

安全評估報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水 棒連接桿斷開處理專案報告

行政院原子能會委員會

中華民國 104 年 6 月

摘 要

台電公司核一廠依排程於 103 年 12 月 10 日開始進行 1 號機定期大修作業，並依下個運轉週期之爐心設計進行燃料挪移及填換作業，惟在 12 月 28 日利用燃料吊車於爐心內抓取一束燃料時，發現抓鉤重量指示較輕，作業人員立即暫停吊運作業並確認吊運設備功能，再利用水底攝影機目視檢查發現該燃料之上繫板有異常抬升現象，電廠即依規定通報原能會。

為進一步確認該燃料吊動異常之原因，台電公司連繫燃料供應之原廠技術人員來台協助，於今（104）年 1 月 11 日利用特殊工具將該束燃料從爐心安全退出至用過燃料池，並就異常燃料進行檢查。檢查結果發現該燃料中間之水棒連接桿處有斷開之異常情形，但燃料棒並未受損。

針對此事件，原能會立即派員赴現場調查，並確認本次事件未造成任何輻射異常外釋，此外，亦要求台電公司應分別從「異常燃料檢修挪移作業」、「後續燃料吊運作業」、「故障肇因分析」、「運轉期間安全評估」、「爐心安全分析」等提出專案報告，並即邀請專家學者組成審查小組進行技術性審查。原能會審查小組共召開八次專案審查會議，總計提出 86 項審查意見。

台電公司於 104 年 2 月 16 日根據原能會專案審查小組之審查意見，提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」，並分別於 3 月 16 日、4 月 16 日提出修訂一版、修訂二版至原能會審核。台電公司報告內容包含前言、燃料簡介、發現暨處理經過、後續燃料吊運作業、故障肇因分析、運轉期間安全評估、爐心重設計、燃料與機組再起動運轉安全性、結論共九章。該報告肇因分

析及運轉安全評估之主要結論，摘述如下：

- (一) 故障肇因分析：本次連接桿斷裂面於 180 度位置有不同於其他位置之氧化程度的表面，此現象應為表面存在金屬或非金屬夾雜物，造成表面瑕疵。經由沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)機制形成裂縫起始後，再轉為輻射促進腐蝕龜裂(IASCC)機制，最終在本次大修進行該束燃料吊運過程中，因殘留面積不足以支撐該束燃料重量而導致連接桿斷開。本斷開連接桿應存在有非預期的應力狀態，其裂縫成長之長期應力可能來源為運轉期間燃料匣底部頂緊下繫板加上輻射成長差異和熱膨脹差異引發之拉伸應力。
- (二) 運轉期間安全評估：保守假設水棒連接桿斷開，在正常運轉或假設之可預見運轉事件下，經評估不會影響原爐心安全分析評估結果(中子設計、熱水流設計、機械設計等)，惟在設計基準地震事件伴隨冷卻水流失之假想事故下，可能發生燃料匣移動，但不會影響控制棒急停插入的功能。台電公司乃訂定爐心監測計畫，透過中子偵測系統於機組運轉期間監控爐心異常變化，並訂定相關行動基準，以確保機組安全。

因本次連接桿表面存在瑕疵，而裂縫成長須存在有相當的應力，因此台電公司和燃料廠家依過去量測數據和分析假設，評估該裂縫成長的長期應力來源。經原能會評估認為長期應力分析結果，可有效論述台電公司對裂縫成長之推論。另外，也評估認為前述長期應力分析之各項因素共同發生的機率很低，可說明此事件為何過去未發生過，而歸屬於偶發失效之合理性。

原能會已就專案報告各項資訊之假設合理性、分析正確性及相關佐證資料，審查結果確認台電公司已周全考量各項潛在原因和掌握可

能因子、破壞機制及肇因，另亦確認電廠下個運轉週期在正常運轉、可預見運轉事件及設計基準地震事件伴隨冷卻水流失之假想事故狀況下之運轉安全，及爐心監測計畫的可行性和有效性。

原能會審查小組達成以下結論：台電公司提送之「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版及對八次專案審查會議共 86 項審查意見之答覆說明，經審查結果可以接受。

安全評估報告目錄

第一章 簡介	1
一、 緣起	1
二、 核一廠燃料設計簡介	1
三、 審查過程	2
四、 審查結果	6
五、 參考資料	8
第二章 異常燃料檢修挪移作業	10
一、 概述	10
二、 審查發現	12
(一)檢修挪移作業程序	12
(二)燃料取出過程之潛在風險評估及防範措施	13
(三)燃料取出作業之備用方案及應變措施	14
(四)半長棒燃料吊運安全考量	14
(五)檢修作業之品保作為	15
三、 視察發現	15
四、 審查與視察小結	16
五、 參考資料	17
第三章 後續燃料吊運作業	18
一、 概述	18
二、 審查發現	19
(一)燃料吊運前準備作業	19

(二)燃料吊運作業程序.....	20
(三)燃料吊運作業異常處理.....	20
三、 視察發現.....	22
(一)燃料吊運前準備作業.....	22
(二)燃料吊運作業程序.....	22
(三)燃料吊運作業異常處理.....	23
四、 審查與視察小結.....	23
五、 參考資料.....	24
第四章 故障肇因分析.....	25
一、 概述.....	25
(一)國外類似案例.....	26
(二)AREVA 燃料製程品質文件清查.....	27
(三)肇因分析報告.....	28
二、 審查發現.....	35
(一)國外類似案例.....	35
(二) AREVA 燃料製程品質文件清查.....	36
(三)肇因分析探討.....	38
三、 審查小結.....	74
四、 參考資料.....	76
第五章 運轉期間安全評估.....	78
一、 概述.....	78
(一) 運轉中連接桿斷開的可能性.....	79
(二) 正常運轉和可預見運轉事件期間,若發生連接桿斷開時,	

燃料匣定位狀況評估	79
(三)正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響.....	81
(四)事故期間對電廠運轉的影響.....	82
(五)爐心監測計畫.....	82
二、 審查發現.....	84
(一)運轉中連接桿斷開的可能性.....	84
(二) 正常運轉和可預見運轉事件期間,若發生連接桿斷開時, 燃料匣定位狀況評估	84
(三) 正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響...	87
(四)事故期間對電廠運轉的影響.....	87
(五) 爐心監測計畫.....	89
三、 審查小結	92
四、 參考資料.....	93
第六章 爐心安全分析	95
一、 概述.....	95
二、 審查發現.....	95
三、 審查小結.....	96
四、 參考資料.....	96
第七章 審查總結	97
附錄 核一燃料水棒連接桿斷開事件大事紀.....	100

第一章 簡介

一、緣起

台電公司核一廠依排程於 103 年 12 月 10 日開始進行 1 號機定期大修作業，並依下個運轉週期之爐心設計進行燃料挪移及填換作業，惟在 12 月 28 日利用燃料吊車於爐心內抓取一束燃料編號 C1F029 時，發現抓鉤重量指示較輕，作業人員立即暫停吊運作業並確認吊運設備功能，再利用水底攝影機目視檢查發現該燃料之上繫板有異常抬升現象，核一廠即開立「品質不符通知(Non-Conformance Disposition)」(以下簡稱 NCD，編號為 2394)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。原能會隨即派員赴現場調查，並確認本次事件未造成任何輻射異常外釋。

為將該束燃料從爐心安全退出至用過燃料池，台電公司在原廠技術人員的協助，於今(104)年 1 月 11 日利用特殊工具將該束燃料移置用過燃料池，並就其吊動異常之原因進行初步檢查。檢查結果發現該燃料中間之水棒連接桿處有斷開之異常情形，但燃料棒本身並未受損。

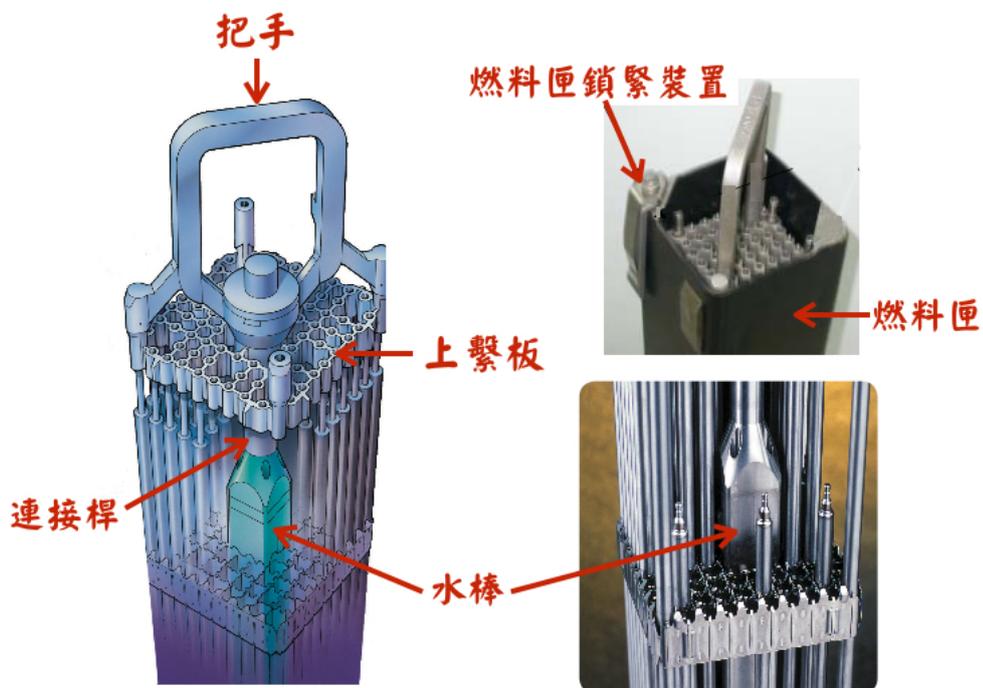
二、核一廠燃料設計簡介

核一廠每部機組全爐心中共有 408 束燃料，目前全爐心裝填之燃料均為亞瑞華公司(AREVA)所生產之 ATRIUM-10 燃料。每次大修視下一運轉週期之佈局規劃，更換一定數量之新燃料束，本次大修則依用過燃料池可貯存空間及週期能量需求，更換 92 束新燃料。

ATRIUM-10 燃料係由裝置於上、下繫板間之 91 根燃料棒及 1 根水棒，組成為燃料束，銦合金燃料匣(Fuel Channel)沿燃料束外圍

套入，藉由燃料匣鎖緊裝置固定於上繫板（如圖 1-1），成為一束燃料。

水棒為鋁合金之方形管，管內中空無燃料，運轉時供爐心冷卻水流動。水棒底端固定於下繫板(Lower Tie Plate)，上端有一不鏽鋼連接桿與上繫板(Upper Tie Plate)接合，燃料吊運時提供荷重傳輸功能，所以抓取上繫板之把手，即可將燃料束吊升。另外，燃料束底部下繫板有加裝爐屑過濾裝置，以防止爐心冷卻水內之爐屑流入燃料束而造成燃料棒破損。



圖片資料來源：http://us.aveva.com/home/liblocal/docs/Catalog/BWR/ANP_U_049_V4_14_ENG_ATRIUM10FuelAssembly.pdf

圖 1-1：核一廠燃料束示意圖

三、 審查過程

原能會在接獲台電公司通報後，隨即派員赴現場視察確認未造成輻射異常外釋情形，並針對核一廠燃料水棒連接桿異常處理三階段，包括異常燃料檢修挪移作業、後續燃料吊運作業及專案報告(含肇因分析、運轉期間安全評估、爐心安全分析)等進行審查及視察，同時

邀請學者專家組成審查小組，就本案涉及之機械結構、材料、熱流、爐心安全等各方面進行技術性審查。依本案處理歷程，於 104 年 1 月 5 日、1 月 16 日、1 月 28 日、1 月 30 日、2 月 12 日、2 月 26 日、3 月 18 日、4 月 10 日分別召開八次會議。第一次會議針對異常狀況、挪移作業、爐心燃料檢查、初判可能故障點等；第二次會議針對故障點確認、故障原因初步分析與因應對策、運轉期間安全評估等；第三次會議針對燃料吊運安全評估和後續燃料吊運操作安全；第四次會議針對運轉期間安全評估；第五次會議針對台電公司提送之核一廠燃料水棒連接桿異常處理專案報告；第六次會議針對肇因分析期中報告；第七次會議針對肇因分析報告和暫行強化措施及審查意見答覆說明；第八次會議針對肇因分析報告及審查意見答覆說明。本會專案小組提出相關審查意見，台電公司亦逐步釐清審查提問，重點摘述如下：

台電公司於核一廠異常燃料檢修挪移執行作業前，已依原能會要求考量該作業潛在安全風險及建立防範措施，提出檢修挪移作業計畫。檢修挪移作業期間，原能會亦派員赴現場查證及確認故障點，並確認無輻射異常外釋情形。台電公司已於 1 月 11 日將該束燃料從爐心安全退出至用過燃料池。

此外，因應核一廠本次大修當時後續尚餘 10 束燃料須進行吊運作業，原能會亦就台電公司所提後續燃料吊運安全計畫進行審查，要求台電公司需加強查證燃料吊運重量與高度及吊運過程監視，確保燃料吊運作業安全無虞，方同意電廠進行燃料吊運作業。台電公司已於 1 月 30 日完成後續燃料吊運作業，原能會查證相關作業品質文件，均無異常情形。

原能會並要求台電公司應就本案提出完整的專案報告，包含肇因分析、運轉期間安全評估(含監測計畫)及爐心安全分析等。原能會專

案小組針對台電公司提送報告進行專業技術審查，以確認其評估結果可符合工程評估要求且符合原能會核子反應器設施停止運轉後再起動管制辦法之要求，及相關運轉監測方案可有效執行。台電公司於2月16、24日正式提送「核一廠一號機 EOC-27 燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」及補充說明，於3月16日提送修訂一版，另於4月16日提送修訂二版，並將原能會專案小組審查意見彙整納入專案報告中。

台電公司提出「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」，報告內容分為第一至九章，包含前言；燃料簡介；發現暨處理經過；後續燃料吊運作業；故障肇因分析；運轉期間安全評估；爐心重設計；燃料與機組再起動、運轉安全性；結論等。台電公司之專案報告內容摘述如下：

(一) 發現暨處理經過

103年12月28日一號機 EOC-27 大修第19天，電廠人員執行燃料 C1F029 挪移作業時，燃料束上升過程中發現抓鉤重量指示較輕。立即依程序書進行檢查，並經由水底攝影機發現該束燃料上繫板異常。

事件發生後，核一廠立即成立「燃料上繫板異常任務小組」。同時要求燃料廠家(AREVA)立即動員人力及工具至核一廠進行處理。

(二) 後續燃料吊運作業

104年1月11日燃料 C1F029 已安全從反應爐中挪移至用過燃料池。當時1號機大修後續尚有10束燃料須執行吊運作業，方可進行反應爐回蓋之工作。核一廠參考燃料廠家提供之「燃料吊運指引」規劃相關燃料吊運之操作安全要求，制定「後續燃料吊運安全計畫」，並進行燃料吊運安全評估。為能順利達成此項任務，核一廠燃料吊運

操作小組於 1 月 29 日先以假燃料依吊運安全計畫之操作步驟，模擬演練吊運操作，1 月 30 日順利完成後續 10 束燃料挪移吊運。

(三) 故障肇因分析

在確認該燃料束中之水棒連接桿斷開點後，台電公司即成立 C1F029 燃料水棒異常肇因小組，以追查肇因。因應本次失效事件，燃料廠家成立肇因分析小組。

台電公司和燃料廠家認為失效事件的起源是因為一個初始事件造成連接桿表面產生表面瑕疵。表面瑕疵產生之後，裂縫在應力及環境影響的促進下開始往連接桿內部成長。連接桿的部分截面仍維持完整，直到本次燃料吊運過程中試圖拉起該燃料束，在該燃料束還未離開爐心底部時，因燃料束本身重量已超過連接桿剩餘截面所能承受，在此時發生最終斷開，造成燃料束荷重傳輸鍊(Load Chain)分離。

台電公司和燃料廠家歸結有兩個主要因素造成本次失效事件發生，但這兩個因素一般來說並不會同時存在於正常的燃料束中。台電公司和燃料廠家研判，任一因素均無法單獨導致本連接桿斷開，評估下列兩個因素為導致本事件發生之主因：

- 本斷開連接桿有獨特的表面瑕疵，是由材料缺陷所引起。
- 本斷開連接桿存在有非預期的應力狀態，此應力之可能來源為運轉溫度下發生燃料匣頂緊下繫板的狀況，但需配合表面瑕疵才有可能造成裂縫起始。

(四) 運轉期間安全評估

台電公司針對運轉中連接桿斷開可能性及對電廠運轉安全進行評估，其評估結果在正常運轉或可預見運轉事件時，機組不會因水棒連接桿斷開而發生燃料匣抬升事件，惟若在設計基準地震伴隨喪失爐心冷卻水事故，而發生燃料匣抬升狀況時，經評估也不會妨礙控制棒

的插入，機組可安全停機。另輔以新訂定之爐心監測計畫，於機組運轉時監測爐心燃料匣抬升狀況，並依監測結果決定停機開蓋檢查燃料結構完整性。經由相關之評估及監測計畫，可確保機組運轉安全。

(五) 爐心重設計

編號 C1F029 燃料於本次大修發現水棒連接桿斷開，無法繼續在反應爐爐心中使用，台電公司即通知燃料廠家 AREVA 公司進行爐心燃料布局重新設計。經評估後，挑選一號機用過燃料池中一樣已使用三運轉週期退出之燃料束（編號 C1E040）進行替換。AREVA 已完成本次修訂後之爐心布局安全評估，對各項執照分析項目逐項進行評估並提出評估報告，結果顯示燃料再填換執照分析報告之燃料熱限值仍然適用。

(六) 燃料與機組再起動、運轉安全性

台電公司已將 C1F029 燃料移出反應爐不再使用，燃料廠家 AREVA 公司已完成修訂後之爐心填換安全分析，確認燃料相關各項安全限值均可符合。並完成運轉期間安全評估報告及訂定爐心監測計畫，確認機組再起動與繼續運轉安全無虞。

(七) 結論

依燃料廠家 AREVA 說明，國際上使用與 C1F029 燃料之水棒連接桿同型設計之燃料已有 14000 束以上，此次為唯一發生之案例。台電公司已完成安全評估報告，即使於燃料水棒連接桿斷開的情況下，機組仍可持續安全運轉。同時，核一廠亦訂定爐心監測計畫，分別對機組起動、控制棒急停時間測量或控制棒棒序交換、及機組穩定運轉等狀況進行監測，以確保機組運轉安全。

四、 審查結果

經過上述審查過程，依原能會對台電公司「核一廠一號機 EOC-27

大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」審查及視察結果完成本安全評估報告，其內容章節編排分為一至七章：第一章簡介、第二章異常燃料檢修挪移作業、第三章後續燃料吊運作業、第四章故障肇因分析、第五章運轉期間安全評估、第六章爐心安全分析、第七章審查總結。

第二章「異常燃料檢修挪移作業」之審查內容包括送審報告 3.0「發現暨處理經過」、附件三「核一廠一號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫」及附件四「燃料移置特殊程序書執行結果」，審查重點以(一)檢修挪移作業程序、(二)燃料取出過程之潛在風險評估及防範措施、(三)燃料取出作業之備用方案及應變措施、(四)半長棒燃料吊運安全考量、(五)檢修作業之品保作為等五項，分別說明。

第三章「後續燃料吊運作業」之審查內容包括送審報告 4.0「後續燃料吊運作業」、附件五「後續燃料吊運安全計畫」及附件六「後續燃料吊運結果紀錄」，審查重點以(一)燃料吊運前準備作業、(二)燃料吊運作業程序、(三)燃料吊運作業異常處理等三項，分別說明。

第四章「故障肇因分析」之審查內容包括送審報告 5.0「故障肇因分析」、8.3「追查事件肇因」、附件七「品質文件審查紀錄」及附件八「肇因分析報告」，審查重點以(一)國外類似案例、(二)AREVA 燃料製程品質文件、(三)肇因分析報告等三項，分別說明。

第五章「運轉期間安全評估」之審查內容包括送審報告 6.0「運轉期間安全評估」、8.1「爐心燃料完整性安全無虞」、8.2「完成安全評估報告(JCO)，證明機組再起動與繼續運轉的安全無虞」附件一「核一廠一號機燃料檢查計畫」、附件二「燃料檢查結果紀錄」、附件九「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」、附件十「中子儀器(LPRM 及 TIP)相關配置與功能」，審查重點包含(一)運轉中連接桿斷開的可能性、(二)正常運轉和可預見運轉事件期間，若發生連接

桿斷開時，燃料匣定位狀況評估、(三)正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響、(四)事故期間對電廠運轉的影響；(五)爐心監測計畫等五項，分別說明。

第六章「爐心安全分析」之審查內容包括送審報告 7.0「爐心重設計」，審查重點摘述自原能會安全評估報告編號 NRD-SER-104-01「核一廠 1 號機週期 28 填換爐心安全分析報告」安全評估報告。

第七章「審查總結」為本案審查結論。

五、參考資料

1. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版，民國 104 年 4 月 16 日。
2. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件一「核一廠一號機燃料檢查計畫」，民國 104 年 4 月 16 日。
3. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件二「燃料檢查結果紀錄」，民國 104 年 4 月 16 日。
4. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件三「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料上繫板異常之挪移計畫」，民國 104 年 4 月 16 日。
5. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件四「燃料移置特殊程序書執行結果」，民國 104 年 4 月 16 日。
6. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件五「後續燃料吊運安全計畫」，民國 104 年 4

- 月 16 日。
7. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件六「後續燃料吊運結果紀錄」，民國 104 年 4 月 16 日。
 8. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件七「品質文件審查紀錄」，民國 104 年 4 月 16 日。
 9. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件八「肇因分析報告」民國 104 年 4 月 16 日。
 10. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件九「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」，民國 104 年 4 月 16 日。
 11. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件十「中子儀器(LPRM 及 TIP)相關配置與功能」，民國 104 年 4 月 16 日。
 12. 原能會安全評估報告編號 NRD-SER-104-01「核一廠 1 號機週期二十八爐心填換安全分析報告」安全評估報告。

第二章 異常燃料檢修挪移作業

一、概述

本章針對核一廠 1 號機第 27 次大修燃料挪移作業期間，燃料吊運過程中發現重量異常及其處理經過，以及原能會視察暨審查重點簡要說明如後。103 年 12 月 28 日核一廠 1 號機第 27 次大修第 19 天，電廠執行第二階段燃料挪移作業時，利用燃料吊車將燃料束 C1F029 由原爐心座標抓取上升過程中發現吊勾重量指示異常減輕警報，並依程序書進行檢查，經由水底攝影機發現該束燃料上繫板有異常抬升情形，由圖 2-1 可看出燃料 C1F029 上繫板位置高於相鄰燃料。



圖 2-1：C1F029 上繫板位置明顯高於相鄰燃料(摘錄自參考資料 1)

事件發生後，台電公司為確認爐心其它燃料是否有類似上繫板抬升現象，台電公司先訂定爐心燃料檢查計畫，清查前次大修爐心查證紀錄，確認 C1F029 燃料在前週期的上繫板完整性，並針對本次大修未曾變動其爐心位置之 24 束燃料進行吊升測試以確認上繫板完整性，其中 5 束為同型上繫板燃料。台電公司於 104 年 1 月 17 日以水底攝影機目視檢查所有爐心燃料上繫板完整性，此次大修所有燃料

吊升測試及目視檢查之結果，除 C1F029 燃料外全爐心燃料之上繫板均顯示正常。

有關 C1F029 燃料的挪移作業，於事件發生後，台電公司通知燃料廠家(AREVA)來台協助擬定核一廠 1 號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫，完成編寫核一廠特殊程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」，以作為現場作業之遵循依據。C1F029 燃料檢修作業，係先移除燃料束內 4 支半長棒(Partial Length Fuel Rod, PLFR)，利用此 4 處空間再放入 4 支繫棒，由繫棒結合下繫板與上繫板，當吊取該燃料束時，燃料重量改藉由繫棒獲得支撐，即可將 C1F029 燃料由爐心吊運至用過燃料池進行後續檢查。

上述期間，台電公司依原能會管制要求於 1 月 5 日先至原能會說明核一廠一號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫，包含發現暨處理經過、檢修挪移前準備作業、檢修挪移作業程序等，其後，台電公司再依原能會審查意見，於 1 月 8 日將核一廠 1 號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫函送原能會，經原能會審查認為可行後，台電公司才進行現場作業。此外，原能會於作業期間亦派員至現場查證相關作業。

