核一廠 1 號機 EOC-27 大修燃料水棒連接桿斷開處理專案報告之修訂 2 版修正內容對照表

104.04.14

項 次	章 節	頁 次	原 文 內 容	修 正 後 內 容
1	摘要	ii	根據目前證據分析，得到重要結論如下：	重要結論如下：
2	摘要	iii	本案主要的肇因分析工作已經完成，惟為進一步確認肇因分析結論，仍持續進行次要的分析項目。依據目前所完成的安全評估(JCO)內容，已包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況。即使未來肇因分析因有新的證據而有所改變時，也不影響安全評估(JCO)之有效性，亦即不會影響機組再起動及運轉的安全。	運轉安全評估(JCO)內容包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況。評估結論確認均不影響機組再起動及運轉的安全。 除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。
3	前言	1	本事件之肇因分析現仍由燃料廠家持續進行中，台電公司除持續要求燃料廠家儘速執行外，另已完成	台電公司已完成
4	前言	1	針對核一廠 C1F029 燃料水棒連接桿斷開的事件，相關的肇因分析工作仍持續依計劃進行中，但依據目前所完成的安全評估內容，已包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況。即使未來肇因分析因有新的證據而有所改變時，也不影響安全評估(JCO)之有效性，亦即不會影響機組再起動及運轉的安全。此次 C1F029 燃料水棒斷開之異常現象應屬非系統性失效，台電公司會繼續追查肇因。	運轉安全評估(JCO)內容包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況。評估結論確認均不影響機組再起動及運轉的安全。 除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。
5	5.3	17		整節更新
6	6.0	19	本事件之肇因分析現仍由燃料廠家持續進行中，台電公司除持續要求燃料廠家儘速執行外，另已完成	本次連接桿斷開事件，係由數個發生機率極低的非預期事件同時發生所造成，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。但台電公

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
				司仍保守假設運轉中可能發生水棒連接桿斷開事件，並已完成
7	8.2	26	本事件之肇因分析現仍由燃料廠家持續進行中，台電公司除持續要求燃料廠家儘速執行外，另已完成	台電公司已完成
8	8.2	26		除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。(新增說明)
9	9.0	27	依據目前已完成的安全評估(JCO)，可確認包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各種狀況下之爐心安全。即使未來肇因分析因有新的證據而有所改變時，也不影響安全評估(JCO)之有效性，亦即不會影響機組再起動及運轉的安全。 台電公司評估，此次 C1F029 燃料水棒異常之現象應屬非系統性失效，且已擬訂運轉期間爐心監測計畫，可確保機組繼續安全運轉。	運轉安全評估(JCO)內容包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況，評估結論確認不影響機組再起動及運轉的安全。 除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。 根據以上論述，此次 C1F029 燃料水棒異常之現象應屬偶發失效，且台電公司已擬訂運轉期間爐心監測計畫，可確保機組繼續安全運轉。
10	附件八 1.0	1	燃料廠家歸結有兩個主要因素造成本次失效事件發生，但這些因素一般來說並不會存在於正常的燃料束中。燃料廠家研判，有許多因素共同造成本次事件，任一因素均無法單獨導致本連接桿斷開。燃料廠家評估下列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，此現象在本燃料束上為唯一特例。(詳述如第	燃料廠家研判，有許多因素共同造成本次事件，任一因素均無法單獨導致本連接桿斷開，這些因素一般來說並不會存在於正常的燃料束中。其中兩個主要因素如下： ● 本斷開連接桿有由材料缺陷所引起之獨特的表面瑕疵。 ● 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(詳述如第八章)，但需配合表面瑕疵才有可能造成裂縫起始。 因此本次燃料束水棒連接桿

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
			八章)	斷開為特殊案例。
11	附件八 1.0	2	雖然完整肇因分析尚未完成，但根據目前熱室檢驗及其他運轉證據，顯示本連接桿斷開事件應為非系統性失效(non-generic event)。到目前為止，採用與 HALC 相同之連接桿設計(ALC+HALC)燃料已有超過 14,000 束運轉經驗，且每束照射過燃料均有多次吊運紀錄，本次水棒連接桿斷開係唯一發生之事件。其中，已有超過 2,500 束(i.e. 2,998 束)使用相同水棒連接桿設計之燃料束達到比 C1F029 高的燃耗。	根據目前熱室檢驗及其他運轉證據，顯示本連接桿斷開事件應為偶發失效(non-generic event)。到目前為止，燃料廠家採用與 HALC 相同之連接桿設計(ALC+HALC)之燃料已有超過 14,000 束運轉經驗，其中已有 2,998 束使用相同水棒連接桿設計之燃料束達到比 C1F029 高的燃耗，且每束照射過燃料均有多次吊運紀錄。本次水棒連接桿斷開係唯一發生之事件。
12	附件八 1.0	2	在肇因分析之外，燃料廠家成立一個由核安專家組成之多領域小組，進行本連接桿斷開事件之爐心運轉安全評估。雖核一廠目前已檢查一號機爐心其他燃料，確認水棒連接桿功能均正常，可持續使用(如主報告附件一)。但基於保守，安全評估假設即使爐內燃料已存有瑕疵之連接桿，甚至於運轉期間發生連接桿斷開時，安全評估之結論確認電廠在一般運轉狀態、預期運轉事件和設計基準事故下安全系統仍可以正常運作，可繼續安全運轉(如主報告附件九)，即使未來肇因分析因有新的證據而有所改變時，也不影響安全評估之有效性。	核一廠已檢查一號機爐心其他燃料，確認水棒連接桿功能均正常，可持續使用(如主報告附件一)。但基於保守，燃料廠家亦已完成本連接桿斷開事件之爐心運轉安全評估，安全評估假設即使爐內存有連接桿瑕疵之燃料，甚至或於運轉期間發生連接桿斷開時，安全評估之結論仍確認電廠在一般運轉狀態、預期運轉事件和設計基準事故下安全系統仍可以正常運作，安全運轉無虞(如主報告附件九)。
13	附件八 2.1	3	根據目前現有的分析結果，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)	肇因分析結果顯示，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，之後再轉

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
			機制，之後再轉為輻射促進腐蝕龜裂(IASCC)機制。因為本連接桿在運轉中所承受的應力極低，初步結果顯示，本斷開事件係由製造殘留應力加上較嚴苛之運轉環境所造成(高溫、高輻射、較嚴苛之水化學和富氧化性之雙相流環境)。	為輻射促進腐蝕龜裂(IASCC)機制。
14	附件八 2.1	3	斷面分析之主要分析結果大部分來自上半截連接桿包含凸緣部分的樣本 I 之複製膜檢驗，將透過斷開面切割後之 SEM 及金相檢驗得到最終確認。	刪除
15	附件八 2.1	3	IASCC 及 IGSCC 在 SEM 檢視時均是出現沿晶破裂，對本連接桿而言，其中子通量已到達 1.38x1021 n/cm2，因此已在 IASCC 之發生門檻 5x1020~2x1021 n/cm2 之範圍內，顯示 IASCC 是本事件之貢獻因子，但無法明確得知裂紋成長機制是在哪一個位置從 IGSCC 轉變成 IASCC。	IASCC 及 IGSCC 在 SEM 檢視時均是顯現沿晶破裂特徵，對本連接桿而言，其中子通量已到達 1.38x1021 n/cm2，因此已在 IASCC 之發生門檻 5x1020~2x1021 n/cm2 之範圍內，顯示 IASCC 是本事件之助因。
16	附件八 2.1	3	目前的分析證據顯示，裂痕之成長是沿晶機制，最有可能在開始階段為 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。而肇因分析小組認為初始裂痕可能是由製造瑕疵、材料缺陷及外部環境所造成。但如果失效機制是 IASCC，則硬度增加、沿晶破裂特性和高裂紋成長速率等效應均需被考慮。而不鏽鋼之 IASCC 門檻為 5x1020~2x1021 n/cm2，且本連接桿斷開處之中子通量	裂痕之成長在開始階段為 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。肇因分析小組認為初始裂痕是由製造瑕疵、材料缺陷及外部環境所造成。

項　次	章　　節	頁 次	原　　文　　內　　容	修　　正　　後　　內　　容
			遠高過於門檻值。裂縫成長速率的計算和裂縫起始的評估仍在進行中。	
17	附件八 2.2	4	2.非系統性失效 　　根據現有證據，燃料廠家認為本連接桿斷開事件是非系統性失效，前述之貢獻因子均無法獨自造成本事件，必須是複合效應方能造成本事件之發生，因此本事件係為非系統性失效。截至目前為止，未發現有任何有關製作過程、材料供應及燃料設計之系統弱點。 　　除此之外，在 93 年國際間開始使用 ALC/HALC 連接桿設計後，本事件是唯一發生事件，運轉經驗包含 23 個反應器環境及超過 55 個運轉週期，已有超過 14,000 束使用經驗，且有較本連接桿更高燃耗之使用經驗，也有貯存在用過燃料池及乾貯之經驗。基於前述使用數量和造成本事件之狀況及破壞機制，本事件不會是通案。 ● 結論指出本事件為非系統性失效且再發生的機率很低。目前的證據顯示必須有許多因素共同發生才會造成本事件，任一單獨因素均不會導致本事件。這些因素如下：	2.偶發失效 　　根據現有證據，燃料廠家認為本連接桿斷開事件是偶發失效，前述之主因及助因均無法獨自造成本事件，必須是複合效應方能造成本事件之發生，因此本事件係機率極低之偶發失效。調查結果並未發現有任何有關製作過程、材料供應及燃料設計之系統性弱點。 　　民國 93 年起燃料廠家開始使用 ALC/HALC 連接桿設計，運轉經驗包含 23 個反應器環境及超過 55 個運轉週期，已有超過 14,000 束使用經驗，且有較本連接桿更高燃耗之使用經驗，也有貯存在用過燃料池及乾貯之經驗，本事件是國際間唯一發生之案例。 ● 以上調查結論指出本事件為偶發失效且再發生的機率很低。證據顯示必須有許多因素共同發生才會造成本事件，任一單獨因素均不會導致本事件。這些因素如下：
18	附件八 2.2	4	運轉經驗顯示本事件為非系統性失效。另外在製程監管方面的經驗回饋摘要如下： ● 確保製程監管之監督確有執行，已查對核一廠燃料製程紀錄並無異常。	在製程監管方面之重要查證摘要如下： ● 已查對核一廠燃料製程紀錄並無異常，製程監管之監督確有執行。
19	附件八 3.1	7~9	(GWd/MTU)	(MWd/MTU)

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
20	附件八 3.1	9	(1)註：燃料燃耗大於核一廠本次水棒連接桿斷開(C1F029)燃耗之燃料數量，共 2,998 束(786 束 ALC + 2,212 束 HALC)。	註：核一廠本次水棒連接桿斷開(C1F029)燃料之燃耗為43,724.86(MWd/MTU)，燃耗大於 C1F029 之燃料數量共2,998 束(786 束 ALC + 2,212 束 HALC)。
21	附件八 5.1	15	肇因小組正針對材料是否偏離設計規範進行評估作業，調查包含斷開連接桿之鋼材及製程，目前已完成下列調查： ● 已審查棒材的檢驗過程、測試設備和方法。所有棒材皆經過 100%的超音波檢測(橫斷方向和 40 度角)和渦電流檢測。未經檢測的棒材兩端在進行標示和包裝前已被移除。	肇因小組已針對材料是否偏離設計規範進行評估作業，調查包含斷開連接桿之鋼材及製程，調查結果如下： ● 已審查棒材的檢驗過程、測試設備和方法。所有棒材皆經過100%的超音波檢測(橫斷方向和37 度角)和渦電流檢測。未經檢測的棒材兩端在進行標示和包裝前已被移除。
22	附件八 5.2	16	肇因分析小組正調查製造過程，以評估相關製程是否存在原有的缺陷或偏差。目前有以下結論：	肇因分析小組已完成製程調查及評估相關製程是否存在原有的缺陷或偏差。有以下結論：
23	附件八 5.2	17	燃料廠家正針對 DAG-156 之化學成分進行檢驗，重點在鹵素及鉛含量。	燃料廠家已針對 DAG-156 之化學成分進行檢驗，重點在鹵素及鉛含量，檢驗結果並未發現任何異常。
24	附件八 5.3	20	肇因分析小組正評估連接桿的設計是否存在潛在的缺失，可能造成本連接桿的斷開。	肇因分析小組已評估連接桿的設計是否存在潛在的缺失，可能造成本連接桿的斷開。
25	附件八 5.3	20	肇因小組正調查是否可能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。	肇因小組已調查是否可能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。
26	附件八 5.4	21	肇因分析小組已調查該燃料束之運轉環境，初步結論為：	肇因分析小組已調查該燃料束之運轉環境，結論如下：
27	附件八 5.5	23	肇因小組正針對電廠燃料吊運及燃料廠家製造燃料	肇因分析小組已檢視所有燃料廠家內部燃料束和組件的

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
			過程之吊運歷史進行調查與評估。初步評估結果如下： 燃料製造廠： ● 肇因小組已針對連接桿及水棒上端塞等組件進行一系列測試，測試目的在對測試組件各別施加壓縮力以使組件彎曲甚至斷裂，以找出各組件連接處彎曲程度與壓縮力或之關係。 ● 肇因小組已針對連接桿及水棒上端塞等組件進行一系列測試，測試目的在對測試組件各別施加側向力以使組件彎曲甚至斷裂，以找出各組件連接處彎曲程度與側向力之關係。	吊運程序和狀況報告(Condition Reports)，並未發現有異常負荷的狀況。為了進一步瞭解，已進行兩項測試以瞭解燃料吊運時可能發生的極端效應。 ● 進行側向負荷測試，以評估若要在連接桿無螺紋區域產生可被燃料廠家組裝操作員發現的裂紋，需要多大的壓縮負荷。相關測試詳述於章節七、10.6，測試結果顯示在處理不當的狀況下，也不會產生裂紋。 ● 進行偏移的壓縮測試，以評估若要使連接桿和水棒上端塞之連接處產生永久變形和失效，需要多大的負荷。測試結果顯示，當負荷上升至 1,800 磅時，上繫板、連接桿和水棒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。相關測試詳述於章節七、10.7。
28	附件八 5.5	23	● 因為電廠曾發生燃料鎖緊裝置在燃料吊運期間斷裂之情況，肇因小組須調查電廠大修燃料吊運歷史。 ● 肇因小組亦同時審查相關電廠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。不鏽鋼經輻射照射後會造成延展性降低和拉伸強度增加，廠家正調查吊運過程超過正常預期之負荷對連接桿造成的衝擊。但國際間已有超過 14,000 束 ATRIUM-10 吊運經驗，因此吊運對本事件之影響可能性極低。 ● 在連接桿與水棒上端塞之連接處，燃料設計計算扭矩設定為 12.9 Nm (製造時為 10	● 因為電廠曾發生燃料鎖緊裝置在燃料吊運期間斷裂之情況，肇因小組已調查電廠大修燃料吊運歷史，並無發現任何異常。 ● 肇因小組亦審查相關電廠燃料吊運步驟之重量指示變化(週期 25 至 27)，並未發現有任何燃料吊運異常現象。廠家另已完成吊運過程若發生超過正常預期之負荷(正常負荷的 2.5 倍以上)對連接桿造成的衝擊測試，確認不鏽鋼連接桿不會因而產生裂紋，因此吊運對本事件之影響可能性極低。 ● 在連接桿與水棒上端塞之連接處，燃料設計計算扭矩設定為 12.9 Nm (製造時為 10 Nm)，潤滑劑之摩擦係數設定為 0.225。由上述設定計算出在連接桿與水棒上端塞之連接處之應力為

項 次	章 節	頁 次	原 文 內 容	修 正 後 內 容
			Nm)，潤滑劑之摩擦係數設定為 0.225。由上述設定計算出在連接桿與水棒上端塞之連接處之應力為 26.8 MPa，小於 304L 不鏽鋼材料在爐心運轉溫度下的強度 105 MPa(ASME 設計數值)。 ● 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），並未包含鋯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。 ● 全新 304L 不鏽鋼之應力集中因子約為 2.0，當連接桿受輻射照射硬化後，其應力集中效應將增大。若考量以上因素，其螺牙連接處之應力可能會高於材料的 50%降伏限值。	26.8 MPa，小於 304L 不鏽鋼材料在爐心運轉溫度下的降伏強度限值 105 MPa(ASME 設計數值)。 ● 公牙的 304L 不鏽鋼之熱膨脹速率高於母牙的鋯合金，此熱膨脹差異會降低連接處之張應力。由於螺牙連接處長度較短及鋯合金在輻照下會產生鬆弛效應(relaxation)，因此鋯合金的輻射成長量並不明顯。原始棒材製造過程及螺紋車製所產生的殘留應力，並不足以導致裂縫起始，但可促進裂縫成長。然而，在設計之初並未考慮到無螺紋區域接近第一螺牙處之應力集中因子 (notch stress concentration factor)。此應力集中因子在 304L 不鏽鋼未受輻射照射前約為 1.8，當連接桿受輻射照射硬化後，其應力集中效應將增大。若考量以上因素，其螺牙連接處之應力可能會高於材料的 50%降伏限值。
29	附件八 6.0	25	檢查前 FMEA 結果再評估 初始 FMEA(未對受損燃料執行任何檢查前)指出有 9 個失效點，經由肇因分析時之資料收集，評估結果只有水棒連接桿斷開處與現有證據相符，初步肇因評估並未顯示其他 8 個可能失效點的失效機率會增加。該 9 個失效點之再評估如下：	六、失效模式影響分析(FMEA)之再確認 HALC 的材料組成為不鏽鋼及鋯合金，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破裂(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

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
				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加熱效應較斷開點低，材料發生 IASCC 的機率較低。其它組件則為鋯合金，不易發生 IASCC 現象。所以前述 8 個可能失效點發生類似故障機率不高。因此在 HALC 設計之荷重傳輸鍊上最可能發生故障點為本次連接桿斷開處。這些可能失效位置多以機械強度考量，但本次失效原因為不鏽鋼輻射促進應力腐蝕破裂，除了本次連接桿斷開處之外，其他可能失效點的個別評估如下：
30	附件八 7.0	45	目前為止白色物質與裂縫起始並無關聯性。	白色物質與裂縫起始並無關聯性。
31	附件八 7.10	53		(新增說明) 使用全新(非輻照後)庫存材料進行之檢驗測試，主要是在燃料廠家的德國技術中心進行，測試項目及結果如下：
32	附件八 7.10	56~60		(新增下列章節) 10.4 衝擊韌性測試 10.5 連接桿和水棒上端塞組件壓接作業的殘留應力評估 10.6 側向負荷測試 10.7 偏移的壓縮測試
33	附件八 8.0	61	目前有兩種理論可以解釋可能的應力來源。	最終僅有一種理論可以解釋可能的應力來源。
34	附件八 8.1	61	理論 A	理論 A 說明全面補強
35	附件八 8.2	61~62	理論 B	理論 B 說明全面補強
36	附件八 8.2.2	64	81.2MPa	81.4MPa
37	附件八 9.0	65~67	暫行強化措施	現行強化措施

項 次	章 節	頁 次	原 文 內 容	修 正 後 內 容
38	附件八 9.0	65	燃料廠家在104年2月初發行了暫行燃料吊運導則給客戶，用以補充現有的吊運程序，若有類似荷重傳輸鍊失效跡象，能在燃料吊起前及時發現。基於上述的肇因及可能貢獻因子，燃料廠家對其製造廠發行了由肇因分析小組所建議的暫行強化措施，如表9，這些額外之檢查作業超越了原本設計及製造的規範要求。 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暫行強化措施，肇因分析仍持續進行中，這些暫行強化措施將持續執行直到最終肇因分析定案。當失效機制與貢獻因子能夠更進一步瞭解時，會重新檢視及更新暫行強化措施，這些暫行強化措施的執行都將列入紀錄，可於燃料廠家之WebCAP或MAEVA追踪查詢。	燃料廠家在104年2月初發行了暫行燃料吊運導則給客戶，用以補充現有的吊運程序，若有類似荷重傳輸鍊失效跡象，能在燃料吊起前及時發現。基於上述的肇因及可能助因，燃料廠家對其製造廠發行了由肇因分析小組所建議的現行強化措施，如表9，這些額外之檢查作業超越了原本設計及製造的規範要求，這些強化措施的執行都將列入紀錄，可於燃料廠家之WebCAP或MAEVA追踪查詢。
39	附件八 10.0	68		第十章重新編寫
40	附件八 所有章節		Hv0.5	HV0.5
41	附件九 摘要	i	事件之肇因分析現仍由燃料廠家持續進行中，台電公司除持續要求燃料廠家儘速執行外，另已完成本「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」，	台電公司已完成本「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」，
42	附件九 1.0	1	連接桿斷開的肇因分析持續進行中。目前必須假設，爐心中有其他燃料連接桿因為起始裂紋而導致斷開	本報告保守假設，爐心中有其他燃料連接桿因為起始裂紋而導致斷開的可能。

項次	章節	頁次	原文內容	修正後內容
			的可能。	
43	附件九 4.0	5	連接桿斷開的肇因分析持續進行中。目前必須假設，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。	本報告保守假設，爐心中有其他燃料連接桿因為起始裂紋而導致斷開的可能。

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

(Rev.2)

中華民國 104 年 4 月

摘 要

103 年 12 月 28 日，核一廠一號機 EOC-27 大修第 19 天，於 Phase II 燃料挪移作業期間，發現燃料重量指示異常後，經由水中攝影機目視檢查，確認編號 C1F029 燃料的上繫板(upper tie plate，UTP)，在爐心移出過程中有抬升現象。

因應此異常現象，核一廠首先訂定「爐心燃料檢查計畫」於 104 年 1 月 4 日以吊升測試確認爐心其它燃料並無類似現象。其次訂定「燃料上繫板異常之挪移計畫」於 104 年 1 月 11 日 04:52 安全順利將該 C1F029 燃料從反應爐挪移至用過燃料池之東邊燃料準備機上，以進行後續檢查處理。104 年 1 月 15 日移開上繫板後確認該燃料束中之水棒的連接桿(connecting bolt)斷開，斷開處位於該束燃料水棒連接桿及水棒上端塞(water channel upper end fitting)之間。慎重起見，台電公司再於 104 年 1 月 17 日以水底攝影機完成全爐心目視檢驗，確認沒有發現其他燃料異常現象。在掌握了斷開點及其狀況後，核一廠訂定「後續燃料吊運安全計畫」於 104 年 1 月 30 日順利執行完成後續 10 個燃料挪移吊運步驟，並於 104 年 2 月 2 日完成反應爐回蓋及其他所有反應爐相關大修工作及測試。

本事件的肇因分析由燃料廠家執行，已對斷開之連接桿進行準直度測量、破斷面 SEM 分析、金相分析與微硬度分析，也對材料組成進行化學分析。重要結論如下： R2

在破斷面發現有表面瑕疵，是本事件最主要的肇因。此瑕疵肇因於原材料(棒材)製造過程的夾雜物入侵所致，因其尺寸太小已經低於廠家設定的超音波與渦電流檢測範圍以下，所以未於製造過程中發現。在製造連接桿的過程當中，因為車削加工使這個夾雜物接近連接桿表面，但仍無法由目視檢驗發現。

連接桿製造完成之後，因夾雜物使得有材料缺陷的連接桿產生表面瑕疵，再加上在反應爐內運轉時的高溫及數種可能微小應力，形成初始裂紋，在開始階段為沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)。而反應爐內富氧化性之環境和高中子通量環境會加速裂紋成長，形成輻射促進應力腐蝕龜裂(IASCC)，可由 SEM、金相分析發現為沿晶破裂，與連接桿材料微硬度上升現象得到證明。

由於必須有數個特定事件串連發生，才會導致本次失效事件，目前世

界上已有使用相同連接桿設計之 14,000 束燃料大量運轉經驗，因此本次 C1F029 燃料束之連接桿斷開事件係偶發失效事件。

台電公司已完成「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」(JCO，justification for continuous operation)，證明即使於燃料水棒連接桿斷開的情況下，並不會危害燃料完整性，不影響公眾健康和安全，機組仍可持續安全運轉。

已完成之安全評估報告(JCO)，是以保守假設運轉期間爐心存在燃料水棒連接桿斷開之狀況進行分析。安全評估報告顯示，在正常運轉或可預見運轉事件狀況下，即使有燃料束水棒連接桿斷開之狀況，燃料匣並不會被抬升。核一廠另已訂定爐心監測計畫，分別對機組起動、控制棒急停時間測量或控制棒棒序交換、及機組穩定功率運轉等狀況訂定監測計畫，透過核心探針系統(TIP, traversing incore probe)及局部能階偵測系統(LPRM, local power range monitoring)來進行監測。若有異常且判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，並通報電廠 SORC 及總處共同複判，必要時安排降載停爐開蓋檢查。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，機組可安全停機無虞。總結而言，經由相關之安全評估及爐心監測計畫，可確保機組再起動及運轉安全無虞。

運轉安全評估(JCO)內容包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況，評估結論確認不影響機組再起動及運轉的安全。 R2

除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。

台電公司評估，此次 C1F029 燃料水棒異常之現象屬偶發失效(non-generic event)，為慎重起見，台電公司已擬訂運轉期間爐心監測計畫，可確保機組繼續安全運轉。

章節目錄

附件：

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

附件三 核一廠一號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫

附件四 燃料移置特殊程序書執行結果

附件五 後續燃料吊運安全計畫

附件六 後續燃料吊運結果紀錄

附件七 品質文件審查紀錄

附件八 肇因分析報告

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

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

1.0 前言

103 年 12 月 28 日，核一廠一號機 EOC-27 大修第 19 天，於 PhaseⅡ燃料挪移作業期間，發現燃料重量指示異常後，經由水中攝影機目視檢查，確認編號 C1F029 燃料的上繫板(upper tie plate，UTP)，在爐心移出過程中有抬升現象。

因應此異常現象，核一廠訂定「爐心燃料檢查計畫」、「燃料上繫板異常之挪移計畫」、「後續燃料吊運安全計畫」等，確認爐心其它燃料並無類似上繫板抬升現象，且順利的將該 C1F029 燃料從反應爐挪移至用過燃料池之東邊燃料準備機，及完成後續 10 個燃料挪移吊運步驟，並完成反應爐回蓋及其他所有反應爐相關大修工作及測試。

台電公司已完成「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」(JCO，justification for continuous operation)，證明即使於燃料水棒連接桿斷開的情況下，並不會危害燃料完整性，不影響公眾健康和安全，機組仍可持續安全運轉。核一廠亦已擬訂相關爐心監測計畫，於機組運轉期間監控爐心狀況，確保機組繼續安全運轉。 R2

運轉安全評估(JCO)內容包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況，評估結論確認不影響機組再起動及運轉的安全。 R2

除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。

本專案報告將就發現燃料水棒異常、處理經過、肇因判斷及證明機組可繼續安全運轉之評估，做完整說明。

2.0 燃料簡介

2.1 概述

爐心燃料之功能在提供核子分裂材料的完整組件，使爐心達到臨界，並有效傳遞分裂熱能至循環水以產生蒸汽。整個爐心中共有 408 組燃料元件及 97 支控制棒。

核一廠目前使用 Atrium-10 燃料，是由陶質氧化鈾製成小丸(燃料丸)，裝入鋯合金(Zr-2)護套中，成為一根燃料棒。由燃料棒及水棒(鋯護套中不裝燃料丸)成 10×10 排列，固定裝置於上、下繫板間，即成為燃料束(Fuel Bundle)，Zr-4 燃料匣(Fuel Channel)沿燃料束外圍套入並插進下繫板，成為一組燃料元件(Fuel Assembly)。

每組 Atrium-10 燃料元件有標準燃料棒 83 支、半長燃料棒 8 支、水棒 1 支。每一控制單元(稱 Control Cell)，包括 4 組燃料元件及其間一支控制棒。

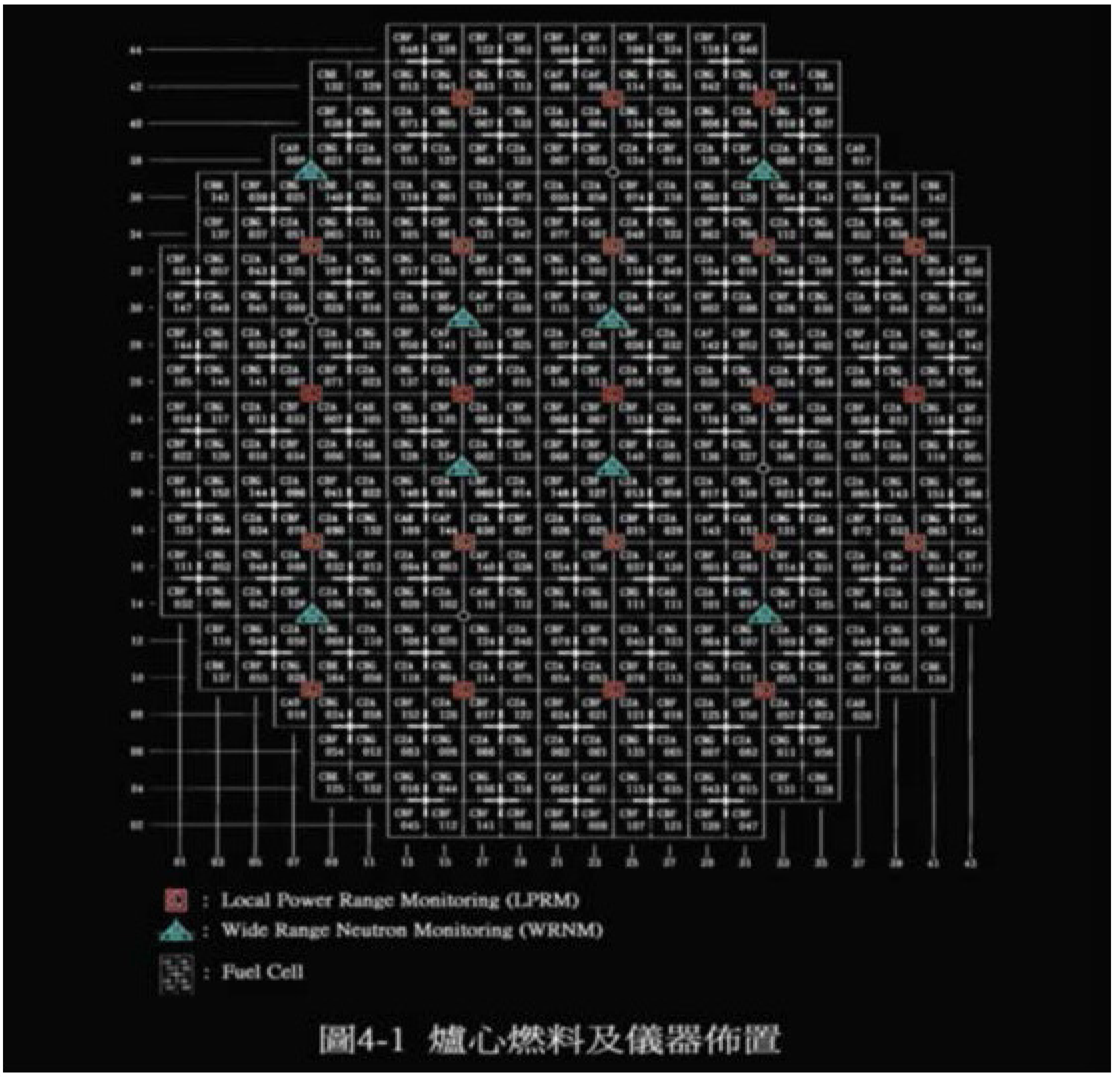


圖4-1 爐心燃料及儀器佈置

圖 爐心燃料及儀器佈置

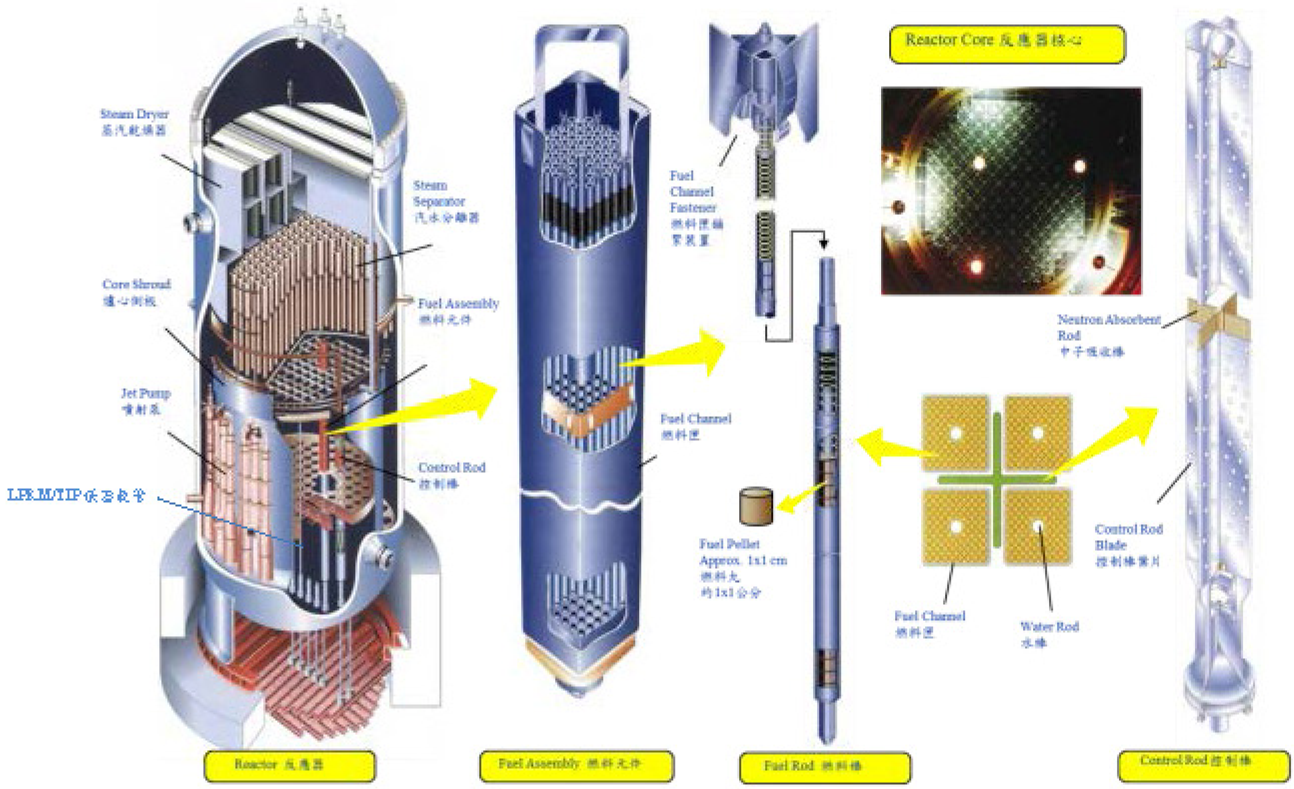

Steam Dryer
Steam Separator
汽水分離器
Core Shroud
Fuel Assembly
燃料元件
Jet Pump
噴射泵
Control Rod
控制棒
LPRM/TIP
Reactor 反應器
Fuel Assembly 燃料元件
Fuel Channel Fastener
Fuel Channel
燃料匣
Fuel Pellet
Approx. 1x1 cm
燃料丸
約1x1公分
Fuel Rod 燃料棒
Reactor Core 反應器核心
Neutron Absorbent Rod
中子吸收棒
Fuel Channel
燃料匣
Water Rod
水棒
Control Rod Blade
控制棒葉片
Control Rod 控制棒

圖 燃料構成

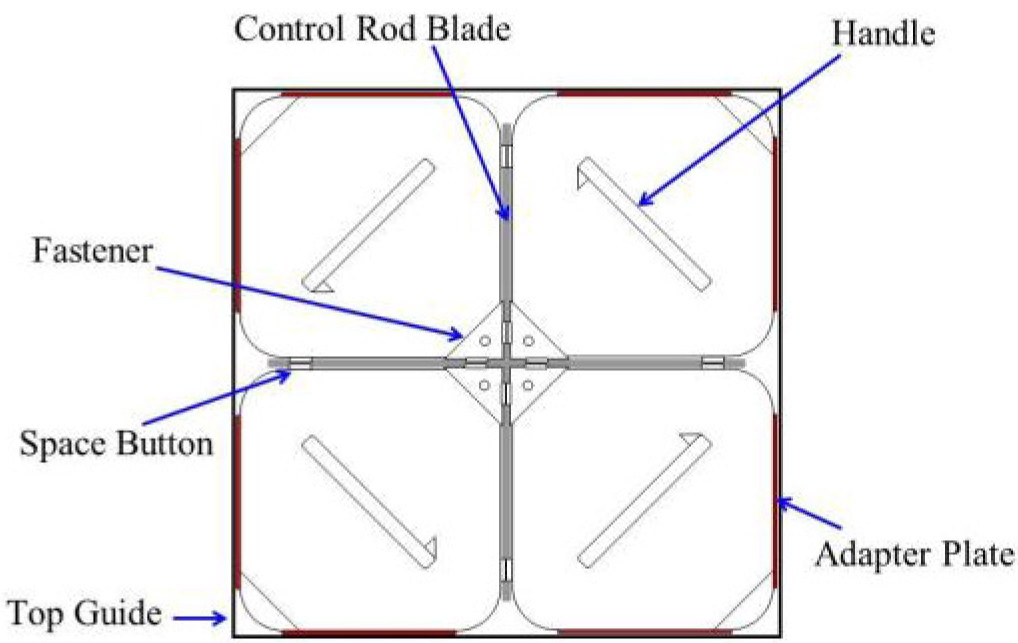
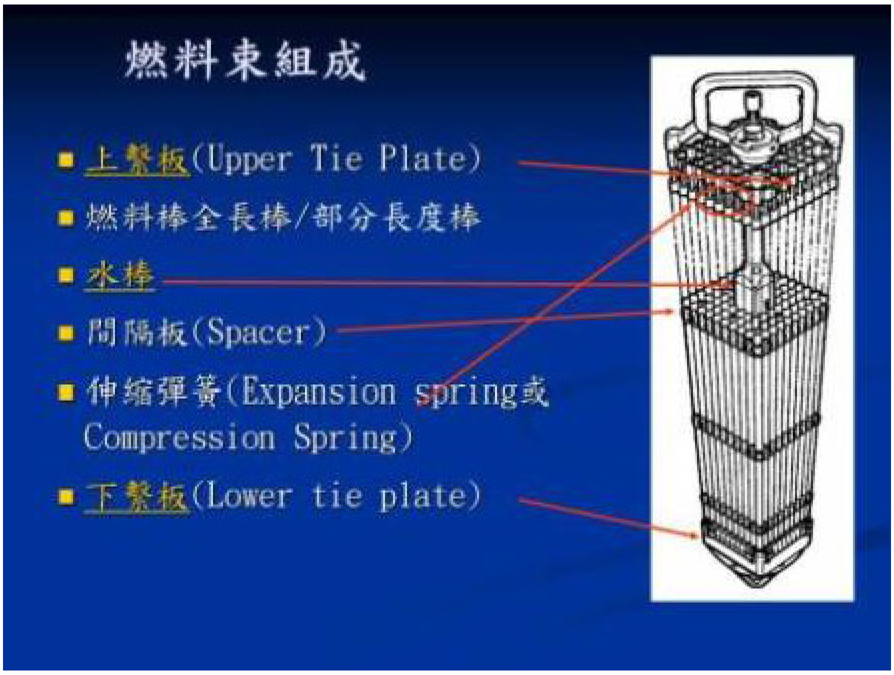

Control Rod Blade
Handle
Fastener
Space Button
Top Guide
Adapter Plate

圖 控制單元

2.2 燃料的組成

2.2.1 Atrium-10 燃料元件

燃料元件包括一組燃料束，即燃料棒及水棒(Water Channel)和外圍的燃料匣。這些元件於爐內佈置成圓筒形，由燃料墊塊(Fuel Support Piece)和頂部格板(Top Guide)支持。



2.2.2 下繫板(LTP, Lower Tie Plate)

是一個304 不鏽鋼鑄件，功用為承載燃料棒之底座及燃料棒、水棒之固定，在沿繫板四邊設置密封彈簧(Seal Spring)，作為燃料匣與下繫板間之封密承面，對下繫板保持一定壓力。

[redacted]

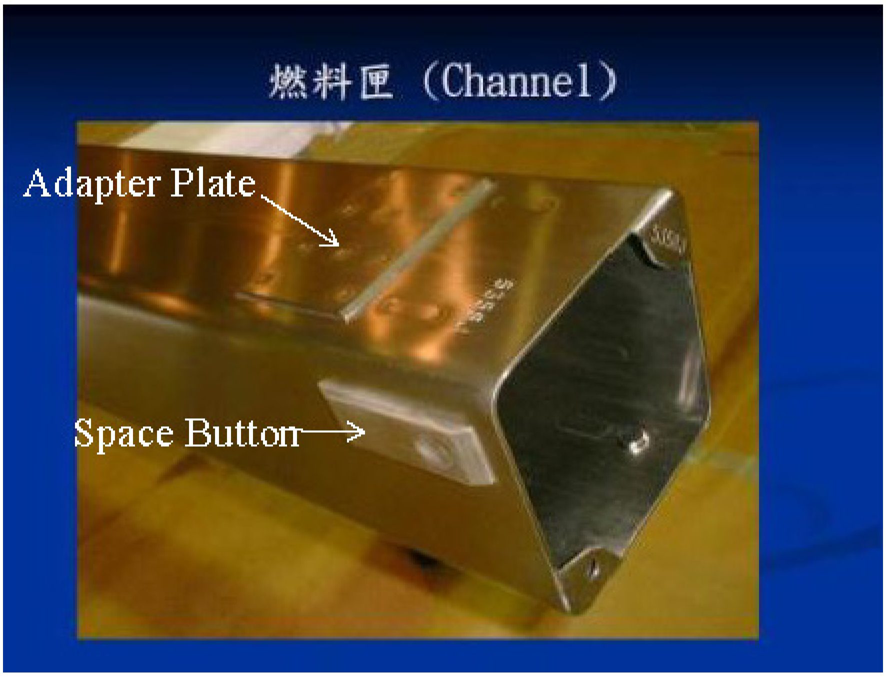
涉及燃料廠家智慧財產權

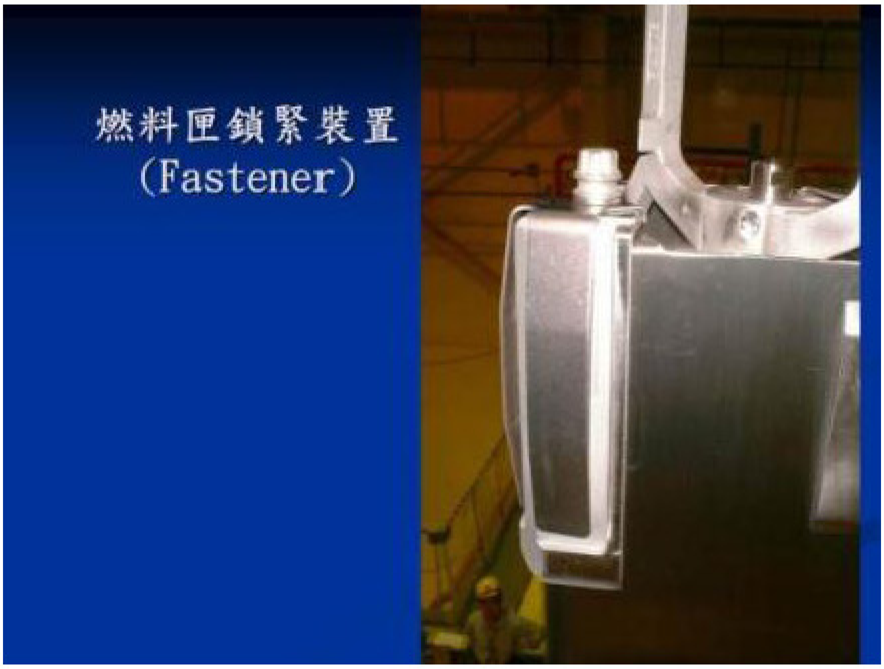
2.2.3 上繫板(UTP, Upper Tie Plate)(見圖)

是一個304 不鏽鋼鑄件，功用為燃料棒上端徑向對準與燃料匣之固定，上繫板與水棒是以快速鎖扣結合，以支撐燃料束重量。

2.2.4 燃料匣

材質是鋯合金 Zircalloy-4，功用為引導爐心水流向上通過燃料束、控制棒葉片滾輪之承面、燃料移動操作時保護燃料、及阻止燃料元件因地震引起之橫向加速度負荷。安裝時是由燃料束上方套入插置於下繫板，使用燃料匣鎖緊裝置(Fastener)固定於上繫板。



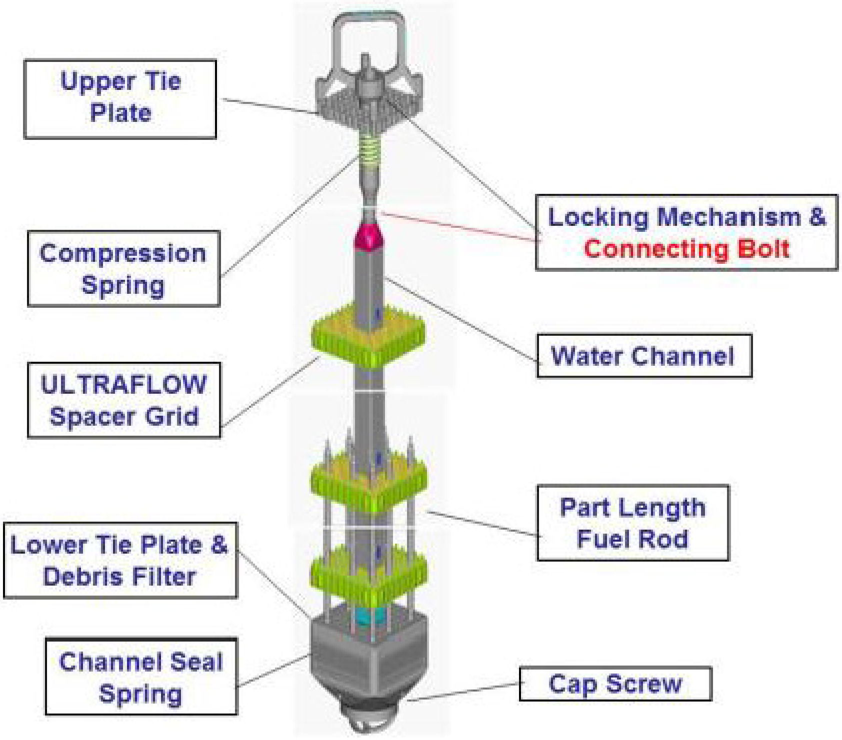


2.2.5 燃料棒間隔板(Spacers)(見圖)

材質是 Zr-4 附英高鎳彈簧片，功用為適當保持燃料棒橫向位置之安定，並可減少燃料棒受震。沿著燃料棒直軸方向裝置一套間隔板，故每一燃料束共有 8 套，藉水棒將間隔板固定於垂直位置。

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權



2.2.6 燃料棒(Fuel Rod)

每一燃料束有 10x10 排列的燃料棒，其中分水棒，標準燃料棒(Full-length Fuel Rods) 及半長燃料棒(Partial-length Fuel Rods)三種型式。

a. 水棒

每一束 Atrium-10 燃料僅一支水棒，係採用 Zr-4 之方形管，每邊外徑 1.378″，位於燃料束中央偏一排，管內中空無燃料，佔據 9 根燃料棒位置。上下兩端鑽有許多小孔，便於冷卻水通過此中間，主要用以改善爐心功率分佈。水棒中間固定 8 個間隔板，底端以螺牙固定於下繫板，上端是以快速鎖扣與上繫板結合，本身亦當繫棒用以支撐燃料束重量。

b. 燃料棒

(1)標準燃料棒

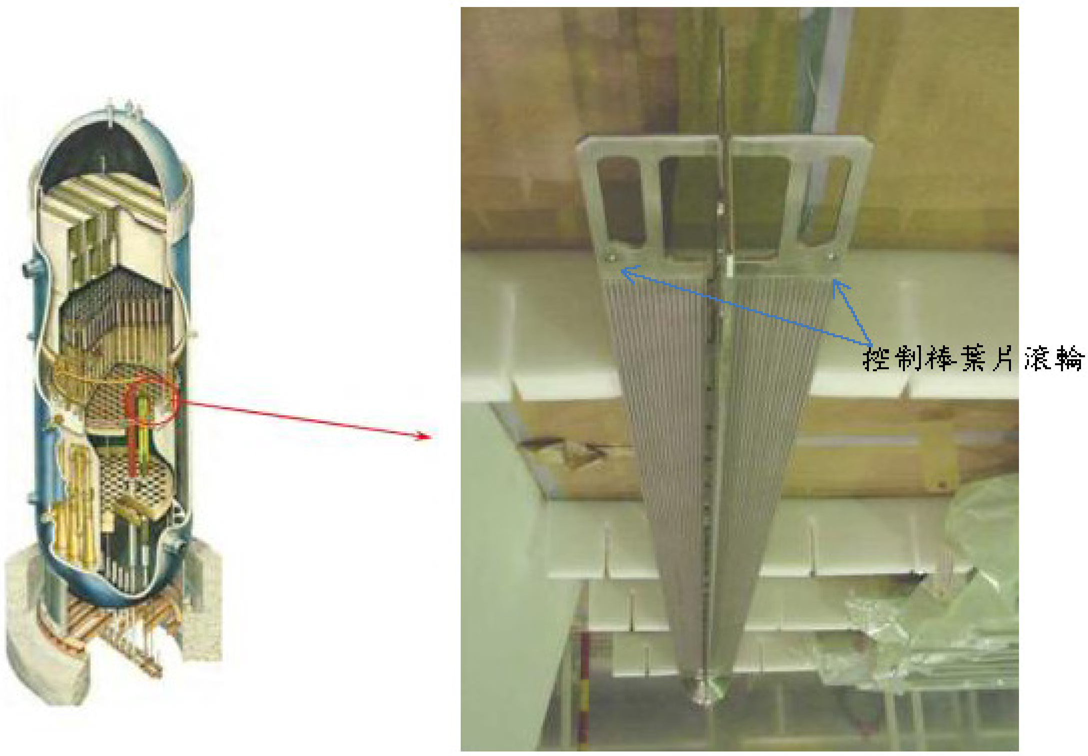
每一燃料束有 83 支標準棒，每支棒長 163.48″，底端輕座於下繫板，上端插入上繫板並留有伸縮空間，提供燃料棒於上、下繫板間軸向伸縮。

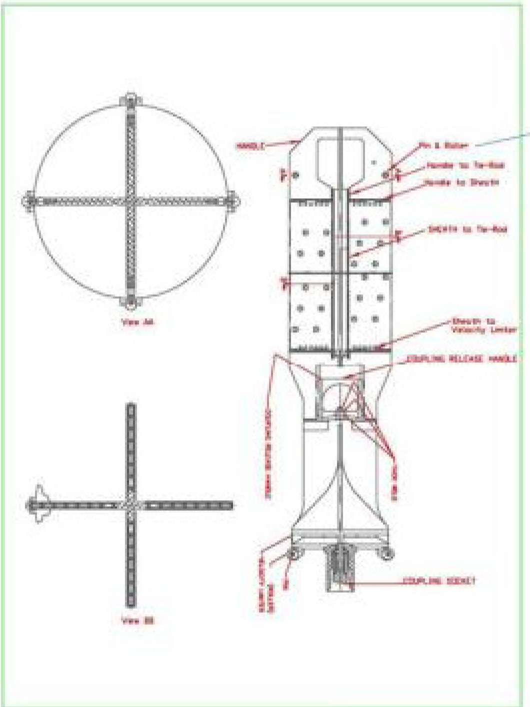
(2)半長燃料棒

每一燃料束有 8 支半長燃料棒，每支棒長 103.38″，底端插頭有彈簧，供裝入下繫板的孔中固定，頂端由間隔板做橫向支撐，而軸向可自由伸縮。

2.2.7 控制棒(Control Rod 或 Control Rod Blade)

反應爐中每次核分裂釋放出的中子數量，幾乎與產生功率成正比。在核子連鎖反應中，由於每次核分裂釋放出的中子數量大於一個，因此若不加以控制，同時發生的核分裂數量將在極短時間內以幾何級數形式增長，瞬間釋放大量的能量，反應爐可能會發生反應爐熔毀的事故。在必要情況下，控制棒可用手動或自動方式插入或抽出反應爐爐心。控制棒插入反應爐爐心可以降低功率，反之，控制棒抽出反應爐爐心可以增加功率。調整控制棒與燃料束之間的相對距離，即控制中子的吸收面積，便可控制反應爐功率的反應速率。控制棒結構為十字形葉片，葉片上端裝置 4 個球形滾子可沿各燃料匣表面上動，作為控制棒上下滑動之引導及橫向支持。





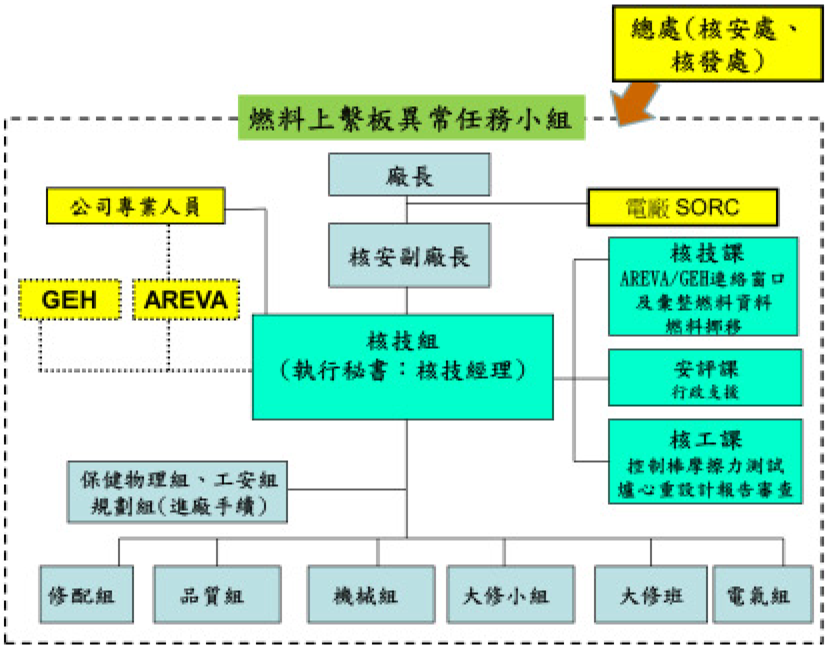
3.0 發現暨處理經過

3.1 發現過程

103 年 12 月 28 日一號機 EOC-27 大修第 19 天，電廠於執行 Phase Ⅱ 燃料挪移作業之第 427 步時(將燃料束 C1F029 由爐心座標 31-30 吊到 43-30)，在座標 31-30 抓取燃料束上升過程中觀察到「HOIST LOADED」燈號消失及「tube hang up」警報出現時暫停提升作業。立即依程序書進行檢查，並經由水中攝影機發現該束燃料上繫板異常。

3.2 處理經過

事件發生後，本廠立即成立「燃料上繫板異常任務小組」(如下圖)，並開始 24 小時運作。同時要求燃料廠家(AREVA)立即動員人力及工具至本廠進行處理。之後本廠另再成立工具圖面及作業程序書審查小組，並由總處（核發處、核安處）審查。同時規劃處理 C1F029 所需爐心及燃料池空間（共預留 9 個空格）。



3.2.1 爐心燃料檢查

依 AREVA 燃料設計，上繫板相同者，水棒形式亦相同。故上繫板檢查正常，即可驗證水棒正常。為確認爐心其它燃料是否有類似上繫板抬升現象，先訂定爐心燃料檢查計畫，檢查重點包括：清查 C1F029 燃料在前週期的上繫板與燃料棒間隙是否正常、清查爐心中同型上繫板燃料的移動狀態、清查位置變動之 84 束同型上繫板燃料的上繫板與燃料棒間隙是否正常、及檢查位置未變動之 5 束同型上繫板燃料的上繫板與燃料棒間隙是否正常等，詳如附件一「核一廠一號機燃料檢查計畫」。

核一廠已於 104 年 1 月 1 日依上述計畫完成檢查，後於 104 年 1 月 3 日經與總處(核發處及核安處)視訊會議討論，為慎重起見，再針對本次大修未曾變動其爐心位置之 19 束燃料，追加檢查以確認上繫板與燃料棒間隙正常，抽樣目視檢查爐心燃料確認上繫板結果均正常。為了保守起見，核一廠並於 1 月 17 日檢查所有爐心燃料上繫板與燃料間隙，檢查結果一切正常。此次大修所有燃料檢查之結果，除 C1F029 燃料外全爐心燃料之上繫板均顯示正常，詳細內容如附件二。

3.2.2 C1F029 燃料之挪移作業

當 AREVA 工程師抵達本廠後，向電廠及總處人員進行簡報，

說明燃料相關結構、燃料移動機構異常之可能故障點，並提出[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]處理程序。本廠則召開 SORC 會議討論通過 AREVA 所提出處理程序之可行性。同時間，AREVA 人員在美國的工廠針對本維修工作進行相關模擬作業與工具調整，並據以建立特殊操作程序送交電廠。

核一廠確認 AREVA 人員均依本廠品質規定完成人員資格審查與相關訓練，廠家人員到廠完成訓練及取得劑量佩章後，在正式工作前先在用過燃料池區域組裝相關設備並練習，並由本廠人員協助其熟悉燃料填換平台上需使用之設備後，開始進行現場實質作業。

本廠及公司專業人員組成之專案小組擬定挪移作業之計畫內容(詳如附件三「核一廠一號機 EOC-27 大修異常燃料移置計畫」)，審查並編寫特殊程序書 SP-104-02『核燃料束繫棒安裝及挪移程序』，並經電廠 SORC 會議審核通過，作為相關人員執行本項工作之作業程序書。(如附件四)

3.3 爐心燃料檢查與 C1F029 挪移作業結果

依爐心燃料檢查計畫，各項檢查於 104 年 1 月 4 日完成，確認除 C1F029 燃料外全爐心燃料之上繫板均為正常；且依循特殊程序書[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]，於 104 年 1 月 11 日完成[redacted]，並於同日將該束 C1F029 燃料成功移至用過燃料池東側之燃料準備機上，同時經水底攝影機檢視確認燃料底部連結螺栓並未脫落(如下圖右)。

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

104 年 1 月 15 日[redacted]涉及燃料廠家智慧財產權[redacted]確認該燃料束中之水棒的連接桿(connecting bolt)斷開(如下圖)。

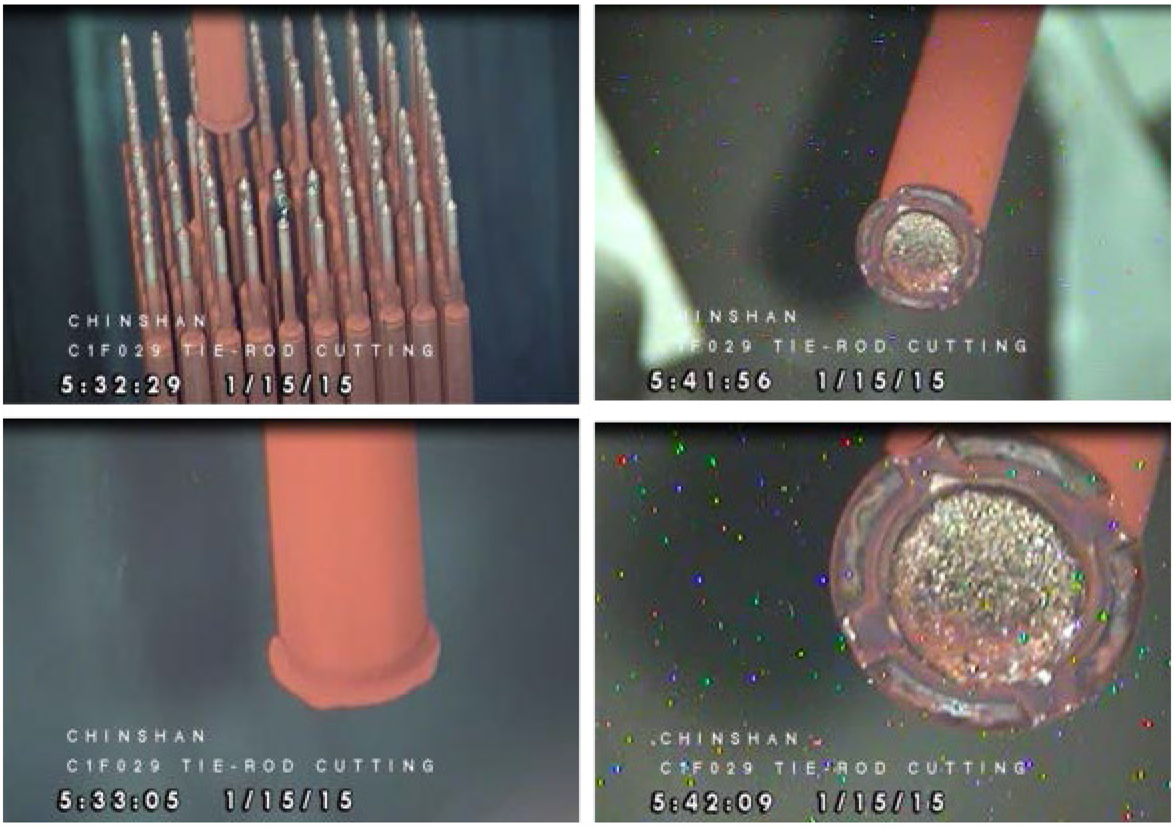


圖　燃料束中之水棒的連接桿(connecting bolt)斷開情形

3.4 使用 3 個週期且與 C1F029 同型且同批次燃料之清查結果

核一廠目前所使用之核燃料中，包含數種不同型式及製造批次的上繫板與骨架(Cage)，且置於反應爐爐心中燃耗的時間長短也不盡相同。C1F029 燃料已在爐心中使用 3 個運轉週期，之前運轉紀錄正常，直到此次一號機大修中欲吊起挪移該燃料時才發生水棒連接桿斷開的情形。C1F029 燃料水棒斷開後，無法繼續在反應爐爐心中使用，已移至一號機燃料池中置放。故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 燃料上繫板同型且同批次的數量，一/二號機使用的情形詳如下表：

