反應爐水壓測試計畫，反應爐水壓測試

期間必須有測試過壓時之保護設備，以避免反應爐本體發生過壓情形，由於過壓保護有關設備尚未進行現場安裝，且主要之保護設備安全閥(PSV)亦外送工廠進行設定點校正及測試，至視察結束時亦尚未送回，因此本此視察對於設備未執行查證。另，反應爐水壓測試計畫顯示核四廠原預定加壓速率有過快之虞，依此次亦參與本會視察之 JNES 人員建議核四廠再考量減低，或對於接近測試壓力時之加壓速率另訂要求。

#### 七、水壓測試階段，分組檢查人員針對不易接近鐸道，執行目視檢查所需輔助設備查證

依台電公司報會資料顯示屬於不易接近之鐸道，核四廠初步判定僅有爐底部分之 CRDH to Stub Tube 鐸道，需要輔助設備方能執行目視檢查。本會查證不易接近鐸道之狀況及核四廠準備之輔助設備是否適當，相關視察發現如下：

- (一) 鑑於核四廠一號機現場仍在施工，以及受測試範圍鐸道尚無法確認之現況，因此為確認測試時不易接近之鐸道，檢測人員之目視距離是否符合法規，建請核四廠於測試前進行現場查證確認 (Walkdown) 並記錄之，本會將再進行現場查證。
- (二) 核四廠目前雖已完成 CRDH to Stub Tube 鐸道檢查之遙控目視設備準備，並經現場測試，但經了解其並未準備作業程序書及進

行能力驗證展示作業，建請核四廠補行之，以避免執行之結果，因程序不符 ASME 之要求，導致不為有關之獨立第三人機構 (ANI) 所接受。另水壓測試作業(包含檢測作業)實際上，係由台電公司之人員依核四廠所編寫之程序書執行，由於並非由中鼎公司之人員執行，且作業程序書亦未經中鼎 ANI 人員接受，故此一作業方式及其結果，是否可為中鼎 ANI 同意接受，亦請核四廠再確認。

(三) 由於透過輔助設備之鏡頭每一 CRDH 爐底穿越孔(即 Stub Tube 所在之孔)均大致相同亦無標記，且檢查空間狹小致檢查過程中，應會有須經常移動之可能，而如前述本項檢查作業尚無程序書，因此其如何執行，以確保每一 CRDH 銲道均被完整檢查，而不致有某些 CRDH 銲道被重複檢查或被遺漏而未檢查、或位置記錄錯誤(特別是有缺陷出現而須記錄時)，建請核四廠重新規劃此部分銲道之檢查。

#### 八、反應器水壓測試相關施工品質稽查

本次視察反應器水壓測試相關施工之品質文件範圍，主要以施工品質文件之審查、施工檢驗紀錄查核、本會開立注改與備忘錄之完成情形，台電施工處等單位開立之 NCR、FCR、FDDR、ESR 等辦理情形查證，以及現場巡視發現相關品質作業之辦理情

形，進行品質文件之稽查。查證後有以下情形：

- (一)對於成套文件是否完整或內容是否有缺漏，雖有核四廠之 QC 10「系統移交成套文件管理作業辦法」及施工處 LMP-QLD-046 之「系統成套文件移交作業程序書」，經訪談施工處品質組，其辦理情形偏向程序提送管理，缺乏實際審查與管控機制，計畫中之反應爐水壓測試雖非系統測試，但相關成套文件之完成，仍應依程序書執行建檔管理與審查，並應建立文件清單而非依中鼎公司所提資料清單管理。
- (二)針對前述 ISO 圖組件清單內容進行抽查，發現有以下缺失(以 ISO DRAWING No.1E11-M4045 為例)，相關缺失如下：
  - 1.清單顯示有 5 座管架安裝檢驗表，但無管架安裝銲接檢驗文件，且提送至品質組之文件中亦無管架安裝銲接檢驗文件。本案顯示除無法直接追溯管架安裝銲接檢驗表外，也無法追溯該文件之歸檔情形，請施工處檢討改善。
  - 2.在銲接作業檢驗表目錄中登錄有銲補之銲接作業檢驗表(W-00040)，卻缺少原始之銲接作業檢驗表，另，清單中登錄有銲補之銲接作業檢驗表(W-00042)，但文件內卻僅有銲補前之檢驗表項目，顯示銲接作業檢驗表文件不夠完整，請施工處檢討改善。
  - 3.各管路銲道之非破壞檢測紀錄，於銲接作業檢驗表均有登載其