C1F029 檢修挪移作業於 1 月 11 日順利完成，後經檢查確認上繫板異常抬升之原因為該燃料束水棒連接桿斷開(如圖 2-2)所致。

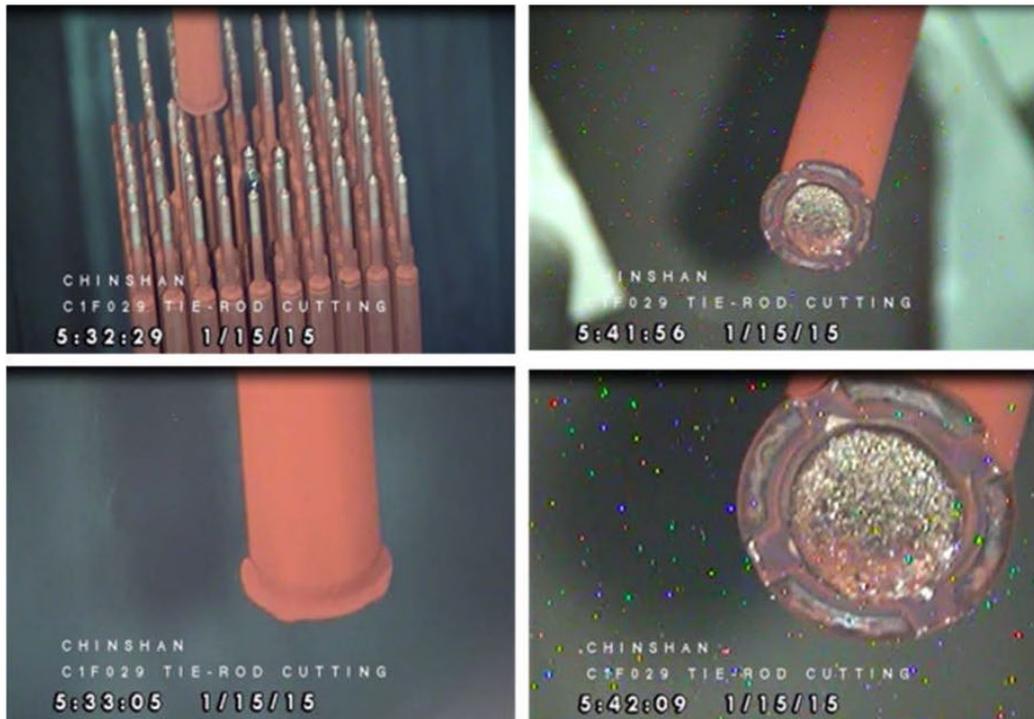


圖 2-2：燃料水棒連接桿斷開情形(摘錄自參考資料 1)

二、 審查發現

針對 1 月 5 日台電公司至原能會簡報核一廠 1 號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫，原能會審查小組審查委員提出審查意見(1 月 5 日詳會議紀錄第一、二項)要求台電公司所提檢修挪移作業計畫至少應涵括檢修挪移作業程序、燃料取出過程之潛在風險評估及防範措施、燃料取出作業之備用方案及應變措施、半長棒燃料吊運安全考量、檢修作業之品保作為等五項，台電公司依原能會意見於 1 月 8 日提出「核一廠一號機 EOC-27 大修異常燃料之挪移計畫」，其內容包含作業準備、作業程序、應變計畫與風險管控、其他作業管控(如：人員作業資格、輻射防護管理、工安管制、異物入侵防範)及品質計畫等。原能會各項審查說明如下：

(一)檢修挪移作業程序

針對檢修挪移作業程序，台電公司核一廠已於 1 月 7 日編

寫完成特殊程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」，並經電廠運轉審查委員會 (SORC) 審核通過，相關作業內容包括程序書第 12.2.1 節半長棒移除作業流程、第 12.3 節半長棒置入暫存容器、第 12.5 節繫棒安裝作業流程、第 12.6 節 C1F029 燃料挪移作業等可作為現場作業之遵循依據。

經審查台電公司計畫內容可以接受。

(二)燃料取出過程之潛在風險評估及防範措施

台電公司專案報告附件三之挪移計畫 6.0 節應變計畫與風險管控，就燃料安裝繫棒後 C1F029 燃料取出作業進行風險評估，假設本作業於吊運過程若產生吊卸意外或產生鬆脫附件，故提出防範措施，明定於特殊程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」第 12.6 節吊運作業。台電公司規劃於繫棒裝好後進行燃料吊升時，燃料吊車以最慢速方式移動，移動過程需注意重量指示並以水底攝影機觀察下繫板及燃料匣底部區域，判斷燃料是否有卡到的現象。就鬆脫附件之防範措施，台電公司將用水底攝影機拍攝以確定無鬆脫附件掉落爐心，工作完成後需再以錄影方式查證工作區域有無異物，若有異物需移除。

因 C1F029 燃料結構異常，把手位置比正常坐定位置高，所以燃料高度可能比正常燃料較高。台電公司評估燃料束在繫棒安裝完成後，自爐心吊運通過傳送渠道(Cattle Chute)區域往用過燃料池時，可能因燃料束較長導致底部有擦撞之風險。台電公司已規畫操作燃料吊車以越程方式將 C1F029 燃料吊運高度提升後慢速將燃料填換平台移往用過燃料池直至離開 Cattle Chute 區域。

台電公司就燃料安裝繫棒後燃料取出挪移時之潛在風險進

行評估，並針對異常可能產生鬆脫附件、吊卸意外及燃料束底部擦撞之潛在風險提出防範措施並據以執行。

經審查台電公司計畫內容可以接受。

(三)燃料取出作業之備用方案及應變措施

台電公司專案報告附件三之挪移計畫 6.0 節應變計畫與風險管控，就燃料取出作業提出備用方案及應變措施。本計畫僅需淨空一格爐心格架空間就可進行相關檢修活動，台電公司為因應未預期之情況，於爐內、用過燃料池格架保留 9 格格架空間，此外，台電公司規劃異常燃料檢修需至少安裝 2 根繫棒，本次預計安裝 4 根繫棒，而燃料廠家評估單一根繫棒就至少可承受超過 901 LBS(測試到 1500 LBS)，足夠支撐一束燃料重量 (659 LBS)，另燃料廠家共準備 6 支繫棒可供替換，以因應繫棒有未預期情形。另在特殊程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」附件第 6.0 節應變方案，提出應變計畫與風險管控之處理表，可作為現場作業之遵循依據。

經審查台電公司計畫內容可以接受。

(四)半長棒燃料吊運安全考量

台電公司專案報告附件三之挪移計畫 6.0 節應變計畫與風險管控，已就半長棒燃料取出作業建立相關注意事項。台電公司規劃於半長棒取出後置於提籃內，全程以攝影機監控，確定無鬆脫零件掉落爐心內，若發現物品掉落時將以攝影機追蹤掉落物品並加以取出；另於半長棒吊升過程，須注意抓鉤竿上高度標示，避免半長棒深度小於水面下 7.88 呎，且電廠輻防人員全時配合監視輻射狀況。

經審查台電公司計畫內容可以接受。

(五)檢修作業之品保作為

台電公司專案報告附件三之挪移計畫 8.0 節已針對本項作業建立品質計畫，針對特殊程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」執行相關工作，由電廠核技組檢驗員執行檢驗員複查，電廠品質組依品質計畫進行相關品質管制與停留查證(作業過程中品質人員為全程查證)，並由台電公司核安處負責本計畫之稽查。

經審查台電公司計畫內容可以接受。

三、視察發現

原能會派員至核一廠現場查證 C1F029 燃料檢修挪移作業，1 月 10 日 9:30 本作業相關工作人員依核一廠程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」，於反應器廠房召開工具箱會議宣導相關注意事項後，燃料廠家技術人員即開始進行檢修作業，以特殊工具夾取 C1F029 燃料之半長棒，於 13:50 成功取出第一根半長棒放置於暫存容器，至 18:00 四根半長棒全數取出置於暫存容器內。19:40 由運轉員操作燃料吊車將兩組暫存容器(各兩根半長棒)同時由爐心經傳送通道移至用過燃料池，並吊掛在燃料準備機附近。上述半長棒挪移過程，電廠保健物理組人員全程監控水面劑量，經查證無輻射劑量異常情形。

燃料廠家於來台前，已使用假燃料進行繫棒安裝模擬訓練，可順利安裝與拆卸繫棒。1 月 10 日 23:00 燃料廠家技術人員開始執行異常燃料繫棒安裝作業，1 月 11 日 00:45 即完成安裝 4 支繫棒。繫棒安裝完成後，工作人員依特殊程序書 SP-104-02 附件 1 之步驟，將 C1F029 燃料由爐心移至用過燃料池的燃料準備機上，3:50 燃料吊車吊鉤成功抓取 C1F029 燃料，重量指示正常，高度上升 15 “後暫停動

作 5 分鐘，觀察吊車負載無明顯變化，兩台水底攝影機監控燃料束上下繫板結構亦無異常，確認燃料可正常吊運後，運轉員操作燃料吊車由爐心緩慢移至用過燃料池邊，順利通過 Cattle Chute 區域燃料束底部無擦撞；4：50 成功將 C1F029 燃料放置於燃料準備機上，以便進行後續檢查作業。以上燃料檢修與吊運過程，電廠品質組、台電公司核安處人員皆全程在場進行查證，檢修挪移作業無異常情形。

1 月 12 日原能會視察員於現場查證異常燃料檢查作業(如圖 2-3)，確認 C1F029 燃料故障點為水棒連接桿斷開。



圖 2-3：原能會視察員現場查證異常燃料檢查作業

四、 審查與視察小結

綜合以上之敘述，台電公司於異常燃料檢修挪移作業前，已依原能會要求提出檢修挪移計畫，將原能會審查委員審查意見包含檢修挪移作業程序、燃料取出過程之潛在風險評估及防範措施、燃料取出作業之備用方案及應變措施、半長棒燃料吊運安全考量、檢修作業之品保作為等納入計畫中，完成核一廠特殊程序書 SP-104-02 並據以執行。原能會視察員至現場查證確認異常燃料束安全吊運至用過燃料池，檢

修挪移過程均無異常情形。該燃料故障點經檢查後確認為水棒連接桿斷開。

綜合審查委員審查結果，及原能會視察查證結果，合理認為台電公司專案報告之本章內容可接受。

五、參考資料

1. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」，民國 104 年 4 月 16 日。
2. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」附件三「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料上繫板異常之挪移計畫」，民國 104 年 4 月 16 日。
3. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」附件四「燃料移置特殊程序書執行結果」，民國 104 年 4 月 16 日。
4. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」附件八「肇因分析報告」，民國 104 年 4 月 16 日。
5. 核一廠特殊程序書 SP-104-02「核燃料束繫棒安裝及挪移程序」。
6. 核一廠程序書 1026「用過燃料匣拆、裝標準作業程序」。
7. AREVA Procedure FS-273, Controlling Procedure for BWR Fuel Assembly Tie Rod Installation, January 2015.

第三章 後續燃料吊運作業

一、概述

核一廠水棒連接桿斷開之燃料 C1F029 已於 104 年 1 月 11 日安全順利從反應爐挪移至用過燃料池，當時 1 號機大修後續尚有 10 束燃料須執行吊運作業，方可進行反應爐回蓋之工作。本章即在說明台電公司採行措施及原能會管制要求及結果。前述 10 個燃料束中有 2 束照射過燃料將自用過燃料池移回爐心，3 束照射過燃料將自爐心移出，另有 5 束新燃料將移入反應爐內，上述照射過燃料在本次大修期間都已分別挪移吊運過 1 至 3 次不等。因此台電公司參照燃料廠家 AREVA 公司提供之「燃料吊運指引」，擬定「後續燃料吊運安全計畫」，並依核一廠程序書 216「更換燃料」及程序書 610「燃料填換連鎖功能試驗」等作業規定，以執行後續之燃料吊運作業。

為強化燃料吊運安全，台電公司已參考燃料廠家因應本事件提供其國內外客戶之「燃料吊運指引」，擬定燃料吊運時抓取燃料緩慢提升約 2" 暫停 2 分鐘，查看燃料吊車抓鉤荷重量穩定後且無異常減輕再進一步吊升。根據本次大修吊運 C1F029 燃料與正常燃料之抓鉤荷重與吊運高度關係之數據資料顯示在燃料於爐心內剛開始吊運時，吊索會開始逐漸承受燃料荷重及摩擦力並伸張，抓鉤荷重亦逐漸增加，但此時燃料底部尚未離開燃料墊塊。對正常燃料而言，此抓鉤荷重力會在高度約 526 吋，燃料底部離開燃料墊塊之瞬間達到最大，此時最大拉力約 782 磅。之後，整個荷重會逐漸降低至約 730 磅左右。至於編號 C1F029 燃料在 103 年 12 月 28 日開始吊運過程中，拉力僅上升至 657 磅時，水棒連接桿即斷開。由於吊運剛開始隨著高度提升，整體拉力也會逐漸增加，若水棒連接桿有瑕疵而無法承受 782

磅左右之最大拉力，燃料水棒連接桿斷開的狀況將會發生在高度約 526 吋以前，就像本次 C1F029 燃料狀況一樣，但不會造成燃料棒受損。反之，若燃料水棒連接桿有瑕疵但仍可承受 782 磅之最大拉力時，當高度提升高過 526 吋後，整體拉力會逐漸降至約 730 磅左右，此時在吊運過程中就不會發生燃料水棒連接桿斷開之情事。因此，台電公司參考燃料廠家提供燃料吊運指引及核一廠燃料吊運相關參數，擬定後續燃料吊運安全計畫，及編寫修訂核一廠程序書 216「更換燃料」，以供後續燃料吊運作業之遵循依據。

上述期間，台電公司依管制要求於 104 年 1 月 28 日先至原能會說明核一廠一號機 EOC-27 後續燃料吊運安全計畫，包含燃料吊運安全評估、後續燃料吊運操作安全、注意事項與操作步驟等。其後，台電公司依原能會審查意見包括異常之安全處理程序、吊運過程監視、高度及重量紀錄、品質查證、模擬操作等修訂燃料吊運安全計畫，並於執行燃料吊運作業前提送至原能會審查，經原能會審查同意後方執行後續吊運作業。104 年 1 月 30 日 17:30 台電公司開始執行後續燃料挪移吊運，全程皆以錄影方式存證，過程中用過燃料束之吊運依規定停留兩分鐘並記錄相關數據，於當天晚間 20:55 順利完成後續燃料吊運作業後，原能會亦就其執行結果進行查證。

二、 審查發現

針對核一廠後續燃料吊運安全計畫，原能會審查委員審查發現彙整如下五節：

(一)燃料吊運前準備作業

審查委員提出審查意見(1 月 28 日會議紀錄第一、8 項)，要求正式開始吊運作業前，應再驗證吊車保護連鎖與重量感測系統之可用性，並依後續燃料吊運安全計畫執行模擬操作訓練。

台電公司已將上述要求納入吊運安全計畫之第 4.1.4 節及第 4.1.5 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

(二)燃料吊運作業程序

審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、7項)，要求台電公司應明確訂定燃料吊運作業相關工作人員職責，並將重要項目列入品質查證點。台電公司答覆已於該計畫補充說明由電廠運轉值班、核技組、品質組組成吊運操作小組，並新增吊運操作小組分工表，將本項燃料吊運作業列為全程品質查證項目。此要求，已新增於吊運安全計畫之第 4.0 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

本次執行後續燃料吊運安全計畫，審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、4項)，要求台電公司自爐心/用過燃料池格架內吊起燃料至置入爐心/用過燃料池格架期間，全程以攝影機監視錄影，並保留紀錄，包含吊運重量與高度等相關資料，以供查證。台電公司已將上述要求納入吊運安全計畫之第 4.1.6 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、3項)，要求燃料吊運上升離開爐心/燃料池格架時應再增加查證點，暫停以觀察燃料之重量及上繫板與燃料棒間之狀況是否有變化，並記錄吊運高度及重量。台電公司已將上述要求納入吊運安全計畫之第 4.2.7. a 及 4.2.8.a 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

(三)燃料吊運作業異常處理

審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、1項)，要求補充說明燃料吊運置入爐心或用過燃料池格架行程有異常之

安全處理程序 (如燃料未達座定位置前，吊車負載異常減輕)。台電公司答覆說明在吊運燃料下降置入爐心或燃料池格架過程中，在燃料未達座定位置前，若因燃料卡住而發生吊車負載異常減輕之狀況，操作人員需立即停止下降之操作，並重新往上提升燃料至重量恢復正常狀況。針對此要求，台電公司已新增於吊運安全計畫之第 4.2.5 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、2項)，在燃料仍由抓鉤抓住且仍在爐心或用過燃料池格架內時，若燃料吊運有執行橫向調整位置，應加以記錄。台電公司已將上述要求納入吊運安全計畫之第 4.2.2 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、6項)，針對燃料吊運期間發生有任何燃料異常須立即暫停吊運之事件，要求應建立燃料束安全放置定位之作業程序。台電公司已針對燃料束未脫離格架前(含爐心及用過燃料池)，擬訂以人工方式將燃料台車吊掛燃料束緩慢放置原位，至於燃料束脫離格架後(含爐心及用過燃料池)時，由核技組提供用過燃料池存放位置，依修訂後的燃料挪移步驟，將該燃料束移至存放位置。燃料置入期間，燃料吊車全程以手動模式緩慢操作，直至確認燃料束座落定位後再鬆脫燃料吊車抓鉤，相關作業程序已列入後續燃料吊運安全計畫之第 4.2.9 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

審查委員提出審查意見(1月28日會議紀錄第一、5項)，針對燃料吊運期間有任何燃料異常須立即暫停吊運之事件，要求

台電公司應立即通報原能會視察員並進行書面通報。相關作業程序台電公司已列入後續燃料吊運安全計畫之第 4.1.3 節。經審查台電公司計畫內容可以接受。

三、視察發現

針對核一廠依台電公司「後續燃料吊運安全計畫」修訂程序書 216「更換燃料」以執行燃料吊運作業，原能會派員查證該作業相關品質文件紀錄，執行結果說明如下，

(一)燃料吊運前準備作業

經查證台電公司後續燃料吊運作業相關人員已於 1 月 29 日進行模擬訓練，吊運假燃料由用過燃料池至爐心內，再由爐心內吊回用過燃料池。吊升過程，燃料吊車抓取燃料後上升約 2”即停留兩分鐘，吊車高度再上升 10”又停留兩分鐘，當假燃料底部離開格架時停留兩分鐘再次查證重量是否有異常。模擬演練過程均有記錄燃料吊車抓鉤重量並確認重量無異常變化，及燃料束上繫板與燃料棒是否有分離等情形。台電公司已於正式開始吊運前，依後續燃料吊運安全計畫執行模擬訓練。經原能會查證認為可以接受。

燃料吊車重量感測元件是確保吊運安全的重要儀器，經查證 1 月 29 日演練作業之紀錄，因燃料吊車重量指示均在正常範圍內，故可驗證燃料吊車重量感測元件之可用性。另就燃料吊車行走範圍禁止區保護連鎖功能部分，台電公司測試方式係將燃料吊車開往燃料池南邊兩個燃料準備機間之禁止區，實際測試結果顯示燃料吊車於紅線區內即停止。經原能會查證認為燃料吊車之可用性可以接受。

(二)燃料吊運作業程序

原能會視察員查證燃料吊運作業錄影紀錄，10 束燃料吊運作業中，前 5 束為舊燃料，後 5 束為新燃料。經查證發現台電公司於 1 月 30 日 17:30 正式開始吊運，C1G523 與 C1H012 燃料由用過燃料池移置爐心，每束約花費 20 分鐘放置定位。18:25 開始將 3 束 C1E014、C1E044、C1E033 燃料分別由爐心移置用過燃料池，每束約花費 20 分鐘放置定位。經檢視燃料吊運過程均依計畫規定於三個吊升高度各停留兩分鐘，並記錄重量，未發現有重量異常減輕之情形。19:34 開始吊運後續 5 束新燃料，根據燃料廠家提供之「燃料吊運指引」可依正常吊運作業步驟，故未有相關吊升停留查證之執行紀錄。台電公司於 20:55 完成燃料吊運作業，其後進行爐心查證，並未發現燃料之上繫板與燃料棒位置有異常。經原能會查證認為台電公司執行後續 10 束燃料吊運作業，符合計畫要求，可以接受。

(三)燃料吊運作業異常處理

經查證本次後續 10 束燃料吊運作業之錄影紀錄與吊運紀錄，未發現有異常橫向移動、重量指示異常、或任何需暫停吊運且須通報原能會之異常情形。經查證結果可以接受。

四、 審查與視察小結

綜合以上之敘述，就核一廠本次大修當時後續尚有 10 束燃料須進行吊運作業，台電公司已參考燃料廠家「燃料吊運指引」之強化作為，提出後續燃料吊運安全計畫及修訂核一廠程序書 216 相關內容，以執行吊運作業相關內容，並於正式吊運作業前進行模擬訓練，確認燃料吊車之可用性。燃料吊運作業期間，台電公司將燃料束吊升，於三個查證點分別停留兩分鐘，確認重量指示無異常，上繫板與燃料棒位置無異常，再作進一步吊升，並安全放置預定位置，於 1 月 30 日

完成後續燃料吊運作業。原能會已就本次作業執行燃料吊運之錄影紀錄與相關品質文件進行查證，無發現異常情形。

綜合審查委員審查結果，及原能會視察查證結果，合理認為台電公司專案報告之本章內容可接受。

五、參考資料

1. FS1-0020234-2, Interim BWR Handling Guideline, AREVA, January 2015.
2. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件五「後續燃料吊運安全計畫」，民國 104 年 4 月 16 日。
3. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件六「後續燃料吊運結果紀錄」，民國 104 年 4 月 16 日。
4. 核一廠程序書 216「更換燃料」。

第四章 故障肇因分析

一、 概述

原能會於104年1月5日即要求台電公司應對本案檢查結果提出燃料異常之可能肇因，及說明國外是否存有類似案例，並應儘速依肇因分析結果，採取對應之改正行動。

本章目的在審查C1F029燃料水棒連接桿斷開之肇因分析評估結果。台電公司在確認該燃料束中之水棒連接桿斷開點(如圖4-1)後，即成立C1F029燃料水棒異常肇因小組追查肇因，調查國外類似案例，並查證燃料廠家之燃料製造過程品管文件。燃料廠家亦成立肇因小組追查肇因，經由破斷面熱室檢驗及相關肇因分析調查結果，認為本次連接桿斷開失效事件的起源是因為一個初始事件造成連接桿表面產生表面瑕疵。表面瑕疵產生之後，裂縫在非預期的應力及環境影響的促進下開始往連接桿內部成長。直到本次燃料吊運過程中，該燃料束還未離開爐心底部時，因燃料束本身重量已超過連接桿剩餘截面所能承受之負荷，此時發生最終斷開，造成燃料束荷重傳輸鍊(Load Chain)分離，無法再繼續進行該燃料吊運作業。

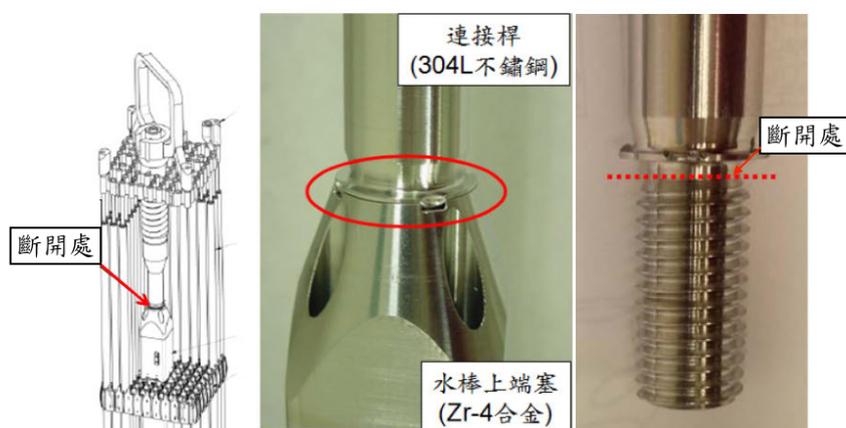


圖 4-1：水棒連接桿斷裂處相對位置(摘錄自參考資料 3)

(一)國外類似案例

核一廠使用燃料型式為 AREVA 公司生產之 ATRIUM-10 燃料，本次斷開之水棒連接桿屬於 ATRIUM-10 燃料荷重傳輸鍊的組件之一(如圖 4-2)。因此燃料廠家 AREVA 調查國外相關使用經驗，主要是以荷重傳輸鍊設計作區分。ATRIUM-10 荷重傳輸鍊設計目的，是為了將下繫板(Lower Tie Plate)所承載之重量如燃料棒，經由燃料水棒與連接桿(Connecting Bolt)傳輸至上繫板(Upper Tie Plate)，於燃料吊運時抓取上繫板之把手即可透過此荷重傳輸鍊將燃料束加以吊升。