一號機	82	爐心	81
		燃料池	1 (C1F029)
二號機	10	爐心	9
		燃料池	1
總數	92		

使用 3 個週期且與 C1F029 同型且同批次燃料之分佈狀況表

4.0 後續燃料吊運作業

於 104 年 1 月 11 日 04:52 安全順利將該燃料從反應爐中挪移至用過燃料池之東邊燃料準備機後，反應爐尚須完成 10 個燃料挪移吊運步驟，方可進行後續反應爐回蓋之工作。本廠為求安全的完成後續之燃料吊運工作，及相關反應爐回蓋作業，先評估製定「後續燃料吊運安全計畫」，除經 SORC 及總處審查外，亦於 104 年 1 月 28 日向 大會報告說明。大會於 104 年 1 月 30 日下午核備一號機 EOC-27 後續燃料吊運安全計畫(附件五 後續燃料吊運安全計畫)後，廠長在 17:30 召集燃料吊運操作小組人員，提醒作業期間須遵守本項吊運作業規定，設備操作必須完全遵守吊運安全計畫、廠內相關規範及程序書(包括程序書 216 及 610 等)，且在燃料吊運期間，若發生任何燃料異常而暫停本項吊運操作時，待將燃料安全放置定位後，除暫停本項燃料吊運操作，立即以電話通報原能會駐廠視察員。

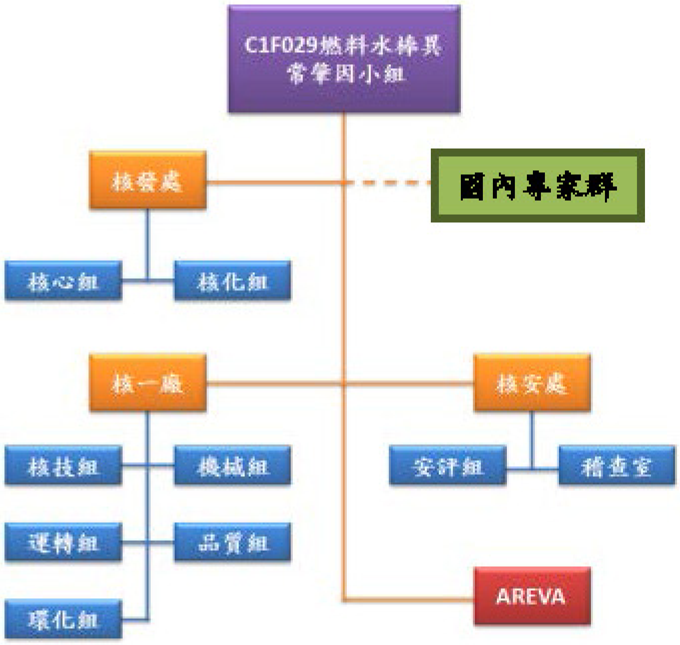
為了能順利達成此項任務，燃料吊運操作小組另於 1 月 29 日先以假燃料依吊運安全計畫之操作步驟，採手動方式模擬演練一遍自燃料池吊運至爐心，以及自爐心吊運至燃料池之吊運操作，其操作過程順利，確保實際燃料吊運時能安全作業。

104 年 1 月 30 日 17:30 開始執行後續 10 個燃料挪移吊運步驟，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 2 分鐘並記錄相關數據(附件六 後續燃料吊運結果紀錄)，執行過程嚴謹，於當晚 20:55

順利完成。

5.0 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（如下圖），以追查肇因



5.1 國外類似案例說明

AREVA 至今已製造之燃料束中，與 C1F029 同型者超過 14,000 束，最大燃耗大於 51,000 MWd/MTU，歐洲 BWR 同型燃料束之燃耗大於 58,000 MWd/MTU，C1F029 燃料水棒異常現象為 ATRIUM 型式燃料設計的第一個案例。

5.2 AREVA 燃料製造過程品管文件檢查

台電公司已完成製程相關之品質紀錄文件審查，涵蓋連接桿斷開點相關之重要組件「連接桿總成(Connecting Bolt Assembly)」之製程品質文件、及此骨架(Cage Assembly 26367)之相關組件審查。結果都符合要求，未發現有異常狀況。確認 AREVA 之 ATRIUM-10 設計及認證報告均按廠家程序完成。

本次核一廠 1 號機燃料束 C1F029 骨架(Cage)之連接桿製造相關品質文件審查紀錄如附件七。

5.3 肇因分析報告

燃料廠家小組成員最初認為下列項目可能為本次斷開連接桿助因，而這些因素可能是單獨的或共同組合成的。但經進一步分析確認，下列任何單一項目無法造成本次失效：

a. (設計/材料/製造)本連接桿之殘留應力較高，可能是因為製造過程中拉直過程或加工步驟所造成，而且最小螺牙根部的半徑過渡區是一個可能的潛在應力集中處，應力或應力與腐蝕的共同作用下導致可能之初始裂痕。肇因小組研判本次斷開連接桿存有獨特的應力狀態，此應力可能導致初始裂紋的產生並使裂痕經由 IGSCC 和 IASCC 機制成長。

b. (環境)依據熱室檢驗結果，在表面瑕疵處產生初始裂痕後，由環境促進之 SCC 破裂可能與本次斷開事件有關。本次斷開處係處於較高輻射通量和富氧化性之雙相流區域。

c. (燃料吊運) 燃料在爐心中或燃料池移動及組裝時造成骨架螺牙區域彎曲可能對燃料組件造成之衝擊。經調閱相關吊運紀錄後，並未發現任何異常事項。

d. (設計)連接桿與連接桿承接處之壓接處也可能是潛在因子，因為開口可能無法適當清洗以防止不鏽鋼之間隙腐蝕。經目視檢視後確認，並無堵塞現象。

R2

依據本次斷開連接桿之熱室和庫存材料之目視及SEM分析結果，可歸納出以下幾個重點：

a. 在連接桿 180 度位置的無螺紋區域發現有表面瑕疵。
b. 輻照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 50µm。
c. 輻照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. 未經輻照的庫存連接桿硬度約 170 HV0.5。本斷開連接桿經輻照後，接近破斷面硬度約 320 HV0.5，而有效燃料區的上方(中子通量較低)，輻照後之硬度約 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，有發現到二次穿晶裂縫的跡象，但因數量稀少，研判其影響是無關緊要的。

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。

g. 應力分析顯示正常情況下而環境為室溫下，其應力低於 30 MPa。

h. 核一廠一號機爐心內與本次連接桿斷開之燃料使用同批次連接桿材料，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，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。

燃料廠家考量所有可能的因素，歸納出下述原因可能是引發本事件之因素： R2

- 材料缺陷引起本次斷開連接桿特別的表面瑕疵。
- 本次斷開連接桿存有非預期的應力狀態。(此應力來源可能為燃料匣頂緊下繫板所衍生，詳述如附件八-第八章)

本次連接桿斷開事件，係由數個發生機率極低的非預期事件同時發生所造成，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。上述之非預期事件如下：

- 有獨特的表面條件和應力狀態造成裂縫起始。
- 裂縫起始之後，裂縫成長機制開始階段為IGSCC，再轉換成IASCC，而表面積垢或其他腐蝕過程可能加速裂縫成長，最終導致連接桿斷開。

再者，還有進一步的論述可支持此事件為偶發失效，包含製造過程的監管與運轉經驗，詳列如下：

- 製造過程的監管機制為有效的，可確保正確的燃料組裝過程。在製造核一廠燃料的過程中，相關製程紀錄並未顯示有任何異常狀況。
- 目前世界上已有超過14,000束燃料使用與本次斷開連接桿相同設計的運轉經驗，皆未發生類似之失效事件。
- 與本次斷開連接桿相同設計的連接桿在其它23個反應爐(同爐批次為7座)的運轉經驗，皆未發生類似之失效事件。

6.0 運轉期間安全評估(JCO, justification for continuous operation)

本次連接桿斷開事件，係由數個發生機率極低的非預期事件同時發生所造成，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。但台電公司仍保守假設運轉中可能發生水棒連接桿斷開事件，並已完成「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」，以下簡稱安全評估報告，詳附件九，證明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。 R2

安全評估報告在第 4 章評估運轉中水棒連接桿斷開的可能性。經評估，水棒連接桿在機組運轉期間發生斷開的可能性極低。既使如此，報告仍假設運轉期間爐心存在燃料水棒連接桿斷開之狀況並據以分析，並確認在正常運轉或可預見運轉事件時(AOO)，燃料匣不會被向上抬升，也不會產生鬆脫物件(loose part)。

本報告第 5 章分析在水棒連接桿斷開狀況下，正常運轉和可預見運轉事件期間，燃料匣定位狀況。報告首先在 5.1 節分析在正常運轉及可預見運轉事件狀況下，由於流體抬升力(小於 55 lbf)低於斷開組件重量(70 lbf)，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。其次，在 5.2 節以靜力平衡分析法針對控制棒抽插及機組急停的狀況下，對發生燃料匣抬升的可能性進行評估。分析結果顯示，控制棒插入或急停時不會導致燃料匣抬升的情形，考慮即便燃料匣變形(包括燃料匣彎曲及局部腫脹)時亦如此。在 5.3 節，則分析在地震發生時是否會發生燃料匣抬升。評估結果顯示，在運轉基準地震(OBE)、安全停機地震(SSE)，及加計考慮山腳斷層新事證之影響，燃料匣在地震時均不會抬升。但若考量運轉基準地震及最嚴重的可預見運轉事件同時發生，伴隨控制棒插入，燃料匣是可能會被抬升。對此，電廠於機組再起動前，會先開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認水棒結構完整性。

報告第 6 章評估對在水棒連接桿斷開狀況下，對符合中子、熱流設計及機械設計要求的影響。評估顯示，連接桿斷開對中子與熱流設計不會造成影響。在機械設計方面，經逐一檢討 AREVA 的 GENERIC

MECHANICAL DESIGN REPORT 的各項機械設計基礎要求，確認仍然有效。報告中並評估確認，水棒連接桿若在運轉期間中斷開而發生之振動或撓曲，並不會造成與鄰近燃料棒摩擦而導致燃料受損。

報告第 7 章針對在爐心有水棒連接桿斷開的燃料束存在狀況下，發生設計基準事故 DBA(DBE 加上 LOCA）時，爐心安全影響進行評估。若發生設計基準地震(DBE)伴隨喪失爐心冷卻水事故（LOCA），雖然地震本身不會造成燃料匣抬升，然而此時，結合 DBE 和 LOCA 的狀態，可能會因 LOCA 產生的壓力差而將燃料匣抬升。但此燃料匣的移動，不會妨礙控制棒的插入，機組仍可安全停機。

雖然在報告之相關章節已評估說明，在正常運轉或可預見運轉事件狀況下，即使有燃料束水棒連接桿斷開之狀況，燃料匣並不會被抬升。然在報告之第 8 章仍訂定爐心監測計畫，分別對機組起動、控制棒急停時間測量或控制棒棒序交換、及機組穩定功率運轉等狀況訂定監測計畫，若有異常且判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，並通報電廠 SORC 及總處共同複判，必要時安排降載停爐開蓋檢修。

報告第 10 章結論。依本報告評估顯示，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。輔以新訂定之爐心監測計畫，於機組運轉時監控爐心燃料匣抬升狀況。經由相關之評估及監測計畫，可確保機組運轉安全。

「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」，重點內容說明如下，詳細計算資料請參考附件九；

6.1 本運轉安全評估之假設：

6.1.1 假設爐心內有一個或多個燃料元件之連接桿可能與損壞之燃料元件有相同的潛在瑕疵。

6.1.2 於電廠運轉中或起動時連接桿可能斷開。

由於核一廠一號機爐心內所有的燃料元件皆已吊升過，重量指示皆正常，沒有證據顯示現有燃料已有水棒連接桿斷開相同現象。假設於起動時可能會有燃料水棒連接桿斷開現象是非常保守的做法。

6.2 運轉中連接桿斷開的可能性

正常運轉中，連接桿並未受到顯著的張力及導致連接桿斷開的外力。連接桿斷開最可能發生在燃料吊運時，在運轉期間發生斷開的可能性極低。既使如此，本分析報告將說明正常運轉或可預見運轉事件時，若連接桿斷開燃料匣不會被向上抬升，也不會產生鬆脫物件 (loose part)。

6.3 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

6.3.1 流體抬升力評估

由於流體抬升力（小於 55 lbf）低於斷開組件重量（70 lbf），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。

6.3.2 控制棒抽插

靜態力學平衡分析結果顯示，控制棒插入或急停時不會導致燃料匣抬升的情形，即便燃料匣變形(包括燃料匣彎曲及局部腫脹)時亦如此。

6.3.3 地震發生時垂直負荷分析結果顯示，確保燃料匣在地震時將保持在原來位置。

6.4 正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響

6.4.1 中子及熱流影響評估

因連接桿斷開處在螺栓與水棒上部端塞的連結螺牙上方，不會影響有效燃料區域的幾何形狀和水流特性，因此對中子與熱流設計不會造成影響。

6.4.2 機械設計影響評估

a. 燃料匣鎖緊裝置的勁度與連接桿在壽命終期有 [redacted] lbf 的彈力會將此連接桿穩定在跨距的中間，任何振動皆不會超過連接桿與鄰近燃料棒的 0.369 英吋的最小間距。

b. 燃料組件水平地震分析，主要的設計條件為燃料匣勁度(燃料匣勁度是燃料束勁度的 [redacted] 倍以上)與燃料組件的質量，不會

受到連接桿斷開的影響。

c. 因為連接桿斷開不影響燃料束的幾何形狀和水流特性，壓降及局部壓力分佈不會受到影響。

d. 其他如軸向輻射增長，壓縮彈簧，下繫板密封彈簧，正常運轉期間的燃料組件元件強度和疲勞，燃料匣與三角形板的強度和疲勞都不受連接桿斷開的影響。

核一廠對於連接桿斷開的現況，逐一檢討 AREVA 的 GENERIC MECHANICAL DESIGN REPORT 的各項機械設計基礎要求，確認仍然有效，所有機械設計都符合要求。

6.5 事故期間對電廠運轉的影響

在設計基準地震（DBE）的所有狀況下，下繫板都會坐在爐心支撐座上，不會影響控制棒的插入。然而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，可合理假設連接桿斷開的燃料組件，其燃料匣相對於下繫板和燃料束會有垂直方向移動。此燃料匣的移動不會影響控制棒的插入或妨礙電廠安全停機。反應爐應在 DBA（DBE 加上 LOCA）後再起動前執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認結構完整。

6.6 爐心監測計畫

經過相關安全評估後，核一廠不會因水棒連接桿斷開而發生燃料匣抬升事件，惟若發生也不會影響控制棒的插入或妨礙電廠安全停機。但為保守起見，本廠已訂定爐心監測計畫，可透過核心探針系統(TIP, traversing incore probe)及局部能階偵測系統(LPRM, local power range monitoring)來監控爐心的任何異常，若經判斷，燃料匣可能被抬升時，則安排降載停爐，開蓋檢查。TIP 及 LPRM 相關配置與功能詳如附件十「中子儀器(LPRM 及 TIP)相關配置與功能」。

相關監測計畫如下;

於局部異常狀況將使中子分布有較大變化時，可運用爐心監測儀器 TIP 及 LPRM 與爐心監測系統(POWERPLEX)，監測得知。

機組起動：

a.爐心功率上升至約 45%、90%、及 100%額定左右，執行全爐心 TIP 量測。

b.檢查 TIP 量測讀數

(1)將 TIP 讀數和對稱位置之 TIP 讀數相比較。

(2)將滿載穩定運轉時爐心量測之 TIP 讀數和預測之 TIP 讀數相比較。

若發現對稱位置之 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，立即將機組先降載至適當功率，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修。

<u>控制棒急停時間測量或爐心控制棒棒序交換：</u>

1. 控制棒急停時間測量後，比較爐心監測系統(POWERPLEX)計算之 LPRM 讀數和實際 LPRM 讀數之比值，前後是否有差異。
2. 爐心控制棒棒序交換或控制棒急停時間測量後,執行 TIP 量測。
   2.1 將 TIP 讀數和對稱位置之 TIP 讀數相比較。
   2.2 將滿載穩定運轉時爐心量測之 TIP 讀數和預測之 TIP 讀數相比較。

若發現對稱位置或測量與預測之 TIP 相對功率或功率分布圖形不一致或 LPRM 前後比值差異大時，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，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修。

<u>機組穩定運轉：</u>

a.機組穩定功率運轉期間，以爐心監測系統(POWERPLEX)或廠用計算機(PPCRS)監測 LPRM 資料：監視 LPRM C 層(請參考附件九之附錄 E，假設燃料匣抬升對 LPRM 讀數影響評估)之 24 小時趨勢變化資料，若趨勢變化有每分鐘步階變化(step change)或 24 小時內有變化大於 1%指示值之現象，則：

(1)比較該只 LPRM 對稱位置之 LPRM 資料。

(2)檢視該只 LPRM A、 B、D 層之 24 小時趨勢變化之資料，是否亦有相同之情形。

(3)若發生一串 LPRM 4 個偵測器全失效，電廠將停機檢修。

b.若該只 LPRM A、B、D 層之 LPRM 資料有相同之趨勢變化，且對稱位置之 LPRM 沒有變化，表示可能發生燃料匣被抬升。若有此現象，則執行全爐心 TIP 量測做進一步確認。

c.檢查 TIP 量測讀數

(1)將 TIP 讀數和對稱位置之 TIP 讀數相比較。

(2)將 TIP 讀數和預測之 TIP 讀數相比較。

d.電腦程式監測

使用程式擷取廠用計算機 LPRM 資料加以即時監測，若有變化大於 1%指示值之現象，則送出燃料匣可能被抬升警報。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修。

6.7 結論

依據核一廠於大修中所採取的爐心燃料檢查計畫，已可確認本週期開始時，不會有燃料水棒連接桿斷開狀況。

本評估報告分析顯示，即使在機組週期運轉期間發生連接桿斷開事件，不論是正常運轉或可預見運轉事件時，不會造成燃料匣抬升。因此不會對機械、中子及熱流有任何安全影響。

若發生設計基準地震(DBE)伴隨喪失爐心冷卻水事故（LOCA），在假設爐心有連接桿斷開的燃料元件存在狀況下，其燃料匣相對於下繫板和燃料束會有垂直方向移動。經評估，此燃料匣的移動不會干擾控制棒的插入或妨礙電廠安全停機。但電廠將停機針對爐心燃料進行目視檢查，並對所有的爐心燃料進行吊升測試，來確認燃料機構完整性。

同時，核一廠另已訂定爐心監測計畫，可透過 TIP 及 LPRM 系統來監控爐心的燃料匣抬升狀況。若經判斷，燃料匣可能被抬升時，則安排降載停爐，開蓋檢查。

依以上評估可確認核一廠若在運轉中發生水棒連接桿斷開事件，仍可確保機組運轉安全無虞。

7.0 爐心重設計

編號 C1F029 燃料水棒斷開後，無法繼續在反應爐爐心中使用，本公司即通知燃料廠家 AREVA 公司，請其針對 C1F029 燃料束不可用情形進行爐心燃料布局重新設計[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]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，結果顯示本週期 RLA(燃料再填換執照分析) 及 COLR(爐心運轉限值報告)之燃料熱限值仍然適用。

8.0 燃料與機組再起動、運轉安全性

8.1 爐心燃料完整性安全無虞

燃料水棒連接桿主要功能為燃料吊運時承載燃料的重量，不屬於燃料棒之機械結構完整邊界，故即使水棒連接桿斷開，燃料束之輻射屏蔽功能仍然完整。且此 C1F029 燃料已移出反應爐不再使用，燃料廠家 AREVA 公司已完成修訂後之再填換執照分析。確認相關燃料再填換執照分析及爐心運轉限值報告之燃料熱限值等安全要求事項均可符合。

核一廠此次 C1F029 燃料之水棒連接桿斷開是發生在機組停機大修中，在連接桿斷開事件後，核一廠對於爐心其他燃料進行以下兩項檢查與測試：(1)將爐心燃料吊升後，檢視重量指示，未發現有重量異常，連接桿斷開的現象。(2)在完成爐心燃料移動後，以水底攝影

機檢查燃料定位高度均正常(註：如果發生連接桿斷開狀況，燃料將無法定位於正常高度) 。經過以上兩項檢查，可確認目前在爐心內所有燃料的水棒連接桿都正常，沒有斷開的情況。

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

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(JCO)，詳附件九，證明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。 R2

已完成之安全評估報告(JCO)，是以保守假設運轉期間爐心存在燃料水棒連接桿斷開之狀況進行分析。安全評估報告分析了在水棒連接桿斷開狀況下，包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各種狀況，亦分析在地震發生時之影響，確認機組均可安全運轉無虞。

除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。 R2

核一廠同時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、及機組穩定功率運轉等狀況訂定監測計畫。經由相關之安全評估並輔以爐心監測計畫，可確保機組運轉安全。

8.3 追查事件肇因

本案的肇因分析雖由燃料廠家執行，但台電公司也邀請國內專家組成專案小組共同進行研判。根據肇因證據分析，得到重要結論如下：在破斷面發現有表面瑕疵，是本事件最主要的肇因。此瑕疵肇因於原材料(棒材)製造過程的夾雜物入侵所致，因其尺寸太小已經低於廠家設定的超音波與渦電流檢測範圍以下，所以未於製造過程中發現。在製造連接桿的過程當中，因為車削加工使這個夾雜物接近連接桿表面，但仍無法由目視檢驗發現。

連接桿製造完成之後，因夾雜物使得有材料缺陷的連接桿產生

表面瑕疵，再加上在反應爐內運轉時的高溫及數種可能微小應力，形為初始裂紋，在開始階段為沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)。而反應爐內富氧化性之環境和高中子通量環境會加速裂紋成長，形成輻射促進應力腐蝕龜裂(IASCC)，可由 SEM、金相分析發現為沿晶破裂，與連接桿材料微硬度上升現象得到證明。

由於必須有數個特定事件串連發生，才會導致本次失效事件，目前世界上已有使用相同連接桿設計之 14,000 束燃料大量運轉經驗，因此本次 C1F029 燃料束之連接桿斷開事件係偶發失效事件。

9.0 結論

本案發生後，台電公司很審慎而安全順利的進行相關爐心其他燃料檢查、C1F029 燃料自爐心移出及後續 10 個燃料挪移吊運步驟等。確認目前在爐心內所有燃料的水棒連接桿都正常，也沒有任何燃料破損現象。

台電公司已完成「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」(JCO，justification for continuous operation)，證明即使於燃料水棒連接桿斷開的情況下，並不會危害燃料完整性，不影響公眾健康和安全，機組仍可持續安全運轉。

安全評估報告結果顯示，在正常運轉或可預見運轉事件狀況下，即使有燃料束水棒連接桿斷開之狀況，燃料匣並不會被抬升。且核一廠另訂定爐心監測計畫，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、及機組穩定功率運轉等狀況訂定監測計畫，可確保機組繼續安全運轉。即使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。總結而言，經由相關之安全評估(JCO)及輔以訂定之爐心監測計畫，可確保機組持續安全運轉。

運轉安全評估(JCO)內容包括正常運轉、可預見運轉事件、設計基準事件等各項運轉狀況，評估結論確認不影響機組再起動及運轉的安全。 R2

除上述運轉安全評估外，經由評估確認，不會在燃料吊運中發生燃料水棒連接桿斷開事件。即使發生，其後果及影響可由現行之最終安全分析報告(FSAR)第 15.1.30 節-燃料吊運意外事件涵蓋。

根據以上論述，此次 C1F029 燃料水棒異常之現象應屬偶發失效，且台電公司已擬訂運轉期間爐心監測計畫，可確保機組繼續安全運轉。 R2

核一廠一號機燃料檢查計畫

一、目的

一號機 EOC-27 大修 Phase Ⅱ燃料挪移作業期間，發生 C1F029 燃料在爐心發生移出困難的現象。經水中攝影機目視檢查發現燃料上繫板（Upper Tie Plate；UTP）有疑似抬升現象。

為確認爐心其它燃料是否有類似 UTP 疑似抬升現象，特訂定此爐心燃料檢查計畫，以作為現場作業之遵循依據。

二、檢查計畫

（一）清查 C1F029 燃料在前週期的 UTP 完整性

調閱 EOC-26 大修爐心查證 DVD，清查該束燃料的 UTP 在前週期的完整性。（**經清查，確認該束燃料的 UTP 無異常現象**）

（二）清查爐心中同型 UTP 燃料的移動狀態 R1

一號機週期 28 之爐心中與 C1F029 同型 UTP 燃料共有 89 束(含 C1F029 則為 90 束)，其中 84 束在本次大修燃料挪移過程中歷經其在爐心位置的變動，另 5 束(C1F031、C1F032、C1F034、C1F038、C1F039)在本次大修未變動其爐心位置。

（三）清查位置變動之 84 束同型 UTP 燃料的 UTP 完整性 R1

該 84 束在本次大修燃料挪移過程中歷經其在爐心位置的變動，在燃料挪移過程中皆未發現異常現象。惟為進一步確認該 84 束燃料的

UTP 完整性，在爐心查證過程中，再利用水中攝影機目視檢查該 84 束燃料的 UTP 完整性。(經目視檢查，確認該 84 束燃料的 UTP 無異常現象)。 R1

（四）檢查位置未變動之 5 束同型 UTP 燃料的 UTP 完整性

1. 針對位置未變動之 5 束同型 UTP 燃料執行燃料吊升測試，以驗證該 5 束燃料在燃料吊升過程中是否會發生 UTP 疑似抬升現象。

2. 注意事項：

(1)吊升測試之行政管制依程序書 216 之規定辦理。

(2)吊升測試過程全程錄影，並進行逐步確認及品質查證。

(3)若吊升測試過程中出現異常現象（如高度或重量指示不正常，或出現異常警示）時，立即終止測試，並依程序書 216 規定，將燃料置放定位。

3.吊升測試方式：

吊升測試方式，如表一。

（五）抽樣目視檢查爐心燃料的 UTP 完整性

針對爐心中相關燃料之 UTP 執行抽樣目視檢查。 R1

檢查方式：從水平方向或側面檢查鎖定機構（locking device）與 UTP 的相對位差。

若任一型式 UTP 的燃料抽樣目視檢查發現其鎖定機構與 UTP 的相對位差有異常現象，該型 UTP 燃料將進行全部檢查。

（六）全爐心檢查

核一廠並於 1 月 17 日檢查所有爐心燃料上繫板與燃料間隙，檢查結果一切正常。此次大修所有燃料檢查之結果，除 C1F029 燃料外全爐心燃料之上繫板均顯示正常。 R1

表一、吊升測試方式

燃料編號：____________抓取高度____________

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至”HOIST LOADED”出現後再提升約 1”，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6” 未出現”HOIST LOADED” 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動		暫停時確認重量大於 600lbs			
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15”，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示		暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位					

附件二　燃料檢查結果紀錄

台灣電力公司第一核能發電廠營運程序書

程序書編號：1001

特種核物料移轉與存量之管制

版次：15

頁次：2- 00 /12

附表 1001.1

第一核能發電廠

核物料移動表

(1) 編號：1-103-12-06

(2) 提出日期：103 年 12 月 31 日

(3) 移動理由：5 束 C1F 批次燃料吊升測試

(4) 移動區域：一號機爐心(KMP B)

(5) 移動核物料內容：

項次	編號	爐心位置	抓取角度	執行者	查證者
1	C1F031	03-20	2	[redacted]	
2	C1F034	03-26	3		
3	C1F039	25-04	3		
4	C1F038	25-42	2		
5	C1F032	41-20	3		

涉及個資法

[redacted]

涉及個資法

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1F031 (03-20)　抓取高度：529.24 / 529.14　106.1.1　09282

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	765 (526.71)	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	735 (514.38')	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	35.				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1F034 (03-26)　抓取高度：529.18 / 529.05　104.1.1　0953

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	750 (525.70')	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	735 (513.99')	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	43				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1F039 (25-04)　抓取高度：529.26 / 529.10　104.1.1 10:03

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	762 (525.44')	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	732 (514.48')	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	36				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1F038 (25-42)　抓取高度：529.25/529.13　106.1.1　10:13

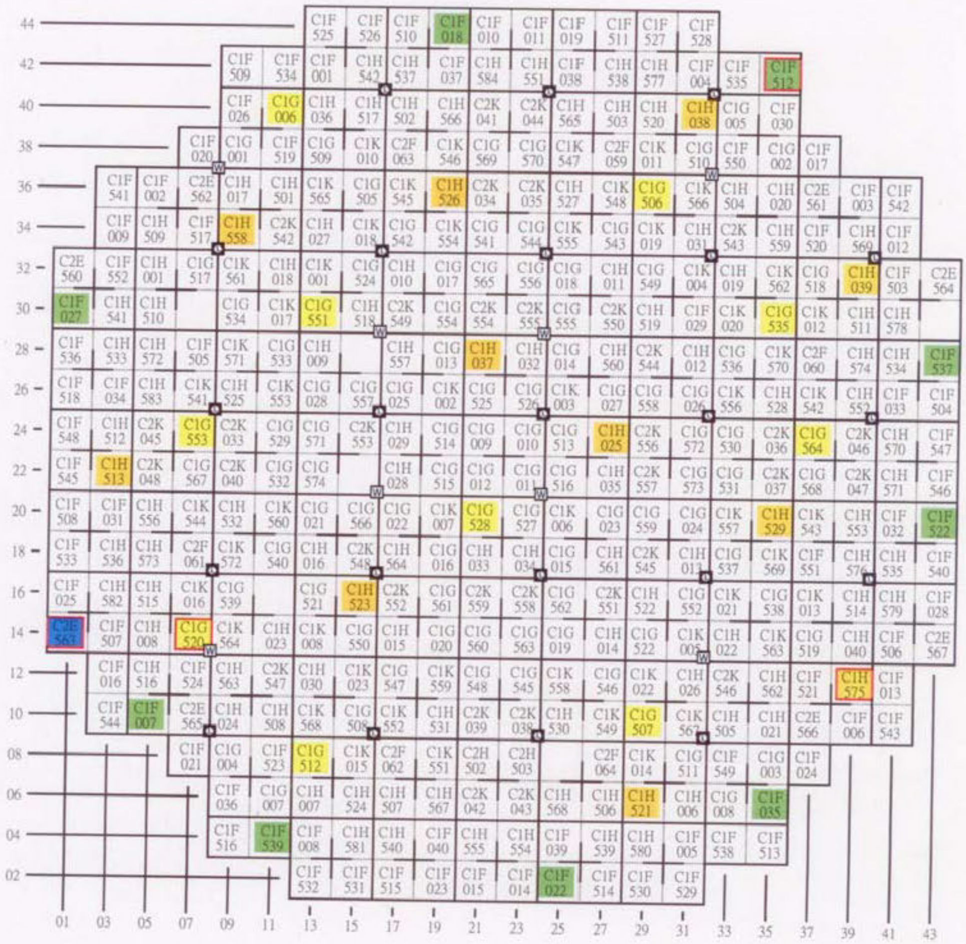
步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	758 (525.61)	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	735 (514.46)	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	32				

涉及個資法

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1F032 (41-20)　抓取高度：529.33/529.17　104.1.1　10:24

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	752 (525.82')	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15" ，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	732 (514.38')	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	40.				



程序書編號：1001

特種核物料移轉與存量之管制

版次：15

頁次：7- 00 /12

附表 1001.1

第 一 核 能 發 電 廠

核 物 料 移 動 表

(1) 編號：1-104-01-01

(2) 提出日期：104 年 01 月 03 日

(3) 移動理由：19 未移動燃料吊升測試

(4) 移動區域：一號機爐心

(5) 移動核物料內容：

如附件

[redacted]

涉及個資法

項次	編號	爐心位置	抓取角度	執行者	查證者
1	C1H576	39-18	3	[redacted]	[redacted]
2	C1H574	39-28	2	[redacted]	[redacted]
3	C1H013	31-18	3	[redacted]	[redacted]
4	C1G559	29-20	3	[redacted]	[redacted]
5	C1H503	27-40	2	[redacted]	[redacted]
6	C1H011	27-32	2	[redacted]	[redacted]
7	C1H014	27-14	3	[redacted]	[redacted]
8	C1H506	27-06	3	[redacted]	[redacted]
9	C1G562	25-16	3	[redacted]	[redacted]
10	C1G554	19-30	3	[redacted]	[redacted]
11	C1H502	17-40	3	[redacted]	[redacted]
12	C1H010	17-32	3	[redacted]	[redacted]
13	C1H507	17-06	2	[redacted]	[redacted]
14	C1G566	15-20	2	[redacted]	[redacted]
15	C1G557	15-26	3	[redacted]	[redacted]
16	C1H009	13-28	3	[redacted]	[redacted]
17	C1H016	13-18	2	[redacted]	[redacted]
18	C1H572	05-28	3	[redacted]	[redacted]
19	C1H573	05-18	2	[redacted]	[redacted]

[redacted]

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H576(39-18)　　抓取高度：529.48 / 529.37　　Time: 0902.

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6"未出現"HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	755 525.38.	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	731 513.68	暫停時確認重量大於600lbs			
3	將燃料置放定位	31.				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H574(39-28) ✓　　抓取高度：529.44 / 529.38　　0912

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者 （值班）	複查者 （核技）	品質查證 （品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	756 525.51	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	730 514.29	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	30				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H013(31-18) V　　抓取高度：529.44 / 529.41

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第1次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約6"未出現"HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	762 525.55	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted] 涉及個資法		0921
2	若步驟1無異常，則續吊升至約15"，暫停5分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	730 514.20	暫停時確認重量大於600lbs			
3	將燃料置放定位	20.				

表一、吊升測試方式

燃料編號： C1G559(29-20) ✓ 抓取高度： 529.39 / 529.27 0931

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第1次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	756. 525.62	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]		
2	若步驟1無異常，則續吊升至約15" ，暫停5分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	730 514.45	暫停時確認重量大於600lbs			
3	將燃料置放定位	28.				

表一、吊升測試方式

燃料編號：CIH503(27-40)　抓取高度：529.40 / 529.33　0940

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	751 525.34	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	728 513.95	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	51				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H011(27-32) √　　抓取高度：529.47 / 529.32　　0949

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	750 535.59	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15" ，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	726 514.18	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
3	將燃料置放定位	40		[redacted]	[redacted]	[redacted]

表一、吊升測試方式

燃料編號： C1H014(27-14) ✓ 抓取高度： 529.36/529.31 0957

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	757 525.12	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15" ，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	730 513.91	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	>6.				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H506(27-06)　抓取高度：529.35 / 529.36　1003

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	755 525.39	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	728 513.88	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
3	將燃料置放定位	16.		[redacted]	[redacted]	[redacted]

涉及個資法

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1G562(25-16) ✓　　抓取高度：529.27 / 529.20　　1018

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	757 525.17	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	732 514.38	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	>3.				

8

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1G554(19-30)　　抓取高度：529.41/529.39　　1026

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第1次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約6"未出現"HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	763 525.30	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟1無異常，則續吊升至約15"，暫停5分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	731 514.33	暫停時確認重量大於600lbs			
3	將燃料置放定位	26				

表一、吊升測試方式

燃料編號： C1H502(17-40)　　抓取高度： 529.42/529.37

1034

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	752 524.84	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	730 514.42	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	30				

涉及個資法

表一、吊升測試方式

燃料編號： C1H010(17-32)　　抓取高度： 529.48/529.41　　1042

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	746 524.99	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15" ，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	731 514.01	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	23				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H507(17-06)　抓取高度：529.38/529.26　1050

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	751 525.22	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15" ，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	723 513.80	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	41				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1G566(15-20)　　抓取高度：529.28/529.29　　1058

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	746 524.97	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted] 涉及個資法		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	731 513.85	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	22				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1G557(15-26)　抓取高度：529.23/529.19　1108

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	736 525.04	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	738 514.34	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
3	將燃料置放定位	32		[redacted]	[redacted]	[redacted]

涉及個資法

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H009(13-28)　抓取高度：529.41/529.39

1117

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	720 (524.97)	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]		
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	728 (514.11)	暫停時確認重量大於 600lbs			
3	將燃料置放定位	70				

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H016(13-18)　　抓取高度：529.42/529.25　　1128

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第1次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約6" 未出現" HOIST LOADED" 警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	758 (525.68)	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]		
2	若步驟1無異常，則續吊升至約15"，暫停5分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	731 (514.25)	暫停時確認重量大於600lbs			
3	將燃料置放定位	50				

表一、吊升測試方式

燃料編號：　C1H572(05-28)　　　抓取高度：529.41/529.29　　　1138

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第 1 次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約 1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約 6" 未出現" HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	757 (525.43)	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
2	若步驟 1 無異常，則續吊升至約 15"，暫停 5 分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	731 (513.37)	暫停時確認重量大於 600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
3	將燃料置放定位	37		[redacted]	[redacted]	[redacted]

涉及個資法

表一、吊升測試方式

燃料編號：C1H573(05-18)　　抓取高度：529.30/529.18　　1146

步驟	程序	重量指示	接受標準	執行者（值班）	複查者（核技）	品質查證（品質）
1	第1次吊升至"HOIST LOADED"出現後再提升約1"，暫停，確認高度及重量指示正常，無異常警示。若至約6"未出現"HOIST LOADED"警報則暫停，放回原位，討論決議後續行動	1140 (525.41)	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
2	若步驟1無異常，則續吊升至約15"，暫停5分鐘，確認高度及重量指示正常，無異常警示	726 (514.30)	暫停時確認重量大於600lbs	[redacted]	[redacted]	[redacted]
3	將燃料置放定位	38		[redacted]	[redacted]	[redacted]

涉及個資法

核一廠一號機 EOC-27 大修燃料上繫板異常之挪移計畫

1.0 目的

核一廠一號機 EOC-27 大修於 PhaseⅡ燃料挪移作業期間，發生編號 C1F029 之燃料在爐心移出過程中，經由水中攝影機目視檢查，發現該燃料的上繫板(Upper Tie Plate，UTP) 有抬升現象。為確保能安全順利將該 C1F029 燃料從反應爐挪移至用過燃料池以進行後續檢查處理，乃訂定此爐心燃料上繫板異常之挪移計畫，以作為現場作業之遵循依據。

2.0 發現暨處理經過

2.1. 發現過程

103.12.28，一號機 EOC-27 大修第 19 天，電廠於執行 PhaseⅡ燃料挪移作業之第 427 步時(將燃料束 C1F029 由爐心座標 31-30 吊到 43-30)，在座標 31-30 抓取燃料束上升，在過程中觀察到 HOIST LOADED 燈號消失及 tube hang up 警報出現時暫停提升作業。立即依程序書進行檢查，並經由水中攝影機發現該束燃料上繫板異常。

2.2 處理經過

事件發生後，本廠立即成立「燃料上繫板異常任務小組」（如 3.0 附圖），並開始 24 小時運作。同時要求燃料廠家(AREVA)立即動員人力及工具至本廠進行處理。之後本廠另再成立工具圖面及作業程序書審查小組，並由總處（核發處、核安處）審查。同時規劃處理 C1F029 所需爐心及燃料池空間（共預留 9 個空格）。

為確認爐心其它燃料是否有類似上繫板抬升現象，本廠於 104 年 1 月 4 日依『核一廠一號機燃料檢查計畫』執行爐內燃料檢查，相關檢查計畫內容包括： R1

a. 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。

b. 清查 C1F029 燃料在前週期的上繫板完整性。

c. 清查爐心中同型上繫板燃料的移動狀態。

d. 在爐心查證過程中目視檢查本次大修爐心位置變動之 84 束同型上繫板燃料的上繫板完整性。 R1

e. 抽樣目視檢查爐心燃料(10%)的上繫板完整性

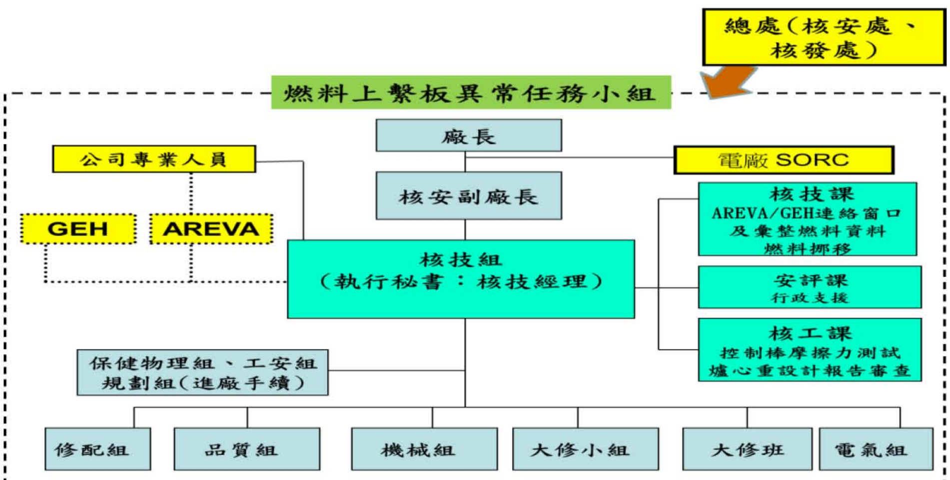
本廠為求保守，再於 104 年 1 月 17 日檢查所有爐心燃料上繫板完整性。 R1

以上檢查結果顯示，除本束外全爐心燃料之上繫板**均正常。**

當 AREVA 工程師抵達本廠後，向電廠及總處人員進行簡報，說明燃料相關結構、燃料移動機構異常之可能故障點，並提出[redacted]涉及燃料廠家智慧財產權[redacted]處理程序。本廠則召開 SORC 會議討論通過 AREVA 所提出處理程序之可行性。同時間，AREVA 人員在美國的工廠針對本維修工作進行相關模擬作業與工具調整，並據以建立特殊操作程序送交電廠。由本廠及總處、友廠人員組成之專案小組 AREVA 審查、編寫特殊程序書[redacted]涉及燃料廠家智慧財產權[redacted]，並經電廠 SORC 會議審核，以作為相關人員執行本項工作之作業程序書。

3.0 任務小組編成

本項工作之任務小組編成如下圖：



4.0 作業準備

4.1 AREVA 人員資格審查與入廠訓練：

AREVA 人員入廠後，需依本廠規定完成人員資格審查與相關訓練後方可開始進行現場實質作業。相關管控要求如 7.1 節所述。

4.2 作業設備安裝與測試

為執行本項工作，AREVA 將另備妥專用工具運達電廠。為配合相關工具現場之置放，本廠已將反應器 5 樓部分區域淨空，以利擺放及組裝相關設備。廠家人員到廠完成訓練及取得佩章後，會在正式工作前先在用過燃料池區域組裝相關設備並練習，並由本廠人員協助其熟悉燃料填換平台上需用之設備。

4.3 特殊程序書準備與審查

由本廠及公司專業人員組成之專案小組 AREVA 審查並編寫特殊程序書[redacted]涉及燃料廠家智慧財產權[redacted]，並經電廠 SORC 會議審核，以作為相關人員執行本項工作之作業程序書。

5.0 作業程序

5.1 作業概述

本項作業[redacted]涉及燃料廠家智慧財產權[redacted]經程序書審查小組討論後，由 SORC 會議通過。其示意圖如下：

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]。

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

6.0 應變計畫與風險管控

作業過程中可能產生之風險，電廠均已考量並建立相關應變措施與相對之風險管控且納入特殊程序書內。重要之風險考量事項如下：

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

6.3. 燃料取出與移動過程之鬆脫附件與燃料吊卸意外防範

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

a.工作前須針對工作區域進行錄影查證是否有異物，工作完成需再以錄影方式查證工作區域有無異物，若有異物需移除。

b.[redacted]要進行燃料吊升時，要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以判斷燃料是否有卡到的現象。

c.吊升及移動燃料時必須以最慢速方式進行。

d.吊升及移動燃料時須以攝影機拍攝以確定無鬆脫附件掉落爐心。

e.發現物品掉落時應以攝影機追蹤掉落物品，以利拾取掉落物品。

f.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。

6.4. 燃料移動路徑與可能風險

有關此部分已明定於程序書 [redacted] 之 Attachment 1 Step 4.0 節，其移動路徑風險較高處係在通過 Cattle Chute 處，其操作方式如 Step 4.9 – 4.11 所述。

6.5. Cattle Chute 通過方式

因目前燃料坐定於爐心高度較高，其吊運過程最可能發生區域為通過 Cattle Chute 區域時燃料底部擦撞，因此將以 OVERTRAVEL 將燃料高度提高以順利將 C1F029 運過 Cattle Chute，其操作步驟如 [redacted] 之 Attachment 1 Step 4.9 – 4.11。

6.6. 燃料台車故障處理

本廠大修時燃料挪移係以程序書 216「更換燃料」及程序書 1001「特種核物料移轉與存量之管制」管控，相關燃料填換平台異常狀況處理亦可參考相關程序書，為配合本作業，特將相關處理程序明定於附表。

6.7. 爐內、SFP 格架預留空間

本次作業只指涉及 C1F029 之檢修,因此 AREVA 在其工作計畫中提出工作期間僅需淨空爐心座標 31-28 之格架就可進行相關檢修活動。但本廠為保守起見，特保留較多之 9 個格架空間以應付未預期狀況，其中包含爐心 3 格、用過燃料池 4 格及 2 個燃料準備機。

7.0 其他作業管控

7.1. 人員作業資格：

a. AREVA 人員進入本廠後必須依電廠規定接受相關進廠訓練，其內容包含輻防、品質、保安及工安等

b.為確保作業品質與設備安全，AREVA 參與本項操作之作業人員須經實體模擬（mockup）訓練。AREVA 需提供書面證明文件，送工程主辦組依電廠程序書 136「外籍承包商及外籍技術人員管理辦法」辦理，經審查合格後再送品質組複審合格。

c.作業人員必須於施工前接受「施工前重點講習」，針對工作環境、工作安全、作業程序、操作要領、品質要求、防止異物入侵、配合措施等事項說明，徹底瞭解工作項目程序書規定。

7.2. 輻射防護管理：

為確保燃料挪移作業符合輻防相關規定，訂定相關輻射防護計畫，執行適切的工作環境輻射監測及管制，以及必要之人員劑量及污染管制並提供輻射防護裝備和防護指引，以確保本項工作之輻射安全。

7.3. 工安管制：

a.臨水作業有墜落風險之虞時，要配掛安全帶。

b.在工作中發現有干擾、分心、不舒暢、不確定或不清楚、作業環境未如預期或燃料吊車異常（如纜線鬆脫或絞線）時，應立即暫停作業，待問題澄清或解決後再繼續工作。

c.另訂有英文版之工作安全指引。

7.4. 異物入侵防範：

為避免作業期間發生異物入侵爐心或用過燃料池，所有作業人員、手工具及設備機具等均需確實依電廠程序書 712.3「燃料填換樓工具管制」執行防護措施及管制。

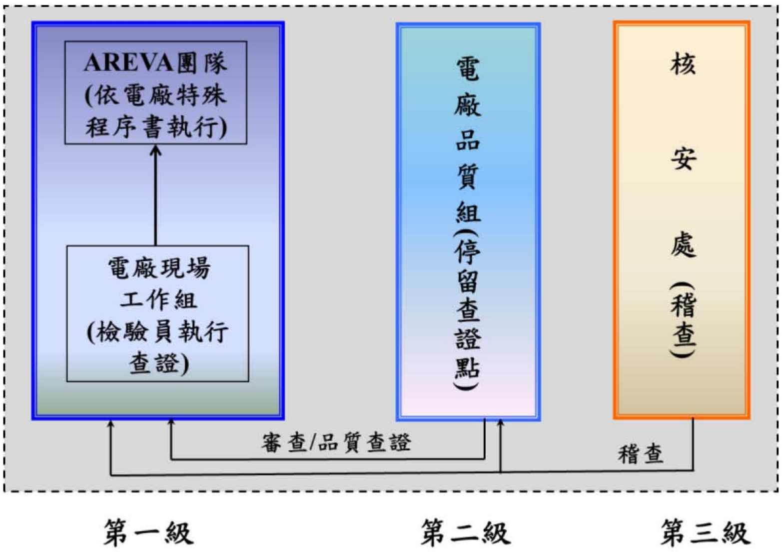
作業前須完成防止異物入侵管制區之設置，並派有經訓練合格之 FME 管制員進行人員及物品機具進出管制區之管控。作業期間需保持管制區之完整性，確實執行人員及物品進出管制區之管控。

如發現有異物掉落爐心或用過燃料池之情事，應即依通報

程序通知相關檢驗員至電廠主管，並即刻將設備置於安全狀態且停止作業。

8.0 品質計畫

本項作業由特殊程序書[redacted]執行相關工作，電廠主辦組(核技組)檢驗員執行檢驗員複查，品質組依此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)，並由核安處負責本計畫之稽查。本品質計畫之作業體系如下圖。



程序書編號：1111.01 附件四 燃料移置特殊程序書執行結果 版次：06

一號機大修
EOC-0027
執行抄件NO.18

台灣電力公司
第一核能發電廠
偵測試驗申請和審查表

QP	全程查 工作前通知

涉及個資保護法

執行單位：核技組　　　　　　　　　　　　　　機組：一號機

程序書編號　　　　　　　　　　　　　變更通知單編號________

名稱　涉及燃料廠家智慧財產權

反應爐模式 ☐ 運轉中 ☐ 起動 ☐ 熱待機 ☐ 熱停機 ☑ 冷停機 ☐ 裝填燃料

反應爐功率　0　%　　發電機出力　0　Mwe

涉及個資保護法

值班部門意見：

☐請如期進行

☐請延期至　年　月　日　時　分執行

☐其　他________

偵測試驗項次：

預定執行日期：

完工者輸入：

結案者輸入：

涉及個資保護法

執行情形：

※執行測試前上網確認程序書為最新版次

參加者：

※測試前完成 TBM 討論 104 年 1 月 9 日 12 時 45 分

日期 104 年 1 月 9 日　開始時間 13 時 00 分　完成時間 10 時 30 分

涉及個資保護法

執行後審查意見：（不足敘述請增加附頁）

異常狀況：無。

章節步驟	偏差或不符合事項	接受標準
X	X	

處理措施：N/A

涉及個資保護法

確實遵守程序書　長保安全無事故

核一廠工具箱會議查對表

工作名稱：＿＿＿＿＿＿ 日期：＿＿＿＿ 時間：＿＿＿＿

一、人員安全：(一般指引)
(有下列危險嗎？可複選)
□感電 □墜落 □缺氧 □燙傷 □割傷 □火災 □碰(撞)傷
□粉塵
□滑(跌)倒 □壓傷 □噪音 □化學品 □灼傷
□污染擴散，超限曝露
□人員精神、體能狀況不良 □氫氣漏 □其他
□無上述安全顧慮。
□有。針對上述顧慮，應做好防範措施： 如附
□1. 洽商輻射防護及廢料處理或工安人員
□2. 遵守掛卡作業。
□3. 是否已申請 RWP 核准(須注意 ARM 警報)
□4. 焊接、切割作業。
□動火許可 □CO_2消防設備已掛卡 □易燃物移除 □石棉布
□消防水解除自動噴灑功能 □接地線安裝適當 □滅火器
□乙炔瓶減壓閥橡皮管檢查 □氧氣乙炔瓶固定
□5. 高架作業
□安全帶、繩、索 □欄杆設置 □安全帽扣帶 □工作架
□6. 起重作業
□鋼索繩索吊環檢查 □作業路徑 □吊掛角度 □重量確認
□防滑舌片 □障礙物消除 □指揮配合 □合格起重機操作員
□重心位置
□7. 設備內部渠道、槽內、密閉室內作業
□消除地面積水、油 □爬梯設置 □人孔蓋固定牢固
□電線是否漏電 □24V 照明 □含氧量測定 □通風設備
□CO_2自動噴灑逃生
□8. 其 他

二、機組設備安全：(專業指引)
會造成下列機組、設備潛在危險嗎？(可複選)
□無
□有。□跳機 □降載 □設備損壞
□以往疏失案件或經驗傳承：
□JIT 編號：
針對上述顧慮，應做好防範措施：
□1.確實遵守程序書(指示或程序書之疑點澄清)
□2.掛卡(隔離、停電、跨接、拆線)
□3.工具、端線等應注意絕緣及脫落
□4.三用電錶(注意使用正確檔)
□5.以往經驗／重點提示＿＿＿＿

□6.其他＿＿＿＿

三、是否有工安及設備潛在性危險分析
□1.作業工具準備齊全
□2.萬一發生暫態或異常狀況因應之道＿＿＿＿

四、大修期間工作/測試前須先確認 OPER-28A～H 程序書內已拆/跨接線之 RPS、PCIS、或 ECCS 等系統是否會影響後續進行之工作/測試。
□ 否。 □ 有。申請恢復

五、緊急處理：作業前要有緊急處理的準備、事情發生要立即通知控制室

六、預期會出現的警報須事先告知運轉員：□是 □否

＊拆接線要做好絕緣及標示。

＊程序書不妥要暫停工作，先讓設備穩定，待程序書修改後再做。

七、任務分派：
□團隊作業
□採保守決策
1.主控室位置

2.現場位置

八、指導/查核人及意見：

※ 指認呼喚：＿＿＿＿
(由帶班者視工作項目決定呼喚內容)(含有人員及設備安全顧慮者)

※ 執行工作時，若有非預期設備動作，虛驚事件或建議事項，請簡述於下。本廠對虛驚事件或員工建議提報均有獎勵。

本欄務必勾選

註 1：防止異物入侵依 128 程序書規定 A.□執行防止異物入侵系統自我查證表(附表一)及防護蓋編號表(附表二) B.□不必執行

註 2：是否攜帶相機或儀器以蒐集資料供肇因分析之用，□是、□否

程序書編號：120

台灣電力公司 第一核能發電廠 營運手冊 特殊程序書		編號	
		版次	00
		頁次	第1頁　共39頁
		日期	104年01月07日
名稱	涉及燃料廠家智慧財產權		
程序書使用類別	A逐步確認類		
編寫者	涉及個資保護法		
值班經理/值班主任			
相關組審查	有關組經理		
	機械經理		
	電氣經理		
	保健物理經理		
	環保化學經理		
	品質經理		
模擬操作中心主任			
副廠長（運轉）			
廠長（SORC主席）			

確實遵守程序書長保安全無事故

附註：若不需上列人員審查時，請蓋「免會」章。

一、依程序書 120.4 規定電廠工作人員執行運轉、維護、檢修、校正、試驗、營運等工作的程序書，使用需要分類分級制度作業。

二、執行本程序書歸類為「A 逐步確認類」，請遵循下述之使用類別，使用要求內容辦法實施。

程序書使用類別	程序書使用要求
A 逐步確認類	1. 程序書需帶在身邊。 2. 依照程序書的步驟順序執行每一個步驟。 3. 步驟執行前先把該步驟內容讀出再執行。 4. 步驟執行完後於適當步驟由工作人員簽名。

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

Attachment 1

1.0 先備條件

1.1 運轉限制條件：

涉及個資保護法

1.1.1 依運轉規範 LCO 3.9.1 要求，在反應爐槽內移動燃料期間，燃料更換設備連鎖必須可用。

1.1.2 依運轉規範 LCO 3.9.2 要求，在 MODE-5，反應爐模式開關置於〝REFUEL〞且有任一控制棒抽出時，只允許一支控制棒抽出(ONE-ROD-OUT)的連鎖必須可用。

1.1.3 依運轉規範 LCO 3.9.3 要求，燃料填入爐心時，所有控制棒須在全入狀況下。

1.1.4 依運轉規範 LCO 3.9.4 要求，在 MODE-5 時，所有控制棒的全入位置指示必須可用。

1.1.5 依運轉規範 LCO 3.9.5 要求，在 MODE-5 時，每一支抽出的控制棒須可用。

1.1.6 依運轉規範 LCO 3.9.6 要求，在反應爐槽內移動照射過燃料元件，或反應爐槽內有照射過燃料，而在反應爐槽內移動新燃料元件或控制棒時，反應爐穴的水位必須高於反應爐凸緣(RPV FLANGE)上方 6.8 公尺(22 呎 4 吋)。

1.1.7 依運轉規範 LCO 3.9.7 要求，在 MODE-5 反應爐槽內有照射過燃料，且反應爐穴的水位高於反應爐凸緣上方 6.8 公尺時，一串 RHR 停機冷卻支系統須保持可用且在運轉中。

1.1.8 依運轉規範 LCO 3.3.1.2 要求，在 MODE-5 且控制棒全入時，至少有二個 WRNM 要保持可用。

✓ 1.1.8.1 爐心變動(CORE ALTERATIONS)期間，每 12 小時執行一次控道核對(SR 3.3.1.2.1)。

✓ 1.1.8.2 爐心變動期間，每 12 小時及爐心變動象限改變後，核對有一個可用控道在爐心變動象限內，另一個在相鄰象限內，且周圍有燃料(SR 3.3.1.2.2)。

✓ 1.1.8.3 爐心變動期間，每 12 小時確認 WRNM 的指示大於 3CPS。但在 WRNM 的周圍少於四束燃料元件，且該爐心象限內沒有其他燃料元件時，可不必執行(SR 3.3.1.2.3)。

✓ 1.1.8.4 在爐心變動開始前 24 小時內及其後每 7 天，要執行一次 WRNM 信號雜訊比之查驗(SR3.3.1.2.4)。

涉及個資保護法

9 依運轉規範 LCO 3.6.4.1 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時、或爐心變動期間、或運轉操作有反應器爐水被洩漏可能時（OPDRVS）、或吊運重物（依 NUREG 0612 定義）經用過核燃料上方時，二次圍阻體須保持完整可用。

.10 依運轉規範 LCO 3.6.4.2 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時、或爐心變動期間、或運轉操作有反應器爐水被洩漏可能時（OPDRVS）、或吊運重物（依 NUREG 0612 定義）經用過核燃料上方時，二次圍阻體隔離閥須可用。

.11 依運轉規範 LCO 3.6.4.3 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時、或爐心變動期間、或運轉操作有反應器爐水被洩漏可能時（OPDRVS）、或吊運重物（依 NUREG 0612 定義）經用過核燃料上方時，兩串 SBGT 支系統須可用。

.12 依運轉規範 LCO 3.7.4 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時、或爐心變動期間、或運轉操作有反應器爐水被洩漏可能時（OPDRVS）、或吊運重物（依 NUREG 0612 定義）經用過核燃料上方時，主控制室兩串通風支系統須可用。

.13 依運轉規範 LCO 3.7.3 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時、或爐心變動期間、或運轉操作有反應器爐水被洩漏可能時（OPDRVS）、或吊運重物（依 NUREG 0612 定義）經用過核燃料上方時，主控制室兩串緊急過濾器(CREF)須可用。

14 依運轉規範 LCO 3.7.7 要求，在用過燃料池內移動照射過燃料元件時，用過燃料池的水位須高於用過燃料池底部 11.6 公尺(38 呎 1 吋)。

.15 依運轉規範 LCO 3.8.2 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時，下列諸 AC 電源必須可用：

1.15.1 一個由 345KV 或 69KV 經啟動變壓器 ST-B，ST-A(S)變壓器的外來電源，能供電至 LCO 3.8.8 要求的緊要匯流排電力分配支系統。

1.15.2 一台需可用之 EDG 有能力供電至 LCO 3.8.8 要求的緊要匯流排電力分配支系統。

16 依運轉規範 LCO 3.8.5 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料元件時，被 LCO 3.8.8 要求其相對的 DC 電力系統需可用。

.17 依運轉規範 LCO 3.8.8 要求，在二次圍阻體內移動照射過燃料

涉及個資保護法

元件時，被運轉規範要求於機組停機期間需可用的設備(如 RHR，Core Spray，監測儀器，……..等)，所需的 AC 或 DC 電力配電支系統需可用。

1.18 依運轉規範 16.6.2.2.E，所有爐心改變必須由一名有執照之 SRO 直接監督，執行此項工作時該 SRO 不能有其他任務。任何位置有燃料操作時，至少須有兩人在場。

1.19 依運轉規範 16.6.8.E.6，二次圍阻體燃料更換樓各流程輻射偵測器必須可用。

2.0 行政管制

✓2.1 依核工作業程序 1001〝特殊核物料移轉與存量之管制〞，核物料移動表(附表 1001.1)

✓2.2 燃料裝填人員須有相當的吊運燃料演練。

✓2.3 燃料更換台與主控制室間之通訊業已建立。

✓2.4 核燃料吊運前，檢查燃料夾具是否正常運作，驗証燃料填換連鎖功能正常，且定位系統也正常運作。

✓2.5 燃料吊車上有「行程超越」(travel override)、「連鎖超越」(interlock override)及「錯誤超越」(fault override)等三類超越開關，其功能及管制機制詳程序書 216 之附錄 10.11。

✓2.6 大修期間燃料吊車異常狀況處理原則詳程序書 216 之附錄 10.12。

✓2.7 燃料傾斜坐落，以人工方式將燃料台車吊掛燃料束放置定位，詳程序書 216 之附錄 10.13。

✓2.8 燃料台車故障且吊掛燃料束，以人工方式將燃料束放置定位，詳程序書 216 之附錄 10.14。

✓2.9 作業期間，保健物理人員須全程監控輻射狀況。

✓2.10 在單軌副吊車及輔助吊車之鋼纜須加裝機械制止裝置使其吊掛勾頭拉升高程不得超過用過燃料池邊護欄；燃料棒臨時提籃(Temporary Storage Basket/TSB)吊掛鋼索應以有色膠帶標示以確保燃料棒在水下至少 7.88’ 移動，標示膠帶須加裝兩道，第一道為距燃料棒頂端 9’ 處(ALERT-黃色膠帶)，第二道為距燃料棒頂端 8’ 處(ALARM-紅色膠帶)，於單軌副吊車及輔助吊車吊掛勾頭提升至用過燃料池邊護欄高度時，至少第二道警示膠帶標示均應保持於水面以下。

3.0 LOOSE PARTS 管控

___3.1 工作前先將計畫工作區域控制棒單元 30-31 及 30-27 區域錄影查證，確認工作區無異物，如有異物必須先行移除。

✓___3.2 爐心座標 31-30(C1F029)旁淨空區域爐心座標 31-28 底部須由 GEH 在工作前加裝防止異物入侵蓋板。

✓___3.3 人員及設備進出爐心及用過燃料池區域需依程序書 712.3，並將工具設備登錄在工具管制簿內。

✓___3.4 工作後在將計畫工作區域 30-31 及 30-27 區域錄影查證工作區無異物。如有異物必須先行移除。

4.0 步驟：

✓___4.1 確認 SFP、爐心及橋面上無妨礙燃料吊運設備存在。

執行者：涉及個資保護法

✓___4.2 確認爐心座標 31-28 底部或其他區域有裝攝影機以觀測 C1F029(31-30)之燃料匣底部。

執行者：涉及個資保護法

✓___4.3 依程序書 216 之操作步驟及參考高度將燃料填換平台移至指定座標(如 31-30)上方。

執行者：涉及個資保護法

✓___4.4 因本束 C1F029 爐心坐定高度約為 527.18"，因此先將 grapple 下降到 510" 暫停，開始錄影。

執行者：涉及個資保護法

✓___4.5 在水下攝影機輔助下，緩慢將 grapple 下降至爐心高度約 526"~527" 左右，在'slack cable'動作前停止。操作過程須以攝影機確認上繫板(UTP)未接觸燃料棒狀況下將吊桿往下移動抓取燃料，之後 ENGAGE 且確認'ENGAGED'燈亮

