

NRD-SER-101-03

安全評估報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓 斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告

行政院原子能委員會

中華民國 101 年 6 月

摘 要

因 100 年 10 月核二廠二號機曾發現反應爐支撐裙板外側 1 根錨定螺栓斷裂，原能會要求核二廠一號機第 22 次大修期間，進行錨定螺栓超音波 (UT) 檢測，核二廠一號機依計畫於 3 月 23 日執行錨定螺栓檢測前清潔作業時，發現位於支撐裙板內側 1 根螺栓已經斷裂。3 月 24 日起執行 UT 檢測，再次發現內側另有 2 根螺栓已近斷裂，另尚有 4 根螺栓有裂紋顯示，裂紋深度約 2.5mm，外側螺栓檢測則無異常。

本會接獲台電公司通報後，隨即派員進行調查，調查時另發現 3 月 16 日 05:50 核二廠一號機進行反應爐模式切換至停機 (S/D) 時，曾造成弱震儀 OSG-XE-109 及強震儀 OSG-XE-105 動作，並啟動反應爐周邊九部地震儀記錄，其中 OSG-XE-105 垂直方向最大加速度達到 0.29g。

針對此事件，本會除了立即派員調查外，並邀請專家學者組成審查小組，分別從「螺栓斷裂肇因分析」、「結構安全分析」、「周邊組件運轉安全」、「機組起動運轉之安全」等各方面進行技術性審查。審查小組共召開四次專案審查會議，總計提出 107 項審查意見。

台電公司根據本會專案視察發現及專案審查會議之審查意見，完成「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」，於 101 年 5 月 18 日陳送本會審核。報告內容包含摘要、7 支螺栓修復作業、螺栓完整性確認、超音波檢測、地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測、結構、周邊組件運轉安全評估、肇因分析、安全運轉評估共八章。

報告中兩項重要結論如下：

(一)肇因分析：核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂的起始肇因是階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)。由於初始裂紋之形成，需三個條件同時成立，因此當階段性腐蝕環境改善後即不會有新增裂紋，而原已形成存在之腐蝕裂紋，也會停止以應力腐蝕機制增長。

(二)結構安全：一號機 7 支斷裂之錨定螺栓均已依奇異公司提供之檢修計畫更換，恢復其功能。而其餘 113 支螺栓，台電公司已進一步確認其結構完整性，包括螺栓預力查驗、超音波再檢測、及假設螺栓存在有 2.5mm 未檢出裂紋情況下、進行破壞力學及疲勞安全評估。以上錨定螺栓更換、檢查與評估作業可以確認 120 支錨定螺栓之功能完整，足以確保整體結構之安全。

審查委員會達成以下結論：台電公司提送之「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」經審查結果，可以接受。

有關四次專案審查會議提出之 107 項審查意見，審查委員對台電公司提出之說明和補充說明，經審查結果，可以接受。本會另對台電公司提出十項核二廠一號機運轉之後續管制要求，二項後續加強監測方案（參閱第六章總結），要求台電公司確實執行。主要重點為核二廠以後每次大修必須執行螺栓超音波檢測，確認無成長之裂紋。核二廠新增之 8 只振動加速規監測系統，當結構物發生動態特性改變時，由運轉人員即時監控，並採取相關應變措施，可以確保機組未來運轉安全。

安全評估報告目錄

摘要.....	i
第一章 簡介.....	01
一、緣起.....	01
二、審查過程.....	02
三、審查結果.....	06
四、參考資料.....	07
第二章 螺栓斷裂肇因分析.....	09
一、概述.....	09
二、審查發現.....	13
(一)螺栓應力來源及裂紋成長機制.....	13
(二)螺栓劣化環境探討.....	26
(三)螺栓材料問題探討.....	28
三、審查小結.....	31
四、參考資料.....	32
第三章 地震儀紀錄之分析與處理.....	35
一、概述.....	35
(一)0.29g 來源與訊號分析.....	35
(二)0.29g 對系統組件影響.....	36
(三)地震儀不穩定訊號探討.....	37
(四)振動監測改善及計畫.....	37
二、審查發現.....	38
(一)0.29g 來源與訊號分析.....	38

(二)0.29g 對系統組件影響	40
(三)地震儀不穩定訊號探討	42
(四)振動監測改善及計畫	44
三、審查小結.....	46
四、參考資料.....	48
第四章 錨定螺栓更換與檢查.....	50
一、概述	50
(一)錨定螺栓更換作業	50
(二)錨定螺栓預力查驗	51
(三)超音波檢測作業	52
(四)錨定螺栓功能評估	55
二、審查發現.....	56
(一)錨定螺栓更換作業	57
(二)錨定螺栓預力查驗	62
(三)超音波檢測作業	75
(四)錨定螺栓功能評估	77
三、審查小結	79
四、參考資料.....	80
第五章 安全運轉評估.....	83
一、概述	83
(一)整體結構安全	83
(二)周邊組件狀態	83
(三)機組安全運轉	84

二、審查發現.....	88
(一)整體結構安全	88
(二)周邊組件狀態	89
(三)機組安全運轉	90
三、審查小結.....	120
四、參考資料.....	121
第六章 總結	124
一、審查結論.....	124
二、後續管制要求.....	127
三、加強監測方案.....	128

第一章 簡介

一、緣起

核二廠二號機第 21 次大修 (EOC-21) 期間，於民國 100 年 10 月 24 日執行反應爐支撐裙板錨定螺栓目視檢測 (VT-3) 前清潔作業時，發現位於裙板外側 1 根螺栓斷裂 (編號 A15)，斷裂位置距螺栓頂部約 8 吋螺牙處，其餘 119 支螺栓執行超音波檢測 (UT)，結果無異常。斷裂螺栓金相分析結果，斷裂肇因為孔洞應力集中造成過載而導致開裂，隨後以應力腐蝕龜裂破壞機制進行裂紋擴展(脆性破壞及腐蝕破壞之共伴效應)。

台電公司 100 年 12 月 14 日電核安字第 10012005001 號函陳送「核二廠二號機 EOC-21 大修之反應爐支撐裙板錨定螺栓(RPV Support Skirt Anchor Bolts)斷裂事件處置報告」，報告內含初步肇因分析、目前螺栓現況、螺栓受力之安全評估、反應爐支撐裙板法蘭與基座安裝版接觸面滑移安全評估、台電公司委託奇異公司辦理之 JCO 評估、未來處置等分析項目，經本會審查後同意備查，要求之後續採行管制措施為一、二號機 EOC-22 大修期間全面進行反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波(UT)檢測及修復二號機該支螺栓應有之錨定功能等工作事項，並分別列入該次大修後再起動之管制項目。

核二廠於 101 年 3 月 23 日一號機 EOC-22 大修期間，進行一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓 UT 檢測前之清潔作業時，發現位於支撐裙板內圈 357 度位置，編號 A2 之螺栓已經斷裂。斷裂位置為自頂部以下約 18.2 吋之螺桿位置。核二廠即開立「品質不符通知 (Non-Conformance Disposition)」(以下簡稱 NCD，編號為 10132)進行處理。並同時依據「核子反應器設施停止運轉後再起動管制辦法」規定，以「書面通報」通知原能會。

核二廠一號機續於 101 年 3 月 24 日進行其餘 119 支錨定螺栓之超音波檢測，另發現有 2 支螺栓(編號 C6、D14)研判已接近斷裂，4 支螺栓(編

號 B10、B13、C9、D11)有裂紋顯示，裂紋深度約 2.5mm，6 支螺栓斷裂皆發生在螺牙位置。台電公司於發現此一狀況後，除立即洽原設計廠家美國奇異公司，積極尋求修復方法外，亦開始進行肇因分析及繼續運轉之安全評估。

二、審查過程

本會接獲台電公司通報後，隨即派員進行調查，調查時另發現 3 月 16 日 05：50 核二廠一號機進行反應爐模式切換至停機 (S/D) 時，曾造成弱震儀 OSG-XE-109 及強震儀 OSG-XE-105 動作，並啟動反應爐周邊九部地震儀記錄，其中 OSG-XE-105 垂直方向最大加速度達到 0.29g。

針對此事件，本會除了立即派員調查外，並邀請專家學者組成審查小組，分別從「螺栓斷裂肇因分析」、「結構安全分析」、「周邊組件運轉安全」、「機組起動運轉之安全」等各方面進行技術性審查。

審查小組於 101 年 4 月 3 日、4 月 6 日、4 月 25 日及 5 月 14 日執行反應爐支撐裙鈹錨定螺栓第一、二、三、四次專案審查會議，並分別提出 14、18、51、24 項審查意見。第一次審查會，針對螺栓斷裂肇因分析、地震儀紀錄之分析與處理、錨定螺栓更換與檢查、安全運轉評估四範疇提出 14 項審查意見，第二次審查會除開始進行第一次審查意見澄清外，並界定螺栓斷裂肇因分析、地震儀紀錄之分析與處理、錨定螺栓更換與檢查、安全運轉評估四大項目為審查範圍。審查小組共召開四次專案審查會議，總計提出 107 項審查意見，並逐步釐清前次審查意見，發掘進一步審查問題。台電公司亦分項逐步釐清審查提問，重點摘述如下：

台電公司對於有 3 支螺栓斷裂，4 支有裂紋顯示的發生原因，邀集國內外專家，進行肇因分析。發現本案的起始肇因乃是階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)。

一號機大修前機組停機過程中(101 年 3 月 16 日)，發生安裝在生物屏

蔽牆外，與螺栓同一高程的 OSG-XE-105 地震儀瞬間顯示 0.29g，核二廠除進行相關評估及設備檢查，查證廠房及設備均無損壞外，已將該地震儀送校比對，判定訊號有失真現象與螺栓斷裂無直接關連性，但為提供未來運轉中之監測資訊，新裝設 8 只振動加速規，搭配原有之地震儀並改善其支撐架，並建立必要之管制程序，以補強反應爐基座裙板之振動監測機制。另核二廠為確認反應爐相關組件及周邊組件之完整性，進行多項之檢查，經檢查結果均合格。

螺栓更換分兩階段進行，分別於 4 月 11 日以及 4 月 27 日完成共 7 支螺栓之現場更換作業。為能確保螺栓鎖緊度(預力)仍能符合需求，核二廠鎖緊度(預力)測試已全數執行，而測試後再次針對所有的 120 支螺栓進行超音波檢測，確認其完整性。

在 7 支螺栓已更換，且 120 支錨定螺栓經 UT 檢測未再發現裂紋顯示，為能確保反應爐相關結構之安全，台電公司進行繼續運轉安全評估，以確認核二廠一號機能運轉一個週期 18 個月安全無虞。

台電公司根據本會專案視察發現及專案審查會議之審查意見，彙整完成「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」，以 101 年 5 月 18 日電核安字第 10105006821 號函，陳送本會審核。報告內容分為第一至八章，包含摘要、7 支螺栓修復作業、螺栓完整性確認、超音波檢測、地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測、結構、周邊組件運轉安全評估、肇因分析、安全運轉評估之章節項目，說明如下：

(一)7 支螺栓修復作業

螺栓之更換分兩階段進行，第一階段於 4 月 11 日完成 B10、B13、C6、C9、D11、D14 等 6 支螺栓的更換、灌漿作業，並於 4 月 17 日現場鑽心取樣執行抗壓強度測試。第二階段於 4 月 27 日完成 A2 螺栓之更換及灌漿，並於灌漿同時灌注測試試塊，於 3 天及 7 天後進行抗壓強度測試。此次更換作業係依照奇異公司提供之檢修計

畫及奇異公司的程序要求進行錨定螺栓更換，整個更換過程由台電公司相關品保單位及奇異公司確認符合設計要求，奇異公司於工作完成後確認施工品質符合要求，並簽署品質保證證明（詳參考資料1）。審查委員會將本章報告納入「錨定螺栓更換與檢查」審查議題之範圍。

(二) 螺栓完整性確認

7支受損之錨定螺栓均依奇異公司提供之檢修計畫更換，恢復其功能。而其餘113支螺栓則再進一步確認其結構完整性，包括「螺栓預力查驗」、「超音波再檢測」、及假設螺栓存在有2.5mm未檢出裂紋之情況下進行「破壞力學及疲勞壽命評估」，各項檢測及分析結果可完全確認113支螺栓之功能完整。

「螺栓完整性確認」章節包含詳細之螺栓完整性說明以及相關之文件、測試紀錄以及評估報告（詳參考資料2）。審查委員會將本章報告納入「錨定螺栓更換與檢查」審查議題之範圍。

(三) 超音波檢測

核二廠對7支斷裂螺栓之更換，並進行其餘螺栓之鎖緊度(預力preload)查驗。preload後，再執行全部120支螺栓(含7支內圈新螺栓)之超音波檢測，檢測結果全部合格，無任何瑕疵顯示。此次檢測已錄影存證。

「超音波檢測」章節包含詳細之超音波檢測方式、過程、測試人員、結果，以及相關之檢測報告（詳參考資料3）。審查委員會將本章報告納入「錨定螺栓更換與檢查」審查議題之範圍。

(四) 地震儀瞬間顯示0.29g之分析處理與後續監測

101年3月16日核二廠一號機大修停機過程中，將反應爐運轉模式開關切至停機位置時，觸動反應爐基座裙板處附近之地震儀，記錄之訊號顯示垂直向最大加速度值達0.29g。分析其歷時圖及富氏譜，此地震儀在觸發前即有不穩定現象(零點上下晃動)，而在觸發後，則呈現不對稱性，為一向上脈衝波，振動訊號超過0.2g之時間僅為0.2秒。事後進行校正、測試及送往國家地震工程研究中心進行

訊號比對，此地震儀在垂直向有不穩定現象產生，據此研判當時所量得之 0.29g 振動波為失真訊號。

由於反應爐基座裙板處附近之地震儀長期處於高頻振動，台電已針對此地震儀安裝處之鐵板平台鋼樑補強，並移除護欄進行改善，同時已新增 8 只振動加速規，搭配既有之地震儀，以補強反應爐基座裙板之監測機制。

「地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測」章節包含有關地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測之詳細說明，以及地震儀比對試驗報告（詳參考資料 4）。審查委員會將本章報告納入「地震儀紀錄之分析與處理」審查議題之範圍。

(五)結構、周邊組件運轉安全評估

核二廠一號機於 101 年 3 月 16 日停機過程，當將運轉模式開關轉至停機位置時，觸動反應爐基座裙板附近之地震儀，其中垂直向最大加速度值達 0.29g，經分析其反應頻譜、事後校正紀錄、事前背景訊號分析，判定訊號有失真之現象。惟台電公司核二廠對組件結構、周邊組件進行檢查，另對結構安全以及周邊組件運轉安全進行評估。

核二廠於一號機 EOC-22 大修期間，亦執行多項檢查作業，如「反應器內部組件目視檢查」(程序書 708.3.4)、依檢測計畫執行安全管路/管嘴非破壞檢測(共檢測 59 口)、「核能級組件支撐目視檢查程序書」(程序書 732.6-IST)檢查反應爐支撐裙板、「控制棒驅動殼支架檢查」(程序書 612.3.7)、「地震緊急程序書」(程序書 575)執行全廠巡視，以及「反應爐壓力槽系統洩漏試驗」(程序書 295)，執行反應爐加壓後壓力槽系統整體之洩漏測試。

「結構、周邊組件運轉安全評估」章節包含詳細之結構、周邊組件檢查紀錄及評估報告等（詳參考資料 5）。審查委員會將本章報告納入「安全運轉評估」審查議題之範圍。

(六)肇因分析

針對本案之肇因，核二廠委託核研所進行金相檢驗破壞分析，同時亦請工研院材化所，對破損螺栓進行機械性質分析。經由美國

奇異公司、核研所、工研院、學校教授以及台電公司等國內外單位共同參與本案肇因研判探討，並依據核二廠 157「肇因分析作業程序書」進行肇因分析推演，分析結果顯示，階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。

「肇因分析」章節包含詳細之肇因分析報告，及其相關熱室檢驗、機械性質、失效過程推論等報告（詳參考資料 6）。審查委員會將本章報告納入「螺栓斷裂肇因分析」審查議題之範圍。

(七)安全運轉評估

核二廠一號機於 EOC-22 大修，完成 7 支斷裂之螺栓更換工作後，120 支錨定螺栓經 UT 檢測未再發現裂縫顯示，但為能確切掌握反應爐相關結構之安全，台電公司則進行安全運轉評估。保守假設錨定螺栓仍有可能存在 UT 檢測無法判讀的瑕疵，進行破壞力學分析，並預估可能承受之反覆交變負載進行疲勞壽命評估。

「安全運轉評估」章節包含詳細之安全運轉評估包含相關破壞力學及疲勞評估報告（詳參考資料 7）。審查委員會將本章報告納入「安全運轉評估」審查議題之範圍。

三、審查結果

經過上述審查過程，依本會「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓審查小組」審查結果完成本安全評估報告，其內容章節編排分為一至六章：第一章簡介、第二章螺栓斷裂肇因分析、第三章地震儀紀錄之分析與處理、第四章錨定螺栓更換與檢查、第五章安全運轉評估、第六章總結。

第二章「螺栓斷裂肇因分析」之審查內容包括送審報告「肇因分析」章節，審查發現包含(一)螺栓應力來源及裂紋成長機制、(二)螺栓劣化環境探討、(三)螺栓材料問題探討，共三項。

第三章「地震儀紀錄之分析與處理」之審查內容包括送審報告「地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測」章節，審查發現包含(一)0.29g

來源與訊號分析、(二)0.29g 對系統組件影響、(三)地震儀不穩定訊號探討、(四)振動監測改善及計畫，共四項。

第四章「錨定螺栓更換與檢查」之審查內容包括送審報告「7 支螺栓修復作業」、「螺栓完整性確認」、「超音波檢測」章節，審查發現包含(一)錨定螺栓更換作業、(二)錨定螺栓預力查驗、(三)超音波檢測作業、(四)錨定螺栓功能評估，共四項。

第五章「安全運轉評估」之審查內容包括送審報告「周邊組件運轉安全評估」、「安全運轉評估」章節，審查發現包含(一)整體結構安全、(二)周邊組件狀態、(三)機組安全運轉，共三項。

第六章總結包含(一)審查結論及(二)後續管制要求(三)加強監測方案，共三項。

本會於審查期間對於台電公司之要求，關於技術資料管制部分意見彙整如下 2 類，詳細內容可見審查意見與答覆：

1. 要求台電公司儘速將「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂」之肇因、監測計畫(含二號機)、更換計畫及安全運轉評估分析報告(含奇異公司報告)送會(AI-4)。本案各項書面報告得分別提送本會(A II-4)。同時要求台電公司條列本案提送之相關書面報告目錄清單，作為後續管控各項書面報告時間之依據(A II-2)。台電公司已遵照辦理完成，詳如送審報告及審查意見回覆內容。
2. 台電公司所提送之各項書面報告均應經過台電公司內部審核與品保程序，始得提送本會(A II-3)(AIV-2)。台電公司回覆承諾本案各項陳報資料，均會經過公司內部審核與品保程序後陳送原能會。

四、參考資料：

1. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第二章「7 支螺栓修復作業」，民國 101 年 5 月 7 日。
2. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全

- 評估報告」第三章「螺栓完整性確認」，民國 101 年 5 月。
3. 核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第四章「超音波檢測」，民國 101 年 5 月。
 4. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第五章「地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測」，民國 101 年 6 月 5 日。
 5. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章「結構、周邊組件運轉安全評估」，民國 101 年 5 月。
 6. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」-第七章「肇因分析」，民國 101 年 5 月 7 日。
 7. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第八章「安全運轉評估 Rev.4」，民國 101 年 6 月 5 日。

第二章 螺栓斷裂肇因分析

一、概述

本章針對本次一號機大修檢測發現斷裂之反應爐支撐裙板錨定螺栓進行肇因分析評估。核二廠主要委託核能研究所進行斷裂/裂紋的破壞金相分析，來進一步釐清螺栓損壞的肇因。其中，A2 螺栓上部斷裂面試片於 101 年 3 月 24 日送核研所進行金相檢驗；C6 螺栓於移除過程中確認已呈斷裂，經車取兩側斷裂面試片，於 101 年 4 月 5 日送核研所進行檢驗；D14 斷裂螺栓試片及另 4 支有裂紋瑕疵之試片於 101 年 4 月 12 日續送核研所檢驗。

核二廠同時聘請工研院材化所對斷裂螺栓進行機械性質分析，及對本案肇因研判共同探討，簡要說明如下：

由金相及裂紋形貌觀察可以彙整如下表（摘錄自參考資料 2）：

編號	裂紋起始	裂紋深度	裂紋形貌	起始區形貌	成長區形貌	其他	備註
A2	螺桿區	斷裂	平坦	表面損傷 沿晶裂縫 腐蝕破壞形貌	疲勞裂紋	硫化物夾雜	金相分析
C6	螺牙	斷裂	平坦斜面	牙根部起始 沿晶裂縫 腐蝕破壞形貌	疲勞裂紋	硫化物夾雜	金相分析
D14	螺牙	幾近斷裂	平坦斜面	表面損傷 沿晶裂縫 腐蝕破壞形貌	疲勞裂紋	硫化物夾雜	金相分析
B10	螺牙	5~6mm	由螺紋向螺 栓內部及向 下延伸	牙面起始 沿晶裂縫 腐蝕破壞形貌	疲勞裂紋	硫化物夾雜	金相分析 /Phased Array
B13	螺牙	4mm	無明確方向			由 Phased Array 超音波	Phased Array
C9	螺牙	1mm	無明確方向			檢測其裂紋 形貌與 B10 類	Phased Array
D11	螺牙	8mm	由螺紋向螺 栓內部及向 下延伸			同，判斷起 始區與 B10 相 同	Phased Array

核二廠1號機損壞之錨定螺栓位置

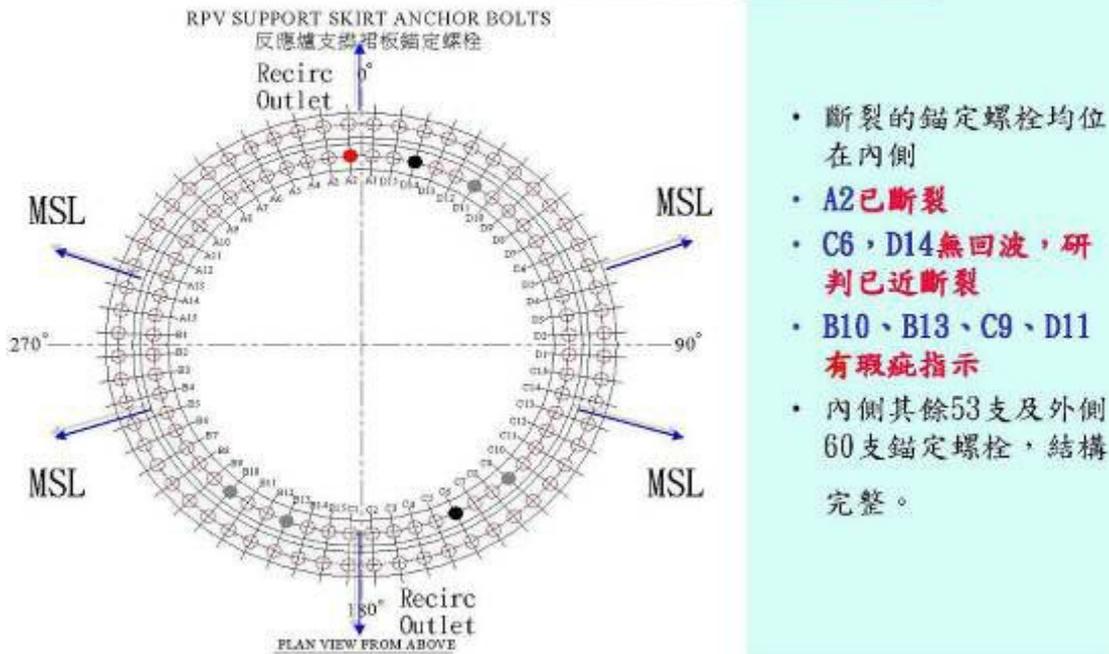


圖 2-1、核二廠 1 號機損壞之錨定螺栓位置 (摘錄自參考資料 2)

肇因分析推演時由金相分析發現裂紋起始區有腐蝕現象、起始區裂紋為沿晶裂紋、建廠初期露天環境等現象進行分析，分析結果為反應爐支撐裙板錨定螺栓設計上受有高預張力的錨定螺栓中，在參考資料 1(美國 EPRI NP-5769 Table 4-1, 1973 年 Haddam Neck 電廠 SG Support Embedment Anchor Bolts 同樣材質螺栓於 high preload & Moisture Environment 中發生應力腐蝕龜裂(SCC, stress corrosion cracking))上顯示為具應力腐蝕龜裂(SCC)敏感性材料。特別在某些製程上產生硫化物夾雜之螺栓兼有促進腐蝕的作用，當碰上因早期較老舊施工方法(以液壓扳手鎖磅) 導致螺栓表面受傷，所產生應力集中或表面缺陷，在建廠初期階段性露天環境下而產生應力腐蝕龜裂。

根據核二廠竣工報告，1 號機反應爐安裝於民國 67 年 5 月 29 日，而封頂於民國 68 年 1 月 5 日，此建廠初期約有 7 個多月處於露天環境下，衍生階段性之腐蝕環境。

因敏感性材料，伴隨建廠施工過程產生的應力集中或表面缺陷，及建廠初期露天環境衍生之階段性腐蝕環境所形成的應力腐蝕龜裂(SCC)，於

後續腐蝕環境改善(露天環境改善及區域空調建立、機組運轉)後，應力腐蝕裂紋即停止增長。此時雖於該螺栓中存有深度不一之裂紋，但由於螺栓未裂截面仍足夠負荷其承受的拉力，故螺栓不會立即斷裂。

高剛性螺栓預力會因裂紋開口而釋放預力；如初始裂縫深，將大幅降低。該螺栓之預力(其負荷分散至週邊的螺栓)，其於運轉中將承受較高疲勞負荷，且因裂縫較長，裂縫強度因子高於門檻值，相對疲勞裂縫成長速率偏高，疲勞裂縫持續增長直到斷裂。(A2、C6、D14 裂紋成長模式)



圖 2-2、A2 螺栓斷裂情形 (摘錄自參考資料 2)

至於其他存有微裂之螺栓，仍然維持大部份預力，只有部份運轉之疲勞負荷傳遞至螺栓，相對而言，在運轉疲勞應力下，裂縫強度因子仍處於門檻值以下或在門檻區域，裂縫成長趨向停滯或非常緩慢。(B10、B13、C9、D11 裂紋成長模式)。且台電經由 Phased Array 超音波檢測判定 3 支 (B13、C9、D11) 有裂紋顯示的螺栓，其裂紋形貌與 B10 雷同，判斷起始區與 B10 相同，有相同之肇因。

肇因分析推演螺栓斷裂可分為兩個階段；分別為裂縫起始期(crack initiation stage)及裂縫成長期(crack propagation stage)。歸納肇因如下圖：

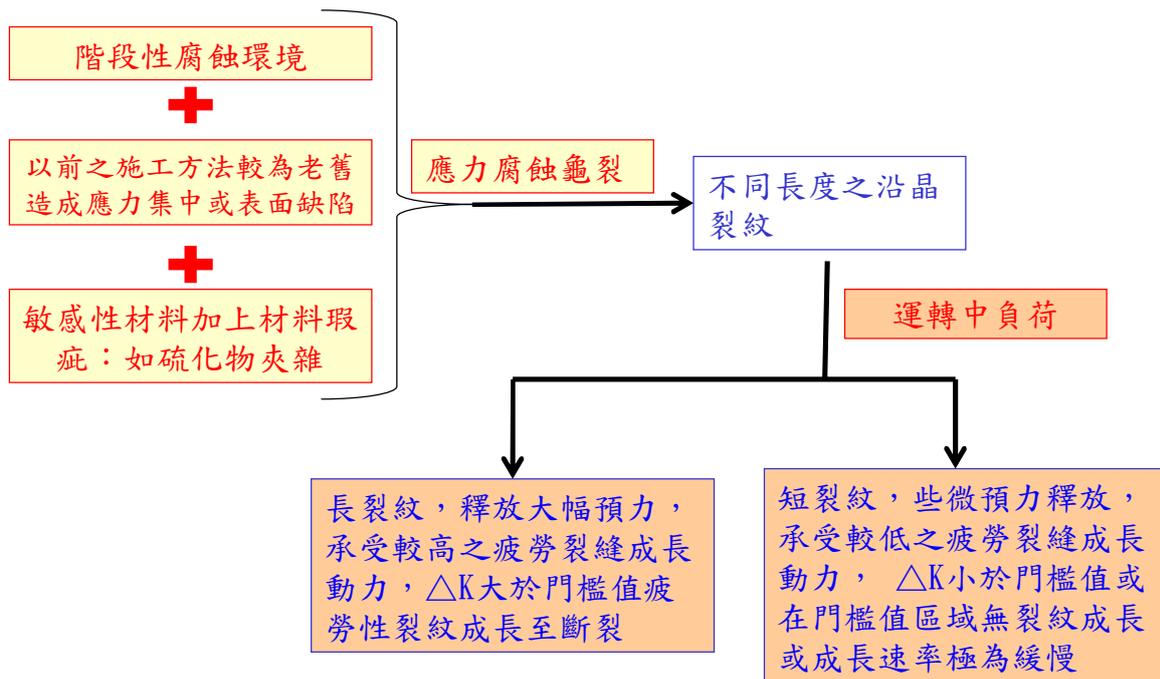


圖 2-3：肇因分析推演

台電公司分析結果，階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。由分析結果顯示(如下圖)初始裂紋之形成，需三個條件同時成立，因此當階段性腐蝕環境改善後即不會有新增裂紋，而原已形成存在之腐蝕裂紋，也會停止以應力腐蝕機制增長。

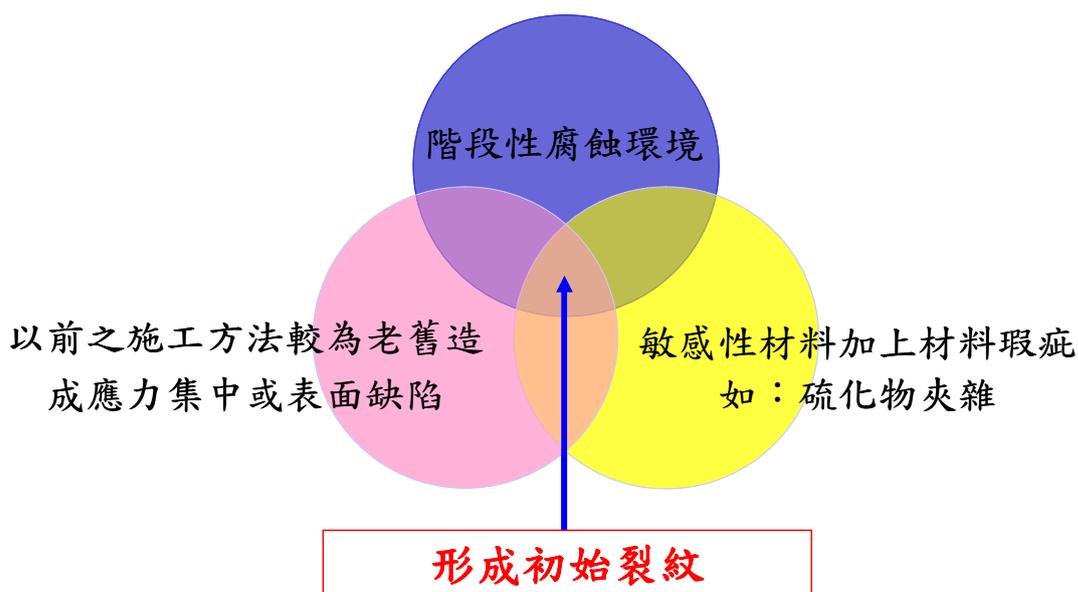


圖 2-4：肇因分析結果

二、審查發現

針對核二廠錨定螺栓斷裂肇因分析的審查，本會審查委員主要的審查發現彙整如下三節，詳細內容可見審查意見與答覆：

(一) 螺栓應力來源及裂紋成長機制

由下圖 2-5 及 2-6：A2 金相分析起裂源局部放大之前視圖(Front view)，此圖清楚顯現該處大小不同且相互連結而成之孔洞，此處為破斷起裂源。由下圖 2-7：A2 金相分析，該處為延性破壞之韌窩(Dimples)形貌，不是疲勞破壞造成之海灘紋(巨觀疲勞表徵)；此圖中放射狀徑向條紋明顯可見。

因為斷面表層披覆氧化物，故進行酸洗(Pickling)去除表層氧化物，再經 SEM 觀察以確認真實破裂形貌。酸洗後斷面觀察結果，顯示如圖 2-8(圖(A)、(B)、(C)、(D)為起裂源區域不同位置之觀察)經由 SEM 高倍率觀察，確認裂紋擴展(Crack propagation)區破壞形貌為韌窩(Dimples)，其可能且合理之主導機制為高應力比/低交變應力強度因子之疲勞破壞。

圖 2-9 與圖 2-10 中 C6 斷裂螺栓 SEM 觀察結果，與 A2 斷裂螺栓 SEM 觀察結果一致。圖 2-13 為 D14 裂紋 SEM 局部放大觀察，顯示沿晶龜裂。圖 2-15 為 B10 裂紋局部放大圖，顯示沿晶特徵。