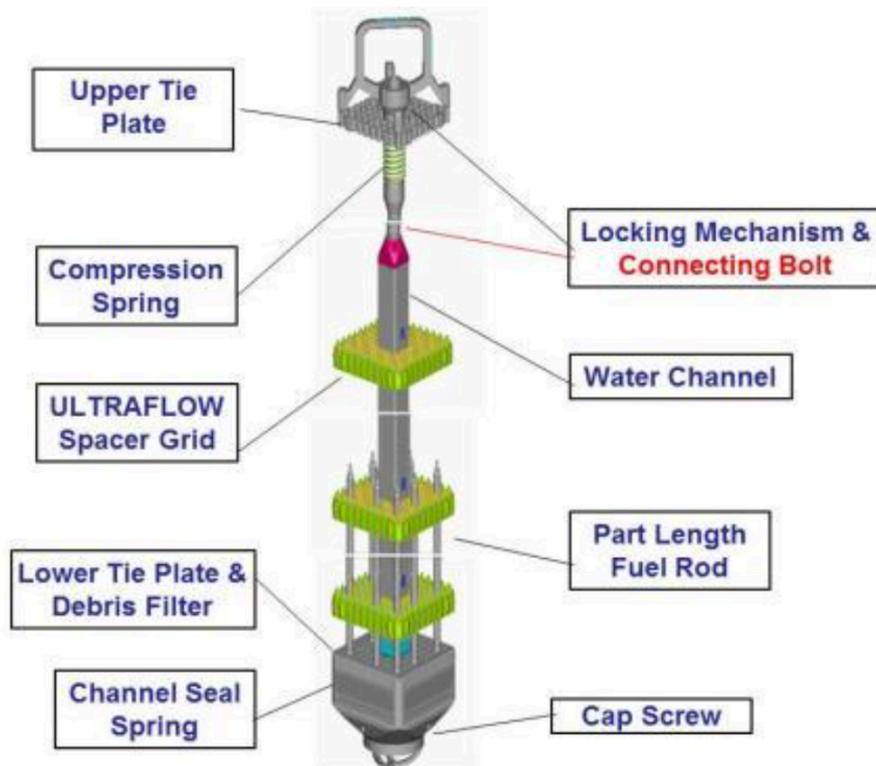


圖 4-2：ATRIUM-10 燃料荷重傳輸鍊示意圖(摘錄自參考資料 1)

ATRIUM-10 燃料原始荷重傳輸鍊(Standard Load Chain, SLC)設計從 81 年由歐洲開始使用，核一廠於 91 年開始使用 SLC 型 ATRIUM-10 燃料。燃料廠家改進荷重傳輸鍊設計，93 年起提供

Advanced Load Chain (簡稱 ALC)型 ATRIUM-10 燃料供美國核電廠使用，其水棒連接桿材質由鋁合金改為不鏽鋼，連接桿與水棒上端塞接合處防止旋轉方式由插削式改為壓接式。之後燃料廠家又改進 ALC 荷重傳輸鍊設計，修改上繫板與水棒連接桿接合設計，95 年起提供 Harmonized Advanced Load Chain (簡稱 HALC)型 ATRIUM-10 燃料供美國核電廠使用，核一廠則是自 99 年起開始使用該型燃料。本次水棒連接桿斷開之 C1F029 燃料是使用 HALC 型，因 ALC 型與 HALC 型燃料在水棒連接桿材質，連接桿與水棒上端塞接合處防止旋轉方式等均為相同設計，故燃料廠家就本次連接桿斷開事件相關使用經驗，主要針對使用 ALC 與 HALC 型荷重傳輸鍊設計之 ATRIUM-10 燃料進行調查。

經燃料製造廠家調查結果顯示，該公司至今已製造之燃料束中，與 C1F029 燃料相同連接桿設計者(ALC/HALC)超過 14,000 束，美國與歐洲均有核電廠使用該型燃料，燃耗最高有達 58.0 GWd/MTU (核一廠 C1F029 燃料燃耗為 43.725 GWd/MTU)，且每束照射過燃料均有多次吊運紀錄，截至目前為止，C1F029 燃料水棒連接桿異常現象係為唯一發生之事件。

(二)AREVA 燃料製程品質文件清查

台電公司清查與 C1F029 燃料水棒連接桿同型且同批次的數量共有 92 束 (詳如表 4-1)，並就 C1F029 燃料製程相關之品質紀錄進行審查，涵蓋連接桿相關之重要組件「連接桿總成(Connecting Bolt Assembly)」之製程品質文件、及此骨架(Cage)之相關組件製造紀錄，結果都符合要求，未發現有異常狀況。燃料廠家於產品研發過程中已執行荷重傳輸鍊之設計驗證，拉伸測試結果顯示，當拉力達 1520 lbs (燃料重量 2.5 倍)時，連接桿之荷重傳輸鍊仍不會發生失效，確認

AREVA 之 ATRIUM-10 燃料設計及認證報告均按廠家程序完成。

表 4-1：C1F029 同型且同批次燃料之分佈狀況表

機組	爐心	用過燃料池	小計
一號機	81	1(C1F029)	82
二號機	9	1	10
總計			92

(三)肇因分析報告

台電公司及製造廠家從產品設計到現場使用，探討水棒連接桿斷裂可能發生的潛在原因，因此肇因分析主要評估方向包含材料瑕疵、製造缺陷、設計缺失、環境因素和燃料吊運，共 5 大項目。這些項目可能是造成本事件發生之主因，台電公司及製造廠家之肇因分析小組逐項進行評估作業。



材料瑕疵：針對材料材質與設計規範符合性進行評估作業，調查內容包含斷開連接桿之鋼材及製程。燃料廠家已檢驗過供應商的材料可追溯性，相關紀錄文件顯示確實是使用 304L 不鏽鋼材料。本斷開連接桿為 97 年製造，廠家針對本斷開連接桿之相同爐號批次之庫存棒材執行機械性質檢查，包含降伏強度(Yield Strength)、最終拉伸強度(Ultimate Tensile Strength)、伸長量(Elongation)及面積縮小比率

(Reduction of Area)，並檢視 93 年至 102 年間不同爐號批次之庫存棒材機械性質，檢查結果與前述斷開連接桿相同批次之庫存棒材並無差異。

製造缺陷：針對製造過程調查及評估相關製程是否存在原有的缺陷或偏差，從製造紀錄查核顯示在製造核一廠這批連接桿時並無設備故障或程序不符。

設計缺失：評估連接桿的設計是否存在潛在的缺失，而可能造成本連接桿的斷開。在設計上每個壓接處均有 2 個可供水流過之通道，使連接桿和水棒上端塞連接後，能夠適當流通清洗無螺紋區域，調查是否有污染物質卡在流徑，而導致在無螺紋區域產生初始裂痕進而導致連接桿斷開。經目視檢視後確認，並無堵塞現象。

環境因素：經查該燃料束之運轉環境，電廠水化學資料顯示雖然本週期 18 個月內僅有 4 天曾發生氯離子濃度超過 1ppb 情況，但最高亦僅 1.1ppb；該束燃料在爐心內三個運轉週期之氯離子平均濃度僅 0.32ppb，遠低於美國電力研究院 EPRI 提出沸水式電廠水化學導則之行動標準值 (5ppb)。

燃料吊運：檢視所有燃料廠家內部燃料束和組件的吊運程序和狀況報告(Condition Reports)，並未發現有異常負荷的狀況。另從電廠相關燃料吊運步驟之重量指示變化(週期 25 至 27)截至目前為止，並未發現有任何燃料吊運異常現象。

除了從上述 5 個評估方向進行探討和調查外，並對斷開連接桿進行熱室檢驗，包含目視檢查(如圖 4-3)、掃描式電子顯微鏡(SEM)分析(如圖 4-4)、硬度量測、金相分析(如圖 4-5)、準直度量測、化學分析(如圖 4-6)等。另就水棒連接桿庫存組件，燃料廠家進行相關驗證測試，包含材料檢驗、硬度量測、金相分析(如圖 4-7)、殘留應力量測、衝

擊韌性測試(如圖 4-8)、連接桿和水棒上端塞組件壓接作業的殘留應力評估、側向負荷測試、偏移的壓縮測試等驗證測試。

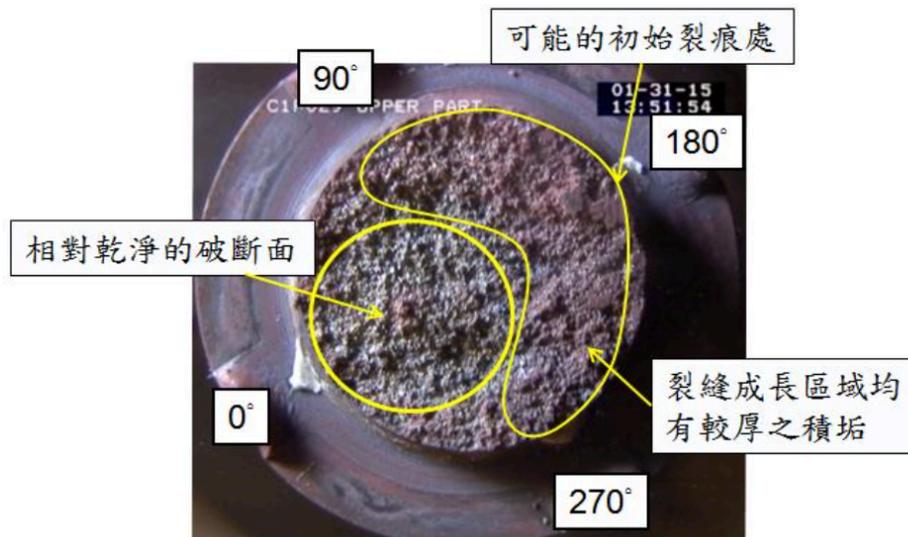


圖 4-3：上半截連接桿破斷面 (摘錄自參考資料 3)

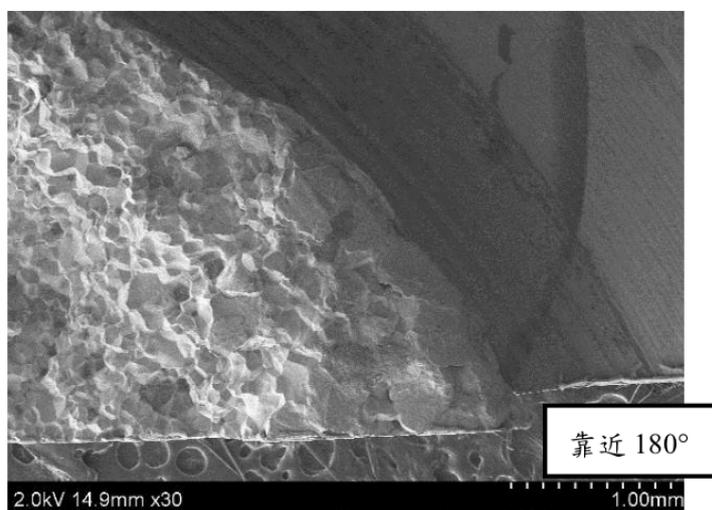


圖 4-4：破斷面之沿晶破裂特徵(摘錄自參考資料 3)

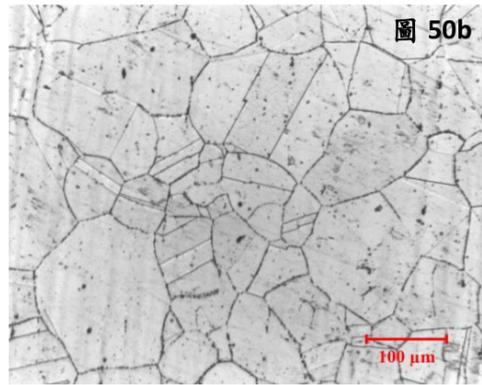
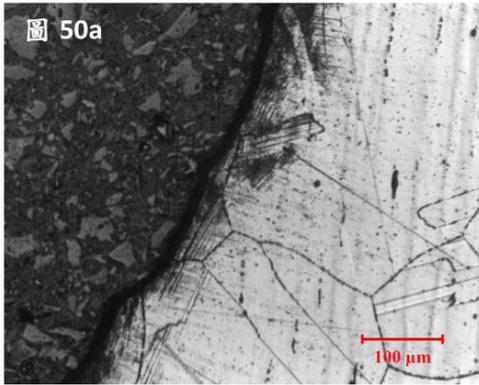


圖 4-5：破斷面經拋光與蝕刻後的金相照片(摘錄自參考資料 3)

Spectrum processing :
No peaks omitted

Processing option : All elements analyzed (Normalised)
Number of iterations = 3

Standard :
O SiO2 1-Jun-1999 12:00 AM
Mg MgO 1-Jun-1999 12:00 AM
Al Al2O3 1-Jun-1999 12:00 AM
Si SiO2 1-Jun-1999 12:00 AM
P CaP 1-Jun-1999 12:00 AM
S FeS2 1-Jun-1999 12:00 AM
Cl KCl 1-Jun-1999 12:00 AM
Ca Wollastonite 1-Jun-1999 12:00 AM
Cr Cr 1-Jun-1999 12:00 AM
Mn Mn 1-Jun-1999 12:00 AM
Fe Fe 1-Jun-1999 12:00 AM
Ni Ni 1-Jun-1999 12:00 AM
Cu Cu 1-Jun-1999 12:00 AM
Zn Zn 1-Jun-1999 12:00 AM

Element	Weight%	Atomic%
O K	35.85	60.78
Mg K	1.06	1.18
Al K	6.60	6.64
Si K	6.70	6.47
P K	0.82	0.72
S K	0.57	0.48
Cl K	0.89	0.68
Ca K	0.72	0.49
Cr K	5.12	2.67
Mn K	1.06	0.52
Fe K	33.10	16.08
Ni K	3.26	1.51
Cu K	2.16	0.92
Zn K	2.10	0.87
Totals	100.00	

Comment:

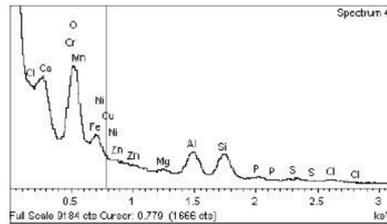
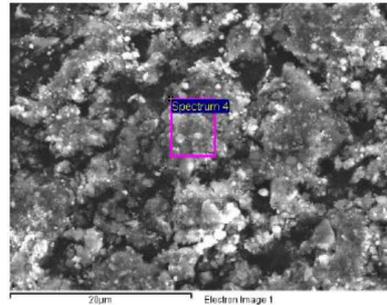


圖 4-6：破斷面靠近 180°位置的白色物質 EDX 分析 (摘錄自參考資料 3)

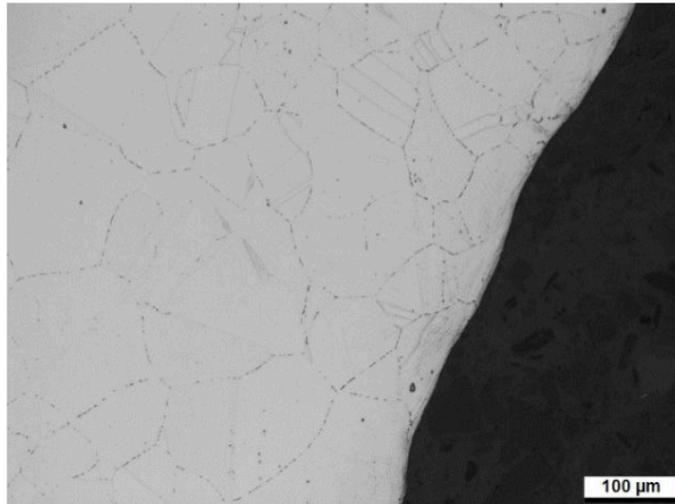


圖 4-7：庫存材料無螺紋區域靠近螺牙根部的金相分析照片(摘錄自參考資料 3)



圖 4-8：庫存材料經 Charpy-V 衝擊韌性測試後的試片(摘錄自參考資料 3)

依據本次斷開連接桿之熱室檢驗和庫存材料相關驗證測試結果，可歸納出以下幾點：

- a. 在 C1F029 燃料斷開連接桿在 180 度位置的無螺紋區域發現有表面瑕疵(如圖 4-9、圖 4-10)。

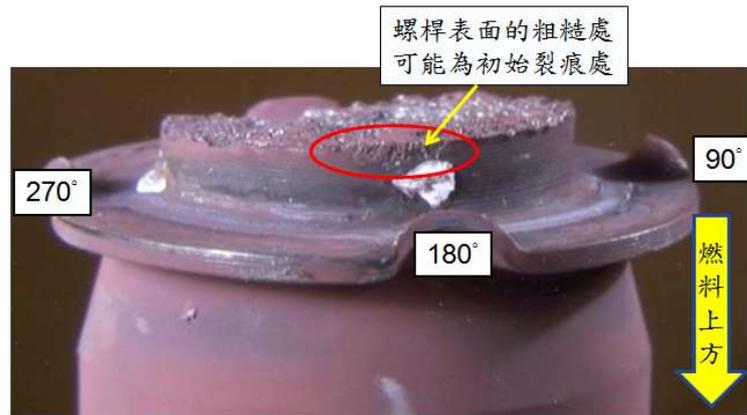


圖 4-9：水棒連接桿破斷面 180°位置的目視檢查照片(摘錄自參考資料 3)

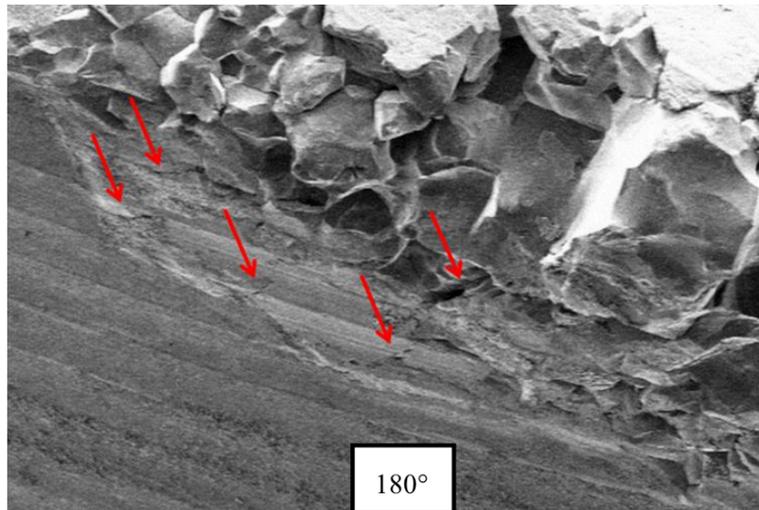


圖 4-10：水棒連接桿破斷面靠近 180°位置表面瑕疵 SEM 分析(摘錄自參考資料 3)

- b. 比較輻射照射後及庫存連接桿之螺牙根部只有輕微冷作加工現象，其深度小於 $50 \mu\text{m}$ 。
- c. 比較輻射照射後及庫存連接桿之整體基材結構沒有明顯冷作加工跡象。
- d. 未經輻射照射的庫存連接桿硬度約 170 HV0.5。本斷開連接桿經輻射照射後，接近破斷面硬度約 320 HV0.5，而在有效燃料區的上方(中子通量較低)，輻射照射後之硬度約 190

HV0.5。

e. 大多數裂紋是沿晶破裂(主要及二次),包括沿著雙晶界成長的。

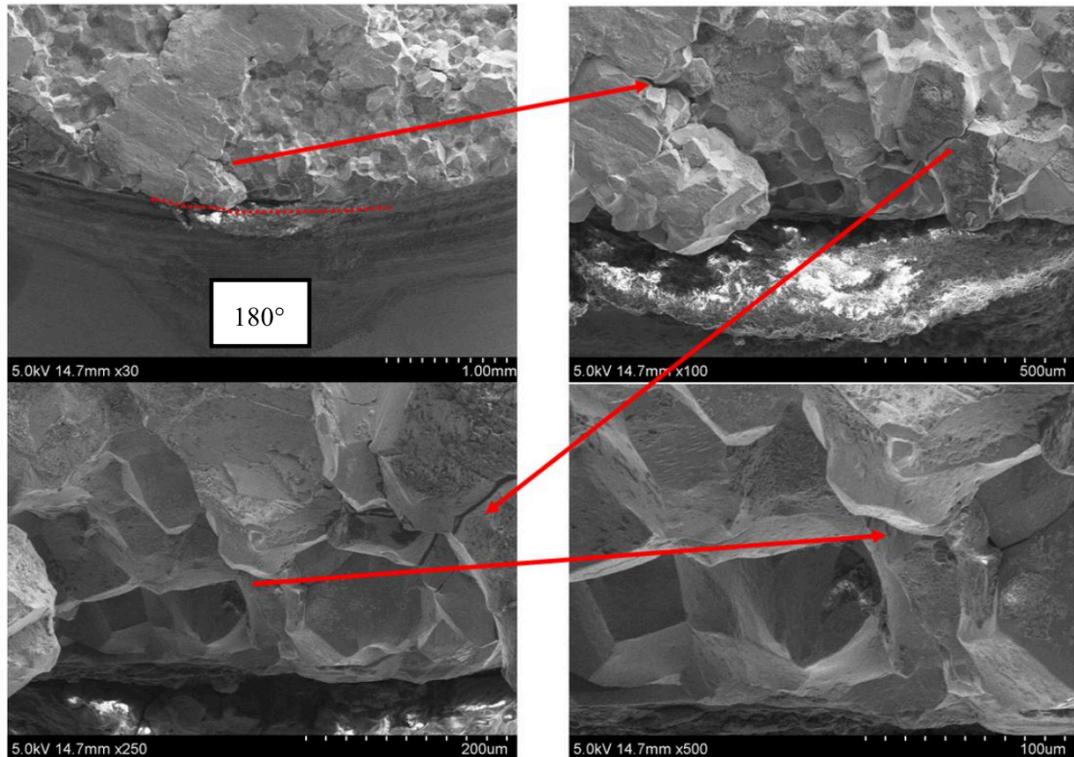


圖 4-11: 水棒連接桿破斷面靠近 180°的位置之沿晶破裂特徵(摘錄自參考資料 3)

f. 從複製膜和積垢樣本的分析結果顯示在破斷面上沒有發現大量的雜質。

由前述觀察歸納，下述原因可能是引發本事件之因素：

- 本斷開連接桿斷開處有特殊的表面瑕疵，是由材料缺陷所引起。
- 本斷開連接桿存在有非預期的應力狀態，此應力之可能來源為燃料束於運轉溫度下發生燃料匣頂緊下繫板的狀況，燃料匣與荷重傳輸鍊間有輻射成長差異，再加上熱膨脹的差異，而在荷重傳輸鍊上產生拉伸應力。但需配合表面瑕疵才有可

能造成裂縫起始，再經由沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)機制，之後再轉為輻射促進腐蝕龜裂(IASCC)機制，最終在本次大修進行該束燃料吊運過程中，因殘留面積不足以支撐該束燃料重量而導致連接桿斷開。

除前述主因之外，燃料廠家肇因分析小組認為下列因素是貢獻因子，可能對本次失效事件有貢獻或加速其進行，但這些貢獻因子不會直接導致本事件之發生：

1. 較為嚴苛的 BWR 水化學環境造成腐蝕加劇。
2. 不鏽鋼材料之輻射損傷。
3. 製造之殘留應力。

綜合本次連接桿斷開事件，係由非預期的事件同時發生所造成，而這些非預期的事件若為獨自存在，無法導致本次失效事件，因此可歸納本次失效事件為偶發失效，且再發生的機率低。

二、 審查發現

針對核一廠燃料水棒連接桿斷裂故障肇因分析結果，包括肇因分析 5 個評估方向、水棒連接桿裂縫成長機制及應力來源、強化措施等，原能會審查委員審查發現彙整如下三節：

(一) 國外類似案例

1. 經燃料製造廠家調查結果顯示，該公司至今已製造之燃料束中，與 C1F029 燃料相同連接桿設計者(ALC/HALC)超過 14,000 束，但為瞭解水棒問題是不是在高燃耗後才可能發生的一般性問題(例如來自材料或製程的些微差異)，要求提供國內外使用相同設計水棒的燃耗資料，尤其是相同或更高燃耗的水棒統計數字。(審查意見 II-16)

台電公司答覆說明 C1F029 之燃耗為 43,724.86 MWd/MTU，核

一廠 1 號機爐心內燃料束使用與本次連接桿斷開之 C1F029 同批次連接桿材料，但燃耗更高且吊運正常的燃料有 36 束。而全世界已有 2,998 束使用相同連接桿設計之燃料(786 束 ALC、2,212 束 HALC)，其燃耗高於核一廠本次斷開之燃料燃耗，皆未發生類似失效事件。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