執行者：涉及個資保護法

✓___4.6 確認安全抓到燃料後，將 grapple 以慢速(<3FPM)往上提升到'HOIST LOADED'燈亮，暫停作業 1~2 分鐘(記錄此時高度：524.66 (a)；上次參考高度為：526.46" (b)，a-b= 1.8 "(c)，(c)作為 step 4.10 提升高度的參考)，以水下攝影機觀察 C1F029 燃料匣底部與下繫板相對位置未改變。

執行者：涉及個資保護法

✓4.7 若一切正常則繼續以慢速往上吊運約 15" 後，暫停約 5 分鐘，提升過程需密集監控重量變化及' HOIST LOADED' 燈號 ，若有異常則暫停工作，再與 AREVA 研判狀況，若暫停共同討論後研判無安全顧慮則可繼續進行。

執行者：涉及個資保護法

✓4.8 若一切正常則繼續以慢速往上吊運至 NORMAL UP，提升過程需密集監控重量變化及' HOIST LOADED' 燈號 及觀察' TUBE HANG UP' 警報是否有出現，若有異常則暫停工作，再與 AREVA 研判狀況，若暫停共同討論後

執行者：涉及個資保護法

✓____4.9 若一切正常則繼續以慢速將該束燃料運至 CATTLE CHUTE 前方。

執行者：涉及個資保護法

✓4.10 以啟動乾貯模式方式(Dry Storage mode on)操作' OVERTRAVEL' SWITCH 之方式將 C1F029 提升至 3" (參考 step 4.6(c)值，後慢速將燃料填換平台移往用過燃料池直至離開 CATTLE CHUTE。

執行者：涉及個資保護法

✓4.11 燃料填換平台離開 CATTLE CHUTE 至燃料池安全區時，將 C1F029 再降回' NORMAL UP' 燈亮後，再移動至附表 1001-1 指定座標。

執行者：涉及個資保護法

✓4.12 將 C1F029 以慢速放入指定座標直至' SLACK CABLE' 燈亮且安全座定後打開抓鉤，並確認' NOT ENGAGED' 燈亮。

執行者 涉及個資保護法

✓4.13 將 grapple 往上提升至' NORMAL UP' 位置後將燃料填換平台移往用過燃料 CASK PIT 停放。

執行者：涉及個資保護法

5.0 以單軌副吊車及/或輔助副吊車吊運 TSB 或 RSC

____5.1 第一次使用時前，應執行以下測試確保單軌副吊車及/或輔助副吊車(以下均簡稱為副吊車)之氣動鉤頭及鋼索機械制止裝置功能正常

____5.1.1 將氣動鉤頭安裝於副吊車鋼索下端，並連接至副吊車的空氣管，執行鉤頭安全舌片" 安全失誤" 的測試：「在安全舌片開啟按鈕被按下且開啟的狀態下，一個停電的條件發生時，即會將安全舌片閉合」。

執行者：________查證者：____________(機械組)

____5.1.2 操作副吊車將鉤頭上升，直至機械制止裝置頂住副吊車之 Limit Switch，確認鉤頭能立即停止上升，且其鉤頭高程不得超過用過燃料池邊護欄，此時副吊車只能下降不能上升，將鉤頭下降約 50 公分，再重複測試一次，確認 Limit Switch 功能正常且機械制止裝置無鬆脫滑動。

執行者：________查證者：____________（機械組）

____5.2 將鉤頭鉤掛於 TSB 或 RSC 吊掛鋼索頂端鉤環並將安全舌片閉合後，方可將 TSB 或 RSC 吊掛鋼索頂端鉤掛於用過燃料池邊護欄之安全掛鉤解離。

執行者：________查證者：____________（機械組）

____5.3 下降副吊車鉤頭至水面位置，方可移動至執行作業位置。

____5.4 作業中如須移動 TSB 或 RSC 位置，應確定不會與他物發生碰撞並緩慢移動，如須於用過燃料池及爐心間移動，為避免與燃料通道發生碰撞，須將副吊車鉤頭上升至水面位置。

執行者：________查證者：____________（機械組）

____5.5 如須將 TSB 或 RSC 吊掛至用過燃料池邊護欄，應通知保健物理人員實施現場監測，於副吊車鉤頭上升期間亦應隨時注意 TSB 或 RSC 吊掛鋼索警示膠帶不得露出水面，如警示膠帶露出水面即應停止上升作業並將副吊車鉤頭再降入水中，通知核技組現場負責人，確認 TSB 或 RSC 於水中之狀態後方可重啟作業。

執行者：________查證者：____________（機械組）

____5.6TSB 或 RSC 吊掛回用過燃料池邊護欄時，應確定 TSB 或 RSC 吊掛鋼索頂端安全掛鉤已確實牢固鉤掛於護欄後，方得解離副吊車鉤頭。

執行者：________查證者：____________（機械組）

6.0 應變方案：

應變方案處理表

項目	內容	應變計畫	風險管控
1	爐心 RHR 冷卻水流過大，影響燃料檢修工作	1. 合理減低 RHR 流量 2. 維持新增燃料池冷卻系統及/或燃料池冷卻系統或爐水淨化系統已盡量增加冷卻能力 3. 若水流影響過大，則停止 RHR 運轉	爐心及用過燃料池水溫可能上升。當爐水溫度到達 55℃時且預期繼續上升，須暫停作業啟動 RHR，將池水降溫至可工作溫度後方可在執行工作
2	CIF029 座定高度與正常燃料有差異，如何抓取	因本束燃料座落高度約為 527.18”，因此必須在約 526”~527”左右抓取燃料	若無法順利於 527”左右抓取燃料，則必須在以攝影機確認上繫板(UTP)未接觸燃料棒狀況下將吊桿往下移動抓取燃料
3.	燃料運至用過燃料池過程可能與 Cattle Chute 摩擦	1. 過 Cattle Chute 時須以慢速通過 2. 若有摩擦風險，則比照乾貯模式以’OVERTRAVEL’往上移動數吋後(不得超過 10 吋)通過 Cattle Chute	移動過程需密集監控燃料填換平台上方顯示型劑量警報器，若無異常警報方可提升高度移動
涉及燃料廠家智慧財產權			
6	抓取燃料後上升過程燃料 grapple 無法上升	以手動模式將燃料放回安全位置，鬆開抓鉤放開燃料後或依程序進行檢修	本作業模式已述明在程序書 216 中附錄，且有多次操作經驗
7	需淨空區域比預期 1 格多	留較多之 9 個格架空間以應付未預期狀況，其中包含爐心 3 格、用過燃料池 4 格及 2 個燃料準備機	燃料移動若涉及爐新燃料布局變更，須以定性及/或定量評估 SDM 後方可進行。

依程序書120.4使用類別
A逐步確認類

第一核能發電廠
程序書變更通知單

第 1 頁共 54 頁

程序書編號：　　　　版次：0　　變更通知單編號：1

名　　稱：涉及燃料廠家智慧財產權

內容修訂類別：□敘述補強 □段落調整 □錯誤更正 □變更接受標準 □變更作業方式 ■其他 作業模式再精進

變更原因：□違規 □注意改進事項 □原能會備忘錄 □管制追蹤案件□ACAR/CAR □RER □技術資訊 □運轉規範/FSAR 修訂 □核管/核安/核能營運會議(__年__月/__次)□DCR/EMR □NCD □設定點變更□老化管理方案 □其他原能會要求或本公司承諾 ■其他 對應文件編號：________________ ■NA
上述變更原因是否影響到諸如閥門開關時間或其他 SSC 功能，扭矩值及材質接受標準的維護程序變更 □是(先依 187 程序書執行完成重要安全事項 10CFR50.59 評估表併附於 PCN 內容)　■否
配套措施 A. 相關文件/資料庫配合修訂：■NA □要，執行單位：________會該組核章________ 修訂項目：□MMCS ST/PM：________ □ERF 系統：________ □程序書編號：________ □其他：________ B. 人員訓練：■NA □要 涉及個資保護法 實地操作 □資料傳閱□其他________ 訓練組別：______ 訓練執行單位：________執行單位核章________ 提案人(編寫者或審查

頁　次	段　號	變　更　內　容	審查意見
涉及個資保護法		修改如附	

涉及個資保護法

確實遵守程序書　長保安全無事故

涉及廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

程序書編號：104　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　版次：37

附表 104.29-A

核一廠工具箱會議查對表

工作名稱：涉及燃料廠家智慧財產權　　日期：104.1.10　　時間：20:50

一、人員安全：(一般指引)
(有下列危險嗎？可複選)
☐感電 ☐墜落 ☐缺氧 ☐燙傷 ☐割傷 ☐火災 ☐碰(撞)傷 ☐粉塵
☐滑(跌)倒 ☐壓傷 ☐噪音 ☐化學品 ☐灼傷
☑污染擴散，超限曝露
☐人員精神、體能狀況不良 ☐氫氣漏 ☐其他
☐無上述安全顧慮。
☑有。針對上述顧慮，應做好防範措施：
☑1. 洽商輻射防護及廢料處理或工安人員
☐2. 遵守掛卡作業。
☑3. 是否已申請 RWP 核准(須注意 ARM 警報)
☐4. 焊接、切割作業。
☐動火許可 ☐CO_2消防設備已掛卡 ☐易燃物移除 ☐石棉布
☐消防水解除自動噴灑功能 ☐接地線安裝適當 ☐滅火器
☐乙炔瓶減壓閥橡皮管檢查 ☐氧氣乙炔瓶固定
☐5. 高架作業
☐安全帶、繩、索 ☐欄杆設置 ☐安全帽扣帶 ☐工作架
☐6. 起重作業
☐鋼索繩索吊環檢查 ☐作業路徑 ☐吊掛角度 ☐重量確認
☐防滑舌片 ☐障礙物消除 ☐指揮配合 ☐合格起重機操作員
☐重心位置
☐7. 設備內部渠道、槽內、密閉室內作業
☐消除地面積水、油 ☐爬梯設置 ☐人孔蓋固定牢固
☐電線是否漏電 ☐24V 照明 ☐含氧量測定 ☐通風設備
☐CO_2自動噴灑逃生
☐8. 其 他

二、機組設備安全：(專業指引)
會造成下列機組、設備潛在危險嗎？(可複選)
☑無
☐有。☐跳機 ☐降載 ☐設備損壞
☐以往疏失案件或經驗傳承：
☐JIT 編號：
針對上述顧慮，應做好防範措施：
☑1. 確實遵守程序書(指示或程序書之疑點澄清)
☐2. 掛卡(隔離、停電、跨接、拆線)
☐3. 工具、端線等應注意絕緣及脫落
☐4. 三用電錶(注意使用正確檔)
☐5. 以往經驗／重點提示
☐6. 其他

三、是否有工安及設備潛在性危險分析
☑1. 作業工具準備齊全
☐2. 萬一發生暫態或異常狀況因應之道

四、大修期間工作/測試前須先確認 OPER-28A～H 程序書內已拆/跨接線之 RPS、PCIS、或 ECCS 等系統是否會影響後續進行之工作/測試。
☑否。 ☐有。申請恢復

五、緊急處理：作業前要有緊急處理的準備、事情發生要立即通知控制室

六、預期會出現的警報須事先告知運轉員： ☐是 ☑否

＊拆接線要做好絕緣及標示。
＊程序書不妥要暫停工作，先讓設備穩定，待程序書修改後再做。

七、任務分派：
☐團隊作業
☐採保守決策
1. 主控室位置
NA

涉及個資保護法

※ 指認呼喚：注意安全防止異物入侵，好！
(由帶班者視工作項目決定呼喚內容)(含有人員及設備安全顧慮者)

※ 執行工作時，若有非預期設備動作，虛驚事件或建議事項，請簡述於下。本廠對虛驚事件或員工建議提報均有獎勵。

本欄務必勾選
註 1：防止異物入侵依 128 程序書規定 A.☐執行防止異物入侵系統自我查證表(附表一)及防護蓋編號表(附表二)　B.☑不必執行
註 2：是否攜帶相機或儀器以蒐集資料供肇因分析之用，☐是、☐否

程序書編號：104　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　版次：37

附表 104.29-A

核一廠工具箱會議查對表

工作名稱：涉及燃料廠家智慧財　　日期：104.1.12　　時間：09:30

一、人員安全：(一般指引)
(有下列危險嗎？可複選)
☐感電　☐墜落　☐缺氧　☐燙傷　☐割傷　☐火災　☐碰(撞)傷
☐粉塵
☐滑(跌)倒　☐壓傷　☐噪音　☐化學品　☐灼傷
☑污染擴散，超限曝露
☐人員精神、體能狀況不良　☐氫氣漏　☐其他
☐無上述安全顧慮。
☑有。針對上述顧慮，應做好防範措施：
☑1.　洽商輻射防護及廢料處理或工安人員
☐2.　遵守掛卡作業。
☑3.　是否已申請 RWP 核准（須注意 ARM 警報）
☐4.　焊接、切割作業。
☐動火許可　☐CO_2消防設備已掛卡　☐易燃物移除　☐石棉布
☐消防水解除自動噴灑功能　☐接地線安裝適當　☐滅火器
☐乙炔瓶減壓閥橡皮管檢查　☐氧氣乙炔瓶固定
☐5.　高架作業
☐安全帶、繩、索　☐欄杆設置　☐安全帽扣帶　☐工作架
☐6.　起重作業
☐鋼索繩索吊環檢查　☐作業路徑　☐吊掛角度　☐重量確認
☐防滑舌片　☐障礙物消除　☐指揮配合　☐合格起重機操作員
☐重心位置
☐7.　設備內部渠道、槽內、密閉室內作業
☐消除地面積水、油　☐爬梯設置　☐人孔蓋固定牢固
☐電線是否漏電　☐24V 照明　☐含氧量測定　☐通風設備
☐CO_2自動噴灑逃生
☐8.　其　他

二、機組設備安全：(專業指引)
會造成下列機組、設備潛在危險嗎？(可複選)
☑無
☐有。☐跳機　☐降載　☐設備損壞
☐以往疏失案件或經驗傳承：
☐JIT 編號：
針對上述顧慮，應做好防範措施：
☑1.確實遵守程序書（指示或程序書之疑點澄清）
☐2.掛卡（隔離、停電、跨接、拆線）
☐3.工具、端線等應注意絕緣及脫落
☐4.三用電錶（注意使用正確檔）
☐5.以往經驗／重點提示
☐6.其他

三、是否有工安及設備潛在性危險分析
☐1.作業工具準備齊全
☐2.萬一發生暫態或異常狀況因應之道

四、大修期間工作/測試前須先確認 OPER-28A～H 程序書內已拆/跨接線之 RPS、PCIS、或 ECCS 等系統是否會影響後續進行之工作/測試。
☑否。　　☐有。申請恢復

五、緊急處理：作業前要有緊急處理的準備、事情發生要立即通知控制室

六、預期會出現的警報須事先告知運轉員：☐是　☑否

＊拆接線要做好絕緣及標示。
＊程序書不妥要暫停工作，先讓設備穩定，待程序書修改後再做。

七、任務分派：
☑團隊作業
☐採保守決策
1.主控室位置

涉及個資保護法

※ 指認呼喚：確實遵守程序書，好!
(由帶班者視工作項目決定呼喚內容)(含有人員及設備安全顧慮者)

※ 執行工作時，若有非預期設備動作，虛驚事件或建議事項，請簡述於下。本廠對虛驚事件或員工建議提報均有獎勵。

本欄務必勾選

註 1：防止異物入侵依 128 程序書規定 A.☑執行防止異物入侵系統自我查證表(附表一)及防護蓋編號表(附表二)　B.☐不必執行

註 2：是否攜帶相機或儀器以蒐集資料供肇因分析之用，☐是、☑否

程序書編號：104　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　版次：37

附表 104.29-A

核一廠工具箱會議查對表

工作名稱：涉及燃料廠家智慧財（…測試）　日期：1/9　時間：22:50

一、人員安全：(一般指引)
(有下列危險嗎？可複選)
☐感電 ☐墜落 ☐缺氧 ☐燙傷 ☐割傷 ☐火災 ☐碰(撞)傷 ☐粉塵
☐滑(跌)倒 ☐壓傷 ☐噪音 ☐化學品 ☐灼傷
☑污染擴散，超限曝露
☐人員精神、體能狀況不良 ☐氫氣漏 ☐其他
☐無上述安全顧慮。
☑有。針對上述顧慮，應做好防範措施：
☑1. 洽商輻射防護及廢料處理或工安人員
☐2. 遵守掛卡作業。
☑3. 是否已申請 RWP 核准(須注意 ARM 警報)
☐4. 焊接、切割作業。
☐動火許可 ☐CO_2消防設備已掛卡 ☐易燃物移除 ☐石棉布
☐消防水解除自動噴灑功能 ☐接地線安裝適當 ☐滅火器
☐乙炔瓶減壓閥橡皮管檢查 ☐氧氣乙炔瓶固定
☐5. 高架作業
☐安全帶、繩、索 ☐欄杆設置 ☐安全帽扣帶 ☐工作架
☐6. 起重作業
☐鋼索繩索吊環檢查 ☐作業路徑 ☐吊掛角度 ☐重量確認
☐防滑舌片 ☐障礙物消除 ☐指揮配合 ☐合格起重機操作員
☐重心位置
☐7. 設備內部渠道、槽內、密閉室內作業
☐消除地面積水、油 ☐爬梯設置 ☐人孔蓋固定牢固
☐電線是否漏電 ☐24V 照明 ☐含氧量測定 ☐通風設備
☐CO_2自動噴灑逃生
☐8. 其　他

二、機組設備安全：(專業指引)
會造成下列機組、設備潛在危險嗎？(可複選)
☑無
☐有。☐跳機 ☐降載 ☐設備損壞
☐以往疏失案件或經驗傳承：
☐JIT 編號：
針對上述顧慮，應做好防範措施：
☑1. 確實遵守程序書(指示或程序書之疑點澄清)
☐2. 掛卡(隔離、停電、跨接、拆線)
☐3. 工具、端線等應注意絕緣及脫落
☐4. 三用電錶(注意使用正確檔)
☐5. 以往經驗／重點提示
☐6. 其他

三、是否有工安及設備潛在性危險分析
☑1. 作業工具準備齊全
☐2. 萬一發生暫態或異常狀況因應之道

四、大修期間工作/測試前須先確認 OPER-28A～H 程序書內已拆/跨接線之 RPS、PCIS、或 ECCS 等系統是否會影響後續進行之工作/測試。
☑否。　☐有。申請恢復

五、緊急處理：作業前要有緊急處理的準備、事情發生要立即通知控制室

六、預期會出現的警報須事先告知運轉員：☐是 ☑否

＊拆接線要做好絕緣及標示。

＊程序書不妥要暫停工作，先讓設備穩定，待程序書修改後再做。

七、任務分派：
☑團隊作業
☐採保守決策
1. 主控室位置
2. 現場位置

涉及個資保護法

※ 指認呼喚：水下作業 防止異物入侵 好!
(由帶班者視工作項目決定呼喚內容)(含有人員及設備安全顧慮者)

※ 執行工作時，若有非預期設備動作，虛驚事件或建議事項，請簡述於下。本廠對虛驚事件或員工建議提報均有獎勵。

本欄務必勾選
註 1：防止異物入侵依 128 程序書規定 A.☐執行防止異物入侵系統自我查證表(附表一)及防護蓋編號表(附表二)　B.☐不必執行
註 2：是否攜帶相機或儀器以蒐集資料供肇因分析之用，☐是、☐否

程序書編號：104　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　　版次：37

附表 104.29-A

核一廠工具箱會議查對表

工作名稱：[illegible]　　日期：104.1.9　　時間：12:45

一、人員安全：（一般指引）

（有下列危險嗎？可複選）

☐感電 ☐墜落 ☐缺氧 ☐燙傷 ☐割傷 ☐火災 ☐碰（撞）傷 ☐粉塵

☐滑（跌）倒 ☐壓傷 ☐噪音 ☐化學品 ☐灼傷

☑污染擴散，超限曝露

☐人員精神、體能狀況不良 ☐氫氣漏 ☐其他

☐無上述安全顧慮。

☑有。針對上述顧慮，應做好防範措施：

☑1. 洽商輻射防護及廢料處理或工安人員

☐2. 遵守掛卡作業。

☑3. 是否已申請 RWP 核准（須注意 ARM 警報）

☐4. 焊接、切割作業

☐動火許可 ☐CO_2 消防設備已掛卡 ☐易燃物移除 ☐石棉布

☐消防水解除自動噴灑功能 ☐接地線安裝適當 ☐滅火器

☐乙炔瓶減壓閥橡皮管檢查 ☐氧氣乙炔瓶固定

☐5. 高架作業

☐安全帶、繩、索 ☐欄杆設置 ☐安全帽扣帶 ☐工作架

☐6. 起重作業

☐鋼索繩索吊環檢查 ☐作業路徑 ☐吊掛角度 ☐重量確認

☐防滑舌片 ☐障礙物消除 ☐指揮配合 ☐合格起重機操作員

☐重心位置

☐7. 設備內部渠道、槽內、密閉室內作業

☐消除地面積水、油 ☐爬梯設置 ☐人孔蓋固定牢固

☐電線是否漏電 ☐24V 照明 ☐含氧量測定 ☐通風設備

☐CO_2 自動噴灑逃生

☐8. 其　他

二、機組設備安全：（專業指引）

會造成下列機組、設備潛在危險嗎？（可複選）

☑無

☐有。☐跳機 ☐降載 ☐設備損壞

☐以往疏失案件或經驗傳承：

☐JIT 編號：

針對上述顧慮，應做好防範措施：

☐1. 確實遵守程序書（指示或程序書之疑點澄清）

☐2. 掛卡（隔離、停電、跨接、拆線）

☐3. 工具、端線等應注意絕緣及脫落

☐4. 三用電錶（注意使用正確檔）

☐5. 以往經驗／重點提示

☐6. 其他

三、是否有工安及設備潛在性危險分析

☑1. 作業工具準備齊全

☐2. 萬一發生暫態或異常狀況因應之道

四、大修期間工作/測試前須先確認 OPER-28A～H 程序書內已拆/跨接線之 RPS、PCIS、或 ECCS 等系統是否會影響後續進行之工作/測試。

☑否。　☐有。申請恢復

五、緊急處理：作業前要有緊急處理的準備、事情發生要立即通知控制室

六、預期會出現的警報須事先告知運轉員：☐是 ☑否

＊拆接線要做好絕緣及標示。

＊程序書不妥要暫停工作，先讓設備穩定，待程序書修改後再做。

七、任務分派：

☑團隊作業

☐採保守決策

1. 主控室位置

2. 現場位置

涉及個資保護法

※ 指認呼喚：吊掛路徑清空，好！

（由帶班者視工作項目決定呼喚內容）（含有人員及設備安全顧慮者）

※ 執行工作時，若有非預期設備動作，虛驚事件或建議事項，請簡述於下。本廠對虛驚事件或員工建議提報均有獎勵。

本欄務必勾選

註 1：防止異物入侵依 128 程序書規定 A.☑執行防止異物入侵系統自我查證表（附表一）及防護蓋編號表（附表二）　B.☐不必執行

註 2：是否攜帶相機或儀器以蒐集資料供肇因分析之用，☑是、☐否

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

涉及燃料廠家智慧財產權

台灣電力公司

第一核能發電廠

事由：吊運假燃料模擬演練及禁止區之保護連鎖驗證說明

時間：104年1月29日下午 15:30～17:00

地點：一號機控制室

人員：

涉及個資保護法

1. 吊運假燃料模擬演練

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目
自用過燃料池抓取假燃料置放於爐心(爐心座標由核技組提供) 爐心座標：	「Hoist Loaded」號珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約194")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮
		重量指示	確認重量大約780lbs並記錄:
		高度	確認高度並記錄:
		上繫板與燃料棒未分離	未分離
	上升至約180"	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮
		重量指示	確認重量大約780lbs並記錄:
		高度	確認高度並記錄:
		上繫板與燃料棒未分離	未分離
	燃料脫離格架(高度約24")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮
		重量指示	確認重量大約1080lbs並記錄:
		高度	確認高度並記錄:
		上繫板與燃料棒未分離	未分離
	將假燃料置放於爐心	過程有無異常	確認無異常
自爐心抓取假燃料吊運至用過燃料池	「Hoist Loaded」號珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約524")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮
		重量指示	確認重量無重大變化並記錄:
		高度	確認高度並記錄:

		上繫板與燃料棒未分離	未分離
	上升至約514"	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮
		重量指示	確認重量無重大變化並記錄:
		高度	確認高度並記錄:
		上繫板與燃料棒未分離	未分離
	燃料脫離格架(高度約345")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮
		重量指示	確認重量無重大變化並記錄:
		高度	確認高度並記錄:
		上繫板與燃料棒未分離	未分離

註: 上述重量指示於測試中無異常即可驗證重量指示感測元件可用

2. 禁止區之保護連鎖驗證

內容	驗證項目	查證項目
於燃料池cask area區往螢幕顯示東邊紅線區移動	燃料吊車應於紅線區內停止	紅線區內停止

附表 216-3 吊運假燃料模擬演練及禁止區之保護連鎖驗證

1. 吊運假燃料模擬演練

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自用過燃料池抓取假燃料置放於爐心（爐心座標由核技組提供） 爐心座標：31-28	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2" 暫停 2 分鐘(高度約 192"）	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 800lbs 並記錄: 808 lb	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 193.53"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約 180" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 810lbs 並記錄: 813 lb	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 180.16"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約 24"）暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 1095lbs 並記錄: 1098 lb	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 23.64"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓

	將假燃料置放於爐心	過程有無異常	確認無異常	✓	✓	✓
自爐心抓取假燃料吊運至用過燃料池	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2"暫停 2 分鐘(高度約 524")	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 600lbs 並記錄: 601lb	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 525.12"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約 514" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量約 610lbs 並記錄: 613.5lb	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 514.02"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約 345")暫停2分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量約 800lbs 並記錄: 805lb	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 344.91"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	將假燃料置放於用過燃料池	過程有無異常	確認無異常	✓	✓	✓

註: 上述重量指示於測試中無異常即可驗證重量指示感測元件可用

涉及個資保護法

2. 禁止區之保護連鎖驗證

內容	驗證項目	查證項目	運轉值班	品質組	備註
於燃料池南邊兩個FPM間往螢幕顯示南邊紅線區移動	燃料吊車應於紅線區內停止	紅線區內停止	涉及個資保護法		1. 正常時打勾並簽名 2. 異常時通知電氣組人員

附件五

核一廠一號機 EOC-27 後續燃料吊運安全計畫

1.0 目的

核一廠發生燃料水棒連接桿(connecting bolt)斷開之燃料(編號 C1F029)於 104 年 1 月 11 日 04:52 安全順利將該燃料從反應爐中挪移至用過燃料池之東邊燃料準備機後，反應爐尚須完成 10 個燃料挪移吊運步驟，方可進行後續反應爐回蓋之工作。因此乃評估、擬定此「後續燃料吊運安全計畫」，以安全的完成後續之燃料吊運工作，及相關反應爐回蓋作業。

2.0 後續燃料需吊運步驟狀況說明

後續剩餘回填燃料挪移尚餘 10 個步驟，其中有兩束照射過燃料(水棒型式與編號 C1F029 燃料相同，但不同製造批次)將自燃料池移回爐心。有三束照射過燃料(水棒型式與編號 C1F029 燃料不同)將自爐心移出。另有五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。詳細之剩餘回填燃料挪移步驟，請參考附表一。

3.0 燃料吊運安全評估

[redacted] 涉及廠家智慧財產權 [redacted]在燃料於爐心剛開始吊運時，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，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，而作用在燃料水棒連接桿之拉力亦最大。之後，整個荷重會逐漸降低至約 730 磅左右。

[redacted]編號 C1F029 燃料在 103 年 12 月 28 日開始吊運過程中，於燃料水棒連接桿斷開前，其抓鉤荷重與吊運高度之關係與正常燃料有相同之關係模式。但 C1F029 燃料於拉力僅上升至 657 磅時，水棒連接桿即斷開。

由於，在吊運一束燃料時，剛開始隨著吊運高度逐漸提升，整體拉力

會逐漸增加，若此燃料之水棒連接桿有瑕疵而無法承受 782 磅之最大拉力時，此燃料水棒連接桿斷開的狀況會發生在高度約 526 吋以前，就像本次 C1F029 燃料狀況一樣，是不會造成燃料損壞。反之，若此燃料之水棒連接桿雖有瑕疵但仍可承受 782 磅之最大拉力時，則當高度提升高過 526 吋後，整體拉力會逐漸往下降低至約 730 磅左右，此時在燃料吊運過程中就不會再發生燃料水棒連接桿斷開之情事。

因此，在後續吊運燃料之過程中，經評估，不致發生因燃料水棒連接桿斷開造成燃料損壞之後果。

4.0 後續燃料吊運操作安全

為確保後續燃料吊運之安全性，核一廠組成吊運操作小組(吊運操作小組分工，如附表二)，並參考 AREVA 公司提供之「燃料吊運指引」規劃相關燃料吊運之操作安全要求如下：

4.1 管理要求

1. 本項吊運作業其設備操作必須完全遵守廠內相關規範及程序書(包括程序書 216 及 610 等)規定，並符合相關運轉限制參數。(遵循 AREVA 指引 2.1、2.2、3.1.1)
2. 燃料吊運期間有任何異狀須立即暫停且將燃料安全放置定位，並記錄相關資訊於附表三。且依程序書規定進行通報。(遵循 AREVA 指引 3.1.6、3.2.3、3.2.5)
3. 在燃料吊運期間，若發生任何燃料異常而暫停本項吊運操作時，待將燃料安全放置定位後，除暫停本項燃料吊運操作，立即以電話通報原能會駐廠視察員，隨後並進行書面通報。
4. 開始燃料吊運作業前，需再驗證吊車保護連鎖、重量感測系統之可用性及禁止區之保護連鎖。
5. 開始燃料吊運操作前，吊運操作小組需以假燃料依本吊運安全計畫之操作步驟，以手動方式模擬演練一遍自燃料池吊運至爐心，以及自爐心吊運至燃料池之吊運操作。
6. 本項作業於燃料吊運操作期間需全程錄影，並保留紀錄，包含吊運重量

與高度等相關資料。

4.2 注意事項與操作步驟

1.在吊著燃料已離開爐心或燃料池格架而欲做橫向移動時，需注意不可撞及周邊物件。 (遵循 AREVA 指引 3.2.1)

2.在燃料仍由抓鉤抓住且仍在爐心或燃料池格架內時，燃料之吊運需注意保持垂直移動，若有需橫向調整位置時，此種調整必須以調整微調鈕方式執行(不超過 3 fpm)，且需加以記錄於附表三。 (遵循 AREVA 指引 3.2.3)

3.不論燃料在何位置，任何橫向異常碰撞須加以記錄於附表三，並依第 4.1.2 點執行。(遵循 AREVA 指引 3.2.3)

4.當一開始提升燃料或吊運燃料下降過程中，需注意是否有顯著(減少超過 100 磅)、非預期失去重量之狀況。任何觀察到此狀況應加以記錄於附表三，並依第 4.1.2 點執行。(遵循 AREVA 指引 2.2.a、3.2.5)

5.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。

6.當自爐心或燃料池格架內吊起燃料時，全程以攝影機監視燃料上繫板(upper tie plate)。當吊運燃料即將進入爐心或燃料池格架前，全程以攝影機監視燃料下繫板(lower tie plate)。以避免對燃料表面之異常碰撞，以及確保燃料在進入爐心或燃料池格架時均維持垂直狀態。(遵循 AREVA 指引 2.3、2.4、3.1.2、3.2.2)

7.自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池(符合 AREVA 指引 3.1.3、3.1.4、3.1.5、3.2.4)

a.爐心抓取燃料(約 529")，緩慢提升至『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮(鋼索負載大於 650 磅) 後再上升約 2"暫停 2 分鐘，查看重量穩定於約 730lb 左右，另外有關之參數無異樣後再上升至約 514"，在此再停留約 2 分鐘，再次查看重量穩定於約 730lb 左右，另外有關之參數無異樣後，上升至燃料脫離格架(高度約 345")，在此再停留約 2 分鐘，再次查看重量穩定於約 920 lb 左右，並以攝影機觀察上繫板之狀

況確認無異常，並記錄吊運高度及重量，另外有關之參數無異樣後升至 normal up(最高點)。

b.手動開至用過燃料池放置座標後置入，接近 180"時速度再減緩直至定位(約 196")。

8.自用過燃料池抓取燃料吊運至爐心(符合 AREVA 指引 3.1.3、3.1.4、3.1.5、3.2.4)

a.用過燃料池抓取燃料(約 196")，緩慢提升至『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮(鋼索負載大於 650 磅) 後再上升約 2"暫停 2 分鐘，查看重量穩定於約 980lb 左右，另外有關之參數無異樣後再上升至約 180"，在此再停留約 2 分鐘，再次查看重量穩定於約 980lb 左右，上升至燃料脫離格架(高度約 24")，在此再停留約 2 分鐘，再次查看重量穩定於約 1180lb 左右，並以攝影機觀察上繫板之狀況確認無異常，並記錄吊運高度及重量，另外有關之參數無異樣後升至 normal up(最高點)。

b.手動開至爐心放置座標後置入，接近 340"時(接近洞口)速度減緩直至 365"，另接近 510"時速度再減緩直至定位(約 529")。

(註：燃料吊運鋼索 load cell 顯示之重量讀數，除燃料重量外，尚包括燃料吊具本身之重量，而吊具之重量在不同高度下有不同重量。因此，在爐心抓取到燃料與在燃料池抓取到燃料，其顯示之重量讀數並不一樣。也與 AREVA 公司提供之「燃料吊運指引」中，僅有燃料於水中之重量(約 570-581lbs)不一樣。)

9.於上述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時，需依下述步驟將燃料安全放置定位。

a.燃料束未脫離格架前(含爐心及用過燃料池)

(1)以人工方式將燃料台車吊掛燃料束緩慢放置原位

(2)召集會議討論後續處理步驟

b.燃料束脫離格架後(含爐心及用過燃料池)

(1)由核技組提供用過燃料池存放位置或爐心原來位置，依修訂後的燃料挪移步驟，將該燃料束移至存放位置。

(2)燃料置入期間，燃料吊車全程以手動模式緩慢操作，並在 180 英吋/510 英吋開始 Jog 方式減速下放，直至確認燃料束座落定位後再鬆脫燃料吊車抓鉤。

(3)召集會議討論後續處理步驟

5.0 回填燃料挪移後，反應爐後續相關工作

在前述後續回填燃料挪移作業完成後，反應爐爐心有相關工作需完成，再進行反應爐爐蓋回裝等作業。

首先，對此燃料回填作業所涉及之 7 個控制單元，座標分別為 06-31、10-15、14-23、14-27、26-07、30-27、30-31 等，進行爐心查證(core verification)，及對回填至爐心中之 7 束燃料進行上繫板狀況檢查。其次，對此 7 個控制單元進行摩擦力測試。一切正常後，則開始進行反應爐爐蓋回裝作業。

反應爐爐蓋回裝完成後，則將進行一次系統壓力邊界洩漏測試及控制棒急停時間測試。完成測試，反應爐洩壓後，最後再進行乾井至壓力抑制槽真空破除閥洩漏測試。如此，NSSS 系統相關工作將全數完成。

6.0 總結

核一廠 1 號機反應爐目前處於未回蓋狀態，經評估，在後續吊運燃料之過程中，不致發生因燃料水棒連接桿斷開造成燃料損壞之後果。此吊運計畫可安全的完成後續之燃料吊運工作，進而依序進行相關反應爐回蓋作業。

附表一　剩餘回填燃料挪移步驟

項次	燃料 ID	水棒型式是否與 C1F029 同型式	EOC-27 期間已挪移紀錄	後續待執行步驟
1	C1G523	同型式	25-06(爐心)→J-36(燃料池)	→31-30(爐心)
2	C1H012	同型式	31-28(爐心)→AA-36(燃料池)→31-28(爐心)→L-40(燃料池)	→31-28(爐心)
3	C1E014	不同型式	41-34(爐心)→P-33(燃料池)→15-22(爐心)	→P-33(燃料池)
4	C1E044	不同型式	09-08(爐心)→P-34(燃料池)→25-08(爐心)	→P-34(燃料池)
5	C1E033	不同型式	17-44(爐心)→P-35(燃料池)→11-16(爐心)	→P-35(燃料池)
6	C2K541	同型式	新燃料	新燃料窖→燃料準備機→15-28(爐心)
7	C1K009	同型式	新燃料	新燃料窖→燃料準備機→07-30(爐心)
8	C2K560	同型式	新燃料	新燃料窖→燃料準備機→15-22(爐心)
9	C1K024	同型式	新燃料	新燃料窖→燃料準備機→11-16(爐心)
10	C1K550	同型式	新燃料	新燃料窖→燃料準備機→25-08(爐心)

[redacted]

涉及廠家智慧財產權

附表二　　後續燃料吊運操作小組分工表

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約524”)	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約730lbs並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約514”	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約730lbs並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料脫離格架(高度約345”)	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約920lbs並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
自用過燃料池抓取	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			

燃料吊運至爐心 燃料編號:	再上升約 2"暫停 2 分鐘(高度約 194”)	重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約 180”	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料脫離格架(高度約 24”)	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 1180lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
吊燃料過水門時	高度為 Normal Up	高度	確認 Normal Up			
		行進路徑安全	確認水門東/西側無障礙			
其他燃料吊運移動過程	高度為 Normal Up	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		高度	確認 Normal Up			

附表三　　燃料吊運期間橫向調整位置或異常狀況登錄表

時間	燃料編號	橫向調整位置或異常狀況敘述(是否橫向異常碰撞，非預期失去重量之狀況，爐心或燃料池格架內橫向調整位置，當時高度/重量指示，上/下繫板狀況)	備註

程序書編號：216　　　　版次：24

PCN-8

附表 216-2　吊運操作小組分工表

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2"暫停 2 分鐘(高度約524")	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約 514" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料脫離格架(高度約345")暫停2分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 920lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
自用過燃料池抓取燃料吊運至爐心 燃料編號: C1G523 (step 2)	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2"暫停 2 分鐘(高度約194")	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓

— 41-5 —

附表216-2 吊運操作小組分工表(續)

內 容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄: 926	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 191.95	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約 180" 暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄: 935	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 178.95	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約24")暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 1180lbs 並記錄: 1222	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 22.66"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
吊燃料過水門時	高度為Normal Up	高度	確認Normal Up	✓	✓	✓
		行進路徑安全	確認水門東/西側無障礙	✓	✓	✓
其他燃料吊運移動過程	高度為Normal Up	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		高度	確認Normal Up	✓	✓	✓

[redacted] 涉及個資法

附表 216-2　吊運操作小組分工表

內　容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2" 暫停 2 分鐘(高度約524")	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約 514" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料脫離格架(高度約345")暫停2分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 920lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
自用過燃料池抓取燃料吊運至爐心 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2" 暫停 2 分鐘(高度約194")	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓

C1H012
(step 3)

附表216-2　吊運操作小組分工表(續)

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄: 928	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 192.47"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約 180" 暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄: 933	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 179.15"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約24")暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 1180lbs 並記錄: 1221	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 24.07"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
吊燃料過水門時	高度為Normal Up	高度	確認Normal Up	✓	✓	✓
		行進路徑安全	確認水門東/西側無障礙	✓	✓	✓
其他燃料吊運移動過程	高度為Normal Up	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		高度	確認Normal Up	✓	✓	✓

[redacted] 涉及個資法

附表216-2　吊運操作小組分工表

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池 燃料編號: C1E014 (Step 4)	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2" 暫停 2 分鐘(高度約524")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄: 758	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 524.60"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約 514" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄: 735	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 514.69"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約345")暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約920lbs 並記錄: 928	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 343.24"	✓	✓	✓
		上緊板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
自用過燃料池抓取燃料吊運至爐心 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約 2" 暫停 2 分鐘(高度約194")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	NA	NA	NA

附表 216-2　吊運操作小組分工表(續)

內　容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約 180" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料院檢格架(高度約 24")暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮		N/A	
		重量指示	確認重量大約 1180lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
吊燃料過水門時	高度為 Normal Up	高度	確認 Normal Up			
		行進路徑安全	確認水門東/西側無障礙			
其他燃料吊運移動過程	高度為 Normal Up	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		高度	確認 Normal Up			

運轉值班: [redacted] 涉及個資法

附表216-2　吊運操作小組分工表

內　容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池 燃料編號: C1E044 (stop5)	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約524")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄: 750	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 524.52"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約514"暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約 730lbs 並記錄: 735	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 514.23"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約345")暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約920lbs 並記錄: 921	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 340.38	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
自用過燃料池抓取燃料吊運至爐心 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約194")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	╳	╳	╳

附表 216-2　吊運操作小組分工表(續)

內　容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約 180" 暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料脫鏈格架 (高度約24")暫停 2 分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 1180lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上緊板與燃料棒未分離	未分離			
吊燃料過水門時	高度為 Normal Up	高度	確認 Normal Up			
		行進路徑安全	確認水門東/西側無障礙			
其他燃料吊運移動過程	高度為 Normal Up	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		高度	確認 Normal Up			

[redacted]
涉及個資法

附表216-2 吊運操作小組分工表

內容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
自爐心抓取燃料吊運至用過燃料池 燃料編號: C1E033 (step 6)	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約524")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約7301bs並記錄: 722	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 524.33"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	上升至約514"暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約7301bs並記錄: 733	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 513.86"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
	燃料脫離格架(高度約345")暫停2分鐘	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	✓	✓	✓
		重量指示	確認重量大約9201bs並記錄: 925	✓	✓	✓
		高度	確認高度並記錄: 342.59"	✓	✓	✓
		上繫板與燃料棒未分離	未分離	✓	✓	✓
自用過燃料池抓取燃料吊運至爐心 燃料編號:	『Hoist Loaded』琥珀色指示燈亮後再上升約2"暫停2分鐘(高度約194")	Hoist Loaded燈亮	確認燈亮	NA	NA	NA

附表216-2　吊運操作小組分工表(續)

內　容	查證點高度	檢驗項目	查證項目	運轉值班	核技組	品質組
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	上升至約 180" 暫停2分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 980lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:		N/A	
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
	燃料脫離格架(高度約24")暫停2分鐘	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		重量指示	確認重量大約 1180lbs 並記錄:			
		高度	確認高度並記錄:			
		上繫板與燃料棒未分離	未分離			
吊燃料過水門時	高度為 Normal Up	高度	確認 Normal Up			
		行進路徑安全	確認水門東/西側無障礙			
其他燃料吊運移動過程	高度為 Normal Up	Hoist Loaded 燈亮	確認燈亮			
		高度	確認 Normal Up			

[redacted] 涉及個資法

附表216-4　燃料吊運期間橫向調整位置或異常狀況登錄表

時　間	燃料編號	橫向調整位置或異常狀況敘述(是否橫向異常碰撞，非預期失去重量之狀況，爐心或燃料池格架內橫向調整位置，當時高度/重量指示，上/下繫板狀況)	備　註
		N/A	

填表人:　　　　值班主任/課長:　　　　值班經理/經理:

附件七

核一廠#1 號機燃料束 C1F029 骨架(Cage)之連接桿(Connecting Bolt)

製造相關品質文件審查紀錄

一、 C1F029 骨架之相關組件批號及編號追查結果

1、此燃料束 C1F029 製造批次為 CS1R24，骨架 ID 為 26367，批次為 261485 共有 101 支骨架。其中有 92 支屬於核一廠，其餘 9 支屬於其他客戶。 R1

2、此與燃料束 C1F029 同一製造批次(批次 CS1R24)屬於核一廠之 92 束核燃料，其中有 82 束在一號機(這之中 1 束 C1F029 燃料在一號機用過燃料池)，其餘 10 束在二號機(這之中 1 束燃料在二號機用過燃料池)。

3、此骨架(26367)使用之連接桿總成批次為 250330(427 支)

4、此連接桿總成(250330)使用之連接桿批次為 239998

5、此連接桿(239998) 使用之 304L 棒材批次為 215510

6、此批次棒材(215510)之材料供應廠批次為 45852402/86202

7、此材料批次(45852402/86202)之 Heat No.為 329112(1524Kg)

二、 連接桿製造廠家

1、 棒材之供應廠為[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

2、 連接桿之加工廠為[redacted]

三、 骨架相關設計文件

1、設計測試評估報告 Upper and Lower Load Chain Modifications and Mechanical/Seismic Qualification 〔EMF-DTA-819(P) R/2 及 Supplement 1、2、3〕

2、Mechanical Integrity of 304SS Bolt for Revised ATRIUM-10 Load Chain (RAP:04:004)

3、Component Qualification Report Upper and Lower Load Chain Modifications (EMF-CQR-310619 R/1)

四、 骨架(26367)相關之製程管制文件及品質紀錄

1、 骨架總成之製程及檢驗計畫

2、 骨架製造品質追踪紀錄

3、 骨架相關焊道及腐蝕檢查品質紀錄

4、 水棒 U 形片檢查證明

5、 水棒製造品質紀錄

6、 水棒材質證明

7、 水棒上端塞材質證明
8、 連接桿總成之製程及檢驗計畫
9、 連接桿總成之製造品質紀錄
10、 連接桿之品質證明
11、 304L 棒材(215510)之材質證明
12、 連接桿清潔管控 304L 棒材 UT 檢查紀錄
13、 連接桿製造圖面尺寸檢查證明
14、 水棒上端塞之製程及檢驗計畫
15、 水棒上端塞製造檢查證明及紀錄
16、 連接桿與上端塞組裝管控
17、 連接桿安裝水棒上端塞之接合程序及扭力鎖磅管控
18、 連接桿固鎖耳製造檢查證明及紀錄
19、 連接桿固鎖環製造檢查證明及紀錄
20、 連接桿扣押螺帽製造檢查證明及紀錄
21、 組件水洗程序管控
22、 水棒及與下端塞焊接之製程及檢驗計畫

五、 完成審查之製程品質文件及結果(如審查紀錄表)

1、 完成前述骨架總成、水棒與下端塞、連接桿總成等項製程及檢驗計畫之審查，結果同意接受。
2、 完成審查骨架(26367)使用之連接桿總成(250330)目視檢查證明及 304L 棒材(215510)之材質證明，包括 UT 及熱處理(1060℃ 2.5Hr Water Quench)，僅會有稍許車削加工硬化，結果無異常狀況。
3、 完成審查骨架(26367)之品質紀錄，此紀錄顯示檢查結果接受此 101 支骨架，無異常狀況，於水棒(Square Tube)之製造品質紀錄，有 3 種狀況(1 支尺寸、4 支外觀、5 支焊接)之 10 支水棒，依 Rework 程序書於作業後，再經重新檢查，都符合要求，此經 Rework 作業後之水棒符合品質要求，可接受。 R1
4、 完成審查連接桿及水棒上端塞製造圖面尺寸檢查管制項目及接受標準，此檢查係依 AQL 1.0 Level Ⅱ標準進行取樣，427 支連接桿抽樣 50 支，其他清潔、外觀完整性及附著物檢查等係 100%檢查，結果同意接受。
5、 完成審查連接桿之品質紀錄，結果無異常狀況。
6、 完成審查連接桿安裝水棒上端塞之接合程序及扭力鎖磅管控，此安裝扭力為[redacted]，審查扭力板手於安裝作業前、後之校正紀錄符合要求，審查校驗扭力板手之校驗機證明(安裝作業前、後 2 年度)，符合要求無異常狀況。

7、 完成審查Load Chain軸向機械強度測試認證報告〔EMF-DTA-819(P) R/0 Supplement 1 R/0〕，AREVA於2003年已完成此Load Chain拉力強度測試認證。

六、 其他相關管制文件紀錄

1、AREVA燃料組件設計變更之NRC核備需求
AREVA說明依Generic Mechanical Design Criteria for BWR Fuel Designs, ANF-89-98(P)Load Chain設計變更不需經NRC核備。

2、NUPIC 2014 稽查 [redacted] 報告之Cage製程查證結果
NUPIC稽查規劃下列5項主要項目，以焊接為重點，未發現異常狀況，並未涵蓋連接桿總成檢驗及組裝項目。
(1).水棒U-Profiles焊接
(2).水棒端塞焊接及格架擋片(Spacer Stop)焊接
(3).格架片及彈簧焊接
(4).格架總成焊接
(5).骨架總成檢查

七、 AREVA重新審查製造紀錄

AREVA已完成CSH1R25(CS1R24)骨架(Cage Assembly 26367)之相關組件審查，結果都符合要求，無異常發現。

八、 結論

審查上述製程相關之品質紀錄文件，已涵蓋連接桿斷裂點相關之重要組件「連接桿總成(Connecting Bolt, Assembly)」之製程品質文件，及此骨架(Cage Assembly 26367)之相關組件審查，結果都符合要求，發現有異常狀況。

燃料束 C1F029 骨架(Cage)製造相關品質文件審查紀錄表

一、CS1R24 批次分佈狀況及骨架資料

1、與燃料束 C1F029 同一製造批次(批次 CS1R24)屬於核一廠之 92 束核燃料，其中有 82 束在一號機(這之中 1 束 C1F029 燃料在一號機用過燃料池)，其餘 10 束在二號機(這之中 1 束燃料在二號機用過燃料池)。 R1

2、骨架 ID 為 26367，批次為 261485，共有 101 支骨架。

二、C1F029 骨架之相關組件批號及編號

1、骨架(26367)使用之連接桿總成批次為 250330(427 支)

2、此連接桿總成(250330)使用之連接桿批次為 239998

3、此連接桿(239998) 使用之 304L 棒材批次為 215510

4、此批次棒材(215510)之材料供應廠批次為 45852402/86202

5、此材料批次(45852402/86202)之 Heat No. 為 329112(1524Kg)

三、審查製程相關之品質文件狀況如下表： R1

	組件	品質文件/紀錄	規範	審查結果
1	機械強度測試認證	設計測試評估報告 Upper and Lower Load Chain Modifications and Mechanical/Seismic Qualification〔EMF-DTA-819(P) R/2 及 Supplement 1、2、3〕		AREVA 依程序完成認證報告。
2	連接桿使用 304L 機械完整性評估	Mechanical Integrity of 304SS Bolt for Revised ATRIUM-10 Load Chain (RAP:04:004)		AREVA 依程序完成認證報告。
3	骨架組件認證報告	Component Qualification Report Upper and Lower Load Chain Modifications (EMF-CQR-310619 R/1)		AREVA 依程序完成認證報告。
4	骨架總成之檢驗計畫	Cage Assembly(TR-17) Manufacturing and Examination Sequence Plan	MESP-3.0.169 R/0	可接受。
5	骨架製造品質追蹤紀錄	Cage Assembly TR-17 101 支 骨架 ID:26367、連接桿總成：250330、水棒 ID:13342(VKR/250755)	A1C-1000950-1 A1C-1001761-0 A1C-1001764-0	紀錄符合，無異常。
6	骨架相關焊道及腐蝕檢查品質紀錄	Cage Assembly TR-17 101 支 批次(Batch No.)：261485	A1C-1000950-1 A1C-1001761-0 A1C-1001764-0 A1C-810306-2	紀錄符合，無異常。
7	水棒 U 形片檢查證明	Strip Transformed Zry4 141 支 批次(Batch No.)：247106	A1C-1000873-1	紀錄符合，無異常。
8	水棒製造品質紀錄	Square Tube 198 支 批次(Batch No.)：250755 Rework: Serial no. 13421 for Measuring	A1C-1000950-1 A1C-1001761-0 A1C-809900-0	紀錄符合，經 Rework 後重新檢查符合，無異常。

R1

		Serial no. 13304, 13345, 13367, 13461 for Visual Serial no. 13380, 13382, 13412, 13418, 13453 for Welding		
9	水棒材質證明	Production Form Sheet Zry-4 263 Strips 批次(Batch No.)：197787 Heat: 811352 341,900Kg	CEZUS	紀錄符合，無異常。
10	水棒與下端塞之製程及檢驗計畫	Square Tube, Welded with Lower End Plug Manufacturing and Examination Sequence Plan	MESP 3.0.168 R/0	可接受。
11	水棒上端塞材質證明	Production Form Bar Zry-4 批次(Batch No.)：199305 37X37mm 287,460Kg	CEZUS	紀錄符合，無異常。
12	連接桿總成之製程及檢驗計畫	Connecting Bolt, Complete Manufacturing and Examination Sequence Plan	MESP 8.0.502 A1C-1000950-1 A1C-1001761-0 RE-L 3627 RE-L 3585	可接受。
13	連接桿總成之製造品質紀錄	Connecting Bolt, Complete 118 支批次(Batch No.)：250330	A1C-1000950-1 A1C-1001761-0 A1C-810509-2	紀錄符合，無異常。
14	連接桿之品質證明	Connecting Bolt 批次(Batch No.)：239998，427 支	A1C-810304-1	紀錄符合，無異常。
15	304L 棒材之材質證明	材質檢驗證明 70003160 (Batch 215510) [redacted]材質檢驗證明 Certificate 264419	EMF-S36015-00B EMF-S36015-00BS UP B	紀錄符合(包括UT)，無異常。
16	304L 棒材 UT 檢查紀錄	AREVA 材質檢驗證明 70003160 (Batch 215510) [redacted]材質檢驗證明 Certificate 264419		母材材質檢驗證明有 UT 無缺陷之證明。 未提供 UT 紀錄
17	連接桿製造圖面尺寸檢查證明	ANF70025410(239998)列有檢查項目、尺寸及公差	此批次 427 支 Connecting Bolt 依 AQL 1.0 Level II 抽樣 50 支	檢查證明所列紀錄符合，無異常。
18	水棒上端塞之製程及檢驗計畫			AREVA 未提供檢驗計畫，但依檢查證明及紀錄，可接受製造品質。
19	水棒上端塞製造檢查證明及紀錄	Upper End Plug Inspection Certification 批次(Batch No.)：232204 306 只	A1C-808801-0 RE-L 3651a RE-LE 3651a 依 AQL 1.0 Level II 抽樣 50 支	紀錄符合，無異常。

20	連接桿與上端塞組裝管控	組裝程序書		AREVA 未提供組裝程序書，已提供連接桿與上端塞組裝作業簡報，可瞭解組裝管控程序。
21	連接桿安裝水棒上端塞之接合程序及扭力鎖磅管控	扭力板手於安裝作業前、後之校正紀錄	扭力為[redacted]相當於[redacted]	扭力板手於安裝作業前、後之校正紀錄符合，無異常。
22	連接桿固鎖耳製造檢查證明及紀錄	Locking Lug 304L 批次(Batch No.)：239979 740 只	A1C-808905-0 RE-L3651a RE-LE3651a 依 AQL 1.0 Level Ⅱ抽樣 80 支	紀錄符合，無異常。
23	連接桿固鎖環製造檢查證明及紀錄	Locking Ring 304L 批次(Batch No.)：239980 704 只	A1C-810453-0 RE-L3651a RE-LE3651a 依 AQL 1.0 Level Ⅱ抽樣 80 支	紀錄符合，無異常。
24	連接桿扣押螺帽製造檢查證明及紀錄	Compressing Nut 304L 批次(Batch No.)：239978 708 只	A1C-810219-0 RE-L3651a RE-LE3651a 依 AQL 1.0 Level Ⅱ抽樣 80 支	紀錄符合，無異常。
25	組件水洗程序管控	Cleaning of Structural and Core Components with Cleaning Agents P3 Upon 5801 and Synergic 9116 in the Cleaning Equipment of the Company Erdmann	B7.7600.04 R/1 & 4	可接受。
26	AREVA 燃料組件設計變更之 NRC 核備需求	Generic Mechanical Design Criteria for BWR Fuel Designs, ANF-89-98(P)		AREVA 說明 Load Chain 設計變更不需經 NRC 核備。
27	NUPIC 2014 稽查 Karlstein 報告之 Cage 製程結果	1. 水棒 U-Profiles 焊接 2. 水棒端塞焊接及格架擋片(Spacer Stop)焊接 3. 格架片及彈簧焊接 4. 格架總成焊接 5. 骨架總成檢查	NUPIC 稽查前述 5 項主要項目，以焊接為重點查證。	未發現異常狀況。

AREVA進行Quality Review of CSH1-25 Cage Assembly 26367之結果

Cage Assembly

File Name Description Result

261485 Cage Assembly 26367 accept

261485 Cage Connecting Bolt, Complete 250330 accept

261485 Cage Lower End Plug 227573 accept

261485 Cage Square Tube 250755 accept

Connecting Bolt, Complete

File Name Description Result

250330 Connecting Bolt, Complete to Connecting Bolt accept

250330 Connecting Bolt, Complete to Compression Nut accept

250330 Connecting Bolt, Complete to Compression Spring accept

250330 Connecting Bolt, Complete to Locking Lug accept

250330 Connecting Bolt, Complete to Locking Ring accept

250330 Connecting Bolt, Complete to Locking Spring accept

250330 Connecting Bolt, Complete to Upper End Plug accept

Connecting Bolt Description Result

File Name

239998 Connecting Bolt for Connecting Bolt, Complete accept

215510 Product Form Bar for Connecting Bolt accept

Compression Nut Description Result

File Name

239978 Compression Nut for Connecting Bolt, Complete accept

215509 Product Form Bar for Compression Nut accept

Compression Spring Description Result

File Name

234468 Compression Spring for Connecting Bolt, Complete accept

209929 Product Form Wire for Compression Spring accept

Locking Lug Description Result

File Name

239979 Locking Lug for Connecting Bolt, Complete accept

215509 Product Form Bar for Locking Lug accept

Locking Ring Description Result

File Name

*239980 Locking Ring for Connecting Bolt, Complete accept

*215509 Product Form Bar for Locking Ring accept

Locking Spring Description Result

File Name

207301 Locking Spring Connecting Bolt, Complete accept

148760H1 Product Form Wire for Locking Spring accept

Upper End Plug Description Result

File Name

232204 Upper End Plug for Connecting Bolt, Complete accept

199305 Product Form Bar for Upper End Plug accept

Lower End Plug Description Result

File Name

227573 Lower End Plug for Cage accept

199305 Product Form Bar for Lower End Plug accept

Square Tube Description Result

File Name

250755 Square Tube for Cage accept

247106 Strip Transformed Zry4 for Square Tube accept

197787 Product Form Sheet for Strip Transformed accept

附表　與 C1F029 裝設之同一批次骨架(Cage TR17)之燃料束

與此 C1F029 裝設之同一批次骨架(Cage TR17)之燃料束如附表，總共 101 束。其中 C1Fxxx 編號屬於核一廠，共 92 束。其餘 FCDxxx 編號係其他客戶之核燃料編號，共 9 束。 R1

Serial number	Bundle serial	Serial number	Bundle serial	Serial number	Bundle serial
25547	C1F040	26398	C1F009	26437	C1F542
25548	C1F037	26400	FCD229	26438	C1F555
25613	C1F501	26402	C1F035	26440	C1F505
26360	C1F532	26403	C1F014	26443	C1F504
26361	C1F528	26404	C1F034	26444	C1F039
26362	C1F503	26405	C1F019	26445	FCD227
26363	C1F038	26406	C1F545	26446	C1F010
26364	C1F526	26408	C1F540	26447	C1F509
26366	C1F554	26409	C1F032	26448	C1F508
26367	C1F029	26410	FCD222	26449	C1F011
26368	C1F557	26411	C1F036	26450	C1F012
26369	C1F537	26412	C1F502	26451	C1F513
26370	C1F525	26413	C1F527	26452	C1F510
26371	C1F517	26414	C1F518	26453	C1F026
26373	C1F515	26415	C1F529	26454	C1F514
26374	C1F017	26416	C1F533	26455	C1F522
26375	C1F018	26417	C1F552	26456	C1F530
26376	C1F021	26418	C1F516	26457	C1F546
26377	C1F028	26419	C1F547	26458	C1F531
26378	C1F536	26420	C1F523	26459	C1F521
26380	C1F534	26421	C1F013	26460	C1F559
26382	C1F553	26422	C1F031	26461	FCD224
26384	C1F550	26424	C1F539	26462	FCD225
26385	C1F538	26425	C1F524	26463	C1F519
26386	C1F558	26426	C1F506	26464	C1F512
26387	C1F535	26427	C1F022	26465	C1F033
26388	C1F544	26428	C1F027	26466	C1F025
26389	FCD228	26429	C1F015	26467	C1F507
26390	C1F511	26430	FCD226	26468	C1F543
26391	C1F549	26431	C1F520	26470	C1F556
26392	C1F024	26432	C1F030	26471	C1F551
26393	FCD221	26433	C1F016		
26395	C1F023	26434	FCD223		
26396	C1F020	26435	C1F548		
26397	C1F541	26436	C1F560		

附件八　　筆因分析報告

一、　摘要

本文件為核一廠一號機燃料水棒連接桿失效之肇因調查報告。在103年12月底，一束ATRIUM-10燃料在爐心吊起時，其水棒連接桿發生斷開事件。本次失效事件並不影響燃料棒之完整性，也不會對公眾健康及安全造成危害。因應本次失效事件，燃料廠家成立肇因分析小組，該小組成員包含美國東、西岸、法國及德國等跨國跨領域專家。

此次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，因燃料束本身重量所產生的應力已超過連接桿剩餘截面所能承受之強度，在此時發生最終斷開，造成燃料束荷重傳輸鍊(load chain)的上半部分離。

燃料廠家研判，有許多因素共同造成本次事件，任一因素均無法單獨導致本連接桿斷開，這些因素一般來說並不會存在於正常的燃料束中。其中兩個主要因素如下：

- 本斷開連接桿有由材料缺陷所引起之獨特的表面瑕疵。
- 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(詳述如第八章)，但需配合表面瑕疵才有可能造成裂縫起始。 R2