紀錄編號，惟，清單中並無相關非破壞檢測紀錄，請施工處補列入成套品質文件。

(四)目前台電公司辦理本會注意改進事項與備忘錄等與 RPV 水壓測試相關範圍內項目，依施工處品質組提送之 (97.05.27) 結案查證仍有 AN-LM-97-004-1- (5) 缺漏未追蹤管制，建請台電公司補列。

(五)經查證包含 NCR-826、FCR-338、FDDR LT1-01015 及 QAI 96-029 等，均與一號機 CRDH 與 STUD Tube 之鐸道腳長尺寸有關，其上游文件 FDDR LT1-01015 仍未結案，但下游文件包含 QAI 96-029 品保查證卻結案之不合理情形，因本案涉及重要設備壓力邊界品質，請龍門施工處儘速澄清並辦理結案。

(六)查證 FCR-NSS-375 所附設計變更圖面，經核對品質組提供之管制版 ISO 圖，並未顯示相關變更內容，仍為 91 年 1 月 3 日管制版，請施工處檢討有關圖面變更管制作業之周延性，以免圖面與現場不符合。

(七)一號機上乾井 1B21-STRT-0107 及 0407 分別鐸接於 RCCV Wall 上之 EM-031949 與 EM-031958 埋鈹，雖經 GE 公司於 CIR 中表示安裝方向高程等位置正確，及偏移在允許偏差範圍內，只要滿足鐸道尺寸即可。但依圖需 480mm 之包覆鐸，現場量測僅

460mm，建請電廠查證後說明本案相關檢驗及處置是否符合品質檢驗與品保要求。

## 九、核協會邀請日本 JNES 專家視察後意見摘要

- (一)反應爐水壓測試時，現行預定之昇壓率及降壓率宜減半(原計畫書昇壓時間需 2 小時，建議改為 4 小時，降壓亦同)，以免衝擊系統造成傷害，但如照目前核四水壓測試進度來看，或可視為單一組件測試 (unit test) 而非全系統測試 (full system test)，亦即和製造廠家日立在工廠內自行測試幾乎相同，故日本專家對目前核四廠打算執行之 unit test 其必要性有所質疑。
- (二)有關整體系統測試順序，在日本均為緊急爐心冷卻水系統注水測試 (ECCS injection test) 在反應爐水壓測試之前 (H-5, S-2 為例)，但東芝公司提供台電之順序表則 ECCS injection test 在反應爐水壓測試之後，日本專家並不明瞭其確切原因。
- (三)關於反應爐水壓測試時，金屬溫度限值只限定 13.4°C 以上即可，日本專家持相同看法，在日本執行反應爐水壓試驗時係靠反應爐內泵 (RIP) 轉動加溫，日本專家認為在台灣因氣溫較高加上儲水槽露天放置，似無須再加溫。
- (四)日本執行反應爐水壓測試之清潔與沖洗 (cleaning & flushing) 採用溫水加丙酮 (acetone) 方式去除水中油脂，建議台電公司參

考採行。

(五) 核四廠執行反應爐水壓測試所採用之壓力計，於現場查看時發現每 1 刻度為 10Kg，較在日本採用 0.5 精度(每一刻度 0.5Kg，直徑大小約 15 吋)要粗略許多，建議台電公司更換與日本執行反應爐水壓測試精確度相似之壓力計。

#### 肆、結論與建議

本次定期視察主要針對一號機反應爐水壓測試有關之先備條件、施工與管制等作業情形進行視察，以國外核能電廠之實例顯示，類似之反應爐水壓測試大多在核能電廠建廠施工尾聲，在大部分設備已完工狀態下始進行之測試，核四廠一號機係無任何設備可用狀態下進行反應爐水壓測試，係屬非常態之水壓測試，本會除詳細審查台電公司報會核備之反應爐水壓測試計畫及程序書外，並執行實地查正作業，未來亦將配合測試實際執行時程，進行現場查核工作。台電公司雖一再修改其反應爐水壓測試預定實施日期，但本會此次視察發現反應爐水壓測試需完成之先備條件，核四廠尚有許多項目未能達到，諸如測試計畫所準備之現場鐸道 ISO 圖不完整、壓力邊界範圍內之小支架尚有超過一半未完成及施工與品質管制人力未隨之增加，致使大量設備施工後測試品質文件無法完成等作業缺失，因此，核四工程在加緊趕工之際，如何持續維持整個施工後測試品質，以確實完成一號機反應爐水壓測試，仍有相當之改善空間。