2. 國外壓水式電廠曾發生用過燃料束於吊運過程因燃料束機械結構分離而墜落之事件，審查委員要求台電公司澄清其後續作為對本案之適用性(審查意見 II-22)。

台電公司答覆說明，該案例是探討壓水式核電廠乾貯作業燃料挪移，與 BWR 本次斷開連接桿之燃料設計及環境均不一致，兩者並不適合直接比較。針對 ATRIUM-10 連接桿斷開事件，廠家已完成燃料吊運指引，並建議目前使用 ATRIUM-10 燃料之美國及我國使用以進行大修時燃料吊運。目前已有美國 L 電廠和 B 電廠依據該燃料吊運指引順利完成大修燃料挪移，均已起機運轉。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(二) AREVA 燃料製程品質文件清查

1. 關於荷重傳輸鍊軸向機械強度測試認證部分，要求台電公司補充說明該測試之執行方式，包含測試取樣、測試拉力，測試後是否需要執行液滲檢測(PT)等。(審查意見 I-17)

台電公司答覆說明如下，

荷重傳輸鍊的拉力測試係在設計之驗證過程中執行，拉力最高達 10,000 磅，但燃料骨架組裝後的荷重傳輸鍊不進行拉力測試，以免造成荷重傳輸鍊損傷。但不鏽鋼原始棒材的

每個加熱批次會抽樣 1 支進行拉力測試至拉斷為止，測試過的棒材會棄置不用。

在設計認證階段，做完拉伸荷重試驗後並沒有做非破壞性檢測或液滲檢測。觀察連接桿發現壓縮螺帽與連接桿的最小連接處有輕微彎曲，但連接桿下方與水棒上端塞的連接處沒有任何異常紀錄。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

2. 專案報告附件一說明 1 號機週期 28 之爐心中與 C1F029 上繫板同型燃料共有 89 束(含 C1F029 則為 90 束)，其中 1 號機與 C1F029 同批次燃料是否共有 82 束。(審查意見 III-12)

台電公司答覆說明，針對所有已在爐心中使用 3 個運轉週期之核燃料，清查統計與 C1F029 燃料上繫板同型(含不同批次)之數量，一/二號機使用的情形詳如下表，1 號機與 C1F029 上繫板同型且同批次燃料共有 82 束。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

表 4-2：C1F029 上繫板同型且同批次與不同批次之分布

	上繫板同型(含不同批次)之分布 (束)			上繫板同型且同批次之分布 (束)		
一號機	90	爐心	89	82	爐心	81
		燃料池	1(C1F029)		燃料池	1(C1F029)
二號機	10	爐心	9	10	爐心	9
		燃料池	1		燃料池	1
總數	100			92		

(三)肇因分析探討

1. 材料瑕疵探討

- (1) 斷開連接桿經熱室 ICP-MASS 分析結果未發現有違反 304L 規範之狀況，要求補充說明檢測取樣位置與檢測結果。(審查意見 III-21)

台電公司答覆說明，連接桿材質檢測樣本係取自於連接桿凸緣上方 0.5 公分的位置。ICP-MASS 和 LECO 碳/硫分析結果如表 4-3，未發現有違反 304L 規範之狀況。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

表 4-3：ICP 分析結果與 LECO 碳/硫分析結果

Sample ID:	1040261
Element	(wt%)
C	0.024*
Si	0.125
Mn	1.87
P	0.027
S	0.004*
Ni	8.426
Cr	18.099
Mo	0.014
Ta	<0.003
Ti	0.005
Nb	<0.010
B	<0.010

*LECO Analysis

- (2) 就連接桿棒材機械性質調查結果，專案報告內容所述語意不清楚，要求修正。(審查意見 II-15)

台電公司報告內容修正為「本斷開連接桿為 97 年製造，廠

家針對本斷開連接桿之相同爐號批次之庫存棒材執行機械性質檢查，並檢視 93 年至 102 年間不同爐號批次之庫存棒材機械性質，檢查結果與前述斷開連接桿相同批次之庫存棒材並無差異」。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (3) 有關疑似引起破斷的表面瑕疵，建議應以高倍率 SEM 作較詳細的檢查，釐清其為製程缺陷還是運轉使用中腐蝕所致。
(審查意見 II-6)

台電公司答覆說明連接桿破斷面試片以檸檬酸進行清洗，移除試片上的積垢、腐蝕物和沉積物後，針對靠近 180° 位置進行詳細檢驗，結果顯示表面瑕疵的來源是由於連接桿內的金屬或非金屬夾雜物在機械加工後導致其曝露所形成，如圖 4-12 和圖 4-13。在連接桿表面有很多機械加工的痕跡通過此表面瑕疵處，如圖 4-14 的紅圈處，表面瑕疵處可能引發後續孔蝕現象，並導致穿晶裂紋的產生，如圖 4-15 的紅色箭頭所指處。

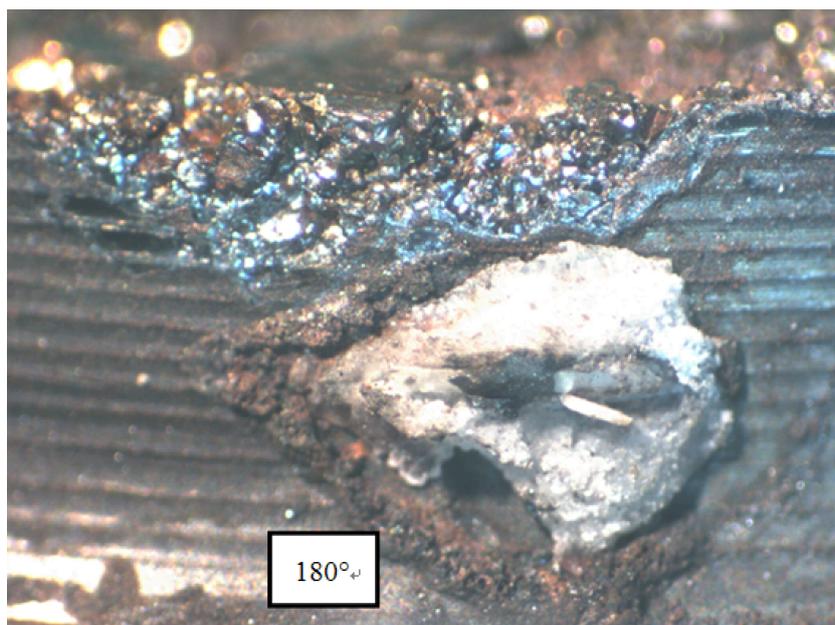


圖 4-12： 180° 位置的表面瑕疵與白色物質(摘錄自參考資料 3)

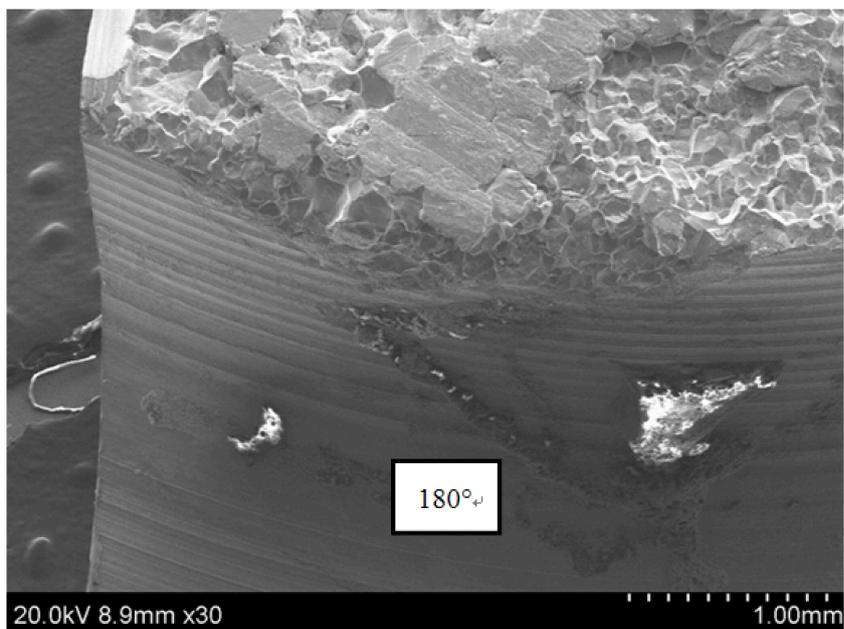


圖 4-13：180° 位置的表面瑕疵 SEM 分析(白色物質已移除)(摘錄自參考資料 3)

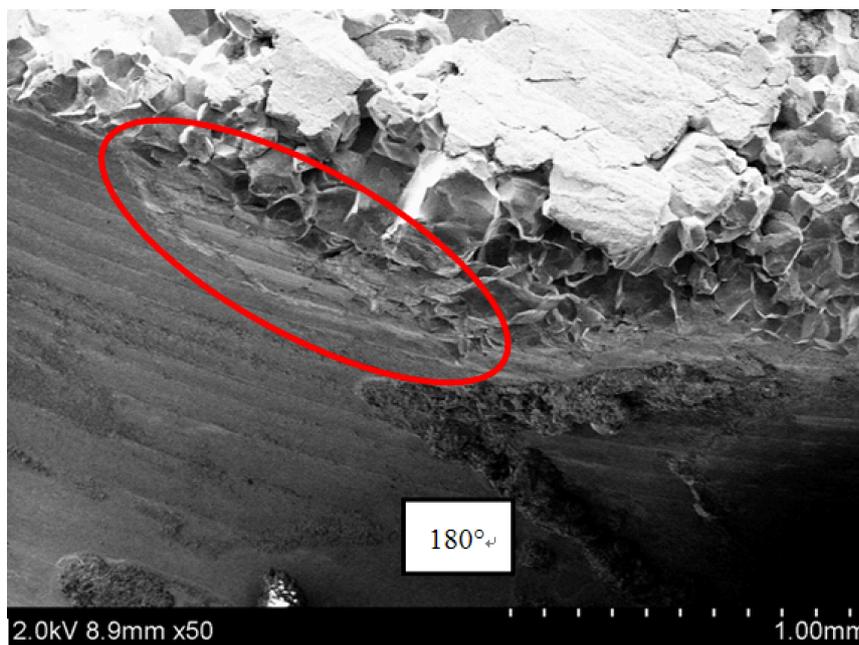


圖 4-14：180° 位置的表面瑕疵 SEM 分析(摘錄自參考資料 3)

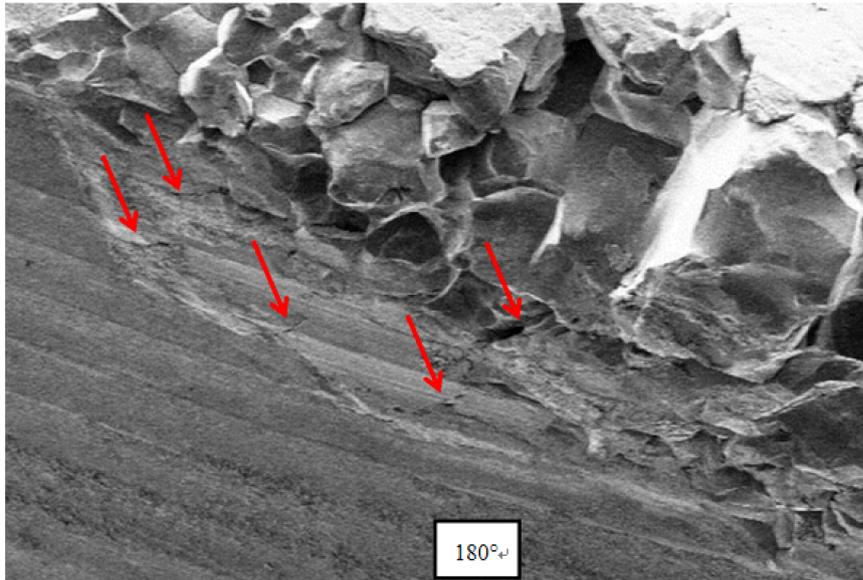


圖 4-15：180° 位置的表面瑕疵 SEM 分析(摘錄自參考資料 3)

審查委員提出再審查意見，針對圖 4-13 中白色雜質清洗後邊緣地方疑似有凹陷的缺陷痕跡，如為凹陷，則有可能是雜質引起的腐蝕之痕跡，建議觀察其他幾個位置的白色雜質沉積，看看其邊緣是否有類似的痕跡，如腐蝕痕跡只在 180° 位置出現，則可能代表其出現除表面夾雜物外，尚起碼需此外來沉積物配合才能導致破壞的起始，單獨白色沉積物或夾雜物，均不足以構成裂縫的起始。

台電公司再提出答覆說明，在連接桿上的 0°/180°/270° 共 3 個位置有出現白色物質。在這 3 個位置上，只有 180° 的位置在靠近破斷面的位置有較粗糙的表面。白色物質的輪廓外圍並沒有發現腐蝕孔洞，輪廓外圍的三角形是凸出於連接桿表面，可能是由於檸檬酸洗的時間不足，無法移除全部的白色物質。在檸檬酸清洗過後，移除了大部份的白色物質，在其底下並未發現有腐蝕的狀況，基於此資訊，不認為白色物質會導致裂縫的起始。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (4) 有關連接桿外側白色物質的成份、可能的來源，及是否會造成額外的應力等應加以說明。(審查意見 II-27、II-8)

台電公司答覆說明，對 180°位置的白色物質進行電子能量損失譜(EDX)分析，顯示有較高的鐵、矽、鋁、鉻和氧化物的訊號；而 270°位置的白色物質，則有較高的鐵、矽和氧化物訊號，在先前的分析結果顯示看到鉛，台電公司澄清此為假訊號造成的誤判，因為鉛的 EDX 訊號與其他常見物質的訊號在較低能譜處會有重疊處，故分析結果顯示白色物質並不含鉛。根據核一廠一號機的運轉水質狀況，此為預期中的且沒有異常的現象。白色物質的沉積量多寡與水流有關，此現象與典型的積垢在燃料束上沉積狀況不同。白色物質可能由積垢、腐蝕產物或爐水冷卻系統中的可溶物質所形成，由許多不同的物質共同組成，造成 EDX 分析結果差異較大。經檢視相關的熱流條件後，在連接桿處可能會產生由 γ 加熱效果所造成的沸騰現象(註：較易造成白色物質沉積)。白色物質中有明顯的矽含量，在製程上使用的清洗液或潤滑劑並不含矽，因此矽的來源可能是自爐心冷卻系統。然而，目前為止白色物質與裂縫起始並無關聯性，且連接桿上之白色物質並不會產生額外裂痕成長所需之應力。

經成份分析結果顯示連接桿外側白色物質組成為氧、鐵、矽、鉻等主要元素、加上鋅、鎳等較低濃度之元素。基本上此白色物質應從反應器爐水本身沉積而來。爐水從沖洗開口進入，由於 γ 加熱現象，連接桿表面產生局部沸騰進而沉積出來，應不會對連接桿產生額外應力。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (5) 目前懷疑引起裂縫起始之夾雜物(Inclusion)，其尺寸約為多少，自破斷材料及庫存材料之金相分析，是否有顯示夾雜物存在，夾雜物是否仍然留在連接桿表面。(審查意見 III-3、III-8)

台電公司答覆說明，肇因分析報告圖 40 SEM 觀察主要是看到夾雜物的殘留痕跡，夾雜物在機械加工過程中已被移除，且表面加工仍完整地保存在表面，但很可能會因夾雜物邊緣局部化學組成及特性不同，導致加工後表面特性有不規則現象，而肇因分析報告圖 39 上觀察到的表面顏色差異性，主要是因氧化或腐蝕程度不同所造成。此夾雜物尺寸應低於 0.7 mm，此區域疑為材料局部腐蝕的起始處。然而在庫存材料及破斷材料的金相分析並沒有發現同樣類型的夾雜物。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (6) 本案肇因目前推斷為原材料製造過程有夾雜物，而由於其尺寸太小，低於廠家設定的超音波與渦電流檢測範圍，所以未在製造過程中發現，就超音波(UT)與渦電流的檢測方式與解析度應加以澄清。(審查意見 III-I、III-11)

台電公司答覆說明如下：

不鏽鋼棒材進行的 37°檢測是從棒材軸心偏移一段距離使用 0°縱波(straight longitudinal)形成 37°橫波(shear wave)的徑向檢測方法，並沒有使用軸向的 UT 檢測。

缺陷的幾何形狀和方向性會影響反射波的振幅。而檢測的靈敏度只和設定時用的校正規塊的人工缺陷尺寸有關。UT 檢測靈敏度是使用一個已知作為反射體的平底孔來設定

(直徑 1.6mm)，反射體的尺寸是依據過去的工業檢測經驗而建立，且可產生可量測的回波，回波可高於音波在跨過金屬晶界所產生的雜訊，反射體的尺寸是根據國際標準 ANSI 或 ASTM 來制定。

一般來說，渦電流檢測可檢測棒材近表面 1~2mm 深度處之軸向裂紋和嚴重的表面孔蝕，而旋轉式探頭的渦電流檢測可檢測近表面的徑向裂紋。

燃料廠家目前使用 37°橫波的 UT 徑向檢測方法僅能發現材料在厚度減薄製程中產生的典型缺陷，所以本次水棒連接桿斷裂處表面發現之非軸向的缺陷和夾雜物以目前的檢測方法可能沒辦法檢測到。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

2. 製造缺陷探討

- (1) 有關不銹鋼連接桿各組件在製造完成後均經過 100%目視檢查之說明，問題批次的水棒其製造過程各步驟的檢查，應依據紀錄明確列述其究竟是正常取樣頻率還是 100%取樣來進行檢查及外觀檢查的相關紀錄(審查意見 I-13、II-5、II-21)

台電公司答覆說明如下：

燃料廠家之操作員在組裝燃料骨架各個零件時，即會對所有零件進行 100%目視檢查；品管員則會依燃料廠家核准的檢驗計畫以 95/95 信心度之 1.0 AQL Level II 正常取樣頻率或 100%進行檢查，若有此缺陷應可在組裝前發現。台電公司查核相關品保文件後並未發現任何異常。

問題批次的母材 UT 檢查為 100%，全部合格；連接桿加工後，依 1.0 AQL Level II 取樣標準進行檢查，該批次 427

個共抽樣檢查 50 個，依檢查計畫之項目進行檢查，全部合格；連接桿組裝前之清洗與外觀的目視檢查，均為 100% 檢查，全部合格。

連接桿與上端塞於下包廠加工完成後，外觀皆有 100% 目視檢查，然後包裝完整後交貨。於燃料廠組裝時依其檢驗計畫執行相關檢查項目(包括外觀檢查)，有外觀檢查的相關紀錄。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (2) 因連接桿螺紋裝入上端塞裝入前會塗上潤滑劑，要求台電公司澄清有關燃料廠家使用潤滑劑化學成分檢驗結果及對此潤滑劑對連接桿之影響。(審查意見 III-16)

台電公司答覆說明，潤滑劑為不具腐蝕性、乾式且具有附著性的潤滑劑，其組成為膠狀石墨懸浮散佈於異丙醇溶液中，係用在有限間隙的金屬零件上，且必須對雜質含量進行管控。分析結果顯示潤滑劑不會對不鏽鋼材料有明顯負面影響。潤滑劑中含有黏著劑和擴散劑使膠狀石墨懸浮散佈於異丙醇溶液中，而黏著劑和擴散劑是對金屬無腐蝕性之非離子有機材料，乾燥後會形成薄膜使石墨能附著在表面。潤滑劑中的石墨為 Electric furnace graphite，其純度高於 99%。潤滑劑乾燥後約含有 $75 \pm 5\%$ 的石墨。潤滑劑之規格要求如表 4-4，化學成分檢驗結果如表 4-5，皆符合其規格要求。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

表 4-4：潤滑劑之規格要求

項目	規格要求
總固體含量	3.3 ± 0.5 wt%
總固體中的石墨含量	75 ± 5 wt%
90%顆粒的最大尺寸	4 μm
任何顆粒的最大尺寸	10 μm
灰塵	<0.75 wt%
氟	<20 ppm
氯	<200 ppm
硫	<200 ppm
鉛	<150 ppm

表 4-5：潤滑劑之化學成分檢驗結果

TOTAL SOLIDS PERCENT: 3.35		
GRAPHITE CONTENT (PERCENT OF TOTAL SOLIDS): 77.95		
ANALYSIS BASED ON TOTAL SOLIDS	(A) ASH PERCENT:	0.02
	(B) CHLORINE PPM:	< 10 ppm
	(C) SULFUR PPM:	33 ppm
	(D) FLUORINE PPM:	< 10 ppm
	(E) LEAD PPM:	< 10 ppm

3. 設計缺失探討

- (1) 水棒連接桿每個壓接處有 2 個可供水流過之水流積垢，惟燃料廠家肇因分析報告中提到在核一廠與熱室檢驗時有用 ScotchBrite 清除斷裂件之表面積垢，請台電公司澄清是否在此時點有進行該動作，及此項作業是否會影響後續檢查判讀如是否有積垢阻礙水流等。(審查意見 I-15)

台電公司答覆說明，在電廠包裝水棒上端塞時，燃料廠家現場工作人員有使用 ScotchBrite 去除工具及上端塞上之積垢以盡快取得上端塞處之照片，但未清理連接桿凸緣下方，因為在連接桿凸緣下方照片上已可看到水流流過之痕跡，足以判斷壓接處之流徑並未被阻塞。從斷開螺桿破斷面及

上端塞內表面亦可觀察到明顯積垢的沉積，積垢是由含有鐵離子或微小三氧化二鐵懸浮粒子之外部爐水，經由沖洗孔進入上端塞內部沉積於內側表面或逐漸成長之破斷面。裂縫起始斷裂區域直接暴露於爐水中時間較長，相對的橘紅色的積垢沉積量則較多，證明爐水持續進出上端塞內部。如果積垢阻礙了水流，在上端塞內部不至於觀察到積垢分佈狀況。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

4. 環境因素探討

- (1) 肇因分析報告第五、4 節提到「EPRI 報告 NP-7458-S 指出有測試顯示矽濃度高過 300 ppb 可能使 304L 不鏽鋼增加 IGSCC 之可能性，但其他大多數報告指出，即使矽濃度超過 500ppb 其影響程度可忽略，甚至高達 2000 ppb 也不會有任何明顯影響」，要求台電公司提供相關參考佐證資料。(審查意見 II-12)

台電公司答覆說明，參考資料源自 EPRI 2014 BWR Water chemistry guideline, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 2: BWR Water Chemistry Guidelines – Technical Basis 文獻中的章節 2.4.1, 摘述如下：
“Silica is the major impurity species in the reactor water with concentrations typically 20 to 100 times greater than other impurities. It is the concentration levels of this impurity and the complexity of silicate chemistry that focuses attention on silica. Laboratory data using fracture mechanic specimens indicates no effect on cracking kinetics of sensitized Type 304 stainless steel for 1000 ppb silica concentrations under very carefully controlled experiments [2-75]. The majority of evidence

indicates that silica has a negligible effect on IGSCC at concentrations below 500 ppb (2-60) and perhaps has no detrimental effect up to 2000 ppb.”。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

5. 燃料吊運探討

- (1) 燃料吊運部分提及燃料製造廠進行測試，要求說明初步評估結果。(審查意見 III-17、I-21)

台電公司答覆說明，燃料廠家進行荷重傳輸鍊的側向負荷測試結果顯示無螺紋區域及連接桿底部會嚴重地彎曲，如圖 4-16，連接桿彎曲之後進行 PT 檢測，檢測結果顯示在無螺紋區域及壓接凸緣並沒有裂痕。在燃料廠家的製造過程中，即使發生處理不當的狀況，也不會在連接桿上產生裂縫。螺牙連接處之偏移的壓縮測試結果顯示，當負荷上升至 1800 磅時，上繫板、連接桿的組件皆未發生塑性變形。負荷測試完成後進行 PT 檢測，並未顯示在連接桿無螺紋區域有產生裂紋。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。



圖 4-16：荷重傳輸鍊的側向負荷測試結果(摘錄自參考資料 3)

6. 水棒連接桿斷裂機制與應力來源探討

- (1) 根據肇因分析結果，本次不鏽鋼連接桿斷開事件之過程為：

開始階段是沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)機制，當中子通量累積達到 IASCC 之發生門檻後，裂紋成長再轉換為 IASCC 機制(審查意見 II-10)。就本燃料水棒連接桿斷開處是否有可能引發 IASCC，如中子通量是否超過門檻值。(審查意見 I-19、I-20)