因此本次燃料束水棒連接桿斷開為特殊案例。

除前述主因之外，燃料廠家肇因分析小組認為還有下列對本次失效事件有貢獻或加速其進行之助因，這些助因不會直接導致本事件之發生：

- 較為嚴苛的BWR水化學環境造成腐蝕加劇。
- 不鏽鋼材料之輻射損傷。

●製造之殘留應力。

根據目前熱室檢驗及其他運轉證據，顯示本連接桿斷開事件應為偶發失效(non-generic event)。到目前為止，燃料廠家採用與HALC相同之連接桿設計(ALC+HALC)之燃料已有超過14,000束運轉經驗，其中已有2,998束使用相同水棒連接桿設計之燃料束達到比C1F029高的燃耗，且每束照射過燃料均有多次吊運紀錄。本次水棒連接桿斷開係唯一發生之事件。 R2

此次的調查範圍包含：詳細審視設計層面、製造過程及驗證測試。並未發現有任何有關設計與製作過程之系統弱點，但為保守起見，燃料廠家已經開始在燃料製造加工過程施行加強措施，額外增加檢查程序並改善相關工具，來偵測或預防各別的助因。

核一廠已檢查一號機爐心其他燃料，確認水棒連接桿功能均正常，可持續使用(如主報告附件一)。但基於保守，燃料廠家亦已完成本連接桿斷開事件之爐心運轉安全評估，安全評估假設即使爐內存有連接桿瑕疵之燃料，甚至或於運轉期間發生連接桿斷開時，安全評估之結論仍確認電廠在一般運轉狀態、預期運轉事件和設計基準事故下安全系統仍可以正常運作，安全運轉無虞(如主報告附件九)。 R2

二、 分析結果

1. 熱室檢驗

肇因分析結果顯示，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，之後再轉為輻射促進腐蝕龜裂(IASCC)機制。 R2

由斷開面複製膜之目視及SEM分析，初始裂痕是發生在180°附近，最終在0°附近斷開。最終斷開點是穿晶破裂，但僅在少數區域上發現穿晶破裂特徵[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]。因此在本次EOC-27大修期間吊運中，C1F029燃料之連接桿處無法負荷重量而造成斷開。在本連接桿外表面之初始裂痕區域發現有表面瑕疵現象。

IASCC及IGSCC在SEM檢視時均是顯現沿晶破裂特徵，對本連接桿而言，其中子通量已到達1.38×10^{21} n/cm^2，因此已在IASCC之發生門檻[redacted]範圍內，顯示IASCC是本事件之助因。

裂痕之成長在開始階段為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。肇因分析小組認為初始裂痕是由製造瑕疵、材料缺陷及外部環境所造成。 R2

此外，對不鏽鋼加速腐蝕有影響之氯、硫及氟均未在熱室檢驗中發現，但複製膜R2.X之輻射劑量相當高，無法進行EDX分析，且前述物質均為水溶性物質，可能在本連接桿於爐心斷開時即留在爐心內。

另外在連接桿壓接處並未發現水流被阻塞之證據，相反地，在連接桿上半截斷開處之凸緣下端發現有水流痕跡(詳圖19)，顯示水流並未被阻塞，但可能使清洗效果變差，進而減少水流清洗效果。

2. 偶發失效

根據現有證據，燃料廠家認為本連接桿斷開事件是偶發失效，前述之主因及助因均無法獨自造成本事件，必須是複合效應方能造成本事件之發生，因此本事件係機率極低之偶發失效。調查結果並未發現有任何有關製作過程、材料供應及燃料設計之系統性弱點。 R2

民國93年起燃料廠家開始使用ALC/HALC連接桿設計，運轉經驗包含23個反應器環境及超過55個運轉週期，已有超過14,000束使用經驗，且有較本連接桿更高燃耗之使用經驗，也有貯存在用過燃料池及乾貯之經驗，本事件是國際間唯一發生之案例。

以上調查結論指出本事件為偶發失效且再發生的機率很低。證據顯示必須有許多因素共同發生才會造成本事件，任一單獨因素均不會導致本事件。這些因素如下：

- 有獨特的表面條件和應力狀態造成裂縫起始。
- 裂縫起始之後，裂縫成長機制開始階段為IGSCC，再轉換成IASCC，而表面積垢或其他腐蝕過程可能加速裂縫成長，最終導致連接桿斷開。

在製程監管方面之重要查證摘要如下：

- 已查對核一廠燃料製程紀錄並無異常，製程監管之監督確有執行。 R2
- 殘留應力測試結果顯示正常製程下所產生之表面應力，不足以導致水棒連接桿斷開。

使用相同水棒連接桿設計之燃料已有大量運轉經驗，如表1和表2所列，已有超過14,000束使用經驗且並無其他失效例子。

由於必須發生一連串事件之獨特狀況才會導致本次失效事件，且世界上已有大量使用相同水棒連接桿設計之燃料運轉經驗和製程監管可預防缺陷之發生，基於上述原因，燃料廠家認為此為偶發失效事件，且不預期會再發生類似失效事件。

三、 背景說明

1. 設計背景

燃料廠家之ATRIUM-10之荷重傳輸鍊(load chain)是在民國81年由歐洲開始使用，美國之先導型燃料則在民國83年開始引進[redacted]，並於民國86年開始使用。圖1顯示使用3種不同連接桿設計。

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

圖1、ATRIUM-10不同連接桿

美國[redacted]從民國95年初開始使用HALC設計之燃料，核一廠則自民國98年開始使用本型燃料，至目前為止，國際間已有超過14,000束採用與HALC相同連接桿設計之燃料運轉經驗，且每束照射過燃料均有多次吊運紀錄，本次水棒連接桿斷開係唯一發生之事件，世界上使用相同連接桿設計之燃料運轉經驗如表1和表2。

表 1、ALC 燃料設計使用經驗

R2

Customers/Reloads	Delivered	In Operation	BU > C1F029(1)	Max BU (MWd/MTU)
[redacted]	300	0	152	51,195
[redacted]	280	0	26	45,107
[redacted]	374	0	50	51,073
[redacted]	296	0	144	51,276
[redacted]	232	0	92	50,174
[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權	280	0	89	49,793
[redacted]	304	0	92	51,531
[redacted]	200	0	76	50,883
[redacted]	184	0	63	48,111
[redacted]	4	0	0	NA(2)
[redacted]	4	2	0	NA(2)
[redacted]	4	0	2	44,116
TOTAL (ALC)	2,462	2	786	

R2

表 2、HALC 燃料設計使用經驗

Customers/Reload	Delivered	In Operation	BU > C1F029[(1)]	Max BU (MWd/MTU)
[redacted]	280	279	0	42,143
	308	308	0	23,114
	284	145	49	50,083
	272	271	0	42,105
	316	316	0	22,716
	260	0	0	Not in Operation
	288	78	131	49,175
	302	147	31	49,218
	284	283	0	40,546
	288	288	0	22,780
	248	0	16	45,720
	242	104	192	49,180
	234	234	101	45,595
	222	222	0	25,107
	238	110	84	49,695
	226	224	127	46,396
涉及燃料廠家	226	226	0	25,345
智慧財產權	222	0	0	Not in Operation
	232	0	122	51,696
	324	148	140	49,875
	320	320	201	51,407
	320	153	268	50,197
	312	307	128	45,561
	216	0	65	50,137
	308	308	0	43,246
	292	292	0	23,102
	316	315	8	43,770
	300	300	0	24,290
	100	98[(3)]	44[(3)]	47.282
	102	102	0	41,079
	124	124	0	34,943
	104	0	0	Not in Operation
	94	94	48	50,545

Customers/Reload	Delivered	In Operation	BU > C1F029(1)	Max BU (MWd/MTU)
[redacted]	106	106	0	35,206
[redacted]	132	72	0	18,148
[redacted]	92	0	0	Not in Operation
[redacted]	170	166	111	49,093
[redacted]	176	175	0	35,639
[redacted]	164	164	0	37,571
[redacted]	189	17	0	17,023
涉及燃料廠家	176	175	0	37,317
智慧財產權	185	185	0	19,849
[redacted]	200	0	0	Not in Operation
[redacted]	136	132	4	57,816
[redacted]	8	8	0	NA(2)
[redacted]	276	226	68	48,276
[redacted]	112	112	0	NA(2)
[redacted]	246	240	8	54,400
[redacted]	212	0	0	NA(2)
[redacted]	412	230	248	56,156
[redacted]	346	328	18	47,615
TOTAL (HALC)	11,542	8,132	2,212	

R2

(1)註：核一廠本次水棒連接桿斷開(C1F029)燃料之燃耗為43,724.86(MWd/MTU)，燃耗大於C1F029之燃料數量共2,998束(786束ALC + 2,212束HALC)。 R2

(2)註：NA表示已使用燃料之燃耗未超過C1F029 (歐洲電廠燃料統計方式與台灣美國電廠不同)。

(3)註：[redacted] BU>C1F029燃料共有44束，其中有36束在[redacted]，8束在[redacted]。

(4)註：以上資料統計至104年2月28日。

燃料廠家的產品研發過程需要執行設計驗證。荷重傳輸鍊之設計驗證包含了拉伸測試，整個荷重傳輸鍊將下繫板、骨架、上繫板等組裝後增加拉力，如果過程中其中一個組件失效或是開始失效(或開始拉伸)，則將其移除後繼續拉伸測試。在測試中最先失效的是下繫板之防止異物入侵濾網(FUELGUARD grid)，接著是上繫板的把手和格架平面，當拉力達到[redacted]時，最後失效的是鎖緊扣環(locking lug)（變形但功能正常），且連接桿（尤其是螺紋連接處）、水棒及上下端

塞並無失效的跡象。表 3 為測試結果總結，基於該測試，連接桿之荷重傳輸鍊不預期會發生失效。

表 3、ALC/HALC 水棒設計拉伸試驗結果

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

2. 事件描述

103年12月28日，電廠燃料吊運小組按計畫將C1F029移往規劃座標，在抬升燃料過程運轉員發現重量感測器偵測到有燃料重量瞬間減輕之現象，隨即立刻暫停作業，經檢視燃料填換平台及吊具重量感測元件均正常後，電廠立即通知燃料廠家，並要求燃料廠家派員協助處理後續事宜。圖2顯示該束燃料匣明顯高於相鄰新燃料之燃料匣。

圖2、C1F029燃料匣明顯高於相鄰新燃料之燃料匣

燃料廠家在未進行檢驗前，使用失效模式與效應分析(FMEA)初步分析可能有9個失效位置，經檢驗後綜合評估結果如下：

1. 底部連接螺栓遺失：經照射過檢驗(Post-irradiation examination, PIE)證明底部連接螺栓仍在定位。
2. 水棒襯套銲接處失效：經照射過檢驗證明水棒襯套銲接處仍完整未受損。
3. 底部連接螺栓失效：經照射過檢驗證明底部連接螺栓定位正常並與下端塞完整結合。
4. 下端塞失效：經照射過檢驗證明下端塞定位正常並與底部連接螺栓完整結合。
5. 下端塞至水棒銲接處失效：經照射過檢驗證明下端塞至水棒銲接處正常且與水棒方管銲接處連接完整。
6. 水棒方管失效：經照射過檢驗證明水棒方管未斷裂且沒有塑變或彎曲之現象。
7. 水棒銲接處至上端塞處失效：經照射過檢驗證明上端塞定位正常且與水棒方管銲接處連接完整。
8. 上端塞處失效：經照射過檢驗證明上端塞定位正常且與水棒方管銲接處連接完整。

9. 連接桿失效：連接桿的最小直徑處是在連接桿上方之壓縮螺帽與連接桿之連接處，但此處並非本次之斷開處。經照射過檢驗證明本次斷開事件是發生在連接桿與水棒上端塞連接螺紋之最小直徑處附近。

在電廠及燃料廠家工作人員後續努力下，順利將 C1F029 燃料束移至用過燃料池，並立即以目視檢查該束燃料，發現水棒連接桿確實已斷開，斷開位置如圖 3。

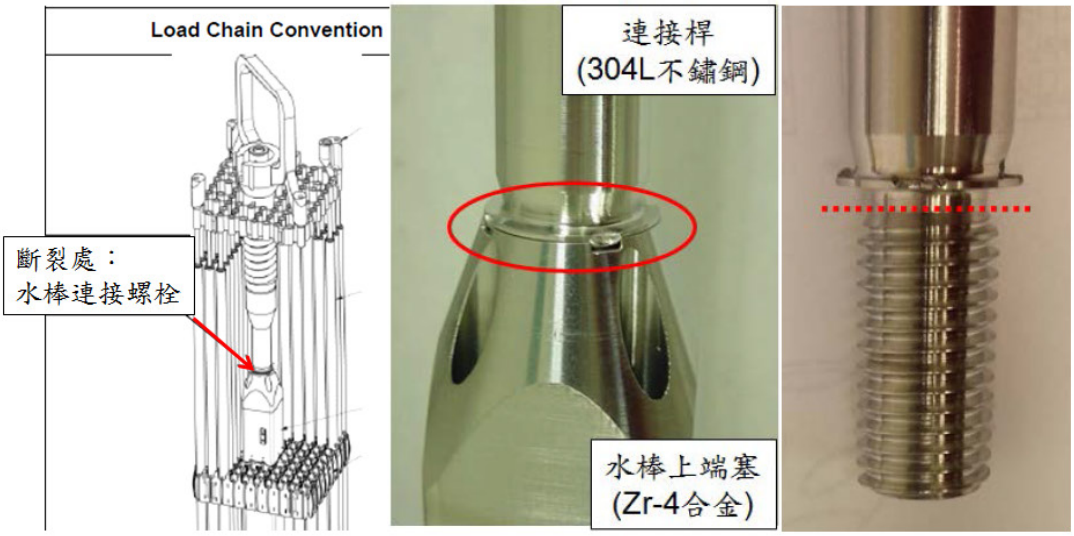


圖3、連接桿與水棒上端塞接合處與斷開位置

為了肇因分析之所需，核一廠將C1F029燃料內之91支燃料棒安全移出，並重新組裝於新骨架(Cage)內，將重新組裝後之燃料束安全移置燃料池貯放後，工作人員依計畫將此斷開連接桿組件移至國內專業實驗室熱室進行後續檢驗。圖4和圖5為目視檢查照片，顯示連接桿與連接桿承接處斷開處之相對位置關係圖。

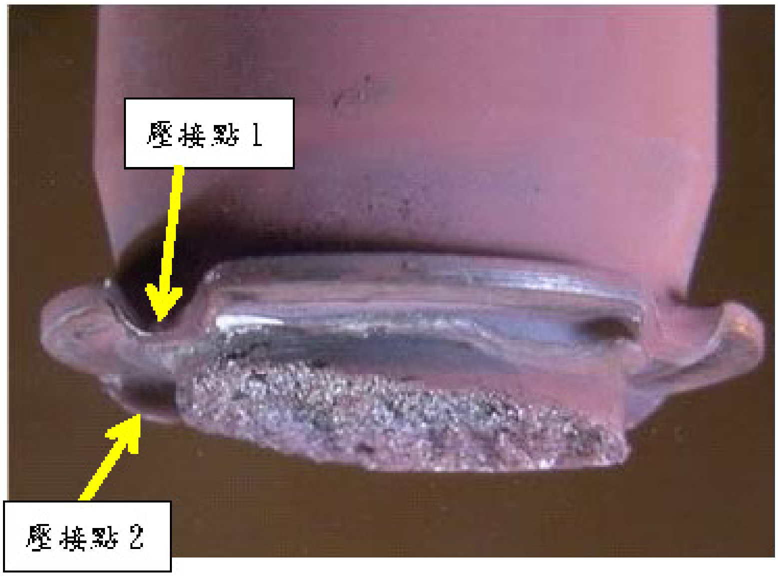


圖4、連接桿斷開處

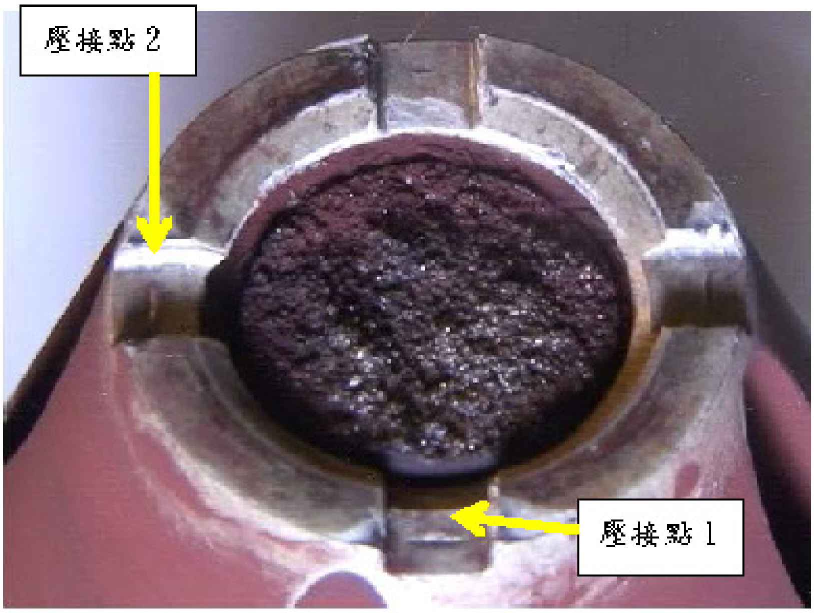


圖5、連接桿承接處斷開處和積垢狀況

四、 肇因分析程序及進展

燃料廠家係使用PACTS方法，利用有系統化的程序並依據事實的陳述，去排除不合理之假設與偏差並尋找可能的肇因。PACTS方法包含了以下5個過程：

- 問題描述 (**P**roblem statement)
- 分析 (**A**nalysis)
- 肇因 (**C**auses)
- 測試 (**T**esting)
- 解決方案 (**S**olution & Implementation)

燃料廠家主導此肇因分析小組的經理人為全世界有名的燃料專家，他的角色須對調查結果和改正方案負全責，除此之外此肇因分析小組還須定期向管理審查小組報告。此管理審查小組須同意改正方案的優先順序並確保其適當性。

肇因分析關注項目經肇因分析小組評估篩濾後，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，肇因分析小組逐項進行評估作業，評估結果如第五章節。

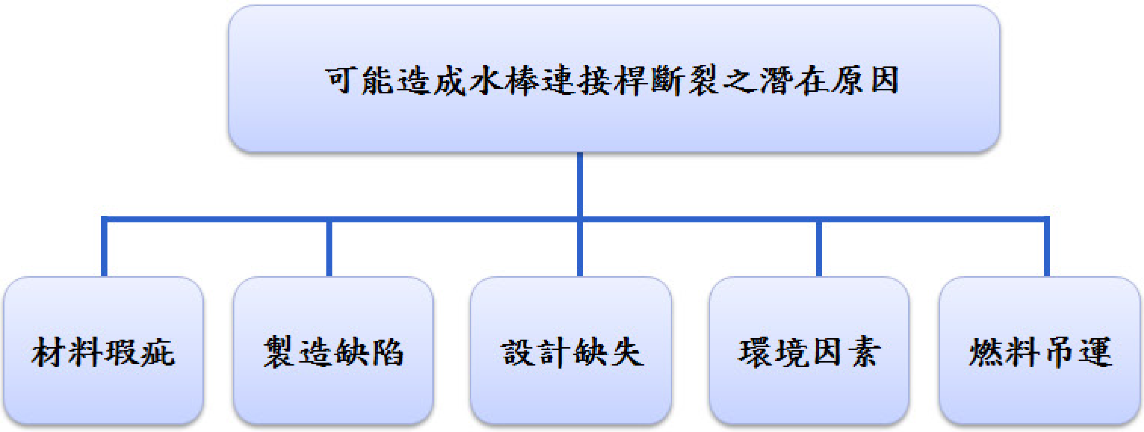


圖6、肇因分析關注項目

五、　肇因分析關注項目

1.材料瑕疵

肇因小組已針對材料是否偏離設計規範進行評估作業，調查包含斷開連接桿之鋼材及製程，調查結果如下：

- 已審查棒材的檢驗過程、測試設備和方法。所有棒材皆經過100%[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 R2

- 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。熱室ICP-MASS分析結果未發現有違反304L規範之狀況。

- 已檢驗棒材及連接桿製造過程，先執行固溶處理再進行棒材拉直，連接桿螺紋加工及其準直度允許公差均可能產生製造應力。

- 不同棒材爐號批次均會依ASTM A276/A479(材料之組成及機械性質)及ASTM A262(抗腐蝕能力)進行相關測試。機械性質包含降伏強度(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)。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。

2. 製造缺陷

肇因分析小組已完成製程調查及評估相關製程是否存在原有的缺陷或偏差。有以下結論： R2

- 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。
- 在連接桿供應商利用數位控制車床(CNC)加工後之零件，均會由操作員進行 100%目視檢查及測量尺寸。
- 供應商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。
- 本次斷開連接桿之製造批次為 239998，該批次共有 427 個連接桿，所以依抽檢計畫，必須抽測 50 個，並依檢驗計畫之要求項目執行 100%檢查。抽測的 50 個樣品結果全部符合規範。依據檢驗計畫進行連接桿表面粗度的檢驗(圖 7 為檢驗紀錄)，結果無異常。

47	Rz 16	< Rz 16	AQL 1,0 PN II EN	Rubert-Test/RMG	< Rz 16

圖 7、製造批次 239998 之檢測紀錄

- 該製造批次之連接桿表面狀況也需進行 100%目視檢查。結果無異常。

3.4	Oberflächen-Beschaffenheit *Surface Condition*	Visuell *Visual*	100%	Gut

圖 8、製造批次 239998 之接受紀錄

- 燃料廠家品管員會進行雙重檢查。
- 在燃料廠家對連接桿與上端塞進行鎖磅和壓接作業前，操作員需針對連接桿表面是否損壞或有異常進行目視檢查。

結果無異常。

- 燃料廠家已針對[redacted]之化學成分進行檢驗，重點在鹵素及鉛含量，檢驗結果並未發現任何異常。 R2

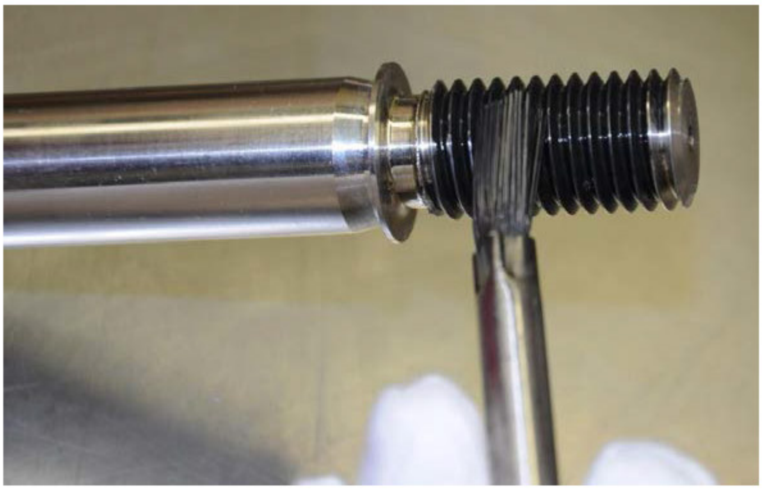


圖 9、[redacted]潤滑劑之塗裝

- 鎖磅工具均須由有經驗之操作員校正，所有使用人員及校正紀錄均須審查，如圖 10。結果無異常。

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權

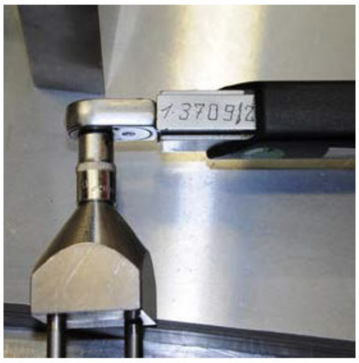


圖 10、校正之鎖磅工具

- 當[redacted]乾燥後，連接桿會用治具夾住，並將上端塞裝入上連接桿螺紋內並鎖磅，如圖 11。結果無異常。

- 為確保壓接過程設備方位正常且不會被旋轉，組件需以治具固定在定位，如圖 12。壓接完必須以厚薄規量測，如圖 13，並須執行 100%目視檢查。結果無異常。

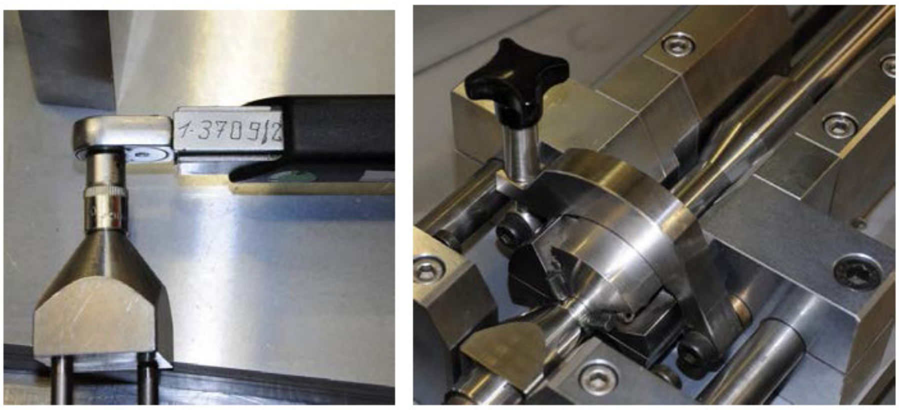


圖 11、壓接過程

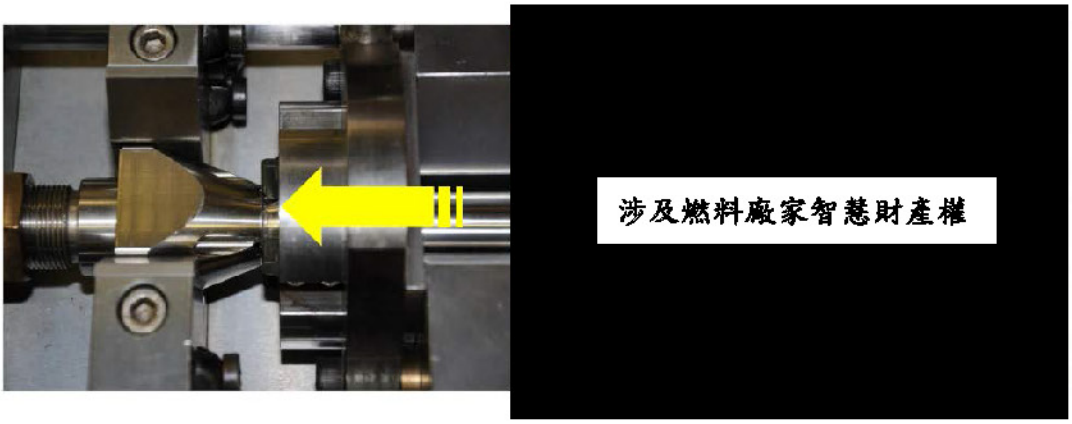


圖 12、壓接設備

- 當鎖磅完成後連接桿之螺牙過渡區域就無法用目視檢驗看到。
- 當把連接桿與上端塞結合後，螺牙及螺牙過渡區就無法再進行任何檢查工作。
- 當將上端塞與水棒方管銲接後，操作員必須執行 100%目視檢查並以厚薄規測量壓接處間隙。

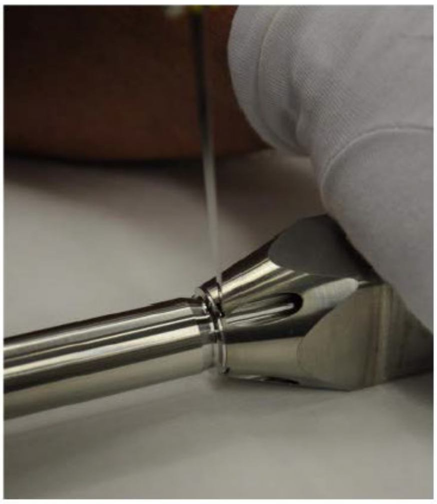


圖 13、厚薄規測量壓接處間隙

- 註：壓接過程是否會產生施力不均造成連接桿與上端塞準直度不佳，或正常壓接位移([redacted])及異常壓接位移([redacted])之狀況，經評估均不會對連接桿與上端塞準直度造成任何影響。

3.設計缺失

肇因分析小組已評估連接桿的設計是否存在潛在的缺失，可能造成本連接桿的斷開。 R2

- 經檢視後發現，裂痕的出現位置是在無螺牙部分的半徑過渡區(Transition Radius)而不是在無螺牙部分的最小半徑處。
- 如圖14所示，出牙處根部之曲率半徑約為[redacted]，角度為[redacted]，並不是在無螺牙部分的半徑過渡區域。

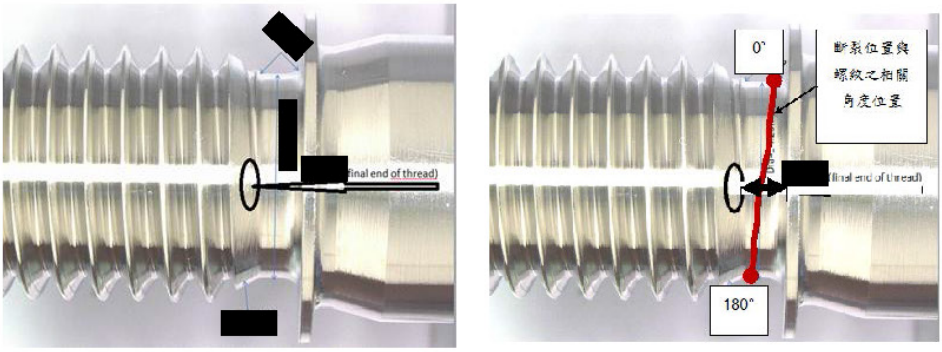


圖14、連接桿螺紋根部細部照片

- 在每個壓接處，因為廠家利用在連接桿凸緣區域根部加入填充物及較小之凸緣厚度之設計，即使使用後有裂紋產生，其成長路徑也只會發生在凸緣區域，而不會延伸進入較厚之連接桿截面。
- 在每個壓接處均有2個可供水流過之通道(如此一個水棒共有8個流徑)，使連接桿和水棒上端塞連接後，清洗流程能適當清洗無螺紋區域。肇因小組已調查是否可能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。 R2

4.環境因素

肇因分析小組已調查該燃料束之運轉環境，結論如下： R2

- 電廠水化學資料顯示，[redacted] **涉及燃料廠家智慧財產權** [redacted]遠低於 EPRI 沸水式電廠水化學導則之行動標準值[redacted]、及廠家要求之燃料保證規範限值[redacted]，如圖 15。

- 如圖 16 所示，爐水中[redacted]濃度比 EPRI 沸水式水化學導則之建議值高，其季平均建議值為[redacted]。EPRI 報告 NP-7458-S 指出有測試顯示[redacted]濃度高過[redacted]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[redacted]濃度超過[redacted]其影響程度可忽略，甚至高達[redacted]也不會有任何明顯影響。因此週期 27 爐水[redacted]濃度是否對本事件有影響亦無定論。

  (註：國內專家與台電公司共同意見：依照 EPRI 建議此標準適用於 Zn-addition 電廠，核一廠並不屬於此類並未針對[redacted]制定 action plan。[Ref. EPRI 2014 BWR Water chemistry guideline, BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 1: BWR Water Chemistry Guidelines – Mandatory, Needed, and Good Practice Guidance])

- 另從破斷面複製膜的 EDX 分析顯示在連接桿斷面區域未發現任何氯離子與硫化物蹤跡。

- 在螺牙連接區域，因清洗流徑堵塞造成間隙腐蝕之可能性應列入考慮。

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

圖 15、核一廠一號機週期 26 及 27 爐水中[redacted]濃度

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

圖 16、核一廠週期 26 及 27 爐水中[redacted]濃度

5.燃料吊運

燃料製造廠：

肇因分析小組已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。為了進一步瞭解，已進行兩項測試以瞭解燃料吊運時可能發生的極端效應。

- 進行側向負荷測試，以評估若要在連接桿無螺紋區域產生可被燃料廠家組裝操作員發現的裂紋，需要多大的壓縮負荷。相關測試詳述於章節七、10.6，測試結果顯示在處理不當的狀況下，也不會產生裂紋。 R2
- 進行偏移的壓縮測試，以評估若要使連接桿和水棒上端塞之連接處產生永久變形和失效，需要多大的負荷。測試結果顯示，當負荷上升至1,800磅時，上繫板、連接桿和水棒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。相關測試詳述於章節七、10.7。

電廠吊運：

- 因為電廠曾發生燃料鎖緊裝置在燃料吊運期間斷裂之情況，肇因小組已調查電廠大修燃料吊運歷史，並無發現任何異常。
- 肇因小組亦審查相關電廠燃料吊運步驟之重量指示變化(週期25至27)，並未發現有任何燃料吊運異常現象。廠家另已完成吊運過程若發生超過正常預期之負荷(正常負荷的2.5倍以上)對連接桿造成的衝擊測試，確認不鏽鋼連接桿不會因而產生裂紋，因此吊運對本事件之影響可能性極低。 R2
- 在連接桿與水棒上端塞之連接處，燃料設計計算扭矩設定

為12.9 Nm (製造時為[redacted] Nm)，潤滑劑之摩擦係數設定為[redacted]。由上述設定計算出在連接桿與水棒上端塞之連接處之應力為26.8 MPa，小於304L不鏽鋼材料在爐心運轉溫度下的降伏強度限值105 MPa(ASME設計數值)。

- 公牙的304L不鏽鋼之熱膨脹速率高於母牙的鋯合金，此熱膨脹差異會降低連接處之張應力。由於螺牙連接處長度較短及鋯合金在輻照下會產生鬆弛效應(relaxation)，因此鋯合金的輻射成長量並不明顯。原始棒材製造過程及螺紋車製所產生的殘留應力，並不足以導致裂縫起始，但可促進裂縫成長。然而，在設計之初並未考慮到無螺紋區域接近第一螺牙處之應力集中因子(notch stress concentration factor)。此應力集中因子在304L不鏽鋼未受輻射照射前約為[redacted]，當連接桿受輻射照射硬化後，其應力集中效應將增大。若考量以上因素，其螺牙連接處之應力可能會高於材料的50%降伏限值。

R2

六、 失效模式影響分析(FMEA)之再確認

HALC的材料組成為不鏽鋼及鋯合金，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破裂(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錬組件所處環境，中子通量及γ加熱效應較斷開點低，材料發生IASCC的機率較低。其它組件則為鋯合金，不易發生IASCC現象。所以前述8個可能失效點發生類似故障機率不高。因此在HALC設計之荷重傳輸錬上最可能發生故障點為本次連接桿斷開處。這些可能失效位置多以機械強度考量，但本次失效原因為不鏽鋼輻射促進應力腐蝕破裂，除了本次連接桿斷開處之外，其他可能失效點的個別評估如下： R2

1. 底部連接螺栓遺失：壓接過程對該螺栓造成的應力非常小，此處熱膨脹後處於壓縮狀態，不致受到拉伸應力，此區域位於輻射影響較小區域。此部分組態也不易引發間隙腐蝕。

2. 水棒襯套銲接處失效：在核能工業的應用上此種連接方式已使用相當長的時間。此處熱膨脹後處於壓縮狀態，不致受到拉伸應力，此區域位於輻射影響較小區域。此部分組態也不易引發間隙腐蝕。

3. 底部連接螺栓失效：經檢查後該螺栓仍鎖在定位上，並與下端塞連接著。

4. 下端塞失效：下端塞材料有較大的截面。短的螺牙長度在壓縮狀態時因為熱膨脹可提供較小應力。此區域位於輻射影響較小區域。此部分組態也不易引發間隙腐蝕。

5. 下端塞至水棒銲接處失效：在核能工業上鋯合金與鋯合金介面的銲接已有相當長時間的經驗，此處熱膨脹後處於壓縮狀態，不致受到拉伸應力。位於輻射影響較小區域的起始點。此部分組態也不易引發間隙腐蝕。

6. 水棒方管失效：在核能結構組件的應用上已有相當長時間使用鋯合金方管和圓管的經驗，如 PWR 導管和 BWR 繫棒。此處位於有效燃料區域，因此其行為表現應類似於燃料棒之鋯金屬護套。此部分組態也不易引發間隙腐蝕。

7. 水棒銲接處至上端塞處失效：在核能工業上鋯合金與鋯合金介面的銲接已有相當長時間的經驗，此處熱膨脹後處於壓縮狀態，不致受到拉伸應力，且位於有效燃料區域之末端。此部分組態也不易引發間隙腐蝕。

8. 上端塞失效：上端塞材料有較大的截面。位於輻射影響較小區域之頂端，其材料為鋯合金不易發生間隙腐蝕。

9. 連接桿失效：連接桿最小半徑處是在連接桿最上方之壓縮螺帽與連接桿之連接處，此處為預期中第 9 個可能發生失效的位置。但本次失效處是在連接桿最下方的位置，並不在初始 FMEA 的考慮範圍內。但因當時 FMEA 分析時僅考慮機械強度，連接桿最上方截面積相對較小，應會較先發生失效。但綜合考慮其他方面，連接桿最上方離有效燃料區較遠，輻射效應影響較低。

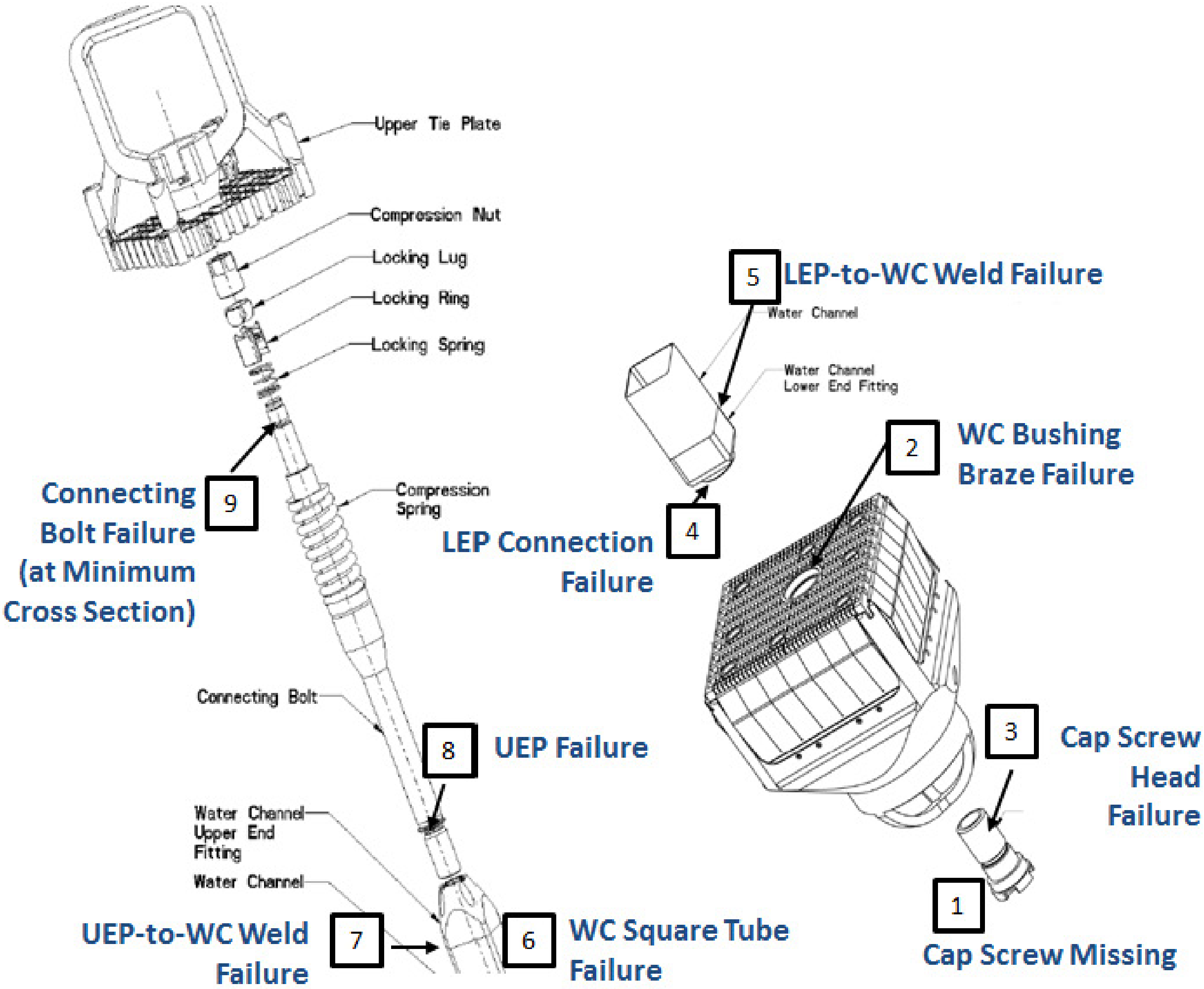


圖17、檢查前FMEA評估示意圖

七、 測試與檢驗

1. 斷開連接桿之熱室目視檢驗

1.1 上半截連接桿目視檢查

在國內專業研究室的熱室實驗中以數位攝影機進行斷裂連接桿兩個破斷面的目視檢查。將連接桿(上半截)定義為破斷面1，為了清楚瞭解破斷面上的相關位置，標示了0°、90°、180°和270°，此角度與實際燃料的之相對位置標示如圖18：

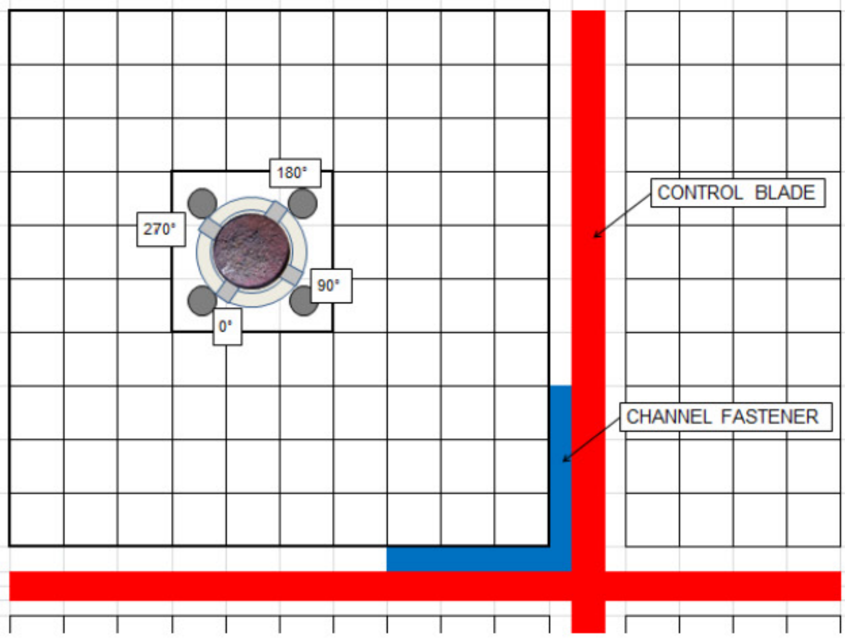


圖18、連接桿角度與燃料相對位置關係圖

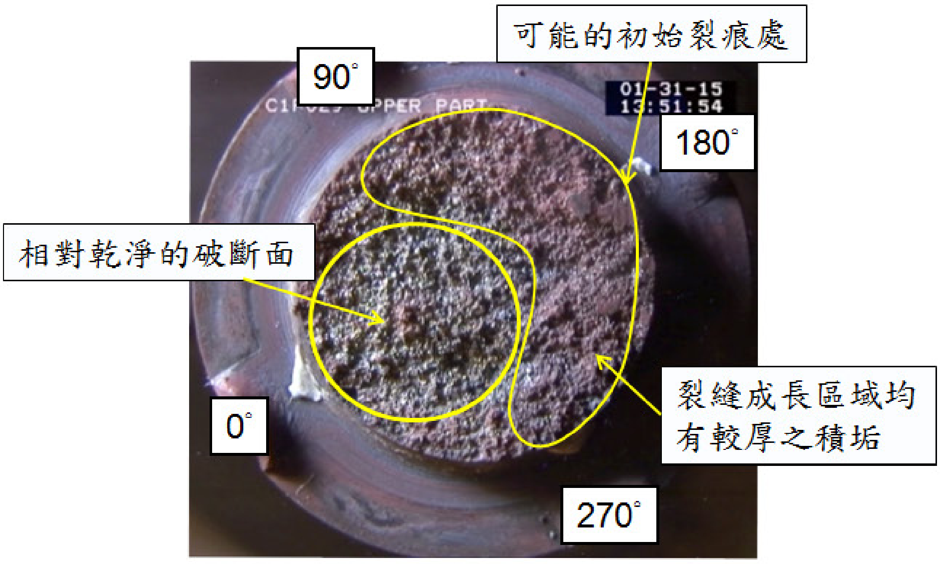


圖19、上半截連接桿破斷面(破斷面1)

整個破斷面為晶粒感的，在巨觀上並無顯示有塑性變形的跡象。破斷面的平面有輕微的傾斜，在180°的位置最高，0°的位置最低。約有三分之一的破斷表面被大量的橘紅色沉積物覆蓋(約從90°到270°的外圍部分)，在180°位置附近有一處較為平坦的區域，可能是這束燃料在最後吊運時發生斷裂後所造成的機械損傷。其餘的破斷表面則為金屬色。

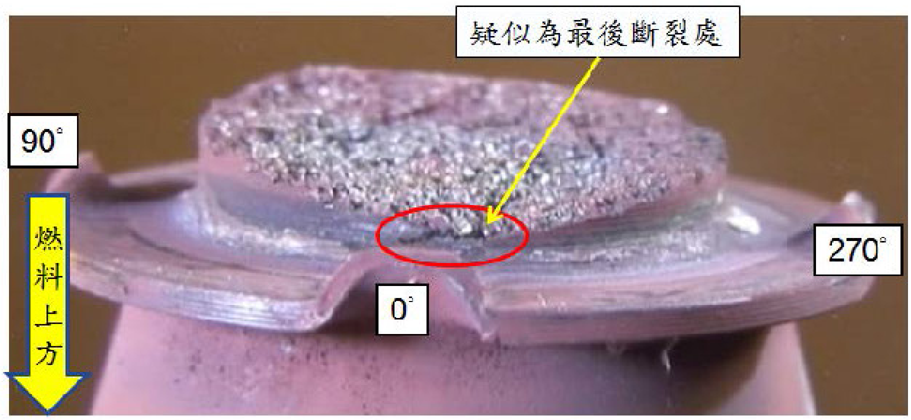


圖20、破斷面1：0°位置的照片

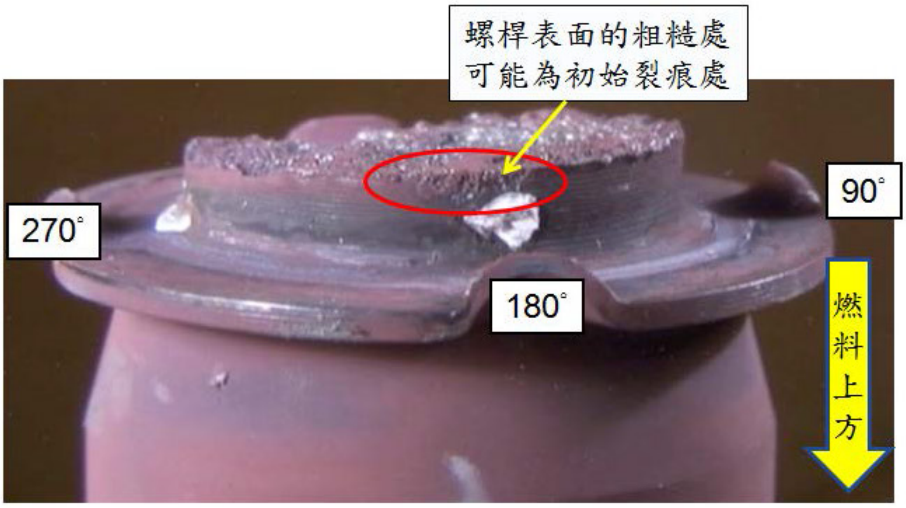


圖21、破斷面1：180°位置的照片

圖21中在180°位置的表面粗糙處不像是在加工製造時造成的缺陷，若是加工造成的缺陷會和車床的切削工具切齊、形狀會是較長的橢圓形且缺陷的兩端會有銳利的邊緣。根據連接桿的圖面(A1C-810304-1)有要求其表面粗度。依據ISO 1302之規範，連接桿的無螺紋區域其表面粗度需符合Rz16之要求。

圖21的表面瑕疵不符合Rz16規範，若在製造過程中產生可由目視發現的表面瑕疵，則應會被材料供應商的車削加工作業員及品質查驗員、燃料廠家的物料管理員或是燃料廠家工廠鎖磅和壓接作業之操作員目視發現。經檢視相關製程紀錄後，組裝過程並沒有任何異常紀錄。但若是在機械加工過程中產生機械變形或是夾雜物的移除，而造成在表面形成很小的表面瑕疵，以往的目視檢視可能不足以發現此表面瑕疵。因此為了增加發現表面瑕疵的靈敏度，並提供較高的安全餘裕，將針對無螺紋區域與半徑過渡區使用放大3~5倍的方式進行目視檢查。

1.2 連接桿承接處目視檢查

連接桿承接處的破斷面定義為破斷面2。破斷面2的分析方法和破斷面1相同。在180°位置的破斷面約和第一個螺牙處的底部接近。連接桿承接處和連接桿凸緣接觸的位置為金屬色澤，如圖22。

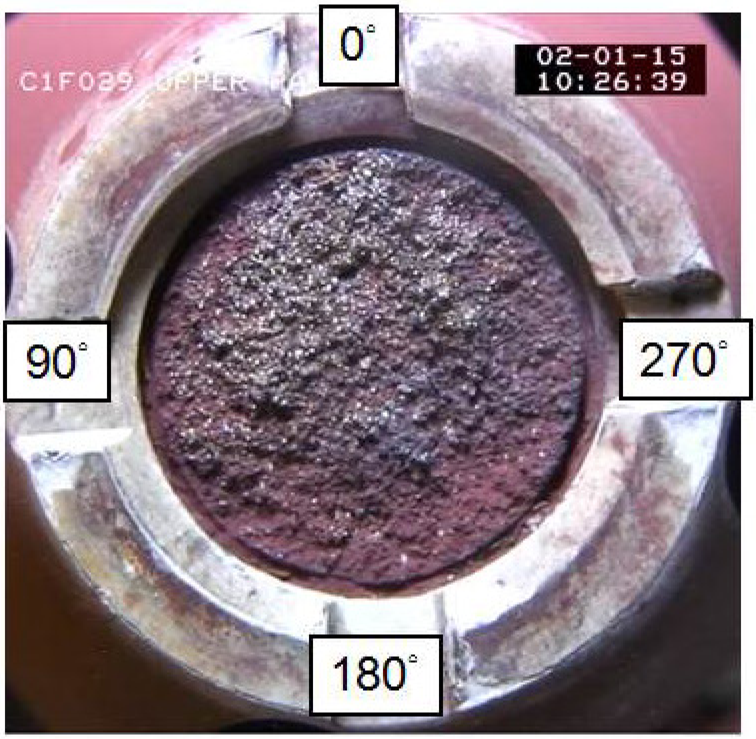


圖22、連接桿承接處(破斷面2)的上視照片

因為在拆除上繫板與上半截連接桿時，以及燃料重組的過程中有大量的積垢漂出並沉積到水棒上端塞處。燃料廠家工作人員為了拍攝該處清楚的照片，曾在核一廠的燃料池中，用工具進行清潔，以移除沉積在上的積垢，如圖23。此清潔的結果，不影響判斷水流阻塞的現象。

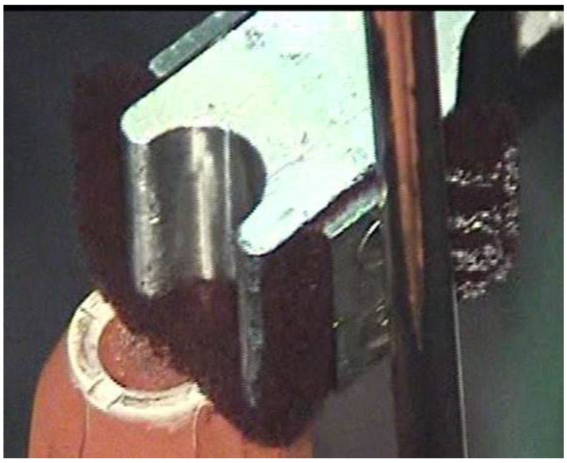


圖23、燃料廠家人員利用工具清潔連接桿承接處

2. 化學成分分析

燃料廠家人員取積垢樣品的位置，如圖24紅框處，積垢樣品的化學成分分析結果如表4。

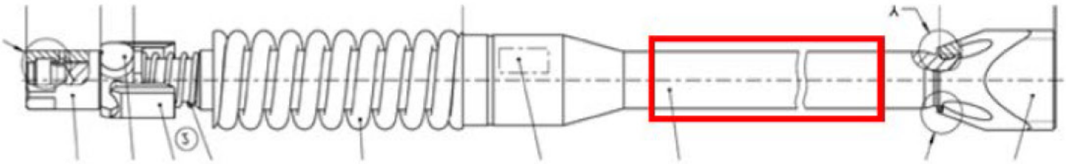


圖24、積垢的取樣位置(紅框處)

表4、積垢樣品的化學分析結果

Element	Wt %
Al	0.017
Ca	0.147
Co	0.003
Cr	0.015
Cu	0.012
Fe	1.651
Mg	0.005
Mn	0.004
Na	0.194
Ni	0.011
Zn	0.076
Si	0.030

Zr	0.003
S	0.093
Total	**2.262**

積垢樣品的分析結果，可幫助了解本束連接桿斷開之燃料周圍之爐心水化學環境，並未發現特別狀況。即積垢化學分析上並未發現有與本次連接桿斷開相關之助因。

3. 破斷面複製膜製備與熱室檢驗

從破斷面上製作複製膜皆按照標準程序，從破斷面1上取下的複製膜會標示成R1.X(製作的第一個複製膜為R1.1、第二個為R1.2、…)，破斷面2則可依此類推。

3.1 複製膜R1.1的SEM分析

複製膜R1.1 (表面接觸劑量約80μSv/h)在經過鍍碳之後放入SEM進行分析。幾乎所有的破斷面皆為沿晶破裂的特徵。在90°至270°的外圍為橘紅色的破斷面上，顯示有相對粗糙的表面，應是氧化物的沉積所造成的。

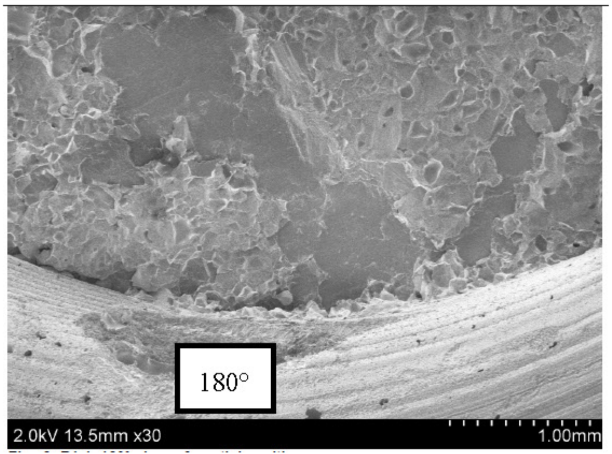


圖25、複製膜R1.1：180°位置的照片

在靠近0°的位置，破斷面的特徵顯示為沿晶破裂機制，且在可觀察到晶粒表面的區域發現有數個成長的痕跡。

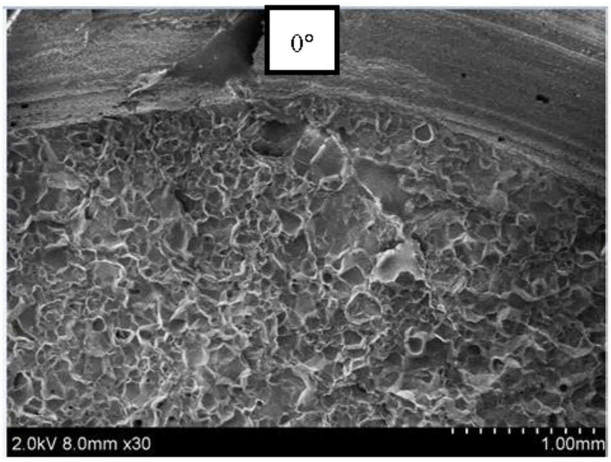


圖26、複製膜R1.1：0°位置的照片，破斷面上有微小裂痕

在靠近0°位置的破斷面上觀察到最後斷裂時的裂痕。在圖26的上方黑灰色區域並不是真實破斷面的表面特徵，是複製膜製備時產生的人工缺陷。

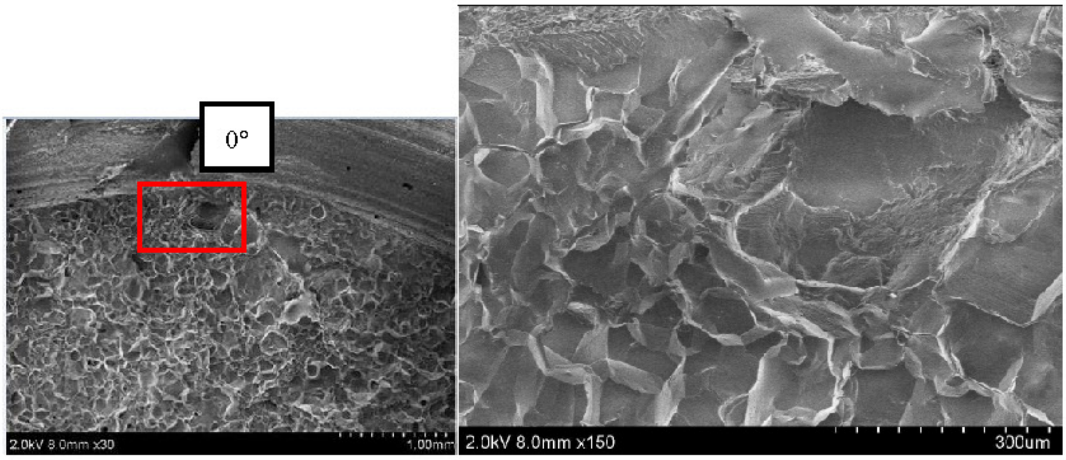


圖27、複製膜R1.1：0°位置的照片，局部發生穿晶破裂的區域

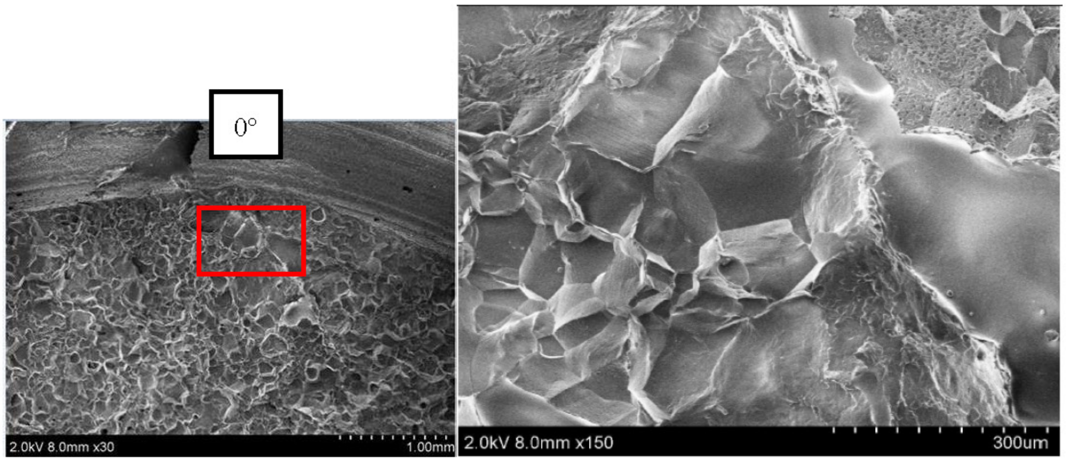


圖28、複製膜R1.1：0°位置的照片，局部發生穿晶破裂的區域

在圖27中發現小部分的破斷面顯示出穿晶破裂的特徵，最可能造成此現象的原因為在此區域發生最終斷裂。

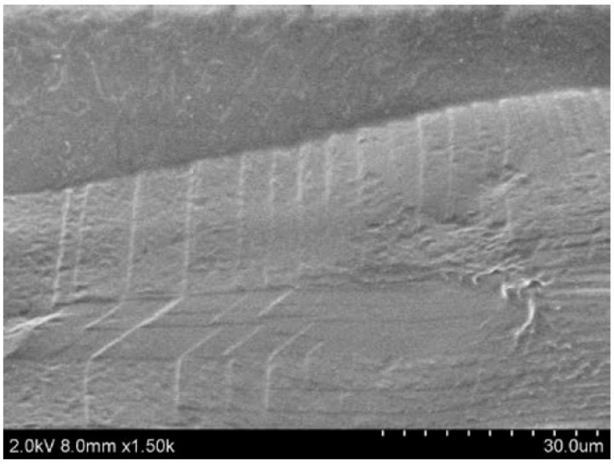


圖29、複製膜R1.1：0°位置的照片，滑移痕跡跨過雙晶晶界

在靠近0°的位置的破斷面應是最終發生斷裂的區域，因為在此區域沒有發現腐蝕產物的沉積且在微觀上有發現滑移痕跡的存在。滑移痕跡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。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橫向滑移(cross slip)，如圖29。

4. 複製膜R1.1的熱室EDX分析

在複製膜R1.1的表面上隨機挑選了兩個位置進行EDX成分分析，皆未發現如Cl、F和S等元素。此外在連接桿凸緣表面的壓接痕跡處亦未發現任何裂縫的痕跡。針對連接桿螺紋和螺栓本體的環形間隙區也進行了取樣和EDX分析，同樣未發現如Cl、F和S等元素。

5. 連接桿準直度量測

該斷開連接桿之準直度熱室檢驗已完成，測量工具如圖30。測量結果並未顯示該連接桿的軸有明顯的塑性變形，燃料廠家在詳細分析測量數據後，確認連接桿的準直度符合設計圖面所要求的公差範圍。