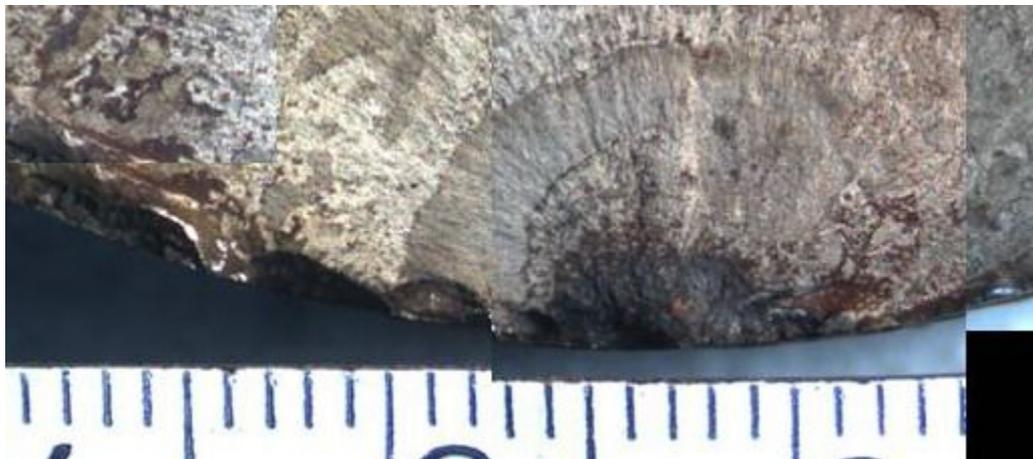


圖 2-5：A2 金相分析（摘錄自參考資料 6）

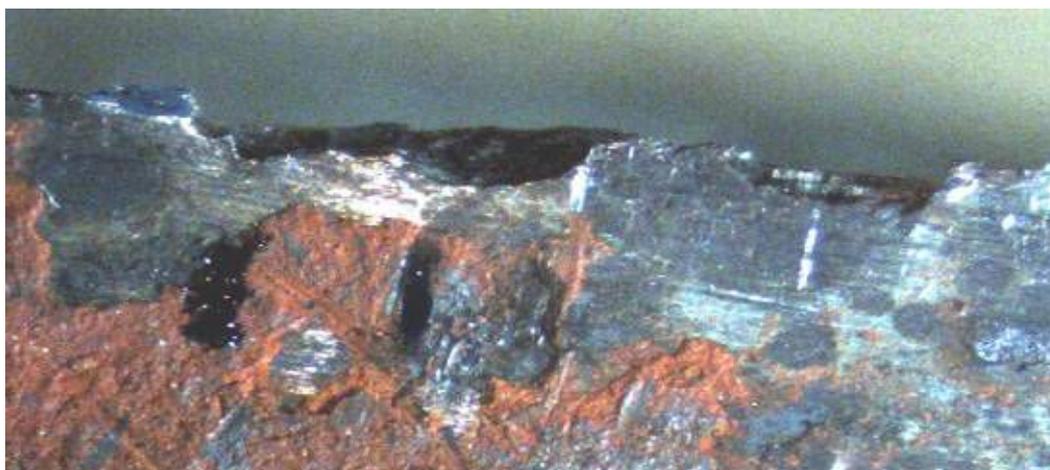


圖 2-6：A2 金相分析—為圖 2-5 之放大（摘錄自參考資料 6）

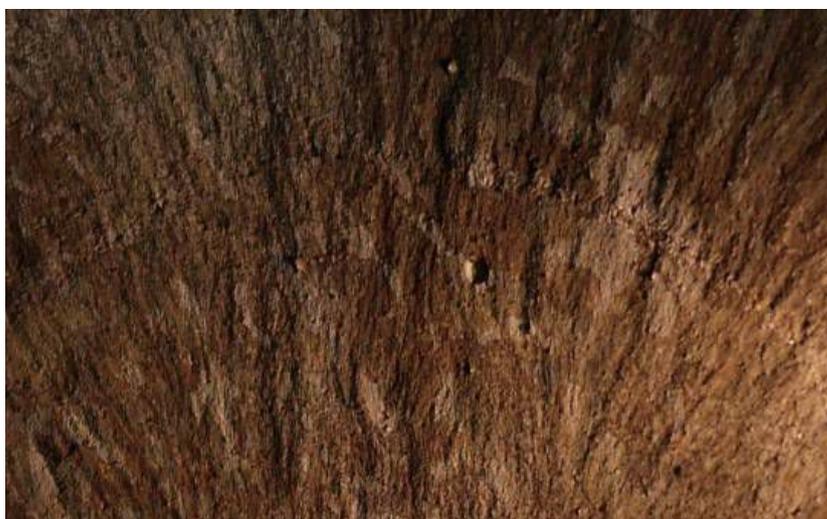


圖 2-7：A2 金相分析（摘錄自參考資料 6）

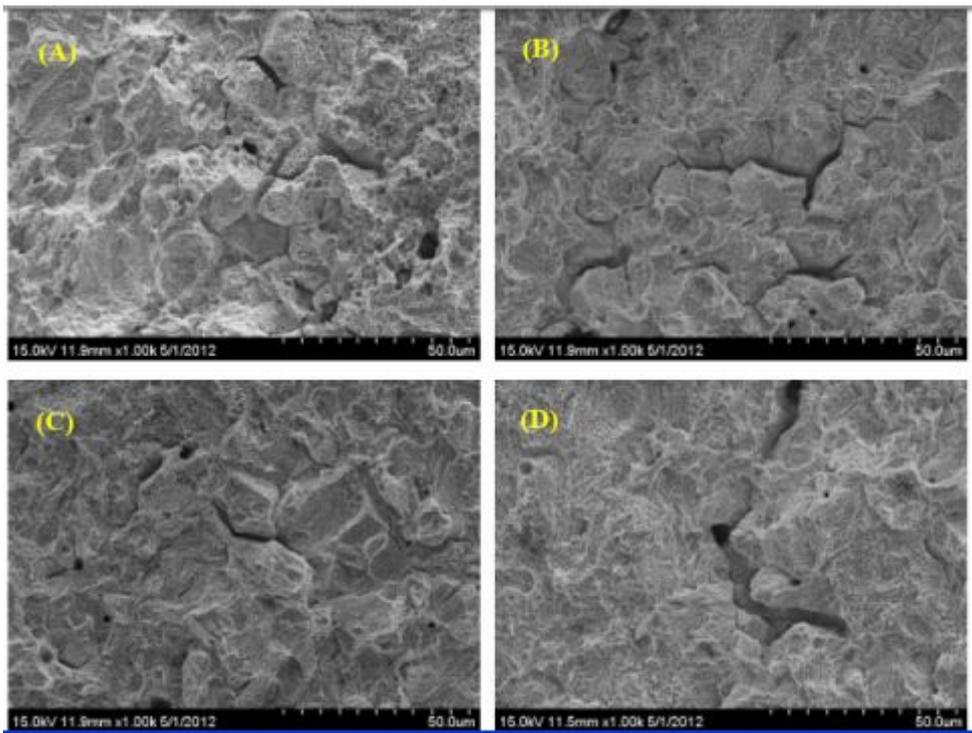


圖 2-8：A2 斷面經酸洗去除表層氧化物後之 SEM 再觀察（摘錄自參考資料 6）

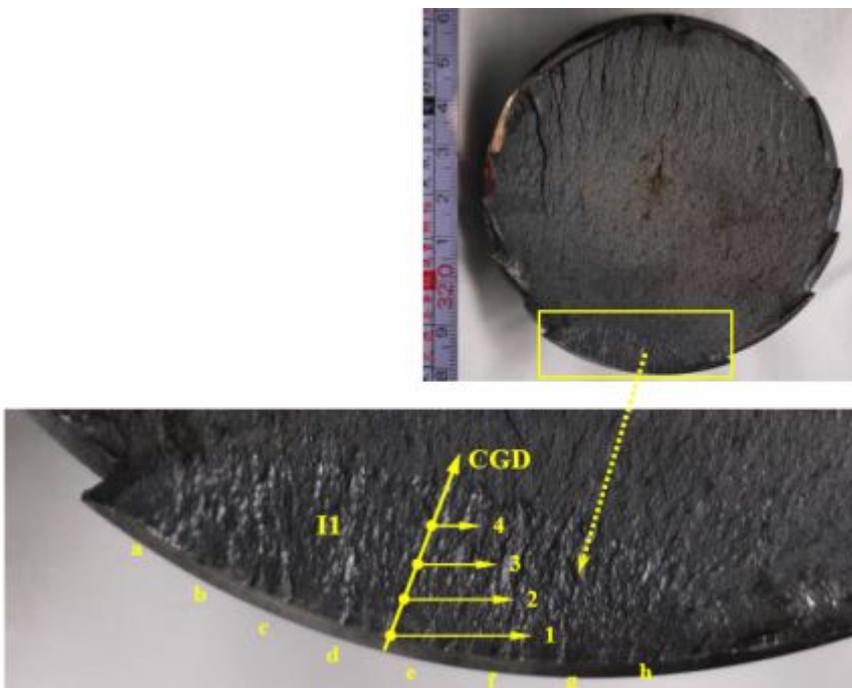


圖 2-9：C6 SEM 斷口試樣觀察選取位置（摘錄自參考資料 7）

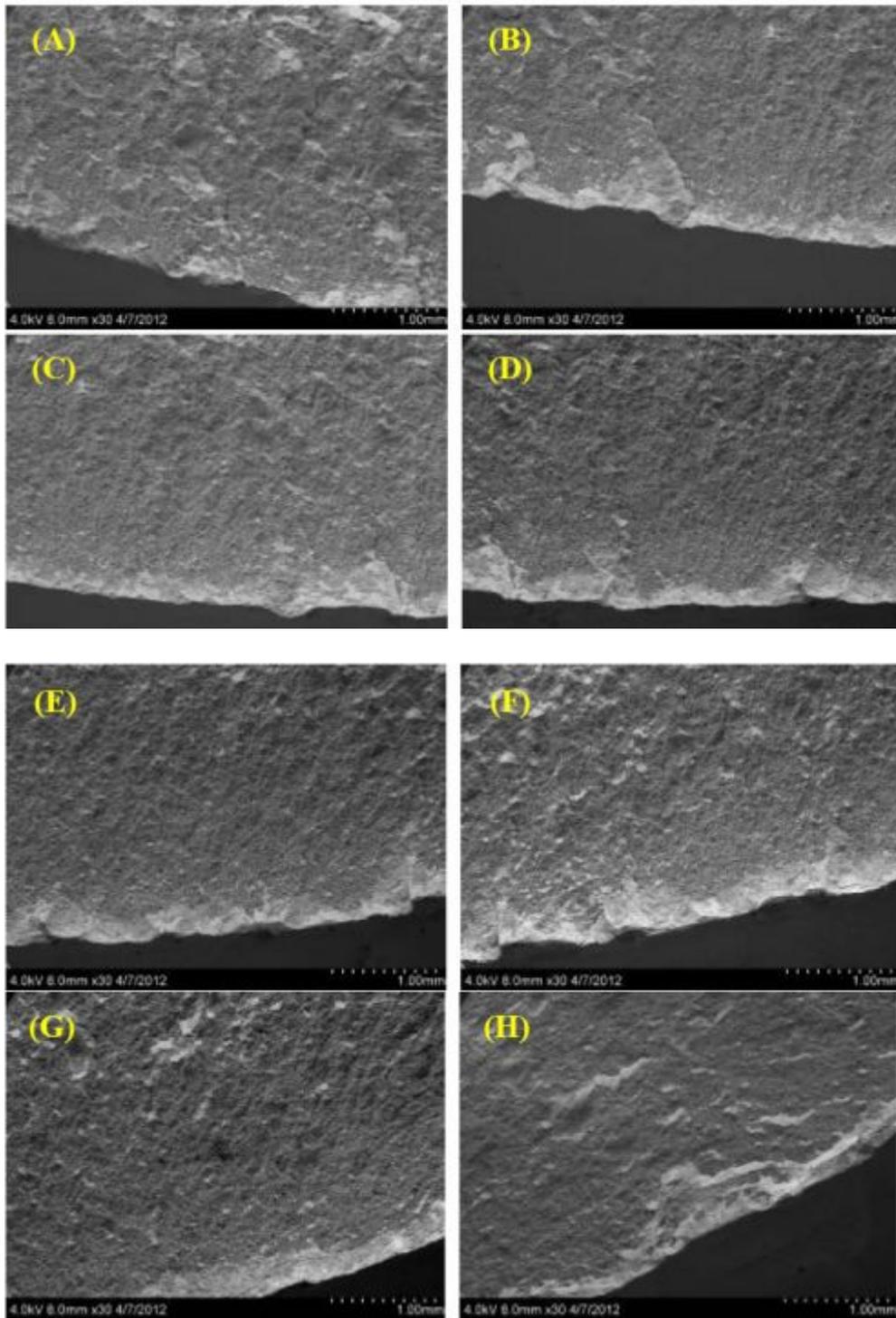


圖 2-10：C6 起裂源 I1 區域邊緣標示 a~h 位置 SEM 觀察（摘錄自參考資料 7）

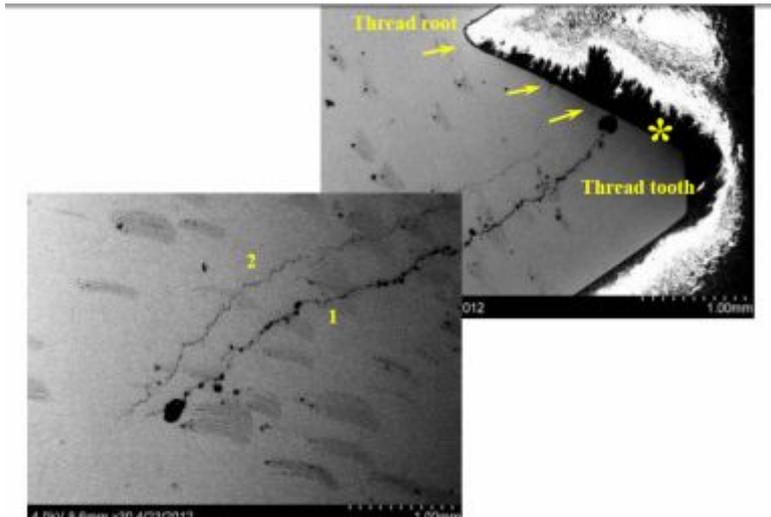


圖 2-11：D14 標示星號(*)區域之剖面局部放大 (摘錄自參考資料 8)

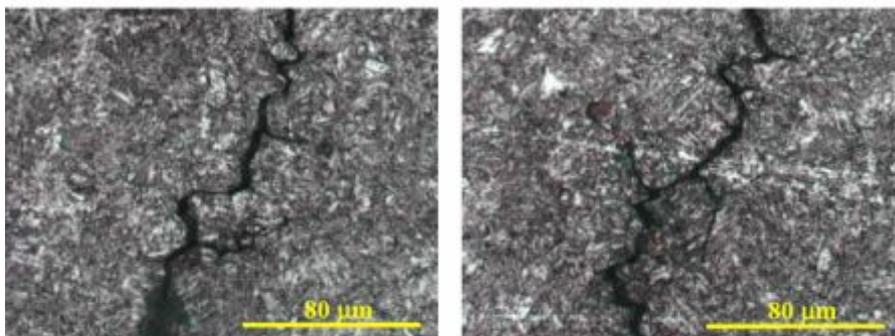


圖 2-12：D14 區域蝕刻後之局部放大 (摘錄自參考資料 8)

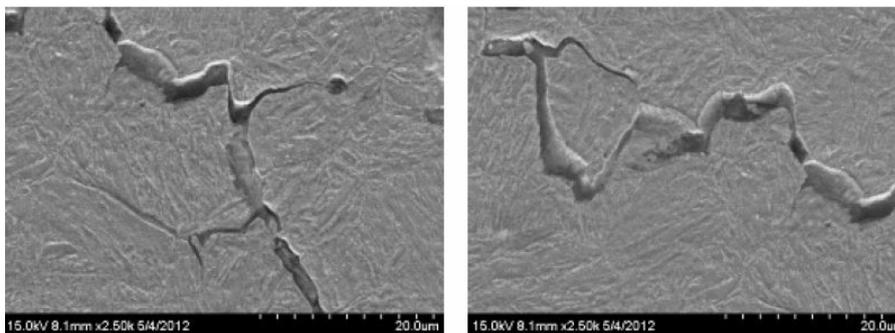


圖 2-13：D14 上圖 2-12 裂紋 SEM 局部放大觀察，顯示沿晶龜裂 (摘錄自參考資料 8)

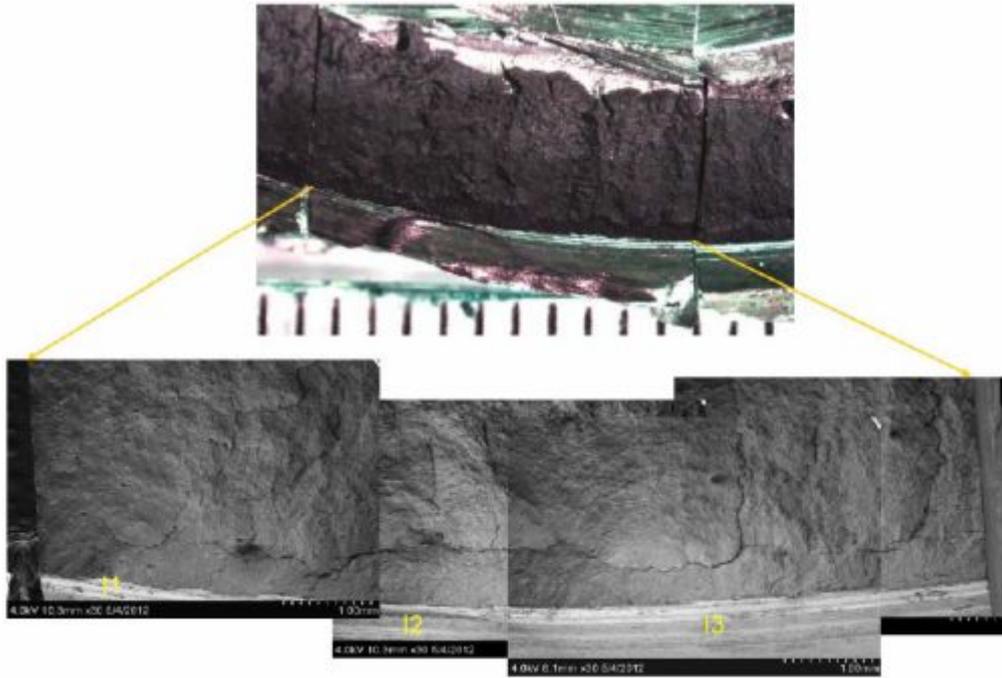


圖 2-14：B10 錨定螺栓斷口形貌低倍放大圖，I1、I2 與 I3 為裂紋起源處
 （摘錄自參考資料 9）

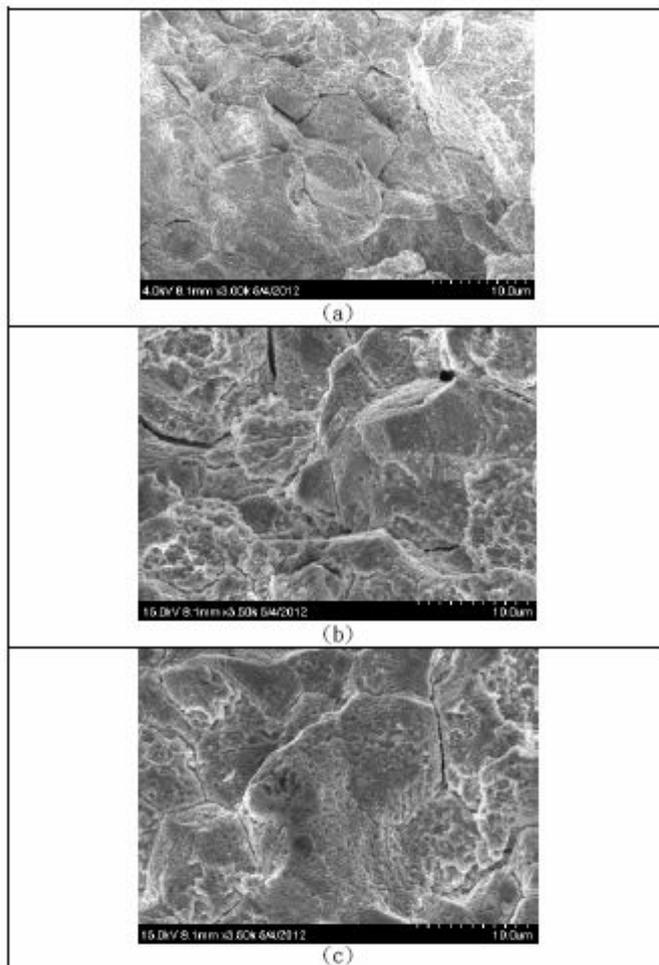


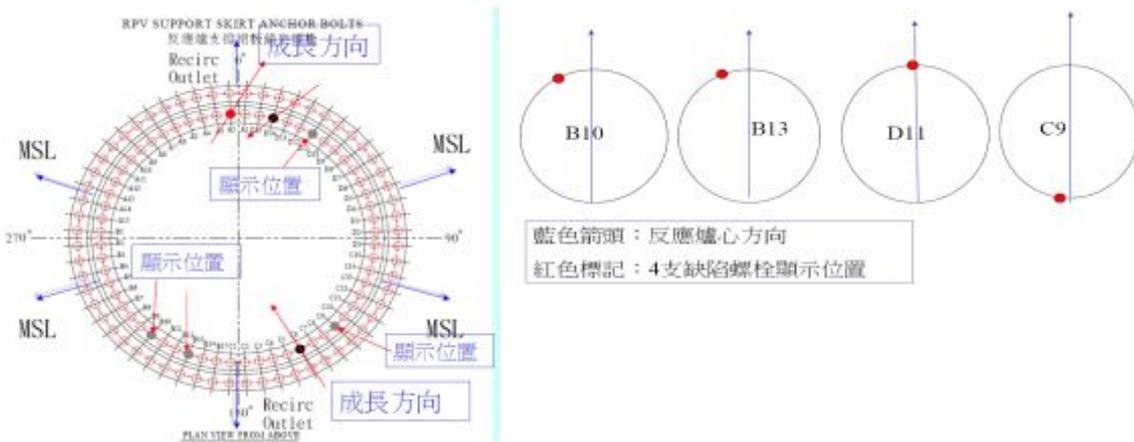
圖 2-15：B10 上圖 2-14 放大圖之沿晶特徵(a) I1，(b) I2，(c) I3
 (摘錄自參考資料 9)

再由工研院「錨定螺栓失效過程分析推論」(參考資料 10)，台電公司分析結果(參考資料 2)，階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。

本節審查委員主要的審查發現彙整如下：

1. 目前核二廠一號機七根斷裂或具有裂紋螺栓，斷裂或裂紋方向與反應爐整體顯示有特定方向(南北向)，請台電公司分析後確認可能之原因並提出澄清說明(II-17)(AII-7)(III-15)(AII-8)(AIII-2)(AEC-4)(AIV-3)。台電公司之回覆說明為：

螺栓於拆除前均標示與反應爐爐心之相對位置，經比對金相分析判定裂紋之方向：3 支斷裂螺栓之裂紋成長方向及 4 支有裂紋顯示螺栓之裂紋位置如下圖所示，由裂紋成長方向及裂紋位置觀察，其與反應爐並無特定方向。奇異公司依核二廠設計基準執行負載分析，分析結果在 0 度及 180 度方向上並沒有發現有額外的負載。



5 月 31 日委員審查意見(III-15 項)：既然奇異公司負載是理論分析，則此理論分析可能遺漏某些因素而無法解釋地動隨方向之差異。此問題牽涉到斷裂螺栓是否與隨方位改變的受力有關，應予以澄清。

台電再提出補充答覆為：目前由設計理論分析在 0 度及 180 度方向上並沒有發現有額外的負載，但已請奇異公司就相關議題持續與系統專家討論，以釐清事項。奇異公司答覆原文如下：

GEH analysis to date based on design basis loading with Kuosheng specific values there is no indication of extra loading in the 0 or 180 location. However GE continues to review with GEH Systems experts and specialist to evaluate if any other possible reasons for extra loading at these locations. At this time there are no possible reasons for extra loading at 0 or 180 locations.

另外核二廠已於 4 個方位(30 度、115 度、217 度、295 度)安裝振動加速度規，受限於現場可安裝位置影響，雖不能直接安裝於 0 度及 180 度方位，但仍有監測之效用，將於機組起、停機及運轉期間連續監測是否有於設計基準分析中未曾考慮的狀況存在。如有前述現象發生，核二廠將會依所收集到的數據訂定一準則，以作為爾後判定機組需降載或停機並檢測錨定螺栓之評估依據。審查結果本案列入後續管制項目。

台電公司其餘意見之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 螺栓斷裂與 SRV 測試及 S/D 多次瞬間衝擊力之關聯？台電宜再以金相檢驗配合破壞力學角度解釋這些螺栓斷裂之肇因 (I-2)。螺栓斷面如果有氧化物代表此螺栓是舊傷之澄清 (III-12) (III-42)？錨定螺栓斷面看到疑似條紋狀之組織，不是沿晶破裂之澄清 (III-1) (III-43) (III-44) (III-45) (III-46)？台電公司之回覆說明為：

熱室檢驗結果顯示，螺栓邊緣裂紋萌生(Crack Initiation)處出現脆性沿晶破壞表徵，裂紋萌生後之裂紋擴展(Crack propagation)階段則開始出現延性韌窩破壞並從而主導螺栓整體之斷裂；脆性破壞侷限在起裂源 2~3mm 之範圍(螺栓直徑 3 吋)，而整體之韌窩破壞斷面(至最終拉斷前)形貌均勻，無其他可見之破壞表徵。因韌窩破壞為塑性變形(慢

速應變率)之結果，因此可確認：裂紋擴展沒有受到瞬間衝擊力(極快速應變率)之影響。階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。A2 螺栓剪力唇部位披覆氧化物，依氧化物形貌研判 A2 螺栓斷面成形已久。C6 螺栓斷面亦披覆氧化物，依氧化物厚度及形貌研判 C6 螺栓斷面，亦非新形成者。D14 螺栓斷面滿佈鏽蝕產物，斷裂螺牙面有明顯大範圍銹垢，細觀主裂下部 5 個螺牙面環向裂縫，可見裂縫邊緣為暗沈不具光亮之金屬色，故其是舊傷。主導裂紋擴展之可能機制是高應力比/低交變應力強度因子之疲勞，破壞形貌為 Dimples，故初期報告(第 1 版)中所見之海灘紋，不是傳統高週疲勞產生之條紋；對觀察區域經酸洗去除氧化物後作進一步 SEM 放大觀察，確認該處破壞形貌為破壞面密佈微靛窩(micro-dimples)，以 SEM-EDX 對“晶粒”進行成分分析，數據顯示受分析之“晶粒”為螺栓基材成分，確認其為晶粒組織(晶粒尺寸 10~20 μm)，高倍率 SEM 觀察顯示破壞面密佈微靛窩(micro-dimples)，確認該斷面沒有疲勞條紋。

疲勞斷裂面可能發現沿晶破壞特徵，但多發生在低 ΔK 疲勞成長曲線門檻區(Threshold region)，當週期塑性變形區跟晶粒大小相當時，偶而可在局部區域發現單一的晶面。當斷裂面主要為沿晶破壞特徵，破裂機制應為應力腐蝕或脆性破壞等。所以疲勞並非起裂的主因。

高應力比/低交變應力強度因子之疲勞為主導裂紋擴展之可能機制，斷面形貌顯示疲勞裂紋擴展區主要為 Dimples，不是 Striations。單純從局部區域疲勞條紋間隔(striation spacing)大小，很難判斷螺栓承受之整體週期數目。麻田散結構鋼材疲勞紋路並不清晰，尤其在 stage I 成長區。疲勞成長曲線亦會受到 R-ratio 及 mean stress 等影響，無法從裂縫成長速率準確估算應力強度因子及負載大小。

(I-2) 項委員有條件同意，提出之意見為：“因此可確認：裂紋擴展沒有受到瞬間衝擊力(極快速應變率)之影響。”裂紋擴展與瞬間衝擊力(極快速應變率)並不矛盾，因此上述論斷請台電再斟酌。

台電公司再補充答覆為：裂紋擴展來自於運轉中之應力負荷，SRV 及 S/D 所引起的振動亦為運轉中之應力負荷，此部分已涵蓋於電廠設計或後續之分析中，是使裂紋擴展之應力來源之一。原答覆內容中之瞬間衝擊力對裂紋擴展之影響意指由金相分析中並未觀察到有如地震儀所量測到的巨大作用力對螺栓造成拉斷現象。地震儀所記錄到的讀值是運轉中應力引起的高頻振動對其產生放大效應之結果。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

3. 斷裂螺栓在執行成份分析或進行機械性質分析時，實驗室儀器要經過 TAF 認證(ISO 17025 實驗室認證)的程序，須澄清實驗室資格(III-50)。台電公司之回覆說明為：

工研院材化所工電及結構元件研究室為 TAF 之認證實驗室(認證編號：0115)，認證依據為 ISO/IEC 17025:2005，認證範圍為測試領域之金屬件的拉伸(01.01)，以及洛氏硬度(M101)、勃氏硬度(M102)及微硬度測試(M103)。測試中所使用的設備均經過校正，並具追溯性。(TAF 證書已附)。核研所化學組採用金屬碳硫分析設備雖非經 TAF 認證，但使用分析方法為自有分析方法 (in-house method)，參考碳硫分析專業廠商 LECO 公司原廠文件撰寫，並經過可追溯至 NIST SRM 之校正用金屬標準件作為校正，確認分析數據之可追溯性。

5 月 31 日委員審查意見如下：使用校正片並不代表可追溯性，沒有經過認證的實驗室，其所產生的數據是不能作為證據的，這就如三聚氰胺，很多實驗室可以檢驗，所用的校正片也合乎規定，但沒有認證，其數據就是不能使用。因此核研所的實驗室其檢驗數據有待商榷。

台電公司再提出補充說明為：核研所為通過 ISO9001:2008 驗證之單位，化學組實驗室亦在此 ISO9001 的品質系統監督下，進行碳硫成

份分析之業務。核研所化學組執行核二廠螺栓試片之碳硫成份分析，所採用的設備係由國際指標廠商(LECO)提供，分析方法更採用 ISO 9556 及 ISO 4935 國際標準，此外亦使用追溯至美國國家標準之標準物質(NIST SRM)校正分析儀器，使其分析結果可追溯至國際標準。核研所化學組以謹慎態度處理此分析工作，除對分析儀器執行品質管控外，分析人員與環境設施亦符合實驗室認證之要求。核研所化學組透過以上嚴謹的品質管理作業，其分析數據準確度是可信的。

台電公司之回覆說明，經審查結果提出後續管制要求為：台電公司爾後使用之檢測數據，要經 17025 實驗室認證的實驗室進行，數據才能做為依據。

4. 韌窩破壞為塑性變形(慢速應變率)之結果，須澄清慢速應變率的範圍 (II-11)。說明裂縫成長部份以較高倍的 SEM 觀察分析結果 (III-41)？台電公司之回覆說明為：

對材料而言，沒有一定之標準(clear cut)來界定慢/快速應變率的範圍，應變率快慢與否是一個相對反應，因應變率與材料本身對機械性質之反應、測試溫度、環境(如氧含量、氫含量、水媒).....等，直接相關。就此(及一般鋼材)螺栓材質而言，一般機械拉伸試驗所產生之應變率(strain rate)，其範圍為 $10E-5 \sim 10E-3$ ，若 $>10E-2$ 以上，或許可視為快速應變率； $<10E-6$ ，則視為(極)慢速應變率。對韌性材料而言，若力量(應力)夠大且應變率不會太快，則材料將因降伏(yielding)而開始產生差排(dislocations)，經由差排滑移(slip)運動來產生塑性變形(形成韌窩，dimples)，以釋放應變能；若受應力當下應變率對該材料相對太快，則差排滑移運動量尚不足以產生塑性變形以釋放應變能時，材料本能反應便是以脆性破壞，如劈裂(cleavage)及/或沿晶斷裂(intergranular cracking)等方式來形成破裂面，如此得以釋放應變能，而且，差排滑移運動是需要時間的。

經由 SEM 高倍率觀察，確認裂紋擴展(Crack propagation)區破壞形貌為韌窩(Dimples)，其可能且合理之主導機制為高應力比/低交變應力強度因子之疲勞破壞（參考資料 13）；韌窩分佈及比例依斷裂螺栓裂紋擴展範圍大小而有所不同。假如可觀察到斷裂面之疲勞條紋，並能確認疲勞條紋數目及間隔，則可藉由破壞力學及疲勞分析方法，推估螺栓所受應力循環數目與交變負載的大小。但目前台電公司在已檢驗之螺栓斷裂面上，均無法研判疲勞條紋之間距，因此目前無法推斷交變負載的大小。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

5. 每次停機後，反應器的環境溫差變化也會有 100 度左右，此類熱應力變化產生的問題在計算書中是否有考量（II-14）？台電公司之回覆說明為：

每次起停機，反應爐支撐裙板會接受 1 個熱負載導致錨定螺栓承載 1 個熱應力，其所造成軸向拉力在錨定螺栓斷裂結構安全分析報告中有列入計算。另此熱應力變動係因起停機所致，所以變動頻率非常小。台電公司已在以 UT 測試能力極限下之假設裂縫寬度，裂紋成長速率評估列入計算，計算方式詳參考資料 14。

在評估計算書中所考量熱負載是整體性的；原設計計算書及奇異公司提供的 thermal circumferential moment of circumference based on mean diameter of RPV skirt (或簡稱 thermal moment)及 thermal radial shear of circumference based on mean diameter of RPV skirt(或簡稱 radial shear)等兩項負載即為委員所關心的由於反應器周遭環境溫差變化所造成之熱負荷。此項熱負載為整體反應爐裙板熱漲造成在法蘭部位產生 moment 及 shear。雖然此項負載是整體性的，但在設計螺栓之強度需求時，必須針對每支螺栓所承受之應力加以考量，其中，thermal moment 熱負荷所造成個別螺栓之熱應力在設計時，均保守假設每 6 度法蘭跨距(含內外圈螺栓各 1 支)取為自由體(free body)，亦即周邊均

無侷限之邊界條件下，施加分屬於該跨距之 thermal moment，進而計算個別螺栓之軸向力。而 radial shear 則在 RPV skirt 滑移分析中納入計算。本次繼續運轉評估(JCO)所進行的「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」，thermal moment 均有納入臨界裂縫尺寸評估及疲勞壽命評估。至於 radial shear 因被摩擦力抵擋住(即沒有滑移疑慮)，因此，此項負載並未施加在螺栓上，因此，針對螺栓之安全評估均不必納入。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

6. 螺栓牙部具高應力集中現象？澄清牙部轉造加工成型可能導致牙根高應力集中 (II-18)？

台電公司之回覆說明為：本次更換工作，奇異公司所提供之螺栓新品之螺牙加工為車製，品管文件中並未提供搓牙部牙型輪廓，台電公司將續向奇異公司洽詢螺栓搓牙部牙型輪廓。台電公司之回覆說明，經審查結果列入後續管制項目。

7. A2 螺栓斷裂位置在頂部以下 18.2 吋處，澄清可能原因 (I-11)

(II-13)？此次發生斷裂或發現裂紋 indications 的螺栓都在內圈，其可能原因檢討 (I-12)。台電公司之回覆說明為：

熱室檢驗發現，A2 錨定螺栓斷口(18.2 吋)區域之螺桿表面嚴重磨損，研判是斷裂前即有表面磨損的現象，而因斷裂傾斜再造成磨損的機率很小。如果斷裂前先接觸時，螺栓斷裂前螺桿與 skirt flange/mounting plate 接觸(不論什麼原因)，則應力重新分配，使得位於螺桿區接觸點之應力，有機會大於螺牙之應力集中，並產生一彎曲力矩，由於接觸位置具有螺栓既存之孔洞(縱使孔洞於螺桿橫節面分佈均勻)，因此彎曲應力+單軸向拉伸預應力+孔洞應力集中效應+其他非預期之應力，使得螺桿接觸點(材質缺陷處)因過高之張應力，引發開裂，最終造成斷裂。斷裂前因接觸摩擦以致造成斷口下緣嚴重磨損，斷裂後螺桿因失去另一端固定端(fixed end)之侷限，於是斷裂螺桿有機會歸