台電公司答覆說明，BWR 爐心內不鏽鋼材料發生 IASCC 之中子通量門檻值(Neutron Fluence Threshold Value)為 $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ，此斷裂之不鏽鋼連接桿中子通量超過 $1.7 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ，已達發生 IASCC 之條件。正常運轉時，在爐心不同位置會有不同的中子通率，以 C1F029 燃料為例，此束燃料已在爐心中運轉 3 個週期，其累積的中子通量約為 IASCC 中子通量門檻值的 3.4 倍，初估燃料在爐心約 1 至 2 週期，在連接桿處累積之中子通量即有可能達到 IASCC 之中子通量門檻值。若無初始裂紋則不會發生此次之斷開事件。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (2) 如果要確認失效機制是 IASCC，需要進行哪些測試?在進行這些測試時，如何確認失效機制是 IASCC。(審查意見 II-10、II-11)

台電公司答覆說明如下：

300 系列奧斯田鐵不鏽鋼 IGSCC 是由敏化材料碳化物析出，在晶界產生乏鉻現象(寬度約在 200~300 nm)。對 300 系列奧斯田鐵不鏽鋼，中子照射對材質產生兩項改變，一是晶界產生乏鉻現象(寬度約在 5~10nm)，二是材質硬度上升。

在沸水式高溫高氧化性水質中，這特性改變對於應力腐蝕速率有明顯提升效應。從圖 4-17 中可見沸水式 NWC

水質三種不同裂縫成長上限速率處置曲線，NUREG-0313 代表敏化不鏽鋼、EPRI(BWRVIP-99-A) NWC 處置曲線(涵蓋所有材質狀況)、及 10 x NUREG-0313 則是代表經中子照射後不鏽鋼材質最高裂縫成長速率上限。只有冷加工及中子照射之不鏽鋼材質在 4.5 年內(connecting bolt 服役時間)裂縫可能成長至 10 mm 以上(以在 $10\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 應力強度因子之成長速率計算)，選擇 $10\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 主要是舉例來解釋 IASCC 在斷裂過程中亦為重要失效機制，單獨利用 IGSCC 失效機制無法合理解釋整體斷裂現象。IASCC 裂縫成長速率遠比 IGSCC 快，才足以導致本連接桿斷開。敏化不鏽鋼裂縫延伸量只有 5 mm 左右，無法造成斷開事件。斷開之不鏽鋼無任何冷加工跡象，硬度應處於 150 HV0.5 左右，如無中子照射硬化效應，整體基材硬度不會上揚，在同根連接桿但中子通量較低的上端，其材料硬度約 190 HV0.5，可佐證中子照射為硬度上升的主要原因。從以上裂縫成長速率及硬度之差異性足以判斷主要失效機制為 IASCC。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

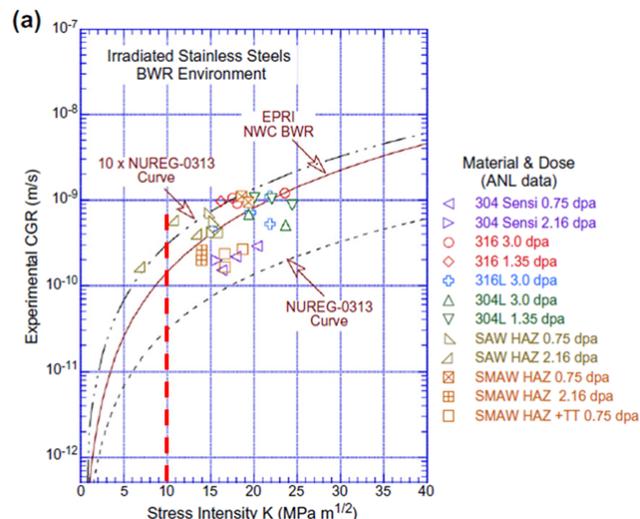


圖 4-17：不同處理狀況下，300 系列不鏽鋼在沸水式水質中裂縫成

長處置曲線(摘錄自參考資料 5)

- (3) 燃料廠家檢測未經輻射照射的庫存連接桿硬度約 170 HV0.5，而本斷開連接桿經輻射照射後，接近破斷面硬度約 320 HV0.5，硬度量測在使用過的水棒與庫存品上是否均打在相應的位置上？(審查意見 II-3)

台電公司答覆說明如下：

硬度量測確實有打在相應的位置上，針對庫存品之材料硬度測試，庫存連接桿與本次連接桿斷開相同位置之螺牙根部，從圖 4-18 上的紅線處進行切割，在切割面上進行材料硬度量測，在靠近表面機械冷作區域進行微硬度的量測，平均結果為 160~180 HV0.5。在連接桿的中心點也進行硬度量測，平均結果為 150 HV0.5。

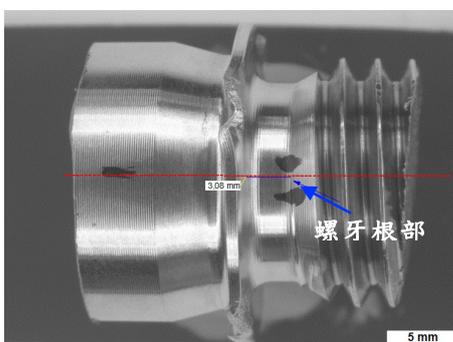


圖 4-18：與本次連接桿斷開相同位置之螺牙根部，庫存品測試位置如藍色箭頭所指(摘錄自參考資料 3)

而本次斷開連接桿之硬度測試位置如圖 4-19，測試結果為 302~351 HV0.5。

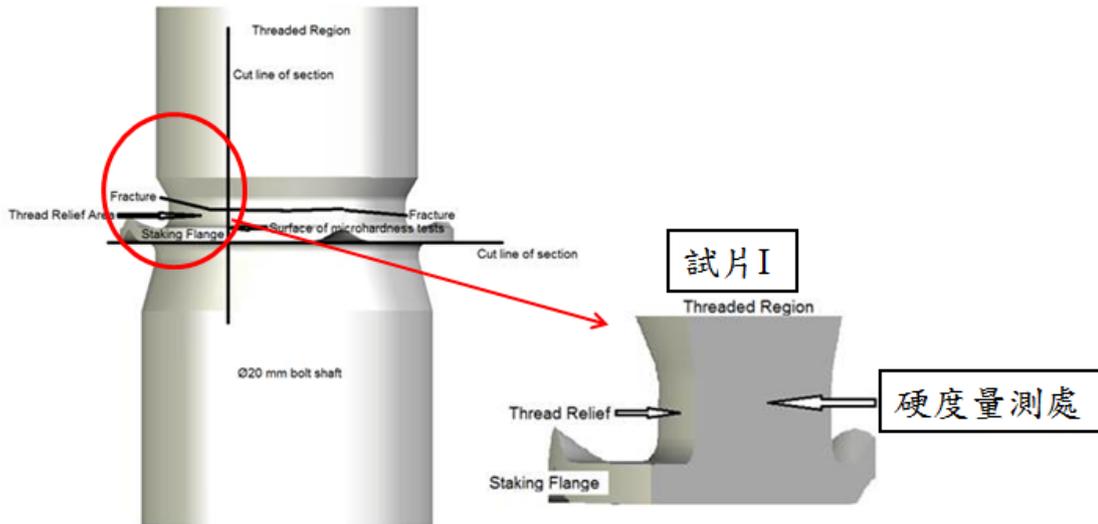


圖 4-19：針對斷開連接桿執行微硬度測試位置(試片 I)，如黑色箭頭所指(摘錄自參考資料 3)

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (4) 有關不鏽鋼經輻射照射後硬度增加，應利用文獻資料數據，透過水棒連接桿所受中子通量，定量的估算其硬度增加，是否合理解釋與庫存品之間的硬度差異。(審查意見 II-3、II-13、II-14)

台電公司答覆說明，輻射照射後材料硬度增加之文獻資料摘要如下：SS304L、SS304、SS316L、SS316 等奧斯田鐵系列不鏽鋼經輻射照射，硬度上升是可預期的。300 系列不鏽鋼經 1.38×10^{21} n/cm² 中子通量照射後，材料所受輻射損傷劑量約 2~3 dpa，如圖 4-20。從圖 4-21 可見材質強度能上揚至 600~800MPa 範圍。因此不鏽鋼材料經中子照射後，從原始材料硬度值 160 HV0.5 左右增加至 300 HV0.5 以上之現象是可預期的，如圖 4-22。而本次斷開連接桿之硬度測量結果 302~351 HV0.5，其測量結果與文獻資料相符。此外，圖 4-23 上顯示若不鏽鋼材料強度上升至 600~800MPa 範圍，

代表材料需有 15~28% 的冷作效應，然而此連接桿在製程紀錄及金相分析顯示僅在表面有機械加工，基材處則無。但連接桿基材處之硬度量測結果亦為 300 HV0.5 以上，顯示連接桿不鏽鋼材料的硬度上升應是中子照射硬化的結果，而非由冷作效應所造成。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

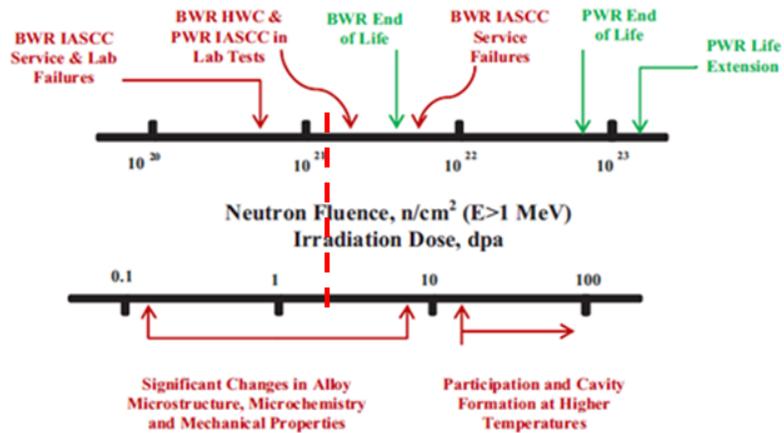


圖 4-20：不同中子通量照射後，材質內部結構變化狀況(摘錄自參考資料 6)

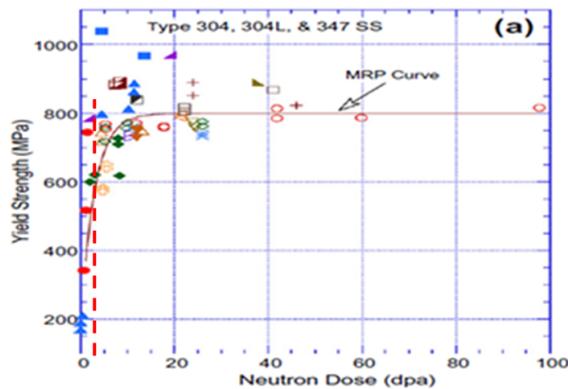


圖 4-21：不鏽鋼強度隨中子照射後變化狀況(摘錄自參考資料 5)

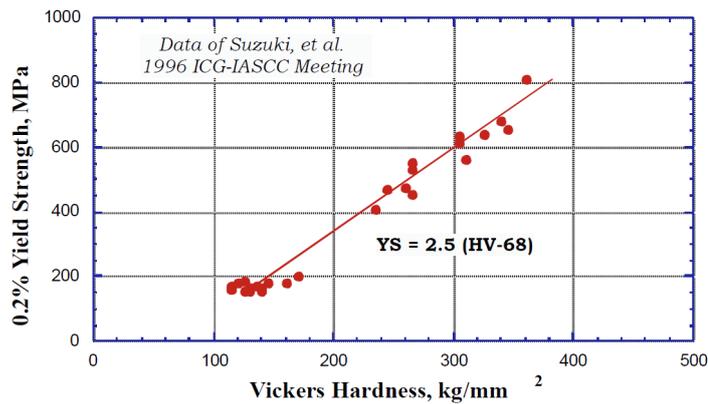


圖 4-22：300 系列不鏽鋼硬度與強度關係曲線圖(摘錄自參考資料 7)

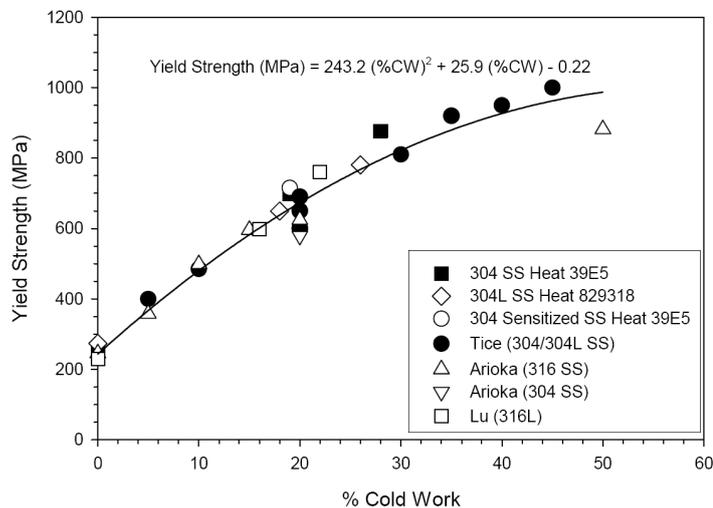


圖 4-23：300 系列不鏽鋼冷加工與強度關係曲線圖(摘錄自參考資料 8)

- (5) 在本次連接桿斷開位置量測微硬度結果約 317~351 HV0.5，應量測該燃料組件其他位置上的硬度變化情形，以確認硬度變化的合理性。(審查意見 II-25、III-22)

台電公司答覆說明，有效燃料區內 3 個樣本的微硬度測試皆得到類似的結果，高於 300 HV0.5。高於有效燃料區 7.46 吋(18.9 公分)區域的樣本(如圖 4-24)則有較低的硬度，平均硬度為 189 HV0.5。連接桿斷裂處硬度高於 300 HV0.5 是符合預期的，當中子照射通量超過 $1.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 以上(>2.2dpa)，

材料降伏強度可達到 600MPa 以上。從硬度與降伏強度關係經驗曲線圖，硬度值可處在 300 HV0.5 左右範圍區。在破斷位置上端中子照射通量較低區域，燃料廠家利用程式分析該處中子通量約為 1.325×10^{20} n/cm²，硬度則處於 175 至 205 HV0.5 範圍內，顯示材質硬度變化是與輻射照射引發硬度增加效應直接相關。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

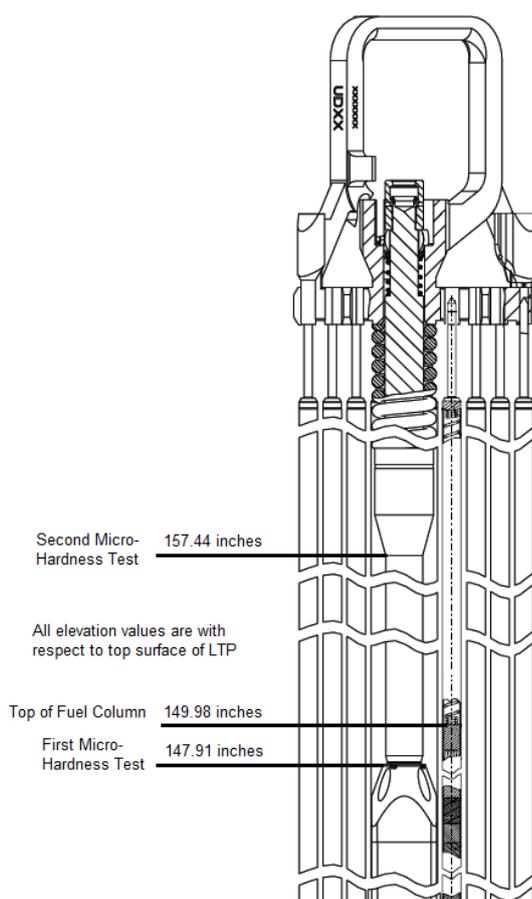


圖 4-24：有效燃料區和連接桿的相對位置示意圖

- (6) 針對斷裂之水棒連接桿在製程上與其他連接桿是否存有差異，須說明其對硬度的影響。(審查意見 II-26)

台電公司答覆說明，該批連接桿零件與美國國內及台電公司其他 HALC 骨架設計一致，因此製程並無差異。從斷裂

水棒連接桿與庫存水棒連接桿製程紀錄及後續金相分析結果相互比較，無明顯差異。兩者基材皆無冷加工現象，硬度差異主要是由中子照射硬化效應所致。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (7) 有關庫存材料金相，與破斷連桿材料之金相，蝕刻條件是否相同？之前提及懷疑晶界有乏鉻之可能，如兩個金相中晶界對比之差異並非因蝕刻條件不同所導致，是否可以確定其為乏鉻。(審查意見 III-4)

台電公司答覆說明，熱室分析和燃料廠家庫存材料分析使用相似的蝕刻條件。熱室分析使用 10%草酸溶液電解蝕刻，在室溫下施加 6V 固定電壓，時間為 45 秒至 1 分鐘。燃料廠家使用 10%草酸溶液電解蝕刻，在室溫下施加 7V 固定電壓，時間為 15 至 20 秒，時間長短與截面大小有關，大的樣品需要較長的時間。不同的蝕刻時間及輻射照射效應都可能造成晶界蝕刻程度的差異性。本案主要斷裂機制為 IASCC，輻照效應已可從材料斷開區域的硬度上升得到充分證據，乏鉻現象也是可以預期的。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (8) 有關複製模 SEM 所見之滑移痕跡(slip line)，燃料廠家肇因評估報告僅說明滑移線非疲勞裂縫成長所產生的條紋，認為不宜於專案報告內遽下破斷面非因疲勞所致之。(審查意見 I-16)

台電公司答覆說明，滑移痕跡(slip line)的出現只會在材料發生大量塑性變形的區域。這些直線的軌跡發生在晶粒當中，而不是在各個晶粒之間延伸，顯示並不是疲勞破裂的特徵。

此滑移痕跡應為晶粒內單一滑移系統(single slip system) 移動在晶面上產生的階梯痕跡(steps)，而不是在週期性應力狀況下，裂縫尖端多個滑移系統(Multiple slip systems) 同時動作產生的直線軌跡表面特徵，此直線軌跡特徵連續性成長，可橫跨多顆晶粒。

審查委員提出再審查意見，要求說明熱室檢驗是否有觀察到疲勞破裂的特徵。

台電公司答覆說明，熱室檢驗並沒有觀察到疲勞破裂的特徵，這些直線的滑移痕跡發生在晶粒當中，而不是在各個晶粒之間延伸，顯示並不是疲勞破裂的特徵。這些痕跡明顯地在晶界處發生方向轉變，此現象在材料學中稱做交叉滑移(cross slip)。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (9) 肇因分析報告圖 19 在連接桿螺栓 0 度側面有一裂縫(如圖 4-25),要求台電公司澄清是否可能是初始裂縫的分支之一。
(審查意見 II-20)

台電公司答覆說明，當主裂縫成長超出 70-80%連接桿直徑時，irradiation growth induced load 在殘餘的幾何形狀所造成的局部區域應力遠高於連接桿之降伏應力，使得圖中 0 度位置之二次裂縫較易在殘留表面開始成長。因幾何形狀變化，未斷殘餘區域應力分佈較為複雜，應力方向及分佈會有所改變，導致二次表面裂縫往不同方向成長。由於此裂縫起始時間較晚，所以裂縫成長大約只達 1.6mm 長左右。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

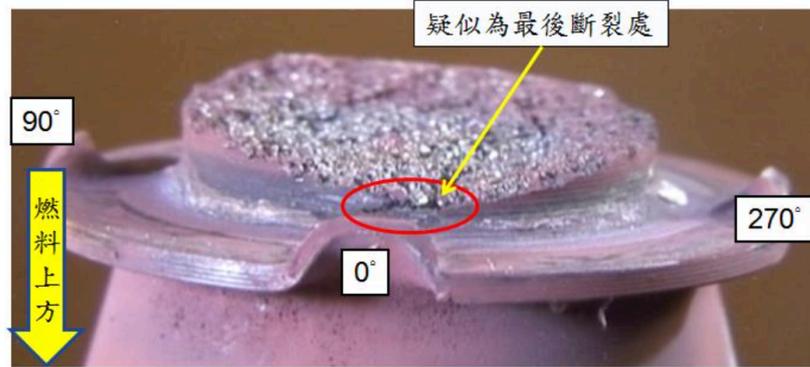


圖 4-25：水棒連接桿破斷面 0°位置的照片(摘錄自參考資料 3)

- (10) 專案報告提到輻照後應力集中因子將變大，應力集中因子為幾何形狀的結果，除非透過改變幾何形狀與尺寸，否則不應改變，此處台電公司應釐清相關敘述是否正確。(審查意見 II-7)

台電公司答覆說明，應力集中因子不會變大，而是中子照射後應力腐蝕破裂成長應力強度因子門檻值會降低，相對應力集中效應會變大。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (11) 台電公司須說明庫存材料所量測出殘留應力對材料可能的影響。(審查意見 II-23)

台電公司答覆說明，任何退火後材料經冷加工處理必定會產生塑性變形。螺牙車製、表面切削等加工程序在表面必會遺留不同厚度及不同加工程度之變形層。一般 10%~20% 以上的冷加工量(殘留應力強度約為 400-700MPa)才會對裂縫起始有明顯加速效應。裂縫成長穿越表面冷加工層後，則需有持續外加應力，裂縫才可繼續往前成長。連接桿加工後表面殘留應力約為 200MPa，此冷作應力對應力腐蝕的影響較為輕微。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (12) 肇因分析報告中認為 IASCC 是最可能的機制，應提出可能的長期應力來源，及可能的避免方式。(審查意見 II-18、III-18)

台電公司答覆說明如下：

要發生 IGSCC 和 IASCC 機制，運轉中必須在連接桿無螺紋區域存在某些應力，才會造成裂縫成長。運轉中連接桿區域的正常應力狀態應相當低，與本事件之失效機制不相符合。因此雖然有許多燃料束使用相同設計、相同材料、相同製程且在相同的運轉環境內，但只在本次斷開之連接桿上存在有一個非預期的應力狀態。肇因分析小組分析過許多種可能性，目前有兩種理論可以解釋可能的應力來源。

理論 A：未進行鎖磅步驟

在該連接桿組裝至水棒上端塞時可能未進行鎖磅步驟，因此在螺紋連接處只有微量的壓縮應力。在爐心運轉溫度下，當連接桿和水棒上端塞之材料熱膨脹差異完全展現後，會在連接桿壓接凸緣下側和水棒上端塞頂端產生一個間隙。這個間隙會使連接處反應有如插梢連接(pinned joint)而不是緊密連接(secured joint)，因此會產生彎矩集中在無螺紋區域的不良狀況。經過計算後，這個間隙在 290°C 下為 0.033mm，在 60°C 下為 0mm。(304L 材料的熱膨脹係數為 17.8 $\mu\text{m}/\text{m}/^\circ\text{C}$ ，而鋳合金為 6 $\mu\text{m}/\text{m}/^\circ\text{C}$)

理論 B：燃料匣頂緊下繫板

在過去曾發生過，在運轉期間內燃料匣頂緊下繫板之狀況，目前已開始施行改正行動以防止類似狀況再發生，但是查閱改正行動的成效顯示仍然有再發生的機會。

燃料匣與荷重傳輸鍊有不同的成長程度，在頂緊的狀態下會因燃料匣比水棒有較高的成長率，而產生拉伸應力。因此在荷重傳輸鍊上造成拉伸應力。

在運轉溫度下，因燃料匣頂部被固定在上繫板上，而燃料匣底部因理論 B 頂緊下繫板，304L 和鋁合金材料的熱膨脹差異使荷重傳輸鍊上產生拉伸應力。

在第一個運轉週期時，燃料匣成長較快，所產生的拉伸應力約 81.4MPa(此數值包含考慮了在無螺紋區域之螺紋根部的半徑過渡區應力集中因子 1.8)。此因子若在有起始裂紋的狀況下為則為 4~10。

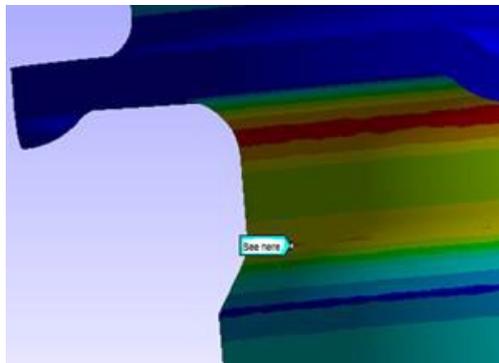


圖 4-26：無螺紋區域之有限元素分析模型(摘錄自參考資料 3)

在爐心運轉溫度下 304L 不鏽鋼材料的最低降伏強度為 117MPa(依據材料測試和 0.2%偏移量的代表值)，此應力程度(81.4MPa)若併同肇因分析報告中之其他貢獻因子時，則 IGSCC 機制可能發生，導致裂縫的起始。當燃料運轉至第 2 週期後，累積中子通量可能達到 IASCC 之發生門檻，IASCC 機制會轉變為主導機制。