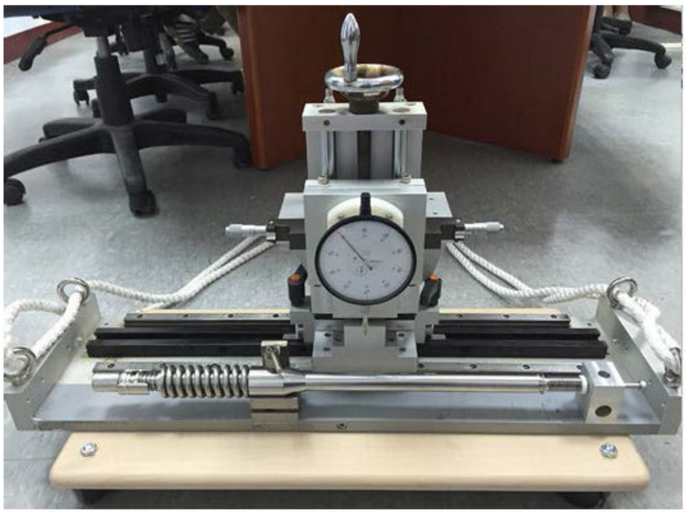


圖30、連接桿準直度量測工具

6. 上半截連接桿之熱室SEM分析

將上半截連接桿(破斷面1)切割成數個試片，以降低其輻射劑量並進行SEM和EDX的後續分析，切割方式如圖31，分成I、II和III 3個試片。

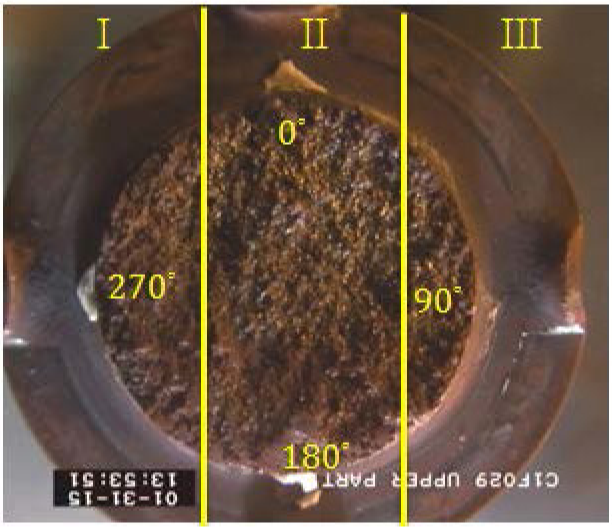


圖31、破斷面1的切割位置

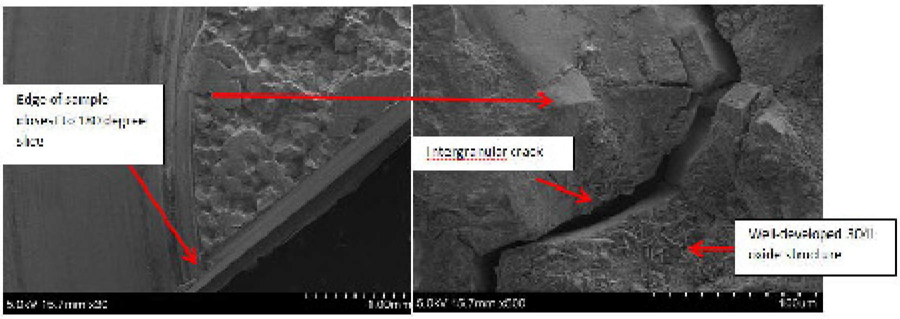


圖32、破斷面1、試片I上之沿晶破裂特徵

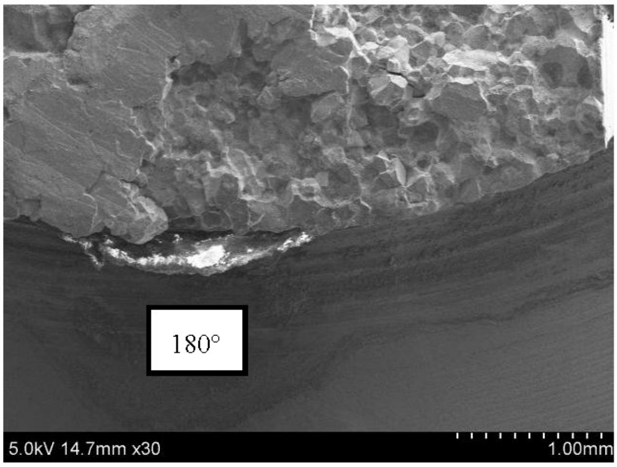


圖33、破斷面1、試片II上180°位置之沿晶破裂特徵

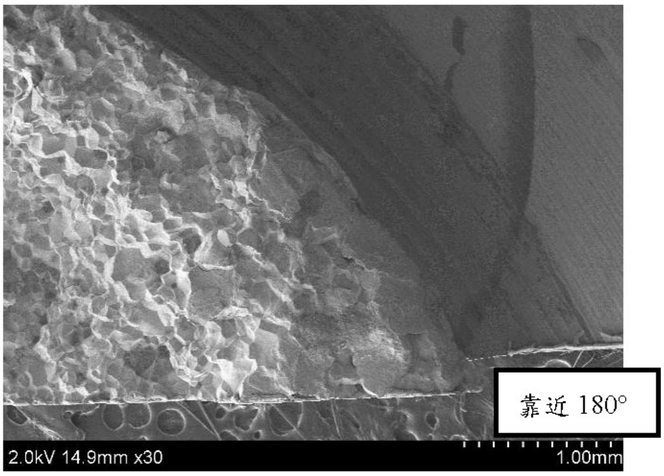


圖34、破斷面1、試片III上之沿晶破裂特徵

在破斷面1的試片I上，發現有沿晶破裂的特徵，且金屬晶粒的表面上有大量的氧化物，如圖32、圖33和圖34。在靠近270°的區域的破斷面上雖發現有穿晶裂紋(裂紋方向朝下)，如圖35，但沒有明顯的塑性變形特徵。

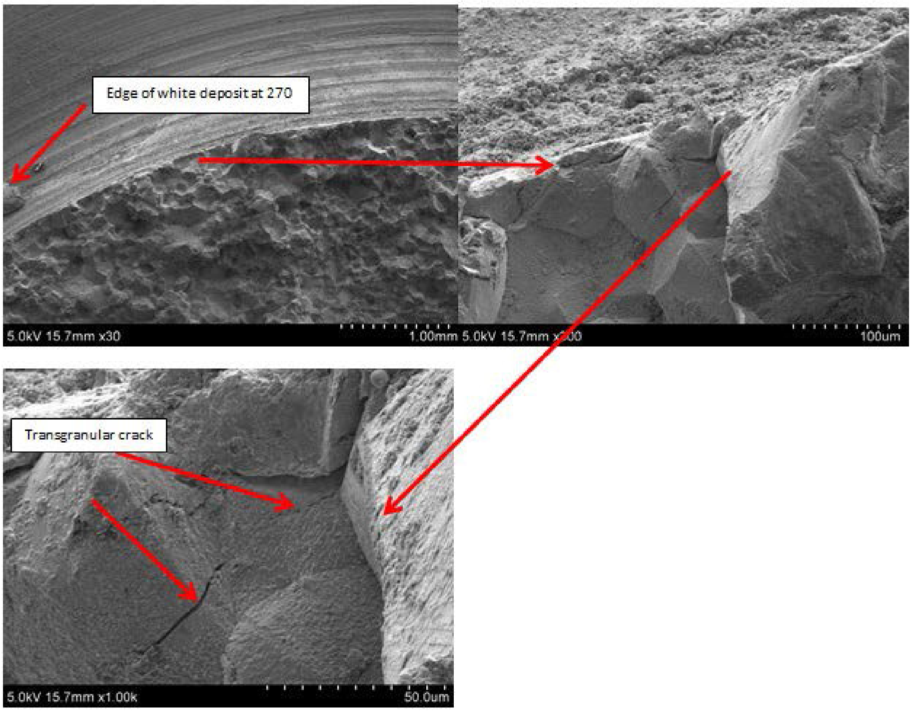


圖35、破斷面1、試片I上靠近270°的位置，觀察到有穿晶裂紋

在破斷面1上靠近180°位置進行較大倍率的SEM分析，顯示沿晶破裂為主要的特徵。發現有數個不同的裂紋，但仍無法確認是否為初始裂紋。而連接桿外側邊緣有表面瑕疵，與原始設計之邊緣不同(如圖36紅色虛線處)。此表面瑕疵處的材料缺損可能是由腐蝕機制或是在製造過程中機械加工交互作用(夾雜物)的結果，如圖36。

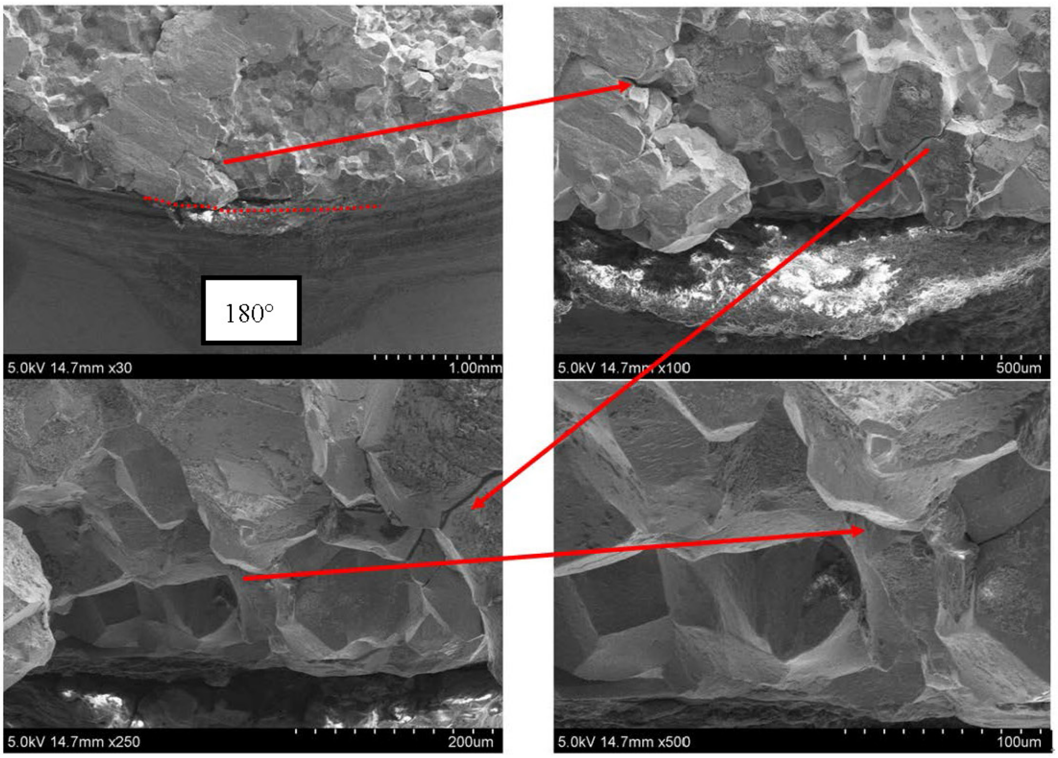


圖36、破斷面1、試片II上靠近180°的位置之沿晶破裂特徵

將試片II以檸檬酸進行清洗，移除試片上的積垢、腐蝕物和沉積物後，如圖37和圖38，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(不是機械加工的缺陷而是機械加工導致材料瑕疵的曝露)。換句話說，在機械加工過程中，材料內部的夾雜物曝露出來或從連接桿表面上移除，此狀況造成連接桿表面的不規則性，可能在局部位置上有不同的化學組成。

上述的解釋係基於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39上紅色圓圈處。SEM的分析照片上，紅色圓圈處的顏色與鄰近處稍有不同，可能是夾雜物使得該處局部的化學組成有所不同，會讓該處與鄰近處產生不同的氧化機制，此氧化現象亦會造成顏色深淺的差異。

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40上的紅色箭頭所指)。圖39紅圈處的右半邊已發生明顯的孔蝕為較早期的失效區域，為可能的主要裂紋起始區域。

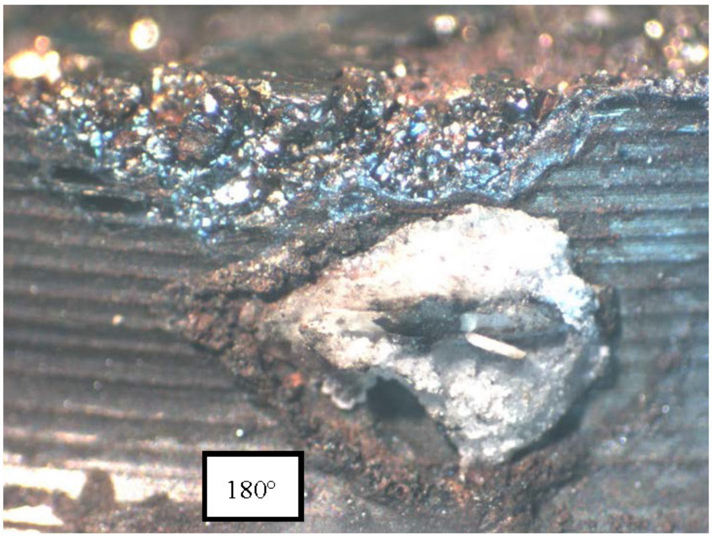


圖 37、破斷面 1、試片 II 上靠近 180°的位置的側面照片(經檸檬酸清洗前)

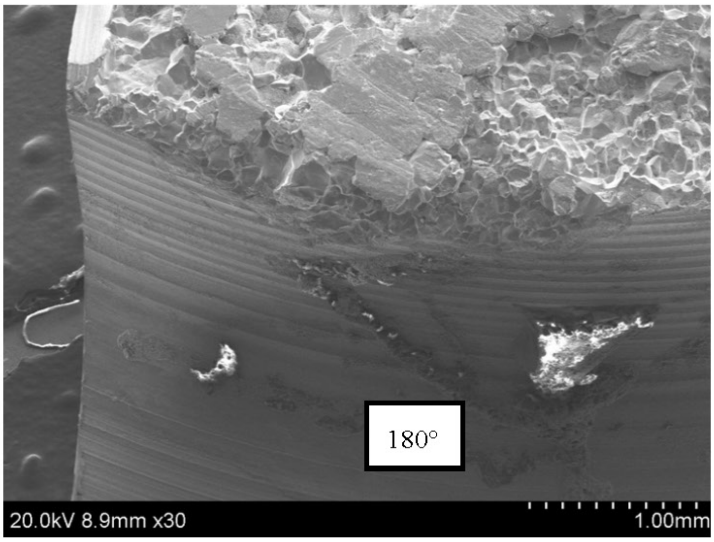


圖 38、破斷面 1、試片 II 上靠近 180° 的位置的側面 30 倍放大照片(經檸檬酸清洗後)

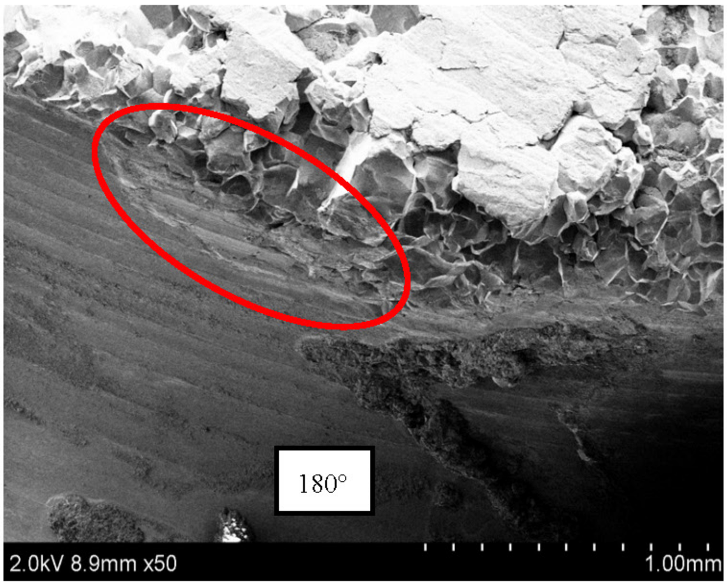


圖 39、破斷面 1、試片 II 上靠近 180° 的位置的側面 50 倍放大照片(經檸檬酸清洗後)

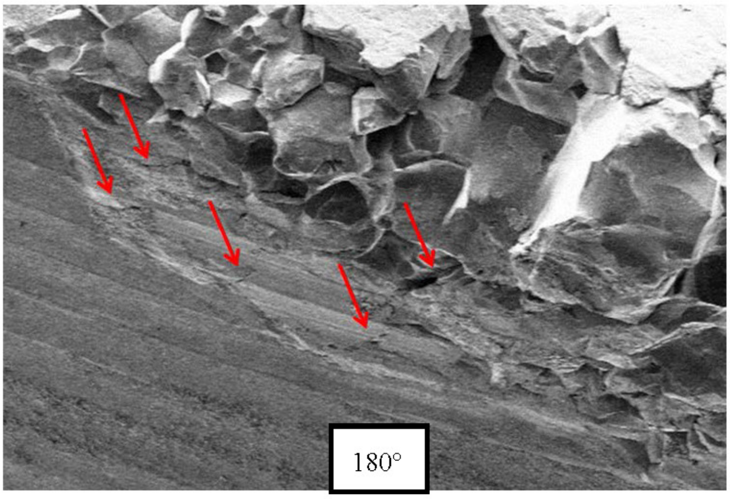


圖 40、破斷面 1、試片 II 上靠近 180° 的位置的側面 130 倍放大照片(經檸檬酸清洗後)

在180°位置的另一張照片顯示為另一個可能的夾雜物，如圖41。這種尺寸大小的夾雜物為非預期中的，且在相同產品的歷史紀錄上也不曾出現過。因此，若此確實是夾雜物，則不預期在其他的連接桿表面上會看到類似的狀況。

起來與積垢(crud)不同。

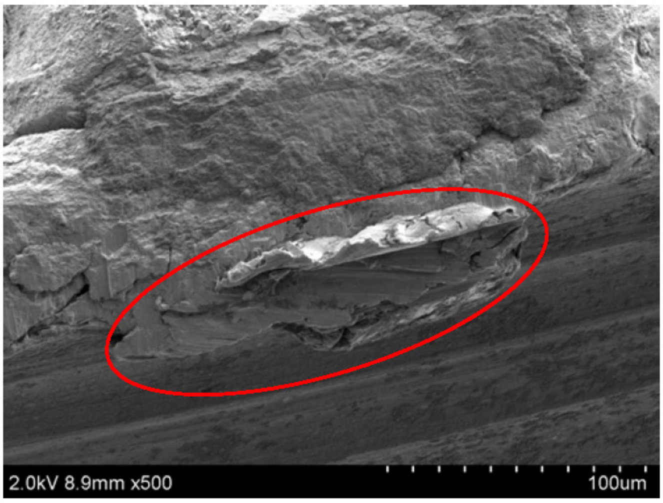


圖 41、破斷面 1、試片 II 上靠近 180°的位置的側面 500 倍放大照片(經檸檬酸清洗後)

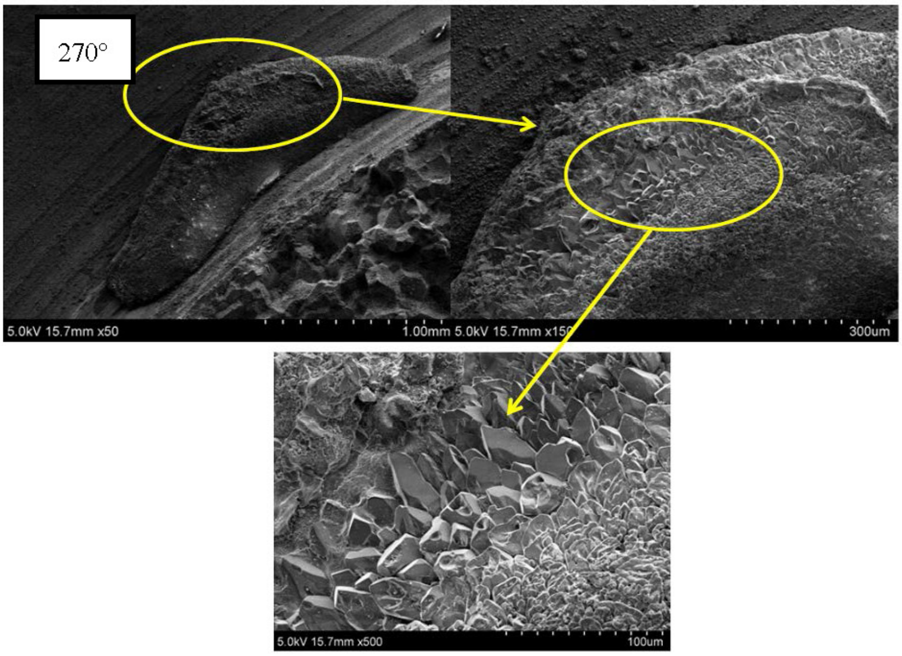


圖42、破斷面1、試片I上靠近270°位置外側的白色物質

靠近 270°位置的外側白色物質 SEM 照片，如圖 42，從形貌上看起來與積垢(crud)不同。

7. 白色物質之熱室EDX分析

對 180°位置的白色物質進行 EDX 分析，顯示有較高的鐵、矽、鋁、鉻和氧化物的訊號，如圖 43；而 270°位置的白色物質，則只有較高的鐵訊號，如圖 44。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 gamma 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，白色物質與裂縫起始並無關聯性。 R2

在圖 21 靠近 180°位置，粗糙的表面瑕疵處位在白色物質的旁邊。表面瑕疵係在製造過程中產生，然而白色物質與裂縫起始並無關聯性，白色物質僅能代表失效位置的局部環境狀況。因此白色物質有助於協助判斷表面瑕疵處是如何引發局部孔蝕，進而導致裂縫的起始。但對正常表面而言，白色物質與裂縫起始無關。

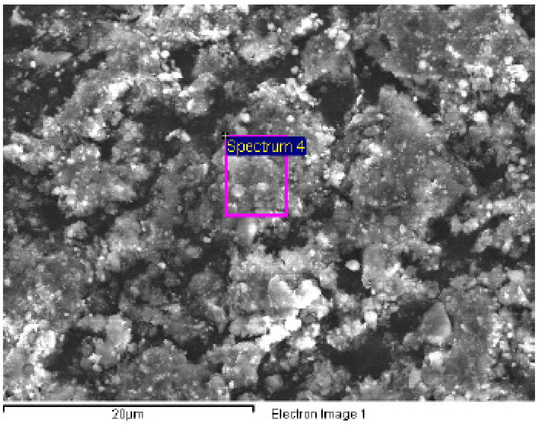
Spectrum processing :
No peaks omitted

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 GaP 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:



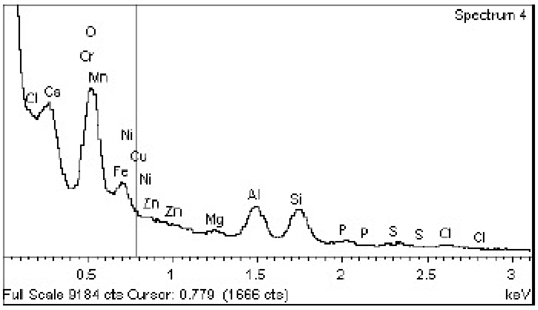
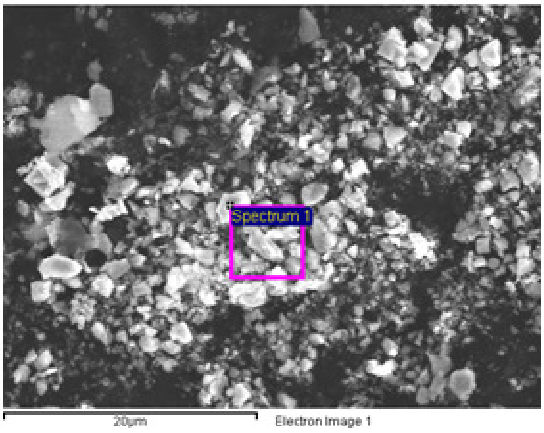


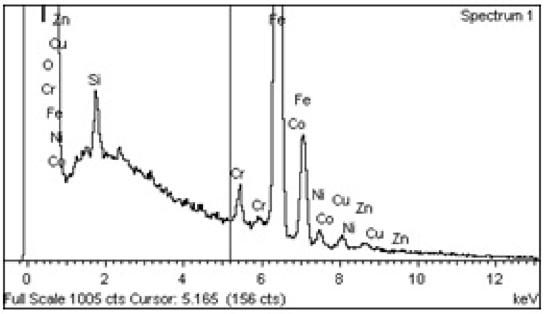
圖 43、靠近 180°位置的白色物質 EDX 分析

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

Standard :
O SiO2 1-Jun-1999 12:00 AM
Si SiO2 1-Jun-1999 12:00 AM
Cr Cr 1-Jun-1999 12:00 AM
Fe Fe 1-Jun-1999 12:00 AM
Co Co 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	28.07	57.52
Si K	0.94	1.10
Cr K	1.30	0.82
Fe K	64.07	37.61
Co K	0.00	0.00
Ni K	1.91	1.06
Cu K	2.27	1.17
Zn K	1.45	0.72
Totals	100.00	





Comment:

圖44、靠近270°位置的白色物質EDX分析

8. 熱室微硬度分析

8.1 破斷面1之微硬度分析

為了進行金相分析和微硬度量測，已對破斷面1的試片I進行了橫切、鑲埋、研磨和拋光。圖45為試片I從連接桿上取樣的位置和微硬度的量測位置。在試片做蝕刻(金相分析樣品製備的最後一道手續)之前已先完成了微硬度的量測。表5為試片I上不同位置的微硬度量測結果，相關量測位置對應如圖46，結果顯示其硬度較同一批次的庫存材料(未受輻射照射)高。

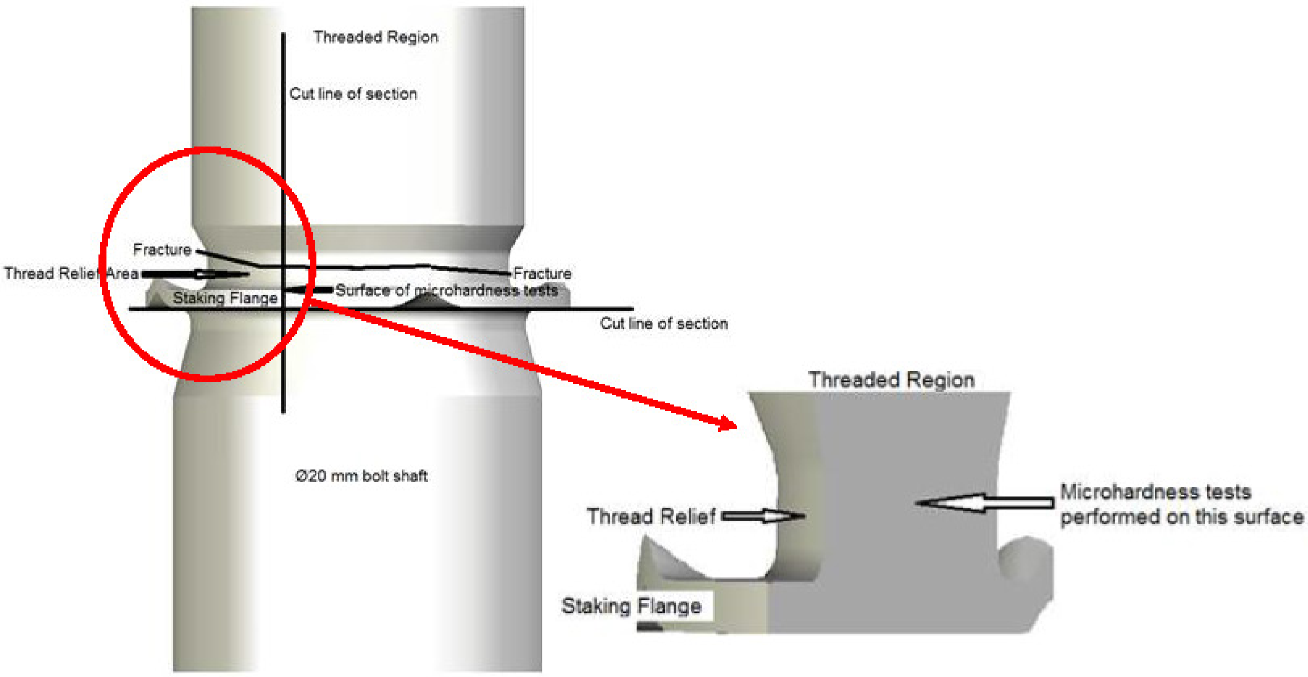


圖 45、試片 I 從連接桿上取樣的位置和微硬度的量測位置

表5、破斷面1、試片I上不同位置的維氏微硬度量測結果(位置參考圖46)

Location	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Hardness (HV0.5)	338	335	329	341	321	338	324	332	302
Location	10	11	12	13	14	15	16	17	18
Hardness (HV0.5)	338	321	341	345	335	348	327	341	351
Location	19	20	21	22	23	24	25	26	27
Hardness (HV0.5)	347	335	313	321	338	324	331	317	335

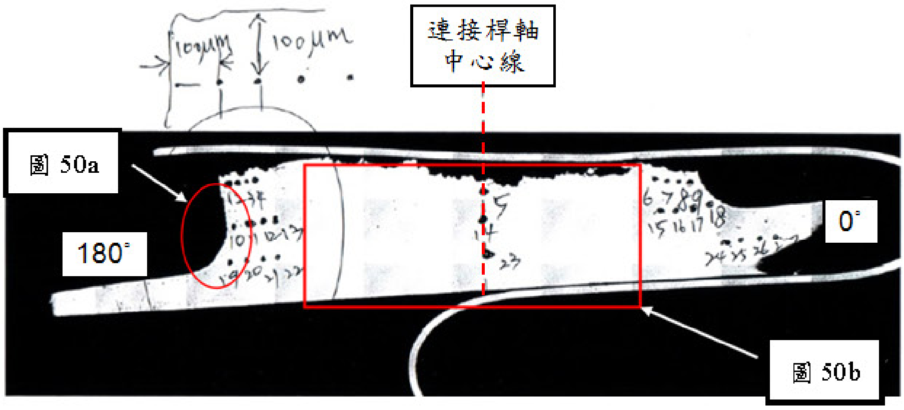


圖46、在破斷面1、試片I上不同位置量測維氏微硬度

同樣地，已將破斷面 1 的試片 II 再進行切割，分成試片 IIa 和 IIb，如圖 47。試片 IIa 進行了鑲埋、研磨和拋光，並完成了金相分析與微硬度量測。與試片 I 的作法相同，在試片做蝕刻之前已先完成了微硬度的量測，表 6 為試片 IIa 上不同位置的微硬度量測結果，相關量測位置對應如圖 48。試片 IIa 的硬度亦較同一批次的庫存材料(未受輻射照射)高，與試片 I 的結果相同。

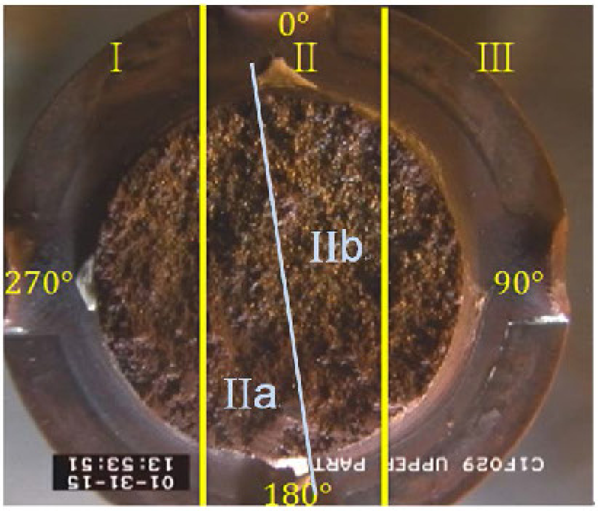


圖 47、破斷面 1 的試片 IIa 和 IIb 位置

受輻射照射後之材料硬度的上升，可對應到材料強度的上升和延展性的下降。不論材料硬度的上升是受到輻射照射或冷作效應，或是兩者的共同效應，材料機械性質的改變是可預期的。

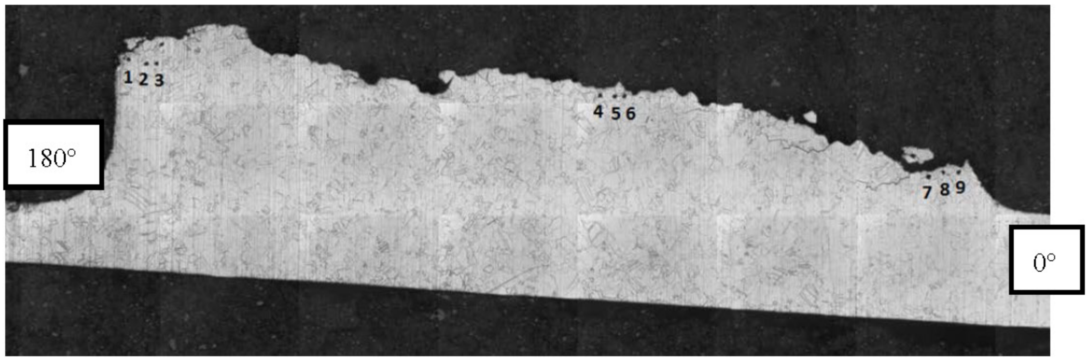


圖 48、破斷面 1、試片 IIa 上不同位置量測維氏微硬度

表 6、破斷面 1、試片 IIa 上不同位置的維氏微硬度量測結果(位置參考圖 48)

Location	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Hardness (HV0.5)	338	320	323	318	335	326	318	344	329

8.2 連接桿軸之微硬度分析

為了更進一步瞭解中子通量對材料微硬度的影響，對本次斷開的連接桿軸上不同位置進行量測，測量位置如圖 49 上的 ④，共測量了 5 個點的微硬度，結果整理如表 7。其結果與預期相符，④的位置位在有效燃料區上方不遠處，中子通量較低，材料硬化的效應不如連接桿斷開處來的高。

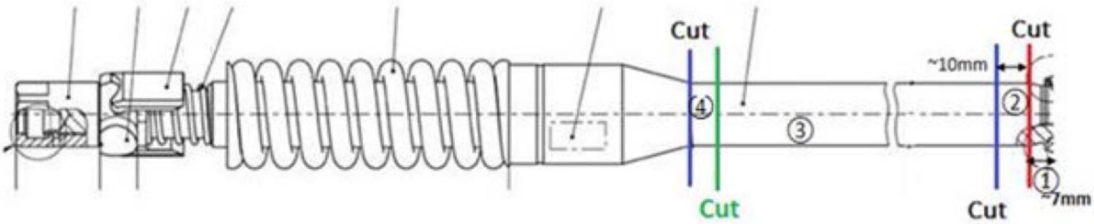


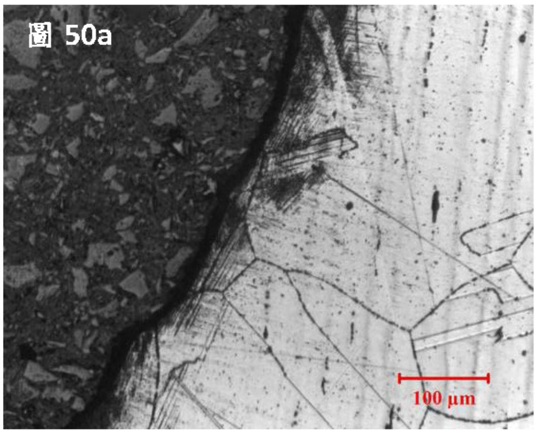
圖 49、連接桿軸上量測微硬度之位置

表 7、從連接桿軸上位置 ④進行微硬度量測結果

Location	1	2	3	4	5
Hardness (HV0.5)	195	187	185	178	203

9. 破斷面1之熱室金相分析

試片 I 的橫截面經過拋光和蝕刻後進行金相分析，如七、10.2 中討論的，同樣可清楚觀察到晶界輪廓，如圖 50。此外在表面可明顯觀察到因機械加工造成的冷作效應，如圖 50a；在基材則沒有冷作效應的痕跡，如圖 50b。此現象符合庫存材料的殘留應力分析結果，如七、10.3。試片 IIb 同樣也經過鑲埋、拋光和蝕刻後，可清楚觀察到晶界輪廓，如圖 51。



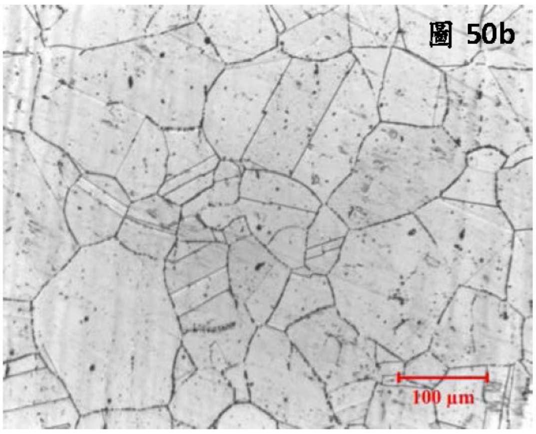


圖 50、破斷面 1、試片 I 經拋光與蝕刻後的金相照片，顯示詳細的晶粒分布

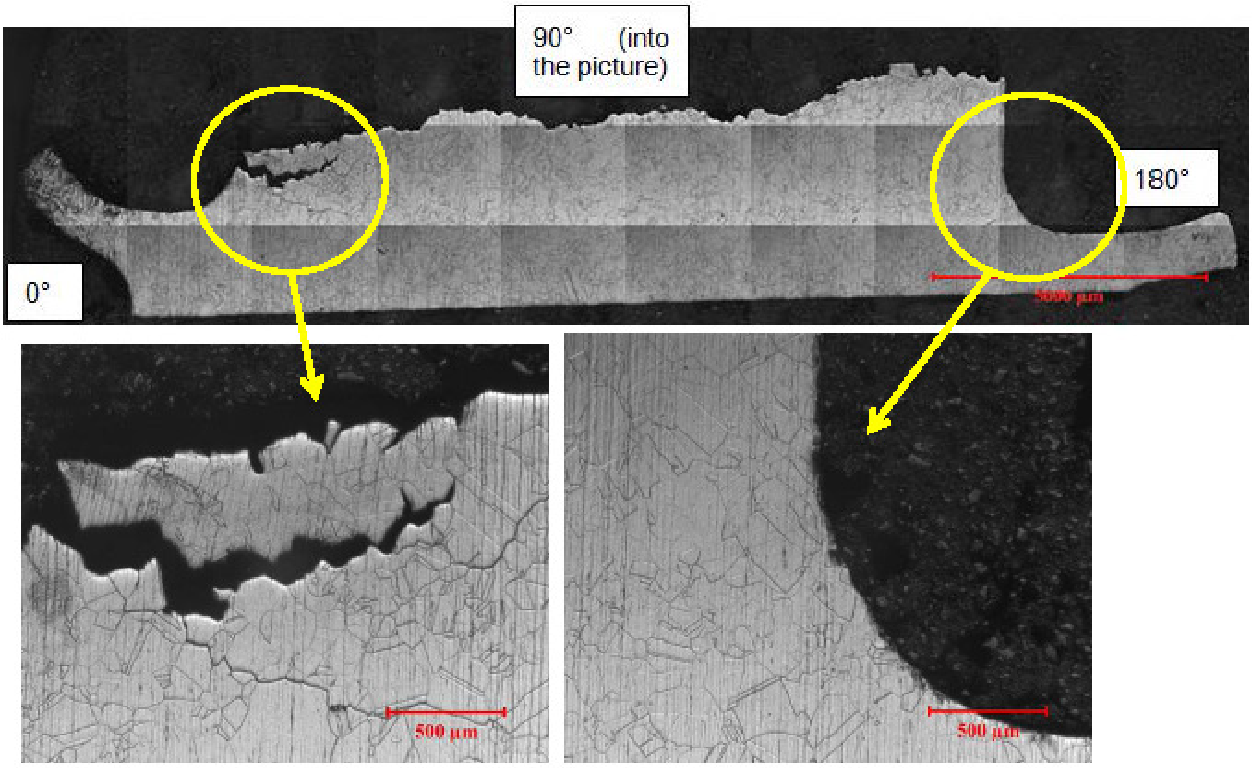


圖51、破斷面1、試片IIb經鑲埋、拋光與蝕刻後的金相照片

10.庫存組件材料檢驗

使用全新(非輻照後)庫存材料進行之檢驗測試，主要是在燃料廠家的德國技術中心進行，測試項目及結果如下： R2

10.1硬度量測

檢驗一支與本次斷開的連接桿相同棒材批次的庫存材料，在連接桿的上端進行切片，切片位置如圖52，並針對不同位置進行微硬度量測。因為測試時庫存連接桿下端與水棒上端塞仍壓接結合著，因此選擇在連接桿的上端進行硬度量測。測量位置和微硬度數值如圖53所示。

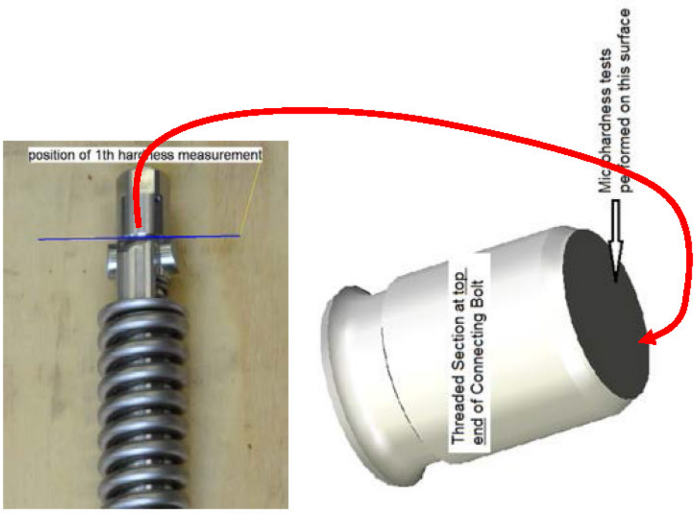


圖 52、庫存連接桿最上端微硬度量測位置示意圖

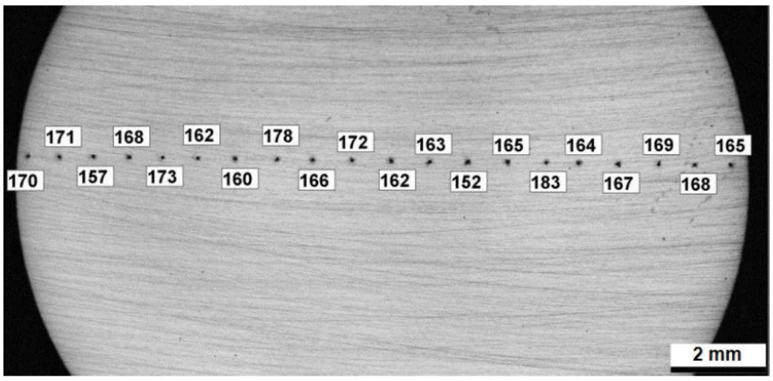


圖 53、庫存連接桿最上端微硬度量測位置與結果

在如圖 53 橫截面上的平均硬度為 167±7 (HV0.5)，此硬度值與組裝後的 304L 不鏽鋼預期值相符合，但遠低於本次斷開連接桿的硬度(如表 5)。 R2

在連接桿下端無螺紋區域(如圖54)以及靠近與本次連接桿斷開處相同區域(如圖46)，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)。 R2

10.2金相分析

將切片後剩餘的連接螺桿從水棒上端塞中取出，針對螺紋區域進行目視檢查，並未發現有不可接受的表面瑕疵。另外在無螺紋區域進行切片和金相分析，如圖54。

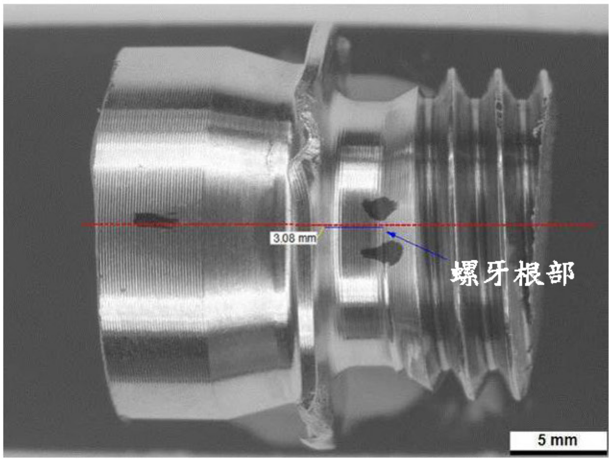


圖54、紅色虛線為切片方向，針對藍色線位置進行金相分析

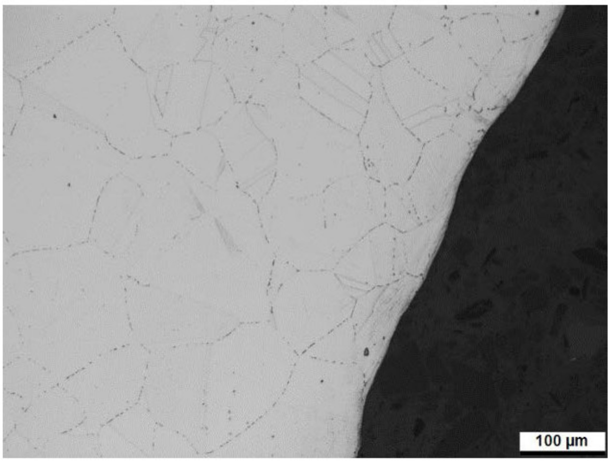


圖55、無螺紋區域靠近螺牙根部的金相分析照片(經蝕刻後可顯現出晶界)

在無螺紋區域靠近螺牙根部的金相照片中，只有顯示晶界輪廓但並無冷作的證據，如圖55。此外依照ASTM 262A標準進行晶界腐蝕測試和依照德國標準DIN EN ISO 12732(類似ASTM G108標準)進行電化學動電位再活化(electrochemical potentiokinetic reactivation, EPR)測試，測試結果顯示庫存材料皆符合性能要求。

10.3殘留應力量測

已利用X光繞射方法對庫存連接桿材料進行殘留應力的量測，測量結果如圖56。在五、1.中提到：製作連接桿之不鏽鋼棒材在製程中有經過固溶處理，但在加工車削後並沒有額外的退火熱處理步驟。

分別在以下兩個位置上進行殘留應力的量測：(1)無螺紋區域鄰近螺牙根部的位置；(2)無螺紋區域鄰近連接桿凸緣的位置。結果顯示在鄰近螺牙根部的材料表面有較高的殘留應力。

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

圖56、庫存連接桿材料樣品之殘留應力分布

10.4衝擊韌性測試

依據DIN EN ISO 148-1:2011標準，測試溫度為21^{o}C(如圖57左邊3個)及300^{o}C(如圖57右邊3個)。針對庫存連接桿進行Charpy-V衝擊韌性測試，測試結果並無異常現象(如圖57，並未出現完全破斷)。

R2

圖57、經Charpy-V衝擊韌性測試後的試片

10.5連接桿和水棒上端塞組件壓接作業的殘留應力評估

依照燃料廠家內部程序(ASTM G36)，使用氯化鎂進行SCC行為測試，在不同潤滑和鎖磅扭力條件下，共進行了7組304L不鏽鋼連接桿和鋯合金水棒上端塞的測試。每組皆進行3個循環的測試，1個循環為16小時，測試完成後進行PT

檢測，並未在接近第一螺牙處發現裂紋，代表壓接作業不致加速裂紋起始。

10.6側向負荷測試

進行側向負荷測試的目的是為了瞭解需要多大的彎曲程度才會在連接桿無螺紋區域產生可被燃料廠家組裝操作員發現的裂紋，因此操作員才不會將其組裝至燃料骨架上。

此測試是將連接桿旋入MTS的負荷框架夾具上，並從距離夾具6英吋處施加負荷。按照正常的規範要求以適當扭力鎖緊連接桿，將螺牙末端朝向上方，使其受到最大的應力強度。 R2

再以穩定的速度增加負荷，分別在300和600磅停止測試將連接桿拆下，進行PT檢測以判定是否有裂紋。測試安裝如圖58所示。

在兩個不同負荷測試下，進行PT檢測，其結果顯示連接桿無螺紋區皆未發現裂紋(如圖59)。且測試後連接桿的彎曲程度很容易被燃料廠家操作員發現，所以不會繼續進行燃料的組裝作業。圖59為測試後的組件狀況。

測試結論顯示，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。

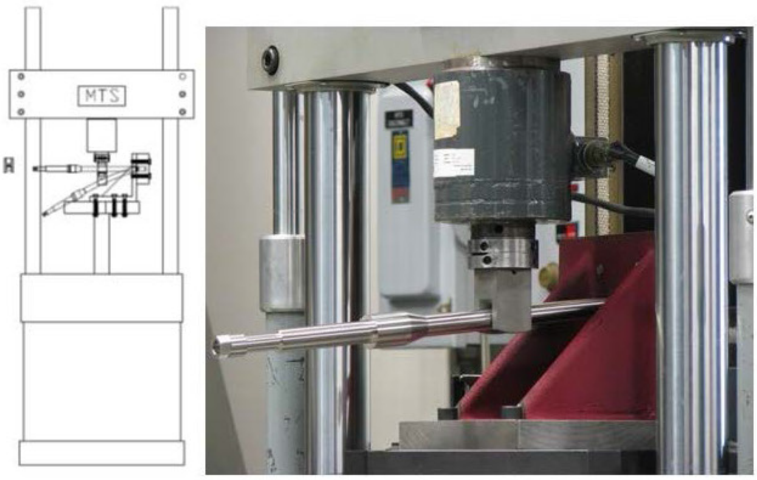


圖58、側向負荷測試之安裝

圖59、連接桿經測試後之狀況

R2

10.7偏移的壓縮測試

進行偏移的壓縮測試的目的是為了評估需要多大的負荷才會使連接桿在水棒上端塞之連接處產生裂紋或永久變形。測試組件包含了完成組裝的上繫板、HALC鎖固裝置、連接桿、水棒上端塞、一段水棒和一段燃料匣，組成最上方間隔板以上的部分模擬燃料。此測試的假設情境為一束吊運中燃料在要放入格架前，接觸到鄰近已座定燃料束的上繫板把手。

測試的進行是將模擬燃料安裝至MTS設備的負荷框架夾具上，在上繫板把手一側施加負荷。按照正常的規範要求以適當扭力將鎖緊連接桿，並使螺牙末端朝向負荷施加的反方向，以得到最大的應力強度。測試安裝如圖60所示。

再以穩定的速度增加負荷，停在600、1000、1400和1800磅，在每個測試階段完成後，將連接桿拆下針對連接處進行runout量測，以判定降伏點。當負荷大於降伏點後，對連

接桿進行PT檢測，判定是否有裂紋存在於無螺紋區域。

測試結果顯示，當負荷大於1,800磅(大於2.5倍的吊運規範)時，上繫板、連接桿和水棒皆未發生塑性變形。經PT檢測後，未在連接桿無螺紋區域發現裂紋。

接下來繼續增加壓縮負荷至3,600磅時，連接桿發生嚴重變形且鋯合金水棒發生破裂(如圖61)，上繫板把手有輕微受損(如圖62)。經PT檢測後，未在連接桿無螺紋區域發現裂紋。

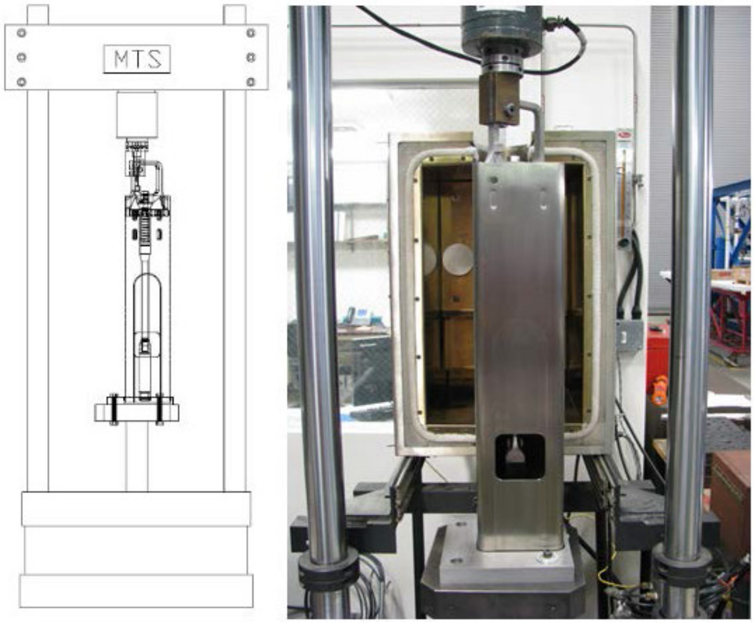


圖60、偏移的壓縮測試安裝

R2

圖61、經測試後的連接桿和水棒

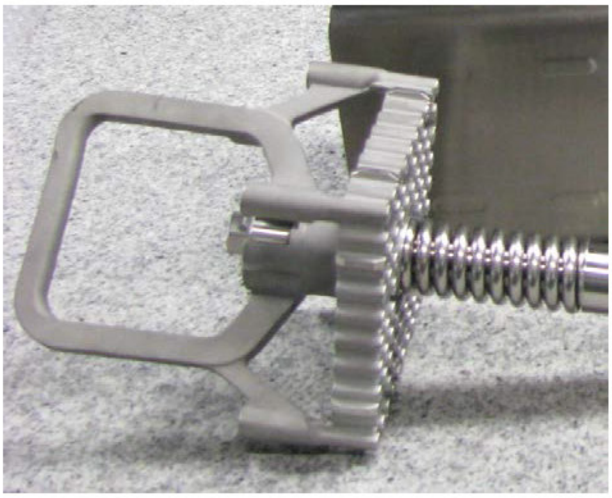


圖62、經測試後的上繫板

R2

八、 裂縫成長的長期應力來源

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，最終僅有一種理論可以解釋可能的應力來源。

1. 理論A：未進行鎖磅步驟(連接桿與上端塞未鎖緊)

在第一版的肇因分析報告提及，組裝時若未進行鎖磅步驟，可能造成連接桿與上端塞未鎖緊。但在進一步評估後，肇因分析小組認為此理論A不可能成立。說明如下：

在適當的鎖磅和壓接作業後，於運轉溫度下在連接桿和水棒上端塞的連接處只會有微小的間隙，在極小的彎矩負荷下即可將此間隙密合。此極小負荷所產生之應力並不足以在兩個週期內導致裂縫起始和成長。 R2

除非是因為未進行鎖磅步驟才會在壓接凸緣和水棒上端塞之間產生足夠大的間隙，才能使理論A成立。

從本次斷開連接桿之連接桿凸緣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。

2. 理論B：燃料匣頂緊下繫板

過去在國外電廠運轉期間曾發生過燃料匣頂緊下繫板之狀

況。當時燃料廠家已針對該狀況採行改正行動，防止類似狀況再發生。核一廠燃料連接桿斷開事件後，燃料廠家重新審視過去的改正行動作法，不排除C1F029該型的下繫板仍有發生頂緊的可能，但C1F029之後的下繫板廠家已再做改善，可防止類似燃料匣頂緊下繫板之狀況再發生。

2.1 下繫板和燃料匣密合性評估

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較大尺寸[redacted]的下繫板，後續的燃料皆使用較小尺寸[redacted]的下繫板。

用室溫下，下繫板的(LTP)最大外圍尺寸和燃料匣(FC)的最小內圍尺寸，計算出LTP-FC間隙為0.005吋，在角落處之間隙為0.0104吋，如圖63。

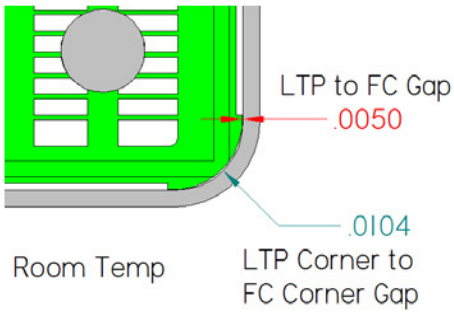


圖63、室溫下之LTP-FC尺寸計算 R2

在運轉溫度下，不鏽鋼之熱膨脹係數較鋯合金高，因此有熱膨脹差異效應，此時計算出LTP-FC間隙(0.002724吋)可能發生干涉(interference)，在角落處只剩下很小的間隙(0.000011吋)，如圖64。

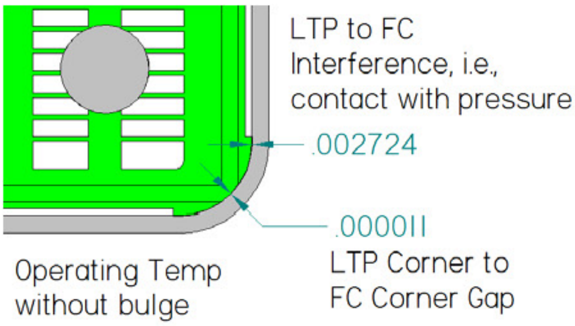


圖64、運轉溫度下之LTP-FC尺寸計算

當考慮燃料匣的腫脹(elastic bulge)時，會在燃料匣角落產生向內的變形。同樣考慮運轉溫度下熱膨脹差異效應，假設此時的腫脹量為[redacted]，造成LTP-FC間可能發生干涉(0.0026吋)，在角落處亦可能發生干涉(0.000069吋)，如圖65。

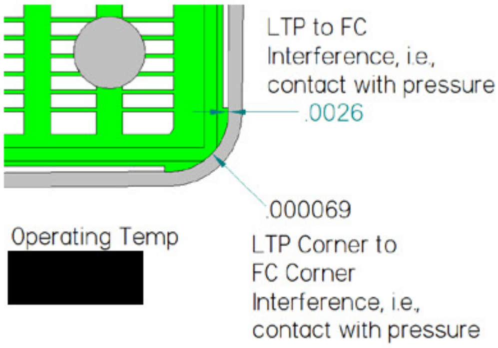


圖65、考慮腫脹時，運轉溫度下之LTP-FC尺寸計算

除了熱膨脹差異和燃料匣腫脹(elastic bulge)兩個效應外，還可能在燃料匣底部因未預期的吊運狀況造成損傷，造成燃料匣與下繫板間的頂緊，誇張的示意圖，如圖66，但經查閱燃料廠家與核一廠的燃料吊運紀錄，確認未發生此現象。

R2

圖66、燃料匣損傷示意圖

2.2 長期應力評估

透過CAD/ANSYS模型，分析在較嚴重之尺寸差異、熱膨脹、鋯合金之輻射成長和304L不鏽鋼材料之輻射照射效應下之影響。在頂緊的狀態下，因燃料匣比水棒有較高的輻射成長率，而產生拉伸應力。在運轉期間會發生兩種機制：

(1)在燃料匣底部有不同的熱膨脹效應和腫脹效應(由於燃

料匣壁內外壓差所造成)，造成燃料匣幾何形狀改變，從圓角方形管變成對角收縮的四面腫脹管。

(2)下繫板304L材料和燃料匣鋯合金有不同的熱膨脹係數，減少兩者角落的介面間隙。

上述兩種機制的合併效應，會導致燃料匣內側角落和下繫板外側角落無間隙，造成燃料匣無法因輻射成長而自由向下移動。因為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和鋯合金材料的熱膨脹差異使荷重傳輸練上產生拉伸應力。

在第一個運轉週期時，燃料匣成長較快，所產生的局部拉伸應力約81.4MPa(此數值包含考慮了在無螺紋區域之螺紋根部 R2
的半徑過渡區應力集中因子[redacted])。此因子若在有起始裂紋的狀況下為則為4~10。

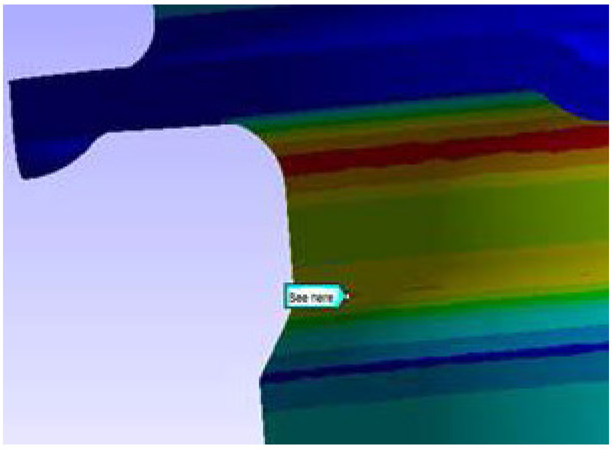


圖67、無螺紋區域之有限元素分析模型

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助因時，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。

九、 現行強化措施

燃料廠家在 104 年 2 月初發行了暫行燃料吊運導則給客戶，用以補充現有的吊運程序，若有類似荷重傳輸鍊失效跡象，能在燃料吊起前及時發現。基於上述的肇因及可能助因，燃料廠家對其製造廠發行了由肇因分析小組所建議的現行強化措施，如表 9，這些額外之檢查作業超越了原本設計及製造的規範要求，這些強化措施的執行都將列入紀錄，可於燃料廠家之 WebCAP 或 MAEVA 追蹤查詢。 R2

表 9、現行強化措施 R2

檢測與製程變更	變更原因
1.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。	肇因分析小組認為本次事件是因為有表面瑕疵導致初始事件發生，又正好發生在高應力集中、高中子通量及機械加工之高風險區。與目視檢視相比，液滲檢測偵測表面缺陷或曝露於表面之夾雜物的靈敏度更高。
2. 於連接桿下端螺牙塗抹潤滑劑[redacted]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。	肇因分析小組對於無螺紋區域的環境污染物有顧慮。即使[redacted]已被允許使用，但應只能用在螺紋區域。
3. 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。	肇因分析小組認為表面瑕疵是造成裂縫起始的主因。而無螺紋區域是潛在的應力升高區域。

4. 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。	額外進行 304L 母材材質化學分析確認是否正確。
5. 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)。	肇因分析小組認為本事件有非預期應力存在，所以改善扭力扳手來防範過度鎖磅事件發生。
6. 於燃料廠家工廠加工過程所使用之潤滑劑 [redacted] 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。	肇因分析小組認為環境效應，如外界污染物對表面瑕疵可能也有貢獻，此化學分析可再確認有害物質含量仍在規範限值內。
7. 於使用潤滑劑 [redacted] 之前需搖晃潤滑劑瓶，使座底之膠狀石墨能重新混合均勻。	肇因分析小組認為本事件有非預期應力存在，正確使用潤滑劑可防止非預期應力作用在連接桿上。
8. 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。	肇因分析小組認為不正確的作業會對連接桿造成額外之應力。因此加強人員操作訓練對於製造品質和強化製造廠燃料處理是必要的。

現行強化措施之第 5 項及圖 68a 提及的扭力扳手(clutch type)，具有彈簧跳脫機構，當施加扭力超過設定點後會自動解脫。將來會遵照強化措施採用此型的扭力扳手。圖 68b 表示扭力可調整的範圍是 5～20Nm。當使用在組裝連接桿及上端塞時，扭力會設定為 [redacted]，扭力設定調整螺絲將被鎖住並貼上校正日期，如圖 68c。 R2

圖 68a


[redacted]
涉及燃料廠家智慧財產權

圖 68c


圖 68、自動解脫(Clutch Release)扭力扳手 R2

除了前述強化措施之外，燃料廠家肇因分析小組已重新檢視材料棒材供應商的超音波檢測和渦電流檢測之流程與設備，評估其對偵測材料夾雜物的類型和尺寸之能力，強化偵測類似本事件之夾雜物或其他瑕疵之措施。

十、 肇因分析過程與結論

燃料廠家小組成員最初認為下列項目可能為本次斷開連接桿助因，而這些因素可能是單獨的或共同組合成的。但經進一步分析確認，下列任何單一項目無法造成本次失效：

1. (設計/材料/製造)本連接桿之殘留應力較高，可能是因為製造過程中拉直過程或加工步驟所造成，而且最小螺牙根部的半徑過渡區是一個可能的潛在應力集中處，應力或應力與腐蝕的共同作用下導致可能之初始裂痕。肇因小組研判本次斷開連接桿存有獨特的應力狀態，此應力可能導致初始裂紋的產生並使裂痕經由 IGSCC 和 IASCC 機制成長。

2. (環境)依據熱室檢驗結果，在表面瑕疵處產生初始裂痕後，由環境促進之 SCC 破裂可能與本次斷開事件有關。本次斷開處係處於較高輻射通量和富氧化性之雙相流區域。

3. (燃料吊運) 燃料在爐心中或燃料池移動及組裝時造成骨架螺牙區域彎曲可能對燃料組件造成之衝擊。經調閱相關吊運紀錄後，並未發現任何異常事項。 R2

4. (設計)連接桿與連接桿承接處之壓接處也可能是潛在因子，因為開口可能無法適當清洗以防止不鏽鋼之間隙腐蝕。經目視檢視後確認，並無堵塞現象。

依據本次斷開連接桿之熱室和庫存材料之目視及SEM分析結果，可歸納出以下幾個重點：

a. 在連接桿 180 度位置的無螺紋區域發現有表面瑕疵。
b. 輻照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 50μm。
c. 輻照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. 未經輻照的庫存連接桿硬度約 170 HV0.5。本斷開連接桿經輻照後，接近破斷面硬度約 320 HV0.5，而有效燃料區的上方(中子通量較低)，輻照後之硬度約 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，有發現到二次穿晶裂縫的跡象，但因數量稀少，研判其影響是無關緊要的。

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。

g. 應力分析顯示正常情況下而環境為室溫下，其應力低於 30 MPa，如章節五、5.。

h. 核一廠一號機爐心內與本次連接桿斷開之燃料使用同批次連接桿材料，但燃耗更高且吊運正常的燃料有 36 束，如表 2 註(3)之說明。而全世界已有 2,998 束使用相同連接桿設計之燃料，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。

燃料廠家考量所有可能的因素，歸納出下述原因可能是引發本事件之因素：

- 材料缺陷引起本次斷開連接桿特別的表面瑕疵。
- 本次斷開連接桿存有非預期的應力狀態。(此應力來源可能為燃料匣頂緊下繫板所衍生，詳述如第八章)

本次連接桿斷開事件，係由數個發生機率極低的非預期事件同時發生所造成，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。上述之非預期事件如下： R2

- 有獨特的表面條件和應力狀態造成裂縫起始。
- 裂縫起始之後，裂縫成長機制開始階段為IGSCC，再轉換成IASCC，而表面積垢或其他腐蝕過程可能加速裂縫成長，最終導致連接桿斷開。

再者，還有進一步的論述可支持此事件為偶發失效，包含製造過程的監管與運轉經驗，詳列如下：

- 製造過程的監管機制為有效的，可確保正確的燃料組裝過程。在製造核一廠燃料的過程中，相關製程紀錄並未顯示有任何異常狀況。
- 目前世界上已有超過14,000束燃料使用與本次斷開連接桿相同設計的運轉經驗，皆未發生類似之失效事件。
- 與本次斷開連接桿相同設計的連接桿在其它23個反應爐(同爐批次為7座)的運轉經驗，皆未發生類似之失效事件。 R2

核一廠已檢查一號機爐心其他燃料，確認水棒連接桿功能均正常，可持續使用(如主報告附件一)。但基於保守，燃料廠家亦已完成本連接桿斷開事件之爐心運轉安全評估，安全評估假設即使爐內存有連接桿瑕疵之燃料，甚至於運轉期間發生連接桿斷開時，安全評估之結論仍確認電廠在一般運轉狀態、預期運轉事件和設計基準事故下，安全系統仍可以正常運作，安全運轉無虞。

IDENTIFICATION	REVISION
FS1-0021080	3.0

AREVA Front End BG
Fuel BU

TOTAL NUMBER OF PAGES: 67

Report on Root Cause Investigation of the Load Chain Connecting Bolt Failure at Chinshan Unit 1 - Non-Proprietary Version

ADDITIONAL INFORMATION:
Chinshan RCA, Connecting Bolt Failure, Connecting Bolt

PROJECT	Chinshan 1
HANDLING	None
CATEGORY	DTR - Data Report
STATUS	

DISTRIBUTION TO	PURPOSE OF DISTRIBUTION

This document is electronically approved. Records regarding the signatures are stored in the Fuel BU Document Database. Any attempt to modify this file may subject employees to civil and criminal penalties. EDM Object Id: 090121678079303a - Release date (YYYY/MM/DD) : 2015/04/10 23:10:51 [Western European Time]

Role	Title	Date (YYYY/MM/DD)	Organization
Writer	FDE-AR Engineer	2015/04/10 22:46:28	AREVA Inc.
Reviewer	FDM-AR Engineer	2015/04/10 22:51:41	AREVA USA
Approver	FDE-AR Manager	2015/04/10 23:10:43	AREVA Inc.