正(in place alignment)，在電廠長期運轉條件下，所述螺桿面在 skirt flange 與 mounting plate 接縫位置顯現環向均勻磨痕。接著，也是最重要地，如此斷裂情境造成之破壞，才會於斷面形成裂紋擴展方向左右對稱輻射狀徑向破壞紋。

正常運轉中，支撐裙板主要是接受垂直向上(vertical upward)力及熱力矩(thermal moment)之負荷，並沒有 SSE 及 LOCA 負荷，其中垂直向上力作用下，支撐裙板內外圈位置所受負荷相同，但在熱力矩負荷作用下，支撐裙板內圈(受拉力)所受負荷遠大於外圈(受壓力)，因此內圈受力損壞之情形應比較可能。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(二) 螺栓劣化環境探討

因建廠露天環境造成水分侵入，產生腐蝕性環境。依 GALL Rev. 2 第三章結構與組件支撐之分類，核二廠 RPV anchor bolt 為 ASME Class 1 管路與組件之支撐，材質為降伏強度大於 150ksi 的高強度低合金鋼，為高強度結構螺栓組件，在室內無空調環境下的老化效應或機制可能產生應力腐蝕龜裂。(NUREG-1801 Rev2) (參考資料 12)

後來隨著露天環境改善，及後續空調環境及機組運轉，積存之水分乾燥後，腐蝕環境消失，裂紋停止增長。腐蝕性環境應為一致性，但事件結果顯示受到影響的只侷限部分螺栓，而且建廠階段之腐蝕環境並沒有相當嚴苛，因此應有某些促進裂紋生成之因素。

本節審查委員主要的審查發現彙整如下：

1. 螺栓老劣化的環境因子查驗結果(I-6)? 7 支斷裂螺栓肇因分析報告? (AI-2) (AIII-3) (AEC-1) (AEC-3)。台電公司之回覆說明為:

將於螺帽與裙板法蘭以漆線標示其相對位置。由現場檢視結果，螺栓組件表面雖有褐色鏽斑，以歷經 30 年運轉時間而言，螺栓所處環境堪稱良好。而由 A2、C6、D14 金相分析，斷裂的起始肇因係熱處理不當或高含硫成分的螺栓，因施工不良產生的脆裂裂紋或建廠初期

露天環境衍生的應力腐蝕產生之裂紋。長的裂紋會釋放大部分螺栓預力，故螺栓不會因高張力而瞬間斷裂，但於運轉條件下承受較高之疲勞負荷，加上裂縫較長，裂縫強度因子將高於門檻值，使裂縫因疲勞而成長，直到斷裂。而對於微小裂紋之螺栓仍維持大部份預力，只有部份運轉之疲勞負荷傳遞至螺栓，相對而言，在運轉應力下，裂縫強度因子仍處於門檻值以下，故不致因疲勞而使裂紋成長。再者，由斷裂面的腐蝕產物厚度可得證明裂紋緩慢長時間逐漸成長，不至於瞬間斷裂。經觀察及 PT 檢測另 4 支螺栓裂紋均為發生於螺牙位置的表面裂紋。此 4 支出現裂紋之螺栓肇因分析如下：由 B10 螺栓金相分析檢驗結果顯示，該螺栓斷裂起裂肇因為脆性破裂或應力腐蝕龜裂所造成；另由非破壞檢測結果，其餘 3 支未斷裂之螺栓(B13、C9、D11)裂紋型態與 B10 類同。如同審查意見 (AEC-1) 答覆內容，長的裂紋會釋放大部分螺栓預力，故螺栓不會因高張力而瞬間斷裂，但於運轉條件下承受較高之疲勞負荷，加上裂縫較長，裂縫強度因子將高於門檻值，使裂縫因疲勞而成長，直到斷裂。而對於微小裂紋之螺栓仍維持大部份預力，只有部份運轉之疲勞負荷傳遞至螺栓，相對而言，在運轉應力下，裂縫強度因子仍處於門檻值以下，故不致因疲勞而使裂紋成長。由 B10 螺栓之金相分析，顯示是由應力腐蝕裂紋機制，亦即是階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。初始裂紋形成後，其後續成長機制同為疲勞裂紋增長。另由 Phased Array 超音波檢測判定另 3 支有裂紋顯示的螺栓，其裂紋形貌與 B10 雷同，判斷起始區與 B10 相同，有相同之肇因。

螺栓斷裂肇因為階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。初始裂紋形成後，其

後續成長機制為疲勞裂紋增長。如初始裂縫過長，高剛性螺栓預力將大幅降低。微裂之螺栓仍維持大部份預力。而預力大幅喪失之螺栓，在運轉中承受較高之疲勞負荷，加上裂縫較長及材料特性等，裂縫強度因子將高於門檻值，產生疲勞裂縫成長，裂縫會持續增長直到斷裂。微裂之螺栓仍維持大部份預力，只有部份運轉之疲勞負荷傳遞至螺栓，相對而言，在運轉疲勞應力下，裂縫強度因子仍處於門檻值以下或在門檻值區域，裂縫成長趨向停滯或成長極為緩慢。由肇因分析，SCC 裂紋生成需三個因素同時存在方可達成；而螺栓裂紋初始成長機制於施工結束及環境改善後即停止，因此不會有新增裂紋。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(三) 螺栓材料問題探討

核二廠一號機斷裂錨定螺栓微量元素分析結果如下表所示，（摘錄自參考資料 3），可以澄清其材料性質。斷裂螺栓材質符合反應爐支撐裙板錨定螺栓 ASTM A-540 Gr. B23 化學成分設計規範。

編號	瑕疵情形	C	Mn	P	S	Si	Cr	Ni	Mo
建廠規範		0.37-0.44	0.6-0.95	≤0.025	≤0.025	0.15-0.35	0.65-0.95	1.55-2.00	0.20-0.30
8073029 CMTR		0.385	0.71	0.01	0.012	0.28	0.75	1.68	0.21
61765 CMTR		0.38	0.75	0.012	0.018	0.26	0.78	1.72	0.22
61236 CMTR		0.39	0.69	0.012	0.022	0.27	0.82	1.8	0.24
A2	斷裂	0.43	0.74	0.006	0.013	0.26	0.79	1.77	0.23
C6	斷裂	0.4611	0.75	0.01	0.0244	0.28	0.78	1.73	0.23
D14	幾近斷裂	0.3851	0.73	0.01	0.0242	0.29	0.73	1.64	0.2
B10	裂紋	0.3998	0.68	0.01	0.0169	0.31	0.82	1.82	0.23
B13	裂紋	0.3876	0.75	0.01	0.0228	0.26	0.76	1.67	0.21
C9	裂紋	0.3792	0.76	0.01	0.023	0.26	0.76	1.71	0.21
D11	裂紋	0.3818	0.74	0.01	0.021	0.29	0.77	1.7	0.22
新品		0.39	0.73	0.011	0.016	0.28	0.76	1.72	0.24

核二廠一號機斷裂錨定螺栓機械性質測試結果如下表所示，（摘錄自參考資料 4），可以澄清其機械性質。

編號	爐號	裂紋情況	抗拉強度 ksi	降伏強度 ksi	伸長率 %	斷面縮率 %	Charpy Test Ft-lb@10°F	Charpy Test Ft-lb@90°F
規範			≥ 165	≥ 150	≥ 10	≥ 35	Information Only	Information Only
建廠			168~174	155~161	15~16	52.6~54.3	26~38	48~54
建廠	61236		173.9	161.6	15	53	26~28	48~49
A2	61236	斷裂	189	171.7	14.2	46.2	試片不足	26.74
C6	61236	斷裂	175.1	154.2	14.7	45.5	19.26	26.03
D14	61236	幾近斷裂	173.7	159.1	16.6	53.1	38.52	試片不足
B10	61236	裂紋	164.2 158.2 158.1	138.6 138 138.4	16.4 17.2 17.8	53.5 53.2 53.1	28.03	42.53
B13	NA	裂紋	143.3	120.5	18.7	55.4	試片不足	42.37
C9	61236	裂紋	159.2 159.8	138.7 139.6	18.3 17.3	56.1 55.8	試片不足	43.25
D11	NA	裂紋	179.4	167.9	15.8	49.5	試片不足	40.96
新品			166~171	151~157	15~16	47~51	34~40	NA

(參考資料 6~9) 測試結果之斷裂錨定螺栓表層硬度值，與 ASME Sec II Part A, SA-540/SA-540M 材質機械性質規範(參考資料 11)比較，確認符合規範 B23 Class 1 (Dia. : to 3 inches, included) : HB 321~ 415 之要求。

本節審查委員主要的審查發現彙整如下：

1. 螺栓斷裂面是否熱處理不當造成回火脆性？(I-9) 以火焰切除斷裂螺栓時，是否對螺栓造成不當熱處理(II-6)？台電公司之回覆說明為：

熱處理不當(如回火時間過短或回火溫度過低；規範要求回火溫度 $\geq 450^{\circ}\text{C}$)會導致螺栓發生脆性沿晶斷裂。目前 A2 試片之金相檢驗結果有硫化物粗大情形，顯微組織為回火麻田散鐵，後續斷裂試片將特別注意檢驗，以確認是否有熱處理不當現象。謹依原能會意見將轉達奇異公司加強監督，台電公司亦會加強各項檢驗報告審查。以火焰切割時，至少保留 2 英吋以上距離，不致造成不當熱處理。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 依據目前核研所的檢驗 A2 及 C6 的碳含量 0.46% 超過規範 0.37~0.44% 範圍(硫的含量也在規範高標)，與台電 CMTR 的數據並不一致之澄清 (III-21) ? 台電公司之回覆說明為：

C6 碳含量([C])碳硫分析儀數據(分析 3 次):

第 1 次: 0.4595/0.4742/0.4564/0.4544	[C]mean= 0.4611%
第 2 次: 0.4280/0.4297/0.4296/	[C]mean= 0.4291%
第 3 次: 0.4494/0.4321/0.4432/	[C]mean= 0.4416%
	Avg. [C] = 0.4439%

ASTM A540 規範 [C] variation 允許值: 0.02%。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

3. 內圈螺栓斷裂與有裂紋指示的螺栓都屬於 61236 與 61765 兩批號的材料，且由 A2 與 C6 的材料檢驗中都發現碳含量都相當高，分析報告亦指出硫化物，材質中有粗大硫化物存在，經過長時間的外力作用下，此硫化物造成應力集中，很容易生成裂縫，請台電公司澄清其他 53 根螺栓中為 61236 與 61765 批號的材質不會與現有七根螺栓具有相同的問題 (III-36)。台電公司之回覆說明為：

3 支斷裂之螺栓(A2、C6、D14)及 2 支有裂紋顯示之螺栓(B10、C9)其母材爐號為 61236，另 2 支有裂紋顯示之螺栓(B13、D11)則不可考。61236 爐號部份有粗大硫化物的問題，經肇因分析顯示：螺栓斷裂的起始肇因係因施工不良產生的脆裂裂紋或建廠初期露天環境衍生的應力腐蝕產生之裂紋，故於現在運轉條件下不致產生新的起始裂紋。原已存在之微小裂紋之螺栓仍維持大部份預力，只有部份運轉之疲勞負荷傳遞至螺栓，在運轉應力下，裂縫強度因子仍處於門檻值以下，故不致因疲勞而使裂紋成長。其餘 113 支螺栓均已經超音波檢測，並未發現可偵測到之裂紋。材料中所含的碳成份，於本案肇因中並無明顯的影響。

由肇因分析顯示，階段性腐蝕性環境、以前施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。初始 SCC 裂紋生成需三個因素同時存在方可達成；而螺栓裂紋初始成長機制於施工結束及環境改善後即停止，因此不會有新增裂紋。

其他的螺栓在 560 kips 預力查驗前及查驗後，全數依照美國機械工程師學會(ASME)法規執行超音波檢測，檢測結果均合格，並無存在 2.5mm 以上之裂紋。即使存在有超音波無法測得的細微初始裂紋存在，經由金相及裂紋成長機制之分析，其裂紋成長是相當的緩慢，而在達到臨界破壞深度前，將歷經非常長的時間，因此藉由每 18 個月之定期超音波檢測，可以檢測出有成長的裂紋。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

三、審查小結

本章審查委員對於(一)螺栓應力來源及裂紋成長機制 (二)螺栓劣化環境探討 (三)螺栓材料問題探討等三小節審查後，達成以下結論：

- (一)本案螺栓斷裂的起始肇因是階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵而產生應力腐蝕龜裂(SCC)。由分析結果顯示初始裂紋之形成，需三個條件同時成立，因此當階段性腐蝕環境改善後即不會有新增裂紋，而原已形成存在之腐蝕裂紋，也會停止以應力腐蝕機制增長。
- (二)螺栓初始裂紋形成後，其後續成長機制為疲勞裂紋增長。如初始裂縫過長，高剛性螺栓預力將大幅降低。微裂之螺栓仍維持大部份預力。而預力大幅喪失之螺栓，在運轉中承受較高之疲勞裂縫成長驅動力，加上裂縫較長及材料特性等，裂縫強度因子將高於門檻值，產生疲勞裂縫成長，裂縫會持續增長直到斷裂。
- (三)螺栓疲勞斷裂面可能發現沿晶破壞特徵，但多發生在低 ΔK 疲勞成長曲線門檻區(Threshold region)，當週期塑性變形區跟晶粒大小相當

時，偶而可在局部區域發現單一的晶面。當斷裂面主要為沿晶破壞特徵，破裂機制應為應力腐蝕或脆性破壞等。所以疲勞並非起裂的主因。經由 SEM 高倍率觀察，確認裂紋擴展(Crack propagation)區破壞形貌為韌窩(Dimples)，其可能且合理之主導機制為高應力比/低交變應力強度因子之疲勞破壞。

在起始肇因的模式澄清後，審查委員對於於審查過程中所提出之問題，台電公司對斷裂螺栓金相、疲勞、機械性質分析等描述內容，審查委員提出之後續之管制意見，如下：

- (一)奇異公司負載是理論分析，可能遺漏某些因素而無法解釋地動隨方向之差異，此問題牽涉到斷裂螺栓是否與隨方位改變的受力有關，台電應請奇異公司就相關議題持續與系統專家討論，強化後續分析。
- (二)奇異公司所提供之螺栓新品之螺牙加工為車製，品管文件中並未提供搓牙部牙型輪廓，台電公司應續向奇異公司洽詢螺栓搓牙部牙型輪廓。
- (三)台電公司爾後使用之檢測數據，要經 17025 實驗室認證的實驗室進行，數據才能做為依據。
- (四)台電公司應針對核能二廠兩部機組反應爐支撐裙板錨定螺栓應力監測，研提可行性評估計畫（例如螺栓加裝 Strain gauge 等方式），提送本會。

本節其餘項目經審查結果，可以接受。審查委員提出之後續之管制意見將納入第六章總結之後續之管制要求項下，要求台電公司確實執行。

四、參考資料：

1. 「Degradation and Failure of Bolting in Nuclear Power Plants, Volumes 1 and 2」, EPRI NP-5769, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, April 1988.
2. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」-第七章「肇因分析」，民國 101 年 5 月 7 日。

3. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件三：「核二廠一號機斷裂錨定螺栓微量元素分析結果表」，民國 101 年 5 月 7 日。
4. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件四：「缺陷螺栓性質比較表」，民國 101 年 5 月 7 日。
5. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件五：「核二廠送驗之 RPV 支撐裙板錨定螺栓 Phased Array 超音波評估報告」，核能研究所燃材組非破壞檢測實驗室，民國 101 年 5 月。
6. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件六：「核二廠一號機反應爐支撐裙板 A2 斷裂錨定螺栓熱室檢驗初步報告」，核能研究所，民國 101 年 5 月 7 日。
7. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件七：「核二廠一號機反應爐支撐裙板 C6 斷裂錨定螺栓熱室檢驗初步報告」，核能研究所，民國 101 年 5 月 7 日。
8. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件八：「核二廠一號機反應爐支撐裙板 D14 斷裂錨定螺栓熱室檢驗初步報告」，核能研究所，民國 101 年 5 月 6 日。
9. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第七章肇因分析-附件九：「核二廠一號機反應爐支撐裙板 B10 斷裂錨定螺栓熱室檢驗初步報告」，核能研究所，民國 101 年 5 月 6 日。
10. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全

評估報告」第七章肇因分析-附件十三：「錨定螺栓失效過程分析推論」，工業技術研究院，民國 101 年 5 月 9 日。

11. ASME Sec II Part A, Specification for Alloy-Steel Bolting Materials for Special Application, SA-540/SA-540M, pp969-981, 1998.
12. Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report — Final Report (NUREG-1801, Revision 2), December 2010.
13. RJ Morrissey et. al., " Frequency and stress ratio effects in high cycle fatigue of Ti-6Al-4V" , Intel. J. Fatigue, 21, pp679~685, 1999 。
14. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第八章安全運轉評估-附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev5」，民國 101 年 6 月 4 日。

第三章 地震儀紀錄之分析與處理

一、概述

本章針對 101 年 03 月 16 日 05:50 核二廠一號機大修停機時，將反應爐運轉模式開關切至停機位置時，觸動反應爐基座裙板處地震儀（編號 XE-105），其中垂直向最大加速度值達 0.29g，但其加速度歷時呈現異常波形。雖然模式開關切換時，急停蓄壓器的液壓壓力推擠控制棒或插入反應爐會產生垂直向振動，但此訊號與以往紀錄有所不同，核二廠針對 0.29g 進行分析，並評估 0.29g 對系統組件影響、探討地震儀不穩定訊號，並提出振動監測改善及計畫，簡要說明如下：

(一)0.29g 來源與訊號分析

為探討 0.29g 振動源，核二廠檢視 101 年 03 月 16 日所有地震儀資料，除了反應爐基座裙板處地震儀外，其它 8 只地震儀，在垂直方向均未收錄超過 0.04 g 之加速度紀錄，因此排除 0.29 g 是由於生物屏蔽牆之外的外力造成。經追查以往停機過程紀錄，在運轉模式開關切至停機位置時，反應爐確實會有一振動力，並觸發地震儀記錄（詳參考資料 2）。分析當日反應爐基座裙板處地震儀垂直向最大加速值 0.29g 之歷時圖及富氏譜，此地震儀在觸發前即有不穩定現象，而在觸發後，其歷時波形則呈現不對稱性，為一向上脈衝波，振動訊號超過 0.2g 之時間僅為 0.2 秒。進一步於大修期間進行反應爐基座裙板處地震儀之校正及狀況重建，發現此地震儀在南北向、東西向均正常，但垂直向訊號卻有不穩定現象。

核二廠將此地震儀送交至國家地震工程研究中心進行測試驗證後，其南北向、東西向均反應正常，而垂直向在引發振動後仍有不穩定的現象產生。但仍無法判別此地震儀是在哪個時間點上已造成此不穩定現象（參考資料 3）。

核二廠分析在當日運轉模式開關切至停機位置時，反應爐基座裙板附近瞬間有振動力產生，而此地震儀因安裝於反應爐基座裙板處，雖然地震儀係量測地震行為及地震量大小之儀器，但是此局部區域瞬間之振動量亦

會讓此地震儀有所反應。當時反應爐基座裙板處地震儀所量得之 0.29g 振動波訊號，雖然包含有背景雜波、地震儀零點上下晃動之失真訊號，但採用保守性之評估時，將此二者列入振動量來進行評估。

(二)0.29g 對系統組件影響

依據送審報告第八章附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」（參考資料 4）分析，在 Faulted condition(SSE+LOCA) 下(承受 1083kips 垂直上揚力)，並不會對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞有威脅性；因此即使有 0.29g(<SSE+LOCA)之交變垂直上揚力，亦不可能造成反應爐支撐裙板錨定螺栓疲勞破壞。另核二廠反應爐之振動頻率為 8.29 Hz，經由反應爐垂直方向之設計基準反應譜(高程-8'，詳參考資料 1)，查得反應爐裙板位置其垂直加速度 OBE 約為 0.57 g，SSE 約為 0.93 g(反應爐基座高程-9'4"處垂直向加速度 OBE 為 0.16g，SSE 為 0.37g)。而核二廠反應爐支撐裙板之固定螺栓於設計時，亦採用反應爐之分析數據作為設計參數，即考慮 OBE 及 SSE 之設計條件。若地震儀記錄到最高之垂直加速度實際值已達 0.29 g，仍小於反應爐垂直設計加速度 0.57 g (OBE)及 0.93 g (SSE)，在設計安全範圍之內。

核二廠檢視 3 支損壞錨定螺栓斷裂處之氧化層已存在一段時間，並非新的斷裂面，所以錨定螺栓斷裂原因應與 0.29 g 振動量無關。

核二廠於一號機第 22 次大修大修中完成下列各項檢測：

1. 依程序書 708.3.4「反應器內部組件目視檢查」執行反應爐內部組件檢查。（參考資料 5）
2. 依營運檢測計畫執行安全管路/管嘴非破壞檢測，共檢測完成 59 口：包括再循環管路焊道 19 口，管嘴 29 口及爐水淨化系統（RWCU）管路焊道 11 口。（參考資料 6）
3. 依程序書 732.6-IST「核能級組件支撐目視檢查程序書」檢查反應爐支撐裙板。（參考資料 7）

4. 依程序書 612.3.7 「控制棒驅動殼支架檢查」檢查控制棒驅動系統殼支架。(參考資料 8)
5. 依程序書 575 「地震緊急程序書」執行全廠巡視。(參考資料 9)
6. 依程序書 295 「反應爐壓力槽系統洩漏試驗」，執行反應爐加壓後壓力槽系統整體之洩漏測試。(參考資料 10)

核二廠依程序書執行以上各項檢測結果正常，確認反應器周邊組件、廠房及設備均無損壞發生，並未受到此可能高達 0.29g 振動波衝擊影響。
註：LOCA:Loss of Coolant Accident；OBE:Operating Basis Earthquake；SSE: Safe Shutdown Earthquake

(三)地震儀不穩定訊號探討

核二廠地震監測系統所有地震儀中，僅有反應爐基座地震儀位於高輻射、高溫環境，且此地震儀垂直向長期處於高頻振動環境(安裝處之鐵板平台或護欄振動引發之高頻訊號)，此一背景振動量約為 0.01g 左右。核二廠評估在此惡劣且長期高振動的環境下，經過一段時間後即可能會造成感震器內部組件(平衡元件)之疲乏，因而造成零點晃動及訊號的不穩定。

核二廠將此地震儀送往國家地震工程研究中心進行訊號比對(參考資料 3)，比對過程中，使用不同的標準振動訊號(模擬 921 大地震/8Hz 正弦波/25 Hz 正弦波)，此地震儀在水平向正常，但在垂直向的零點均會隨時間而逐漸漂移至 full scale ($\pm 10V$)，進而造成垂直向訊號顯示值為 2g (full scale)；此時地震儀已無法進行自我修正，因而零點逐漸漂移。

(四)振動監測改善及計畫

核二廠已新增 8 只振動加速規(位置如圖 3-1)，用來進行長期監測反應爐基座裙板之振動狀況，另為減少地震儀所在位置之外在高頻干擾，將再增加地震儀安裝處之鐵板平台斜撐支架或鋼樑，並移除平台上之護欄，而為提高此地震儀之可靠度，亦將於每次大修定期更換此地震儀(參考資料 11)。核二廠另建立特殊程序書，用以監測記錄一號機反應爐裙

板處在啟動/運轉等各階段的振動值，並依據此程序書收集反應爐裙板處振動監測所必要的背景資料，作為判定機組需降載/停機之評估依據。

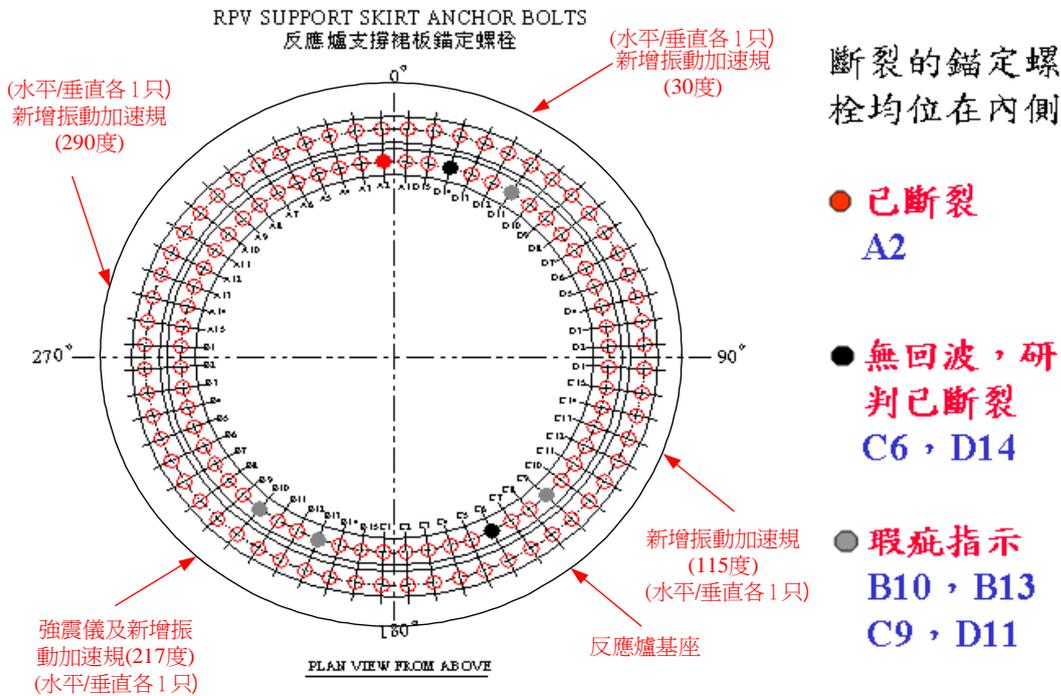


圖 3-1:核二廠新增 8 只振動加速規位置 (摘錄自參考資料 11)

二、審查發現

針對核二廠地震儀紀錄之分析與處理的審查，本會審查委員主要的審查發現彙整如下四節，詳細內容可見審查意見與答覆：

(一) 0.29g 來源與訊號分析

1. 現有儀器進行測試，仍無法回答 0°、180° 方向是否有異常放大效應問題之澄清 (IV-12)？現代強震儀均為數位紀錄連續監測應為可行，可利用來監測結構物動態特性 (IV-11)。台電公司之回覆說明為：

由於現場環境因素，在 0°、180° 方向處並不適合加裝振動加速規，因此選擇在 30°、217° 處加裝振動加速規，同時為監測其他方位之振動量，在 115° 及 290° 處亦各加裝有振動加速規；由於加裝之振動加速規

是平均分佈在反應爐基座裙板 4 個方位，因此當反應爐基座裙板有振動發生時，振動量會傳遞至附近之振動加速規，藉由振動加速規的量測分析，並與正常背景基線比較後，可判斷振動量來源之方向。

目前 8 只振動加速規是連續記錄的，主要由這 8 只振動加速規來監測結構物之動態特性；另為加強此地震儀之監測紀錄的靈敏度，目前已將地震儀觸發設定由 0.16g 降至 0.015g，且每星期定期手動觸發此儀器進行分析，所以當結構物發生動態特性改變時，可即時得知。

(IV-11) 項 5 月 31 日委員審查意見為：台電提出之方案可接受，以下為建議：如果將現有設備改成連續觀測並加警報器，除了可顯著改進振動監測之外，並且可免除本(螺栓案)中大部分引起爭議的問題。

- (1)節省人力(手動觸發及分析紀錄之人力)，
- (2)可全程監測運轉期間所引發之所有振動，
- (3)在出現異常振動時，即時提出預警，

這監測計劃只需在初期投入非常小的投資，則可透過監測了解運轉引發之所有振動，並即時偵測異常振動，值得台電考慮這項投資。

台電再提出補充答覆為：新加裝 8 只振動加速規已具有連續觀測功能並將加裝警報器。目前新加裝之反應爐基座裙板振動監測設備(8 只振動加速規)已具有連續觀測及記錄功能，而且控制室運轉員可即時監測相關位置之振動值；同時已建立特殊程序書，將監測/收集 8 只振動加速規及地震儀在啟動/運轉等各階段的振動值，並據此建立出現異常振動之即時警報設定值，以及判定機組需降載/停機之振動值依據。目前地震儀觸發設定值由 0.16g 降至 0.015g，當觸發時亦可提供即時警訊，可提供警報器之功能。

台電公司之回覆說明，經審查結果委員提出後續管制要求如下：

- (1)建議將 8 只振動加速規與警報系統聯結，並設定 2 只或以上之加速規偵測到異常振動再啟動警報，以減少誤發警報。

(2)強震儀之觸發值設定不宜太低，以防漏失大地震之紀錄（大地震之前可能出現一系列前震，觸發設定值太低，有可能在大地震之前即用完強震儀儲存資料之記憶體）。

台電公司其餘意見之回覆說明，經審查結果可以接受。

(二)0.29g 對系統組件影響

1. 機組於每次大修反應器切換到 S/D mode 時均會引起反應器廠房之震動問題（Ⅲ-22）（Ⅲ-23）（Ⅲ-24）。建議詳細分析量得 0.29g 時反應爐運轉模式開關切換到停機位置時，與後續模擬測試時作相同切換時，reactor internal 的各種狀況詳細比較其異同。例如是否有暖機切換與冷機切換的差別，內部各處組件之溫度、壓力是否有差異，如有則此類差異可能引發的後果如何（Ⅲ-47）？台電公司之回覆說明為：

歷年運轉模式開關切停機、SRV 引動紀錄及其加速度歷時圖和反應譜資料整理已提供審查委員。在停機過程，依程序書 245 於控制棒全入後，運轉員須將反應器主開關 Mode Switch 由 startup 切至 shutdown 位置。停機操作 Mode Switch 僅需切換一次，之後的切換均係配合相關偵測試驗的需求而執行切換。

96 年 9 月 29 日 21:53 及 21:56 係配合儀控組執行『601.12 反應爐模式開關在停機位置功能測試』程序書測試，雖在該程序書中僅切換 Mode Switch 乙次，但因時間久遠，推斷本次切換兩次，可能是當時執行該程序書時有些步驟有疑問，故再執行切換 Mode Switch 乙次，重新確認以完成該份程序書。另 99 年 10 月 07 日 05:53 Mode Switch 切 Shutdown 為配合儀控組執行『601.12 反應爐模式開關在停機位置功能測試』程序書；15:17 Mode Switch 切回 Shutdown 位置是因為於 13:33 配合儀控組執行『601.2.1APRM SET DOWN 高中子通量及不動作功能測試與校正及 601.1.3 寬範圍中子偵測系統(WRNM)功能測試與校正』程序書，測試時需將 Mode Switch 置於 Refuel 位置，待程序書執行完畢後，值班依當時運轉情況再將 Mode Switch 置回 Shutdown 位置。

已在 101 年 4 月 14 日 22:23 將運轉模式開關切換至停機位置，以引動 HCU，來測試及確認相關儀器。將於機組起動前，再進行一次測試，以讀取完整之數據，並確認其功能及比較 XE-105 等地震儀之量測。101 年 4 月 14 日比對振動加速規與反應爐基座地震儀，同一位置之加速規及地震儀，最大加速值均約為 0.04g(已濾除高頻訊號)，其餘位置則約為 0.04~0.06g。

核二廠於 101 年 4 月 14 日所作之模擬測試，其目的是在安裝 8 只振動加速規之後，為了收集加速規與地震儀兩者所量取之加速值比較用，由於此測試時之爐水溫度約為 30°C，再循環泵無運轉，且又無蒸汽、飼水，與 101 年 3 月 16 日停機過程之爐水溫度 230°C，再循環泵在低速運轉，兩者運轉條件不同，因此不宜比較。但依常理暖機切換會較冷機切換振動值為大，但即使如 101 年 3 月 16 日之 0.29g 振動量，依下述評估，仍不致於造成影響：

- (1) 依據「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」4.2/4.3 節分析，在 Faulted condition(SSE+LOCA)下(承受 1083kips 垂直上揚力)，並不會對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞有威脅性；因此即使有 0.29g(<SSE+ LOCA)之交變垂直上揚力，亦不可能造成反應爐支撐裙板錨定螺栓疲勞破壞。
- (2) 另核二廠反應爐之基礎振動模式頻率為 8.29 Hz，經由反應爐垂直方向之設計基準反應譜高程-8'，詳見審查意見(III-47)，查得反應爐裙板位置其垂直加速度 OBE 約為 0.57 g，SSE 約為 0.93 g(反應爐基座高程-9'4"處垂直向加速度 OBE 為 0.16g，SSE 為 0.37g)。而核二廠反應爐支撐裙板之固定螺栓於設計時，亦採用反應爐之分析數據作為設計參數，即考慮 OBE 及 SSE 之設計條件。而強震儀記錄到最高之垂直加速度值 0.29 g，小於反應爐垂直設計加速度 0.57 g (OBE)及 0.93 g (SSE)，故仍在設計安全範圍之內。

(Ⅲ-22) 項委員有條件同意，提出之意見為：另請補充 1991/12/29 華航貨機墜毀於萬里鄉附近該事件核二廠地震儀有無動作？

台電公司再補充答覆為：1991/12/29 華航貨機墜毀於萬里鄉附近，並未觸發核二廠地震儀動作。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(三)地震儀不穩定訊號探討

1. 因 XE-105 垂直向加速度超過 0.29 g，地震儀受環境溫度及輻射影響，地震儀應送原廠檢測等相關意見 (Ⅱ-9) (Ⅲ-14) (Ⅲ-47) (Ⅳ-5) (Ⅳ-6) (Ⅳ-7) (AⅢ-4) (AEC-8)。台電公司之回覆說明為：

此型式之強震儀與振動加速規在核二廠已使用多年，亦安裝在高溫及高輻射之乾井環境區域中，由以往背景訊號分析，核二廠所有地震儀僅有反應爐基座地震儀位於高輻射、高溫環境，且此地震儀垂直向長期處於高頻振動環境(安裝處之鐵板平台或護欄振動引發之高頻訊號)，此一振動量約為 0.01g 左右；因此在此惡劣且長期高振動的環境下，經過一段時間後即可能會造成內部組件之疲乏，因而造成零點晃動及訊號的不穩定。這些儀器核二廠每次大修時，均會依據程序書在標準振動平台上或廠家說明書來執行校正與測試工作。為減少外在因素影響訊號量測，已再針對此地震儀所在環境進行改善(鋼樑補強及護欄移除)，並已於 5 月 15 日施工完成。另核二廠已修訂程序書，每星期定期手動觸發此地震儀，以利分析判別。