審查委員再提出審查意見，就應力來源的理論 A 中，未進行鎖磅步驟造成運轉時的間隙可達 0.033 mm，請說明該間隙是如何計算出來的？304L 材料與鋁合金各往哪個方向伸展？當螺牙存在時，304L 材料與鋁合金熱膨脹的成長均將受到局限，進行計算時有考慮螺牙的存在嗎？在此間隙下由於彎矩造成的可能力量有多大？足夠形成裂縫或造成裂縫成長嗎？(審查意見 II-18、III-9)

台電公司答覆說明如下：

廠家的初步評估是基於極保守之假設，其基本假設是以 frictionless contact 保守模擬螺栓間無咬合力(無螺紋狀況)、如此得到的間隙(0.033mm)將會是最大，實務上不可能產生此狀況。

所謂的彎矩集中應為彎矩在裂紋起始處所誘發的拉伸應力，會因該處接近第一螺牙而有幾何形狀造成應力集中的現象。

然而，從本次斷開連接桿之連接桿凸緣(肇因分析報告圖 19)及水棒上端塞之目視檢查結果，未發現凸緣與水棒上端塞間有明顯間隙存在，亦未發現大彎矩力造成之局部金屬接觸痕跡。

基於前述進一步評估，燃料廠家現在認為理論 A 不是造成本次斷開事件之初始裂紋形成與裂紋成長的因素。

審查委員提出再審查意見，就應力來源的理論 B 中，要求說明燃料匣底部熱膨脹差異效應與腫脹效應如何讓燃料匣完全頂緊、拉伸應力為 81.4MPa 之評估依據、及輻射成長效應與截面積之關連性。(審查意見 II-18、III-2、III-10、III-18)

台電公司答覆說明如下：

經過詳細檢視 C1F029 燃料的下繫板產品編號，此批燃料為最後一批使用稍大尺寸的下繫板，後續燃料的下繫板尺寸已做調整。

在室溫下，用設計所允許下繫板(Lower Tie Plate, LTP)最大的外圍尺寸和最小的燃料匣(Fuel Channel, FC)內圍尺寸計算出 LTP-FC 間隙為 0.005 吋，在角落處之間隙為 0.0104 吋，如圖 4-27。

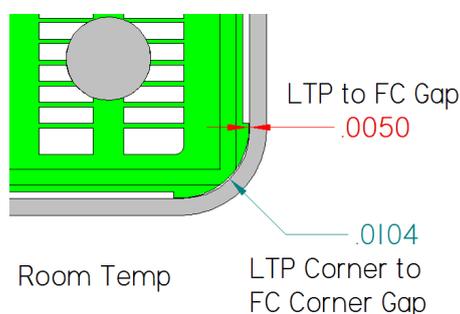


圖 4-27：室溫下之 LTP-FC 尺寸計算(摘錄自參考資料 3)

在運轉溫度下，不鏽鋼之熱膨脹係數較鋁合金高因此有差膨脹的效應，此時計算出 LTP-FC 可能發生干涉(interference)(0.002724 吋)，在角落處只剩下很小的間隙(0.000011 吋)，如圖 4-28。

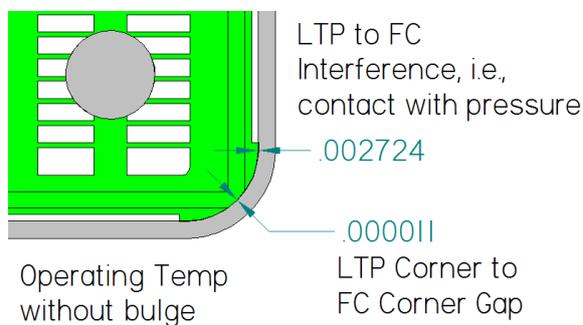


圖 4-28：運轉溫度下之 LTP-FC 尺寸計算(摘錄自參考資料 3)

當考慮燃料匣的腫脹時，會在燃料匣角落產生向內的變形。同樣考慮運轉溫度下差膨脹的效應，並參考燃料廠家於國外電廠實際量測用過燃料匣之腫脹數據進行分析，造成 LTP-FC 可能發生干涉(0.0026 吋)，在角落處亦可能發生干涉(0.000069 吋)，如圖 4-29，因而造成燃料匣頂緊下繫板之狀況。但該狀況僅發生在機組運轉期間，大修燃料吊運期間因水溫低於 60°C，燃料並不會發生燃料匣頂緊下繫板的狀況。

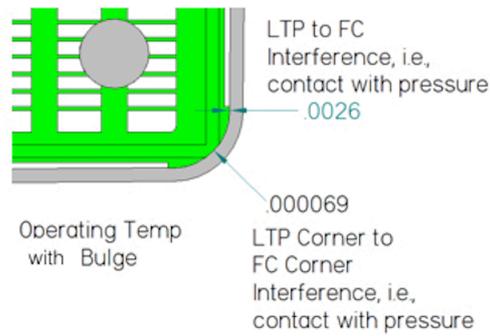


圖 4-29：考慮腫脹時，運轉溫度下之 LTP-FC 尺寸計算(摘錄自參考資料 3)

台電公司已就理論 B 進行詳細計算，結果顯示為張應力，詳參考應力計算書(FS1-0021325)。該計算同時考慮”輻射成長差異”與”熱膨脹差異”，誘發拉伸應力之伸長量差異 $\Delta l_{total} = 3.82 \text{ mm}$ ，此伸長量差異意指 Fuel Channel (FC)與 Load Chain(LC)在受到輻照與運轉高溫環境後，各自不同伸長量所造成之差距，在計算過程中皆不能忽略熱膨脹與輻照成長兩種效應的影響程度。另外，輻射成長效應確實與截面積無關。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(13)有關裂縫成長的長期應力來源理論 B 如何確認爐心內燃料

有沒有頂緊，並請說明該應力來源，對連接桿的可能影響。

(審查意見 III-18)

台電公司答覆說明，要確認理論 B 燃料匣頂緊下繫板的狀況是否真的有發生，非常困難，因為依據廠家分析，頂緊狀況僅會發生在運轉溫度下，此應力來源皆會對連接桿產生拉伸應力，必須表面存在瑕疵的前提之下，才可能產生起始裂紋，導致後續 IGSCC 和 IASCC 的成長。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(14) 專案報告附件八圖 29 顯示了 cross-slip 的 morphology。

Cross-slip 為 screw dislocation 專有的行為，而 screw dislocation 又因扭轉應力而起。目前理論 A 與 B 的推論，較基於 normal stress 所以有壓縮應力無法解釋的盲點。水棒在工作時有可能受到扭轉應力嗎？(審查意見 III-7)

台電公司答覆說明，肇因分析報告中的圖 29 為滑移帶的證據，代表在失效最後階段所形成的新破斷面。滑移帶的出現代表有較高程度的塑性變形。這些直線的軌跡發生在晶粒當中，而不是在各個晶粒之間延伸，顯示並不是疲勞破裂的特徵。在圖 29 上發現有交叉滑移的形貌，為滑移帶跨過雙晶界的結果。單純從交叉滑移的現象無法直接判斷在運轉期間是否存在扭轉應力的狀況。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(15) 有關水棒的工作溫度 290°C 已接近 304 不銹鋼低溫消除應力退火的溫度，是否還能累積應力。(審查意見 III-5)

台電公司答覆說明，300 系列不銹鋼材料，應力消除所需溫度在 450~600°C 之間。運轉期間，燃料水棒工作溫度為 290

°C 左右，並無法有效消除殘留應力。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (16)有關連接桿鎖緊扭矩及運轉中熱應力約在降伏強度 50%之說，此 50%究竟是指連接桿中的公稱應力(nominal stress)，還是已考慮局部位置的應力集中，如屬前者，則目前斷面所在位置的螺牙凹槽及前述的表面缺陷，皆能引起一定的應力集中，其提升後的應力，也許可為應力腐蝕所需的應力提供大部份的來源。(審查意見 I-14)

台電公司答覆說明，在爐心中運轉產生之熱應力與製造時施加之扭力效應會使連接桿產生不到 50%之降伏限值，但燃料廠家在應力分析時只考慮連接桿鎖緊扭矩及運轉中熱應力(膨脹應力)，並未包含鋳合金的輻射成長效應、原始棒材的冷加工過程、和製作連接螺桿的冷加工過程之殘留應力、由最小螺牙根部至過渡區之上緣之應力集中效應因子(notch stress concentration factor)和不鏽鋼材料之輻射硬化效應。若考量以上因素，其螺牙連接處之應力可能會超出材料的 50%降伏限值。如增加鄰近之瑕疵及粗糙表面添加之額外應力集中效應，應會導致此區域塑性變形，此額外應力集中效應除了大幅縮短原來漫長裂縫起始時間也同時會提高驅動輻射促進應力腐蝕裂縫成長的應力集中因子。若無此表面缺陷存在，輻射促進應力腐蝕破裂傾向將會大幅降低。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (17)應將其他應力來源，如壓接部位的殘留應力或鎖磅過力的殘留應力等影響納入評估。(審查意見 I-21)

台電公司答覆說明，壓接作業的殘留應力評估是依照測試程序(ASTM G36)，使用氯化鎂且在不同潤滑和鎖磅扭力條件下進行 SCC 行為測試。測試完成後進行 PT 檢測，並未在螺牙處發現裂紋。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (18)肇因分析報告結論中描述的小於 30MPa 應力是只考慮鎖磅扭力(保守用 12.9Nm 計算)在螺紋區域造成的拉伸應力，應說明運轉溫度下該應力對連接桿的影響。(審查意見 III-13)
- 台電公司答覆說明，在運轉溫度下，不鏽鋼與鋳合金的差膨脹效應會消除此鎖磅扭力所產生的應力。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (19)應就本次斷裂之水棒連接桿剩餘截面積 (remaining ligament)、可能的負載，及最終斷裂結果作一定量的估算。(審查意見 II-2)

台電公司答覆說明最終破裂面積及最終應力關係是可以利用中子照射脆化後 SS304 不鏽鋼 K_{IC} 值來進行推估。但難以估算最終破裂面積(斷面氧化程度、穿晶及沿晶特徵之混合面積導致判斷喪失準確度)，及採用何者適當 K_{IC} 值(K_{IC} 值受中子照射量及材質成分影響，文獻測試值差異性大，變動範圍為 250~50 MPa \sqrt{m})，可能對於最終應力的計算誤差性高。

從破壞力學的角度來看，燃料廠家以 10%的水棒連接桿剩餘面積計算可以得到最終斷裂負荷為 2,650N(596lbf)，與 SEM 分析觀察結果相符合。此外，前述評估連接桿斷裂力量所採用的 Failure Assessment Diagram 中的 FAD 曲線，

已考量採用經過相當輻照(2.2 dpa)之 304L 材料性質。FAD 包含延性(ductile)及脆性(brittle)兩種失效評估，分析時使用中子累積通量為 $1.38 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ (2.2dpa) 之降伏強度(s_y) 與破裂韌度 (K_{JC}) 分別為 512 MPa(2.2dpa, 330 °C) 與 $K_{JC}=54\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ (2.2dpa)。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(20)肇因分析報告陳述連接桿受力和破壞機制的歷程，第一個週期燃料匣成長快，產生拉伸應力為 81.4MPa，則 IGSCC 機制可能發生，第 2 個週期後累積中子通量可能達到 IASCC 門檻，IASCC 機制會轉變主導機制，請分析並說明本次斷裂過程的合理性。(審查意見 III-15、III-19)

台電公司答覆說明如下：

裂縫起始評估：

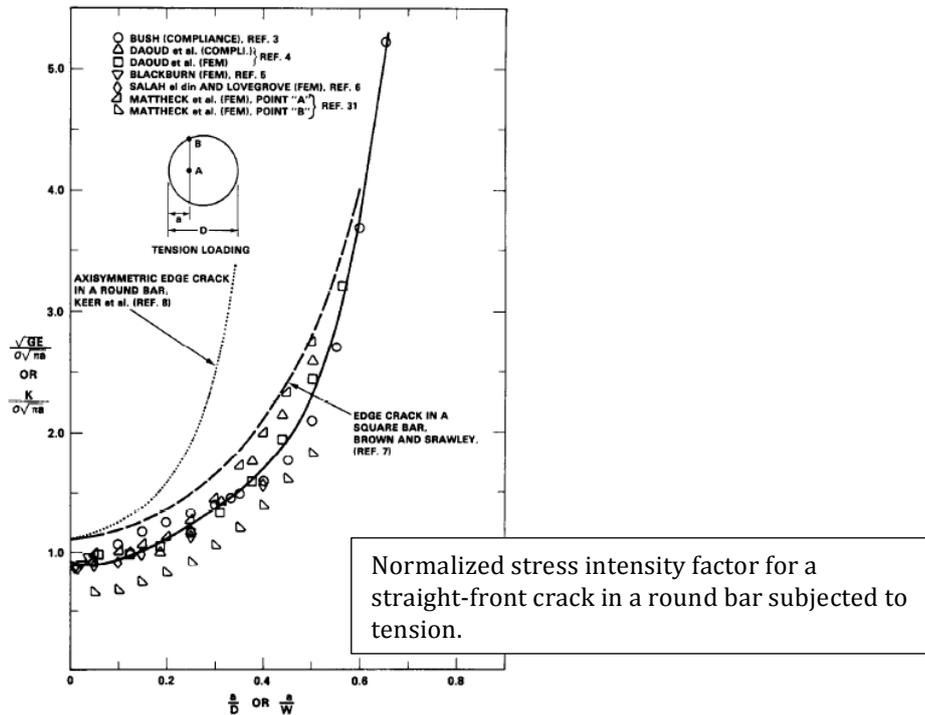
在無螺紋區域局部應力估算為 81.4 MPa(引用理論 B 之計算結果)，因應力集中因子為 1.8，換算連接桿整體應力約為 45.2 MPa。由於連接桿無螺紋區域附近存在表面瑕疵，實際應力集中因子可能高於 4，將局部區域應力提高至 180MPa 以上，高於 117MPa 運轉溫度(290 °C)下降伏強度，導致缺陷表面起始裂縫短時間內即可形成。

裂縫成長評估：

在三個燃料週期總共 4.5 年(54 個月)期間中，水棒連接桿斷裂位置累積之中子照射通量(Neutron Fluence)為 $1.38 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 。如採用 $0.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 做為不鏽鋼發生 IASCC 最低門檻值，斷裂處中子通量約在第二週期開始 1 個半月後即可達到門檻值。因此在裂紋成長過程中 19.5 個月(第 1

燃料週期 18 個月+第 2 燃料週期 1.5 個月)以 IGSCC 機制驅動往前延伸，而剩餘的 34.5 個月則是 IASCC 型式成長。

裂紋成長計算過程中以 2.8mm(a/D=0.2)為起始裂縫長度，圖 4-30 為圓柱體直線裂紋尖端應力強度因子 K_I 之計算公式。



$$\frac{K}{\sigma\sqrt{\pi a}} = 0.926 - 1.771 \left(\frac{a}{D}\right) + 26.421 \left(\frac{a}{D}\right)^2 - 78.481 \left(\frac{a}{D}\right)^3 + 87.911 \left(\frac{a}{D}\right)^4.$$

This formula is valid for $0.01 < a/D < 0.65$.

$\sigma = P/A$ in which P is the applied load and A is the original cross-section area, i.e., $A = D^2/4$.

圖 4-30：圓柱體直線裂紋尖端應力強度因子 K_I 之計算公式

表 4-6：不同燃料週期中裂縫成長程度

a/D	K_I at 45.2 MPa	IASCC (EPRI 75%)	IGSCC (NRC)	1 st cycle	2 nd cycle	3 rd cycle	裂紋全長 (原長 2.8 mm)
0.2	4.8 MPa√m	5×10^{-8} mm/s	6×10^{-9} mm/s	0.3 mm(IG)	0.025mm(IG) + 2.2 mm(LA)		5.3 mm
0.4	10.0 MPa√m	4×10^{-7} mm/s	3×10^{-8} mm/s			19 mm(LA)	24.3 mm
0.6	27.8 MPa√m						
0.65	38.7 MPa√m						

在三個燃料週期內，水棒連接桿如存在長度為 2.8mm 之起始裂縫，在 45.2MPa 應力下受到 IGSCC 及 IASCC 機制影響，裂縫長度可成長至 24 mm 以上，遠超出水棒連接桿直徑(14mm)。因本次連接桿斷開前尚餘約 10% 的截面積，顯示起始裂縫長度低於 2.8mm 即可解釋本次連接桿裂縫成長現象。

審查委員再提出審查意見，根據熱室觀察的結論，裂縫可能由一夾雜物開始，該夾雜物約 0.7mm 大小，而裂縫成長分析假設之初始裂縫為 2.8mm，二者相去太大，請以更合理的初始裂縫大小分析裂縫之成長過程。

台電公司答覆說明，起始裂縫由夾雜物或其周邊雜質成分因腐蝕造成，夾雜物周邊的雜質影響區域可能比夾雜物尺寸大，起始裂縫尺寸與夾雜物尺寸並無關聯。選擇起始裂縫長度 2.8mm 做為計算基準，主要是用來驗證 IGSCC 及 IASCC 導致裂縫成長過程之可能性。計算顯示當起始裂縫為 2.8mm 時，整體裂縫成長程度 (24.3mm) 遠超出連接桿直徑(14.25mm)，證明此起始裂縫長度為保守估算。進一步細算顯示當起始裂縫為 1.2mm 時，即可合理解釋本次斷裂過程，裂縫經由 IGSCC 及 IASCC 機制三個燃料週期可成長至 12.7mm 左右，符合破斷面觀察之 10% 殘餘面積之狀況。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(21) 肇因分析結果應就有關燃料荷重傳輸鍊其他 9 個可能失效

點(如圖 4-31)進行評估。(審查意見 I-18、II-24)

台電公司答覆說明,HALC 的材料組成為不鏽鋼及鋳合金,考量其材質對環境(溫度、快中子通量、水化學敏感性)之差異。本次失效是在上端塞內部不鏽鋼連接桿斷裂,此位置中子通量較高,水質溫度及氧化性高,因此較易發生不鏽鋼輻射促進應力腐蝕龜裂(IASCC)。在燃料束底部不鏽鋼組件所處環境之中子通量較低、溫度較低,且受到有效加氫水化學保護,不易發生 IASCC。而與上繫板直接連接之不鏽鋼荷重傳輸鍊組件所處環境,中子通量及 γ 加熱效應(gamma heating effect)較斷開點低,材料發生 IASCC 的機率較低。其它組件則為鋳合金,不易發生 IASCC 現象。所以前述 9 個可能失效點發生類似故障機率不高。本次斷裂位置在連接桿至水棒上端塞交接處的斷開點並不在原分析預期 9 個可能失效點中。如果機械過載斷開處出現在連接桿組件中,應出現在壓縮螺帽到連接桿螺紋區中,原因是這是最小的截面區,而壓縮螺帽的 M13 x 0.75 metric 螺紋與連接桿末端 M13 x 0.75 metric 螺紋,這兩個區域的可能性可被排除。區域 8 指出水棒上端塞的螺紋區與水棒上端塞本身破裂的可能性均排除。實際斷裂位置接近區域 8。

台電公司答覆說明,經審查可以接受。

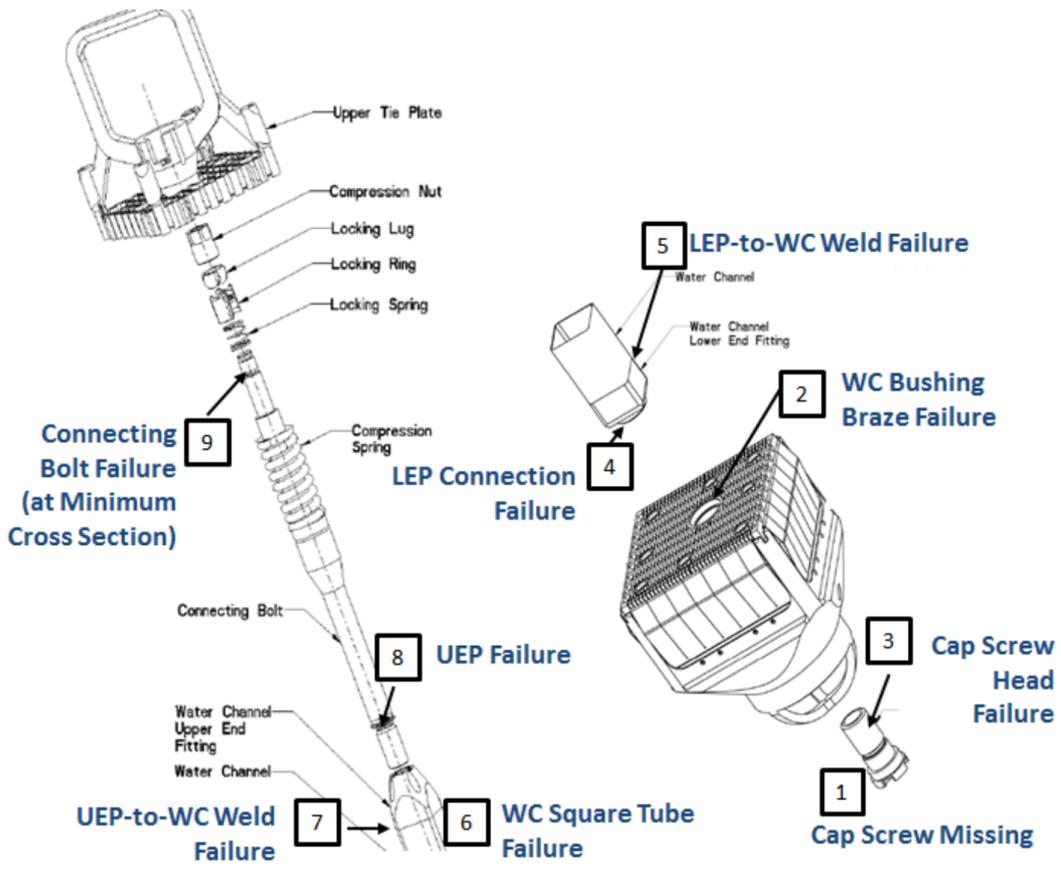


圖 4-31：未對受損燃料執行任何檢查前評估示意圖(摘錄自參考資料 3)

7. 強化措施

(1) 肇因分析報告，應包含對於(可能)肇因，如連接桿含有金屬或非金屬夾雜物等，提出強化措施，以避免問題再發生。(審查意見 II-1、II-17、III-1)

台電公司答覆說明如下，燃料廠家已就其肇因分析小組依據目前已知可能失效因素所作建議發行八項強化措施，

- A. 於連接桿下端螺牙及無螺紋區域至連接桿凸緣上方 25mm 處執行 PT 檢測，此項檢測僅於連接桿組裝前執行，做完連接桿 PT 檢測後，會依照最終清洗程序再清洗一次。夾雜物和不鏽鋼基材因硬度不同，於加工過程中會在兩者界面上產生間隙，利用 PT 檢測表面瑕疵之

靈敏度較 UT 高，應可顯現此類瑕疵。

- B. 於連接桿下端螺牙塗抹潤滑劑時，由品質人員進行 100%目視檢查，確認未塗抹至無螺紋區域，此項檢查只可能在連接桿組裝前執行。
- C. 於無螺紋區域由燃料廠家工廠品質人員進行 100%目視檢查，確認表面無異常，此項檢查只可能在連接桿組裝前執行。
- D. 以每一爐號(heat treat lot)為基礎抽檢一支進行化學組成分析，以確認 304L 母材材質。此項檢查在連接桿組裝前後都可執行，但依目前所知此項檢測為破壞性檢測，若有非破壞性檢測能達到同等可鑑別的效果亦可接受。
- E. 為防範壓接前之鎖磅作業產生過度扭力，已改用自動解脫(Clutch Release)扭力扳手取代原舊式扭力扳手(Click Type)。
- F. 於燃料廠家工廠加工過程所使用之潤滑劑額外進行化學分析，將針對氯、氟、硫及鉛之含量進行分析，確認其成分不得超過 A1C-1002258-1 規範之濃度限值。
- G. 於使用潤滑劑之前需搖晃潤滑劑瓶，使座底之膠狀石墨能重新混合均勻。
- H. 對燃料廠家工廠相關作業人員加強訓練，使能有充分之認知，並留下訓練紀錄。

燃料廠家評估改善/補充材料規範的檢測方法，以檢測徑向缺陷，考慮使用加強型的 UT 檢測，包含目前的徑向檢測方法，並新增其他角度的檢測方法，來辨別徑向缺陷。

UT 徑向檢測方法僅能發現材料在厚度減薄製程中產生的典型缺陷，其他角度的檢測方法則對不常見的缺陷和夾雜物較靈敏，這些非軸向的缺陷和夾雜物以目前的檢測方法可能沒辦法檢測到。