RELEASE DATA:

SAFETY RELATED DOCUMENT: N

CHANGE CONTROL RECORDS:
This document, when revised, must bereviewed or approved by the following regions::

France: N
USA: Y
Germany: N

Exportkennzeichnung AL: 0E001 ECCN: 0E001
Die mit "AL ungleich N" gekennzeichneten Güter unterliegen bei der Ausfuhr aus der EU bzw. innergemeinschaftlichen Verbringung der europäischen bzw. deutschen Ausfuhrgenehmigungspflicht. Die mit "ECCN ungleich N" gekennzeichneten Güter unterliegen der US-Reexportgenehmigungspflicht. Auch ohne Kennzeichen, bzw. bei Kennzeichen "AL: N" oder "ECCN: N", kann sich eine Genehmigungspflicht, unter anderem durch den Endverbleib und Verwendungszweck der Güter, ergeben.

Export classification AL: 0E001 ECCN: 0E001
Goods labeled with "AL not equal to N" are subject to European or German export authorization when being exported within or out of the EU. Goods labeled with "ECCN not equal to N" are subject to US reexport authorization. Even without a label, or with label "AL: N" or "ECCN: N", authorization may be required due to the final whereabouts and purpose for which the goods are to be used.

REVISIONS

REVISION	DATE	EXPLANATORY NOTES
3.0	See 1st page release date	Modified Note at bottom of Revision Table. Updated Reference 1 (JCO) to Revision 4 and associated date. Re-arranged Section 10 to provide a more structured and logical flow.
2.0	4/9/2015	Added References: • FS1-0021065 and cross-reference in §2.1 • D02-ARV-01-075-976 and cross-reference in §2.1 • FS1-0020504 and cross-reference in §5.1.5.2 • D02-ARV-01-077-684 and cross-reference in §7.10 • FS1-0021325 and cross-reference in §8.2 • 02-5052191-002 and cross-reference in §8.2 • 02-9107389-000 and cross-reference in §8.2 §1 & §10, added “possibly” in first bullet of causal factors §5.1.1, changed “…40 degree…” to “…37°…” §5.1.4, corrected text errors that exist in pdf version §5.1.5.1, changed title and rewrote entire section §5.1.5.2, added “…a yield stress limit of…”; changed notch factor from “…approximately **[ ]** …” to “…**[ ]** …” §7.6, changed text to read “… indicates boiling is likely occurring in the annulus.” Added §7.10.4-7.10.7 and removed §9. §8.1, completely rewritten to explain Theory A as unlikely to occur; removed references to missed torqueing step in §1 and §10. §8.2, Added sub-section headings, included response to RAI III-2 and added Figures 57-60; updated former Figure 57 (now 66) §8.2.2, changed 81.2 MPa to 81.4 MPa to agree with [11] Minor editing throughout to remove text indicating ongoing investigations or tasks.
1.0	3/8/2015	New document

NOTE **This is the Non-proprietary Version of FS1-0020945.**

TABLE OF CONTENTS

LIST OF TABLES

LIST OF FIGURES

REFERENCES

[1] FS1-0020308-4, Justification for Continued Operation at Chinshan Units (Broken Connecting Bolt), AREVA, April 2015.

[2] "Stress Corrosion Cracking in LWR: good practices and lessons learned" NP-T-3.13 , 2011

[3] FS1-0020234-3, Interim BWR Fuel Handling Guideline, AREVA, February 2015

[4] FS1-0020949-1, Straightness Measurement Evaluation of Failed Connecting Bolt, AREVA, March 2015

[5] BWRVIP-190 Revision 1: BWR Vessel and Internals Project, Volume 1: BWR Water Chemistry Guidelines – Mandatory, Needed, and Good Practice Guidance. EPRI, Palo Alto, CA: 2014

[6] NP-7458-S, L.G. Ljungberg, BWR Water Chemistry Impurity Studies, Phase 2. EPRI, Palo Alto, CA: September 1991

[7] FS1-0021065-2, *CS1 Fluence History for C1F029*, AREVA, March 2015

[8] D02-ARV-01-075-976, *Fracture mechanics evaluation f the connecting bolt experienced failure – Shinsan 1*, AREVA (FGF PTCM-G), March 2015

[9] FS1-0020504, *Chinshan Unit 1 Crane Data Evaluation*, AREVA, March 2015

[10] D02-ARV-01-077-684, *Load Chain Connectig Bolt Failure at Chinshan Unit 1 Mechanical tests and Stress-Corrossion-Cracking Resistance test on archive Conecting Bolt form the same material bar stock lot*, AREVA (FGF PTCM-G), March 2015

[11] FS1-0021325-1, *Sustaining loads in the connecting bolt during operation caused by a tensile load*, AREVA, March 2015

[12] 02-5052191-002, *Lower Tie Plate Machining*, AREVA, August 2007

[13] 02-9107398-000, *Lower Tie Plate Machining*, AREVA, July 2009

1. EXECUTIVE SUMMARY

This document reports the findings of the investigation of the mechanisms that occurred in the Chinshan Unit 1 failed Load Chain Connecting Bolt. The Connecting Bolt completely separated at the end of December 2014 during a normal lift of fuel assembly C1F029 during a refueling outage. This failure of the Connecting Bolt had no impact on the integrity of fuel rods, and it did not affect the health and safety of the public.

In response to the failure, AREVA established a team of international experts to perform a Root Cause Analysis (RCA). The RCA team consists of international experts from Richland, Washington, USA; Lynchburg, Virginia, USA; Erlangen, Germany; Lyon, France; and Paris, France.

Based on the information available to date, AREVA concludes that the failure started from an initiating event that created a surface imperfection in the side of the Connecting Bolt. After event initiation, a fracture propagated through the bolt with assistance from residual stresses in the bolt and environmental influences. A portion of the Connecting Bolt remained intact until the final attempted lift of the fuel assembly. During the attempted lift, but before the assembly lifted off of the core plate, the mass of the fuel assembly exceeded the strength of the remaining material. At that point, the final fracture occurred, and the upper part of the load chain separated from the fuel assembly.

AREVA concludes that there were two main causal factors that initiated the failure event, and these factors would not normally exist in a fuel assembly. No individual item is expected to trigger this type of fracture if acting independently. In other words, it took multiple factors to cause the failure. The initiating events are determined to be as follows:

- there was a unique surface imperfection possibly arising from a material defect, and
- the Connecting Bolt had an unexpected stress state, unique to this fuel assembly. The stress was possibly caused by the Fuel Channel locked to the Lower Tie Plate as described in Section 8).

In addition, the root cause investigation has identified several other factors that contributed to the failure or accelerated the propagation of the fracture across the bolt. These contributing factors are not expected to cause this kind of failure by themselves. They are as follows:

- Enhancement of corrosion by an aggressive chemical environment often found in BWRs
- Irradiation damage to austenitic stainless steel
- Residual stresses from manufacturing

AREVA has determined that this failure is not a generic event and is limited to the unique condition of C1F029. AREVA performed an exhaustive review of worldwide operating experience of this Connecting Bolt design and determined that the failure of the Connecting Bolt at Chinshan was the only one of its kind. Over 14,000 fuel assemblies with this Connecting Bolt design have been delivered to customers worldwide without a failure. Of those, more than 2500 fuel assemblies with the same load chain design achieved a higher level of irradiation exposure in comparison with C1F029.

The investigations included a detailed review of design and manufacturing processes, and the team has determined that there is no systematic weakness in the design or manufacturing of the fuel assembly load chain. Even though this investigation determined that the event is non-generic and possibility of recurrence is low, AREVA is implementing measures to detect or prevent the individual causal factors. These measures include additional inspections and changes in manufacturing tooling.

In addition to the root cause investigation, AREVA established a multi-disciplinary team of nuclear safety experts to analyze reactor operations in the event of a Connecting Bolt load chain failure (Reference [1]). It is important to note that Taipower has already verified continuity of the load chain for every fuel assembly in the Chinshan Unit 1 core. However, this analysis considered reactor operations using a conservative assumption that one or multiple load chain failures are present during the cycle. This detailed analysis determined that the fuel, the plant, and its safety systems can operate as designed even in the unlikely event of a load chain failure. This analysis included normal operations, anticipated operational occurrences, and design-based accidents. This analysis remains valid regardless of the causes noted in the root cause investigation. If any additional information should change the root cause determination, this plant safety analysis will still remain valid.

2. INTERPRETATION

The following interpretations are made based on descriptions of the load chain failure event and the detailed investigations documented in Sections 3.2, 5 and 7. See Sections 7.1.1, 7.3.1 and Figure 19 for more information related to the orientation references contained in Section 2.1.

2.1. HOT CELL RESULTS

Based on the currently available results, the fracture of the Chinshan Connecting Bolt can be attributed to intergranular stress corrosion cracking (IGSCC) initially, followed by irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC). Since the stress in the Connecting Bolt during normal operation is quite low, the preliminary explanation is residual manufacturing stresses and some unexpected stress state, unique to this fuel assembly, contributed to the fracture mechanism, which was also assisted by the challenging operating environment (combination of high temperature, high radiation, challenging chemistry, two-phase oxygen-rich coolant with the possibility of localized boiling due to gamma heating).

According to the visual and SEM-investigation of the replicas of the fracture face, the primary crack initiated at or close to the 180° circumferential position (see Figure 19). The final rupture can be located close to the 0° circumferential position. The final rupture seems to have occurred by a transgranular forced fracture, but only on a negligible area [ ]. It is concluded that the Connecting Bolt was not able to bear any significant load during the first lifting attempt of the fuel assembly at EOC 27. Surface indications were detected at the position of crack initiation on the outer surface of the Connecting Bolt.

SEM images at different magnifications in the 180° location show multiple locations of cracking. Identification of the exact primary crack initiation location is still inconclusive.

Both IASCC and IGSCC propagation would appear as intergranular under SEM. At the fracture location, the calculated fluence is 1.38×10^{21} n/cm^2 [7] (calculated using a representative model that accounts for the actual detailed operating history of bundle C1F029 over three cycles) therefore, the fluence at this location is within the range of the threshold necessary for IASCC [ ] [2]. The reported fluence threshold for IASCC can vary based on test conditions and is not considered an absolute value. Rather, it demonstrates that the calculated fluence is in the range for IASCC to have contributed to the failure but does not conclusively show at which point the crack growth mechanism transitioned to IASCC from IGSCC.

At this time, it is evident that the crack propagated through an intergranular SCC mechanism, most likely initially IGSCC, followed by IASCC once the bolt reached a sufficient fluence threshold. Crack initiation is contemplated with possible contamination or surface damage events, whether from a manufacturing process, material defect, or from an external environment. But if the operating failure mechanism is IASCC, the increased hardness, intergranular characteristic of the failure face and high crack growth rate can all be accounted for since, as stated above, the neutron fluence threshold for IASCC of austenitic stainless steel in normal water chemistry in BWRs is in the range of **[ ]**. Conclusive determination can only be made through tests on irradiated material.

Elements causing or promoting corrosion of austenitic steel (e.g., Cl, S or F) have not been observed, however, analysis of replica R2.X by EDX was not possible because due to high dose rates. Additionally, these detrimental elements are strongly soluble in the RCS and may have been removed from the fracture region after final fracture of the Connecting Bolt while still in the core.

An indication of a blocking of the water channels on both sides of the staking could not be found. It should be noted that this could be due to removal of deposits at the NPP Chinshan plant when a Scotchbrite pad was used on the component. To the contrary, there was evidence observed of flow through the slot passage on the underside of the Connecting Bolts. Markings of flowing fluid can be seen in the pictures of the lower side of the staking flange (see Figure 19 and Figure 20). Because of these markings, the passage slots were not blocked, but could have been reduced in area such that the rinsing effect was also reduced. A reduction in the rinsing effect could have influenced the exchange of fluid in the thread relief area. This is not to say that the use of Scotchbrite would have not removed crud build up in the slots. However, Scotchbrite was not used on the bottom of the staking flange where evidence of fluid flow is present (see Figure 19).

2.2. NON-GENERIC EVENT

As stated earlier, and based on the data available to date, AREVA considers the Chinshan Connecting Bolt failure to be a non-generic event. None of the expected contributing causes identified herein would be expected to individually produce a failure of the Connecting Bolt. As a result, AREVA concludes that the failure of the Chinshan Connecting Bolt was caused by a combination of factors that jointly contributed to this failure. Based on the data provided to date, there is no evidence that the failure extends beyond the single Chinshan failure, and there is no evidence to suggest a systematic breakdown of manufacturing processes, material supplies, or fuel assembly designs.

In addition, the uniqueness of the Chinshan event is further supported by the fact in that no other occurrence of a broken Connecting Bolt has been reported since the introduction of the ALC/HALC design in 2004. The operating experience and manufacturing process for this design spans 23 different reactor environments and more than 55 cycles of operation. Many of the 14,000+ fuel assemblies delivered to reactor sites have been handled more frequently and been irradiated to higher burnups than the failed Chinshan bundle (C1F029), and many of these are now in spent fuel pools or above ground storage. Based on the above numbers of delivered fuel assemblies, the conditions or mechanisms that caused this fracture in C1F029 cannot be described as universally leading to failure of any noticeable frequency. There is no data to suggest a failure mechanism generic to this fuel design.

Finally, AREVA is confident that the fuel, the plant, and its safety systems can operate as designed even in the highly unlikely event of a load chain failure. This safe operation includes normal, anticipated operational occurrences, and design-based accidents.

The conclusion indicates this failure is a non-generic event and possibility of recurrence is low. This conclusion is supported by the evidence that a combination of factors jointly contributed to this failure. A chain of events occurred that would not normally cause a failure by themselves. These are as follows:

- There was a unique surface condition and stress state that initiated the crack

- After the initiation of the crack, crack propagation (by IGSCC and eventually transitioning to IASCC) ultimately drove the connecting bolt to failure with potential enhancement by crud deposition and other corrosion processes.

The operating experience shows that the event is non-generic (only one failure on a worldwide experience feedback basis). Also regarding manufacturing oversight in relation to experience feedback, it is noted:

- Manufacturing oversight is in place to ensure proper fabrication, and the manufacturing records show no anomalies during production of the Chinshan fuel
- Specific tests showed that normal manufacturing cannot induce residual stresses that would result in the failure seen in fuel assembly C1F029
- The large operating experience of the connecting bolt as shown in Table 1, Table 2 and Table 3 demonstrates that over 14,000 bundles have been built without any indication of failure.

Because a unique chain of events occurred to cause this failure, and because there is significant operating experience and manufacturing verification to prevent a defect, the fracture in fuel assembly C1F029 cannot be described as universally leading to a failure of any noticeable frequency. Based on the interim examination results and the large, successful operating experience, AREVA considers this failure is a non-generic event. As a result, recurrence of a similar event is not expected.

3. DESCRIPTION OF PROBLEM

3.1. BACKGROUND OF THE DESIGN

AREVA's ATRIUM 10 featuring a Central Load Chain was introduced in reload quantities in Europe in 1992. Lead Test Assemblies of the design were introduced in the US in 1994 **[ ]** followed by reloads in 1997. Three variants of the load chain (see Figure 1) have been supplied: the original Standard Load Chain (SLC), the Advanced Load Chain (ALC) and the Harmonized Advanced Load Chain (HALC). The ALC was introduced in reloads in 2004 at **[ ]** and was supplied only to US reactors. The upper connection of the ALC is essentially a larger version of a proven guide tube quick disconnect design used in PWR fuel assembly designs. With the ALC, the Zircaloy Connecting Bolt was replaced with a 304L stainless steel Connecting Bolt that is threaded into the Water Channel (WC) Upper End Plug (UEP).

[ ]

Figure 1. ATRIUM 10 Load Chain Design Variants.

The HALC was introduced beginning in 2007, [ ] took the first US reload of HALC designed fuel and has been used in US, Taiwan and European applications. Compared to the ALC, the HALC features a redesigned locking lug and locking ring to address a desire to have a more robust control of the locked condition when the Upper Tie Plate (UTP) was depressed. The Connecting Bolt attachment to the water channel was unchanged. The one-piece Connecting Bolt fabricated from 304L stainless steel round bar used in the ALC and HALC spans the approximately 12 inch distance between the WC UEP and the UTP.

(Note: Chinshan has only taken delivery of bundles with the HALC design. Nevertheless, the ALC and HALC operating experience is taken together as both the ALC and HALC feature the same Connecting Bolt lower end connection which failed at Chinshan. The difference between the ALC and the HALC is only in the interface mechanism with the upper tie plate, which is not a concern in this investigation.)

To date, over 14,000 fuel assemblies of ALC/HALC-design have been delivered to nuclear power plants worldwide (see Table 1 and Table 2 for ALC and HALC deliveries to US customers and Table 3 for deliveries to European customers). An operating experience review shows that the event at Chinshan is the first and only failure of a load chain Connecting Bolt. This Operating Experience includes reactors built by GE, ABB and Siemens, and cycle lengths of 12, 18 and 24 months to a maximum burnup of 58 GWd/MTU. Each irradiated fuel bundle is handled multiple times throughout its life.

Customers/Reloads	Delivered	In Operation	BU > C1F029	Max BU (GWd/MTU)
[ ]	300	0	152	51,195
[ ]	280	0	26	45,107
[ ]	374	0	50	51,073
[ ]	296	0	144	51,276
[ ]	232	0	92	50,174
[ ]	280	0	89	49,793
[ ]	304	0	92	51,531
[ ]	200	0	76	50,883

[ ]	184	0	63	48,111
TOTAL	2,450	0	784	

Table 1. Deliveries of ALC design to US customers.

Customers/Reload	Delivered	In Operation	BU > C1F029	Max BU (GWd/MTU)(1)
[ ]	280	279	0	42,143
[ ]	308	308	0	23,114
[ ]	284	145	49	50,083
[ ]	272	271	0	42,105
[ ]	316	316	0	22,716
[ ]	260	0	0	Not in Operation
[ ]	288	78	131	49,175
[ ]	302	147	31	49,218
[ ]	284	283	0	40,546
[ ]	288	288	0	22,780
[ ]	248	0	16	45,720
[ ]	242	104	192	49,180
[ ]	234	234	101	45,595
[ ]	222	222	0	25,107
[ ]	238	110	84	49,695
[ ]	226	224	127	46,396
[ ]	226	226	0	25,345
[ ]	222	0	0	Not in Operation
[ ]	232	0	122	51,696
[ ]	324	148	140	49,875
[ ]	320	320	201	51,407
[ ]	320	153	268	50,197
[ ]	312	307	128	45,561
[ ]	216	0	65	50,137
[ ]	308	308	0	43,246
[ ]	292	292	0	23,102
[ ]	316	315	8	43,770
[ ]	300	300	0	24,290
[ ]	100	98(5)	44(5)	47.282
[ ]	102	102	0	41,079
[ ]	124	124	0	34,943
[ ]	104	0	0	Not in Operation
[ ]	94	94	48	50,545
[ ]	106	106	0	35,206
[ ]	132	72	0	18,148
[ ]	92	0	0	Not in Operation
[ ]	170	166	111	49,093
[ ]	176	175	0	35,639
[ ]	164	164	0	37,571
[ ]	189	17	0	17,023
[ ]	176	175	0	37,317

Customers/Reload	Delivered	In Operation	BU > C1F029	Max BU (GWd/MTU)(1)
[ ]	185	185	0	19,849
[ ]	200	0	0	Not in Operation
TOTAL	9,793	6,856	1,866	

(1) For fuel assemblies from a particular reload that are currently in operation, the burnup is the projected burnup at the end of the operating cycle. For reloads where all assemblies are no longer in operation, the burnup is the actual discharge burnup.
(2) [ ] has just ended and is in a refueling outage. Values for [ ], [ ], and [ ] are reflective of assemblies in Cycle 21.
(3) [ ] recently completed a refueling outage where assemblies from [ ] and possibly [ ] were discharged. [ ] has not provided the loading of specific assemblies to date but 192 total assemblies will be in the core for cycle that recently started.
(4) [ ] has ended but the plant has not restarted. Values for [ ] are reflective of in Cycle 27.
(5) Splitting delivered reload batches between individual plant units is a common practice for Taipower units. For example, assemblies delivered as part of [ ] have operated in both [ ]. Of those assemblies reaching the burnup of C1F029, 36 were from [ ] while an additional 8 are in operation at [ ]. This practice is applicable to all delivered Taipower reloads.

* Current Cycle of Operation

Table 2. Deliveries of HALC design to US customers.

Design	Plant Code	Reload Name	Type	# of assemblies delivered	# of assemblies currently in core	max. assembly burnup of the reload in case at least one is > 43725	# of assemblies discharged with EOC-burnup > 43725	# of assemblies in core with BOC-burnup > 43725
ALC	C12	23XP/04-20	10-9QXP	2	-	-	-	-
ALC	C12	23XP/04-21	10-9QXP	2	-	-	-	-
ALC	C13	21VL/06-02	10-9QXM	1	-	-	-	-
ALC	C13	21VL/06-03	10-9QXM	1	-	-	-	-
ALC	C13	21VL/06-05	10-9QXM	1	1	-	-	-
ALC	C13	21VL/06-06	10-9QXM	1	1	-	-	-
ALC	C24	25VL/06-01	10-9QXM	4	-	44116	2	-
HALC	C04	29/08-265	10-9QXP	4	4	57816	-	4
HALC	C04	33/12-271	10-9QXP	8	8	-	-	-
HALC	C04	33/12-272	10-9QA	80	76	-	-	-
HALC	C04	34/14-273	10-9QA	40	40	-	-	-
HALC	C04	14-229	10-9QXP	4	4	-	-	-
HALC	C05	A1/12-349	11-9Q	8	8	-	-	-
HALC	C12	28/09-27	10-9QXM	146	104	48276	38	30
HALC	C12	28IFG/09-26	10-9QXM	4	4	-	-	-
HALC	C12	29/10-28	10-9QXM	126	118	-	-	-

HALC	C16	30VL/08-16	10-9QXM	8	8	-	-	-
HALC	C16	32/10-21	10-9QXM	104	104	-	-	-
HALC	C17	F25VL/09-40	10-9QXM	8	2	54400	6	2
HALC	C17	F28/12-41	10-9QXM	110	110	-	-	-
HALC	C17	F29/13-42	10-9QXM	28	28	-	-	-
HALC	C17	F29/13-43	10-9QXM	54	54	-	-	-
HALC	C17	F30/14-45	10-9QXM	38	38	-	-	-
HALC	C17	F30VL/14-44	11-9Q	8	8	-	-	-
HALC	C21	21/09-28	10-9QXP	120	-	-	-	-
HALC	C21	22/10-29	10-9QXP	92	-	-	-	-
HALC	C22	24/08-06	10-9QXM	108	6	55976	102	6
HALC	C22	24/08-07	10-9QXM	20	3	56156	17	3
HALC	C22	25/09-08	10-9QXM	48	34	55534	14	18
HALC	C22	25/09-09	10-9QXM	32	16	56062	16	16
HALC	C22	25/09-10	10-9QXM	60	27	56102	33	23
HALC	C22	26/10-11	10-9QXM	64	64	-	-	-
HALC	C22	26/10-12	10-9QXM	72	72	-	-	-
HALC	C22	28VL/12-14A	11-9Q	2	2	-	-	-
HALC	C22	28VL/12-14B	11-9Q	2	2	-	-	-
HALC	C22	28VL/12-15	11-9Q	2	2	-	-	-
HALC	C22	28VL/12-16	11-9Q	2	2	-	-	-
HALC	C24	28/09-05	10-9QXM	180	164	47615	16	2
HALC	C24	29/10-06	10-9QXM	120	120	-	-	-
HALC	C24	29B/10-07	10-9QXM	46	44	-	-	-

Table 3. Deliveries of ALC & HALC to European customers.

AREVA's product development process requires design verification testing. The design verification testing of the load chain included tensile testing. The entire load chain, which includes the LTP, cage assembly and UTP, were put under increasing tensile loading. As a component of the load chain failed (or started to yield), it was removed from the test system, and the tensile testing continued. The first component to fail in tensile loading was the LTP FUELGUARD grid, then the UTP's handle and grid flatness failed, then the locking lug failed (deformed but still functional) at a final tensile loading of **[ ]**. The Connecting Bolt (specifically the threaded connections), WC and upper and lower end plugs did not show any evidence of failing. See Table 4 for a summary of the test results. Based on this testing, a failure of the load chain would not have been expected to occur in the Connecting Bolt.

[ ]

Table 4. ALC/HALC tensile testing results.

3.2. DESCRIPTION OF THE EVENT

On December 28, 2014 during fuel outage at end of cycle 27, Chinshan's fuel handlers attempted to lift C1F029 fuel assembly to move it to a new location in the core for a fourth cycle of operation. During the lift, the load cell on the fuel handling crane indicated an immediate drop in mass below the load cell trip point. This indication meant that the entire weight of the fuel assembly was not registering on the load cell. In order to confirm the function of load cell is normal, the crew stopped and reversed the crane. The fuel handlers then moved the crane to the next fuel assembly location and proceeded to lift the fuel assembly as normal. This movement confirmed that the crane was working as designed.

Figure 2. Raised fuel channel (in the background) in comparison to a fresh fuel assembly.

The fuel handlers moved back to C1F029 and attempted to lift it again. The crane again indicated less than the load cell trip point, so the fuel handlers reversed the crane and lowered it again. Chinshan contacted AREVA to report the problem, and AREVA Fuel Services deployed to help remove the failed assembly. Figure 2 shows the fuel assembly and its relative height next to a fresh fuel assembly.

When Taipower notified AREVA of the event, AREVA created an initial Failure Modes and Effects Analysis (FMEA) to identify possible failure zones. This was done prior to any examination of the fuel at the Chinshan site. The initial FMEA identified 9 possible locations supporting a possible load chain failure (see Figure 17).

1. Cap Screw Missing: Post-irradiation examination (PIE) of the failed bundle showed the Cap Screw to be in place inside the bushing.
2. WC Bushing Braze Failure: PIE of the failed bundle showed the Lower Tie Plate (LTP) Grid was intact and undamaged.
3. Cap Screw Head Failure: PIE of the failed bundle showed the Cap Screw to be in place and attached to Lower End Plug (LEP).
4. LEP Connection Failure: PIE of the failed bundle showed LEP to be in place and connected to Cap Screw.
5. LEP-to-WC Weld Failure: PIE of the failed bundle showed the LEP was observed to be in place and the weld to the WC was intact.
6. WC Square Tube Failure: PIE of the failed bundle showed the WC was unbroken with no evidence of yielding or bowing.
7. UEP-to-WC Weld Failure: PIE of the failed bundle showed the UEP was observed to be in place and the weld to the WC was intact.
8. UEP Failure: PIE of the failed bundle showed the UEP was observed to be unbroken and the weld to the WC was intact.
9. Connecting Bolt Failure: The overall most limiting minimum cross section of the Connecting Bolt is at its <u>upper</u> end at the threaded connection to the Compression Nut; however, this location is not

where the Connecting Bolt failed. PIE of the failed bundle showed the Connecting Bolt failed at the minimum cross section on the lower end at the UEP-to-Connecting Bolt threaded connection.

Following removal of the fuel assembly from the core, the fuel services team proceeded to remove the fuel rods. Visual examination of the central load chain identified the broken Connecting Bolt (Figure 3).

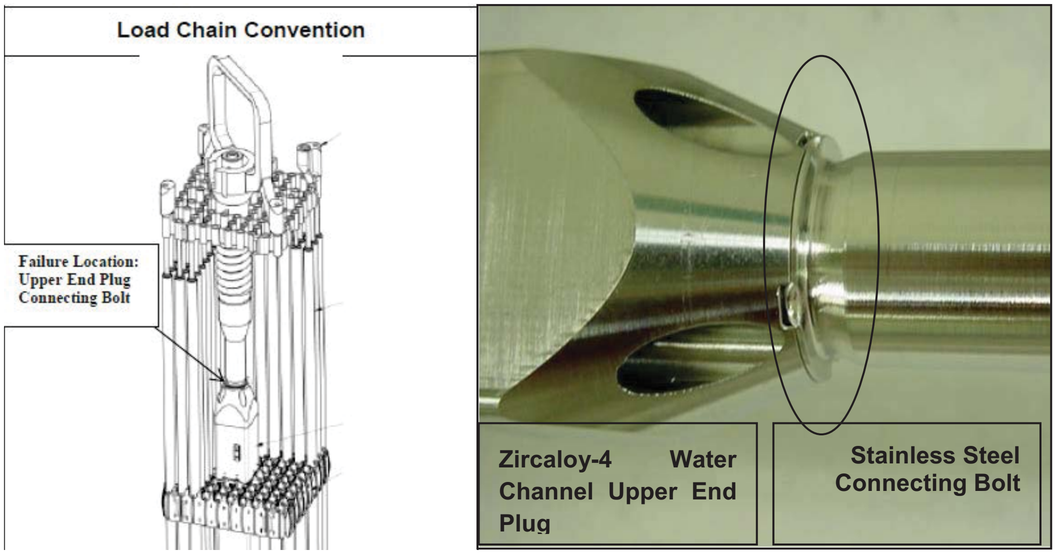


Figure 3. Location of threaded joint of broken Connecting Bolt.

The fuel assembly cage was disassembled, and the Connecting Bolt upper piece was sent to the Institute of Nuclear Energy Research (INER) hot cell for examination. Later, the upper part of the central water channel was removed from the bundle and also sent to INER. The separation appears to be a fracture with environment assisted cracking around the edges. Figure 4 and Figure 5 show the broken bolt and the receiving connection. Figure 5also shows reddish crud deposits on the fracture surface.

Figure 4. Upper part of stainless steel Connecting Bolt.

Figure 5. Lower receiving connection at the top of the central water channel.

4. APPROACH/ROOT CAUSE ANALYSIS PROCESS

The AREVA root cause analysis team uses a systematic process to evaluate the event and identify the underlying causes that resulted in the event. The RCA uses the PACTS process to help discover the facts. PACTS is an acronym for the “graduated” problem solving process common to the RCA and basic problem solving methodology. PACTS provides a flexible foundation for problem solving methodology. PACTS stands for the following:

- Problem Statement
- Analysis
- Causes
- Testing
- Solution & Implementation

The Issue Owner of the RCA team is the World Wide Engineering Manager for Fuel Mechanics. In this role, he is accountable for investigating and correcting the issue. In addition, the RCA team periodically reports to a world-wide management review team. The management review team ensures senior management awareness, and provides concurrence on prioritization and appropriateness of corrective actions.

Major focus areas (see Figure 6) include the evaluation of potential items of interest including material-related defects, manufacturing defects, design weaknesses, environmental influences, and handling of the fuel bundles. The items of interest may identify potential causes or influencers, and the RCA team may consider potential multiple contributors.

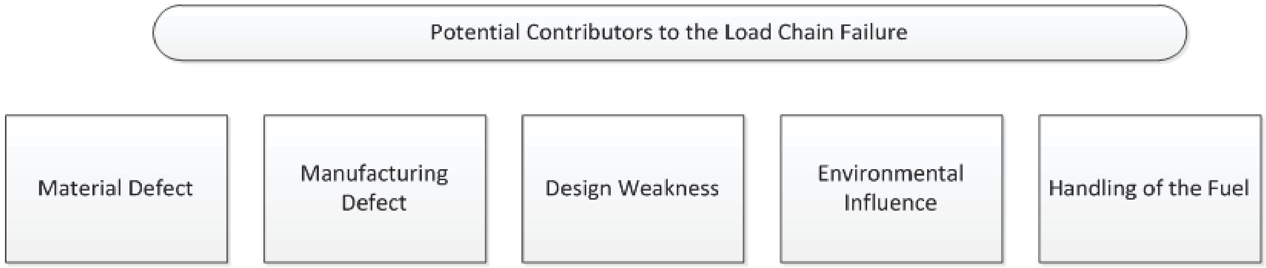


Figure 6. Items of interest for Root Cause Analysis.

The descriptions below are a summary of initial approaches and findings and should not be construed as an exhaustive list.

5. SUMMARY OF RCA FOCUS AREAS

5.1.1. MATERIAL DEFECT

The RCA team investigated the potential for material deviation from original specifications. The investigation encompasses processing and inspection of the bar stock used to fabricate the load chain Connecting Bolt, which is the specific subcomponent of the load chain that was discovered to be failed. Specific investigations completed include the following:

- Bar stock inspection processes, test equipment and technique were reviewed. All bars are 100% **[** **]** using both **[** **]** angles and **[** **]** inspected. **[** **]**
- Material traceability at the supplier was reviewed and AREVA maintains control of 304L material in its own inventories. (The hot cell examination has confirmed the material type satisfied 304L specification by ICP-MS analysis.)
- Bar stock and Connecting Bolt manufacturing processes were reviewed. While a solution anneal heat treatment is performed, subsequent straightening operations in the bar (2 steps) and an allowance for straightening of the final-machined bolt can induce manufacturing stresses that could be retained in the final part.
- Each heat lot of bar stock material is subjected to a variety of tests performed per ASTM A276/A479 (for composition and mechanical properties) and per ASTM A262 (for corrosion resistance) on the finished size of bar stock material. The mechanical property tests specifically include requirements to measure yield strength, ultimate tensile strength, elongation, and reduction of area. The results of the mechanical property tests on heat lots from 2004 – 2013 have been evaluated and compared to the heat lot of the failed Connecting Bolt. The results reflect a consistent product manufactured during this time frame with no deviations in the mechanical properties.

5.1.2. MANUFACTURING DEFECT

The RCA team investigated manufacturing processes to determine if there are inherent weaknesses or deviations. Key findings to date are as follows:

- Review of records determined that there were no equipment or process upsets during the production of the Chinshan lot of Connecting Bolts.
- During the fabrication of the Connecting Bolt at the supplier, as each part is removed from the Computer Numerical Control (CNC) turning machine, it is dimensionally inspected and visually inspected by the operator at 100%. This in-process inspection does not fulfill the Quality Inspection required by the AREVA approved Inspection Plan. It is used to determine process feedback for the operator as to the machine operating conditions (i.e., tool wear, feeds and speeds).
- Quality Inspectors performed an overcheck to either 1.0 AQL Level II Normal sampling frequency quantities, which provides a 95/95 confidence level, or 100%, as directed by AREVA-approved Inspection Plans for certification of conformance to the specifications.
- The failed Connecting Bolt was fabricated in manufacturing lot 239998 which was comprised of 427 pieces. So, the Inspection Plan required that 50 pieces be randomly selected for 100% inspection of all features identified in the Inspection Plan for a 1.0 AQL Level II Normal frequency. The inspection results of 50 pieces fully meet the specification. The Connecting Bolt surface finish is inspected according to the Inspection Plan (see Figure 7 for actual inspection record for surface finish of the failed Connecting Bolt). No abnormal conditions were noted.

47	Rz 16	< Rz 16	AQL 1,0 PN II EN	Rubert-Test/RMG	<Rz16

Figure 7. Inspection Test Report for Connecting Bolt Certificate of Compliance 87630/0 for manufacturing batch number 239998.

- The Inspection Plan for the Connecting Bolt also has a requirement for 100% visual inspection of the manufacturing lot for surface condition (see Figure 8 for actual inspection record for surface finish of the failed Connecting Bolt). No abnormal conditions were noted.

3.4	Oberflächen-Beschaffenheit *Surface Condition*	Visuell *Visual*	100%	Gut

Figure 8. Inspection Test Report for Connecting Bolt Certificate 87630/0 for batch manufacturing batch number 239998 shows passing results.

- AREVA ANF-Karlstein Source Quality Inspectors also perform an overcheck. Following component machining (and assembly), no additional mechanical property testing is performed.

- At AREVA's ANF-Karlstein facility, prior to assembling with the Connecting Bolt to the WC UEP for torqueing and staking, the operator visually inspects the Connecting Bolt for damage and unusual appearances. No abnormal conditions were noted.
- The chemical specification for **[ ]** thread lubricant is available. Reviews of solutions in inventory and the application process (see Figure 9) have been performed. Aslo, the **[ ]** lubricant from a Connecting Bolt archive sample coated from the same time period the failed bolt was coated was reviewed. In all cases, no unacceptable results have been identified.

Figure 9. Typical application of **[ ]** thread lubricant.

- After the **[ ]** is dried, the Connecting Bolt is clamped into the torqueing fixture (see Figure 11) and the WC UEP is screwed onto the threads and torqued into place. All manufacturing processes associated with the clamping and torqueing have been reviewed. No abnormal conditions were noted.
- Torque and crimp operations were qualified and controlled using calibrated tools (see Figure 10) by experienced operators. All calibration records for tools and qualifications for assembly personnel have been reviewed. No abnormal conditions were noted.

[ ]

Figure 10. Qualified and calibrated torque wrench

- Reviews confirm that fixtures are used to ensure proper orientation of parts during the assembly and staking (crimping) operation used to mechanically lock the Connecting Bolt to the WC UEP (see Figure 11); preventing rotation of parts during operation. AREVA controls the staking process with a [ ] as shown in Figure 12. A 100% visual inspection was performed and compared against visual standards of staking results. No abnormal conditions were noted.

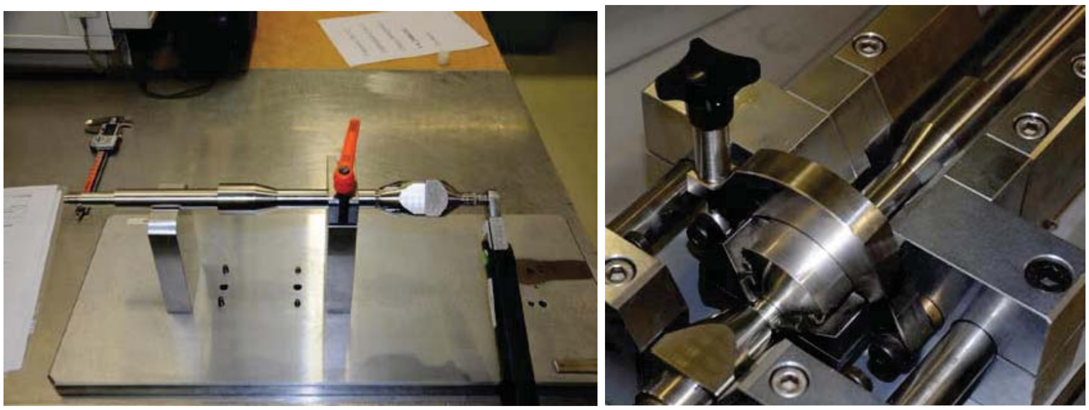
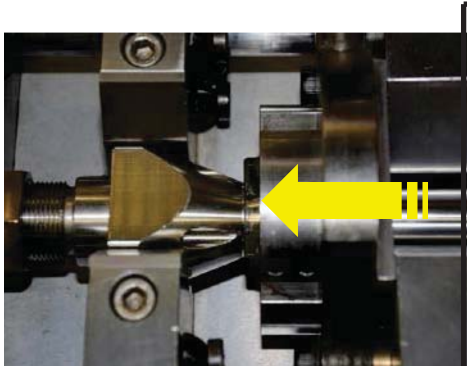


Figure 11. Fixtures used for mounting of WC UEP and staking (crimping).



[ ]

Figure 12. Staking (crimping) the connection.

- After the torqueing is performed the thread relief area of the Connecting Bolt is no longer visible or accessible to be inspected.
- After staking has taken place the staking gap is checked using a feeler gauge (see Figure 13) and the remainder of the locking hardware is installed on the Connecting Bolt/UEP which then becomes the Connecting Bolt Complete (assembly).
- When assembling the Connecting Bolt Complete to the WC by welding, operators perform a 100% visual inspection of each part of the cage.

Figure 13. Inspection of finished connection using a feeler gauge.

- Note: The staking process was evaluated for susceptibility of uneven stressing of the threaded joint that would result in a condition of non-alignment of the Connecting Bolt and WC UEP. Parts (Connecting Bolts and WC UEPs) subjected to normal staking (**[ ]** mm displacement) and abnormal staking (**[ ]** mm displacement) were processed and the alignment of the Connecting Bolt to WC UEP was found to be unaffected. Staking was evaluated earlier in the design process to understand the effect of crack propagation due to the staking operation and to confirm any cracking due to staking was limited to the staking flange.

5.1.3. DESIGN WEAKNESSES

The RCA team evaluated the design of the Connecting Bolt to identify any features that could contribute to the load chain failure in the location of the Connecting Bolt lower connection.

- Inspection of the minor thread roots show that they are present in the transition radius of the thread relief diameter, but they are not in the minimum diameter of the thread relief itself.
- As shown in Figure 14, a review of the thread design shows the end of the minor diameter thread root is in the **[ ]** mm radius and **[ ]** angle area, not in the thread relief region (**[ ]** mm diameter).
- For each staking site, any crack propagation path should stay with the rim and not move into the thicker bolt cross section. This functionality is accomplished by the **[ ]** mm fillet radius features at the base of the rim and the thin thickness of the rim itself compared with the volume of material in the bolt connection.
- For each of the four staking sites, there are two small passages (for a total of 8) to allow flow into the thread relief area after connection to the WC UEP. As part of its study, the RCA team investigated the propensity of this configuration to trap contaminants which may further lead to an initiating event that could result in a failure.

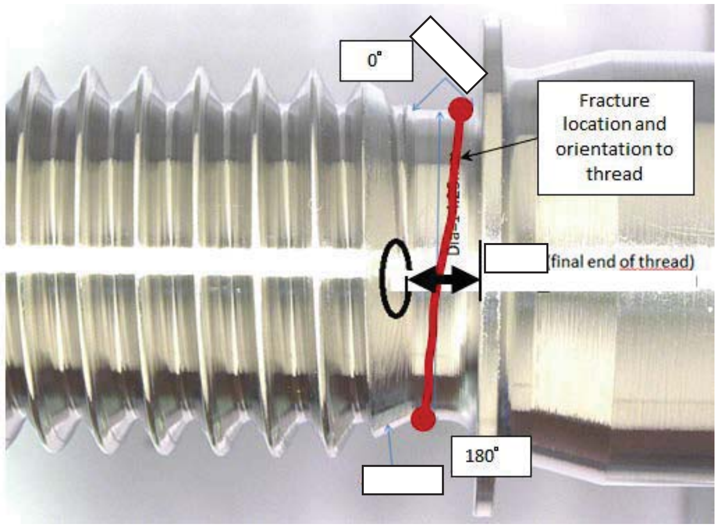


Figure 14. Close-up view of lower end Connecting Bolt threads showing minor thread.

5.1.4. ENVIRONMENTAL INFLUENCE

The RCA team has reviewed the operating environmental condition of the bundle with the failed load chain.

- Reactor coolant water chemistry indicates **[** **]** and very far below the chloride "Action Level 1" limit of **[** **]** stated in the *EPRI BWR Water Chemistry Guidelines* [5]. The Cycle 27 reactor coolant chemistry is also well within the Fuel Warranty Specifications. The reason the **[** **]** level was investigated was because the trend is uncharacteristic in comparison to the three preceding cycles at Unit 1 (see Figure 15). The chemistry impact on corrosion of certain materials will be considered in the RCA evaluation, however, it should be noted the Cycle 27 RCS **[** **]** level is not considered to be related to the failure mechanism at this time.
- Reactor coolant water chemistry shown in Figure 16 indicates **[** **]** levels higher than recommended level in *EPRI BWR Water Chemistry Guidelines.* According to the guidelines, it is recommended that reactor water **[** **]** be controlled to maintain the quarterly average concentration **[** **]**. EPRI report NP-7458-S [6] discusses test results where **[** **]** levels above **[** **]** resulted in an increased susceptibility to IGSCC in 304 stainless steel. However, *BWRVIP-190 Revision 1* states "…The majority of evidence indicates that **[** **]** has a negligible effect on IGSCC at concentrations below **[** **]** (2-60) and perhaps has no detrimental effect up to **[** **]**." So, considering the conflicting guidance, it is inconclusive at this time whether or not Cycle 27 RCS **[** **]** level is a contributing factor.
- The preliminary EDS evaluation of fracture surface indicated no presence of chloride or sulfur traces.

[ ]

Figure 15. Chinshan Unit 1 Cycles 26 and 27 [ ] Concentrations in Reactor Water.

[ ]

Figure 16. Chinshan Unit 1 Cycles 26 and 27 [ ] concentrations in Reactor Water.

5.1.5. HANDLING OF THE FUEL

The RCA team investigated if normal handling of the bundle could contribute to the failure of the load chain. The focus of handling is on both manufacturing operations at AREVA sites, and normal operations at the reactor site.

5.1.5.1. INVESTIGATIVE TESTING

The RCA team reviewed all AREVA internal fuel assembly and component handling procedures and Condition Reports and found no indication of unacceptable loading.

Two tests were developed and performed to investigate extreme effects of fuel handing operations for better understanding.

- A Lateral Load test was performed to determine if the amount of compressive loading required to generate a crack in the Connecting Bolt thread relief could be noticeable to AREVA Operations personnel during fuel assembly fabrication. The test is described in Section 7.10.6 and concluded it is not possible to for a crack to have been generated due to mishandling.
- An Offset Compression test was performed to determine the loads necessary to result in permanent deformation and failure of the Connecting Bolt at the WC UEP threaded connection. Test results show for loads up to 1,800 lbs., there was no plastic deformation in the UTP, Connecting Bolt and WC segment. The dye penetrant test performed at this load did not indicate cracks in the thread relief area of the Connecting Bolt. The test is described in Section 7.10.7.

5.1.5.2. BUNDLE HANDLING AT THE REACTOR SITE

- The RCA team reviewed the handling of bundles at the reactor site. Broken channel fasteners or other possible upset may be informative in determining if unacceptable loading of the Connecting Bolt could occur.
- The team reviewed crane load files for the failed bundle and surrounding bundles over the operating history for which data is available (i.e. End of Cycles (EOC) 25 through 27) and has not identified evidence of abnormal handling [9]. Irradiation of stainless steel is well-known to reduce ductility and increase tensile strength and so, the RCA Team investigated potential credible loads in excess of normal handling expectations and their impact on the Connecting Bolt. The successful operating experience of over 14,000 assemblies with this type of connection indicates this type of handling upset is unlikely.
- During product development, design calculations supporting the Connecting Bolt-to-WC UEP threaded connection consider stresses due to torqueing at 12.9 Nm (requirement is **[ ]** Nm) and a lubrication friction factor of **[ ]**. The resulting stress level was 26.8 MPa compared to a yield stress limit of 105 MPa at reactor operating temperatures for 304L material (ASME Design Value). Differential thermal expansion was reasoned to effectively reduce the stress since the male part of the connection (304L) has a higher expansion rate than the female part of the connection (Zircaloy). Radiation growth of Zircaloy is not considered significant due to the small gage length and relaxation of the zirconium alloy under irradiation. Residual stresses in the part from coldworking of the starting material bar stock and subsequent coldworking of the Connecting Bolt during machining are not considered to be significant to initiate cracking alone but can assist crack propagation. And lastly, a notch stress concentration factor for the presence of the minor

thread diameter runout into the upper portion of the thread relief radius was not considered in the design. This notch factor is **[ ]** when the 304L material is new (i.e., prior to irradiation) and as the Connecting Bolt undergoes irradiation hardening, the notch factor increases in its effect. Considering all of these factors combined, the stresses at the threaded joint could potentially be increased above 50% of the yield limit.

6. REVIEW OF PRE-INSPECTION FMEA

The initial FMEA (performed before any examination of the damaged fuel assembly took place) identified 9 possible locations supporting a possible load chain failure (see section 3.2 and Figure 17). Through the information collected during the root cause investigation, only the Connecting Bolt continues to be a failure location fitting to the current scenarios. The leading causal factors do not indicate increased failure risk for any of the other locations. The 9 originally suspected failure modes and their associated dispositions are as follows:

1. Cap Screw Missing: Staking imparts very little stress to the Cap Screw. Not subject to stresses due to differential thermal expansion in a compressive state. Located below the active zone for reduced irradiation effects. Configuration not conducive to crevice corrosion.
2. WC Bushing Braze Failure: AREVA has a long history of the successful use of brazed connections in nuclear applications. Not subject to stresses due to differential thermal expansion in a compressive state. Located below the active zone for reduced irradiation effects. Configuration not conducive to crevice corrosion.
3. Cap Screw Head Failure: PIE of the failed bundle showed the Cap Screw to be in place and attached to LEP.
4. LEP Connection Failure: The LEP is fabricated from a relatively large cross section of material. Short threaded length offers minor stresses due to differential thermal expansion in a compressive state. LEP is located below the active zone for reduced irradiation effects. Configuration not conducive to crevice corrosion.
5. LEP-to-WC Weld Failure: AREVA has a long history of Zircaloy-to-Zircaloy welds used successfully in nuclear applications. Not subject to stresses due to differential thermal expansion in a compressive state. This weld is located at the start of the active zone for reduced irradiation effects. Configuration not conducive to crevice corrosion.
6. WC Square Tube Failure: AREVA has a long history of large square and round Zircaloy components used successfully in structural nuclear applications (PWR guide tubes and BWR tie rods). The WC is not subject to stresses due to differential thermal expansion. Location is in the active zone, expected performance similar to fuel rods. Configuration not conducive to crevice corrosion.
7. UEP-to-WC Weld Failure: AREVA has a long history of Zircaloy-to-Zircaloy welds used successfully in nuclear applications. Not subject to stresses due to differential thermal expansion in a compressive state. Located near the end of the active zone for reduced irradiation effects. Configuration not conducive to crevice corrosion.
8. UEP Failure: The UEP is fabricated from a relatively large cross section of material. Located just below the top of the active zone for reduced irradiation effects. Material less conducive to crevice corrosion than 304L mating component material.
9. Connecting Bolt Failure: The overall most limiting minimum cross section of the Connecting Bolt is at its upper end at the threaded connection to the Compression Nut, which was the expected 9th possible failure point. Failure of the Connecting Bolt at the lower end was not considered in the initial FMEA as likely since the upper end has a comparatively lower cross-sectional area and from

purely mechanical considerations would have failed before the lower end. Considering the causal factors discussed in this report, the upper end of the Connecting Bolt is well above the active zone and the irradiation effects are reduced.

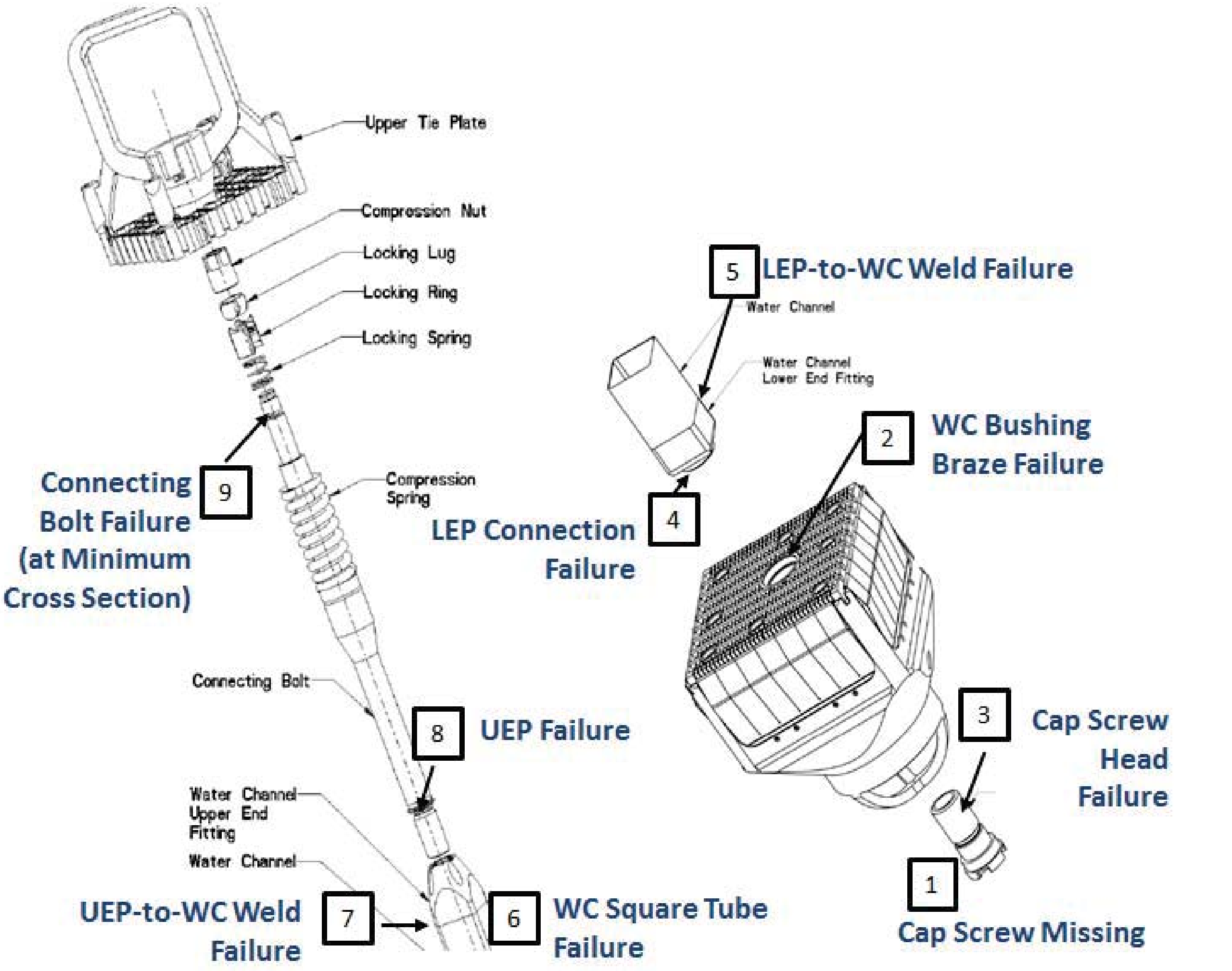


Figure 17. Schematic of Pre-Inspection FMEA.

7. TESTS AND EXAMINATIONS

7.1. HOT CELL (INER) VISUAL EXAMINATION OF FAILED CONNECTING BOLT

7.1.1. VISUAL EXAMINATION OF FRACTURE FACE 1

The visual examination of both fracture faces was carried out in the Hot Cell Laboratory of INER with a digital camera. The fracture face of the rod segment containing the flange is furthermore referred to as Fracture Face 1 (FF1), Figure 19 through Figure 21. The circumferential positions shown in Figure 19 are arbitrarily chosen. Their relation to the actual orientation within the fuel bundle is shown in Figure 18.

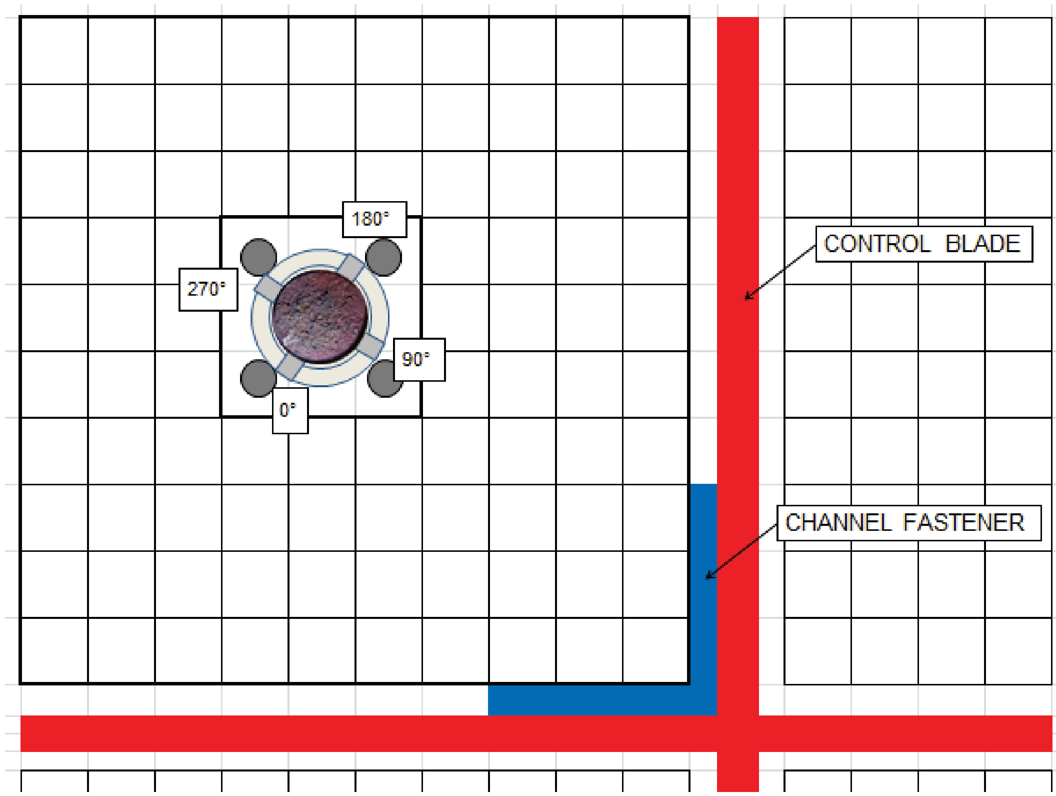


Figure 18. Orientation of Fracture Face in fuel bundle.