經查 101 年 2 月 2 日手動觸發紀錄，此地震儀已有零點晃動現象，但此時晃動量仍相當小，當時核二廠初判為不影響儀器監測功能，且由於地震儀位於高輻射區內，運轉中無法進入查看，因此無法詳細檢查儀器狀況。核二廠分析 101 年 3 月 16 日反應爐基座裙板處地震儀垂直向最大加速值 0.29g 之歷時圖及富氏譜，此地震儀在觸發前即有零點上下晃動之不穩定現象，而在觸發後，其歷時波形則呈現不對稱性，為一向上脈衝波，振動訊號超過 0.2g 之時間僅為 0.2 秒。事後進行校

正、測試及送往國家地震工程研究中心進行訊號比對，此地震儀在垂直向有不穩定現象產生，因此當時所量得之 0.29g 振動波訊號，除了反應爐基座裙板附近瞬間振動力外，還有包含有背景雜波、地震儀零點上下晃動之失真訊號。地震儀雖經國家地震工程研究中心進行訊號比對測試，亦僅證實此地震儀已不穩定，惟仍無法有效判斷係脈衝波造成儀器故障或儀器故障造成脈衝波信號，因此依保守性決策，也進行相關安全評估及設備檢查，查證廠房及設備均無損壞，所以未受此振動波衝擊影響。未來處理地震紀錄時，遇有零點上下晃動情況時，會以長時間紀錄的平均值來消除零點基線的偏移量，以擷取分析更正確之地震量。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 地震紀錄之垂直方向有明顯震波放大問題之澄清 (III-16) (IV-10) ? 高溫、高輻射並非造成儀器故障主因之澄清 (IV-8) ? 台電公司之回覆說明為：

98 年 10 月 20 日地震紀錄除了反應爐基座地震儀較大外，其餘地震儀紀錄均相當小(依中央氣象局分類屬第 3 級-弱震等級)，同時分析比較歷年來較大之地震資料(如：921、331 大地震)及 100 年 4 月 30 日震央於核二廠附近之地震訊號，在反應爐基座之地震儀(XE-105)均僅量得 0.01~0.03g，所以 98 年 10 月 20 日反應爐基座地震儀的訊號確為異常(高頻成分相當大)；且在核二廠地震監測系統所有地震儀中，僅有反應爐基座地震儀位於高輻射、高溫環境，同時此地震儀垂直向長期處於高頻振動環境(安裝處之鐵板平台或護欄振動引發之高頻訊號)，此一振動量約為 0.01g 左右；因此在此不良且長期高振動的環境下，經過一段時間後即可能會造成內部組件之疲乏，因而造成零點晃動及訊號的不穩定。

因此，核二廠於一號機第 21 次大修(99 年 10 月)時進行此地震儀的支架補強工作；同時此次機組起動前完成地震儀平台改善計畫(增加

地震儀安裝處之鐵板平台斜撐支架或鋼樑，並移除平台上之護欄)。5月17日補充說明為地震儀安裝處之鐵板平台鋼樑補強及護欄移除改善，已於5月15日施工完成。

(IV-8) (IV-10) 項5月31日委員審查意見為：鐵板平台很短，似乎不容易產生懸臂樑式之振動，是否可能不是平台造成高頻振動，而是高頻信號呈現反應爐基座之特徵頻率。

台電再提出補充答覆為：影響反應爐基座地震儀之訊號除了安裝處之鐵板平台及護欄振動外，位於地震儀旁之反應爐再循環泵、管路及爐心水流亦是其高頻訊號來源；由於這些振動源係設備運轉時必然產生，因此本次改善主要針對地震儀基座平台進行改善，使其與反應爐基座結構物更加 rigid，讓地震儀可以更真實反應實際振動狀況。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(四)振動監測改善及計畫

1. 台電加裝振動監測 sensor 以利日後持續觀察分析 (I-6) (II-8)。監測改進計畫應即時 (real-time) 監測結構物的動態特性 (III-17)，強震儀相關記錄問題澄清 (IV-13)？監測計畫與爾後大修檢測方式及週期澄清 (AI-6)。台電公司之回覆說明為：

已於4月13日完成8只振動加速規加裝改善，4月14日執行運轉模式開關切至停機位置測試，驗證及確認振動加速規及地震儀功能正常，並可有效監測反應爐基座裙板之振動狀況。地震監測系統若採用即時(real-time)監測，其資料量將非常大，恐無法長時間連續錄取資料、或有真正地震時會因系統容量不足而無法錄取之問題；因此為彌補此不足處，目前已將地震儀觸發設定由0.16g降至0.015g，且每星期定期手動觸發此儀器進行分析，所以當結構物發生動態特性改變時，亦應可即時得知。另目前新增之振動監測系統(含8只振動加速規)，此系統為連續且即時之資料讀取系統，當結構物發生動態特性改變時，運轉人員已可即時得知及採取相關應變措施，以防止問題擴大。另由於地

震頻率，主要落在 1~10Hz，因此地震儀器在設計校準時，主要是針對頻率 50Hz 以下之訊號，對高頻訊號量測並不是相當準確。另外亦已規劃每部機每次大修均執行支撐裙板錨定螺栓超音波檢測。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 在強震儀紀錄比對時，整體結構自然頻率考量問題 (I-13) (IV-4)。地動隨方向的差異是否是奇異公司之負載分析相關意見澄清 (IV-9)？台電公司之回覆說明為：

核二廠反應爐之自然頻率分析模型中，包括反應爐槽體，爐內組件及支撐裙板均已建置在同一模型中，所以反應爐 fundamental mode 自然頻率為 8.29 Hz，是指反應爐安裝在 pedestal 上的整體結構自然頻率。為強化地震儀安裝處鐵板平台之穩固，已再重新進行評估，依評估結果對此地震儀所在環境進行改善(鋼樑補強及護欄移除)以強化其結構堅固，並已於 5 月 15 日施工完成。另新增之 8 只振動監測儀之支撐結構，依評估結果此結構是相當堅固的。

奇異公司之負載分析是理論分析並非關機時所量測值。

第 (IV-9) 項 5 月 31 日委員審查意見同 (III-15) 項審查意見。台電再提出補充答覆亦相同。詳見第二章審查發現 (一) .1 項說明。

(IV-4) 項委員有條件同意，提出之意見為：請補充回覆”依評估結果此結構是相當堅固的”之佐證資料。

台電公司再補充答覆為：地震儀基座支架結構改善及 8 只振動加速規支撐結構之計算分析資料，詳 (IV-4) 審查意見回復附件-IV-4-1「地震儀基座支架結構改善」以及附件-IV-4-2「加速規支撐結構計算」。

3. 請加強提升核能二廠地震儀之可靠性，並重新確認八只振動規與 OSG-XE-135 強震儀基座的剛性，避免雜訊干擾而失真 (AIV-4)。台電公司之回覆說明為：

- (1)為再加強提升反應爐基座地震儀之可靠性，已修訂程序書，每次大修更換及校準此地震儀之感測器，運轉期間每星期定期手動觸發此地震儀進行分析。
- (2)已再重新進行反應爐基座地震儀安裝處鐵板平台的剛性評估，並依評估結果對此地震儀所在環境進行改善以強化其結構堅固，相關改善已於5月15日施工完成(鋼樑補強及護欄移除)。另新增之8只振動監測儀之支撐結構，依評估結果此結構是相當堅固的。
台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

4. 振動監測計畫在尚未取得足夠背景資料的觀測期間，台電公司應研提暫行性管制措施，作為運轉人員監控之依據 (AIV-5)。

台電公司之回覆說明為：

- (1)在尚未取得足夠背景資料的觀測期間，為提供運轉人員監測之依據，目前已將反應爐基座地震儀觸發設定由 0.16g 降至 0.015g，並且當振動值超過設定值後，會立即送出訊息通知運轉人員及維護人員，由維護人員收集相關振動資料進行資料判讀。
- (2)運轉人員亦可藉由控制室監測螢幕，即時監視 8 只振動加速規訊號，維護人員每星期亦會定期手動觸發此地震儀進行分析，每月進行振動趨勢比對；所以當結構物發生動態特性改變時，可即時得知，並採取適切之行動。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

三、審查小結

本章審查委員對於(一)0.29g 來源與訊號分析、(二)0.29g 對系統組件影響、(三)地震儀不穩定訊號探討、(四)振動監測改善及計畫等四小節審查後，達成以下結論：

- (一)核二廠當初測到的 0.29g 為反應爐在切換模式，動作液壓動力系統 (HCU)所造成高頻瞬間的反應，根據核二廠將量測到 0.29g 的 XE-105 地震儀送往國家地震工程研究中心進行訊號比對所得之結果，此地震

儀在垂直向的零點均會隨時間而逐漸漂移至 full scale ($\pm 10V$)，進而造成垂直向訊號顯示值為飽和的 2g (full scale)，研判此地震儀在垂直方向之訊號有失真現象。

(二)核二廠已於 4 月 13 日完成 8 只振動加速規加裝改善，4 月 14 日執行運轉模式開關切至停機位置測試，驗證及確認振動加速規及地震儀功能正常，可有效監測反應爐基座裙板之振動狀況。

(三)核能二廠 1 號機機組停機過程，強震儀編號 OSG-XE-105 被引動並在垂直方向記讀到 0.29g 之加速度值，參照其餘強震儀紀錄顯示最大加速度值僅有 0.036g，顯示記讀資料乃局部地方的瞬間加速度，但是基於核能安全保守性決策，假設其記錄訊號為真，經要求台電公司進行現場勘察以確認和反應爐相連接之安全管路/管嘴（如：主蒸汽管、飼水管、高/低壓安全注水管、控制棒驅動系統及其導管等）之銲接處未受其影響，而無運轉安全之疑慮，本會已派員執行專案視察查證完成。

在 0.29g 來源與訊號分析、0.29g 對系統組件影響、地震儀不穩定訊號探討、振動監測改善及計畫澄清後，審查委員對於於審查過程中所提出之問題，台電公司對地震儀紀錄之分析與處理、振動監測改善及計畫等描述內容，審查委員提出後續之管制意見，如下：

(一)本案振動監測計畫應採連續監測與連續記讀辦理，未來應依據記讀數據進一步分析與釐清運轉與停機階段之反應爐支撐裙板基座是否有設計考量之外的動態荷載。

(二)強震儀與振動加速規之後續要求：

(1)建議將 8 只振動加速規與警報系統聯結，並設定 2 只或以上之加速規偵測到異常振動再啟動警報，以減少誤發警報。

(2)強震儀之觸發值設定不宜太低，以防漏失大地震之紀錄（大地震之前可能出現一系列前震，觸發設定值太低，有可能在大地震之前即用完強震儀儲存資料之記憶體）。

本節其餘項目經審查結果，可以接受。審查委員提出之後續之管制意見將納入第六章總結之後續之管制要求項下，要求台電公司確實執行。

另本案後續加強監測方案如下：

- (一)核二廠一號機新增之 8 只振動加速規監測系統，此系統為連續且即時之資料讀取系統，須將監測資料長期儲存以進行分析比對，當結構物發生動態特性改變時，由運轉人員即時監控，採取相關應變措施，並立即通報本會。
- (二)核二廠二號機在下次大修 (EOC-22) 時，應比照一號機增設震動監測系統。

四、參考資料：

1. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」-第五章「地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測」，民國 101 年 6 月。
2. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第五章地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測-附件一「歷年大修停機期間反應爐基座地震儀觸發紀錄整理」，民國 101 年 5 月。
3. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第五章地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測-附件二「核二廠地震儀比對試驗」，民國 101 年 5 月 4 日。
4. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第八章安全運轉評估-附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev5」，民國 101 年 6 月 4 日。
5. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件一「GE 公司 708.3.4 『反應器內部組件目視檢查』執行結果摘要」，民國 101 年。
6. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全

- 評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件二「安全管路/管嘴非破壞檢測結果」，民國 101 年 4 月 6 日。
7. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件三「一號機反應爐支撐裙板目視檢查紀錄」，民國 101 年 4 月 10 日。
 8. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件四「程序書 612.3.7 『控制棒驅動殼支架』檢查紀錄」，民國 101 年 3 月 26 日。
 9. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件五「程序書 575 『地震緊急程序書』檢查紀錄」，民國 101 年 3 月 22 日。
 10. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件六「程序書 295 『反應爐壓力槽系統洩漏試驗』執行紀錄」，民國 101 年 4 月 16 日。
 11. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第五章地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測-參考資料三「核二廠反應爐基座裙板振動監測計畫」，民國 101 年 4 月。

第四章 錨定螺栓更換與檢查

一、概述

核二廠一號機 EOC-22 大修期間，101 年 3 月 23 日發現一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓 A2 已經斷裂，101 年 3 月 24 日進行其餘 119 支錨定螺栓超音波檢測，發現有 2 支（C6、D14）幾近斷裂，另有 4 支（B10、B13、C9、D11）有裂紋顯示。核二廠已將 7 支螺栓全部更換完成，並再執行所有螺栓之相關檢查，簡要說明如下：

(一)錨定螺栓更換作業

核二廠螺栓之更換分兩階段進行，第一階段進行 B10、B13、C6、C9、D11、D14 等 6 支螺栓的更換。第二階段進行 A2 螺栓之更換。螺栓更換完全依照奇異公司提供之檢修計畫，包括材料及結構設計要求執行（參考資料 1）。相關工作使用程序書 1109.09 「按法規要求執行機械組件之修理與更換」（參考資料 3）及特殊作業程序書 SP-2012-04 「反應爐支撐裙板錨定螺栓安裝程序書」來進行。

1. 材料：（參考資料 2）

- (1) 螺栓：ASME SA-540 GR B23 Class 1
- (2) 螺帽：ASME SA-540 GR B23 Class 1
- (3) 墊圈：ASME SA-572 GR55

2. 螺栓安裝及鎖緊

所有執行螺栓安裝、鎖磅的工作人員在現場工作開始前，均已完成相關的操作訓練。螺栓之安裝及鎖緊係依據程序書 SP-2012-04 「反應爐支撐裙板錨定螺栓安裝程序書」執行組裝，完成後以液壓螺栓拉伸機分 3 次拉伸螺栓至所需之預力，並於每階段拉伸完成後，以超音波測量儀量測其伸長量，確認達到設計預力。核二廠於鎖緊完成 24 小時後，進行螺栓預力再確認。並於螺栓鎖緊完成後，另以超音波全體積檢測確認螺栓內部無可測量到的裂紋，驗證施工過程沒有對材料造成損壞後，螺栓下端再施以灌漿回填。施工過程由電廠品質組、台電總公司審查工作組及獨立第三者

-授權核能檢察員 (ANII) 人員查證 (參考資料 4)。

第一階段進行 B10、B13、C6、C9、D11、D14 等 6 支螺栓的更換於 4 月 11 日完成更換、灌漿，並於 4 月 17 日現場鑽心取樣執行 7 天之強度測試，全部施工過程紀錄詳見送審報告 (參考資料 4)。

第二階段 A2 螺栓更換於 4 月 27 日完成更換、灌漿，並於灌漿同時灌注測試試塊，於 3 天及 7 天後進行強度測試，全部施工過程紀錄詳見送審報告 (參考資料 4)。

(二) 錨定螺栓預力查驗

在上列 7 支斷裂螺栓更換完成後，其餘 113 支螺栓雖於本次大修經 UT 檢測未發現裂紋顯示，台電公司為確認錨定螺栓功能完整，規劃執行錨定螺栓預力查驗作業。

送審報告內容指出依(Bickford, An Introduction to the Design and Behavior of Bolted Joints) (參考資料 5) 之學理論述：螺栓預力之鬆弛僅發生於有限的時間內，大部份預力的鬆弛發生於完成螺栓鎖緊後之當時，且隨著時間預力鬆弛率將趨近於零。(Chapter 6, a bolted joint will experience relaxation for an indefinite period of time, with most of the relaxation occurring immediately upon tensioning. The rate of relaxation approaches zero as time passes. This phenomenon has already been accounted for in the tensioning procedure used for the studs.) 因此新裝螺栓於鎖緊時都會鎖比設計需求要多的預力，以備螺栓鎖緊鬆弛發生時，仍有符合設計需求所需的預力。

錨定螺栓查驗預力之執行，係以計算書對螺栓預力要求 510kips 加上 10% 裕度，而得 560kips 以驗證螺帽仍在壓緊狀態。執行時依據程序書「SP-21012-04 反應爐支撐裙板錨定螺栓安裝程序書」，施作過程經機械組、品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員(ANII) 人員查證。113 支錨定螺栓預力查驗工作，已於 101 年 5 月 3 日全部

執行完畢，查驗結果全部合格，螺帽墊圈無鬆動現象，執行過程記錄文件已完整保存，奇異公司執行結果及說明詳見送審報告（參考資料 6）。

(三)超音波檢測作業

101 年 3 月 24 日台電公司已完成全部 1 號機反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波檢查，檢測結果除 A2、C6、D14、B10、B13、C9、D11 螺栓外全部合格。

台電核二廠二號機 EOC-21 大修經驗，目視 VT-3 檢測並無法有效檢出支撐裙板錨定螺栓斷裂或裂縫缺陷，因此依本會要求及二號機 EOC-21 反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件處理報告承諾事項，於一號機 EOC-22 大修執行支撐裙板錨定螺栓超音波檢測。第一階段為 3 月 24 日，針對 120 支螺栓進行第 1 次檢查。第二階段為 4 月 8 日至 4 月 26 日，為螺栓新品到廠，更換後之檢查，以及執行部分 Pre-load 後之檢查。第三階段為 5 月 2 日至 5 月 3 日，主要是在 120 支螺栓全數進行 Pre-load 後，進行 UT 檢查之超音波檢測報告（參考資料 7）。

1. 第一階段及第二階段超音波檢測報告：

101 年 3 月 23 日執行一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波檢測前之清潔作業時，發現位於支撐裙板內圈 357 度位置編號 A2 之螺栓已經斷裂，後續於 101 年 3 月 24 日在一號機反應器廠房乾井區內，119 支反應爐支撐裙板錨定螺栓在未拆卸下情況，實施第一階段運轉期間檢測。本項檢測雖不屬於 ASME SECTION XI 檢測範圍，但檢測方式及超音波檢測校準規塊製作比照 ASME Sec V Article 5 及其 Mandatory Appendices IV Inservice Examination of Bolts 之規定。執行錨定螺栓超音波檢測所使用之程序書編號為：ISI-UT-24-3；程序書名稱為：螺件之超音波檢測。超音波檢測校準規塊中製作有 4 個人工參考瑕疵凹槽(Straight-cut Notch)，其編號為 N4/N1/N3/N2 而距離螺栓上表面分別為 3"/9"/19"/23"等，凹槽尺寸為 2.5mm 深 6.8mm 長(圓周方向)而凹槽寬度為 0.76mm 符合 ASME Sec V Article 5 IV-531.2 章節要求。檢測使用手動超音波檢測儀 Krautkramer

USN60，儀器在開始使用前於 101 年 3 月 16 日依照相關程序書進行螢幕垂直線性及增幅線性校正合格，校正有效期 3 個月符合相關法規標準要求。

超音波檢測工作人員詳表 4-1 之說明，檢測工作人員證書詳表 4-2。

內圈編號 A2 為工作前已斷螺栓，但仍對已斷拉出部分實施檢測。內圈編號 C6 及 D14 共 2 支，超音波信號顯示背波消失(no backwall reflection)，判斷已接近斷裂，亦即裂縫已完全阻斷超音波向下傳遞，僅能顯示出裂縫之反射信號。斷裂位置為從頂端算起 21.7” 及 20” 之螺牙位置。

另 4 支內圈編號分別為 B10, B13, C9, D11 有信號顯示(indications)，但背波顯示良好，顯示位置從頂端算起 19.5” 至 20.1” 之間螺牙位置。對於此 4 支螺栓之顯示，台電研判是螺紋根部裂紋。

業界及 EPRI 對螺栓裂紋深度並無量測標準，由於螺栓之幾何形狀特殊，目前最佳評估為波高與校準規塊人工瑕疵反射波高作成之人工瑕疵振幅與距離校正曲線(DAC, Distance Amplitude Correction)作比較，4 支螺栓之顯示位置與 23” 之人工瑕疵反射波高幾乎一樣高，而顯示位置從頂端算起 19.5” 至 20.1” ，距離較短，因聲音距離越遠，衰減越大，使用較遠之人工瑕疵推測 19.5” 至 20.1” 位置之深度，亦即瑕疵深 2.5mm(0.1”)，截面積為 6.8mm × 2.5mm(0.27” ×0.1”)。

第二階段為 4 月 8 日至 4 月 26 日，為螺栓新品到廠，更換後之檢查，以及執行部分螺栓 Pre-load 後之檢查。

2. 第三階段 Pre-load 後超音波檢測報告：

第三階段 101 年 5 月 2 日至 5 月 3 日在核二廠一號機反應器廠房乾井區內對 120 支反應爐支撐裙板錨定螺栓在 preload 後未拆卸下情況，實施超音波檢測。

本項檢測使用手動超音波檢測儀 USN60 兩部，儀器編號分別為 00YT09 及 00YW3C，檢測儀在開始使用前已於 101 年 3 月 16 日及 3 月 15 日執行線性驗證合格（有效期 3 個月）。

執行錨定螺栓超音波檢測所使用之程序書為：ISI-UT-24-3「螺件之超音波檢測」，本項檢測工作人員詳表 4-1，檢測工作人員證書詳表 4-2。

120 支螺栓包括 7 支新螺栓 A2、B10、B13、C6、C9、D11、D14（均在內圈），全部檢測合格。120 支螺栓之超音波檢測波型圖，以及超音波儀器之校準波型圖詳見送審報告（參考資料 8）。

本次核二廠一號機大修共執行三階段錨定螺栓超音波檢測，檢測結果都相同。第一階段至第三階段相關執行時間、工作項目及人員，詳如表 4-1：

表 4-1 錨定螺栓超音波檢測檢測工作內容及人員表

階段	時間	工作內容	工作人員
一	3/24	120 支第 1 次檢查	蔡錫聯、陳敏榮
二	4/8	9 支新品到廠後檢查	陳敏榮
	4/10	內 C2 Pre-load 查驗後檢查	陳敏榮
	4/11	內 B10, B13, C6, C9, D11, D14 更換後檢查	陳敏榮
	4/21	28 支 Pre-load 查驗後檢查	陳振宇
	4/26	內 A2 更換後檢查	陳振宇
三	5/1~5/2	84 支 Pre-load 前檢查(目的供作比對，無留存報告)	楊海明、李朝凱
	5/2~5/3	120 支查驗(84 支為 75% Pre-load 後查驗)後全部檢查，錄影存證、留存訊號資料	楊海明、李朝凱

表 4-2 台電工作人員非破壞檢測證書列表

人員姓名	檢測方法與等級
蔡錫聯	超音波檢測 (UT) -高級 EPRI螺栓PDI UT直束檢測證書
陳振宇	超音波檢測 (UT) -高級
楊海明	超音波檢測 (UT) -高級 EPRI螺栓PDI UT直束檢測證書
陳敏榮	超音波檢測 (UT) -中級
李朝凱	超音波檢測 (UT) -中級

在第三階段檢測過程中，本會並派員進行現場抽查，查證結果相關檢測程序書、執行檢測之人員資格證照與現場檢測結果與台電公司陳送資料相符。台電公司已將檢測報告送交台灣非破壞檢測協會審閱，結果認為符合法規。為取信於社會大眾，台電公司另將檢測作業資料及報告，分別送交獨立第三者中華民國非破壞檢測協會講師葉博士 (ASNT UT level III & 中華民國非破壞檢測協會 UT 高級檢測師) 及工研院吳博士 (ASNT UT level III) 審查，確認檢測結果正確 (參考資料 9、參考資料 10)。

(四) 錨定螺栓功能評估

台電公司為確保 113 支螺栓於預力查驗測試過程中沒有遭受非預期的損傷，於螺栓預力查驗測試完成後，對 113 支螺栓及新裝之 7 支螺栓於 5 月 2 日至 3 日再度執行超音波(UT)檢測，檢測結果合格。每根螺栓之檢測波形均逐支完整記錄，且檢測過程已錄影存證。每根螺栓 UT 檢測紀錄均經品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員 (ANII) 人員查證。檢測結果詳見送審報告 (參考資料 11)。

1. 螺栓抗拉強度之機械性質評估：

台電公司螺栓抗拉強度的機械性質評估，是利用斷裂的 7 支螺栓之硬度量測與實際測試所得的抗拉強度建立換算關係式，再利用現場其餘

113 支螺栓之硬度測試值，推算出其餘 113 支螺栓抗拉強度，結果詳見送審報告，其中亦已列出對應螺栓母材批號之關係。

送審報告內容顯示其餘 113 支螺栓之最低抗拉強度為內圈 C8 之 148ksi。而根據 B13 之抗拉強度實測結果，台電公司推算 C8 降伏強度仍大於 120ksi，仍能符合原設計接受標準。（參考資料 12）

2. 假設 2.5mm 未檢出裂紋之安全評估：

送審報告說明由於螺栓裂紋初始成長機制於施工結束及環境改善後即停止，因此不會有新增裂紋。即使現有其餘 113 支錨定螺栓中有超音波未能檢測出而當時已經產生之裂紋存在，則依裂紋成長機制，此裂紋將不會成長或是成長速率極為緩慢。

台電公司核能安全處所進行的核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估結論如下（參考資料 13）：

- (1) 破壞力學分析結果顯示，反應爐支撐裙板錨定螺栓承受設計基準最嚴苛之故障狀況(Faulted Condition)之負載時，受力最嚴重之螺栓發生脆斷時之臨界裂縫深度為 0.397 in (10.08 mm)，因此，假設目前錨定螺栓有現存 2.5 mm 超音波未檢測出之裂縫深度，在發生 Faulted Condition 時，不致有發生脆性斷裂之疑慮。
- (2) 疲勞壽命評估結果顯示，假設目前錨定螺栓有現存 2.5 mm 超音波未檢測出之裂縫深度，無論是地震力及(含)Safety Relief Valve(SRV)沖放之交變應力，或 thermal moment 反覆交變應力對螺栓之疲勞壽命，其應力循環數為 3.84×10^5 cycles 及 1.07×10^5 cycles，故前述交變負載對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞沒有威脅性。

二、審查發現

由台電公司錨定螺栓肇因分析結果顯示，螺栓裂紋初始成長機制於建廠施工結束及環境改善後即會停止，即使現有其餘 113 支錨定螺栓中有超音波未能檢測出而當時已經產生之裂紋存在，依裂紋成長機制，此裂紋將不會成長或是成長速率極為緩慢。對可能有成長的裂紋，因其成長速率

極為緩慢，核二廠已規畫於未來每次大修執行螺栓超音波檢測，可以適時發現成長之裂紋，以確保機組安全運轉。

針對核二廠螺栓更換與檢查的審查，本會審查委員主要的審查發現彙整如下四節，詳細內容可見審查意見與答覆：

(一) 錨定螺栓更換作業

1. 新澆製的 5000psi 混凝土應有的養護時間，其與舊混凝土之結合問題？及其是否可能對埋置在其內 anchor bolt 造成老/裂化之環境因子（III-25）。台電公司之回覆說明為：

(1). 灌漿前已考慮新舊混凝土之結合問題，依灌漿程序：

a. 確認孔洞灌漿表面至少有 2~3 公分深度的粗糙面。

b. 清理孔洞灌漿表面上的所有碎屑(使用吸塵器)

即可確保新舊混凝土交界面之結合力。

(2). a. 依廠家規範資料，使用之混凝土在環境溫度 30°C 時，經過 24 小時後即可達強度平均 5000 磅以上(停機大修時，乾井周溫約 30°C)，故考量之養護時間為至少 24 小時。

b. 因使用之混凝土不含氣，故對埋置其內之螺栓及螺帽無不利之環境因子。

(III-22)項委員有條件同意，提出之意見為：請將填充水泥 Embeco 880 補充回覆。

台電公司已檢附填充水泥材料(Embeco 880 水泥資料)。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 更換七根螺栓的過程？施工與檢測紀錄完整性，品保程序的完備，更換計畫在材料、工序、工法上法規符合性及與原設計之規範之差異性？(III-33)(AI-5)(AEC-6)。台電公司之回覆說明為：

本次 7 支螺栓的更換作業由奇異公司承做，螺栓更換完全依照原設計規範，包括材料及結構設計。在 7 支新螺栓的安裝過程中並未發現支撐裙板與基座載板有不對正的情形，螺栓之安裝藉重力直接放

入，無不順的情形。並已由奇異公司於工作完成後確認符合，簽署品質保證證明。原建廠 CMTR 與此次更換材料之比較如下表，均符合規範：

編號	瑕疵情形	C	Mn	P	S	Si	Cr	Ni	Mo
建廠規範		0.37-0.44	0.6-0.95	≤0.025	≤0.025	0.15-0.35	0.65-0.95	1.55-2.00	0.20-0.30
8073029 CMTR		0.385	0.71	0.01	0.012	0.28	0.75	1.68	0.21
61765 CMTR		0.38	0.75	0.012	0.018	0.26	0.78	1.72	0.22
61236 CMTR		0.39	0.69	.012	0.022	0.27	0.82	1.8	0.24
新品		0.39	0.73	0.011	0.016	0.28	0.76	1.72	0.24

更換的 7 支螺栓之品保程序係依核二廠程序書 1115.01「不符品質案件處理管制程序」辦理。現場已依據 SP-2012-04 特殊程序書施工完畢，施工期間均經機械組、品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員(AN II)人員訂定查證點現場抽查。其施工與檢測紀錄皆附於 NCD 101032 內，內容包括下列各項：

- (1) NCD 101032 執行及審查表格內容
- (2) 1109.09 法規修理/更換程序書執行及審查紀錄
- (3) 特殊程序書 SP-2012-04 執行版及附件
 - a. 施工人員訓練紀錄
 - b. 施工過程紀錄
 - c. 儀器校驗紀錄
 - d. 螺栓更換後回填混凝土抗壓試驗報告
 - e. UT 檢測紀錄
- (4) 台電公司核發處檢測隊的「核二廠 1 號機 EOC-22 反應爐支撐裙板錨定螺栓 UT 檢測報告」

台電公司本項之相關回覆說明，經審查結果可以接受。

3. 換新螺栓的 CERTIFICATION 報告之相關問題，包括 PURCHASE ORDER NO. 88966-75 中的 HARDNESS 值為何沒有 MAXIMUM VALUE？及 APPENDIX A 147C7634P001 STUD 的 DATA SHEET 中

STUD S/N 006 的 TEMPERATURE 欄為何空白 (III-34) (III-35) ? 台電公司之回覆說明摘錄如下 :

新品螺栓的材料品質文件中, 第 11 及 15 頁中所記錄的硬度值 (Hardness), 標示需求硬度之 Min.、Max., 及該批螺栓材料在熱處理廠家 Rex Heat Treat 公司, 熱處理過程中的實際測試記錄值; 而在最終的文件, 由材料測試廠家 LTI 公司所出具的文件中 (第 19 頁), 亦有記錄需求之 Min.、Max. 及實際測試硬度值。

第 29 頁 Appendix A 的 Data sheet 中, 關於 S/N 006 螺栓的尺寸量測紀錄, 漏記了當時的環境溫度, 經查 S/N 006 及隨後所作的 S/N 007、008、009, 均相隔數分鐘而已, 所以確認 S/N 006, 量測當時的環境溫度亦為 70°F, GE 已修訂該紀錄並已送台電公司列入材料品質文件。

Insp. Type	Scale	Minimum	Maximum	Number	Other
<u>Customer Requirements:</u>					
Hardness	HRC	36.	44.5		HBW331-415.EQUIVALENT
<u>Results:</u>					
Hardness	HRC	39.1			

III-34 審查意見經台電再請奇異公司澄清, 該頁報告為 Rex Heat Treat 公司過程檢查之紀錄, 數值僅供參考用, 所以只有記錄一個數值。而正式之實驗室驗證測試數據 (由 LTI 執行) 已明確標示於該份品質文件之第 19 頁中。

奇異公司答覆原文如下 :

The hardness reported by Rex Heat Treat (on pages 12 and 16 of the Certification) are in-process checks. The values are reported for information and therefore only one value was reported. The laboratory (ITI)

certification, Page 19, contains the official certified values for the bars in the as-heat-treated condition.

III-35 審查意見經台電再洽奇異公司查證，奇異公司進一步答覆(原文)如下：

1. The omission was reviewed at the time it was discovered and determined to be a “ QA Records related Administrative error/omission” and not a non – conformance or deficiency.

2. For a “ QA Records related Administrative error/omission “ - Action is to Include the information on the form that was omitted during the original submission and Initialing & Dating is in compliance with the GEH QA program, Dubose QA and the requirements of ANSI N45.2.9.

3. In review of the update with GEH QA and Dubose today, Dubose indicated that they incorporated a note on their original (even though not required). I requested a copy and attached please find a copy of the Dubose original where they included a note confirming the temperature based on area ambient temperatures recorded for S/N 007 and S/N 009 taken minutes after S/N 006 .

奇異公司文件如附，紅框處已加註說明。

APPENDIX A

147C7634P001 Stud, RPV Skirt As-Built Measurements Data Sheet

Stud S/N 006 Date/Time 4-5-12 / 1:23 pm

Stud shall be stabilized at ambient temperature of the area where dimensional measurements are being taken before measuring.