在開始使用加強型 UT 檢測方法之前，暫時會對加工完成的連接桿進行 PT 檢測，PT 檢測範圍為連接桿的下半部，如 M18 螺紋區域、無螺紋區域、壓接凸緣及高於凸緣 20mm 處，以檢測暴露於表面的瑕疵。以 Level-II 人員執行此螢光 PT 檢測，其接受標準為不允許裂紋或呈線形排列之氣孔。原有的目視方法在最佳狀況下，人的眼睛辨識能力可達 80 μ m 左右，但常因對比、光線或色差等因素影響辨識能力，PT 可有效降低對比、光線等方面的干擾影響，提高辨識能力。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

- (2) 肇因分析報告認為此事件為單一事件，也做了多個失效的安全分析，應該增加萬一又發生相同問題時之因應措施。(審查意見 II-19)

台電公司答覆說明如下：

以目前的技術考量下，一般失效分析可執行之熱室檢驗、材料化學分析和製造廠查證等均已納入本次檢查項目並執行。此外將要求燃料廠家評估增加檢驗頻率。另針對本次事件，核一廠針對未來的燃料營運管理已訂定以下保守策略：

正常運轉時：

嚴格管控爐心水質，以確保符合 EPRI 沸水式電廠水化學導則等相關水質規範。以爐心監測計畫監測使用 HALC 連接桿設計之燃料以確保正常運轉。

大修時：

大修燃料吊運時，以水底攝影機輔助以目視檢驗方式，確認上繫板與燃料棒未脫離後方可吊起。

應變計畫：

大修時請國外燃料廠家待命，必要時參照此次經驗使用繫棒吊運問題燃料。

對於未來製造之 Atrium-10 燃料，燃料廠家目前已訂定預防性和矯正性的措施，且已開始執行。預防性和矯正性的措施會在製程中增加額外的評估與測試，在燃料的製造規格上也已開始實施製程管制的強化措施。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

三、 審查小結

綜合以上之敘述，本章審查委員對於(一)國外類似案例；(二) AREVA 燃料製程品質文件；(三)肇因分析報告(5 個評估方向、水棒連接桿裂縫成長機制及應力來源、強化措施)等三節審查後，達成以下結論：

- (一) 燃料廠家至今已製造之燃料束中，與本次連接桿斷開燃料同型者超過 14,000 束，其中燃耗高於核一廠本次斷開之燃料燃耗有 2,998 束，皆未發生類似失效事件。
- (二) C1F029 燃料批次連接桿製程相關品質紀錄之審查結果都符合要求，未發現有異常狀況。
- (三) 本次連接桿斷裂面於 180 度位置有不同於其他位置之氧化程度

的表面，此現象應為表面存在某些金屬或非金屬夾雜物，造成表面瑕疵，引發後續腐蝕現象，大幅減少初始裂縫形成所須的時間。

- (四) 根據本次連接桿斷裂面 SEM 分析，並沒有觀察到塑性變形和疲勞破裂的特徵，大多數裂紋為沿晶破裂及稀少的穿晶破裂，考量連接桿所接受到 neutron 通量和所處的環境，判斷裂縫成長合理的機制為 IGSCC 和 IASCC。因單獨 IGSCC 無法使裂縫快速成長，須配合 IASCC 成長才能造成殘留面積不足，使得吊運過程連接桿斷裂。然而 SCC 成長仍須有相當的應力，才能促使 SCC 成長，加工殘留拉應力僅限於材料表面鄰近處，無法提供裂縫持續成長的應力來源。台電公司以燃料匣與下繫板設計尺寸形成之最小間隙，加上熱膨脹差異和燃料匣內外壓力差形成之腫脹，評估運轉期間燃料匣底部會有頂緊下繫板情形，再考量最大的燃料匣與水棒輻射照射成長和熱膨脹差異，可能引發長期的拉應力。經原能會評估認為長期應力分析結果，可有效論述台電公司對裂縫成長之推論。另外，也評估認為前述長期應力分析各項因素共同發生的機率很低，可說明此事件為何過去未發生過，而歸屬於偶發失效之合理性。
- (五) 燃料廠家已就本案主要肇因，連接桿表面有低於超音波檢測解析度之表面瑕疵，提出強化措施。因液滲檢測法檢測表面瑕疵之靈敏度較超音波檢測法辨識能力高，於連接桿組裝前，燃料廠家會利用液滲檢測加強檢查連接桿螺牙上端處，確認不鏽鋼表面未有夾雜物存在。
- (六) 針對本案肇因分析結果，燃料廠家已就燃料製造程序提出並採行八項強化措施如下：於連接桿下端螺牙及無螺紋區域至連接

桿凸緣上方 25mm 處執行 PT 檢測；於無螺紋區域由品質人員進行目視檢查，確認表面無異常；於連接桿下端螺牙塗抹潤滑劑時，由品質人員進行目視檢查，確認未塗抹至無螺紋區域；為防範壓接前之鎖磅作業產生過度扭力，改用自動解脫扭力板手；每一爐號為基礎抽檢一支進行化學組成分析，以確認 304L 母材材質；加工過程所使用之潤滑劑額外進行化學分析，確認其成分不得超過規範限值；於使用潤滑劑之前需搖晃潤滑劑瓶，使座底之膠狀石墨能重新混合均勻；對燃料廠家相關作業人員加強訓練，使能有充分之認知前述相關強化措施，以確保不會再發生類似事件。

綜合審查委員審查結果，合理認為台電公司專案報告之本章內容可接受。

四、參考資料

1. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版，民國 104 年 4 月 16 日。
2. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件七「品質文件審查紀錄」，民國 104 年 4 月 16 日。
3. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件八「肇因分析報告」，民國 104 年 4 月 16 日。
4. FS1-0020945 ,”Report on Root Cause Investigation of the Load Chain Connecting Bolt Failure at Chinshan Unit 1”, AREVA, January 2015.
5. O. K. Chopra and A. S. Rao, “A Review of Irradiation Effects on LWR Core Internal Materials – IASCC Susceptibility and Crack

- Growth Rates of Austenitic Stainless Steels”, Journal of Nuclear Materials, Volume 409, Issue 3, pp. 235–256, 2011.
6. IAEA Publication, No. NP-T-3.13, “Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned”, 2011.
 7. EPRI Technical Report 1001496, “Characterization of Neutron-Irradiated 300-Series Stainless Steels to Assess Mechanisms of Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking, Volume 1: LWR-Irradiated Type 304 and 316SS Heats with Established IASCC Susceptibility”, pp. 2-12, 2001.
 8. E. Richey and J. B. Eager, “Stress Corrosion Cracking of Stainless Steels in High Temperature, High Purity Water under Constant Load Conditions”, NACE 2009, Atlanta, Paper No. 09411.
 9. L. A. James and W. J. Mills, "Review and Synthesis of Stress Intensity Factor Solutions Applicable to Cracks in Bolts", Engineering Fracture Mechanics, Vol. 30, No. 5, pp. 641-654, 1988.
 10. FS1-0021325, "Sustaining Loads in the Connecting Bolt during Operation Caused by a Tensile Load", AREVA, March 2015.
 11. D02-ARV-01-075-976, “Fracture Mechanics Evaluation of the Connecting Bolt Experienced Failure”, AREVA, March 2015.
 12. EPRI 2014 BWR Water chemistry guideline, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 2: BWR Water Chemistry Guidelines – Technical Basis.

第五章 運轉期間安全評估

一、概述

依肇因分析結果顯示，本次事件來自許多因素共同造成，任一因素無法單獨導致本連接桿斷開，其中兩個主要因素為材料缺陷所引起的表面瑕疵和非預期的應力狀態。且經評估，水棒連接桿在機組運轉期間發生斷開的可能性低。

本章目的在審查即使水棒連接桿在機組運轉期間發生斷開的可能性低，台電公司仍然假設燃料水棒連接桿斷開的情況下，評估機組可持續安全運轉之分析結果。台電公司之運轉期間安全評估保守假設爐心內有一個或多個燃料束之連接桿，可能有與本次損壞之水棒連接桿存在相同的潛在瑕疵，並於電廠運轉中或起動時連接桿發生斷開情形。

燃料束結構正常情況下，上繫板與下繫板是經由水棒與連接桿連結在一起，若連接桿斷開，燃料匣可能會被抬升而與下繫板分離。此時，流入燃料束底部之冷卻水，因燃料匣抬升而有開口，導致部分冷卻水旁通流至燃料匣外側，影響中子與熱流設計之分析結果，故運轉期間安全評估重點係就運轉期間(Normal Operation)、可預見運轉事件(Anticipated Operational Occurrences, AOO)、事故期間(Accident Condition)情況下，評估燃料束之燃料匣是否會被抬升而與下繫板分離，以及對機組安全停機的影響。

台電公司對運轉期間安全評估的結論內容可分為以下五節，(一)運轉中連接桿斷開的可能性；(二)正常運轉和可預見運轉事件期間，若發生連接桿斷開時，燃料匣定位狀況評估；(三)正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響；(四)事故期間對電廠運轉的影響；

(五)爐心監測計畫。簡要說明如下：

(一) 運轉中連接桿斷開的可能性

核一廠 1 號機週期 28 爐心內所有的燃料束皆已吊升過，重量指示皆正常，並以水底攝影機檢查爐心內燃料束均於正常定位高度，可以確認在本週期機組起動時，爐心內所有燃料束水棒連接桿都正常，沒有斷開的情況。但仍保守假設，爐心中還有其他燃料連接桿因為起始裂紋而導致斷開的可能。

(二) 正常運轉和可預見運轉事件期間，若發生連接桿斷開時，燃料匣定位狀況評估

當連接桿斷開時可能抬升的組件包括燃料匣、上繫板以及連接桿剩餘部份，評估燃料匣於機組正常運轉及可預見運轉事件狀況下，可能造成抬升力量的設計負荷分析，包括加諸於燃料束內部壓差以及水流引發的摩擦力、控制棒抽插或機組急停，以及垂直向地震負荷。

流體抬升力評估，水流垂直推力是由水於燃料匣內流動之阻力所造成，燃料廠家以可預見運轉事件之差壓，保守以 122% 穩態額定功率及 102.5% 額定爐心流量進行計算，作用於燃料匣內外及上繫板間差壓所產生之流體抬升力小於 55 lbf。當連接桿斷開時可能抬升的組件包括燃料匣、上繫板以及連接桿剩餘部份，這些組件之濕重為 70 lbf。由於流體抬升力低於斷開組件重量，因此，即使發生最嚴重的可預見運轉事件，也不會造成抬升的現象。

針對控制棒抽插或機組急停的狀況下，評估控制棒摩擦力是否造成燃料匣抬升，利用靜力平衡分析法，考量燃料匣鄰接側面四個位置之正壓力(N)及摩擦力(F) (註:承接板[下標代碼 1])

燃料匣鎖緊裝置[下標代碼 2]、下繫板[下標代碼 3]、控制棒[下標代碼 B])，以及流體抬升力與斷開組件濕重等力量來源。當控制棒插入之摩擦力，低於其他三個位置之摩擦力，與斷開組件濕重及流體抬升力差值之總合，燃料匣即不會因控制棒插入摩擦力而被抬升，如下式所示，

$$F_B < (F_1 + F_2 + F_3) + (W - F_{lift}) \quad (5-1)$$

其中 F_{lift} 為水流對燃料匣壁造成黏性摩擦力，W 為燃料匣、上繫板與連接桿的總重量。將上式摩擦力轉換成正壓力，並經整理如(5-2)式，

$$\mu_{BC} - \left(\frac{2N_2\mu_{BC} + W - F_{lift}}{N_B + 2N_2} \right) < \mu \quad (5-2)$$

其中 μ_{BC} 為控制棒滾輪與燃料匣表面的動摩擦係數， μ 為承接板、燃料匣鎖緊裝置、下繫板與燃料匣間之靜摩擦係數。再保守假設 $\mu_{BC} = \mu$ ，(5-2)公式整理如下，

$$-\left(\frac{2N_2\mu_{BC} + W - F_{lift}}{N_B + 2N_2} \right) < 0 \quad (5-3)$$

上式中正壓力 N_2 、 N_B 均為正值，且上節已評估流體抬升力(F_{lift})低於斷開組件重量(W)，故(5-3)式在任何情況下均成立。依靜力學分析結果顯示，若水棒連接桿斷開，控制棒插入摩擦力並不會導致燃料匣抬升。

地震發生時垂直負荷分析，在運轉期間可預見運轉事件狀況係引用運轉基準地震(OBE)，假設連接桿已斷開，在地震發生時不會導致燃料匣抬升。重力負荷會使燃料匣向下移動，也就是說，地震的簡諧運動包括向上及向下兩方向相似的加速度，而向下加速度會受到重力因素而增大。即使考量安全停機地震(SSE)，核一廠反應爐內燃料頂部之地震反應頻譜水平方向加速

度為 0.641g，並依核一廠終期安全分析報告(FSAR)第三章規範垂直方向的值為水平方向的 2/3，推算最大垂直加速度為 0.427g 遠小於 1g，燃料匣在地震時將保持在原來位置。若加計考慮山腳斷層新事證之影響，改以耐震餘裕評估的 0.51g 為本案評估基準，計算最大垂直加速度為 0.73g，仍小於 1g，燃料匣在地震時仍將保持在原來位置。

(三)正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響

基於上節分析燃料束之燃料匣於正常運轉和可預見運轉事件期間皆不會被抬升，未影響有效燃料區域的幾何形狀和水流特性，故不會造成爐心中子及熱流設計之影響。

台電公司就燃料機械設計逐項比對，評估連接桿斷開在正常運轉及預期運轉事件狀況下對燃料組件設計準則的影響，經再審查後確認受影響之部分已納入本運轉期間安全評估報告進行評估。

針對連接桿斷開在運轉期間振動且撓曲與鄰近燃料棒摩擦而導致失效的可能性進行評估。其評估結果為燃料匣的勁度與連接桿在燃料束壽命終期有相當的彈力會將此不銹鋼連接桿穩定在跨距的中間。另外，斷開處在連接桿的螺牙上方剩餘部份，燃料匣、燃料匣鎖緊裝置、上繫板及連接桿的重量會提供一個向下的力量使斷開面相接合。斷開部分會被水棒上部端塞的凸緣及捲邊限制住，因此排除側向撓曲的可能性。即使連接桿鬆脫，連接桿的位移不足以跨過連接桿與鄰近燃料棒的 0.369 英吋的最小間距，如圖 5-1(b)所示。

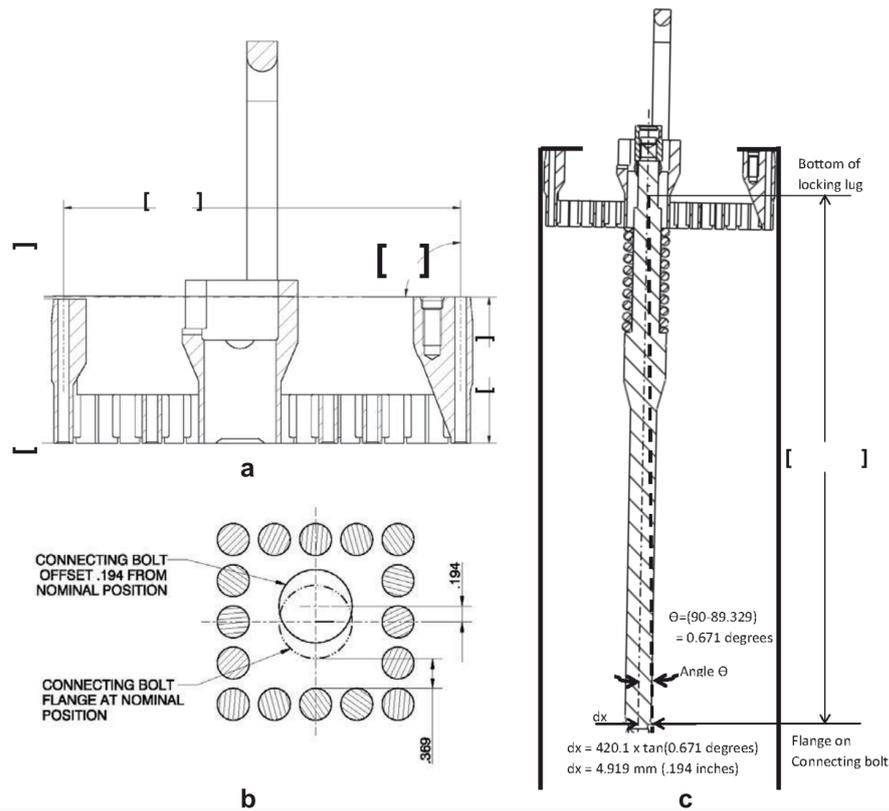


圖 5-1：基於允差與幾何時上繫板的最大傾斜(摘錄自參考資料 1)

(四)事故期間對電廠運轉的影響

燃料束內之水棒連接桿斷開情況下，若發生運轉基準地震 (Operating Basis Earthquake, OBE)、設計基準地震(Design Basis Earthquake, DBE)、及地震事件伴隨喪失爐心冷卻水事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)之設計基準事故(Design Basis Accident, DBE)時，下繫板都會坐在爐心支撐座上，不會干擾控制棒的插入。地震事故本身不會抬升燃料匣，簡諧效應和重力結合將使燃料匣向下振動。然而，燃料廠家評估地震事件伴隨 LOCA 的設計基準事故狀況下，可能會因 LOCA 產生的壓力差而將燃料匣抬升，在此狀況，台電公司在機組停機後，反應爐開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認燃料束結構完整。

(五)爐心監測計畫

台電公司已評估電廠在正常運轉或可預見運轉事件狀況下，即使發生燃料束之水棒連接桿斷開，也可確保機組運轉安全。惟，台電公司保守訂定爐心監測計畫，監測機組起動及運轉中狀況，因燃料匣若被抬升，燃料束底部進口水流會有部分流向燃料匣外側，依台電公司分析結果顯示燃料輸出功率會降低，局部能階偵測系統(Local Power Range Monitoring, LPRM)讀值會降低 2 至 3%，且軸向中子通率分佈會有變化，故可運用爐心監測儀器核心探針系統(Traversing In-Core Probe, TIP)及 LPRM，與爐心監測系統(POWERPLEX)監測得知。

機組升載期間(功率 45%、90%、100%) 與控制棒棒序交換後，台電公司將執行 TIP 量測，核對爐心底部附近 TIP 讀值是否有不連續現象，並與鄰近與對稱位置之 TIP 讀值進行比較，評估是否有燃料匣抬升之情形。

控制棒急停時間測量後，則是比較爐心監測系統(POWERPLEX)之 LPRM 計算值與實際 LPRM 讀值之比值，確認前後是否有差異，以評估是否有燃料匣抬升之情形。

正常運轉期間，台電公司開發程式擷取廠用計算機 LPRM 資料即時分析監測，若指示值有前後變化大於 1%之情形，則送出燃料匣可能被抬升警報。

以上各項監測，台電公司初判排除儀器問題後，認定有發生燃料匣被抬升的可能性時，則會安排機組停機開蓋檢查燃料束結構完整。

台電公司於 104 年 1 月 30 日及 2 月 12 日至原能會簡報運轉期間安全評估，說明正常運轉、可預見運轉事件、假想事故期間等評估結果，及爐心監測計畫。其後，台電公司依原能會 2 月 12 日第一次審

查意見修訂運轉期間安全評估報告。

二、 審查發現

針對核一廠燃料水棒連接桿斷開之運轉期間安全評估的審查，原能會審查委員審查發現彙整如下五節：

(一) 運轉中連接桿斷開的可能性

原能會派員查證核一廠 1 號機週期 28 爐心內所有的燃料束於第 27 次大修作業期間之吊運紀錄，確認全爐心之燃料束至少吊升過 1 次。台電公司基於已執行吊升測試與水底攝影機目視檢查爐心內燃料束均於正常定位高度，可確認在本週期機組起動時，爐心內所有燃料束水棒連接桿都正常，沒有斷開的情況。

台電公司報告內容，經審查可以接受。

(二) 正常運轉和可預見運轉事件期間，若發生連接桿斷開時，燃料匣定位狀況評估

1. 有關台電公司評估連接桿發生斷開時，針對控制棒抽插及機組急停的狀況下，燃料匣是否會上抬之力學分析部分，認為不應直接假設垂直平衡，以避免循環論證。(審查意見 I-1)

台電公司答覆說明，已修訂「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」第 5.2 節之公式，當連接桿斷開燃料匣沒有被抬升時，在垂直方向(y 方向)之靜力合力應小於 0。

審查委員提出再審查意見，針對一個或多個燃料束連接桿在運轉中或起動時斷開，對相關力學分析上是否有差異。

台電公司再提出答覆說明，力學分析顯示，當單一連接桿斷開時，燃料匣仍可維持座定於下繫板，而連接桿斷開的數量並不會影響此分析的結論。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

2. 當反應爐急停或有控制棒插入時，控制棒葉片滾輪會和燃料匣表面產生摩擦。控制棒葉片滾輪和燃料匣表面之動摩擦係數。當燃料匣處在靜態平衡時，燃料匣與上格架與下繫板之間並無相對運動，因此燃料匣與上格架之間，及燃料匣與下繫板之間靜摩擦係數。台電公司直接比較不同的位置之間的動摩擦係數與靜摩擦係數，說明動摩擦係數比靜摩擦係數小，此說法並不能直接適用。(審查意見 I-3)

台電公司答覆說明，已修正論述為因控制棒葉片係以滾輪與燃料匣表面接觸，其摩擦係數遠較以滑動方式移動的摩擦係數來的小。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

3. 要求台電公司針對控制棒抽插導致燃料匣是否會上抬之力學分析，加計考量燃料匣彎曲之效應。台電公司使用之插入力並不合理，且未將燃料匣彎曲效應與力學分析方程式之關係進行說明與計算。(審查意見 I-11)

台電公司答覆說明，已修正控制棒插入力為 107 lbf，依核一廠程序書 604.3「控制棒停妥時間測試」要求，控制棒摩擦力標準來計算，控制棒推升力的上限減去控制棒葉片濕重與驅動機構(分度管)濕重，保守假設所有的摩擦力來源為控制棒葉片滾輪與燃料匣間的阻力(不考量控制棒驅動機構內部的摩擦力)。台電公司修正控制棒摩擦力標準，以原力學分析方程式的關係進行說明與計算，在加計考量燃料匣彎曲之效應後，因為合力仍小於 0，所以控制棒抽插不會造成燃料匣抬升。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

4. 連接桿斷開部分組件之濕重經評估為 70.0 lbf，目前係考量

122% 穩態額定功率及 102.5%額定爐心流量下，燃料匣區域水的比重與上繫板區域水的比重進行評估。在非額定功率運轉下，其斷開部分組件之濕重較小，是否有低於流體抬升力之可能性。(審查意見 I-12)

台電公司答覆說明，以最保守的狀況下計算，水比重假設為 62.42 lbf/ft^3 ，斷開部分組件的濕重(66.93 lbf)仍大於在正常滿載運轉及可預見運轉事件之情況下提升燃料匣及上繫板之流體抬升力(55 lbf)，因此燃料匣不會有抬升的情形發生。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

5. 補充說明流體抬升力評估過程使用燃料匣濕半徑比值之計算目的。(審查意見 III-23)

台電公司答覆說明，濕半徑是用來計算作用於燃料匣內側流體抬升力，利用燃料匣內側濕半徑與總燃料束濕半徑之比值，可以計算出作用於燃料匣內側流體壓力降，進而得到其抬升力。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

6. 台電公司分別分析壓差抬升力、控制棒插入摩擦力及地震加速度對燃料匣抬升之影響。目前有關壓差抬升力估計在 55 lbf，構件濕重 70 lbf，有 15 lbf 往下壓的餘裕，但如加上地震的往上加速度，則實際濕重將降低，如再加上控制棒插入摩擦力，燃料匣即有可能抬升，應考量複合事件之影響。(審查意見 I-2)
- 台電公司答覆說明，考量發生運轉基準地震(OBE)及最嚴重的可預見運轉事件同時發生時，評估控制棒插入是否會造成燃料匣抬升。OBE 時的垂直加速度為 0.214g (SSE 的 1/2)，斷開之組件(含燃料匣)在水中的重量為 70 lbf，地震的簡諧運動中，

當加速度向下時，組件重量提供向下的力量為 $70 \times (1 - 0.214) = 55.2 \text{ lbf}$ ，仍大於流體抬升力。上述計算係保守假設不加計燃料匣與 8 只間隔板的摩擦力及燃料匣與下繫板密封彈簧間之摩擦力。如加計 5.2 節考量嚴重燃料匣彎曲提供的向上分力為 2.3 lbf，不加計燃料匣與 8 只間隔板的摩擦力及燃料匣與下繫板密封彈簧間之摩擦力的保守考量時，燃料匣有可能被抬升。但因為地震為簡諧運動，進入下半週期時，組件重量提供向下的力量大於向上抬升力，不致有燃料匣抬升的情形產生。台電公司為保守考量，運轉基準地震(OBE)及最嚴重的可預見運轉事件同時發生時，再起動前，會先開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認結構完整。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(三) 正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響