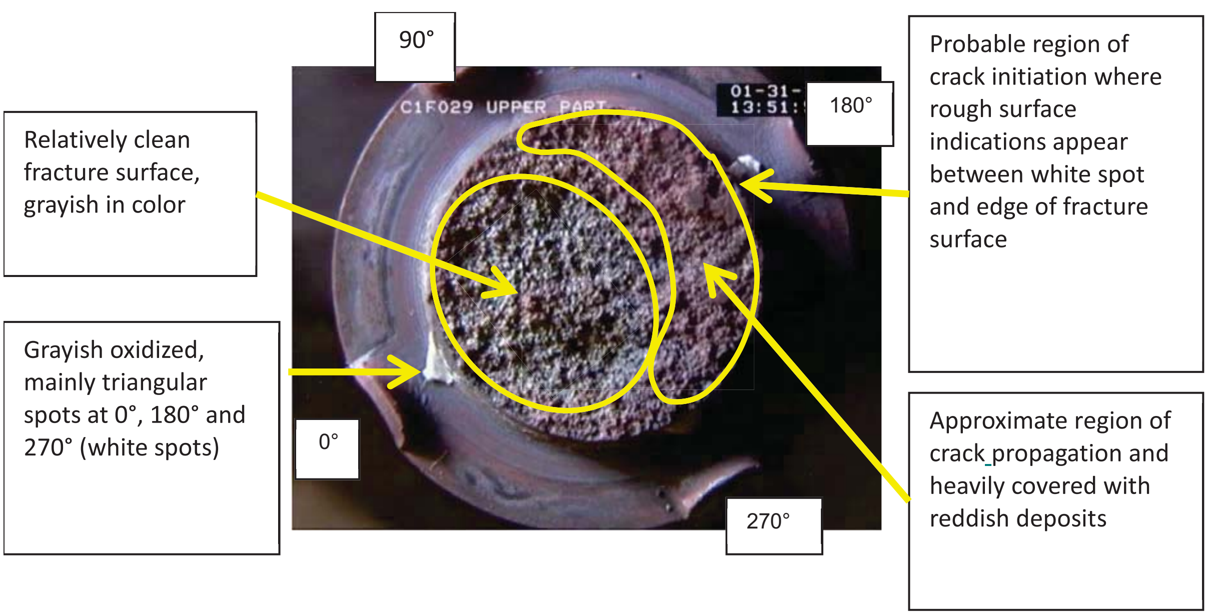


Figure 19. Close-up image of FF1.

- Referring to Figure 19, the general appearance of FF1 is grainy with no indication of macroscopic plastic deformation. The fracture surface is slightly tilted to the axis of the bolt having its highest elevation at 180° and its lowest at 0°. About 1/3 of the surface extending from approximately 90° to approximately 270° is covered by reddish deposits (close to the outer surface) and a flat surface close to the 180° position (most probably post-fracture mechanical deformation introduced during the handling of the fuel assembly) can be observed. The remaining part of the fracture surface appears grayish in color.

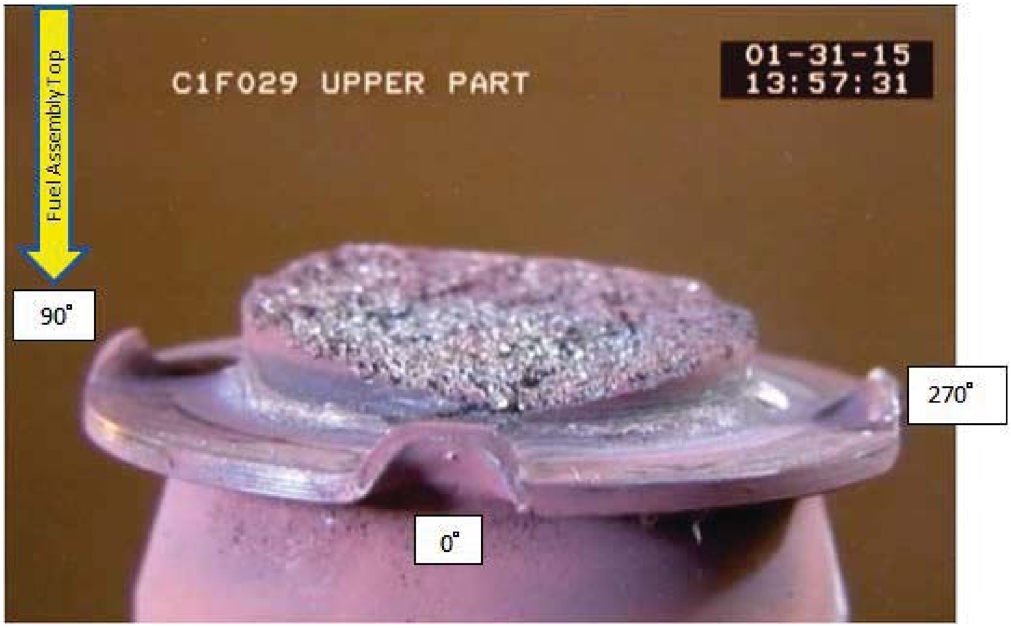


Figure 20. Close-up of FF1 at 0° position

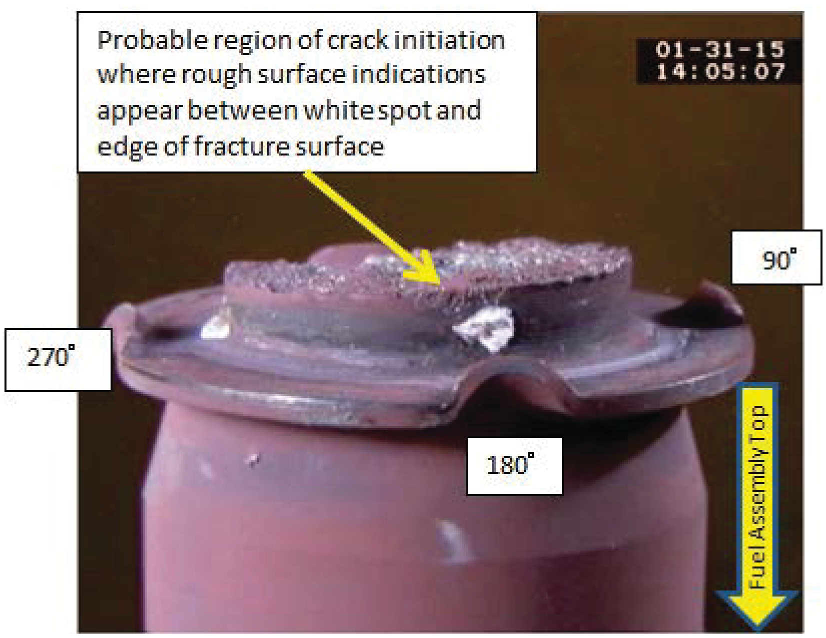


Figure 21. Close-up of FF1 at 180° position showing rough surface indications

On initial observation, the surface indications shown in Figure 21 in the machined thread relief transition area of the fractured end of the Connecting Bolt is not a surface that would have been created by a sharp cutting tool used in a normal machining operation in unblemished material during manufacturing of the Connecting Bolt. The surface indications can be further described as shallow rounded profile depressions. A defect caused by machining of unblemished material (e.g., from a worn cutting tool) would have a shape that would be in line with the cutting tool used during turning on a lathe and thus would be shaped more like a long oval with sharp angled ends. The Connecting Bolt manufacturing drawing, A1C-810304-1, has a surface finish requirement just below the General Notes (Zone E9). The surface finish callout is for a default finish of Rz16 (which applies to the thread relief features) in accordance with ISO 1302.

The surface indications shown in Figure 21 would not have been acceptable to a Rz16 finish and if present to the extent seen in the figure during manufacturing would have been observed by the machine operator or quality inspector (at the supplier), or AREVA source inspector or AREVA ANF-Karlstein torqueing and staking operator before assembly of the Connecting Bolt to the WC UEP. As the review of records determined, no abnormality was found during fabrication. If a much smaller surface defect caused either by a mechanical deformation or removal of a non-metallic inclusion during manufacturing was present, visual inspection may not be sufficient to identify this kind of surface indication. In order to increase the sensitivity to reveal a surface indication and provide a higher safety margin, an inspection using dye penetrant will be done in the interim until an improved ultrasonic methodology is approved.

7.1.2. VISUAL EXAMINATION OF FRACTURE FACE 2

The lower surface of the fracture face contained within the upper end plug will be referred to as Fracture Face 2 (FF2). The examination of FF2 is in agreement with the observations of FF1; Figure 22. The fracture face meets the outer surface in the 180° circumferential position near the thread runout. The mating surface of the end fitting appears metallic bright, but it must be considered that it was treated with Scotchbrite prior to packaging at Chinshan for transportation to INER.

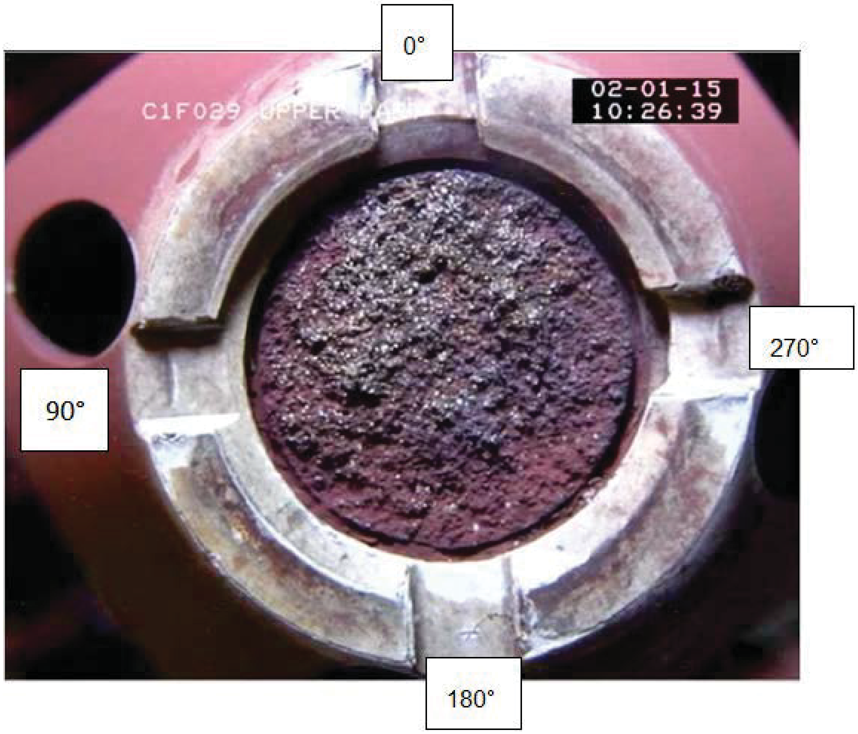


Figure 22. Close-up of FF2 contained within the WC UEP.

The Scotchbrite was used in an attempt to remove the accumulated crud that filled the area where the end of the Connecting Bolt was (see Figure 23). During the handling of the UTP/Connecting Bolt segment, crud from the UTP, Connecting Bolt, and fuel rods drifted down into the depression of the WC UEP. There was strong interest to obtain pictures/video of the fracture surfaces while the fuel assembly was still in the reactor and the services crew was instructed to use Scotchbrite to attempt to clear out as much of the crud so video/pictures could be taken of FF2 which was still contained within the WC UEP.

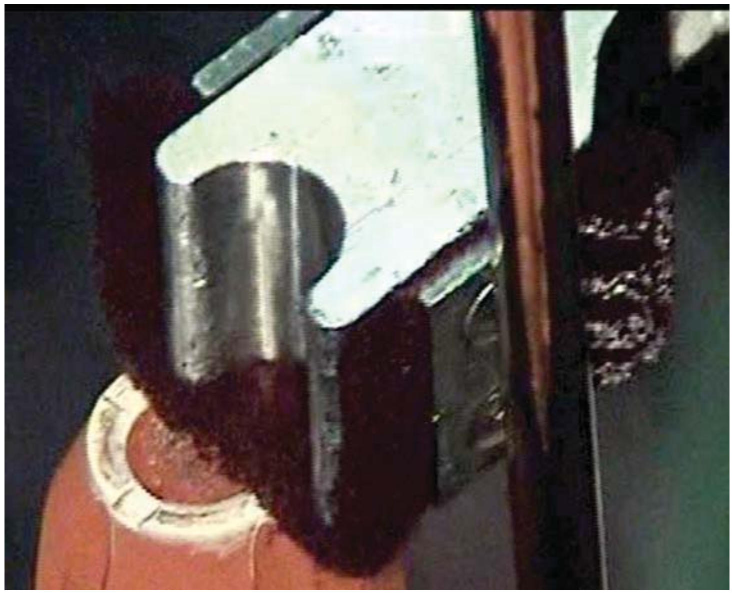


Figure 23. Close-up of FF2, WC UEP and Fuel Services tool used to remove crud of the upper face of the WC UEP with Scotchbrite.

7.2. CHEMICAL ANALYSIS

A chemical analysis of the crud removed from the bolt well above the fracture location (see red box in Figure 24) was reported by INER and is presented in Table 5.

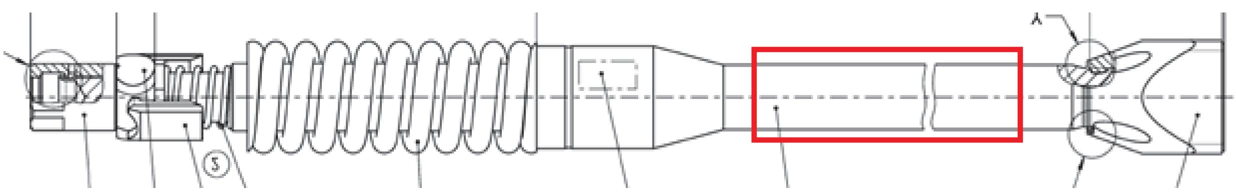


Figure 24. Location of crud sampling by AREVA Fuel Services.

Element	Wt %
Al	0.017
Ca	0.147
Co	0.003
Cr	0.015
Cu	0.012
Fe	1.651
Mg	0.005
Mn	0.004
Na	0.194
Ni	0.011
Zn	0.076
Si	0.030
Zr	0.003
S	0.093
Total	**2.262**

Table 5. Chemical analysis of crud sample.

Crud sampling was performed to gain insight to the water chemistry in the vicinity of the impacted fuel assembly. Most values are typical of what is seen in BWR crud and correspond well to the reported chemistry data. The reported values for sodium and sulfur were unexpected as they are typically from soluble species and the reported levels do not correlate with the reported RCS conductivity. Despite the discrepancies, nothing in the crud analysis indicates a contributing mechanism to the bolt failure.

7.3. HOT CELL (INER) FF1/FF2 REPLICA PREPARATION AND EXAMINATION

Replicas were taken from FF1 and FF2 using standard practices. These will be furthermore denoted as R1.X and R2.X, respectively. The second digit denotes the order the replicas were obtained. For instance, R1.1 was made of the FF1 surface first, followed by R1.2.

7.3.1. SEM EXAMINATION OF REPLICA R1.1

Replica R1.1 (with a dose rate in contact about 80 µSv/h) was carbon coated and examined in the scanning electron microscope (SEM). Almost the whole fracture face shows an intergranular crack characteristic.

The majority of the fracture face in the reddish areas (90° to 270°) shows rather rough grain surfaces caused by an extracted oxide deposit and a surface with a higher degree of oxidation (see Figure 25 taken at 180°).

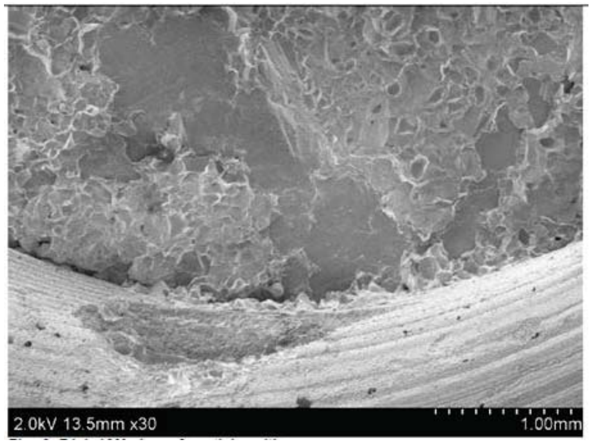


Figure 25. R1.1, 180°.

Upon approaching the 0°-circumferential position, these features decrease and a well-defined intergranular fracture face with local steps on the grain surface becomes visible.

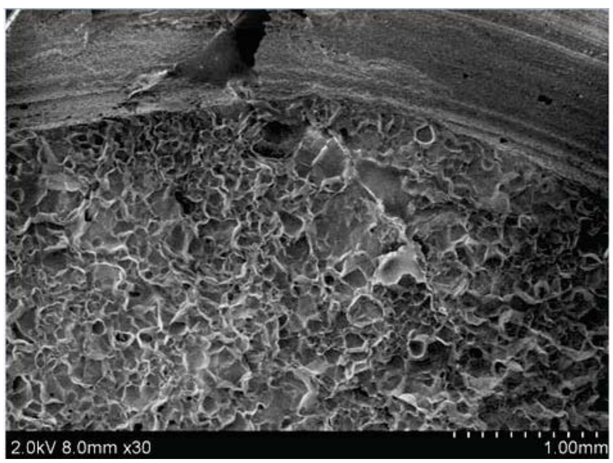


Figure 26. R1.1, 0° position, showing trace of small crack.

At the 0°circumferential position on the fracture face a, crack can be seen (see Figure 26). The large feature seen near the top of the figure is an artifact of the replica and not from the actual fracture surface.

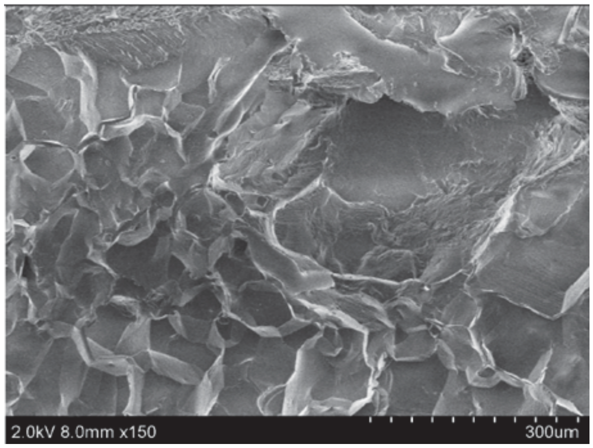


Figure 27. R1.1, 0° position, local transgranular area attributed to final fracture.

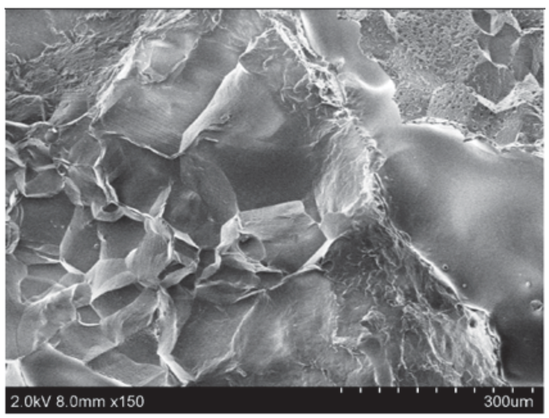


Figure 28. R1.1, 0° position, local transgranular area of the final overload failure.

Only a small fraction of the fracture face seems to possess a transgranular fracture characteristic (see Figure 27 and Figure 28). This area can most probably be attributed to the final ruptured area.

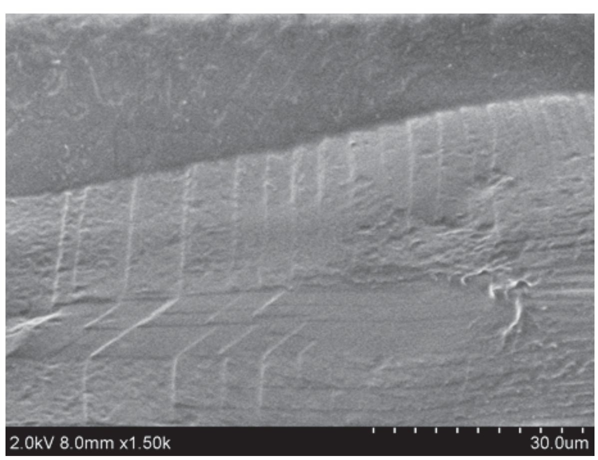


Figure 29. R1.1, 0° position, slip lines crossing a twin boundary.

The region near 0° shows little corrosion product with evidence of slip bands that likely represent the fresh fracture surfaces formed at the latest stage of failure. The slip bands indicate significant plastic deformation. The linear steps clearly represent slip bands and not fatigue marks as they do not run through grains, but rather remain associated with individual grains. Any movement over grain boundaries typically showed cross-slip, evidenced by a complete shift in the direction of the striation (see Figure 29).

7.4. HOT CELL (INER) EDX EXAMINATION OF REPLICA R1.1

EDX measurements on the fracture face of R1.1 at two arbitrary positions were carried out and detrimental elements, such as Cl, F and S were not found. Finally the flange surface in the deformed area of the stakings gave no indications for any further cracking.

Analyses of extracted deposits from the annular gap between thread and bolt were carried out by means of EDX and no detrimental elements, such as Cl, F and S were found.

7.5. HOT CELL (INER) CONNECTING BOLT STRAIGHTNESS MEASUREMENTS

An inspection of the straightness of the failed Connecting Bolt was performed by INER. Figure 30 shows the setup used for the dimensional inspection. Inspection of the bolt did not indicate any significant plastic deformation in the bolt shaft. Subsequent detailed analysis of the results by AREVA concludes the Connecting Bolt is within the permissible drawing tolerances [4].

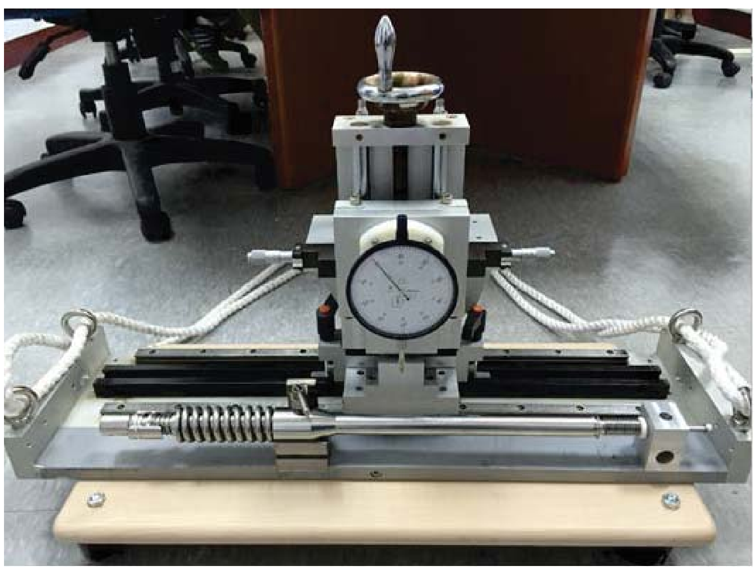


Figure 30. Straightness measurement setup.

7.6. HOT CELL (INER) SEM EXAMINATION OF FRACTURE FACE 1

Once INER developed tooling to perform cutting within the hot cell, efforts were focused on sectioning FF1 in order to reduce the dose rate of individual sections to permit removal of the sections from the hot cell for SEM and EDX examination. The initial sectioning performed is shown in Figure 31.

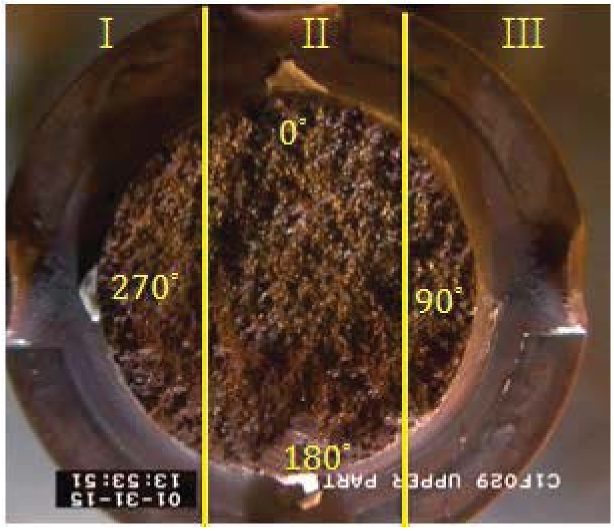


Figure 31. FF1 layout for sectioning.

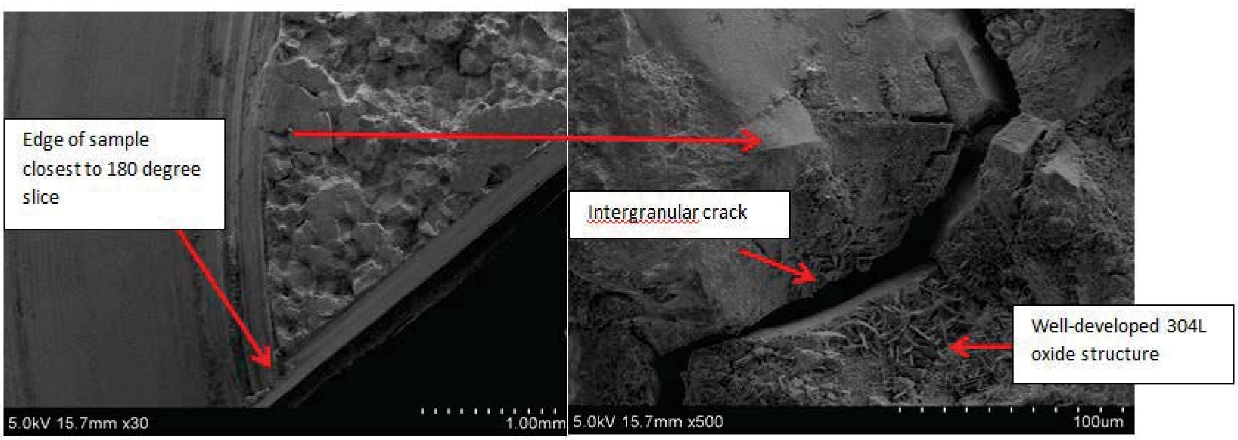


Figure 32. FF1, Specimen I showing evidence of intergranular cracking.

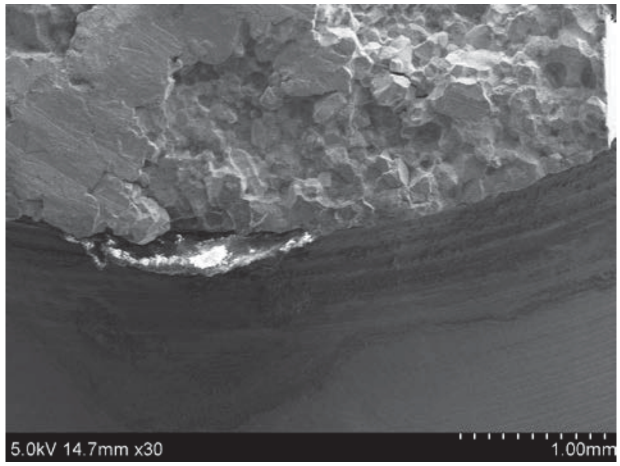


Figure 33: FF1, Specimen II, 180 °Position, showing evidence of intergranular cracking.

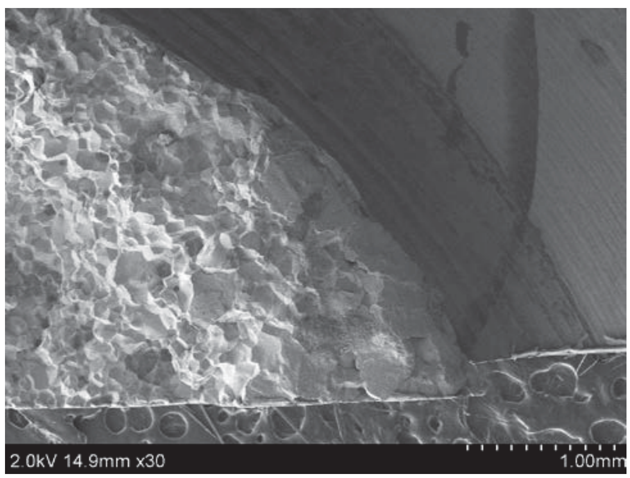


Figure 34: FF1, Specimen III, showing evidence of intergranular cracking.

Most of the surfaces of all three Specimens of FF1 shown in Figure 32, Figure 33, and Figure 34 exhibit intergranular cracking. Grain faces appear covered with heavy oxides. In areas from the 270° Position around to the 0° Position and continuing to the 90° Position transgranular cracks are observed (see Figure 35). The transgranular cracks represent a much smaller proportion of the fracture surface than the intergranular cracks. There is no apparent plastic deformation in the material at the 180° Position determined to be most likely site of crack initiation.

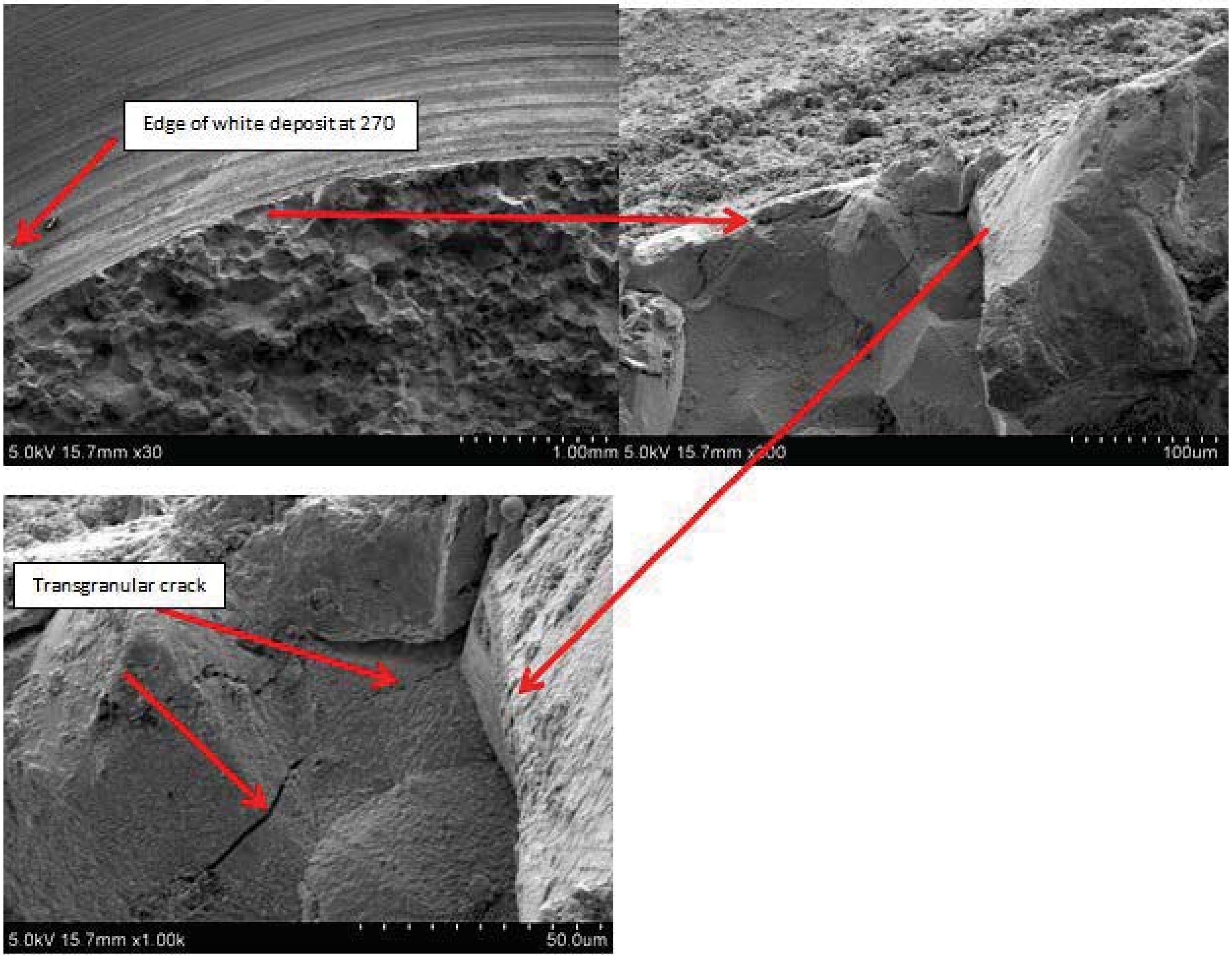


Figure 35. FF1, 270° Position - Images of cracking, including evidence of transgranular cracks.

A close examination of the fracture surface at 180° confirms the primarily intergranular nature of the fracture. Several distinct cracks are visible, but none can yet be clearly defined as the initiating crack. It is evident that the outer surface of the bolt at this location does not demonstrate the designed edge of the bolt (see dashed red line in Figure 36). Rather, material has been removed either by a corrosion mechanism or a mechanical interaction during manufacturing. This region is shown in Figure 36.

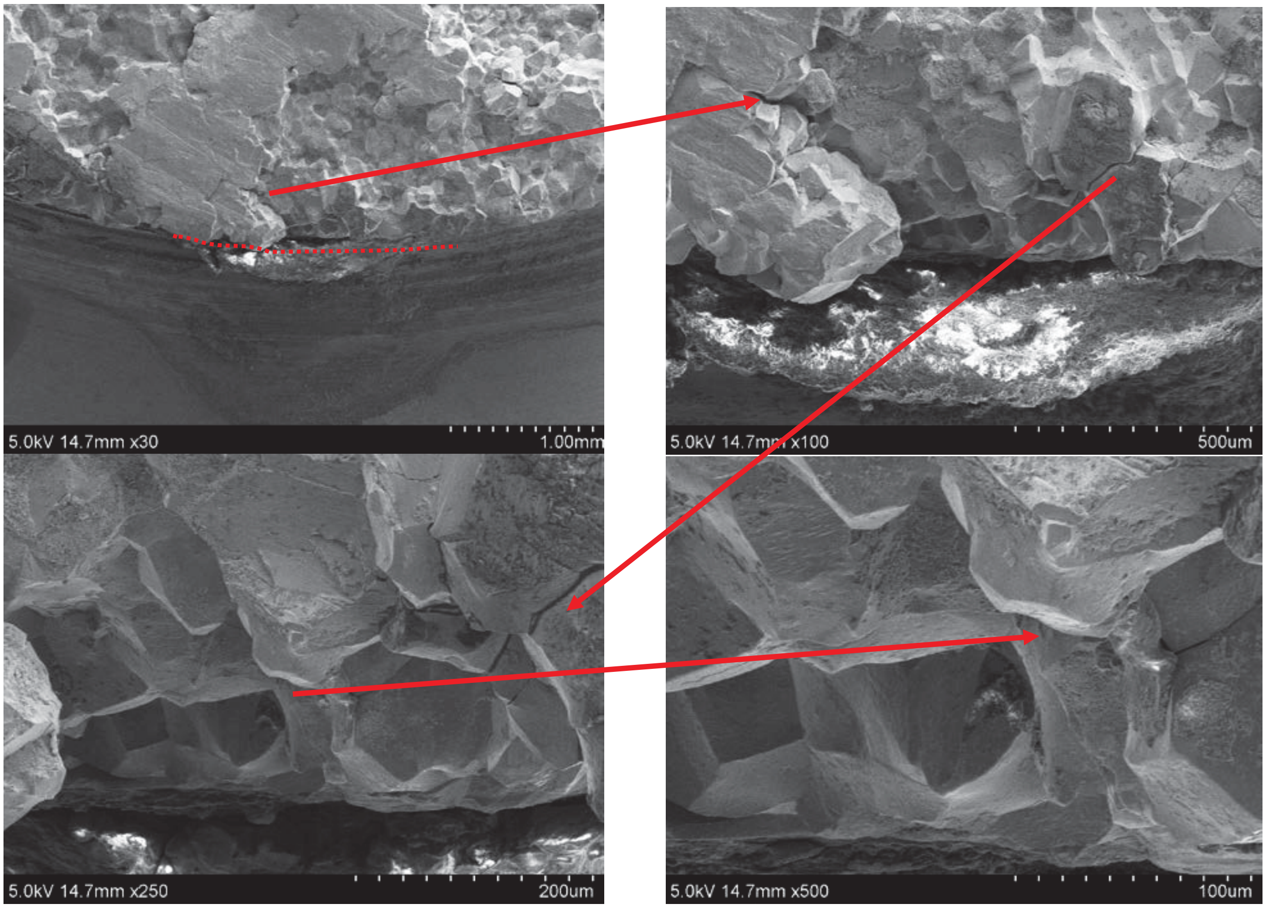


Figure 36. FF1, Specimen II, 180° Position shows intergranular cracking**.**

After cleaning and examining Specimen II with citric acid (to remove the crud, corrosion, and deposits, see SEM micrographs in Figure 37 and Figure 38), it is possible that the surface indications at the 180° Position originated as metallic or non-metallic inclusions which were uncovered by the machining operation (i.e., not a machining defect but a material defect exposed by machining). Stated differently, it is possible that during machining, an inclusion was exposed and likely removed from the bolt. This led to a surface irregularity, potentially with edges of a differing local chemistry.

This interpretation is based on the appearance of the material within the red circle below in Figure 39, and multiple machining passes running through the surface imperfection area. The color appearance of the local area as shown in the SEM images could be driven by differences in overall orientation, angle, and distance/focal length compared to the rest of the surface. Additionally, if an inclusion resulted in a local difference in chemistry, this area could have experienced different oxidation kinetics from the rest of the surface, once again leading to color differences.

These surface defects could have subsequently initiated corrosion pits which led to transgranular crack initiations (examples of which are indicated by red arrows in Figure 40). The region to the right of the red circle is the more advanced failure region, where significant pitting has already occurred and likely where the primary cracks initiated.

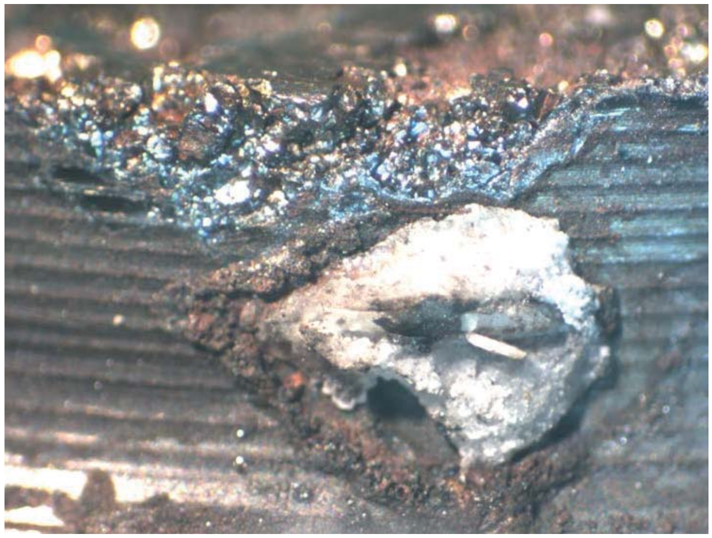


Figure 37. Side view of FF1, Specimen II at 180° Position before citric acid cleaning.

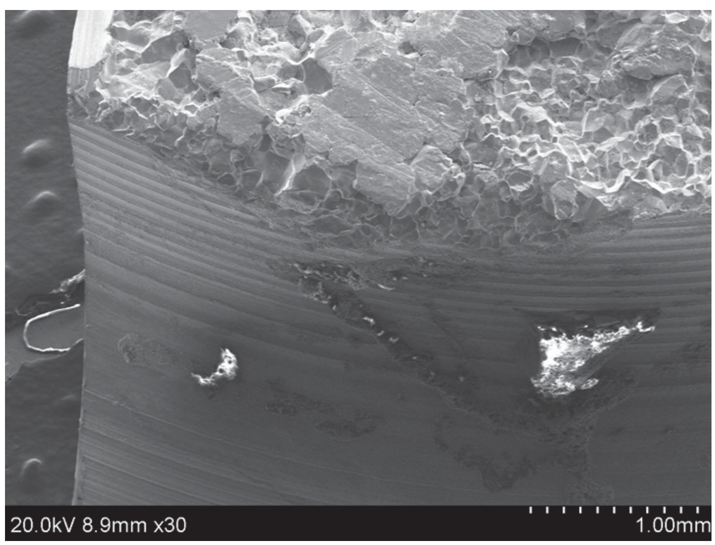


Figure 38. Side view (30x) of FF1, Specimen II at 180° Position after citric acid cleaning.

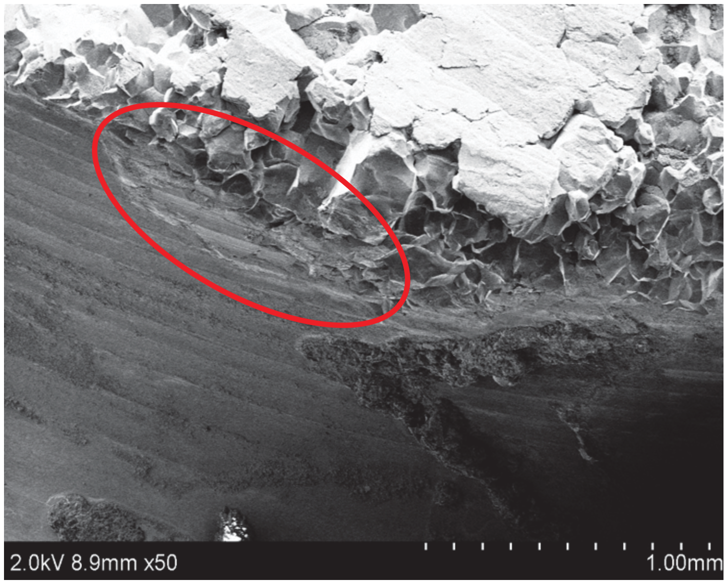


Figure 39. Side view (50x) of FF1, Specimen II at 180° Position (after cleaning).

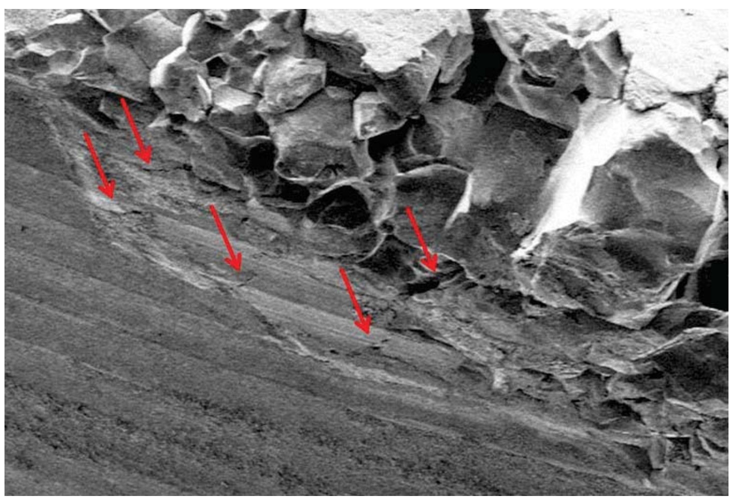


Figure 40. Side view (~130x) of FF1, Specimen II at 180° Position (after cleaning).

Figure 40 highlights various instances of transgranular crack initiation sites within this region associated with more recent crack initiations. An additional image at the 180° Position (Figure 41) shows another potential inclusion (within the oval), similarly oriented to the site already discussed. Inclusions of this size are not expected, nor are a history of their occurrence in this product documented. Therefore, if these images are the result of inclusions, it would be unexpected to see others elsewhere on the surface of the bolt.

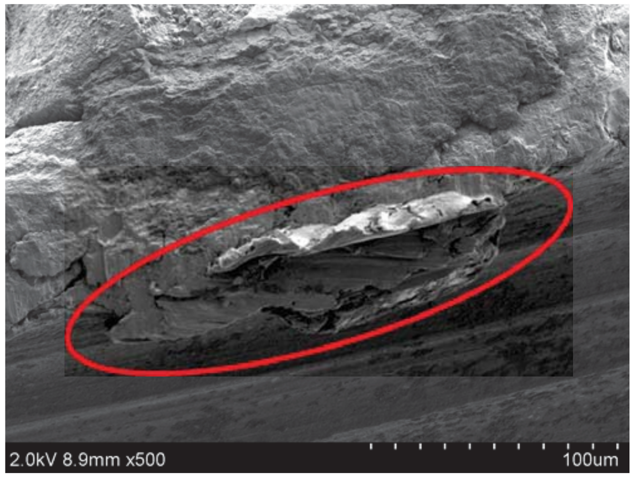


Figure 41. Side view (500x) of FF1, Specimen II at 180° Position (after cleaning).

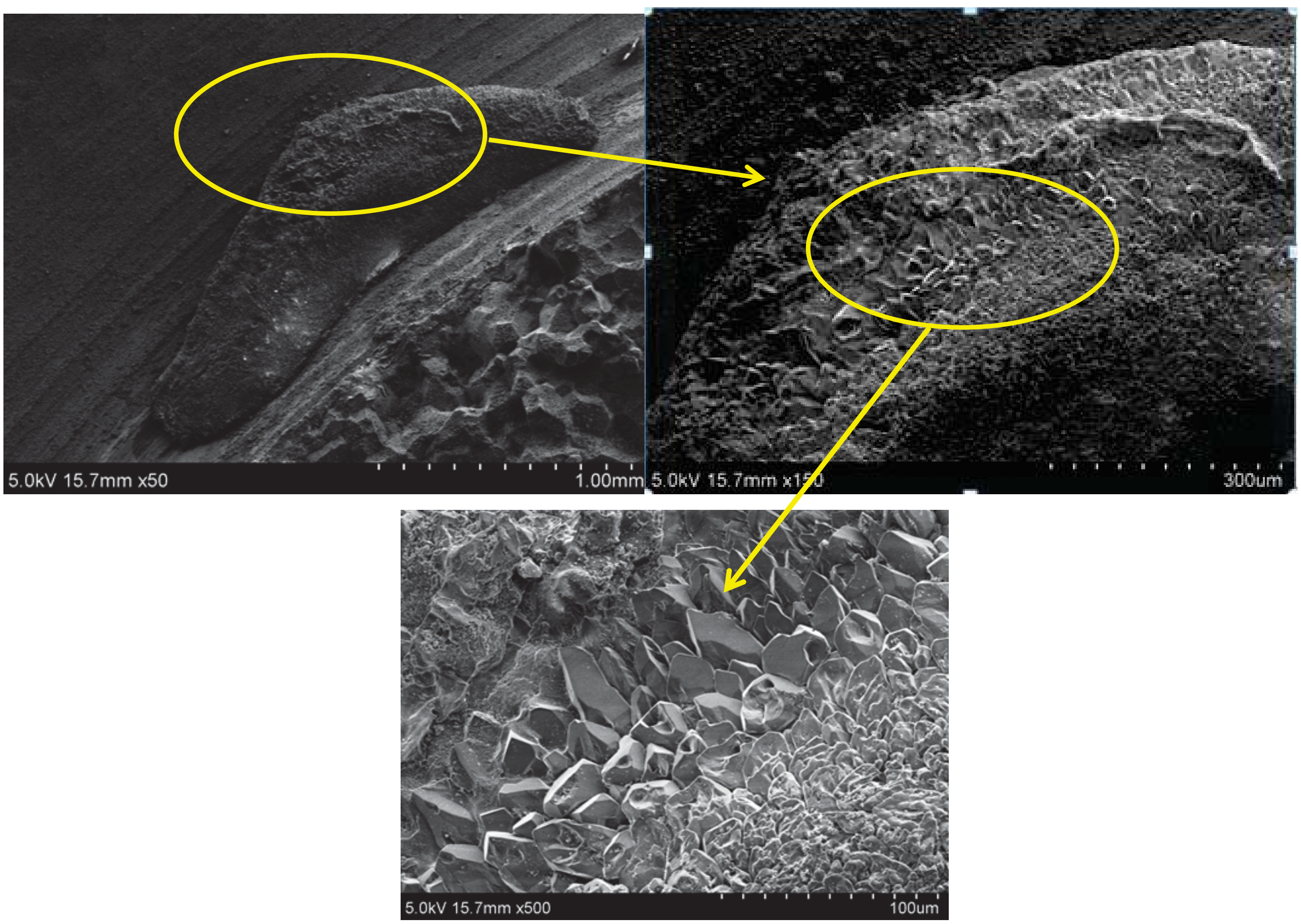


Figure 42. FF1. Specimen I close-up of White Spot near 270° Position.

An SEM examination of the White Spot near the 270° Position (see Figure 42) displays a morphology that indicates boiling is likely occurring in the annulus.

7.7. HOT CELL (INER) EDX EXAMINATION OF WHITE DEPOSIT

SEM-EDX of the white deposit at the 180° Position indicates elevated levels of Fe, Si, Al, Cr and oxides (see Figure 43) whereas the 270° Position only indicates elevated Fe, Si and oxides (see Figure 44). These results are expected and not unusual given the water chemistry of Chinshan Unit 1. It was also noted that the deposit was not conductive. The amount of the deposit suggests involvement of water flow rather than the typical crud deposits seen on fuel assemblies. These variations are believed to indicate that the white deposits consist of many various components, likely deriving from crud, corrosion products, and soluble species of the RCS. A review of thermal-hydraulic conditions at the connection indicates that boiling due to gamma heating could occur. The significant presence of silica in the white deposit, which is not an elemental component of any of the cleaning fluids or lubricants used during manufacturing, suggests some contribution of the RCS to formation of these deposits. However, at this time, no direct link between the white deposit and crack initiation exists.

In Figure 21, at the 180° location, the rough surface indications are located next to the white spot. It is believed that the surface indications were created during manufacturing. While the white spot is not believed to have caused the crack initiation, it is an indication of the local environment of the failure (chemical species present). Therefore, the white spot may help determine how the surface indication initiated local pitting which eventually led to crack initiation. However, the relation between the white spots and crack initiation on a normal surface is determined to be low.

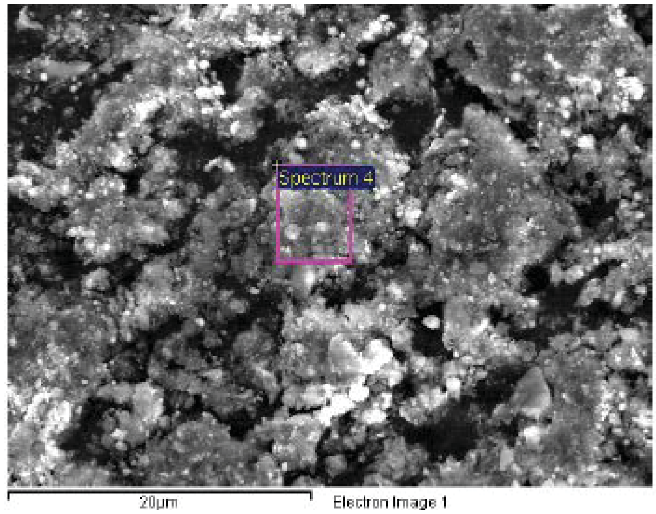
Spectrum processing :
No peaks omitted

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 GaP 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:



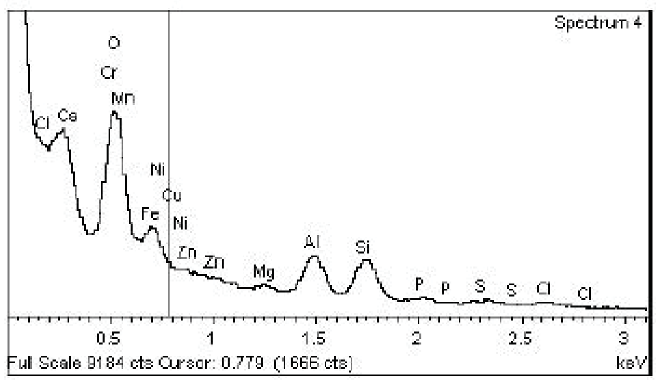


Figure 43. EDX of White Spot near 180° Position.

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

Standard :
O SiO2 1-Jun-1999 12:00 AM
Si SiO2 1-Jun-1999 12:00 AM
Cr Cr 1-Jun-1999 12:00 AM
Fe Fe 1-Jun-1999 12:00 AM
Co Co 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	28.07	57.52
Si K	0.94	1.10
Cr K	1.30	0.82
Fe K	64.07	37.61
Co K	0.00	0.00
Ni K	1.91	1.06
Cu K	2.27	1.17
Zn K	1.45	0.72
Totals	100.00	

Comment:

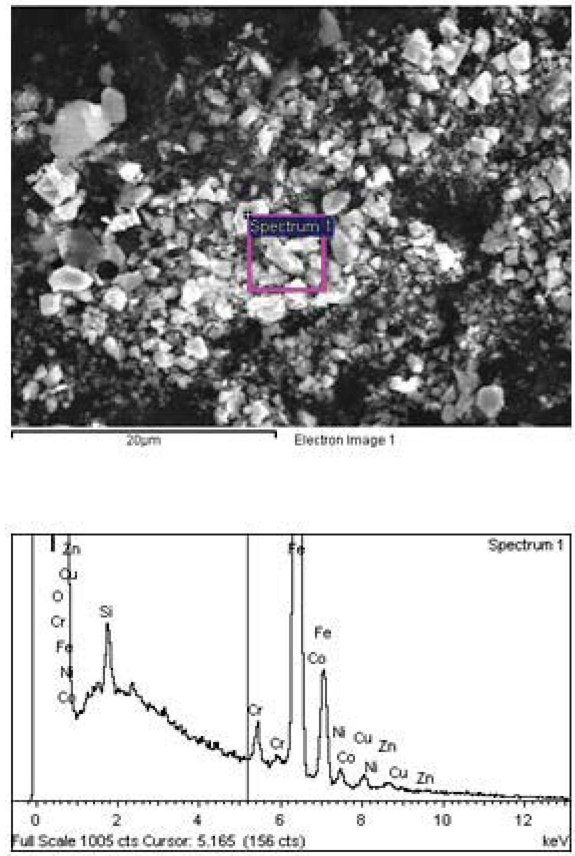


Figure 44. EDX of White Spot near 270° Position.

7.8. HOT CELL (INER) MICROHARDNESS MEASUREMENTS

7.8.1. MICROHARDNESS MEASUREMENTS OF FRACTURE FACE 1

Specimen I of FF1 was cross-sectioned, mounted, ground and polished in preparation for metallography and microhardness measurements. Figure 45 shows the orientation of Specimen I in the Connecting Bolt and where the microhardness measurements were taken. The microhardness tests have been done prior to etching (the last step of metallography sample preparation). The hardness of different points is shown in Table 6 according to the optical microscope picture shown in Figure 46. Hardness measurements provided by INER are much higher than measurements of archived material from the same bar stock (see Section 7.10.1).

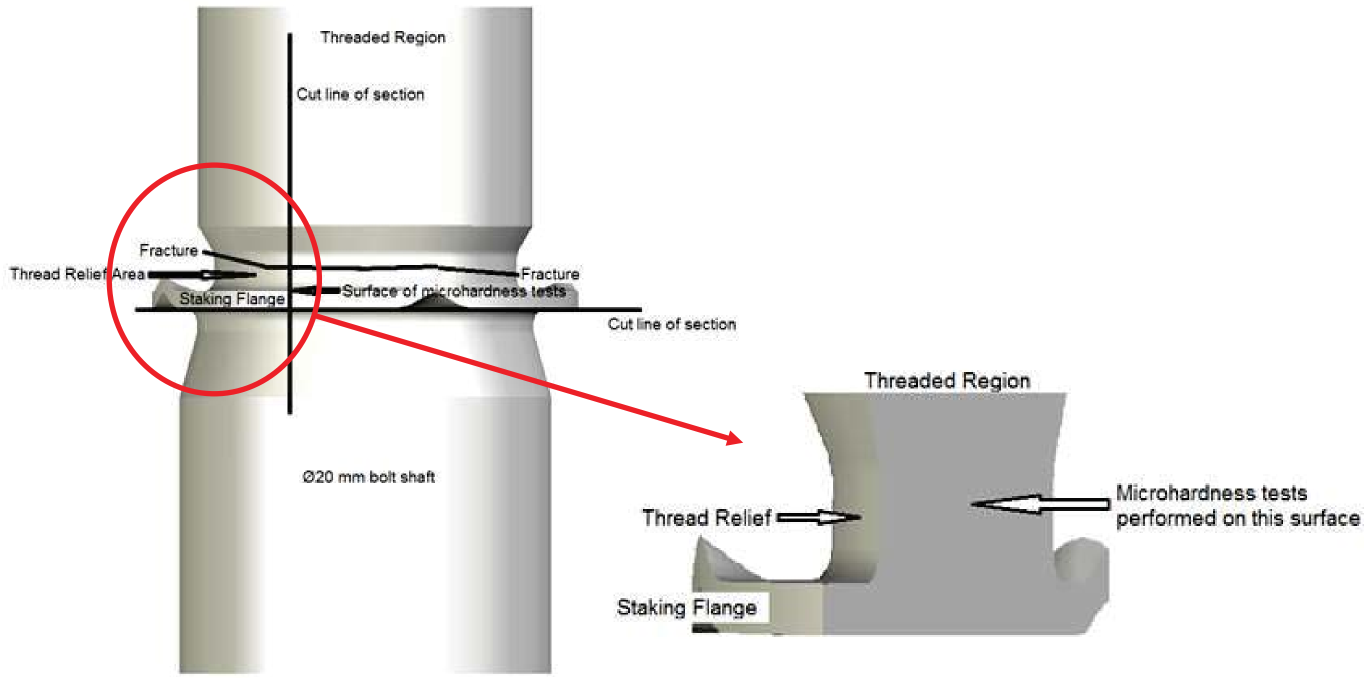


Figure 45. Location of Specimen I microhardness tests within the Connecting Bolt.

Location	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Hardness (HV0.5)	338	335	329	341	321	338	324	332	302
Location	**10**	**11**	**12**	**13**	**14**	**15**	**16**	**17**	**18**
Hardness (HV0.5)	338	321	341	345	335	348	327	341	351
Location	**19**	**20**	**21**	**22**	**23**	**24**	**25**	**26**	**27**
Hardness (HV0.5)	347	335	313	321	338	324	331	317	335

Table 6. Vickers microhardness measurements of FF1, Specimen I (reference Figure 46).

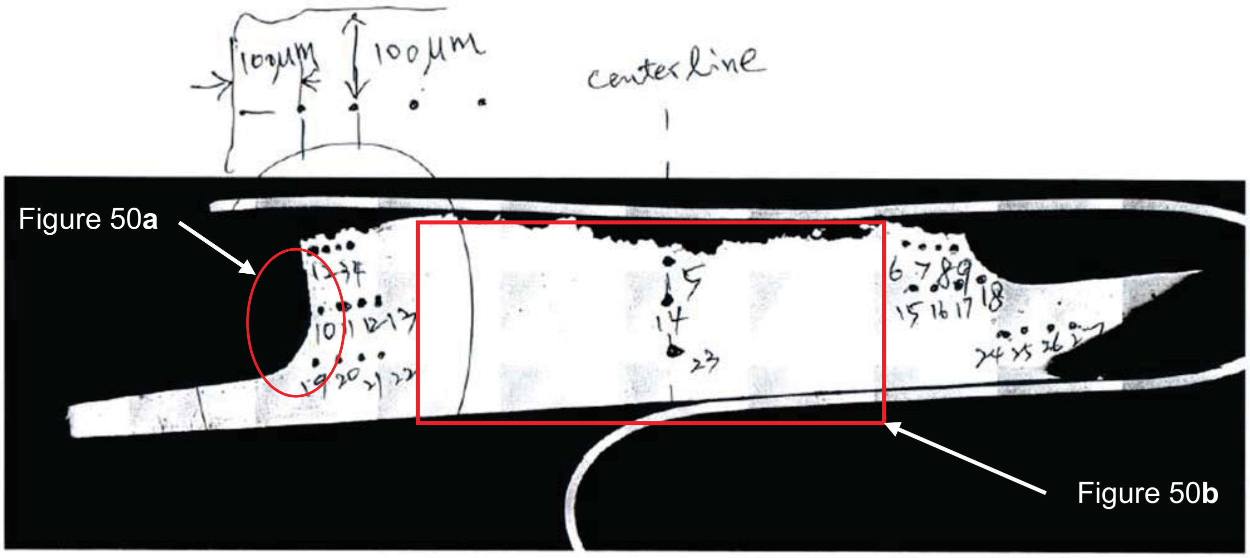


Figure 46. Location of microhardness measurements of FF1, Specimen I

Similarly, Specimen II of FF1 was cross-sectioned into two Specimens IIa and IIb as shown in Figure 47. Specimen IIa was mounted, ground and polished in preparation for metallography and microhardness measurements. As with Specimen I, the microhardness tests have been done prior to etching and the hardness measurements at different points are shown in Table 7 according to the optical microscope picture shown in Figure 48. As with Specimen I, the hardness measurements of Specimen IIa, are much higher than measurements of archived material from the same bar stock (see Section 7.10.1).

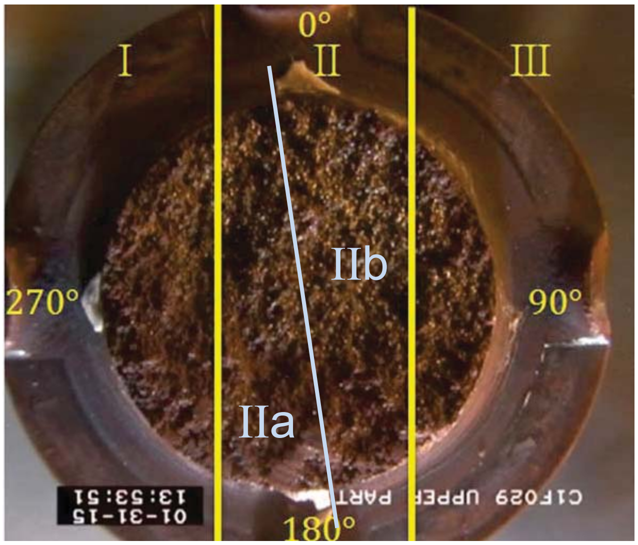


Figure 47. Location of Specimens IIa and IIb within FF1.