針對本次視察過程中發現之各項缺失及建議事項，視察人員除均

已於視察過程中立即告知會同視察之台電人員外，更於視察後會議中提出說明，並與施工處相關部門人員再進行討論，確認所發現問題確實存在。而為促請台電公司確實考量缺失情形並參酌各項建議，以督促龍門施工處針對視察發現缺失進行改善，鑑於此次視察發現項目繁多，本會已依行政作業流程，擷取前述視察發現屬較重大且需核四廠改善部分，並依其缺失性質分成三大類，以注意改進事項 AN-LM-97-09 正式函送台電公司。而各項缺失改善情形本會亦將持續定期追蹤其執行情形，以督促台電公司及龍門施工處或核四廠完成改善，並期避免類似問題再次發生，以達到提升核四建廠施工品質之最終目標。

註：本報告限於篇幅，附件部分並未附上，如有任何疑問，請洽本會趙衛武、牛效中科長，Tel：02-2232-2121、02-2232-2140



照片一：一號機控制廠房現況



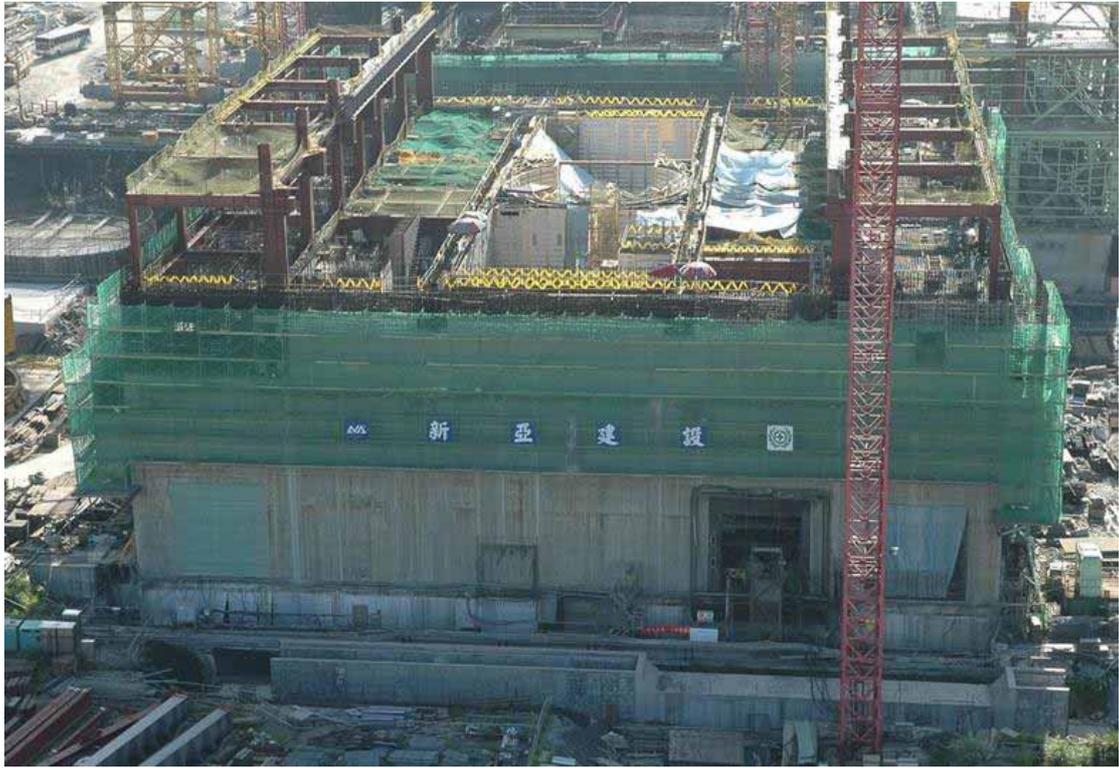
照片二：一號機反應器廠房現況



照片三：一號機汽機廠房現況



照片四：二號機控制廠房現況



照片五：二號機反應器廠房現況



照片六：二號機汽機廠房現況



照片七：二號機開關設備廠房現況



照片八：輔助燃料廠房現況



照片九：團隊視察前會議情形



照片十：本會視察員與日本專家視察水壓測試將使用之儀器



照片十一：本會視察員與日本專家視察反應爐底部鐳道情形



照片十二：團隊視察後會議情形