Temperature (Degrees F) 70°F
BASED ON TEMP RECORDED FOR
STUDS 007 THRU 009 INSPECTED
AT 1:25 PM THRU 1:29 PM. JAW 0501-12

Measure the length three times in different places and average:

1 st measurement (XX.XXX inches)	<u>26.004</u>
2 nd measurement (XX.XXX inches)	<u>26.004</u>
3 rd measurement (XX.XXX inches)	<u>26.001</u>
Average length (XX.XXX inches)	<u>26.003</u>

Minimum diameter of three measurements taken on the stud shank at different axial locations and different radial locations:

1 st measurement (X.XXX inches)	<u>3.000</u>
2 nd measurement (X.XXX inches)	<u>3.000</u>
3 rd measurement (X.XXX inches)	<u>3.000</u>
Minimum Diameter (X.XXX inches)	<u>3.000</u>

Operator: N/A

QC Inspector: Henry Batcheler

GEH Witness (Optional): Mark Sidman

台電公司本項之相關回覆說明，經審查結果可以接受。

(二) 錨定螺栓預力查驗

1. 台電應提出未斷裂的 113 支螺栓均完整、沒有缺陷且仍保有足夠磅數之證明，說明螺栓預力是否必須達 680kips。(I-3) (I-14) (II-15) (III-20) (IV-16) (A II-10) (A III-5) (AEC-7)。台電公司之回覆說明為：

螺栓完整性檢測是以超音波(UT)進行螺栓內部全體積的檢測；檢測方式及檢測所需之校準規塊比照 ASTM 的標準，而且檢測人員之一的蔡錫聯先生除為高級超音波檢測師外，亦為 EPRI 螺栓超音波檢測能力驗證檢定合格人員。因此，經檢查合格之螺栓的完整性是可確認的。其餘 113 支螺栓及新裝之 7 支螺栓均經 UT 檢測合格，其餘 113 支螺栓已完成預力驗證確認全部均大於 560 kips，檢測及施作過程均錄影存證，每根螺栓 UT 檢測紀錄均經品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員(ANII)人員查證，記錄文件均完整保存。利用斷裂的 7 支螺栓之硬度量測與實際測試所得的抗拉強度建立換算關係式，再利用現場其餘 113 支螺栓之硬度測試值，推算出其餘 113 支螺栓抗拉強度，結果顯示其餘 113 支螺栓之最低抗拉強度為內圈 C8 之 148ksi。而根據 B13 之抗拉強度實測結果，推算 C8 降伏強度仍大於 120ksi，仍能符合原設計接受標準。

微小裂紋之螺栓仍維持大部份預力，只有部份運轉之疲勞負荷傳遞至螺栓，在運轉應力下，裂縫強度因子仍處於門檻值以下，故不致因疲勞而使裂紋成長。其餘 113 支螺栓均已經超音波檢測，並未發現可偵測到之裂紋。所以即使有螺栓安裝不當，裂紋應不易起始或有顯著成長，因此應不影響下週期安全運轉，台電公司核二廠以後每次大修均將以超音波檢測確保螺栓完整性。支撐裙板與基座間滑移檢核分析，係根據設計計算書，以每根螺栓只能提供 510 kips 作為分析輸入。

(I-3) 項回覆委員有條件同意，提出之意見為：但請台電進一步將 5/23 在核二廠補充說明 3/24 與 5/2 所做 UT 之探頭角度及 scan sensitivity 不一致之理由及影響納入補充答覆。

台電公司再補充答覆為：

- (1) 對於 3/24 與 5/2 兩次檢測所做 UT 之探頭角度，都只用 0 度。
- (2) 關於兩次的 scan sensitivity 部分，說明如下：
 - a、 檢測程序書為通用版，雖然不同之檢測員採用掃描靈敏度可能不同，但研判標準是一樣的。
 - b、 3/24 所執行的檢測，檢測員採用高的掃描靈敏度，認為訊號比較高，比較好看。檢測員發現有瑕疵顯示，比對校準訊號，將顯示調整為 80%，做成紀錄。
 - c、 5/2 所執行的檢測，檢測員採用距離振幅校準曲線，超過此曲線的即代表回波訊號大於校準訊號之 2 倍(掃描靈敏度為校準靈敏度再加 6dB，亦即掃描靈敏度為校準靈敏度 2 倍)。檢測員未發現有瑕疵顯示，未調整 dB 做紀錄。
 - d、 兩次檢測掃描靈敏度皆能顯示高回波訊號，如發現高回波訊號，再調整靈敏度比對校準訊號，不會遺漏瑕疵。

(IV-16) 項意見針對使用中(in-service)無法直接施與抗拉強度測試之樣品，在國際間有許多利用硬度來換算抗拉強度的論文及報告，如 ASTM A370 建議可使用轉換表(Tables 2 ~3)由硬度快速取得約略之拉伸強度(參考資料 14)，在 ASME CRTD 的報告中(ex. Vol. 57, Vol. 91) (參考資料 15、參考資料 16) 也建議利用已知之抗拉強度與硬度的關係來推估其他樣品之抗拉強度。此外，英國 TWI (參考資料 17) 及一些國際期刊 (參考資料 18-23) 也都有硬度與強度轉換之研究。

因測試及現場量測都有不可避免之誤差及量測不確定度，轉換出來的抗拉強度並無法直接等同該螺栓的抗拉強度，但可作為安全性評估(MAOP)之參考。

此次因現場之 120 支螺栓(113 支原有，7 支新品)因無法進行拉伸試驗，僅有硬度量測之數值；因此利用 7 支原有破損之樣品在實驗室取得拉伸強度與跟現場相同量測方式測得之硬度的關係曲線，反推現場之 120 支螺栓(113 支原有，7 支新品)的抗拉強度。推算的結果其中 7 支新品的抗拉強度與其出廠數值近似，因此推測另 113 支原有螺栓之推估的抗拉強度，仍有其參考價值。

(III-20) 項委員有條件同意，提出之意見為：請補充佐證資料。

台電公司再補充答覆為：113 支螺栓已完成預力驗證確認全部均大於 560 kips，施作過程經機械組、品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能監查員(ANII)人員查證，記錄文件均完整保存。奇異公司執行報告詳 (III-20) 項審查答覆。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 請說明更換螺栓之 pre-tension 680kips 是否與未斷之 113 根之 pre-tension 或 existing tension 相當？另 24hr check 620kips 目的或作用為何 (III-18)？預力驗證 510 kips+10% 餘裕之要求依據 (IV-15)？RPV stud anchor data sheet 內 stud ID 排序及 CR 值之意義 (III-31)？120 根螺栓之 flange 與下方 bearing plate 間 gap 及 inward distance 之影響 (III-32)？核二廠一號機與二號機在螺栓設計與安裝程序上有何不同處 (IV-24)？台電公司之回覆說明為：

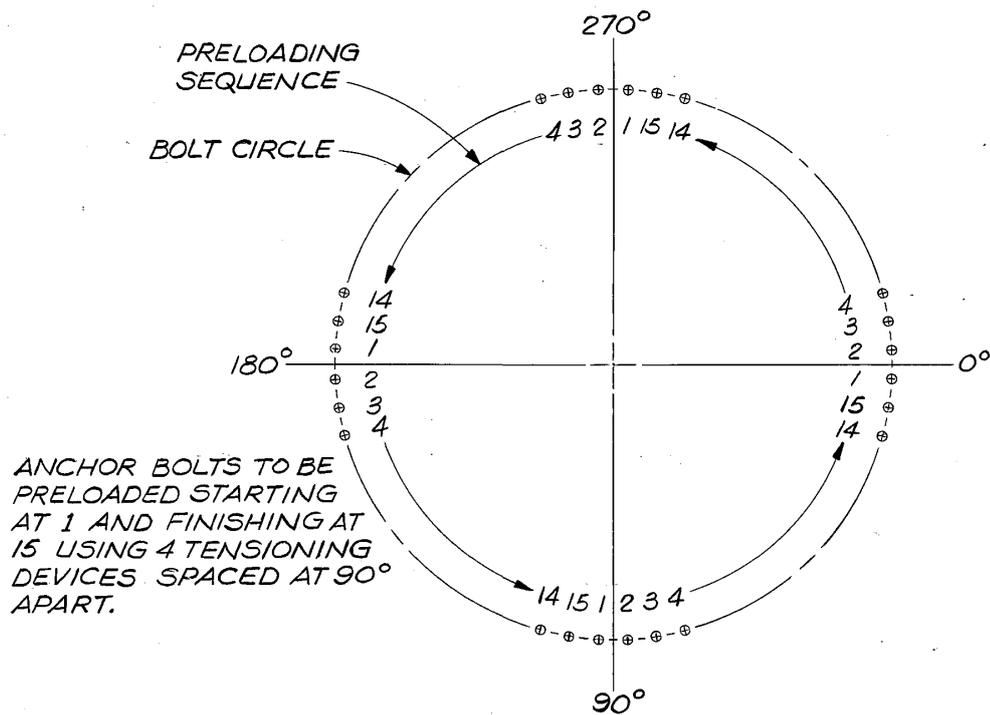
新裝螺栓於鎖緊時都會鎖比設計需求多的預力，以備螺栓鎖緊鬆弛發生時，仍有符合設計需求所需的預力。而且螺栓預力之鬆弛僅發生於有限的時間內，大部份預力的鬆弛發生於完成螺栓鎖緊後之當時，且隨著時間預力鬆弛率將趨近於零。本次 7 支螺栓更換過程鎖磅 680kips 係依據原始施工規範。24hr check 620kips 係驗證螺栓發生鬆弛現象未超過預期，其預力可符合設計所需，以確認螺栓完整性足以維持其功能。

Stud ID 所表示的意義為螺栓鎖磅次序，前者英文字表群組，後者數字表示鎖磅之同時性及次序。CR 表示 "CAL" reading from extensionmeter，作為螺栓伸長量儀器校正用。即使 flange 與下方 bearing plate 間有 gap，摩擦力應該不受影響，只是壓應力分配可能不均勻。因總摩擦力為總正向壓力乘以摩擦係數，只要 120 支螺栓均確保其 preload 在 510 kips 以上，則總正向壓力就夠，摩擦力也足夠。

一號機與二號機之螺栓設計均為 ASTM A-540 BR23 Class 1，3 吋直徑，26 吋長，上端與下端之螺牙區長度分別為 9 吋、7 吋，螺牙為 8UNC。安裝程序二部機均相同，首先以手旋安裝完成後，以液壓板手，依相同鎖磅次序，每次同時鎖緊對角四支螺栓。鎖磅時分 3 段，分別為 340kips、510kips、及 680kips。而在安裝鎖磅完成後之 48 小時驗證螺栓鬆弛不得超過 10%，另在該區域風管安裝前，需驗證螺栓預力仍然大於 600kips，否則需重新鎖磅。當機組運轉一個燃料週期後，需依據程序 C 之說明，驗證螺栓預力仍然大於 560kips，否則將螺栓加鎖至 590kips。

預力執行之驗證係參考核二廠建廠顧問公司貝泰(Bechtel)設計之原始安裝鎖磅規範訂定，依該規範要求：機組運轉一個週期後之預力驗證為 560 kips，本次之預力驗證為 22 週期的運轉之後，仍以 560 kips 來執行，是相當保守的。

核二廠建廠顧問公司貝泰原始安裝鎖磅程序及鎖磅資料如下附圖及說明。



(III-31) 項委員有條件同意，提出之意見為：請將第四次審查會中台電有關當初 120 根螺栓鎖磅次序補充回覆。

台電公司再補充答覆為：

- (1) 一號機與二號機之螺栓設計均為 ASTM A-540 BR23 Class 1, 3 吋直徑，26 吋長，上端與一號下端之螺牙區長度分別為 9 吋、7 吋，螺牙為 8UNC。
- (2) 安裝程序二部機均相同，首先以手旋安裝完成後，以液壓板手，依相同鎖磅次序，每次同時鎖緊對角四支螺栓。鎖磅時分 3 段，分別為 340kips、510kips、及 680kips。而在安裝鎖磅完成後之 48 小時驗證螺栓鬆弛不得超過 10%，另在該區域風管安裝前，需驗證螺栓預力仍然大於 600kips，否則需重新鎖磅。當機組運轉一個燃料週期後，需依據程序 C 之說明，驗證螺栓預力仍然大於 560kips，否則將螺栓加鎖至 590kips。
- (3) 貝泰的設計報告書詳如 (III-31) 回覆附件-III-31「bolt 計算書(摘錄)」。

(Ⅲ-18 項) 委員有條件同意，提出之意見為：請另補送回覆 C 中 first refueling 鎖磅檢查之結果

台電公司再補充答覆為：依據螺栓鎖磅及檢查程序 C，應於電廠運轉一個週期後查驗螺栓之預力大於 560kips；經查閱第一次大修之大修報告，如附，顯示於該次大修中有執行螺栓之檢查，惟並無查獲相關結果紀錄。此次於運轉 22 次大修後所執行之預力查驗結果均至少有 560kips 之預力，因此目前螺栓之預力是符合的，也驗證了最初因應螺栓可能的鬆弛而對螺栓鎖磅 680kips 之設計是足夠的。

(一號機第一次大修報告第 19 頁)

四工作項目：

下表所列乃此次大修期間本廠及施工處各維護部門所完成之工作項目，總計如下：

(一)機械課	42	項
(二)電氣課	13	項
(三)儀器課	75	項
(四)化學課	20	項
(五)施工處	57	項
總計	207	項

(一)機械課部份

1. INSTALL FIBERGLASS IN INLET PIPE LINER IN WTR BOXES.
2. CRD HCU FILTER FLUSH & CLEAN
3. RHR STM LINE MOV E12-P057/87 SEAT LEAR REPAIR
4. CHK & CLEAN DEH OIL SYS
5. CLEAN & BRUSH ABCD WTR BOX
6. CLEAN HOTWELL
7. DISASSEMBLE COND DEMIN MIXED BED VLVS
8. COND DEMIN TRAP CLEANING
9. R/B AIR BALANCE TEST
10. GLYCOL COOLER INSPECTION
11. INSPECT VESSEL ANCHOR STUDS
12. LAP RHR TESTABLE CHK VLV

19

另 (IV-15) 項意見如程序 C 中所說明，錨定螺栓於安裝完成，運轉一個燃料週期後，預力驗證要求為 560kips。因此本次對其餘 113 支螺栓之預力驗證採用 560kips 是合理且保守的。560kips 之預力驗證值較計算書 (參考資料 25) 中需求預力值 510kips 有 10% 之餘裕。

REACTOR PRESSURE VESSEL INSTALLATION PROCEDURE

SEE SECTIONS 5 AND 6 OF GENERAL ELECTRIC DOCUMENT 22A4330, REACTOR INSTALLATION INSTRUCTIONS FOR THE PROCEDURE TO SET THE RPV, AND SECTION 5 OF GENERAL ELECTRIC DOCUMENT 22A4950, PEDESTAL TO RPV CONNECTION FOR THE PROCEDURE TO PRELOAD ANCHOR STUDS.

THE ANCHOR STUDS SHALL BE PROGRESSIVELY PRELOADED IN THE FOLLOWING STEPS. THE PRELOADING SEQUENCE DURING EACH STEP IS AS SHOWN IN SKETCH 1.

<u>STEP</u>	<u>BOLT CIRCLE</u>	<u>TOTAL PRELOAD (KIPS)</u>
1	INNER	340
2	OUTER	340
3	INNER	510
4	OUTER	510
5	INNER	680
6	OUTER	680

THE AMOUNT OF INITIAL PRELOAD APPLIED TO EACH STUD SHALL BE VERIFIED BY ELONGATION MEASUREMENTS. SINCE ELONGATION IS BASED ON EFFECTIVE GRIP LENGTH AND CROSS-SECTIONAL AREA, IT WILL BE NECESSARY THAT TABLES BE PREPARED TO IDENTIFY EACH STUD. THE EQUATION $\gamma = PL/AE$ WILL BE USED TO DETERMINE THE ELONGATION WHERE:

γ = ELONGATION IN INCHES

P = APPLIED PRELOAD IN LBS

L = EFFECTIVE GRIP LENGTH IN INCHES. DEFINED AS ACTUAL THICKNESS OF BEARING PLATE PLUS SKIRT FLANGE, PLUS 2-1/2 IN. FOR WASHERS, PLUS 3 IN. FOR NUT. SEE DETAIL 3/C-342.

A = AREA OF STUD BODY IN SQUARE INCHES

E = 29×10^6 PSI

THE APPLIED PRELOAD DETERMINED BY ELONGATION SHALL NOT VARY MORE THAN $\pm 10\%$ OF THE VALUE SHOWN IN 2 ABOVE.

THE ANCHOR STUDS SHALL BE CHECKED, AS INDICATED BELOW, TO ENSURE THAT THE EFFECTIVE PRELOAD REMAINS. THE INITIAL CHECKING REQUIREMENTS ARE AS FOLLOWS:

- A. 48 HOURS AFTER ALL STUDS ARE TORQUED, ELONGATION OF ALL STUDS IS TO BE CHECKED. MAXIMUM ALLOWABLE RELAXATION IS 10%.
- B. JUST PRIOR TO INSTALLATION OF THE RPV SKIRT COOLING DUCTS, THE ELONGATION OF ALL STUDS IS TO BE RECHECKED. IF THIS CHECK INDICATES A PRELOAD OF LESS THAN 600 KIPS EXISTS, STUDS SHALL BE RETORQUED.
- C. DURING FIRST REFUELING, THE ELONGATION OF A MINIMUM OF 25% OF THE ANCHOR STUDS SHALL BE MEASURED. IF THE REMAINING PRELOAD IS LESS THAN 560 KIPS ON ANY OF STUDS CHECKED, ELONGATION OF ALL STUDS SHALL BE CHECKED. ALL STUDS HAVING A PRELOAD OF LESS THAN 560 KIPS SHALL BE RETORQUED TO A VALUE OF 590 KIPS.

另奇異公司預力查驗工作之程序書如下，也標示測試值為 560kips。

5. Tension Check Procedure

5.1 Identify proper work location (see Appendix A) and record on datasheet in Appendix B.

5.2 Perform an inspection of the work location. Verify the following:

- Any interferences such as insulation, etc. have been removed
- Sufficient clearance exists to properly install tensioning equipment
- Pedestal anchor plate and RPV skirt flange surfaces are free of debris and dust.

Note:

When checking for washer movement, strike the washer from several sides and with glancing blows around the circumference, in case it may be impinged in the spot-face of the RPV skirt

Caution:

Do not exceed 650 kips.

5.3 Install tensioner and **slowly** raise the tensioner pressure in incremental steps up to a value of 560 kips (+10 / - 0). Use increments of approximately 200 kip per incremental step. At each increment use a mallet or hammer to strike the upper washer and look for movement.

- 200 kips corresponds to 5,873 psi
- 400 kips corresponds to 11,746 psi
- 560 kips corresponds to 16,444 psi

5.4 Record all equipment calibration data on datasheet in Appendix B.

Note:

If movement is seen, the preload in the assembly is near or below 560 kips. It may be possible to move the washer slightly even if there is a small amount of tension present while under load.

5.5 If movement is seen, attempt to measure a gap in the joint between the top of the upper washer and bottom of the upper nut using feeler gages.

5.6 If unable to measure a gap, or no movement is seen, the test is complete. Record results on datasheet in Appendix B.

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

3. 建廠顧問公司貝泰對錨定螺栓設計計算書中之規範，其計算值為 $0.9\sigma_y$ ，其所依據的規範為何？（II-12）在台電公司提供之報告中，降伏強度為 137.34ksi 及 138.6ksi，兩者之差異（III-5）？螺栓牙部具高應力集中現象，牙部轉造加工成型可能導致牙根高應力集中問題（A II-9）？台電公司之回覆說明為：

建廠顧問公司貝泰對錨定螺栓設計計算書隨同台電公司核二廠一號機第 22 次大修反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂結構安全分析報告檢附。其中對螺栓之結構完整規範，係指在最嚴苛暫態負荷組合下 (SSE+LOCA 下)，螺栓不會有降伏變形，另有 10% 之安全餘裕。台電公司結構安全分析採用與貝泰原設計基準相同之負載組合及接受標準；另外本分析針對反應爐支撐裙板錨定螺栓承載能力之評估結果亦符合 GE 公司評估所引用之 ASME Section III NG-3232 及 Appendix F 之要求。貝泰公司設計錨定螺栓所引用之應力接受標準為核二廠終期安全分析報告書(FSAR) 3.8.1.3.2 節 Load Combination 中 (參考資料 24)，第 F.2 小節 Reactor Building Internals—Structure Steel (including RPV Pedestal and Shield Wall) 針對 Design Accident and Extreme Environmental Conditions 下之 Load Combination，要求軸向拉張力(axial tension)之容許應力不得超過 $0.9 F_y$ 。

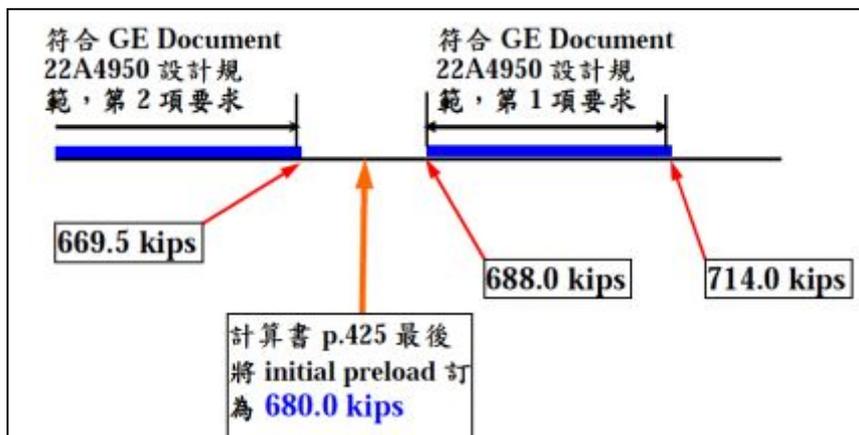
138.6ksi 為 ASTM A-540 Gr B23 或 B24 Class 1 在 300°F 之降伏強度，137.34ksi 為該材料 330°F 之降伏強度。本次更換工作，奇異公司所提供之螺栓新品之螺牙加工為車製，品管文件中並未提供搓牙部牙型輪廓，台電公司將續向奇異公司洽詢螺栓搓牙部牙型輪廓。台電公司之回覆說明，經審查結果列入後續管制事項。

4. 請台電說明工作程序書中 preload 的值得到 680kips，請說明 680 之來源，建廠顧問公司貝泰計算書中考慮到 30% 的 loss，故 preload 為 714kips，但計算書又因此 load 會造成螺栓 yield，所以用 510kip 來設計？(III-2) (III-11) (III-39)。早期施工方法鎖磅可能會造成螺牙損壞，偏心的可能性產生，所以在設計時，根據 GE 規範要乘上 1.35~1.40 的 factor，但目前將此 factor 降低，設計上應有不足 (IV-17)。台電公司之回覆說明為：

依據貝泰計算書(參考資料 25)，其計算過程中，曾提及錨定螺栓之 initial pre-load 訂為 714 kips/bolt (150×1.4 ，上述計算書 p.425 of

563)，但最後在 P.432A & 432B of 563 中作最後 comments 將 initial pre-load 訂為 680 kips/bolt，訂定過程說明如下：

- (1) 螺栓選用 ASTM A 540 Gr 23 Class 1 材料，降服強度 137.2 ksi @330°F
- (2) 依設計，螺栓之 min preload 為 510 kips，以確保反應爐裙板法蘭在 SSE +LOCA 情況下不會滑移，避免螺栓承受剪應力。
- (3) 依據 GE Document 22A4950 Sect 5.2 Rev.0 設計規範，第 1 項要求：Initial preload 應訂為 preload 約乘上 1.35~1.40，因此，initial preload 應訂為約 688 kips (510×1.35)~714 kips(510×1.40)之間。
- (4) 同樣依據 GE Document 22A4950 Sect 5.2 Rev.0 設計規範，第 2 項要求：實際之 initial preload 的應力應該不超過 0.75 倍的降服強度，即 102.9 ksi (137.2×0.75)，即螺栓軸向力應為 102.9 ksi×6.506 in²=669.5 kips 以下。



以核二廠螺栓而言，min preload 為 510 kips 無法同時滿足 GE 規範第 1 及 2 項之要求，假設 min preload 為 490 kips(設計 min preload 需為 510 kips)，則 initial preload 容許範圍為 661.5~686.0kips 之間，則與 GE 規範第 2 項要求(669.5 kips 以下)有交集，則很容易選擇 initial preload。貝泰設計之 initial preload 定為 680 kips，應為妥協的選擇。

(IV-17) 意見澄清：設計時，initial preload 訂為 1.35~1.4 倍，主要為考慮應力鬆弛效應。螺栓 preload 係壓合支撐裙板 flange 與 mounting plate，當 preload 施加上後，支撐裙板 flange 與 mounting plate

均受到壓縮，因此，會收縮變形，使得原來螺栓之 pre-strain 變小，因此，preload 也會隨之下降。(註：prestress $\sigma = \text{Young's Modulus } E \times \text{prestrain } \varepsilon$)，而這應該為主要的應力鬆弛項目，因運轉中應無 creep 或中子照射(fluence)相當低等其他會導致應力鬆弛之因素。因此，奇異原來之程序書要求運轉後的第一個週期後，需複檢螺栓之 preload，而 preload 值應維持在 560 kips 以上即可，顯然如複檢 preload 有超過 560 kips，應可確保 initial preload 足夠應付上述之應力鬆弛效應。本次大修核二廠亦針對其它 113 支螺栓進行複檢，複檢結果顯示目前螺栓 preload 均在 560 kips 以上，基於以上說明，目前檢討當初設計要求之 680 kips initial preload 應該是足夠的。

台電再提出補充說明如下：依據奇異公司的設計，設定 1.35 ~ 1.40 倍之預力是考量非預期或可能發生的螺栓鬆弛現象，而仍然使螺栓有比計算需求大的預力，以符合摩擦力需求。這些考量因素包括螺栓的鬆弛、螺栓拉伸時的誤差、實際的材料降伏伸長等等，以確保在前述因素的影響下，螺栓仍能符合設計需求的鎖緊預力(本案設計要求為 510kips)。而此初始鎖緊預力的設定是設計者工程上的判斷，並不是法規規定。

驗證設計是否足夠最有效且絕對的方法，就是實際驗證目前螺栓之預力是否仍然滿足設計。雖然當時初始鎖緊預力 680kips($680/510=1.33$)，雖不在奇異公司預設之範圍內，但僅有極小之差異，且經由實際對螺栓的拉伸驗證，目前螺栓之預力都達到 560kips，足以說明當時選定 680kips 的初始鎖緊預力是適當的。

貝泰公司答覆原文如下：

A definitive and absolute determination as to whether the current bolt preload values meet the design criteria (i.e. do the existing bolt preload force still exceed the calculated maximum demand of 510 kips) can only be

made by lift-off measurements for all bolts. Based upon a review of the GE Design Report, the 1.35 to 1.40 factor for the initial bolt preload appears to have been used to account for expected or possible bolt relaxation (after initial preload tensioning) such that the remaining bolt preload tension continues to exceed the calculated maximum demand tension load so that the bolt does not become completely “unloaded” for this friction connection. The factor also accounts for uncertainties including bolt relaxation, bolt tension installation variability, calculated bolt tension demand, actual material yield strength, etc. The slight reduction from 1.35 to 1.333 (i.e. $680/510 = 1.333$) is less than a 5% change, which is insignificant. Therefore, based on the limited review performed to date, the originally specified 680 kip initial preload is believed to be appropriate.

螺栓施加 preload 主要在提供支撐裙板 flange 與 mounting plate 間之接觸應力進而提供足夠之摩擦力，防止事故發生時，支撐裙板 flange 與 mounting plate 間產生滑移，因而，讓螺栓免於承受剪力。Initial preload 乘上 1.35-1.40 的因子主要在考量預力鬆弛效應下仍可確保足夠之摩擦力，防止滑移。而為達到足夠之摩擦力，貝泰計算結果，preload 維持在 510 kips 以上即可。

另防止反應爐翻覆主要在螺栓本身之強度，包括螺栓材質之降伏強度及螺栓尺寸，依貝泰之設計，必須採用 ASTM A-540 Gr B23 或 B24 Class 1 之 3 螺栓材料(應力<90% 降伏強度)才足以承受 faulted condition 下之翻覆力矩(Overturning Moment)。

綜上所述，螺栓 preload 係在防止滑移，螺栓強度在防止翻覆。經複檢結果顯示，目前螺栓之 preload 均維持在 560kips 以上，高出設計基準(510 kips)10% 以上，在 faulted condition 下，不至於會有滑移現象。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(三)超音波檢測作業

超音波檢測設定檢測靈敏度，其主要目的在於能確保有效地檢出被測物中之瑕疵，選取標準試塊製作相關工業標準或規範之人工缺陷尺寸以建立檢測靈敏度，並以同一尺寸人工缺陷加工在標準試塊不同位置處，便於取得不同超音波波傳行程之所謂波傳距離振幅校正曲線(DAC)以研判超音波信號與瑕疵大小之關係。建立 DAC 曲線之檢測靈敏度為參考靈敏度，其與相關之超音波儀器型號、超音波探頭、探頭與被測物表面耦合狀況、超音波頻率與被測物材質有密切關聯。另實務上為避免掃描之疏失及提高螢幕上超音波信號之易觀性，會將參考靈敏度提高 6db 以上作為檢測掃描靈敏度，使掃描過程中易於發現可能存在的瑕疵，當發現可能的瑕疵時必須將掃描靈敏度降回參考靈敏度後方能進行評估，否則將易造成瑕疵之 Overestimated。

當超過 20%DAC 之瑕疵評估過程中，瑕疵之超音波信號振幅是主要研判參數，但並非唯一，因超音波信號可能來自被測物複雜幾何結構譬如螺紋或被測物中冶金性質變化之反射或超音波波式轉換效應所造成之轉換波，而裂縫超音波信號研判之正確性，除了經驗證過之檢測程序書及正確儀器設備外，檢測人員之資格訓練、相關經歷與經驗應是決定因素。

被測物中多小的裂縫或缺陷可被檢出，一直是業界與相關研究單位努力之目標，更小的裂縫檢出代表更高級(Advanced)檢測技術及更高昂的成本付出，營運中組件檢測合格標準，除了相關工業標準外，應以該組件從破壞力學及疲勞評估獲取組件安全運轉下所允許之最大缺陷尺寸作為檢測之合格標準。而以真實裂縫大小製作標準試塊建立檢測靈敏度，雖更能反映出真正的檢測狀況，但是缺乏共同參考之標準。

台電公司執行超音波檢測人員都具有執照，檢測工作均需遵守法規與程序書規定。超音波檢測掃描時之靈敏度，在檢測專業要求上，為易讀取訊號，技術上採將波高放大 2 倍進行掃描。標準塊校準波型圖乃是以 53db 為準，檢測時使用之 59dB 乃是將波高放大 2 倍，其所得訊號即為實際 2

倍大小。59dB 選用乃自 53db 增加 6db 而得，其使用公式為 $20\log N$ ，N 為訊號波高之倍數，當 $N=2$ 時， $20\log N=6.0206\text{db}$ ，為 6db 之來源。

例如外界疑慮有嚴重裂痕螺栓 D15，其訊號實際波高為 7% 與相應位置校準之波高 39% 比對結果，其訊號波高仍不到百分之二十，依檢測法規之規定不需記錄，故審查未發現台電公司有記錄不實之問題。除已更換的 7 支錨定螺栓外，其餘 29 支有訊號錨定螺栓都是微小的訊號或雜訊，依法規不需記錄。台電公司依照檢測程序書評估結果，有問題螺栓確認僅此 7 支。台電公司已將檢測報告送交台灣非破壞檢測協會審閱，結果認為符合法規。為取信於社會大眾，台電公司將檢測作業資料及報告，分別送交中華民國非破壞檢測協會講師葉博士 (ASNT UT level III & 中華民國非破壞檢測協會 UT 高級檢測師) 及工研院吳博士 (ASNT UT level III) 審查，確認檢測結果之正確性。對於外界解讀超音波檢測訊號所產生之疑義，亦提出澄清。

*註：ASNT：美國非破壞檢測協會；UT：超音波檢測；level III：高級檢測師。

針對核二廠超音波檢測的審查，本會審查委員主要的審查發現彙整如下，詳細內容可見審查意見與答覆：

1. UT 量測 elongation 的精準度問題，因少許誤差乘上 Young's modulus 就有很大的應力誤差 (II-7)。台電公司之回覆說明為：

螺栓伸長量量測儀之解析度為 0.001mm，準確度為 $\pm 0.0002\text{mm}$ ，如此之準確度 (0.015%) 並不會造成顯著之應力誤差，經審查結果可以接受。

2. UT 檢測螺栓裂縫生成之判視極限能力，台電公司應考慮目前螺栓具有最惡劣可能之裂縫狀況，提出繼續安全運轉一個週期之安全評估報告 (AIII-7)。台電公司之回覆說明為：

考量 UT 檢測螺栓裂縫生成之判視極限能力，已於「反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估」(參考資料 13) 中，保守假設有 2.5mm

UT 可能未能檢出之初始裂痕，來進行後續繼續安全運轉一個週期之安全評估，經審查結果可以接受。

(四) 錨定螺栓功能評估

1. 螺栓批次及材料批號問題 (III-19) (III-51)。螺栓試片機械性質拉伸試驗結果與規格文件比對說明，尤其應注意材料韌性特性 (AEC-2)？目前斷裂螺栓製造批號應徹查，並對原建廠 CMTR 之材質成分與台電公司目前委外分析之成分結果相互比較，是否為硫、碳或其他成分不均勻所致，再作結論 (AEC-5)。台電公司之回覆說明為：

此次所購之螺栓組件材料中 9 支螺栓(加工前為 3.25 吋之圓棒) 為同一個爐號。舊有外圈螺栓材料批號對照表詳 (III-51) 答覆，外圈屬 61236 爐號之螺栓有 18 支，外圈屬 61765 爐號之螺栓有 40 支，外圈屬 8073029 爐號之螺栓有 2 支。螺栓試片機械性質拉伸試驗結果與規格文件比對說明表詳 (AEC-2) 答覆，低破裂韌性是疲勞裂紋成長的主因 (A2、C6、D14 螺栓具低破裂韌性)，但由本案肇因而言，當時施工方法不佳加上腐蝕環境才是引致螺栓起裂之主要成因，若有其他具低破裂韌性之螺栓，只要沒有施工方法或腐蝕環境形成的較深裂紋情況下，裂紋亦不會有成長之情形。原建廠 CMTR 與斷裂螺栓化學成分分析比較表詳如 (AEC-5) 答覆，結果顯示碳、硫含量均在規範內(C6 含碳量在誤差規範範圍 0.02% 內)：一號機內、外圈錨定螺栓母材之爐號清查結果，3 支斷裂螺栓及 2 支有裂紋顯示螺栓均為爐號 61236(另 2 支有裂紋顯示螺栓爐號不可考)。由比較得知，爐號 61236 具有較高硫含量，另由 A2、C6、D14 斷裂螺栓的金相分析也顯示有大顆粒的硫化物存在，因此可以斷定 61236 爐號之原始母材有較高硫含量及硫不均勻分布之現象。由於高含硫量對材料機械特性及腐蝕特性均有不良影響。肇因分析所述，斷裂的起始肇因係熱處理不當或高含硫成份的螺栓，因當時施工方法產生的脆裂裂紋或建廠初期露天環境衍生的應力腐蝕產生之裂紋。因此只要沒有施工不良或腐蝕環境，起始裂紋就不

會生成。

斷裂螺栓 A2 及 C6 化學成份分析顯示其含碳量較原建廠 CMTR 高。A2 及 C6 或有碳成份分布不均之現象，但由肇因分析顯示高碳含量並無明顯不利之影響。同一爐號(每一爐約生產 4500 公斤鋼錠)屬於同一熔爐產出之鋼錠，其化學成分相近，但後續再經不同批次，加工及熱處理等製成多批次螺栓(每支重 23.6 公斤)，因此同一爐號僅代表同一批次之鋼錠原料，但不表示各批次加工製成之螺栓，具有完全相同的機械性質。5 月 17 日台電補充答覆肇因為階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件共存下產生應力腐蝕龜裂(SCC)是本案的起始肇因。另由金相觀察，顯示有硫化物聚集現象，或有對腐蝕行為有促進之效果，但由肇因機制，當腐蝕環境不存在，或沒有施工過程中造成的應力集中或表面缺陷，並不會有起始裂紋的生成。

(Ⅲ-19 項) 委員有條件同意，提出之意見為：請將審查會中台電進一步解釋爐號之回答補充答覆。

台電公司再補充答覆為：同一爐號意為同一熔爐冶鍊的母材，這些母材可能分成不同批次進行熱處理。本新購之 9 支螺栓是同一個爐號，同一個批次。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 請台電提出此次 UT 檢查未發現斷裂之 113 支螺栓機械力學性質如設計之初的證明及來源資料 (Ⅱ-1) (Ⅲ-4)。台電公司之回覆說明為：

依學理論述(Bickford, An Introduction to the Design and Behavior of Bolted Joints) (參考資料 5)：螺栓預力之鬆弛僅發生於有限的時間內，大部份預力的鬆弛發生於完成螺栓鎖緊後之當時，且隨著時間預力鬆弛率將趨近於零，因此除非螺栓處於嚴重之腐蝕環境造成螺栓鎖緊平面間之厚度有減損或是螺栓斷裂、延展變形(yield)，否則螺栓之鎖緊預力並不會鬆弛。經現場實地觀察支撐裙板法蘭及基座載板並無腐蝕減

損厚度現象，而且螺栓也無因腐蝕損壞情形；且以設計上而言，螺栓的延展變形具有足夠的餘裕；因此螺栓預力應無鬆弛現象。台電公司已為其餘 113 支螺栓於 101 年 5 月 3 日完成預力驗證，確認全部均大於 560 kips，施作過程經機械組、品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員(ANII)人員查證，記錄文件均完整保存。

建廠顧問公司貝泰原計算書 Calc. N0. C17C12.1-2.0 P.419 of 563 (參考資料 25)，針對 RPV Skirt Flange 及 Anchor Ring 接觸面間之摩擦係數採用 0.35，如下：

7 $\mu = 0.35$ FRICTION COEFF. BETWEEN CONTACT SURFACES OF
RPV SKIRT FLANGE & ANCHOR RING.