1. 針對連接桿斷開在運轉期間振動且撓曲與鄰近燃料棒摩擦而導致失效的可能性進行評估。即使連接桿鬆脫，連接桿的位移不足以跨過連接桿與鄰近燃料棒的 0.369 英吋的最小間距。若考量燃料匣彎曲的情況，水棒連接桿斷開後是否會碰到周圍燃料棒。(審查意見 I-10)

台電公司答覆說明，考量燃料匣彎曲的效應，造成連接桿斷開處增加的水平位移量為 1.338 mm，加計原來的水平撓曲 4.919 mm，總水平側向移動最大間距為 6.257mm，連接桿亦不會跨過連接桿與鄰近燃料棒的 0.369 英吋 (9.373mm) 的最小間距。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(四) 事故期間對電廠運轉的影響

1. 地震事件伴隨喪失爐心冷卻水事故(LOCA)的設計基準事故狀況下，燃料匣有可能被抬升，請評估燃料匣可能抬升之高度。(審查意見 I-2)

台電公司答覆說明，本運轉期間安全評估並未明確計算燃料匣相對於下繫板及燃料棒的移動量，但核一廠燃料束抬升量評估文件(Chinshan channeled fuel assembly liftoff evaluation, 32-9147993-000 p. 30)中，在 DBA LOCA 時燃料束可被抬升 0.4575 英吋(離底部 core support)，假設該燃料束的水棒連接桿斷裂，燃料束抬升後燃料匣卡住不會回到原來位置，燃料匣抬升最大高度為 0.4575 英吋，仍低於下繫板接合長度(LTP collar engagement length) 0.670 英吋。故即使此狀況發生，燃料匣也不會脫離下繫板，因此不會妨礙控制棒插入。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

2. 請補充說明冷卻水流失事故(LOCA)是否會造成燃料匣抬升。若燃料匣會被抬升，請再評估對燃料護套溫度峰值之影響。(審查意見 I-2)

台電公司答覆說明，在 LOCA 時，作用於燃料匣上端破斷部分的流體抬升力小於其重力，故不會發生抬升的現象。在發生主蒸汽管大破口的 LOCA 時，造成爐心內的流體抬升力是最大的，相對於最嚴重的可預期運轉事故，增加的流體抬升力小於 4 磅。因為最嚴重的可預期運轉事故時，作用於燃料匣及上繫板的流體抬升力小於 55 磅，所以 LOCA 時流體抬升力小於 59 磅，低於燃料匣上端破斷部分的濕重(70 磅)，故不會發生抬升的現象。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

(五) 爐心監測計畫

1. 爐心監測計畫說明於機組起動期間於爐心功率 45%、90%及 100%時，將執行全爐心 TIP 量測，惟並未說明其執行目的，及與計算分析有差異之對應行動方案。(審查意見 I-9)

台電公司答覆說明，起動期間 TIP 量測目的為執行大修後 LPRM 之校正，並核對 TIP 讀數之對稱性，用以評估爐心功率之對稱性，與了解爐心監測系統功率計算之不準度是否仍在設計基準內。台電公司若於測試期間，發現對稱位置之 TIP 相對功率差異大或功率分布圖形不一致時，初判排除儀器問題後，認定有發生燃料匣被抬升的可能性時，會立即將機組先降載至適當功率，必要時安排降載停爐開蓋檢查。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

3. 有關 LPRM 偵檢器，台電公司未明確列出其偵測解析度以及短、中期的漂移，目前所提供的 24 小時監測變化圖僅顯示穩定運轉的變化，並非 LPRM 解析度及漂移的指標。(審查意見 I-4)

台電公司答覆說明，LPRM 偵檢器是一個密封的游離腔，其中一個電極塗覆 U-235，因此對局部熱中子通量可迅速產生反應，達到偵測局部中子通量的目的。LPRM 之中子靈敏度直接與腔內的 U-235 含量成正比，亦即將隨著 U-235 之燃耗而改變。短期而言，目前電廠對 LPRM 隨著 U-235 燃耗增加導致靈敏度降低的校正作業（校正其因中子通量靈敏度降低而造成的 LPRM 讀數偏差或漂移），依廠家技術手冊約 45 天執行一次校正即可，亦即 24 小時內靈敏度降低及漂移量不大。長期而言，當該 LPRM 預期於下一個週期末時之中子通量靈敏度會降低至小於 LPRM 壽命評估標準時，即予更新。當機組正常滿載

穩定運轉時，因為爐心空泡的微量變動造成反應爐功率的小幅度變化(擺動)，LPRM 讀數一分鐘平均值之變動值達 0.7%，電廠針對此次燃料異常事件保守採 LPRM 變動值 1%作為判斷燃料匣可能被抬升之行動基準。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

4. 爐心監測計畫並未說明執行程序書 604.1 控制棒動作測試時之監測方案。(審查意見 III-25)

台電公司答覆說明，程序書 604.1 控制棒動作測試分全出棒(每週執行一次，滿載)及未全出棒(每月執行一次，降至約 95%熱功率，完成後回昇至滿載)兩種。若有異常，於執行完成後以廠用計算機(PPCRS)監視 LPRM C 層之 24 小時歷史趨勢變化即可得知(程序書 203 第 4.3.3.1 節)。本項屬於穩定功率運轉期間監測，已納入爐心監測計畫。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

5. 依爐心監測計畫，電廠在正常運轉狀況下，當 LPRM C 層有變化大於 1%指示值時，運轉員將採取進一步確認行動。審查委員要求台電公司依據附錄 E「假設燃料匣抬升對 LPRM 讀數影響評估」之計算方式，評估在此情況下，是否會頂到臨界熱功率比限值。(審查意見 I-5)

台電公司答覆說明，由於 LPRM 讀數一分鐘平均值之變動值達 0.7%，因此電腦程式之 LPRM 讀數變動值(降低)大於 1%警報出現時，實際之 LPRM 讀數變動值為 0.3%。在此情況下，最小臨界熱功率比(MCPR)經 SIMULATE-3 計算結果沒有明顯變化，且符合運轉限值。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

6. 爐心監測計畫係使用 LPRM 進行爐心局部異常監控，經查證發現台電公司所提 LPRM 佈置示意圖與實際位置不一致，另要求台電公司應再考量同一串 LPRM 失效時之處置措施。(審查意見 I-6、I-8)

台電公司答覆說明，已修正 LPRM 佈置示意圖(如圖 5-2)。另對於一串 LPRM 有 A、B、C、D 共 4 個偵測器，依核一廠運轉經驗沒有一串 LPRM 4 個偵測器同時失效之紀錄，因此發生機率極低。唯保守考量，台電公司承諾若發生一串 LPRM 4 個偵測器同時失效，電廠將停機檢修，相關行動基準或處置內容已提加入程序書 203「機組升、降載」。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

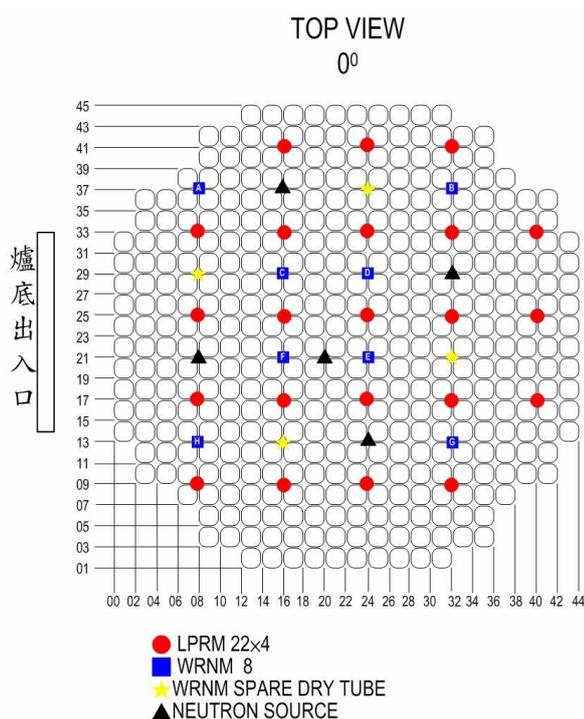


圖 5-2：LPRM 配置示意圖

7. 有關爐心監測計畫，台電公司僅提出 LPRM 變化量超過 1%之行動方案，應再考量建立不同 LPRM 變化量相對應的行動方案。(審查意見 I-7)

台電公司答覆說明，當 LPRM 讀數變動值大於 1%時，初判排除儀器問題後，認定有發生燃料匣被抬升的可能性時，立即將機組先降載至適當功率：大於 1%時降載至 98%功率，大於 3%時降載至 90%功率。並立即通報電廠 SORC 及總處共同複判，必要時安排降載停爐開蓋檢查，相關行動基準或處置內容已提加入程序書 203「機組升、降載」。有關 1%時降載至 98%功率，大於 3%時降載至 90%功率之參考依據，則是因 LPRM 變動值 1%，爐心功率變化約 2%。在 LPRM 讀數變動值 1%，降載至 98%功率，而 LPRM 讀數變動值 3%時，依比例應降載至 94%，為保守起見，將功率降載至 90%。

審查委員提出再審查意見，請補充說明 LPRM 讀數變動值 1%，爐心功率變化約 2%之原因。

台電公司答覆說明，APRM 有 4 個控道，每個控道接受 22 只 LPRM 訊號，經加總平均後再分別乘上該控道的增益因數。滿載運轉時，LPRM 讀數依其所在位置約在 25~80%之間變動，LPRM 的均值約為 50%。APRM 增益因數約為 2，LPRM 均值與 APRM 讀數成正比。故 LPRM 讀數 1%約代表為 2%功率，可作為監測計畫中的參考標準。

台電公司答覆說明，經審查可以接受。

三、 審查小結

綜合以上之敘述，本章審查委員對於(一) 運轉中連接桿斷開的可能性；(二)正常運轉和可預見運轉事件期間，若發生連接桿斷開時，燃料匣定位狀況評估；(三)正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響；(四)事故期間對電廠運轉的影響；(五)爐心監測計畫等五節審查後，達成以下結論：

- (一)台電公司已進行吊升測試及水底目視檢查確認核一廠1號機本週期初爐心內所有燃料束水棒並未斷開。
- (二)在正常運轉期間與可預見運轉事件下，若水棒連接桿斷開，燃料匣不會因流體抬升力、控制棒摩擦力或地震垂直力而被抬升。但保守考量，若運轉基準地震(OBE)及最嚴重的可預見運轉事件同時發生時，台電公司於機組自動停機後，會先開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認燃料束結構完整。
- (三)因燃料匣在正常運轉期間與可預見運轉事件狀態下不會被抬升，故對爐心中子設計及熱流分析結果不會造成影響。另逐項比對燃料機械設計要求，確認受水棒連接桿斷開影響之分析項目均已納入本報告進行安全評估，評估結果顯示斷開連接桿不會因振動且撓曲與鄰近燃料棒摩擦而導致燃料受損。
- (四)設計基準地震伴隨爐心冷卻水流失之假想事故下，可能發生燃料匣移動，但不會影響控制棒急停插入的功能。台電公司於機組自動停機後，會先開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認燃料束結構完整。
- (五)台電公司訂定爐心監測計畫，透過核心探針系統及局部能階偵測系統於機組起動期間、控制棒序交換、控制棒急停測試及正常運轉期間監控爐心異常變化，並訂定相關行動基準，若經評估有燃料匣抬升之可能性，則會安排開蓋檢查。

綜合審查委員審查結果，合理認為台電公司專案報告之本章內容可接受。

四、參考資料

1. 「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版附件九「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開

安全評估報告」，民國 104 年 4 月 16 日。

2. FS1-0020308, Justification for Continued Operation at Chinshan Units (Broken Connecting Bolt), AREVA, January 2015.
3. ANF-89-98(P)(A) Revision 1 and Supplement 1, Generic Mechanical Design Criteria for BWR Fuel Designs, Advanced Nuclear Fuels Corporation, May 1995.
4. EMF-93-177(P)(A) Revision 1, Mechanical Design for BWR Fuel Channels, Framatome ANP, August 2005.
5. ANP-2963P Revision 4, Mechanical Design Report for Chinshan Unit 1 & 2 Stretch Power Uprate (SPU) ATRIUM-10 Fuel Assemblies, AREVA, January 2014.
6. 核一廠終期安全分析報告書(FSAR) 第 20 版。

第六章 爐心安全分析

一、概述

核一廠 1 號機週期 28「填換爐心安全分析報告」相關報告已於 103 年 10 月 29 日函送原能會審查。由於核能一廠 1 號機第 27 次大修期間，發現編號 C1F029 燃料束水棒連接桿異常，無法繼續在反應爐爐心中使用，台電公司遂更換該燃料束，修改原送審之燃料填換佈局，並於 104 年 1 月 12 日將「爐心佈局修改之安全評估報告」送原能會審查。該報告係評估爐心變動後之燃料佈局對填換爐心安全分析相關報告之影響。調整前與調整後之爐心燃料佈局主要差異如下：

座標	調整前			調整後		
	編號	已使用週期	燃耗 (GWd/MTU)	編號	已使用週期	燃耗 (GWd/MTU)
31-30	C1F029	3	43.725	C1E040	3	44.747

替換燃料束位於爐心外圍，廠家評估調整前後之爐心燃耗分佈非常相似，因此，調整前後之爐心反應度分佈(局部及整體)非常接近，故燃料佈局調整後對爐心安全之影響均在原先分析範圍內，並無新增或非預期之安全問題。

二、審查發現

審查委員已針對各項分析項目逐項進行審查，詳見原能會安全評估報告編號 NRD-SER-104-01「核一廠 1 號機週期 28 填換爐心安全分析報告」安全評估報告，重點摘述如下：

廠家重新評估週期末燃料束之最高燃耗為 50.42 GWd/MTU 仍小於 54.00 GWd/MTU，經審查認為符合燃料機械設計規定之安全限值，可以接受。

冷爐停機餘裕及備用硼液系統停機餘裕，由於爐心佈局調整前後之爐心反應度幾乎一樣，因此廠家評估原分析值仍屬有效，經審查認為可以接受。

爐心整體壓力暫態及流量偏移暫態影響運轉限值 (MCPR_p、LHGR_p、MCPR_f及 LHGR_f)：爐心佈局調整前後之爐心反應度(局部及整體)、爐心平均燃耗、軸向功率分佈及 K-Factor 等基本上都是相同的，不影響極限暫態事件的 Δ CPR，因此廠家評估認為原 MCPR_p、LHGR_p、MCPR_f及 LHGR_f運轉限值仍然適用，經審查認為可以接受。

三、 審查小結

綜合以上之敘述由於台電公司已就核燃料機械設計、熱水流設計、中子設計、可預期運轉事件、假想事故、相關運轉限值等，對核一廠 1 號機週期 28 爐心佈局修改進行安全評估，並沒有超越安全分析可接受之範圍。綜合審查委員審查結果，合理認為台電公司專案報告之本章內容可接受。

四、 參考資料

1. ANP-3341P Revision 0, Chinshan Unit 1 Cycle 28 Reload Licensing Analysis, AREVA Inc., October 2014.
2. ANP-3340 Revision 0, Chinshan Unit 1 Cycle 28 Core Operating Limits Report, AREVA Inc., October 2014.
3. FS1-0018190 Revision 1.0, “Chinshan Unit 1 Cycle 28 Operability Assessment,” AREVA Inc., October 2014.
4. FS1-0020024, Chinshan Unit 1 Cycle 28 Revised Core Loading and Licensing Evaluation, AREVA Inc., January 2015.

第七章 審查總結

綜合以上各章節，審查委員所提審查意見已獲澄清，核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告之審查結論如下：

- (一) 本次異常燃料檢修挪移作業前，台電公司已依原能會要求提出檢修挪移計畫，並將包含檢修挪移作業程序、燃料取出過程之潛在風險評估及防範措施、燃料取出作業之備用方案及應變措施、半長棒燃料吊運安全考量、檢修作業之品保作為等納入計畫中，完成核一廠特殊程序書 SP-104-02 並據以執行。原能會視察員至現場查證確認異常燃料束安全吊運至用過燃料池，檢修挪移過程均無異常情形。該燃料故障點經檢查後確認為水棒連接桿斷開。
- (二) 台電公司已參考燃料廠家「燃料吊運指引」之強化作為，提出後續燃料吊運安全計畫及修訂核一廠程序書 216 相關內容，以執行本次大修當時後續尚有 10 束燃料須進行吊運作業，並於正式吊運作業前進行模擬訓練，確認燃料吊車之可用性。燃料吊運作業期間，將燃料束吊升，停留兩分鐘查證，確認重量指示無異常，上繫板與燃料棒位置無異常，再作進一步吊升。原能會已就本次作業執行燃料吊運之錄影紀錄與相關品質文件進行查證，無發現異常情形。
- (三) 燃料廠家至今已製造之燃料束中，與本次連接桿斷開燃料同型者超過 14,000 束，其中燃耗高於核一廠本次斷開之燃料燃耗有 2,998 束，皆未發生類似失效事件。
- (四) 本次連接桿斷裂面於 180 度位置有不同於其他位置之氧化程度的表面，此現象應為表面存在某些金屬或非金屬夾雜物，造成

表面瑕疵，引發後續腐蝕現象，大幅減少初始裂縫形成所須的時間。根據本次連接桿斷裂面 SEM 分析，大多數裂紋為沿晶破裂及稀少的穿晶破裂，考量連接桿所接受到 neutron 通量和所處的環境，判斷裂縫成長合理的機制為 IGSCC 和 IASCC。因單獨 IGSCC 無法使裂縫快速成長，須配合 IASCC 成長才能造成殘留面積不足使得吊運過程連接桿斷裂。然而 SCC 成長仍須有相當的應力，才能促使 SCC 成長。台電公司以燃料匣與下繫板設計尺寸形成之最小間隙，加上熱膨脹差異和燃料匣內外壓力差形成之腫脹，評估運轉期間燃料匣底部會有頂緊下繫板情形，再考量最大的燃料匣與水棒輻射照射成長和熱膨脹差異，可能引發長期的拉應力。經原能會評估認為長期應力分析結果，可有效論述台電公司對裂縫成長之推論。另外，也評估認為前述長期應力分析之各項因素共同發生的機率很低，可說明此事件為何過去未發生過，而歸屬於偶發失效之合理性。

- (五) 燃料廠家已就本案主要肇因，連接桿表面有低於超音波檢測解析度之表面瑕疵，提出強化措施。因液滲檢測法檢測表面瑕疵之靈敏度較超音波檢測法高，於連接桿組裝前，燃料廠家會利用液滲檢測加強檢查連接桿螺牙上端處，確認不鏽鋼表面未有夾雜物存在。
- (六) 台電公司已進行吊升測試及水底目視檢查確認核一廠 1 號機本週期初爐心內所有燃料水棒並未斷開。但運轉期間安全評估仍保守假設，爐心中還有其他燃料連接桿因為起始裂紋而導致斷開的可能。
 1. 在正常運轉期間與可預見運轉事件下，若水棒連接桿斷開，燃料匣不會因流體抬升力、控制棒摩擦力或地震垂直力而

被抬升，且對爐心中子設計、機械設計、熱流分析結果不會造成影響。

2. 在運轉基準地震(OBE)及最嚴重的可預見運轉事件同時發生，或設計基準地震伴隨爐心冷卻水流失之假想事故下，可能發生燃料匣移動，但不會影響控制棒急停插入的功能。台電公司於機組自動停機後，會先開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認燃料結構完整。
3. 台電公司已訂定爐心監測計畫，透過核心探針系統及局部能階偵測系統於機組起動期間、控制棒序交換、控制棒急停測試及正常運轉期間監控爐心異常變化，並訂定相關行動基準，若經評估有燃料匣抬升之可能性，則會停機開蓋檢查。

(七) 有關核一廠 1 號機週期 28 爐心佈局修改，經評估核燃料機械設計、熱水流設計、中子設計、可預期運轉事件、假想事故、相關運轉限值等，並未有超越安全分析可接受之範圍。

台電公司提送之「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版及對八次專案審查會議共 86 項審查意見之答覆說明，經審查結果可以接受。

附錄 核一燃料水棒連接桿斷開事件大事紀

日期	項目
103/12/28	1 號機第 27 大修燃料挪移作業發現 C1F029 燃料取出異常
103/12/29	台電公司書面通報原能會，燃料 C1F029 於吊升過程中，疑似發生燃料上部繫板與水棒脫接
104/1/05	原能會成立專案小組
104/1/05	召開「核一廠 1 號機第 27 次大修燃料挪移作業說明會」(第一次審查會議)
104/1/08	「核一廠 1 號機第 27 次大修燃料挪移作業說明會議紀錄」函送台電公司
104/1/08	台電公司將「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料上繫板異常之挪移計畫」函送原能會
104/1/10	開始檢修 C1F029 燃料，移除半長棒、安裝繫棒
104/1/11	C1F029 燃料安全移置用過燃料池
104/1/12	檢查 C1F029 燃料發現水棒連接桿斷開
104/1/12	原能會對外發布核一廠大修發現 1 束燃料取出異常之澄清說明
104/1/12	台電公司函送「爐心佈局修改之安全評估報告」
104/1/16	召開「核一廠 1 號機第 27 次大修燃料檢修作業說明會」(第二次審查會議)
104/1/23	「核一廠 1 號機第 27 次大修燃料檢修作業說明會議紀錄」函送台電公司
104/1/28	召開「核一廠 1 號機第 27 次大修燃料吊運作業說明會」(第三次審查會議)
104/1/30	「核一廠 1 號機第 27 次大修燃料吊運作業說明會議紀錄」函送台電公司
104/1/30	台電公司函送「核一廠一號機 EOC-27 後續燃料吊運安全計畫」
104/1/30	召開「核一廠燃料安全評估說明會」(第四次審查會議)
104/1/30	原能會函復同意台電公司所提「核一廠一號機 EOC-27 後續燃料吊運安全計畫」

日期	項目
104/1/30	核一廠完成最後 10 束燃料吊運，進行反應爐回蓋作業
104/2/12	召開「核一廠燃料水棒異常處理專案報告說明會」(第五次審查會議)
104/2/13	「核一廠燃料水棒異常處理專案報告說明會議紀錄(第一次審查意見)」函送台電公司
104/2/16	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒異常處理專案報告」
104/2/24	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告(補充肇因分析報告)」
104/2/25	原能會澄清近日新聞報導「核一燃料把手鬆脫」之說明
104/2/26	召開「核一廠燃料水棒連接桿異常肇因分析審查會」(第六次審查會議)
104/3/2	「核一廠燃料水棒連接桿異常肇因分析審查會議紀錄」函送台電公司
104/3/2	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」可對外公布版本
104/3/2	原能會對外網站成立「核一燃料水棒連接桿」焦點專區
104/3/4	原能會對外發布已設立「核一燃料水棒連接桿」專區，並持續精進資訊公開
104/3/6	「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第二次審查意見函送台電公司
104/3/12	「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第一次審查意見答覆內容之再審查意見及第二次審查意見之補充項目函送台電公司
104/3/16	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂一版及可對外公布版本
104/3/18	召開「核一廠燃料水棒連接桿斷開肇因分析暨審查意見答覆說明會議」(第七次審查會議)
104/3/23	「核一廠燃料水棒連接桿斷開肇因分析暨審查意

日期	項目
	見答覆說明會議紀錄」函送台電公司
104/3/23	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第一、二次審查意見之答覆說明
104/3/27	「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第三次審查意見函送台電公司
104/3/31	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第三次審查意見之答覆說明
104/4/7	「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第一、二次審查意見答覆說明之再審查意見函送台電公司
104/4/10	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第一、二次審查意見之答覆說明
104/4/10	召開「核一廠燃料水棒連接桿斷開專案報告審查會議」(第八次審查會議)
104/4/13	「核一廠燃料水棒連接桿斷開專案報告審查會議紀錄」函送台電公司
104/4/14	「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第一、二、三次審查意見答覆說明之再審查意見函送台電公司
104/4/16	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」第一、二、三次審查意見之答覆說明
104/4/16	台電公司提送「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告」修訂二版及可對外公布版本
104/4/21	原能會專案小組完成審查
104/4/22	原能會函復台電公司核一廠 1 號機週期 28 填換爐心安全分析報告，准予備查
104/4/24~ 104/6/12	辦理原能會專案小組完成之「核一廠一號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告原

日期	項目
	能會安全評估報告」陳核作業及其他相關事宜
104/6/12	安全評估報告公佈於原能會對外網站