上述鋼板間磨擦係數來自 Shigley, J.E., “Mechanical Engineering Design”, McGraw-Hill, 1963 (參考資料 26)。台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

三、審查小結

本章審查委員對於(一)錨定螺栓更換作業、(二)錨定螺栓預力查驗、(三)超音波檢測作業、(四)錨定螺栓功能評估等四小節審查後，達成以下結論：

- (一)台電公司此次 7 支錨定螺栓更換作業係依照奇異公司提供之檢修計畫及程序要求，包括材料及結構設計。更換 7 支螺栓之品保程序係依核二廠程序書 1115.01「不符品質案件處理管制程序」辦理。
- (二)其餘 113 支螺栓已完成預力驗證確認全部均大於 560 kips，檢測及施作過程均錄影存證，每根螺栓 UT 檢測紀錄均經核二廠品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員(ANII)人員查證，記錄文件均完整保存。
- (三)台電公司執行超音波檢測人員都具有執照，檢測工作均需遵守法規與程序書規定。外界疑慮有嚴重裂痕螺栓 D15，其超音波檢測訊號實際波高為 7%與相應位置校準之波高 39%比對結果，其訊號波高仍不到

百分之二十，依檢測法規之規定不需記錄，經獨立第三者中華民國非破壞檢測協會講師葉博士（ASNT UT level III & 中華民國非破壞檢測協會 UT 高級檢測師）及工研院吳博士（ASNT UT level III）查證，未發現台電公司有記錄不實之問題。

(四) 錨定螺栓更換與檢查作業之審查結果，可以由螺栓預力查驗、超音波再檢測確認 120 支錨定螺栓結構完整性。

在錨定螺栓更換與檢查結果澄清後，審查委員對於於審查過程中所提出之問題，台電公司對錨定螺栓更換作業、錨定螺栓預力查驗、超音波檢測作業及錨定螺栓功能評估等描述內容，審查委員提出後續之管制意見，如下：

(一) 對錨定螺栓可能有成長的裂紋，因其成長速率極為緩慢，核二廠以後每次大修應執行螺栓超音波檢測，確認無成長之裂紋，以確保機組運轉安全。

(二) 核二廠一號機 7 支斷裂之錨定螺栓均已更換完成，必須於運轉一燃料週期後，驗證預力仍大於 560kips。

(三) 核二廠於下次大修執行錨定螺栓超音波檢測前，應修訂完成執行錨定螺栓超音波檢測所使用之程序書，將校準規塊製作方式、錨定螺栓檢測程序、檢測使用之頻率及強度、檢測操作步驟、儀器設定、畫面記錄等均納入程序書管制，並聘請外部專家審閱該份程序書，以為日後螺栓檢測工作之依據。

本節其餘項目經審查結果，可以接受。審查委員提出之後續之管制意見將納入第六章總結之後續之管制要求項下，要求台電公司確實執行。

四、參考資料：

1. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第二章「7 支螺栓修復作業」，民國 101 年 5 月 7 日。
2. ASME Sec II Part A, Specification for Alloy-Steel Bolting Materials for Special Application, SA-540/SA-540M, pp969-981, 1998.

3. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第二章 7 支螺栓修復作業-附件一：「核二廠程序書 1109.09 『按法規要求執行機械組件之修理與更換』」，民國 101 年 4 月 9 日。
4. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第二章 7 支螺栓修復作業--附件二：「核二廠依 SP-2012-04 執行反應爐支撐裙板錨定螺栓安裝程序書之施工紀錄」，民國 101 年 4 月。
5. John H. Bickford, An Introduction to the Design and Behavior of Bolted Joints。
6. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第三章螺栓完整性確認-附件 1：「GE 預力查驗執行結果說明」，民國 101 年 5 月。
7. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第三章螺栓完整性確認-附件 2：「超音波(UT)檢測結果」，民國 101 年 5 月。
8. 核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第四章超音波檢測-附件 4.2：「螺件超音波檢測報告(含超音波檢測波型圖)」，民國 101 年 5 月。
9. 葉競榮，「台電公司核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波檢測作業及結果效能評估報告」，民國 101 年 5 月 28 日。
10. 吳永豪，「台電核二廠一號機錨定螺栓超音波檢測作業及報告效能評估」，民國 101 年 5 月 28 日。
11. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第三章螺栓完整性確認-附件 2：「超音波(UT)檢測結果」，民國 101 年 5 月。
12. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第三章螺栓完整性確認-附件 3：「硬度測試轉換抗拉強度

- 結果」，民國 101 年 5 月。
13. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第八章安全運轉評估-附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev5」，民國 101 年 6 月 4 日。
 14. ASTM A370-10, “Standard Test Methods and Definitions for Mechanical Testing of Steel Products,” 2010.
 15. ASME CRTD Vol. 57, “Determining the Yield stress of In-service Pipe,” 1999.
 16. ASME CRTD Vol. 91, “Applications Guide for Determining the Yield Strength of In-service Pipe by Hardness Evaluation,” 2009.
 17. Hart, “Yield Strength from Hardness Data,” TWI Research Bulletin, 1975.
 18. Pargeter, “Yield Strength from Hardness - A Reappraisal for Weld Metal,” TWI Research Bulletin, 1978.
 19. Oliver Bowers, “The Determination of Yield Stress from Hardness Measurement,” J. Inst. Metal, 1966.
 20. Fehr & Long, “Determining Metal Yield Strength in the Field,” ASME PD Vol. 56, 1944.
 21. Caboon, et. al., “The Determination of Yield Strength from Hardness Measurements,” ASME Intl. Metallurgical. Trans, 1971.
 22. George et. al., “Estimating Yield Strength from Hardness Data,” Metals Progress, ASME Intl., 1976.
 23. Auerkari, “ On the Correction of Hardness with Tensile and Yield Strength,” TRCF research report 1986. ◦
 24. 核二廠終期安全分析報告書(FSAR)。
 25. 貝泰計算書，“ Containment Internals: RPV Pedestal & Shield Wall-RPV Pedestal” ，Calc. No. C17C12.1-2.0, 1/5/1976 ◦
 26. Shigley, J.E. , “Mechanical Engineering Design ”, McGraw-Hill, 1963 ◦

第五章 安全運轉分析評估

一、概述

本章為 7 支斷裂螺栓均已更換完成後，但為能確切掌握反應爐相關結構之安全，分別針對整體結構安全、周邊組件狀態、機組安全運轉，進行安全分析，簡要說明如下：

(一) 整體結構安全

核二廠一號機 7 支斷裂之錨定螺栓均已依奇異公司提供之檢修計畫更換，恢復其功能。而其餘 113 支螺栓，台電公司進一步確認其結構完整性，包括螺栓預力查驗、超音波再檢測、及假設螺栓存在有 2.5mm 未檢出裂紋情況下之進行破壞力學及疲勞安全評估，各項檢測及分析結果應可確認 113 支螺栓之功能完整，確保整體結構之安全（參考資料 1）。

(二) 周邊組件狀態

核二廠將地震儀送交至國家地震工程研究中心進行測試驗證後，確認 0.29g 振動量，係 101 年 3 月 16 日 05:50 反應爐基座裙板處地震儀所量得之振動量，其包含運轉模式開關切至停機位置時反應爐之振動力、背景雜波、地震儀零點上下晃動之失真訊號。

儘管 0.29g 影響時間相當短，同時包含了部份失真訊號(各訊號疊加，已無法個別分離)，但核二廠為保守起見，仍探討若發生 0.29g 振動量對爐心影響：

1. 依據送審報告第八章附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」(參考資料 2)分析，在 Faulted condition(SSE+LOCA)下(承受 1083kips 垂直上揚力)，並不會對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞有威脅性；因此即使有 0.29g(<SSE+LOCA)之交變垂直上揚力，亦不會造成反應爐支撐裙板錨定螺栓疲勞破壞。
2. 另核二廠反應爐之基礎振動模式頻率為 8.29 Hz，經由反應爐垂直方向之設計基準反應譜(高程-8'詳參考資料 3)，查得反應爐裙板位置其垂直加速度 OBE 約為 0.57 g，SSE 約為 0.93 g(反應爐基座高程-9'4"處垂直

向加速度 OBE 為 0.16g，SSE 為 0.37g)。而核二廠反應爐支撐裙板之固定螺栓於設計時，亦採用反應爐之分析數據作為設計參數，即考慮 OBE 及 SSE 之設計條件。假若地震儀記錄到最高之實際垂直加速度值為 0.29 g，仍小於反應爐垂直設計加速度 0.57 g (OBE)及 0.93 g (SSE)，故在設計安全範圍之內（參考資料 4）。

地震儀係量測地震行為及地震量大小之儀器，但是此局部區域瞬間之振動量亦會讓此地震儀有所反應，因此儘管 0.29g 振動量影響時間相當短，同時包含了部份失真訊號，依核二廠評估結果，若實際發生 0.29g 瞬間振動量亦不會對錨定螺栓及反應爐造成損害。

核二廠於一號機第 22 次大修中完成下列各項檢測：

1. 依程序書 708.3.4 「反應器內部組件目視檢查」執行反應爐內部組件檢查。（參考資料 5）
2. 依營運檢測計畫執行安全管路/管嘴非破壞檢測完成，共檢測 59 口：包括再循環管路焊道 19 口，管嘴 29 口及爐水淨化系統（RWCU）管路焊道 11 口。（參考資料 6）
3. 依程序書 732.6-IST 「核能級組件支撐目視檢查程序書」檢查反應爐支撐裙板。（參考資料 7）
4. 依程序書 612.3.7 「控制棒驅動殼支架檢查」檢查控制棒驅動系統殼支架。（參考資料 8）
5. 依程序書 575 「地震緊急程序書」執行全廠巡視。（參考資料 9）
6. 依程序書 295 「反應爐壓力槽系統洩漏試驗」，執行反應爐加壓後壓力槽系統整體之洩漏測試。（參考資料 10）

以上各項檢測結果正常，反應器周邊組件並未發生損壞情形。

(三)機組安全運轉

因其餘 113 支螺栓雖於本次大修經 UT 檢測未發現裂紋顯示（參考資料 11），但為能確切掌握反應爐相關結構之安全，台電公司保守假設錨定螺栓仍有可能存在 UT 檢測無法判讀的瑕疵，採取與原設計不同之考量

方式，進行破壞力學分析，並預估可能之反覆交變負載進行疲勞壽命評估（參考資料 2）。

1. 破壞力學評估

台電公司假設螺栓內部仍可能存有超音波檢測未能檢測出最大為 2.5 mm 深之裂縫，且裂縫存在於螺牙根部。破壞力學評估所採用之材料斷裂韌度係由實際測試樣本中取最低之夏比衝擊能 (CVN) 值，評估結果，核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓於運轉中承受設計基準最嚴苛之故障狀況 (Faulted Condition) 負載之最大應力時，發生斷裂之臨界裂縫深度為 10.08 mm。

2. 疲勞壽命評估

交變載荷對裂縫體會構成疲勞裂縫成長之威脅，威脅的程度則視結構體之裂縫尺寸以及其所承受交變載荷之大小而定。核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓若承受交變應力，則疲勞壽命多長。台電公司分析核二廠錨定螺栓可能承受較明顯之交變應力有反應爐整體結構承受地震力 (包括安全釋放閥 (SRV) 沖放)、機組起動後支撐裙板因溫升外漲所施加之熱力矩 (thermal moment) 以及因反應爐急停而產生之交變垂直上揚力等，這些負載均為反覆交變負載。

評估結果顯示，錨定螺栓承受 RPV 整體結構承受地震力 (包括 SRV 沖放) 之交變應力時，裂縫深度由 a_0 (2.5 mm) 擴展至 a_c (10.08 mm) 之受力循環數為 4.02×10^5 cycles，報告中保守預估運轉 40 年發生上列交變應力循環數為 19896 cycles ($\ll 4.02 \times 10^5$ cycles)。當承受熱力矩之交變應力時，裂縫深度由 a_0 擴展至 a_c 承受應力循環數為 1.14×10^5 cycles，預估運轉 40 年發生上列交變應力循環數為 100 cycles ($\ll 1.14 \times 10^5$)。當承受反應爐急停之交變負載下，裂縫深度由 a_0 擴展至 a_c 之應力循環數為 3.70×10^7 cycles。台電公司報告中估算反應爐運轉 40 年承受此項交變應力在 1400 cycles 以內 ($\ll 3.70 \times 10^7$ cycles)，由此分析結果顯示，此項反覆交變負載對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞沒有威脅性 (參考資料 2)。

台電公司分析結果，每一運轉週期，錨定螺栓可能承受之交變應力及

cycles 如表 5-1 (摘錄自參考資料 2) :

表 5-1 核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓可能承受之交變應力及 cycles

負載	交變應力 $\Delta\sigma$ (ksi/MPa)	每一運轉週期承受之 cycle 數 N
RPV 整體結構承受地震力(包括 SRV 沖放)	12.43/85.73	498
thermal moment	21.41/147.66	1
強震儀記錄之交變垂直上揚力	1.77/12.21	14
推估持續承受之交變應力	2.19/15.14	持續作用

因疲勞壽命評估均假設每一項交變應力均未在同一時間發生，但機組運轉中亦有可能同時發生多項交變應力，因此各項交變應力有疊加的可能性，審查委員要求台電公司評估螺栓可能承受疊加後之交變應力。

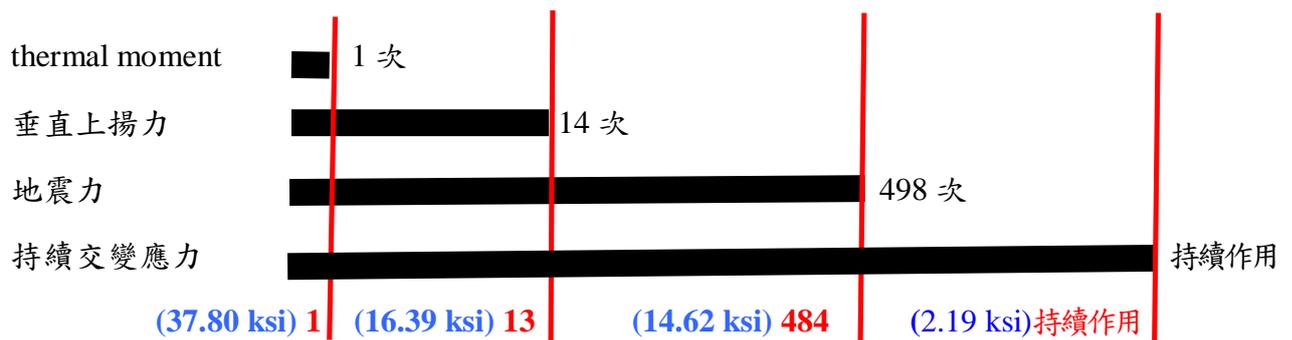
疲勞壽命評估經考慮錨定螺栓可能承受上列各項交變應力之疊加作用，並比照 ASME Section XI, Appendix L 之要求，考量累積疲勞損傷，計算螺栓承受疊加交變應力後之累積疲勞裂縫成長量。另一併考量裂縫成長過程中，螺栓預張力會鬆弛，導致交變應力有增強效應。考慮應力疊加之情形後，最保守之疊加情況如表 5-2：

表 5-2 核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓考慮應力疊加之情形後，承受之交變應力及 cycles (摘錄自參考資料 2)

疊加負載	交變應力 $\Delta\sigma$ (ksi/MPa)	每一運轉週期承受之 cycle 數 N (註)
地震力(包括 SRV 沖放)+ thermal moment + 交變垂直上揚力 + 持續交變應力	$12.43+21.41+1.77+2.19=37.80/260.69$	1
地震力(包括 SRV 沖放)+ 交變垂直上揚力	$12.43+1.77+2.19=16.39/113.04$	13 (14-1)

+持續交變應力		
地震力(包括 SRV 沖放)+持續交變應力	12.43+2.19=14.62/100.83	484 (498-14)
持續交變應力	2.19/15.14	持續作用

註：各交變應力疊加後發生次數(cycles)之計算示意圖（摘錄自參考資料 2）：



分析結果顯示，錨定螺栓繼續運轉40年，若不考慮裂縫成長導致預張應力鬆弛及交變應力增強效應，則螺栓裂縫將由2.5mm成長至2.95mm，離螺栓發生斷裂之臨界裂縫深度10.08 mm尚有相當餘裕；若考慮裂縫成長導致預張應力下降及交變應力增強效應，則螺栓裂縫由2.5mm成長至2.951mm，離螺栓發生斷裂之臨界裂縫深度10.08 mm仍有相當餘裕。分析結果亦顯示，由斷裂螺栓破斷面金相檢驗結果所推估螺栓可能承受運轉中持續之交變應力，雖為經常性交變負載，但由於應力極低，對於2.5mm之淺裂縫而言，運轉期間，其 ΔK_{II} 均小於產生疲勞裂縫成長之門檻值 $2.5 \text{ Mpa}\sqrt{\text{m}}$ ，不致於產生疲勞裂縫成長。

綜合以上分析結果顯示，配合超音波檢測，確保螺栓之初始裂縫深度均在2.5 mm以內，核二廠1號機可以繼續安全運轉一個週期（18個月）以上無虞。

台電公司評估過程及結果詳如送審報告附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev.5」（參考資料 2）。

二、審查發現

針對核二廠安全運轉分析評估的審查，本會審查委員主要的審查發現彙整如下三節，詳細內容可見審查意見與答覆：

(一) 整體結構安全

核二廠一號機損壞之 7 支錨定螺栓均已更換完成，而 113 支螺栓之完整性亦已完成確認。另由核二廠一號機大修中對反應器系統及管嘴、管路等的檢測顯示無異常，並未受到此可能高達 0.29g 振動波衝擊影響，可以確認無論是反應器的結構安全或是周邊組件的運轉安全均無疑慮。

1. 錨定螺栓與 RPV 運轉的振動量，及各個 nozzles 的受力，及 RPV 結構穩定等相關性問題澄清 (I-1)？振動監測計畫應考量振動行為所需的水平分量澄清 (A II-5)？斷裂螺栓測定材質成份及基本機械性質，包括常溫拉伸及衝擊性質之相關問題澄清 (II-16) (III-3) (A II-7)？台電公司之回覆說明為：

7 支斷裂之螺栓均已更換並測試合格，符合設計要求，核二廠依「核二廠反應爐基座裙板振動監測計畫」，除了原有之強震儀外，將於壹號機反應爐基座外牆再加裝 8 只振動加速規，以有效監測 RPV 裙板附近之振動狀況（安裝位置分別為：反應爐基座外牆 30 度、115 度、217 度及 290 度附近各加裝一只垂直向及水平向之振動加速規）。台電公司已將 A2 及 C6 送請核研所進行肇因分析，業已完成成分分析(感應耦合電漿光譜儀及碳硫分析儀)及硬度試驗，材質成份及抗拉強度比較表詳如 (A II-7) 答覆，材料抗拉強度符合 A-540 B23 Class 1 之要求。原建廠 CMTR 與斷裂螺栓化學成分分析比較表詳如 (A II-7) 答覆，結果顯示碳、硫含量均在規範內(C6 含碳量在誤差規範範圍 0.02% 內)，機械性質比較表詳如 (A II-7) 答覆，低破裂韌性是疲勞裂紋成長的主因(A2、C6、D14 螺栓具低破裂韌性)，但由本案肇因而言，施工方法不佳加上腐蝕作用才是引致螺栓起裂之主要成因，若有其他具低破裂韌性之螺栓，只要沒有施工不良或腐蝕環境形成的較深裂紋情況下，

裂紋亦不會有成長之情形。另由現場其餘 113 支螺栓之硬度測試，利用斷裂的 7 支螺栓之硬度量測與實測抗拉強度的關係，推算出其餘 113 支螺栓抗拉強度之最低抗拉強度為內圈 C8 之 148ksi，根據 B13 測試結果，推算 C8 降伏強度仍大於 120ksi，仍能符合原設計接受標準。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(二) 周邊組件狀態

1. 鑑於機組停機過程在將「運轉模式」開關由「起動」階段轉至「停機」階段時，強震儀 OSG-XE-105 被引動並達 0.29g，台電公司應進行現場勘察以確認和反應爐相連接之安全管路/管嘴（如：主蒸汽管、飼水管、高/低壓安全注水管、控制棒驅動系統及其導管等）之銲接處未受其影響，而無運轉安全之疑慮（AI-3）（A II -6）（AEC-10）。台電公司之回覆說明為：

本次大修反應爐內部組件(含控制棒)檢查結果均正常。3月16日核二廠大修停機前地震儀並未動作，當反應爐停機時，將運轉模式開關切至停機模式後，會引發高頻振動波，而此高頻振動波即觸發地震儀之記錄功能，此筆資料南北方向/東西方向/垂直方向最大加速值分別為 0.0098g /0.0081g /0.2947g，仍低於安全停機設計值。由 A2、C6 兩支螺栓之肇因分析，顯示螺栓龜裂需歷時相當長之一段時間，因而推測斷裂之三根螺栓，可能已經相當程度地劣化，甚至已經將斷未斷，與「反應爐模式」開關轉至「停機」位置時，進而觸發地震儀之動作，並無關聯。

本次大修針對與反應爐相連之管嘴焊道 29 口及管路焊道 30 口執行超音波檢測，檢測結果均正常，另核二廠於 4 月 12 日加壓反應爐執行洩漏測試，進一步確認和反應爐相連接的安全管路/管嘴之完整性，以確保安全。台電公司核二廠已於一號機第 22 次大修中完成反應器周邊組件各項檢測，結果正常，反應器周邊組件並未發生損壞情形。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

(三)機組安全運轉

1. 請澄清應力分析之螺栓之 allowable stress $0.9F_y$ 為 804.6kips (I-4)。錨定螺栓疲勞分析除了要考慮 alternating stress 之外，也必須考慮螺栓的 mean stress (III-13)。台電公司之回覆說明為：

核二廠二號機第 21 次大修及一號機第 22 次大修反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂結構安全分析，所採用之每根螺栓拉力接受標準，係根據建廠顧問公司貝泰對錨定螺栓設計計算書（參考資料 12）中之規範，其計算值為 $0.9\sigma_y$ (330°F 運轉溫度下降伏強度之 90% 數值) X 每根螺栓受拉力面積 6.51in^2 ，計算書摘錄如下：

螺栓材料： A-540 B23 CLASS 1 ，3” ϕ ，受拉力面積 6.51in^2 。

A-540 B23 CLASS 1 在各個溫度機械性質如下：

溫度	100°F	200°F	300°F	400°F
最低降伏強度 σ_y (ksi)	150.0	143.4	138.6	134.4
3” ϕ 螺栓降伏負荷 (σ_y X 6.51in^2)(kips/bolt)	976.5	933.5	902.2	874.9
90%之 3” ϕ 螺栓降伏負荷 (kips/bolt)	878.9	840.2	812.0	787.4

故在 330°F 運轉溫度下，每根螺栓拉力接受標準係由 300°F 及 400°F 之數值(812.0 kips/bolt 及 787.4kips/bolt)所內插出來，經台電公司驗算無誤。

(I-3 項) 委員有條件同意，提出之意見為：請修正回覆內容中”受拉力面積 6.51in^2 ”，因為 Bechtel 報告中曾指出有部份螺栓面積小於上述 6.51in^2 。

台電公司再補充答覆為：

貝泰設計計算書中曾指出有部份螺栓面積小於 6.51in^2 ，其中最小面積為 6.402in^2 ，因此，更正前次答覆內容如下：

螺栓材料： A-540 B23 CLASS 1 ，3” ϕ ，受拉力面積最小為 6.402in²。
A-540 B23 CLASS 1 在各個溫度機械性質如下：

溫度	100°F	200°F	300°F	400°F
最低降伏強度 σ_y (ksi)	150.0	143.4	138.6	134.4
3” ϕ 螺栓降伏負荷 ($\sigma_y \times 6.51 \text{ in}^2$)(kips/bolt)	960.3	918.0	887.3	860.4
90%之 3” ϕ 螺栓降伏負荷 (kips/bolt)	864.3	826.2	798.6	774.4

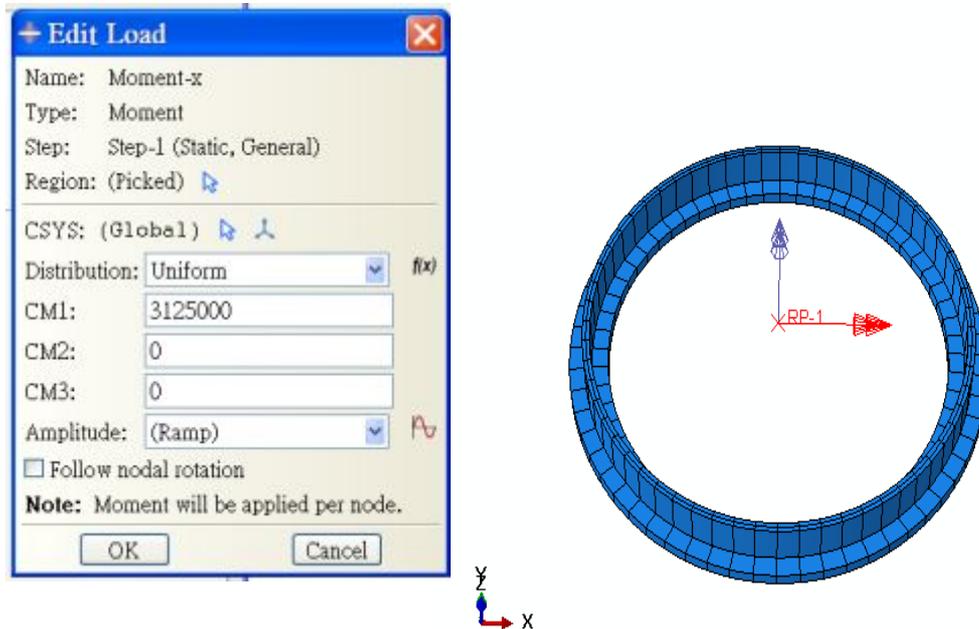
故在 330°F 運轉溫度下，每根螺栓拉力接受標準可由 300°F 及 400°F 之數值(798.6 Kips/bolt 及 774.4 Kips/bolt)內插得出 791.3 kips。

(III-13) 項意見回覆為：在「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」中，螺栓承受較大的交變應力為 thermal moment，交變應力值 $\Delta\sigma=0\sim 19.22$ ksi，螺栓承受 680 kips 下之穩態應力為 $680/6.51=104.5$ ksi。因此，最低應力 $\sigma_{\min} = 104.5 + 0 = 104.5$ ksi，最高應力 $\sigma_{\max} = 104.5 + 19.22 = 123.72$ ksi，應力比 $R = \sigma_{\min} / \sigma_{\max} = 104.5/123.72 = 0.84$ 。核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓為 ASTM A-540 Gr B23 Class 1 材質，常溫之降服強度為 150 ksi (1035 MPa)，相當於 AISI 4340 材料。依文獻 (Liaw and Leax) (參考資料 14)，可找到降服強度為 1035 MPa 之 AISI 4340 材料之應力比為 0.1 及 0.8 之疲勞裂縫成長曲線。台電公司評估時採用與上述甚為接近的應力比為 0.8 之疲勞裂縫成長曲線作為評估依據。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

2. 在反應爐支撐裙板中心點施加負載如何將 load 傳到各螺栓上(III-6)? 螺紋根部如應力集中，可能已超過降伏應力，是否會有不良後果 (IV-21)? 在報告中沒有考慮最大之 shear force、twisting moment 的理由 (III-8)? 台電公司之回覆說明為：

在有限元素分析模式中，在 skirt 中心點創建一個參考點(R.P)，在參考點上可施加對 skirt x-方向及 y-方向之 moment，如下圖所示：



應力集中對結構之影響應以設計觀點：結構設計時，均以結構不發生淨截面(net section)降伏為基準，亦即結構受載達到淨截面降伏時，結構才告失效；由於局部區域的降伏對淨截面的降伏影響很小，因此，設計時都不予考慮。但由於疲勞係結構局部應力反覆作用的結果，因此，設計時若考慮疲勞，則此項應力集中均需加以考量。錨定螺栓受 preload 後，因應力集中效應，螺牙根部局部區域應已達降伏狀態，但此項應力為穩態應力，沒有牽涉疲勞之問題，因此，以設計觀點而言，螺牙根部之應力集中對結構應可忽視。

最大之 shear force、twisting moment 在壓力槽 Skirt Flange 及 Anchor Ring 接觸面上會產生剪應力，但設計時，對錨定螺栓施加 preload(加上其他可在接觸面上產生壓應力的負載)，使得 RPV Skirt Flange 在接觸面產生正向接觸應力及磨擦力，因此，整體結構不會產生滑移，這些剪力(包括 shear force、twisting moment、thermal radial shear

等)不會作用在錨定螺栓，因此，只要確保 RPV Skirt Flange 及 Anchor Ring 接觸面不會產生滑移，則分析螺栓之受力情況時，就不需考慮 shear force、twisting moment。但在計算螺栓之 minimum preload 時，則 shear force、twisting moment 均有考慮，因 shear force 及 twisting moment 是事故中產生剪應力之項目，所有剪應力之總和必須小於支撐裙板法蘭與 Anchor Ring 接觸面之摩擦力，因此，shear force 及 twisting moment 需予考慮。

(III-8) 審查意見台電公司補充說明為：shear force、twisting moment 在當初設計及目前評估分析均有相同的考慮，詳細說明如下：

- (1) 由於錨定螺栓施加 preload 以及 RPV 自重等，使得 RPV Skirt Flange 在接觸面產生正向接觸應力及摩擦力，因此，整體結構不會產生滑移，導致這些剪力(包括 shear force、twisting moment、thermal radial shear 等)均不會作用在錨定螺栓，因此，設計及分析螺栓之受力情況時，均不需考慮 shear force、twisting moment。
- (2) 但在評估摩擦穩定度，判斷在事故下是否會產生滑移時，則不管是當時設計或目前評估分析，shear force 及 twisting moment 均有納入考慮，詳如 101.4.10 所檢送之「核二廠 1 號機 EOC-22 反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂結構安全分析報告」中第 5.2.1~5.2.3 節。

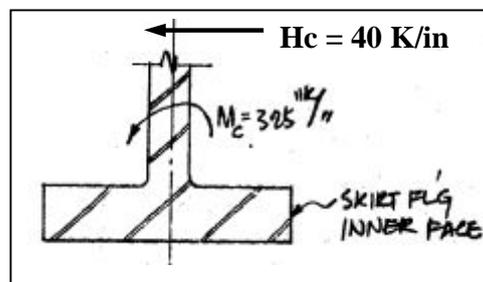
台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

3. 螺栓的斷裂與損壞，在壽命評估方面使用 Pari's Law，但考慮到 Shutdown Mode 的負載時，其 cycle 數更低，請澄清一般的 Pari's Law 是否仍能適用 (III-38)？在評估 thermal load 時，假設內圈的螺栓均勻膨脹，但膨脹後會有外圈的螺栓與設備擋住，此種 self-limiting 的現象會產生更大的 secondary stress 請澄清 (III-40)？Thermal moment 原始報告如何定義，請提供 GE 768E319-0 報告。且為何選 6° (III-7)？台電公司之回覆說明為：

Paris' Law 為目前工程應用上針對有裂縫結構進行疲勞壽命分析

之常用分析工具，評估過程中，若裂縫尖端承受之交變應力強度因子 ΔK_I 落在該材料之疲勞曲線(da/dN -- ΔK_I 關係線圖)範圍內，則 Paris' Law 可以適用，但如果裂縫尖端承受之交變應力強度因子 ΔK_I 不在該材料之疲勞曲線範圍，則 Paris' Law 不能適用。Strain base 之疲勞分析適用於假設結構沒有裂縫之情形，且比 stress base 之疲勞分析更能夠準確評估承受較高交變應力之 Low Cycle Fatigue。針對核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓，台電公司另假設螺栓在無裂縫之情況下，執行 Strain base 的疲勞壽命分析，分析結果請參考審查意見 (III-38) 之答覆內容。

圓形結構因溫升而膨脹，半(直)徑會增加，因此，整體結構往徑向(radial)外漲，在此情況下，由於 skirt flange 在螺栓處被固定，因此，skirt 截面承受因熱膨脹產生的徑向剪力(thermal radial shear)，以及對 skirt flange 施加一因熱膨脹產生的圓周向熱力矩(thermal circumferential moment)，如下圖所示：



上列兩項負載均為熱負載，屬於 secondary stress，亦為一種自限性(self-limiting)應力。核二廠反應爐支撐裙板螺栓設計時，計算螺栓之承載能力時，圓周向熱力矩(thermal circumferential moment, M_c)有列入考量，但熱徑向剪力(thermal radial shear, H_c)則沒有列入考量，因為設計時已考慮螺栓之 preload 足以讓各種事故下之剪應力均被 RPV 支撐裙板法蘭與 pedestal mounting plate 間之摩擦力抵消而不會產生滑動，亦即螺栓在設計上並不承受剪應力，因此 H_c 沒有作用在螺栓上。但在

計算螺栓之 minimum preload 時，則 Hc 有考慮，因 Hc 是事故中產生剪應力之項目之一，所有剪應力之總和必須小於支撐裙板法蘭與 mounting plate 接觸面之摩擦力，因此，Hc 需予考慮。而破壞分析所採用之螺栓軸向力亦同時有考慮 thermal circumferential moment Mc。

由於失效的 7 支錨定螺栓分散在 0° (A2)、 18° (D14)、 24° (D11)、 138° (C9)、 156° (C6)、 204° (B13)及 222° (B10)等方位之內圈位置，因此，無法直覺研判螺栓承受最大拉力之 overturning moment 之加載方位，理論上，應該每一方位均需加載進行分析，才能確定最嚴重的加載角度，但實用上，如以每隔 6° 方位(每 6° 有一螺栓)施加一次 overturning moment，則每次加載均有一支螺栓具中性軸最遠，可能承受最大應力。最後從總共執行的 60 次分析中，找出螺栓承受最大拉力之位置及其最大拉力值。

在評估計算書中所考量熱負載是整體性的；原設計計算書及奇異公司提供的 $H_c = 40 \text{ K/in}$ thermal circumferential moment of circumference based on mean diameter of RPV skirt (或簡稱 thermal moment)及 thermal radial shear of circumference based on mean diameter of RPV skirt(或簡稱 radial shear)等兩項負載即為委員所關心的由於反應器周遭環境溫差變化所造成之熱負荷。此項熱負載為整體反應爐裙板熱漲造成在法蘭部位產生 moment 及 shear。雖然此項負載是整體性的，但在設計螺栓之強度需求時，必須針對每支螺栓所承受之應力加以考量，其中，thermal moment 熱負荷所造成個別螺栓之熱應力在設計時，均保守假設每 6° 法蘭跨距(含內外圈螺栓各 1 支)取為自由體(free body)，亦即周邊均無侷限之邊界條件下，施加分屬於該跨距之 thermal moment，進而計算個別螺栓之軸向力。而 radial shear 則在 RPV skirt 滑移分析中納入計算。本次繼續運轉評估(JCO)所進行的「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」(參考文件 2)，thermal moment 均有納入臨界裂縫尺寸評估及疲勞壽命評估。至

於 radial shear 因被摩擦力抵擋住(即沒有滑移疑慮)，因此，此項負載並未施加在螺栓上，因此，針對螺栓之安全評估均不必納入。

審查意見 III-38 針對採用應變法，對無裂縫錨定螺栓之疲勞壽命評估中，所採用之交變應力有 3 項，分別為 SSE(含 SRV 沖放)、Thermal Moment 及垂直上揚力。其應力假設均極為保守，說明如下：

- (1) SSE(含 SRV 沖放)之交變應力：保守假設 7 錨定螺栓維持原來未修復前之失效情況，其餘螺栓維持最小預力 510 kips 之情況下，以有限元素分析錨定螺栓於運轉中承受最嚴重之地震力為 Faulted condition，在此情況下，發生安全停機地震(SSE)及 SRV 沖放時，反應爐支撐裙板承受 3,125,000 in-kips 之翻轉力矩(overturning moment)。分析結果，螺栓承受之交變應力為 12.43 ksi。
- (2) Thermal Moment 之交變應力：保守假設 7 錨定螺栓維持原來未修復前之失效情況，且其他螺栓均無施加預力之情況下，以有限元素法分析，錨定螺栓承受 faulted condition 下，325 in-kips/in 之 thermal moment 時，受力最嚴重螺栓承受之軸向應力。分析結果，螺栓承受之交變應力為 21.41 ksi。
- (3) 垂直上揚力之交變應力：分析在 Faulted condition (SSE + LOCA) 下，保守假設 7 支錨定螺栓維持原來未修復前之失效情況，且其他螺栓均無施加預力之情況下，反應爐支撐裙板承受 1083 kips 之垂直上揚力時，受力最嚴重螺栓所承受之軸向應力。分析結果，螺栓承受之交變應力為 1.61 ksi。

目前核二廠 1 號機 7 支斷裂螺栓均已修復，螺栓受力已無受力集中現象，因此，實際應力將小得多。另外對於 thermal moment 及垂直上揚力之交變應力分析，更假設所有螺栓均無施加預拉力。依台電公司有限元素分析結果顯示，當所有螺栓均施加 680 kips 之預拉力時，螺栓承受 faulted condition 下 325 in-kips/in 之 thermal moment 時，承受最高之交變應力為 0.0861 ksi，遠低於本分析所採用之 21.41 ksi。

綜上所述，本分析所採用之應力均極為保守。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

4. 螺栓完整性評估之應力分析 (I-5)？螺栓無損害時餘裕為多少？斷裂幾根螺栓則餘裕為零 (I-7)？請提供最大軸向力計算與接觸面滑移檢核分析計算報告 (II-10) 請台電提送更換後之安全評估分析報告(含地震力、熱應力、SRV, S/D 等 upward loading)，及 RPV 支撐裙板錨定螺栓之原始設計計算書 (II-4) 台電公司之回覆說明為：

7 支斷裂/裂紋螺栓均未修復情況下，依原設計規範接受標準，其承受最大軸向應力螺栓(D15)餘裕為 8.2%，當更換 D14、C6、B13 等 3 支螺栓後，承受最大軸向應力為 D12 內圈螺栓，其餘裕為 15%。其餘螺栓之餘裕均大於此數值。依原設計規範接受標準，螺栓完全無損害時餘裕約為 30.6%。以分析之經驗顯示，螺栓最大軸向拉力餘裕為零並非只取決於多於幾根螺栓斷裂，另要視斷裂螺栓位置而定。

台電公司已完成核二廠一號機第 22 次大修反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂結構安全分析報告，評估分析在沒有已斷裂錨定螺栓支撐及其他螺栓沒有可檢出裂紋情況下，包括 7 支已斷及有裂痕螺栓實際位置情況及更換 6 支螺栓及運轉中緊臨 A2 再斷裂 1 支螺栓等情況，在最嚴苛暫態負荷組合下，其餘錨定螺栓之最大軸向力及結構完整性，與反應爐支撐裙板法蘭與 pedestal mounting plate 接觸面滑移檢核，確認可以仍保有建廠顧問公司貝泰對錨定螺栓原設計計算書所訂之支撐功能。其中包含地震力、熱應力、SRV, S/D 等 upward loading 均已包含在內。建廠顧問公司貝泰螺栓原始設計計算書一同陳報，另 7 支斷裂之螺栓均已更換並測試合格，符合設計要求。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

5. 各版本所採 K_I ， K_{IC} ，疲勞應力及斷裂應力的計算方式及認定方法不一，建議在新版本改變前一版作法時加以說明其原因 (IV-20)。Crack Initiation 似乎與螺栓孔洞有關，當年安裝之品保文件，螺栓表面狀態

之資料請澄清(I-8)? 請台電 check GALL report 內適用 RPV anchor bolt 之 aging environment or mechanism 及其 AMP (aging management program) (III-30) 。台電公司之回覆說明為：

台電公司提供疲勞應力及斷裂應力的計算版次說明，並納入報告，另已提供 1、2 號機螺栓施工檢驗紀錄，完整記錄螺栓尺寸量測、鎖磅過程及螺栓伸長量。由螺栓伸長量量測紀錄，每支螺栓均在預力設計範圍。由原始 CMTR 紀錄顯示，螺栓於螺牙車製完成後，均經非破壞檢測合格。金相分析顯示的孔洞現象，應為應力腐蝕龜裂(SCC) 過程中形成的蝕孔。

依 GALL Rev. 2 (參考資料 13) 第三章結構與組件支撐之分類，核二廠 RPV anchor bolt 為 ASME Class 1 管路與組件之支撐，材質為降伏強度大於 150ksi 的高強度低合金鋼，為高強度結構螺栓組件，在室內無空調環境下(Air-indoor, uncontrolled) 可能會有由 GASKET/O-RING 處洩漏，形成局部不良環境，所造成的 SCC 老化效應(Cracking due to stress corrosion cracking)，由 X1.S3 ASME Section XI, Subsection IWF 老化管理方案管理。GALL X1.S3 Rev. 2 對於結構螺栓之檢測，除了 VT-3 外，並要求降伏強度大於 150ksi 高強度結構螺栓應比照 IWB-2500-1 表列 B-G-1 類之螺栓，增加全體積 (UT) 檢測，詳見 (III-30) 意見回覆。

核二廠已採用超音波方式檢測 RPV 錨定螺栓，可有效查證任何肇因發生於 RPV 錨定螺栓龜裂的運轉經驗(例如本次核二廠 RPV anchor bolt 龜裂原因可能為 improper installation: misalignment)。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

6. 請台電估算 RPV 因支撐裙板錨定螺栓破壞狀況下的 fragility，再將此 RPV fragility 與 seismic hazard curve 做 convolution 計算 core damage frequency (II-5) 。台電公司之回覆說明為：

- (1) RPV 耐震能力：依據核二廠安全度評估報告中有關反應爐壓力槽的耐震能力評估結果，反應爐壓力槽的失效模式為支撐裙板錨定螺栓失效，其耐震能力中值經評估為高於地表加速度 3.0g，因此分析時假設反應爐壓力槽的耐震能力中值(A_m)為 3.0g，所對應的高信心低失效率(HCLPF)評估值約為 1.31g。考慮核二廠一號機反應爐壓力槽支撐裙板錨定螺栓失效 7 根的狀態，螺栓軸向最大受力距接受標準餘裕為 8.2%，與 120 根螺栓完好的情況的 32%，相差約 24%，故假設其固定反應爐壓力槽的強度下降 25%，使得在耐震能力評估中的強度安全因子亦下降 25%，由於螺栓失效並不影響耐震能力評估中的其他安全因子，因此在 7 根螺栓失效的狀況下，反應爐壓力槽的耐震能力中值下降至 2.25g，所對應的高信心低失效率(HCLPF)評估值約為 1.0g。
- (2) 地震危害分析：為保守評估地震震度對反應爐壓力槽的影響，評估地震風險危害時採用反應爐壓力槽 HCLPF 作為反應爐壓力槽失效的震度，因此分析時假設當地震震度小於地表加速度 1.0g 時，反應爐壓力槽的完整性將不受到影響，當地震震度大於地表加速度 1.0g 時，反應爐壓力槽將因支撐裙板錨定螺栓失效而喪失其支撐功能，並直接造成爐心燃料受損。因應核二廠地震安全度評估的分析假設，在配合核二廠地震危害曲線的狀況下，當結構物、系統或組件的耐震能力大於 3.0g 時，其對於核二廠整體風險的影響極低，因此在分析中忽略其對於整體風險的影響。在反應爐壓力槽失效的風險變化量評估中，將地震引發反應爐壓力槽失效的變化量視為風險變化量的主要來源，並將發生震度大於地表加速度 3.0g 地震的年發生頻率設定為趨近於 0。考慮核二廠安全度評估報告中的地震危害曲線，核二廠發生震度超過地表加速度 1.0g 的地震，其年發生頻率約為 $4.08E-7$ 。
- (3) CDF 變化量：計算反應爐壓力槽在 7 根螺栓斷裂狀況下，與反應爐壓力槽支撐完整狀況下的爐心融損發生頻率變化量。分析時假設反應爐壓力槽失效將直接導致爐心燃料受損，同時假設螺栓維修所需時間

為 30 天，若爐心燃料未移出反應爐壓力槽，所導致的爐心融損發生頻率變化量 ΔCDF 為： RPV 失效發生頻率變化量 \times 條件爐心受損機率 \times 維修時間比例 $= 4.08E-7 \times 1 \times (30/365) = 3.35E-8$ (每年)LERF 變化量由於螺栓維修期間，核二廠一號機處於大修狀態，圍阻體無法保持完整性，評估時假設抑壓池不具有放射性物質除滯能力，圍阻體亦沒有防止放射性物質外釋或延後放射性物質外釋時間的能力，因此早期輻射外釋頻率變化量 $\Delta LERF$ 與爐心融損發生頻率變化量同為每年 $3.35E-8$ 。

- (4) 結論：核二廠一號機發現有 7 根反應爐壓力槽支撐裙板錨定螺栓失效，假設其固定反應爐壓力槽的強度下降 25% 的狀況下，反應爐壓力槽的耐震能力中值將下降至 2.25g，所對應 HCLPF 評估值則下降至 1.0g，配合現有核二廠地震危害曲線評估後，核二廠一號機在為期 30 天的螺栓維修期間，且爐心燃料未移出爐心的狀況下，保守估計所導致的風險變化量 ΔCDF 及 $\Delta LERF$ 均為每年 $3.35E-8$ ，依據美國 NRC 風險顯著性評估程序(Significance Determination Process, SDP)的分類，屬於不具有風險顯著性的綠色，當已完成 6 支螺栓之更換時，推定風險變化量 ΔCDF 及 $\Delta LERF$ 較計算值每年 $3.35E-8$ 更低。目前為 7 支斷裂之螺栓均已更換並測試合格，符合設計要求。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

7. 請評估本螺栓疲勞裂縫生長速率為何？如果螺栓已裂縫成核 (Crack Initiation) 但尺寸大小低於 UT 檢測之偵測極限，裂縫成長是否足以運轉至下一個週期 (I-10)？台電公司之回覆說明為：

A2 螺栓所處環境是有疲勞之運轉條件，且檢驗中的確發現有疲勞之證據：striation，但其對螺栓斷裂之裂紋萌生/裂紋擴展貢獻為次要，非斷裂肇因。在既有之負荷條件(DK \neq constant)及加載頻率下，由 striation spacing 推估裂紋擴展速率為 $\sim 1.25E-4$ mm/cycle。因此，如有低於 UT 檢測極限之裂紋，以上述之裂紋擴展速度而言，足以運轉至下一

個週期。依台電公司所進行的「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」(參考資料 2) 評估結論：

- (1)破壞力學分析結果顯示，反應爐支撐裙板錨定螺栓承受設計基準最嚴苛之故障狀況(Faulted Condition)之負載時，受力最嚴重之螺栓發生脆斷時之臨界裂縫深度為 0.397 in (10.08 mm)，因此，假設目前錨定螺栓有現存 2.5 mm 超音波無檢測出之裂縫深度，在發生 Faulted Condition 時，不致有發生脆性斷裂之疑慮。
- (2)疲勞壽命評估結果顯示，假設目前錨定螺栓有現存 2.5 mm 超音波無檢測出之裂縫深度，無論是地震力及(含)SRV 沖放之交變應力，或 thermal moment 反覆交變應力對螺栓之疲勞壽命，其應力循環數為 3.84×10^5 cycles 及 1.07×10^5 cycles，故前述交變負載對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞沒有威脅性。因此，如有低於 UT 檢測極限之裂紋，足以運轉至下一個週期。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

8. 請台電提出在 UT 測試能力極限下之假設裂縫寬度及保守估算的裂紋成長速率下仍足以運轉至下一週期之破壞力學計算書 (II-2) (II-3) (IV-2)。用可靠度的理論，至少以 95%信心度來評估各種損壞的可能與安全評估 (III-37)。應考慮 UT 檢測能力極限下目前螺栓具有最惡劣可能之裂縫狀況，提出繼續安全運轉一個週期之安全評估報告 (AEC-11)。台電公司之回覆說明為：

台電公司核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告中，已執行以目前反應爐支撐裙板 119 支錨定螺栓完好之情況下，即使假設每支螺栓均存在 2.5mm(本次 UT 設備校正用塊規之人工瑕疵尺寸)之裂縫，在運轉過程中，包括承受設計基準最嚴苛之故障狀況(Faulted Condition)負載時仍不會有發生螺栓立即斷裂或疲勞斷裂之疑慮，仍足以安全運轉至下一週期。7 支斷裂之螺栓均已更換並測試合格，符合設計要求。

(III-37) 項審查意見 5 月 31 日委員審查意見如下：

整個分析報告的假設是個螺栓沒有關係是獨立，但此次一次就斷裂了 7 根，機率是 7/60，因此用統計的預測分析，要達到 95% 信心度的其他螺栓，斷裂或破損的根數是多少？這些損壞的分佈要依可靠度理論來分析，如此去探討壽命才是基本的方式。

台電公司再提出之補充說明為：如下以兩種情況分別以統計方法進行評估，Case 1 為依委員意見採用已發生斷裂之支撐裙板內圈 60 支錨定螺栓作為分析樣本，Case 2 則另採用發生斷裂之同一 Heat No. 61236 之 30 支螺栓(含 2 支未知 Heat No. 之斷裂螺栓納入 Heat No. 61236 保守分析)作為分析樣本，以統計方法分析未來一年未替換螺栓之發生斷裂機率。

(1) Case 1 情況：依據統計方法，核二廠 1 號機 RPV 支撐裙板內圈 60 支錨定螺栓經運轉 30 年後斷裂 7 支，故假設平均斷裂機率為每年 7/60/30，而假設剩餘 53 支為具相同材質狀況，經由二項分配統計法則計算故可計算每年無任何螺栓斷裂(n=0)之機率為 97.96%，斷裂 1 支之機率為 2.02%，同時斷 2 支之機率為 0.02%...，越來越低(如表一)，同時發生斷裂 3 支之機率已接近百萬分之一(RPV 之反應爐爐心熔毀機率(CDF))，相當的低。

表一 Case 1 未來一年同時發生不同螺栓支數斷裂之可能性

斷裂支數	0	1	2	3	4	5	6	7
每年發生機率	97.96%	2.02%	0.02%	1.35×10^{-6}	6.57×10^{-9}	2.50×10^{-11}	7.79×10^{-14}	2.03×10^{-16}

(2) Case 2 情況：若保守地只考慮 Heat No. 61236 之螺栓會發生斷裂情況，故為其中 30 支共斷裂 7 支，則平均每年將斷裂機率為 7/30/30，同樣以二項分配統計法則計算，未來一年剩餘 23 支螺栓每年斷裂不同數量之機率如表二所示：約有 83% 之機率不會有任何螺栓發生斷裂，同時斷裂 5 支之機率已低於百萬分之一，即使 RPV 因此

損壞其風險度亦相當低，且依據應力及疲勞分析之結果顯示，即使保守假設同時斷裂 7 支情況下，剩餘螺栓仍應可提供足夠之結構安全性。

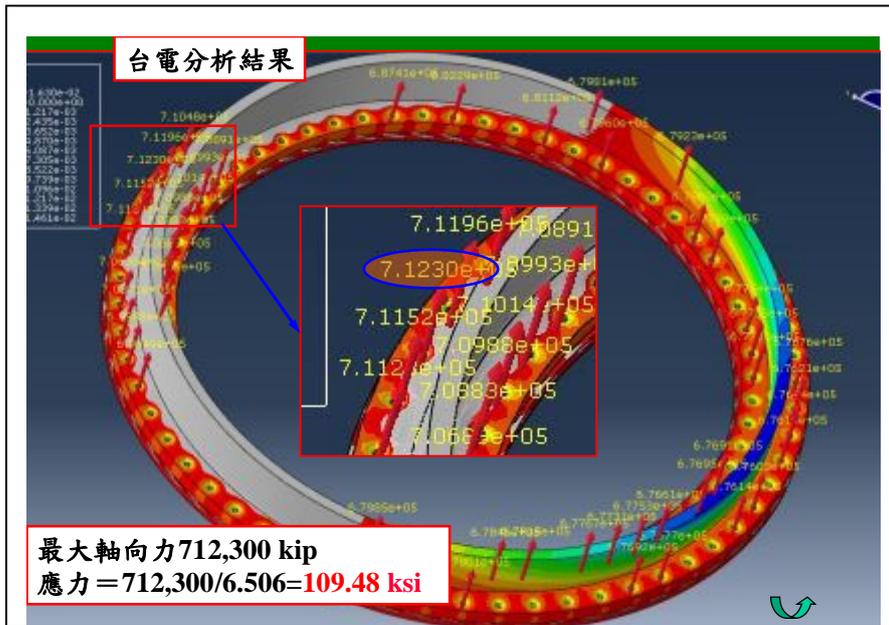
表二 Case 2 未來一年同時發生不同螺栓支數斷裂之可能性

斷裂支數	0	1	2	3	4	5	6	7
每年發生機率	83.56%	15.07%	1.30%	7.13×10^{-4}	2.79×10^{-5}	8.32×10^{-7}	1.96×10^{-8}	3.73×10^{-10}

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

9. 台電公司澄清進行破壞力學評估中，所使用最小瑕疵尺寸提供裂縫斷裂之 critical load(靜態力) (IV-14) ? 台電公司之回覆說明為：

在破壞力學評估中，最小瑕疵尺寸(或稱斷裂之臨界裂縫尺寸)之計算所採用之靜態力為裙板錨定螺栓於運轉中承受最大應力，即施加 680 kips 預拉力，並承受設計基準最嚴苛之故障狀況(Faulted Condition)負載，在此情況下，台電公司及奇異公司均有計算。台電公司計算結果，螺栓最高應力為 109.48 ksi，如下圖所示。



施加 680 kips 預拉力，並承受 Faulted Condition 負載下，螺栓受力情形，此為台電分析結果。

另奇異公司亦進行相同分析，分析結果，螺栓最高應力為 111.66 ksi，如下表所示

奇異公司分析結果

Table 4: Stud Stresses for the Additional Load Cases Requested by TPC

Case#	Preload (kips/stud)	Load Condition	Stress Type	Stud Stress (ksi)
1	680	Plant Specific Faulted Loads	P _m +Q _m	Max= 107.70
2	680	Plant Specific Upset Loads	P _m +Q _m	Max= 107.00
3	680	Plant Specific Faulted OTM only ^{A,B}	P _m +Q _m	Max= 107.03 Min= 106.06
4	680	Plant Specific Upset OTM only ^{A,B}	P _m +Q _m	Max= 106.28 Min= 106.11
5	680	Plant Specific Upset Thermal Moment Only	Q _m	Max= 106.31
6	680	Plant Specific Faulted Vertical Upward Force only	P _m +Q _m	Max= 106.28
7	680	Design Basis Faulted Loads ^C	P _m +Q _m	Max= 111.66
8	560	Plant Specific Faulted Loads	P _m +Q _m	Max= 90.13

A. OTM – Over Turning Moment
 B. The minimum value shown is the stress of the studs on the compression side of flange due to OTM, presented only for cases 3 and 4 per TPC request.

在破壞力學分析中，螺栓最大軸向應力即採用較高的 111.66 ksi。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

10. 有關反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估，台電公司應正確採用保守的參數、保守的外力假設與適當的評估方法，再作修訂（A III-6）。台電公司之回覆說明為：

目前台電公司進行反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估時，已將高估的材料斷裂韌度 $K_{IC} = 174 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ 改正為 $115.26 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ ；進行疲勞壽命評估時，所採用之反覆交變應力均假設原 7 支斷裂或有裂紋顯示之螺栓未經更換而失效狀態之情況下，採用鄰近受力最嚴重之螺栓應力進行評估，如此可增加評估結果之保守度。評估中，裂縫尖端應力強度因子 K_I 之計算亦採用符合核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓實際 3" 直徑，8 UN 螺牙之裂縫幾何形狀修正係數關係線圖。另外評估中亦保守假設錨定螺栓在螺牙根部存在一 2.5 mm 之初始裂縫，以增加評估之保守度及可信度。評估內容及評估結果詳如送審報告-「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」。台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

11. 如何定義螺栓支撐力在螺栓座落位置上加軸向拘束力，澄清螺栓與相鄰結構如何模擬與假設。（III-9）。GE 評估垂直上揚力提高，能否提出其理由（III-10）？台電公司之回覆說明為：

錨定螺栓之軸向受力在分析模式中以該位置之節點反作用力來表示，因此，螺栓部位以拘束邊界條件來模擬。對於失效螺栓則以移除該節點之邊界條件來模擬。錨定螺栓如果錨定力量足夠讓該處形同固定點時，則理論上應該 x、y、z 三個方向及三個旋轉自由度均應給定拘束條件，此為錨定螺栓最理想之情況。本分析僅假設螺栓位置在 z 方向及三個旋轉自由度受到拘束，為偏保守之作法，原因以下列比較

表來說明。(在 102° 方向施加 Overturning moment 為 7 支螺栓失效下最嚴重之螺栓受力狀況)

螺栓位置	軸向力 (kips)	
	z 方向及三個旋轉自由 受到拘束	x、y z 三個方向及三個旋轉自由度受到拘束
D15 內圈	587.66	550.82
A1 內圈	82.58	546.62
D13 內圈	575.99	539.60
D12 內圈	555.86	521.80
A3 內圈	54 .43	508.52
D10 內圈	494.13	464.46

由上表顯示，螺栓承受之軸向力在只有 z 方向及三個旋轉自由度受到拘束下，比 x、y、z 三個方向及三個旋轉自由度均受到拘束之條件下還嚴重，因此，只有 z 方向及三個旋轉自由度受到拘束之假設偏向保守。

二號機第 21 次大修時之 JCO(Justification for Continued Operation) 評估時，台電公司曾向奇異公司要求澄清，依據奇異公司之答覆，建廠顧問公司貝泰於 1975 年設計核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓時，所用之垂直上揚力沒有包括 SRV blow down 負載，因此與奇異公司所用數值相比偏低。

(III-10) 項審查意見，台電再補充說明為：貝泰公司於 1975 年設計核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓時，當時 BWR 6 尚無 SRV 沖放議題，設計基準在 faulted condition 下，垂直上揚力為 890 kips。奇異公司後來提出 SRV 沖放議題，並進行實測結果，設計基準在 faulted condition 下，修正垂直上揚力為 1083 kips。

在去 (2011) 年核二廠二號機 EOC-21 之 JCO 中評估，已將設計基準在 faulted condition 下，垂直上揚力更新為 1083 kips，與奇異公司提

供之數據相同。本次一號機之 JCO 評估，有關垂直上揚力一律採用 1083 kips。

在二號機之 JCO 評估時，奇異公司評估，核二廠錨定螺栓設計時，Faulted condition 下之垂直上揚力雖為 890 kips，比 1083 kips 低了 13%，但當時設計基準所採用之 Overturning moment 為 3,125,000 in-kips，比核二廠實際之 1,922,570 高出 62.5%，評估結果，其設計仍偏向保守。台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

12. 在利用 Paris' law 計算裂縫之疲勞成長速率，(1) 估算 ΔK_{th} 時之 m 係數用 $m=2.32$ ，是否適當或保守？(2) 是否有考慮螺牙的應力集中效應(現有裂紋的 7 根螺栓之裂紋位置除了 A2 在 18.2" 之接近螺牙位置 19"，餘 6 根均裂在螺牙)(III-26)？在疲勞壽命評估計算中， c 值參考 AISI 4340 材料之用 $4.78E-11$ ，有無其他方法可比對/確認此值應用在 ASTM A-540 之可靠性(IV-3)。Stress ratio 應力比 R 愈高， ΔK_{th} 愈低，其主要機制源於裂縫封閉 (crack closure) 現象，當 R 值達到一定大小，裂縫封閉不再發生，則 ΔK_{th} 將不會繼續往下掉，目前以外插方式推得 $\Delta K_{th}=0.5\text{ksi}$ ，可能有過低的危險，請尋找一下文獻，查是否有較合理的數值(IV-18)。台電公司之回覆說明為：

(III-26) 反應爐支撐裙板錨定螺栓為 ASTM A-540 Gr B23 Class 1 材質，常溫之降服強度為 150 ksi (1035 MPa)，相當於 AISI 4340 材料。依文獻顯示(Liaw and Leax) (參考資料 14)，降服強度為 1035 MPa 之 AISI 4340 材料，其疲勞裂縫成長曲線如下圖 5-1 所示。圖中採用成長速率較快的應力比(stress ratio, R) 為 0.8 之曲線，在曲線上(在 log-log 座標上，裂縫成長區呈直線)取兩點求解 Paris' Law 中的 c 及 m 係數。

即 $(\Delta K_I = 5 \text{ MPa}\sqrt{m}, \frac{da}{dN} = 2 \times 10^{-9} \text{ m/cycle})$ 及

$(\Delta K_I = 20 \text{ MPa}\sqrt{m}, \frac{da}{dN} = 5 \times 10^{-8} \text{ m/cycle})$ 兩點，代入 Paris'

Law $\frac{da}{dN} = C (\Delta K_I)^m$ ，可解出 $c = 4.78 \times 10^{-11}$ m/cycle 及 $m = 2.32$ 。螺牙根部之應力集中係數約為 2.0~3.0 之間，如評估無裂縫螺栓之疲勞壽命，則此局部區域之應力集中效應必須予以考慮。對於螺牙根部存在裂縫之螺栓而言，裂縫尖端之應力強度因子已考慮應力集中效應。依分析顯示對於螺牙根部之淺裂痕(如 a/d 小於 0.05)而言，應力集中效應很明顯。

(IV-3) 成分材料若具有相同的降伏強度，則應有相同的疲勞特性，在疲勞分析中，所採用之疲勞裂縫成長特性曲線係具有降伏強度 1034 MPa 之 AISI 4340 材料，如圖 5-1 所示。核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓材料之降伏強度為 150 ksi = 1034.5 MPa，兩者相同成分又具有相同的降伏強度，因此，疲勞特性曲線應為相同。

(IV-18) 當應力比 R 高於某一個值後，由於 crack closure 效應漸小，甚至於沒有效應。若保守假設當應力比 $R \approx 1.0$ 時之 ΔK_{th} 與 $R = 0.8$ 時相同，則 $\Delta K_{th} = 2.5 \text{ MPa}\sqrt{m}$ ，如圖 5-1 所示。

本項探討作業係嘗試研究是否可用力學來解釋 A2、C6 及 D14 螺栓斷裂面所觀察到的疲勞裂紋成長現象，以及由觀察到 3 支斷裂螺栓之前之裂縫尺寸(6~8 mm)來推估螺栓可能承受之交變應力 $\Delta\sigma$ ，並探討以目前假設螺栓螺牙根部均存在 2.5 mm UT 可能無法判讀之裂縫，機組是否可安全運轉一個週期。

當螺栓在有 6 mm 裂縫下產生疲勞裂縫成長，且 $\Delta K_{th} = 2.5 \text{ MPa}\sqrt{m}$ 時，重新推估承受之交變應力。

$$\Delta K_I = F \Delta \sigma \sqrt{\pi a}$$

上式中， $a=6\text{ mm}$ ，裂縫之幾何形狀修正係數 $F=1.2029$ ，因此交變應力 $\Delta\sigma=15.14\text{ MPa}=2.19\text{ ksi}$ 。

探討螺栓螺牙根部均存在 2.5 mm 之裂縫，機組是否可安全運轉一個週期：

$a=2.5\text{ mm}$ 下，裂縫之幾何形狀修正係數 $F=1.594$ ，

$$\Delta K_I = 1.594 \times 15.14 \times \sqrt{\pi \times 0.0025} = 2.14\text{ MPa}\sqrt{m} < 2.5\text{ MPa}\sqrt{m}$$

因此，假設螺栓螺牙根部均存在 2.5 mm 之裂縫尚不至於產生疲勞裂縫成長，機組運轉一個週期(18 個月)沒有安全疑慮。核二廠將於往後每一次大修執行錨定螺栓 UT 檢測，以確保螺栓持續承受上列推估之交變應力下不致於產生疲勞破壞。

此項針對 A2、C6 及 D14 螺栓斷裂面所觀察到的疲勞裂紋成長現象之推估為探討性質，台電公司另有針對錨定螺栓實質可能遭遇之負載，以及可能遭遇之破壞及疲勞劣化狀況進行詳細之評估，詳如「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」。

台電公司之回覆說明，(IV-18)項經委員審查提出審查結果如下：同意上述修正後的分析，但不同意不予修訂評估報告內容。原因有二：

- (1) 此一分析對定量解釋 A2、C6 等斷裂的肇因有重要的幫助，可供說明為何會觀察到有螺栓斷裂之事實，而且此一斷裂發生已有一段時間，與斷裂面分析呼應。
- (2) 此一疲勞應力來源不是很清楚，但實質上存在，故在估算其他螺栓之疲勞壽命時不應漏去累加此一應力的影響，雖然其應力的大小實際不造成 2.5mm 以下裂縫的成長，但分析上應呈現此一部份。

因此建議應納入報告中。台電公司已將修正後之分析納入「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev.5」(參考資料 2)。台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

13. 考量以 low cycle fatigue 來另外計算疲勞成長速率 (III-27) ? 在計算 fatigue life 時, 設計地震力及 SRV blowdown 等 alternate stress 也要納入考量, 不能只考慮 thermal moment 及 S/D upward load (III-29)。以建廠時 charpy test 數據反推材料之 fracture toughness, 請問此值能否仍然可以代表在運轉 30 年後的既有螺栓之 charpy test 值 (III-28) ? 台電公司之回覆說明為:

(III-27) 一般將結構承受反覆交變應力造成疲勞破壞之應力循環次數小於 $10^4 \sim 10^5$ 次的疲勞稱為低週次疲勞(low cycle fatigue), 而應力循環次數大於此數的疲勞稱為高週次疲勞(high cycle fatigue)。低週次疲勞與高週次疲勞的主要區別在於材料塑性變形的程度不同。高週次疲勞時, 交變應力比較低, 材料處於彈性範圍, 其應力與應變成正比, 塑性變形不明顯, 一般均可採用應力法, 即 S-N 曲線圖來進行疲勞壽命分析; 低週次疲勞則由於其應力一般都超過降服點, 產生的塑性變形比較大, 如採用應力法來進行疲勞壽命分析將會失準, 因此, 應採用應變作為分析參數, 較能準確評估結構之疲勞壽命, 稱為應變法。對於低週次疲勞(low cycle fatigue)分析, 必須採用應變法進行分析。

在 SSE(含 SRV 沖放)之情況下, 當錨定螺栓承受 90.16~77.73 ksi 之軸向力時, 最高應力處之各方向交變應變量及 $\Delta\varepsilon_{eq}$ 如下表所示:

最高應力處螺紋根部之各方向應變量及等值應變量

$\Delta\varepsilon_r$	$\Delta\varepsilon_z$	$\Delta\varepsilon_\theta$	$\Delta\gamma_{rz}$	$\Delta\varepsilon_{eq}$
-0.00288	0.00371	-0.000126	0.00100	0.00399

求解方式詳見審查意見 (III-27) 答覆, 求解結果如下表所示。

核二廠反應爐支撐裙板無裂縫錨定螺栓之疲勞壽命

交變應力		等值應變幅 $\Delta\varepsilon_{eq}$	疲勞壽命 (cycles)	估計 40 年應力循環數 (cycles)
SSE(含 SRV 沖放)	12.43 ksi	0.00399	4.55×10^7	19,896
Thermal Moment	21.41 ksi	0.00767	1.27×10^7	100
垂直上揚力	1.61 ksi	0.000637	3.21×10^{12}	1,400

核二廠反應爐支撐裙板無裂縫錨定螺栓之疲勞壽命均遠大於其 40 年預估所承受之應力循環數，因此，核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓沒有疲勞劣化之疑慮。

(III-29) 改版之「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告,Rev.2」中，已增加設計地震力(包括 SRV 沖放)之疲勞評估，評估結果顯示，假設目前錨定螺栓有因 UT 檢測漏判 2.5 mm 之裂縫深度存在之情況下，地震力及(含 SRV 沖放) 之反覆交變應力會對其裂縫產生疲勞成長，但裂縫由成長至斷裂之壽命(應力循環數)為 1.57×10^6 cycles。保守估計機組運轉 40 年發生此項交變應力循環數為 19,896 cycles ($\ll 1.57 \times 10^6$)，換言之，此項交變負載對反應爐支撐裙板錨定螺栓之疲勞破壞沒有威脅性。

(III-28) 核二廠錨定螺栓位置之運轉環境不致造成材質變化。目前分析所使用的 fracture toughness 係利用實測材料 Charpy test 最低值轉換後進行計算。本項委員有條件同意，提出之意見為：請將審查會中相關轉換計算補充說明。

台電公司再補充答覆為：目前工程界常以 Rolfe-Novak-Barsom correlation 用來將 CVN 轉換為斷裂韌度。但在應用 Rolfe-Novak-Barsom correlation 進行韌度換算時，有其嚴格限制條件，即材料之降服強度需在 110~246 ksi 之間、夏比衝擊能 CVN 需在 16~89 ft-lb 之間。詳細

計算請參考審查意見（Ⅲ-28）之答覆說明。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

14.破壞力學分析之斷裂部份：衝擊測試牽涉到彈性變形、塑性變形、裂縫穩定成長及裂縫失穩成長數個階段，因此 CVN 包含了彈性功、塑性功、裂縫穩定成長的功及裂縫失穩成長之功，而斷裂韌性 (K_{IC}) 按破壞力學定義則只包括裂縫失穩成長的部份，嘗試從不同角度檢驗相關材質數據的合理性（Ⅲ-48）：

- (1) 目前的分析透過 CVN 推算的 K_{IC} 為 $174\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$ ，參考文獻[1]，其 4340 鋼的降伏強度在 910MPa （建廠螺栓降伏強度在 $1060\sim 1100\text{MPa}$ ），其量測的 K_{IC} 在 $162\sim 222\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 之間，而其斷裂面已是 "predominantly dimples"，目前斷裂面的觀察似乎未見廣泛 dimple 組織， K_{IC} 大小值得商榷。
- (2) 第一版分析報告引用到一個 VAR 製程的 4340 鋼 [2]，其降伏強度在 1200MPa ，其 K_{IC} 為 $98\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ($89.18\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$)，問題螺栓的降伏強度稍低，然雜質成分則應遠不及 VAR steel，前者會推高 K_{IC} ，但後者則會降低 K_{IC} ，一般而言後者的影響通常遠大於前者，即使兩兩相抵， K_{IC} 也不應去 $98\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 太遠。
- (3) 參考文獻[3]對一含 $0.41\%C$, $0.009\%S$ 之 4340 鋼探討不同回火溫度，發現某些回火溫度會造成雜質成分偏析，使韌性下降。目前斷裂分析報告提及起裂處疑似有沿晶破壞，顯示材料可能有雜質偏析的現象，有可能導致某些局部區域韌性降低，如能對斷裂螺栓進行 K_{IC} 測試，可以較準確掌握實際的斷裂韌性，對於斷裂肇因分析應極有助益。
- (4) 目前螺栓的 nominal stress 約達材料降伏強度 $2/3$ ，若把螺牙部份應力集中考慮進來，則局部地區在 preload 下可能有一定量的 prestrain，參考文獻[4]對一含 $0.42\%C$, $0.011\%S$ 之 4340 鋼（降伏強度 893MPa , elongation 21% ）探討 prestrain 對 K_{IC} 之影響，發現 virgin 材料 $K_{IC} = 132$

MPa \sqrt{m} , 經 2% prestrain 後, 降伏強度增加至 924MPa, 而 K_{IC} 降低到 102MPa \sqrt{m} 。

- (5) 按第一版或第二版的破壞力學分析, 其臨界裂縫長度均達 1 公分以上, 注意此分析是考慮一施力控制(load control) 之狀況, 而螺栓使用狀況應接近位移控制(displacement control), 後者的 crack driving force 隨裂縫長度增加而降低, 故螺栓中的臨界裂縫長應較應力控制條件為高, 然而斷裂面觀察結果顯示製程缺陷長度應遠在分析數值 1 公分之臨界長度下, 且分析所用之施力為 faulted condition 的受力, 核二反應器基本沒有發生此嚴苛狀況, 故螺栓實際受力較分析所採用為低, 根據分析, 如沒有其他配合使裂縫成長的機制, 目前所看到的斷裂不可能發生, 此顯與事實不符, 造成此差異之可能原因, 為所使用的 K_{IC} 大於材料實際之韌性。

綜合上述討論, 目前兩版本破壞力學分析所採用的 K_{IC} 可能皆大於材料實際值, 建議比較合理的估計 K_{IC} 方法, 可以雙管齊下, 一方面依螺栓的實際受力及斷裂面分析的量化結果研判的初始裂縫長推算 K_{IC} , 另一方面則利用斷裂螺栓之材料實際進行 K_{IC} 的量測。

台電公司之回覆說明為：

(1)、(2)及 (4) 「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告 Rev.1」中, 引用之 K_{IC} 為螺栓材料原測試報告(CMTR)所載之夏比衝擊能 CVN 所轉換而來, 獲得之 K_{IC} 為 174ksi \sqrt{in} , 比較相關文獻以及考慮螺栓有 prestrain, 此值可能確有高估。(3)及(5)目前經由 SEM 高倍率觀察, 確認裂紋擴展(Crack propagation)區破壞形貌為韌窩 (Dimples), 其可能且合理之主導機制為疲勞破壞, 因此, 製程缺陷長度雖在原分析斷裂臨界深度以下, 但該處之裂縫深度應不是斷裂臨界深度, 以 C6 螺栓而言, 觀察斷裂面在快速斷裂時之裂縫深度估計約佔螺栓受力面之 50%, 在此之前之區域應為疲勞擴展區。

在學理上, 假如斷裂面可確認斷裂時之裂縫尺寸, 以及當時所承

受之應力，即可推估出斷裂當下之 K_I 值，亦即材料實際的 K_{IC} 。以前述 C6 螺栓而言，觀察斷裂面在快速斷裂時之裂縫深度估計約佔螺栓受力面之 50%。螺栓裂縫尖端之應力強度因子為 $K_I = F\sigma\sqrt{\pi a}$ ，式中 F 為幾何形狀修正係數，Preload 假設為 510 kips，螺栓軸向應力為 $P/A=510/6.506=73.39$ ksi，斷裂前之裂縫深度 a =螺栓受力直徑的 50% = $2.846'' \times 50\% = 1.423''$ 。由於螺栓施加 preload(prestrain) 為位移控制 (displacement control) 之受力狀態，當螺栓產生裂縫後，預期 preload 會下降。台電公司以有限元素法，針對 3" 螺栓(根徑為 2.8466") 施加初始 preload 後，當裂縫深度逐漸增長時，preload 有逐漸下降之趨勢，其分析結果詳如審查意見 (III-48) 答覆。

台電公司推估錨定螺栓在斷裂時之 $K_I =$

$$K_{IC} = 1.49 \times 55.0 \times \sqrt{\pi \times 1.423} = 173 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$$

另參考美國 Air Force Material Handbook，4340 材料之 K_{IC} 與回火溫度息息相關，回火溫度愈高，fracture toughness K_{IC} 愈高，當回火溫度超過 850°F 時， K_{IC} 應接近 $100 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ 。核二廠反應爐支撐裙板螺栓材料之回火溫度為 950°F，由該線圖之趨勢來看，其 K_{IC} 應接近 $120 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ 。

為求取較為實際之螺栓 K_{IC} 值，台電公司已針對 3 支斷裂及 4 支有裂紋顯示之螺栓取樣進行夏比衝擊能 CVN 測試，測試結果，CVN=24.94 ~ 43.25 ft-lbs。目前工程界常以 Rolfe-Novak-Barsom correlation 來換算韌度，但在應用 Rolfe-Novak-Barsom correlation 進行韌度換算時，有其嚴格限制條件，即材料之降服強度 σ_y 需在 110~246 ksi 之間、夏比衝擊能 CVN 需在 16~89 ft-lb 之間以及斷裂韌度 K_{IC} 需在 $87 \sim 246 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ 之間。檢視核二廠反應爐支撐裙板螺栓材料之 σ_y 、CVN 及 K_{IC} 均符合上列限制條件，如以目前 7 組測試樣本中取最低之 CVN 24.94 ft-lbs 及其實測之降服強度(154.2 ksi)，依 Rolfe-Novak-Barsom correlation 換算，得 $K_{IC} = 115.26 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ 。此一斷裂韌度值若與 K_{IC} 圖及由 C6 斷裂面推估比

較，應屬合理。台電公司將在「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」中將原高估之 K_{IC} 更正為 $K_{IC}=115.26\text{ ksi}\sqrt{\text{in}}$ ，重新分析。

另目前斷裂分析報告提及起裂處確認皆為沿晶破裂，然而這些螺栓之衝擊試驗數據顯示出韌性衝擊值高低不一，即使具高韌性衝擊值之螺栓斷面起裂處也是沿晶破裂。因此雜質偏析雖會導致韌性降低，但不是沿晶破裂的唯一因素。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

- 15.破壞力學分析之疲勞部份：前述斷裂面觀察部份提到可能有疲勞條紋存在，則由條紋數目及間隔，可以推估螺栓所受應力週期的數目與週期負載的大小，並可以與本部分分析所假設的負載與壽命相互印證(III-49)。錨定螺栓破壞及疲勞評估報告主要係工程計算，此部份應以一般工程計算之格式撰寫，各參數輸入值清楚列出，所有計算並經過複校(IV-1)安全運轉評估報告之中，採用的重要參數與計算方式若有差異，應於進版報告附件補充說明改版之充分理由。(AIV-6)。台電公司之回覆說明為：

學理上，假如可觀察到斷裂面之疲勞條紋，並能確認疲勞條紋數目及間隔，則可推估螺栓所受應力循環數目與交變負載的大小。但目前台電公司在已檢驗之螺栓斷裂面上，均無法研判疲勞條紋之間距，因此無法推斷交變負載的大小。

台電公司各參數輸入及輸出檔均經第三者複校及重新運跑驗證無誤，且均已併入「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告 Rev.3」

台電公司已於核二廠 1 號機反應爐支撐裙板錨定螺栓安全運轉評估報告 rev2，及核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告 rev4 提供版次說明。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

16.有關容損之設計概念及分析模式，建議可引述 ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section XI 相關作法，對螺栓疲勞壽命之評估採 cumulative 方式將各種可能之 Loading 之影響累加在一起，最後得到之壽命祇要充份大於一個運轉週期，即可有說服力的說明疲勞斷裂不致於下一週期內發生 (IV-19)。台電公司之回覆說明為：

疲勞為一累積之劣化現象。在 ASME Section XI，Appendix L "OPERATING PLANT FATIGUE ASSESSMENT" 中，要求裂縫承受不同交變應力應累計計算裂縫成長量。

核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓可能承受較明顯之交變應力有 RPV 整體結構承受地震力及 SRV 沖放、機組起動後支撐裙板因溫升外漲所施加之 thermal moment 以及由 OSG-XE-105 強震儀紀錄研判可能因反應爐急停而產生之交變垂直上揚力，這些負載均為反覆交變負載。為評估這些反覆交變負載之累積疲勞損傷，(1)式之 Paris' Law 可寫(2)式：

$$\frac{da}{dN} = C(\Delta K_I)^m \text{-----}(1)$$

由(1)式可求得累積的疲勞裂縫成長量為：

$$\int_{a_0}^{a_f} da = a_f - a_0 = \int_0^{N_f} C(\Delta K_I)^m dN = \sum C(\Delta K_I)^m \Delta N \text{-----}(2)$$

亦可寫成：

$$a_f = a_0 + \sum C(F\Delta\sigma)^m (\pi a)^{m/2} \Delta N \text{-----}(3)$$

(3)式中， a_0 ：初始裂縫深度

a_f ：最終裂縫深度

C,m：疲勞裂縫成長曲線常數

F：幾何形狀修正係數

淺裂縫(a/d=0~0.1)時，

$$F = 3.973 - 116.792(a/d) + 1660.950(a/d)^2 - 7902.790(a/d)^3 \text{-----}(4a)$$

較深裂縫(a/d=0.1~0.74)時，

$$F = 1.732 - 11.043(a/d) + 49.407(a/d)^2 - 94.716(a/d)^3 + 75.452(a/d)^4 \text{-----(4b)}$$

a：裂縫深度

d：螺栓有效直徑(2.8466"=72.3 mm)

$\Delta\sigma$ ：交變應力

ΔN ：某一交變應力作用之 cycle 數

每一運轉週期，核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓可能承受之交變應力及 cycles 如下：

負載	交變應力 $\Delta\sigma$ (ksi/MPa)	每一運轉週期 承受之 cycle 數 ΔN
RPV 整體結構承受地震力(包括 SRV 沖放)	12.43/85.73	498
thermal moment	21.41/147.66	1
強震儀記錄之交變垂直上揚力	1.77/12.21	14

至於螺栓可能承受之持續微小交變應力，因實際數值無法確知，故在此一累積疲勞效應評估中不予計入。

假設錨定螺栓錨定螺牙根部均存在 2.5 mm 之初始裂縫，因此， $a_0 = 2.5$

mm，疲勞裂縫成長曲線常數 $C = 4.78 \times 10^{-11}$ m/cycle 及 $m = 2.32$ ，

當承受地震力(包括 SRV 沖放)時， $\Delta\sigma = 85.73$ MPa， $\Delta N = 498$ ，

$a/d = 2.5/72.3 = 0.0346$ ，代入(4a)， $F = 1.593$ ，

代入(3)式，

$$a_f = 0.0025 + \sum 4.78 \times 10^{-11} (1.593 \times 85.73)^{2.32} (\pi \times 0.0025)^{1.16} \times 498$$

$$= 0.0025 + 0.0001897 = 0.002690 \text{ m} = 2.69 \text{ mm}$$

當承受 thermal moment 時， $\Delta\sigma = 147.66$ MPa， $\Delta N = 1$ ，

$a/d = 2.69/72.3 = 0.0346$ ，代入(4a)， $F = 1.520$ ，

代入(3)式，

$$a_f = 0.00269 + \sum 4.78 \times 10^{-11} (1.520 \times 147.66)^{2.32} (\pi \times 0.00269)^{1.16} \times 1$$

$$= 0.00269 + 0.000013 = 0.002703 \quad m = 2.703 \text{ mm}$$

當承受強震儀記錄之交變垂直上揚力時， $\Delta\sigma = 12.21 \text{ MPa}$ ， $\Delta N = 14$ ， $a/d = 2.703/72.3 = 0.0346$ ，代入(4a)， $F = 1.515$ ，代入(3)式，

$$a_f = 0.002703 + \sum 4.78 \times 10^{-11} (1.515 \times 12.21)^{2.32} (\pi \times 0.002703)^{1.16} \times 14$$

$$= 0.002703 + 2.3 \times 10^{-9} \cong 0.002703 \quad m = 2.703 \text{ mm}$$

由以上評估顯示，機組運轉一個週期，螺栓之假設裂紋將由 2.5 mm 成長至 2.703 mm，低於螺栓發生斷裂之臨界裂縫深度 10.08 mm，因此，機組運轉一個週期安全無虞。

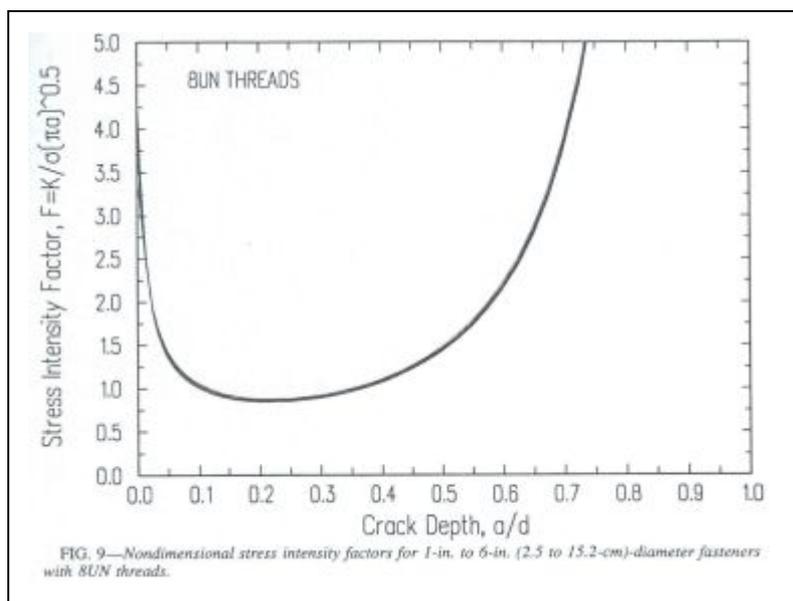
台電公司之回覆說明，(IV-19)項經委員審查提出審查結果如下：同意目前分析結果及其結論，但 ASME Section XI，Appendix L OPERATING PLANT FATIGUE ASSESSMENT 為較正確反映螺栓在各種可能應力下能否撐過一個運轉週期的方法，目前報告雖顯示不致有疲勞的問題，但所用的方法嚴格而言不能反映各種可能應力合起來的結果。所以建議應把目前較有說服力且有規範依據的分析方法與結果納入評估報告。另一方面，引起原來 A2 等螺栓斷裂的循環應力之存在也是事實，雖不致造成 2.5mm 以下裂縫的成長，但分析上應呈現此一部份，不宜漏去。台電公司已將上述有關依 ASME Section XI 計算累積疲勞裂縫成長分析納入「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev.5」。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

17. 螺紋根部如應力集中達 2~3，則材料在預力下可能已超過降伏應力，是否會有不良後果 (IV-21)？有關反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及

疲勞評估，應正確採用保守的參數、保守的外力假設與適當的評估方法，再作修訂（AEC-9）。台電公司之回覆說明為：

應力集中對結構之影響以破壞力學觀點來討論：結構起裂均由局部區域產生，因此，以破壞力學觀點而言，螺牙根部之應力集中必須考慮。針對核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓進行破壞力學及疲勞評估時，螺牙根部之應力集中均已列入考慮。摘引報告中計算應力強度因子之裂縫幾何形狀修正係數 F ，如下圖所示。圖中顯示， F 在靠近螺牙根部約為 4.0，而一般之 edge crack 之 F 僅約為 1.12。當裂縫離螺牙根部稍遠(如 $a/d=0.1$ 以後)，則應力集中效應逐漸消失。因此，以破壞力學及疲勞觀點而言，螺牙根部之應力集中應予考慮，而台電公司針對錨定螺栓之破壞力學及疲勞評估均已考慮此一應力集中效應。



目前台電公司進行反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估時，已將高估的材料斷裂韌度 $=174$ 改正為 115.26；進行疲勞壽命評估時，所採用之反覆交變應力均假設原 7 支斷裂或有裂紋顯示之螺栓未經更換而失效狀態之情況下，採用鄰近受力最嚴重之螺栓應力進

行評估，如此可增加評估結果之保守度。評估中，裂縫尖端應力強度因子之計算亦採用符合核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓實際 3 吋直徑，8 UN 螺牙之裂縫幾何形狀修正係數關係線圖。另外評估中亦保守假設錨定螺栓在螺牙根部存在一 2.5 mm 之初始裂縫，以增加評估之保守度及可信度。評估內容及評估結果詳如送審報告-「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告」。

台電公司之回覆說明，經審查結果可以接受。

三、審查小結

本章審查委員對於(一)整體結構安全、(二)周邊組件狀態、(三)機組安全運轉等三小節審查後，達成以下結論：

- (一)核二廠一號機 7 支斷裂之錨定螺栓均已依奇異公司提供之檢修計畫更換，恢復其功能。而其餘 113 支螺栓，台電公司已進一步確認其結構完整性，包括螺栓預力查驗、超音波再檢測、及假設螺栓存在有 2.5mm 未檢出裂紋情況下、進行破壞力學及疲勞安全評估。以上錨定螺栓更換與檢查作業可以確認 120 支錨定螺栓之功能完整，足以確保整體結構之安全。
- (二)核二廠已於一號機第 22 次大修中完成下列各項檢測：
 1. 依程序書 708.3.4 「反應器內部組件目視檢查」執行反應爐內部組件檢查。
 2. 依營運檢測計畫執行安全管路/管嘴非破壞檢測完成，共檢測 59 口：包括再循環管路焊道 19 口，管嘴 29 口及爐水淨化系統 (RWCU) 管路焊道 11 口。
 3. 依程序書 732.6-IST 「核能級組件支撐目視檢查程序書」檢查反應爐支撐裙板。
 4. 依程序書 612.3.7 「控制棒驅動殼支架檢查」檢查控制棒驅動系統殼支架。

5. 依程序書 575「地震緊急程序書」執行全廠巡視。
6. 依程序書 295「反應爐壓力槽系統洩漏試驗」，執行反應爐加壓後壓力槽系統整體之洩漏測試。

以上各項檢測結果正常，反應器周邊組件並未發生損壞情形。

(三)評估結果顯示，即使假設核二廠反應爐支撐裙板每支錨定螺栓在螺牙根部均存在 2.5 mm 之裂縫，於運轉過程中，萬一發生設計基準最嚴苛之故障狀況(Faulted Condition)負載時，不至於有發生螺栓立即斷裂之疑慮；而承受可能的反覆交變應力，包括地震力(含安全釋放閘沖放)、機組起動後支撐裙板因溫升外漲所施加之熱力矩以及因反應爐急停而產生之交變垂直上揚力等，機組 40 年發生之應力循環數均遠低於螺栓之疲勞裂縫成長壽命(斷裂前之容許應力循環數)。因此，核二廠一號機應可繼續安全運轉一個週期（18 個月）以上無虞。

在安全運轉分析模式澄清後，考量審查過程中所提出之問題，台電公司整體結構安全、周邊組件狀態、機組安全運轉等描述內容，管制螺栓完整性及電廠運轉安全，本會提出後續之管制意見如下：

(一)當核二廠發生 OBE 以上地震，機組急停後，要求核二廠應再重新執行錨定螺栓超音波檢測，確認無損後，再提出機組重新起動申請。

本節其餘項目經審查結果，可以接受。後續之管制意見將納入第六章總結之後續之管制要求項下，要求台電公司確實執行。

四、參考資料：

1. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第三章「螺栓完整性確認」，民國 101 年 5 月。
2. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第八章安全運轉評估-附件「核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓破壞力學及疲勞評估報告，Rev5」，民國 101 年 6 月 4 日。
3. 核二廠終期安全分析報告書(FSAR) 3.7。
4. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全

- 評估報告」第五章「地震儀瞬間顯示 0.29g 之分析處理與後續監測」，民國 101 年 5 月 7 日。
5. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件一「GE 公司 708.3.4『反應器內部組件目視檢查』執行結果摘要」，民國 101 年。
 6. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件二「安全管路/管嘴非破壞檢測結果」，民國 101 年 4 月 6 日。
 7. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件三「一號機反應爐支撐裙板目視檢查紀錄」，民國 101 年 4 月 10 日。
 8. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件四「程序書 612.3.7『控制棒驅動殼支架』檢查紀錄」，民國 101 年 3 月 26 日。
 9. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件五「程序書 575『地震緊急程序書』檢查紀錄」，民國 101 年 3 月 22 日。
 10. 「核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第六章結構、周邊組件運轉安全評估-附件六「程序書 295『反應爐壓力槽系統洩漏試驗』執行記錄」，民國 101 年 4 月 16 日。
 11. 核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估報告」第四章超音波檢測-附件 4.2：「螺件超音波檢測報告(含超音波檢測波型圖)」，民國 101 年 5 月。
 12. 貝泰計算書，“Containment Internals: RPV Pedestal & Shield Wall-RPV Pedestal”，Calc. No. C17C12.1-2.0, 1/5/1976。
 13. Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report — Final Report (NUREG-1801, Revision 2), December 2010.

14. P. K. Liaw and T. R. Leax , " Fatigue Crack Growth Behavior of 4340 Steels" , Acta metall. Vol. 35, No. 7, pp, 1415-1432, 1987.
15. H. O. Fuchs, R. I. Stephens, Metal Fatigue in Engineering, A Wiley-Interscience Publication, 1980.

第六章 總結

一、審查結論

綜合以上各章節審查委員已獲澄清之問題回覆，核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估審查結論如下：

- (一)核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂的起始肇因是階段性腐蝕性環境、以前之施工方法較為老舊造成的應力集中或表面缺陷、及敏感性材料加上材料瑕疵三個條件同時存在下而產生應力腐蝕龜裂(SCC)。由分析結果顯示初始裂紋之形成，需三個條件同時成立，因此當階段性腐蝕環境改善後即不會有新增裂紋，而原已形成存在之腐蝕裂紋，也會停止以應力腐蝕機制增長。
- (二)螺栓初始裂紋形成後，其後續成長機制為疲勞裂紋增長。如初始裂縫過長，高剛性螺栓預力將大幅降低。微裂之螺栓仍維持大部份預力。而預力大幅喪失之螺栓，在運轉中承受較高之疲勞裂縫成長驅動力，加上裂縫較長及材料特性等，裂縫強度因子將高於門檻值，產生疲勞裂縫成長，裂縫會持續增長直到斷裂。
- (三)螺栓疲勞斷裂面發現沿晶破壞特徵，但多發生在低 ΔK 疲勞成長曲線門檻區(Threshold region)，當週期塑性變形區跟晶粒大小相當時，偶而可在局部區域發現單一的晶面。當斷裂面主要為沿晶破壞特徵，破裂機制應為應力腐蝕或脆性破壞等，所以疲勞並非起裂的主因。經由 SEM 高倍率觀察，確認裂紋擴展(Crack propagation)區破壞形貌為韌窩(Dimples)，其可能且合理之主導機制為高應力比/低交變應力強度因子之疲勞破壞。
- (四)核二廠地震儀當初測到的 0.29g 為反應爐在切換模式，動作液壓動力系統(HCU)所造成高頻瞬間的反應，根據核二廠將量測到 0.29g 的 XE-105 地震儀送往國家地震工程研究中心進行訊號比對所得之結果，此地震儀在垂直向的零點均會隨時間而逐漸漂移至 full scale (\pm

- 10V)，進而造成垂直向訊號顯示值為飽和的 2g (full scale)，研判此地震儀在垂直方向訊號有失真現象。
- (五)核二廠已於 4 月 13 日完成 8 只振動加速規加裝改善，4 月 14 日執行運轉模式開關切至停機位置測試，驗證及確認振動加速規及地震儀功能正常，可有效監測反應爐基座裙板之振動狀況。
- (六)核二廠 1 號機機組停機過程，強震儀編號 OSG-XE-105 被引動並在垂直方向記讀到 0.29g 之加速度值，參照其餘強震儀紀錄顯示最大加速度值僅有 0.036g，顯示記讀資料乃局部地方的瞬間加速度，但是基於核能安全保守性決策，假設其記讀訊號為真，經要求台電公司進行現場勘察以確認和反應爐相連接之安全管路/管嘴（如：主蒸汽管、飼水管、高/低壓安全注水管、控制棒驅動系統及其導管等）之銲接處未受其影響，而無運轉安全之疑慮，本會並已派員執行專案視察查證完成。
- (七)台電公司此次 7 支錨定螺栓更換作業係依照奇異公司提供之檢修計畫及程序要求，包括材料及結構設計。更換 7 支螺栓之品保程序係依核二廠程序書 1115.01「不符品質案件處理管制程序」辦理。
- (八)其餘 113 支螺栓已完成預力驗證確認全部均大於 560 kips，檢測及施作過程均錄影存證，每根螺栓 UT 檢測紀錄均經核二廠品質組現場查證及台電總公司審查工作組、授權核能檢察員(ANII)人員查證，記錄文件均完整保存。
- (九)台電公司執行超音波檢測人員都具有執照，檢測工作均需遵守法規與程序書規定。外界疑慮有嚴重裂痕螺栓 D15，其超音波檢測訊號實際波高為 7%與相應位置校準之波高 39%比對結果，其訊號波高仍不到百分之二十，依檢測法規之規定不需記錄，經獨立第三者中華民國非破壞檢測協會講師葉博士（ASNT UT level III & 中華民國非破壞檢測協會 UT 高級檢測師）及工研院吳博士（ASNT UT level III）查證，未發現台電公司有記錄不實之問題。

(十)核二廠一號機7支斷裂之錨定螺栓均已依奇異公司提供之檢修計畫更換，恢復其功能。而其餘113支螺栓，台電公司已進一步確認其結構完整性，包括螺栓預力查驗、超音波再檢測、及假設螺栓存在有2.5mm未檢出裂紋情況下進行破壞力學及疲勞安全評估。以上錨定螺栓更換與檢查作業可以確認120支錨定螺栓之功能完整，足以確保整體結構之安全。

(十一)核二廠已於一號機第22次大修中完成下列各項檢測：

1. 依程序書708.3.4「反應器內部組件目視檢查」執行反應爐內部組件檢查。
2. 依營運檢測計畫執行安全管路/管嘴非破壞檢測完成，共檢測59口：包括再循環管路焊道19口，管嘴29口及爐水淨化系統(RWCU)管路焊道11口。
3. 依程序書732.6-IST「核能級組件支撐目視檢查程序書」檢查反應爐支撐裙板。
4. 依程序書612.3.7「控制棒驅動殼支架檢查」檢查控制棒驅動系統殼支架。
5. 依程序書575「地震緊急程序書」執行全廠巡視。
6. 依程序書295「反應爐壓力槽系統洩漏試驗」，執行反應爐加壓後壓力槽系統整體之洩漏測試。

以上各項檢測結果正常，反應器周邊組件並未發生損壞情形。

(十二)評估結果顯示，即使假設核二廠反應爐支撐裙板每支錨定螺栓在螺牙根部均存在2.5 mm之裂縫，於運轉過程中，萬一發生設計基準最嚴苛之故障狀況(Faulted Condition)負載時，不至於有發生螺栓立即斷裂之疑慮；而承受可能的反覆交變應力，包括地震力(含安全釋放閥沖放)、機組起動後支撐裙板因溫升外漲所施加之熱力矩以及因反應爐急停而產生之交變垂直上揚力等，機組40年發生之應力循環數均遠低

於螺栓之疲勞裂縫成長壽命(斷裂前之容許應力循環數)。因此，核二廠一號機應可繼續安全運轉一個週期(18個月)以上無虞。

二、後續管制要求

核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂事件暨修復後運轉安全評估經審查結果，本會對台電公司核二廠一、二號機運轉之後續管制要求如下：

- (一)奇異公司負載是理論分析，可能遺漏某些因素而無法解釋地動隨方向之差異，此問題牽涉到斷裂螺栓是否與隨方位改變的受力有關，台電應請奇異公司就相關議題持續與系統專家討論，強化後續分析。(第二章)
- (二)奇異公司所提供之螺栓新品之螺牙加工為車製，品管文件中並未提供搓牙部牙型輪廓，台電公司應續向奇異公司洽詢螺栓搓牙部牙型輪廓。(第二章)
- (三)台電公司爾後使用之檢測數據，要經 17025 實驗室認證的實驗室進行，數據才能做為依據。(第二章)
- (四)台電公司應針對核二廠兩部機組反應爐支撐裙板錨定螺栓應力監測，研提可行性評估計畫(例如螺栓加裝 Strain gauge 等方式)，提送本會。(第二章)
- (五)本案振動監測計畫應採連續監測與連續記錄辦理，未來應依據記錄數據進一步分析與釐清運轉與停機階段之 RPV 支撐裙板基座是否有設計考量之外的動態荷載。(第三章)
- (六)強震儀與振動加速規之後續要求：(第三章)
 - (1)建議將 8 只振動加速規與警報系統聯結，並設定 2 只或以上之加速規偵測到異常振動再啟動警報，以減少誤發警報。
 - (2)強震儀之觸發值設定不宜太低，以防漏失大地震之紀錄(大地震之前可能出現一系列前震，觸發設定值太低，有可能在大地震之前即用完強震儀儲存資料之記憶體)。

- (七)對錨定螺栓可能有成長的裂紋，因其成長速率極為緩慢，核二廠以後每次大修應執行螺栓超音波檢測，確認無成長之裂紋，以確保機組運轉安全。(第四章)
- (八)核二廠一號機 7 支斷裂之錨定螺栓均已更換完成，必須於運轉一燃料週期後，驗證預力仍大於 560kips。(第四章)
- (九)核二廠於下次大修執行錨定螺栓超音波檢測前，應修訂完成執行錨定螺栓超音波檢測所使用之程序書，將校準規塊製作方式、錨定螺栓檢測程序、檢測使用之頻率及強度、檢測操作步驟、儀器設定、畫面記錄等均納入程序書管制，並聘請外部專家審閱該份程序書，以為日後螺栓檢測工作之依據。(第四章)
- (十)當核二廠發生 OBE 以上地震，機組急停後，核二廠應再重新執行錨定螺栓超音波檢測，確認無損後，再提出機組重新起動申請。(第五章)

三、加強監測方案

本案後續加強監測方案如下，台電公司應確實執行：

- (一)核二廠一號機新增之 8 只振動加速規監測系統，此系統為連續且即時之資料讀取系統，須將監測資料長期儲存以進行分析比對，當結構物發生動態特性改變時，由運轉人員即時監控，採取相關應變措施，並立即通報本會。(第三章)
- (二)核二廠二號機在下次大修 (EOC-22) 時，應比照一號機增設震動監測系統。(第三章)