Increased hardness values, such as seen in the irradiated samples, will correspond to increased strength levels and decreased ductility of the material. This change in mechanical properties is expected whether the increased hardness is attributed to irradiation, coldwork, or a combination of both.

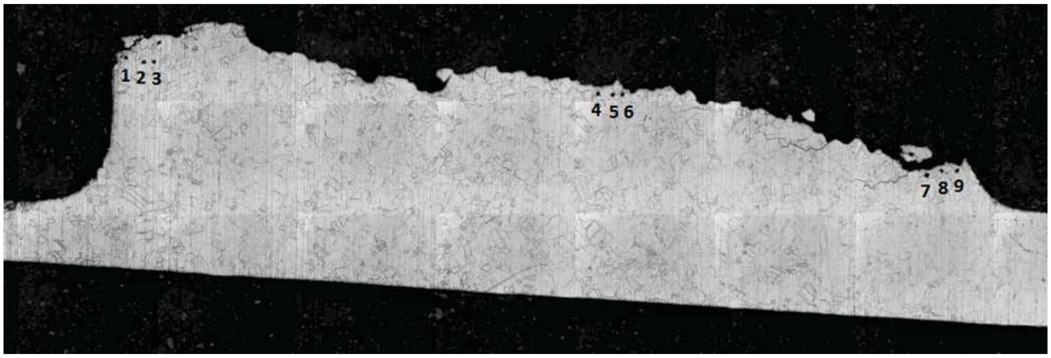


Figure 48. Location of microhardness measurements taken on Specimen IIa.

Location	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Hardness (HV0.5)	338	320	323	318	335	326	318	344	329

Table 7. Vickers microhardness measurements of FF1, Specimen IIa.

7.8.2. MICROHARDNESS MEASUREMENTS OF CONNECTING BOLT SHAFT

To better understand the influence irradiation on microhardness, measurements were also taken across the diameter of a specimen removed from the Connecting Bolt shaft at location ④ shown in Figure 49. The five measurements taken are shown in Table 8 and are consistent with what would be expected at a short distance above the active fuel zone with reduced fluence.

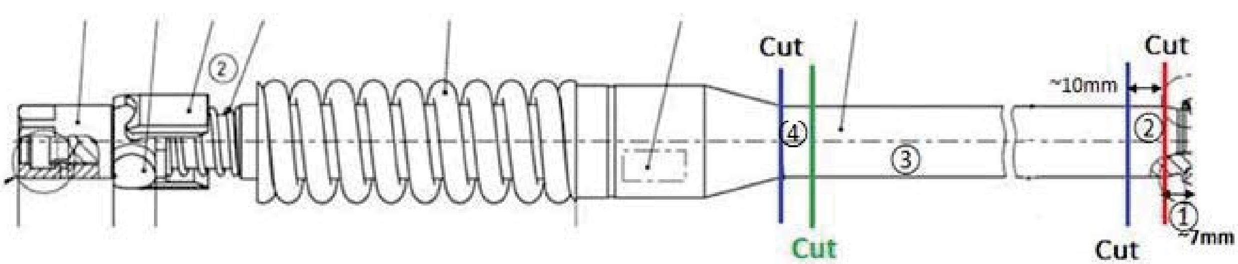


Figure 49. Location of microhardness measurements on Connecting Bolt shaft.

Location	1	2	3	4	5
Hardness (HV0.5)	195	187	185	178	203

Table 8. Vickers microhardness measurements of Specimen ④ from Connect Bolt shaft.

7.9. HOT CELL (INER) METALLOGRAPHY EVALUATION OF FRACTURE FACE 1

Metallographic examination of the cross-section of Specimen I, shown above in Figure 46, was completed after polishing and etching the sample. Similar to the archive material discussed in Section 7.10.1, the grain boundaries are heavily decorated (Figure 50). Additionally, while coldwork at the surface resulting from the machining operations is evident, no signs of coldwork through the bulk of the material exist. This result corresponds well with the residual stress measurements performed on archive samples discussed in 7.10.3.

Referring to Figure 47, Specimen IIb was similarly mounted, polished and etched. Photomicrographs shown in Figure 51 reveal a similar microstructure with heavily decorated grain boundaries.

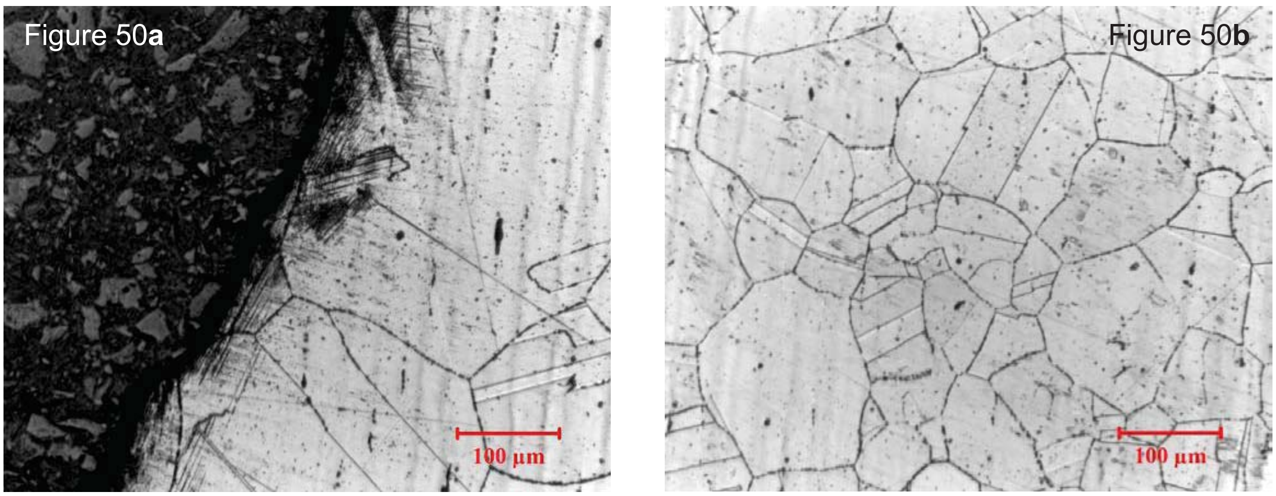


Figure 50. Polished and etched micrograph of FF1, Specimen I, showing detail of grains.

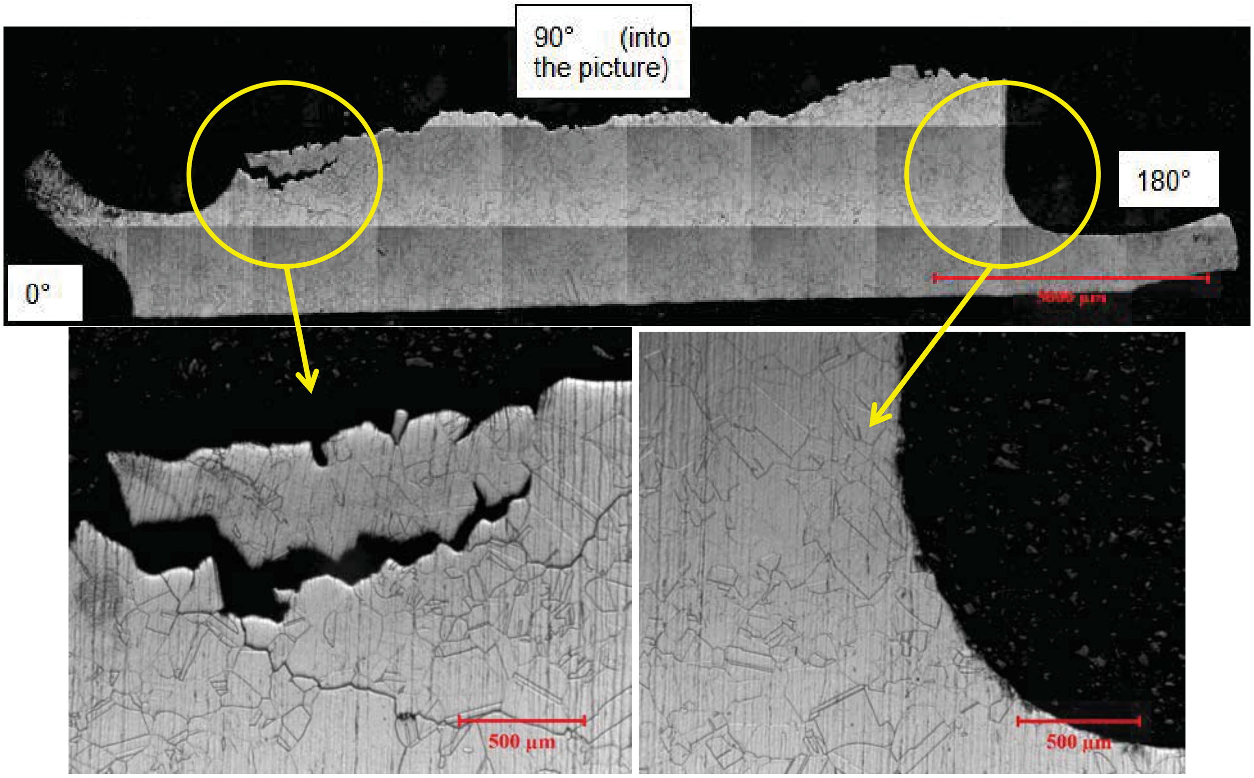


Figure 51. Specimen IIb after mounting, polishing and etching.

7.10. ARCHIVE COMPONENT EXAMINATIONS

All examinations performed by AREVA's Erlangen Technical Center on archive components and materials are recorded in Reference [10].

7.10.1. HARDNESS MEASUREMENTS

An unirradiated, archive Connecting Bolt from the same material bar stock lot of the failed bolt at Chinshan was examined. The first section taken at the top end of the archive Connecting Bolt is shown in Figure 52. This location was selected because the Connecting Bolt lower end was still attached and staked to the WC UEP at the time and testing at the top end would provide an expedited set of hardness values to compare against the micro-hardness values of the fractured Connecting Bolt. The locations and values of each measurement are shown in Figure 53.

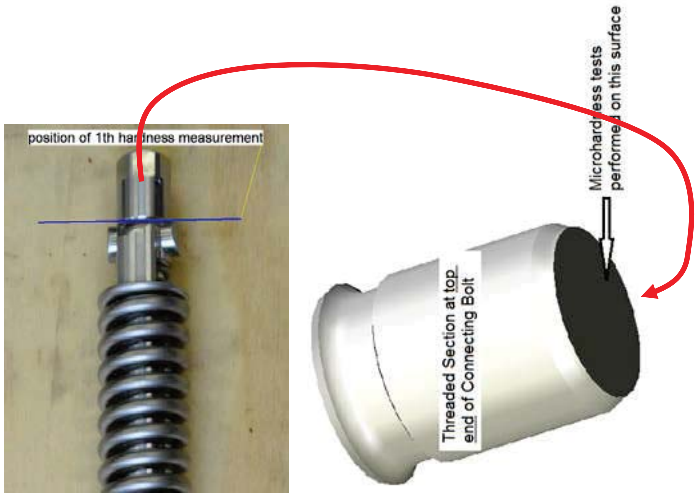


Figure 52. Location of microhardness measurements on top end of archive Connecting Bolt.

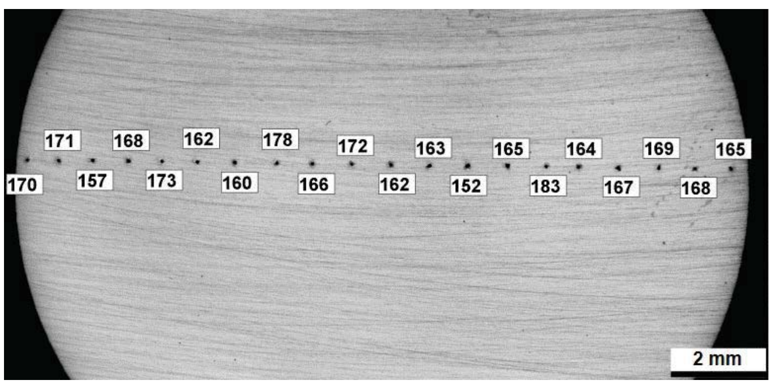


Figure 53. Microhardness measurements of top end of archive Connecting Bolt.

The mean hardness along the cross-section is 167HV0.5 (±7). These values are expected for an as-fabricated alloy 304L component, and they are much lower than the measured microhardness values of the irradiated fracture face (see Table 6).

Microhardness measurements in the region of the thread runout as shown in Figure 54 and close to the region measured on the failed bolt (see Figure 46) near to the surface (in area where coldwork due to machining is expected) show values of approximately 160 -180 HV0.5, on average.

Microhardness measurements taken in the middle of the archive bolt on the shaft show a mean hardness value of approximately 150 HV0.5.

7.10.2. METALLOGRAPHIC EXAMINATION

The Connecting Bolt was disassembled from the WC UEP and a visual examination of the threaded region showed no unacceptable surface indications. A section through the lower end thread relief area was prepared as shown in Figure 54.

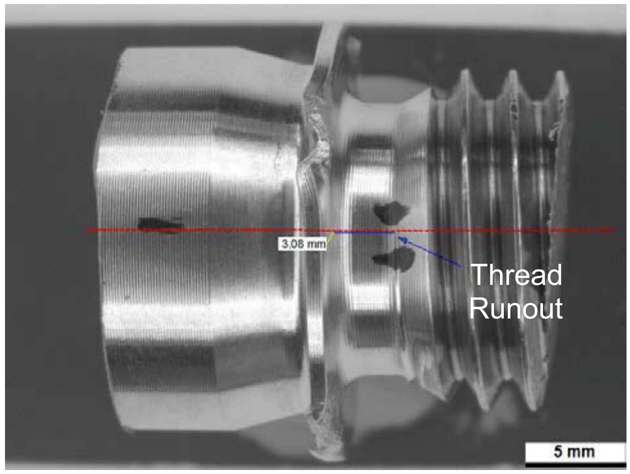


Figure 54. Position of section S2, thread runout labeled.

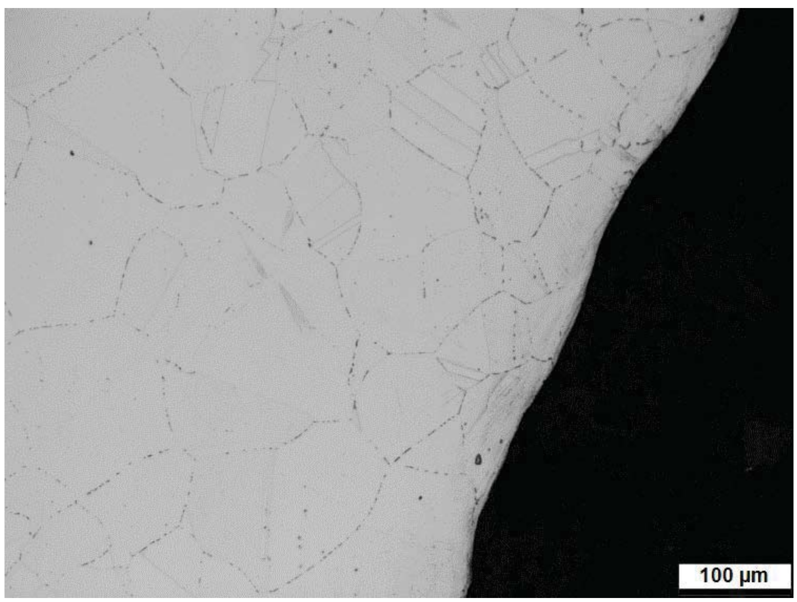


Figure 55. S2, detail etched, decorated grain boundaries.

A photo micrograph of the section near the thread runout (see Figure 55) shows decorated grain boundaries with no evidence of coldworking.

Intergranular corrosion tests were performed according to ASTM 262A and electrochemical potentiokinetic reactivation (EPR) tests were done according to German standard DIN EN ISO 12732 (similar to ASTM G108). All tests showed passing performance for the archive specimens tested.

7.10.3. RESIDUAL STRESS MEASUREMENT

A Connecting Bolt of a similar design and manufactured using a similar processes was measured for residual stress distribution using an X-ray diffraction technique (see Figure 56). As described in Section

5.1.1, the manufacturing process for the Connecting Bolt involves an annealing treatment on the barstock with no additional heat treatment following machining.

Sub-surface measurements were collected at two locations: 1) in the thread relief area adjacent to the thread root and 2) in the thread relief area adjacent to the flange. Results indicate a high level of residual tensile stresses near the thread root immediately below the surface which transition to compressive stresses away from the surface region. These results are being evaluated in the stress calculations which are ongoing.

Figure 56. Archive sample residual stress distribution.

7.10.4. IMPACT TOUGHNESS TESTING

Charpy-V Impact Toughness tests on specimens taken from archive Connecting Bolts were performed and no unexpected results (no complete fractures as shown in Figure 57) were found.

Figure 57. Charpy-V Impact Test Specimens after Testing.

7.10.5. EVALUATION OF RESIDUAL FORCES FROM THE CONNECTING BOLT-TO-WC UEP ASSEMBLY AND STAKING OPERATION

Seven 304L Connecting Bolts with Zircaloy 4 WC UEPs were tested under various lubricant and torque conditions for stress corrosion cracking behavior using magnesium chloride in accordance with ASTM G36 as well as AREVA internal procedures. All of the Connecting Bolts were examined using liquid penetrant after 3 cycles of testing with each cycle lasting 16 hours. No evidence of systematic cracks in the area of the thread runout was detected.

The test matrix and results for all tests are summarized in Reference [10].

7.10.6. LATERAL LOAD TEST

The purpose of the lateral load test is to determine if the magnitude of bending required to generate a crack in the Connecting Bolt thread relief is sufficient to be noticeable by AREVA Operations personnel and prevent fixturing of the cage assembly during fuel assembly fabrication.

This test was performed by threading the Connecting Bolt into a MTS load frame fixture and applying a load to the Connecting Bolt a distance of six inches from the fixture. The Connecting Bolt was torqued to the nominal specification requirement and oriented such that the thread runout into the thread relief is located toward the top to maximize the stress intensity.

The load was applied at a static rate, stopping at 300 lbs. and 600 lbs. to remove the Connecting Bolt from the fixture and perform a liquid dye penetrant test to identify cracks. Figure 58 shows a depiction of the test set up.

The results of the test showed that for both test loads, there were no indications of a crack in the thread relief area of the Connecting Bolt (see Figure 59). Also, the magnitude of the Connecting Bolt bending after testing would be noticed by AREVA Operations personnel, and the installation of the cage assembly into the fuel assembly fabrication fixture would not be possible. Figure 59 also shows the fit-up of components following testing (Note: WC UEP not used to restrain Connecting Bolt during testing).

In conclusion, it is not possible for a crack to have been generated in the connecting bolt as a result of mishandling in the AREVA manufacturing process.

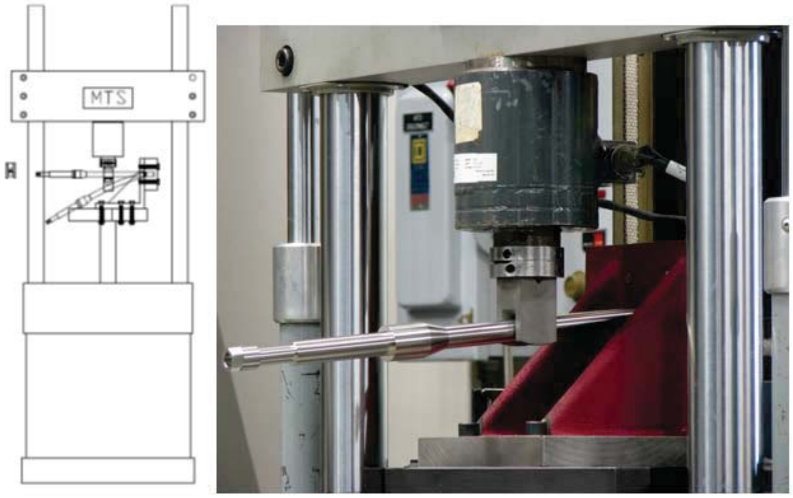


Figure 58. Lateral Load Test Setup.

Figure 59. Connecting Bolt Condition after Testing.

7.10.7. OFFSET COMPRESSION TEST

The purpose of the offset compression test is to determine the loads necessary to result in permanent deformation and failure (cracking) of the Connecting Bolt at the WC UEP threaded connection on a simulated fuel assembly. The test pieces consist of an assembled UTP, HALC locking hardware, Connecting Bolt, WC UEP, a WC segment and a FC segment, simulating the portion of the fuel assembly above the top spacer grid. This test evaluates a condition where a fuel assembly being moved contacts a seated fuel assembly on the UTP bale handle while it is being inserted into an adjacent cell.

The test was performed by assembling the UTP, Connecting Bolt, WC segment and FC segment into the MTS load frame fixture and applying a load to one side of the UTP bale handle. The Connecting Bolt was torqued to the nominal specification requirement and oriented such that the thread runout into the thread relief is located on the side of the assembly opposite to where the load is applied such that the stress intensity is maximized. Figure 60 shows a depiction of the test set up.

The load was applied at a static rate, stopping at 600 lbs., 1000 lbs., 1,400 lbs. and 1,800 lbs. At each increment, the Connecting Bolt was removed to measure runout of the threaded connection on the lower end to identify the yield point. At loads greater than the yield point, the Connecting Bolt was liquid dye penetrant tested to identify any cracks in the thread relief area.

The test results showed that for a load up to 1,800 lbs. (>2.5g handling criteria), there was no plastic deformation in the UTP, Connecting Bolt and WC segment. The dye penetrant test performed at this load did not indicate cracks in the thread relief area of the Connecting Bolt.

The offset compressive load test was reset and loaded until the load chain buckled. At a load of 3,600 lbs., there was significant bending in the connecting bolt and the water channel was collapsed (see Figure 61). The UTP bale handle showed minor damage (see Figure 62). The dye penetrant test performed at this load did not indicate cracks in the thread relief area of the Connecting Bolt.

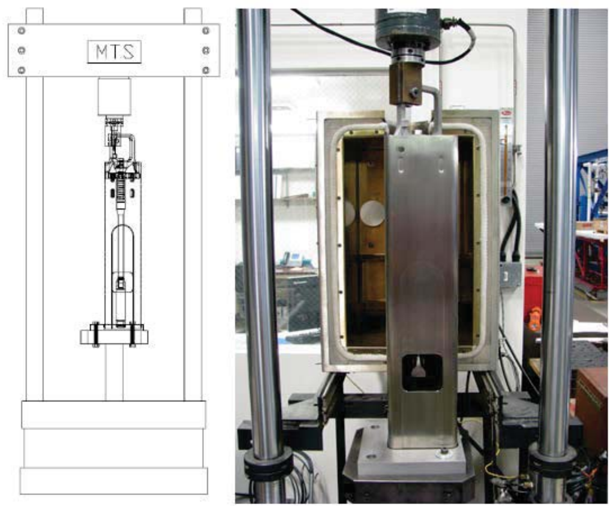


Figure 60. Offset Compression Test Depiction.

Figure 61. Connecting Bolt and WC after Testing.

Figure 62. UTP after Testing.

8. SOURCES OF SUSTAINING LOADS FOR CRACK PROPAGATION

Both IGSCC and IASCC failure mechanisms assume some amount of stress is present in the Connecting Bolt in the region of the thread relief during operation in order for the crack to propagate. The normal stress state for this region of the bolt during operation is quite low and not compatible with the failure mechanism. Therefore, an unexpected stress state is considered to have occurred since only one bolt actually failed even though many more parts were fabricated from the same material, of the same design and subjected to the same operating environment. Though the RCA Team considered many possibilities, only one theory remains that may explain the possible sources of the sustaining stress.

8.1. MISSED TORQUEING STEP (THEORY A)

Revision 1.0 indicated a missed torque step in assembly of the Connecting Bolt to the WC UEP would present a very low level of compression to the threaded connection. After further evaluation, the RCA investigation team concluded Theory A is unlikely to exist.

A properly torqued and staked connection can have a small gap at operating temperature but this small gap would only allow for a small bending load. This small load is not sufficient to provide the stress level in the first two cycles needed for crack initiation and propagation. For Theory A to be valid, a reasonably large gap between the staking flange and the WC UEP must be demonstrated. The possibility of a missed torqueing step is the only possible explanation for a larger than normal gap for the failed bundle. A missed torqueing step would have provided an explanation for a larger gap as differential thermal expansion of WC UEP and Connecting Bolt.

Even if a large gap can be theorized as possible, no cause can be identified that would produce an initially large bending load at operating temperature necessary to show the theory to be valid. In addition, visual evidence of the staking flange (as shown in Figure 19) and the WC UEP upper surface (as noted in a review of the video taken during the post-irradiation examination before the use of scotch-brite) does not show evidence of either of the following:

- a large gap existing at operating temperature (to the contrary, evidence of close contact seems apparent)
- metal-to-metal contact indicative of a large bending moment.

Based on this evaluation, we have determined that Theory A is not credible and could not produce stresses required for crack initiation and propagation.

8.2. FUEL CHANNEL LOCKED TO LOWER TIE PLATE (THEORY B)

It is possible to consider that a Fuel Channel (FC) could become locked to the Lower Tie Plate (LTP) interface during operation as this event was known to have occurred at least once in the past. (Corrective actions were implemented to prevent recurrence. However, a review of the corrective actions shows that recurrence could be possible.)

8.2.1. ASSESSMENT OF LTP AND FC FITUP

A more detailed review of the LTP part number used for C1F029 (and the Chinshan 1-25 reload) confirms this reload was the last supplied to Unit 1 using the LTP with the larger envelope dimension of **[ ]** inches [12]. Subsequent reloads used LTPs with an envelope dimension of **[ ]** inches [13].

At room temperature, the limiting LTP to FC gap (using the largest LTP exterior envelope and the smallest FC interior envelope) is 0.0050 inch and an LTP Corner to FC Corner Gap of 0.0104 inch as shown in Figure 63.

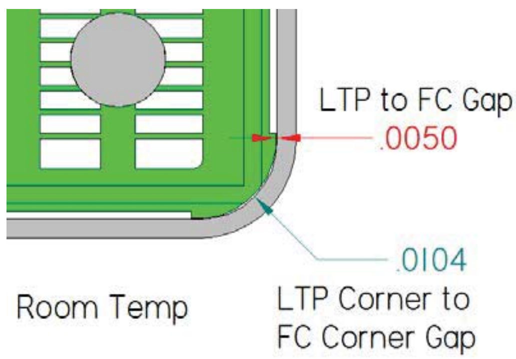


Figure 63. C1F029 LTP and FC Fit-up at Room Temperature.

At operating temperature and with the effect of differential thermal expansion, the limiting LTP to FC gap (using the largest LTP exterior envelope and the smallest FC interior envelope) shows a possible interference of 0.002724 inch while at the corner there remains a very slight gap as shown in Figure 64.

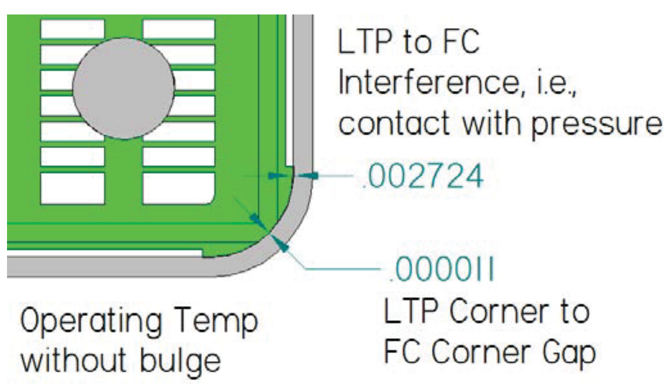


Figure 64. C1F029 LTP and FC Fit-up at Operating Temperature without FC Bulge.

When the effect of elastic fuel channel bulge is considered, there is an inwards deformation of the FC corners. Assuming an elastic bulge of **[ ]** inch combined with the effect of differential thermal expansion, the limiting LTP to FC gap (using the largest LTP exterior envelope and the smallest FC interior envelope) shows a possible interference of 0.0026 inch and, at the corner, there can also be an interference of 0.000069 inch as shown in Figure 65.

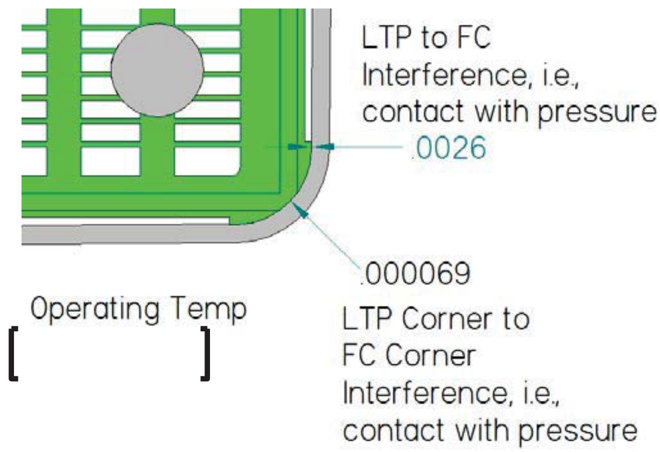


Figure 65. C1F029 LTP and FC Fit-up at Operating Temperature with FC Bulge.

In addition to the effect of differential thermal expansion and elastic channel bulge, there can be the possibility of damage to the lower end of the FC due to an undetected handling event. Examples are shown in Figure 66 with exaggeration to aid understanding.

Figure 66. Possible Effects of FC Damage (exaggerated for understanding).

8.2.2. ASSESSMENT OF SUSTAINED STRESS

Through the use of CAD/ANSYS Modeling with effects of worse case dimensions, thermal expansion, irradiation growth of Zircaloy 4, and irradiation effects on 304L material [11], a differential growth between the FC and load chain in a locked condition would result in a tensile stress condition if the FC experienced a higher growth rate than the water channel. Because the fuel channel has a higher amount of cross-sectional area **[ ]**, the reaction from the load chain would be a tensile force. During heat up for operation, two mechanisms occur: 1) the differential thermal expansion and bulging at the bottom of the FC (due to hot coolant in a differential pressure condition between inside of the fuel assembly and outside of the fuel assembly) changes the geometry from a square box with radius corners to a bulge-sided box with reduced diagonal dimensions (i.e., diagonally across, corner to corner); and 2) differential thermal expansion of the LTP (304L) and FC (Zircaloy 4) reduces the interface gap at the corners. The possible combination of these two mechanisms would reduce the gap between the FC inner corner and the LTP outer corner to zero, (i.e., the mating parts make contact with each other). This could create such a tight contact that the FC is not able to freely grow downward as allowed by design.

Since the top of the FC is fixed to the UTP and with the lower interface with the LTP fixed under Theory B, in a condition where the FC has a greater growth rate than the WC (also Zircaloy 4), the differential growth as well as the contribution of differential thermal expansion of the SST connecting bolt and Zircaloy material, will result in creating a tensile stress in the load chain during operation.

The uniform force from the higher growing FC causes a tensile stress of 81.4 MPa (on the circumferential surface of the thread relief) during the first cycle (includes consideration of a notch factor of **[ ]** for the minor thread diameter runout into the thread relief transition). The notch factor can be approximately 4 to 10 for a geometry with an initial crack. See Figure 67 below.

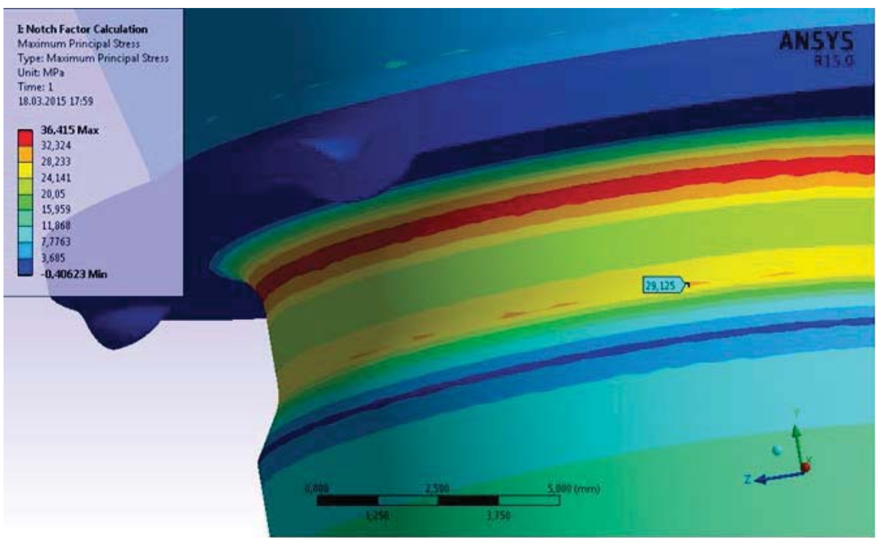


Figure 67. Finite Element Model of thread relief.

Compared to a 304L material minimum yield value of 117 MPa (representative value based on material testing and 0.2% offset, at operating temperature), this stress level suggests IGSCC can be considered as a crack initiation mechanism together with the other contributing factors considered in the RCA. As the threshold irradiation level for IASCC is reached during the 2nd cycle, the IASCC mechanism becomes more pronounced during the remaining time in the reactor.

9. COUNTERMEASURES TO PREVENT RECURRENCE

Shortly after the Chinshan failure occurred, AREVA developed an interim fuel handling guideline [3] to supplement existing fuel handling procedures for use by fuel handlers. This supplement is designed to detect a similar load chain failure before lifting the fuel out of the core. The guideline was distributed to AREVA's customers in early February.

In addition, based on the evaluation of causal factors and potential contributing factors described herein, AREVA issued the interim measures in its manufacturing facilities as listed in Table 9 (temporary reinforced actions) as recommended by the RCA Team. These extra inspections are beyond those required by design and manufacturing specifications.

Since AREVA has not completed its internal, formal RCA process, these measures are in effect until final and formal preventative and corrective actions are established. As a fuel designer, AREVA's internal RCA process seeks a deeper understanding of the causal factors in order to better define appropriate countermeasures fitting to all BWR reactors served by AREVA. The Theories of Sources of Sustaining Loads as described in Section 8 are still under review by AREVA to assign appropriate interim and long term corrective actions. Implementation of these interim measures are recorded and tracked through AREVA's WebCAP or MAEVA systems.

Inspection/Fabrication Change	Reasoning
1. Perform dye penetrant inspection of Connecting Bolt lower end at the threads and thread relief up to 25 mm above the staking flange. This is only possible on unassembled Connecting Bolts. The dye penetrant tested Connecting Bolt will require re-cleaning; however, this step will use the same cleaning processes used for final cleaning.	The root cause team determined there was a surface imperfection that served as an initiating event for the failure. This is the region of concern for high residual stresses, high fluence and greatest risk of a machining anomaly creating a surface indication. Compared to visual inspection, dye penetrant inspection will greatly increase the sensitivity to reveal a surface indication or exposed inclusion which could become a contributing factor to crack initiation.
2. Perform 100% visual inspection of the [ ] application by the Quality Assurance group prior to assembly of a Connecting Bolt to UEP. This step will assure [ ] is not applied to the thread relief of the lower threaded region of the Connecting Bolt. This will only be possible on unassembled Connecting Bolt/UEP combinations.	The root cause team had a concern about environmental contaminants in the thread relief region. Although [ ] is approved for use, it is prudent to ensure application only on the threads.
3. Perform 100% visual inspection of the thread relief area for any surface anomalies by Quality Assurance group prior to assembly of Connecting Bolts to UEPs. This will only be possible on unassembled Connection Bolt/UEP combinations.	The root cause team determined there was a surface imperfection that served as an initiating event for the failure. The thread relief is a potential stress riser.
4. Perform an independent chemistry test on one part per heat treat lot as a basis for assurance of 304L starting material. This test may be performed on an unassembled Connecting Bolt or assembled Connecting Bolt/UEP combination.	Independent verification of 304L material will ensure proper starting material.
5. Implement use of a click torque wrench (see Figure 68) with a clutch release that cannot over-torque the UEP prior to staking. This step can only be performed on a Connecting Bolt during the torqueing process.	The root cause team determined that there was an unexpected stress. The change in torque wrench is a preventative measure to ensure against inadvertent over-torqueing.

6.	Perform a chemistry overcheck of [ ] lubricant used for both load chain assembly at Karlstein and final fuel assembly at Richland and Lingen. This overcheck will include bottles already opened and newly opened bottles prior to use. The analysis is limited to Cl, F, S and Pb to verify adherence to the ppm limits specified in A1C-1002258-1.	The root cause team determined that an environmental effect, such as an external contaminant, could have contributed to the surface imperfection. This overcheck will independently verify that detrimental elements remain within specified limits.
7.	Shake (agitate) the bottle of [ ] prior to use on threads. This will remix any colloidal graphite that may have settled.	The root cause team determined that there was an unexpected stress. Proper application of lubricant will help prevent unintended stresses on the connecting bolt.
8.	Formally instruct/sensitize operators with respect to handling operations of the cage in Karlstein, Lingen and Richland, and the fuel assembly in Lingen and Richland. Completion of this instruction/sensitization shall be recorded.	The root cause team determined that improper handling stress is a mechanism to induce addition stress on the connecting bolt. Properly trained and sensitized personnel are vital to quality manufacturing and to reinforce proper handling of the fuel assemblies.

Table 9. Interim Countermeasures.

As of the date of this report, assembly of Connecting Bolts has stopped pending preparation of a new work instruction to implement the above interim measures. The torque wrench formerly used to attach the Connecting Bolt to the WC UEP is no longer referenced in the new work instruction. When production is restarted, the new work instruction will be applied and use of the click torque wrench with a clutch release will be required as mentioned in item 5 of Table 9.

The click torque wrench with clutch release is shown in Figure 68a. This wrench has a spring release mechanism that disengages the clutch if a torque exceeding the setting is applied. Figure 68b shows the range of adjustment for this wrench is from 5 to 20 Nm. For use in the assembly of Connecting Bolts to WC UEPs, the wrench is set to [ ] (as shown in Figure 68b) and the adjustment screw is sealed and tagged with a calibration date as shown in Figure 68c.

Figure 68a

[ ]

Figure 68c

Figure 68. Click torque wrench with clutch release mechanism.

In addition to the above countermeasures, AREVA's RCA Team is re-checking the Ultrasonic and Eddy Current inspection processes and equipment used by the Connecting Bolt material (barstock) supplier to assess the capability to detect an inclusion of the type and size which could have led to the failure at Chinshan.

The RCA Team has also performed a review to determine if other non-destructive inspection processes or techniques could be used on the final-machined Connecting Bolt to supplement the interim measures to better detect an inclusion or other flaw that could lead to the type of failure the occurred at Chinshan.

10. MAJOR OBSERVATIONS AND CONCLUSIONS

In addition to the RCA, AREVA established a multi-disciplinary team of nuclear safety experts to provide an engineering analysis of reactor operations in the event of a Connecting Bolt load chain failure. AREVA provided this Justification for Continued Operation (JCO) in engineering document number FS1-0020308 [1]. This engineering analysis is a separate activity from the root cause analysis.

The following items are possible contributing factors individually or in combination. However, it should be noted that none of the following items are today considered to be individually a root cause.

1. (**Design/Material/Manufacturing**) The residual stress level of the Connecting Bolt is elevated due to straightening and machining steps in the material and component manufacturing processes. Also, the design of the minor thread diameter root in the transition radius of the thread relief is a potential stress riser and possible crack initiation site from an abnormal stress load or in conjunction with corrosion. It is believed that a unique stress state existed for this bolt, which enabled crack initiation and crack propagation through IGSCC and IASCC mechanisms.
2. (**Environment**) As stated earlier, the data from the hot cell suggests that the failure appears to be SCC assisted by the environment, starting at an initiation point where surface indications were observed. The environment is nominally harsh due to the axial elevation of the threaded connection within the high fluence and oxygen-rich two-phase region of the core.
3. (**Handling induced damage**) Impact to the fuel assembly during its usage at the reactor, such as fuel shuffling or spent fuel pool moves, or bending of the cage at the threaded connection prior to bundle assembly, are under consideration as possible mechanisms to induce additional coldworking in the thread relief area. No confirmed occurrences of such abnormal handling are known at this time.
4. (**Design**) Slots and stakes are potential causal factors because openings may not have protected Stainless Steel material in a configuration to adequately support rinsing needed for prevention against crevice corrosion.

By consolidating the data presented in this document to a known or understood set of information, AREVA is able to conclude upon certain causal factors.

Taking into account the following observations of the failed Connecting Bolt in the hot cell and considering the confirmed visual and SEM observations of irradiated material in the hot cell and on the archive sample:

a. There are surface indications at the 180° position of the thread relief outer diameter
b. The surface of the thread runout (both irradiated and archive bolts) is slightly coldworked at the surface to a depth of less than 50 μm (for the irradiated case, see Figure 50)

c. The structure of the cross sections (both irradiated and archive bolts) do not show indication of significant coldwork across the bar's diameter (for the irradiated case, see Figure 46 and Figure 48)
d. The hardness of the bar material in the unirradiated state is about 170 HV0.5 and in the range of about 320 HV0.5 in irradiated condition in the fracture location. At an elevation above the active zone of the fuel assembly (and therefore much lower fluence), the measured hardness of the irradiated bar material is about 190 HV0.5.
e. Most observed cracks are intergranular (primary and secondary), including those which propagate along twin boundaries. Some instances of transgranular secondary cracks are evident, but are so few in number as to be believed inconsequential.
f. The analyses for impurities show (performed on replicas and crud samples) no hints of high amounts of impurities at the fracture surface.
g. The stress analyses show for normal conditions low values < 30 MPa (at room temperature, see Section 0)
h. There are 36 fuel assemblies with the same design (see Table 2, Note 5), equipped with the same Connecting Bolt from the same material lot as the failed bolt that reached a higher level of irradiation without handling failures in Chinshan 1. Worldwide, more than 2500 fuel assemblies with the same load chain design reached a higher level of irradiation without failure.

AREVA concludes the following are the most probable causal factors that initiated the event:

- a surface imperfection possibly arising from a material defect, and
- an unexpected stress state, unique to this fuel assembly (the stress was possibly caused by the FC locked to the LTP as described in Section 8).

The chain of events occurred that would not normally cause a failure by themselves. These are as follows:

- There was a unique surface condition and stress state that initiated the crack
- After initiation of the crack, crack propagation ultimately drove the Connecting Bolt to failure initially by IGSCC until the bolt accumulated sufficient fluence for the failure mechanism to transition to IASCC with potential enhancement of crud deposition and other corrosion processes.

Secondly, there is additional data that supports the non-generic event including manufacturing oversight and operating experience. These include the following:

- Manufacturing oversight is in place to ensure proper fabrication, and the manufacturing records show no anomalies during production of the Chinshan fuel
- The large operating experience of the Connecting Bolt as shown in Table 1, Table 2 Table 3 demonstrates that over 14,000 bundles have been built without any indication of failure.
- Connecting Bolts fabricated from the same material heat lot as the Chinshan 1 failed bolt continue to operate or have completed their operating life in 7 other reactor operating environments. None of these bolts has shown a failure.

The conclusion that this failure is a non-generic event with low possibility of recurrence is supported by several unintended events occurring together, and because there is significant operating experience and manufacturing verification to prevent a defect, the fracture in bundle C1F029 cannot be described as universally leading to a failure of any noticeable frequency. Based on the examination results and the large, successful operating experience, AREVA considers this failure is a non-generic event with low possibility of recurrence. As a result, a similar event is not expected.

Taipower has verified continuity of the load chain for every fuel assembly in the Unit 1 core. AREVA's engineering analysis supporting the safe startup and continued operations considers reactor operations with the conservative assumption that one or multiple load chain failures are present during the cycle (see reference [1]). Based on this engineering analysis, AREVA is confident that the fuel, the plant, and its safety systems can operate as designed even in the unlikely event of a load chain failure. This safe operation includes normal, anticipated operational occurrences, and design-based accidents.

It should be noted that the content of this report is valid based on current status of AREVA's internal Root Cause Analysis. As mentioned previously, as a fuel designer, AREVA seeks a deeper understanding of the causal factors and further investigations on the microstructure of the material are desired to understand the needed stress level to drive IGSCC and IASCC mechanisms. The conclusions in this document are subject to change if more information becomes available. However, the root cause conclusions are not expected to impact the JCO.

摘要

103 年 12 月 28 日，核一廠一號機 EOC-27 大修第 19 天，於 Phase II燃料挪移作業期間，發現燃料重量指示異常後，經由水底攝影機目視檢查後，確認編號 C1F029 燃料的上繫板(Upper Tie Plate，UTP)，在爐心移出過程中有抬升現象。104 年 1 月 15 日經進一步檢查，確認該燃料束中之水棒的連接桿(connecting bolt)斷開，斷開處位於該束燃料水棒連接桿及水棒上端塞(water channel upper end fitting)之間。

台電公司已完成本「核一廠運轉期間若發生水棒連接桿斷開安全評估報告」，以下簡稱安全評估報告。本報告目的在證明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。 R2

本報告第 4 章評估運轉中水棒連接桿斷開的可能性。經評估，水棒連接桿在機組運轉期間發生斷開的可能性極低。既使如此，本報告仍假設運轉期間爐心存在水棒連接桿斷開之狀況並據以分析，並確認在正常運轉或可預見運轉事件時(AOO)，燃料匣不會被向上抬升，也不會產生鬆脫物件(loose part)。

本報告第 5 章分析在水棒連接桿斷開狀況下，正常運轉和可預見運轉事件期間，燃料匣定位狀況。報告首先在 5.1 節分析在正常運轉及可預見運轉事件狀況下，由於流體抬升力(小於 55 lbf)低於斷開組件重量(70 lbf)，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。其次，在 5.2 節以靜力平衡分析法針對控制棒抽插及機組急停的狀況下，對發生燃料匣抬升的可能性進行評估。分析結果顯示，控制棒插入或急停時不會導致燃料匣抬升的情形，考慮即便燃料匣變形(包括燃料匣彎曲及局部腫脹)時亦如此。在 5.3 節，則分析在地震發生時是否會發生燃料匣抬升。評估結果顯示，在運轉基準地震(OBE)、安全停機地震(SSE)，及加計考慮山腳斷層新事證之影響，燃料匣在地震時均不會抬升。但若考量運轉基準地震及最嚴重的可預見運轉事件同時發生，伴隨控制棒插入，燃料匣是可能會被抬升。

對此，電廠於機組再起動前，會先開蓋執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認水棒結構完整性。

報告第 6 章評估對在水棒連接桿斷開狀況下，對符合中子、熱流設計及機械設計要求的影響。評估顯示，連接桿斷開對中子與熱流設計不會造成影響。在機械設計方面，經逐一檢討 AREVA 的 GENERIC MECHANICAL DESIGN REPORT 的各項機械設計基礎要求，確認仍然有效。報告中並評估確認，水棒連接桿若在運轉期間中斷開而發生之振動或撓曲，並不會造成與鄰近燃料棒摩擦而導致燃料受損。

報告第 7 章針對在爐心有水棒連接桿斷開的燃料元件存在狀況下，發生設計基準事故 DBA(DBE 加上 LOCA) 時，爐心安全影響進行評估。若發生設計基準地震(DBE)伴隨喪失爐心冷卻水事故(LOCA)，雖然地震本身不會造成燃料匣抬升，然而此時可能會因 LOCA 產生的壓力差而將燃料匣抬升，但不會妨礙控制棒的插入，機組仍可安全停機。

雖然在本報告之相關章節已評估說明，在正常運轉或可預見運轉事件狀況下，即使有燃料束水棒連接桿斷開之狀況，燃料匣並不會被抬升。但仍在報告第 8 章訂定爐心監測計畫，分別對機組起動、控制棒急停時間測量或控制棒棒序交換、及機組穩定功率運轉等狀況訂定監測計畫，若有異常且判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，並通報電廠 SORC 及總處共同複判，必要時安排降載停爐開蓋檢修。

報告第 10 章之結論，確認核一廠若在運轉中發生水棒連接桿斷開事件，仍可確保機組運轉安全無虞。

章節目錄

圖目錄

1. 前言

核一廠一號機 EOC-27 大修期間，於 103 年 12 月 28 日將一束 ATRIUM-10 燃料(編號C1F029)從爐心中拉起時,發現重量指示異常。經由目視檢查發現，在該束燃料水棒連接桿(connecting bolt)及水棒上端塞(water channel upper end fitting)接合處有一斷開處。

目視檢查確認斷開處位於不銹鋼連接桿螺紋的上方處(如圖 1-1 所示)。圖 1-2 簡要顯示該水棒連接桿斷開處的位置。

R2

本報告保守假設,爐心中有其他燃料連接桿因為起始裂紋而導致斷開的可能。本報告目的在說明核一廠於水棒連接桿假設斷開的情況下，仍可持續安全運轉。

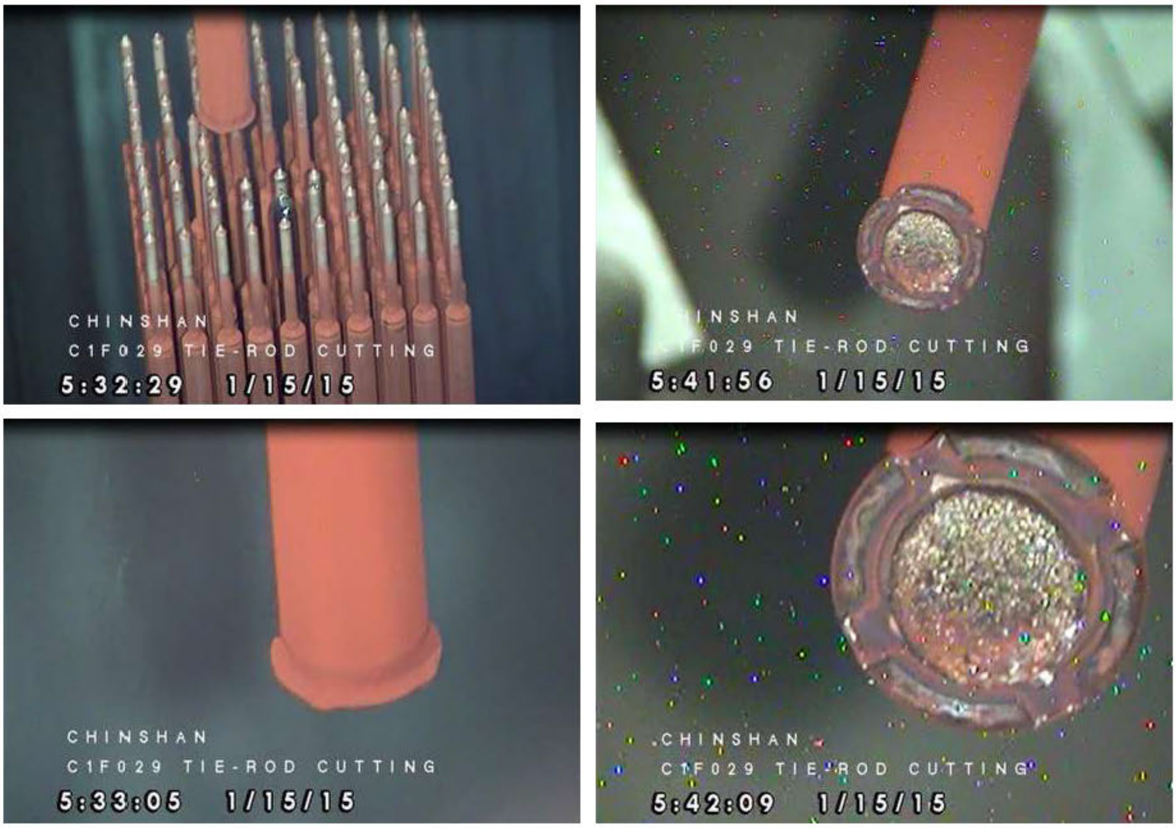


圖 1-1 燃料 C1F029 水棒連接桿斷開處目視圖

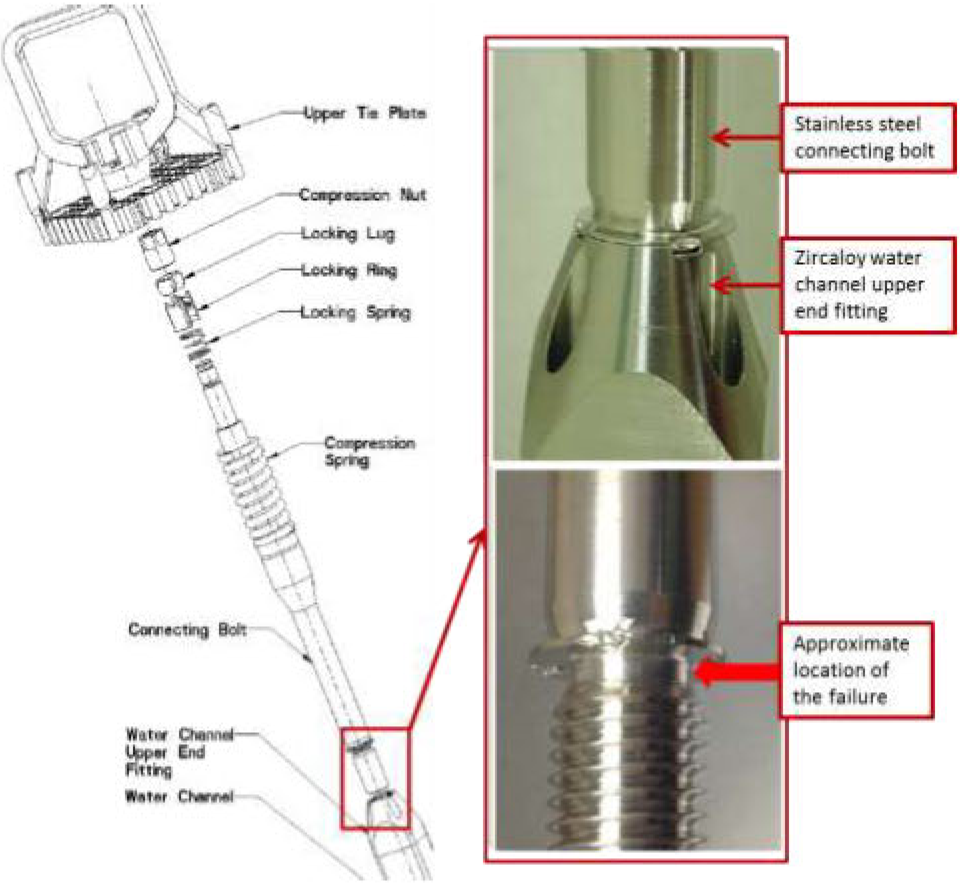


圖 1-2 燃料水棒連接桿斷開處位置示意圖

2. 設計描述

以下章節敘明受損燃料束(C1F029)之燃料(ATRIUM-10/HALC)及燃料匣設計：

2.1 燃料元件(FUEL ASSEMBLY)

ATRIUM-10 燃料元件包括上繫板、下繫板、91 根燃料棒、8 個間格板、1 個水棒及相關組件。91 根燃料棒中包括 8 根半長棒。燃料元件上、下繫板由水棒連接，燃料束軸向有 8 個間格板。燃料元件外部套上燃料匣，詳如本章節後面內容說明。燃料元件和主要燃料元件組件結構圖詳如附錄 A。

2.1.1 間格板(SPACER GRID)

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

2.1.2 水棒(WATER CHANNEL)

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

2.1.3 下繫板(LOWER TIE PLATE)

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

2.1.4 上繫板及連接結構(UPPER TIE PLATE AND CONNECTING HARDWARE)

[redacted]

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

2.1.5 燃料棒(FUEL ROD)

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

2.2 燃料匣及組件(FUEL CHANNEL AND COMPONENTS)

燃料匣是一個帶有圓角的方形通道，其通道兩端為開口的設計。燃料匣包覆燃料束的每一側，並作為有效水流及旁通水流之間的流體邊界。燃料匣另提供燃料組件以及控制棒葉片移動過程中的導引功能。二片三角形板(Gussets)焊接於燃料匣上端兩個相對的角落，用於支撐並連接燃料束。燃料匣外部幾何形狀設計已考量控制棒葉片之相容性。

燃料匣組件包括燃料匣間隔板和鎖緊裝置。燃料匣間隔板和鎖緊裝置設計功能為保持燃料束於反應爐中維持適當的間隔。燃料匣間隔板和鎖緊裝置結構圖如附錄 A 所示。

3. 假設

本運轉安全評估有下列幾項保守假設：

- 假設爐心內有一個或多個燃料元件之連接桿可能與損壞之燃料元件有相同的潛在瑕疵。
- 於電廠運轉中或起動時連接桿可能斷開。

由於核一廠一號機爐心內所有的燃料元件皆已吊升過，重量指示皆正常，沒有證據顯示現有燃料已有水棒連接桿斷開相同現象。假設於起動時可能會有燃料水棒連接桿斷開現象是非常保守的做法。

4. 運轉中連接桿斷開的可能性

發生燃料吊運異常，連接桿斷開事件後。本廠對於爐心燃料進行以下兩項測試：1、將爐心燃料吊升後，檢視重量指示，未發現重量突然下降，連接桿斷開的現象。2、完成爐心燃料移動後，以水底攝影機檢查燃料定位正常（註：在燃料吊升後，如果發生連接桿斷開，燃料將無法定位於正常定位高度）。經過以上兩項檢查，可確認在機組起動時，爐心燃料的連接桿都正常，沒有斷開的情況。

本報告保守假設，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。但正常運轉中，連接桿並未受到顯著的張力及導致連接桿斷開的外力。連接桿斷開最可能發生在燃料吊運時，在運轉期間發生斷開的可能性極低。既使如此，本分析報告將說明正常運轉或可預見運轉事件時，若連接桿斷開燃料匣不會被向上抬升，也不會產生鬆脫物件(loose part)。 R2

5. 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

本章節的目的在說明燃料匣於機組正常運轉及可預見運轉事件狀況下，皆不會發生燃料匣抬升(liftoff)的現象，內容包括在機組正常運轉及可預見運轉事件狀況下，對燃料匣可能造成抬升力量的設計負荷分析。這些設計負荷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、機組急停，以及垂直向地震負荷。

美國相關電廠及本廠均未曾在爐心運轉期間發生燃料匣鎖緊裝置螺栓斷裂之情形，而核一廠以往經驗僅發生在燃料吊運過程中，因此本報告不考慮運轉期間發生燃料匣鎖緊裝置螺栓斷裂現象。

5.1 流體抬升力評估

利用中幅度功率提升狀態之計算結果，提供燃料匣抬升計算所需的數據(參考文件[4])。依本 JCO 附錄 B 之計算可知，在正常運轉及可預見運轉事件狀況下，作用於燃料匣及上繫板間之差壓所產生之流體抬升力小於 55 lbf(詳細計算整理於附錄 B)。而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，這些組件在水中的重量為 70 lbf(詳細的計算整理於附錄 C)。由於流體抬升力(小於 55 lbf）低於斷開組件重量（70 lbf），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。

5.2 控制棒抽插

使用靜力平衡分析法針對控制棒抽插及機組急停的狀況下，對發生燃料匣抬升的可能性進行評估。圖 5-1 為連接桿斷開之燃料匣單體示意圖。

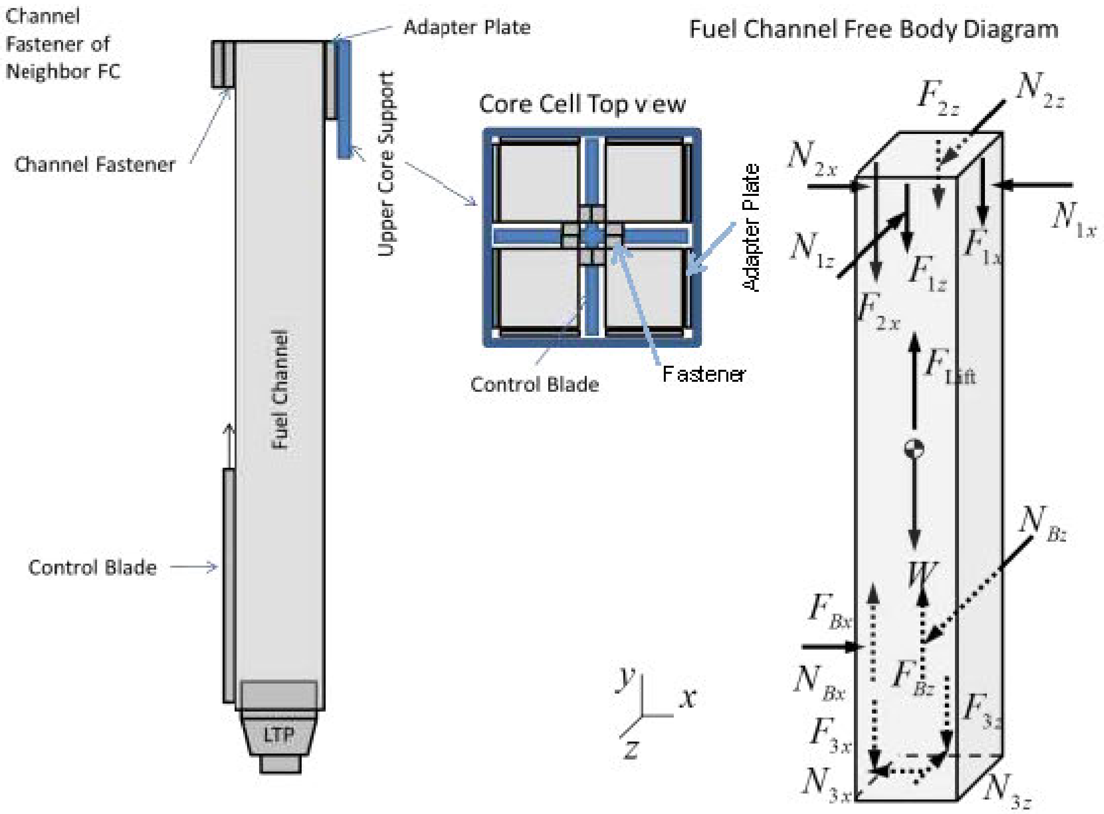


圖 5-1 連接桿斷開之燃料匣單體示意圖

其中 N_{1x} 與 N_{1z} 及 F_{1x} 與 F_{1z} 分別為作用於燃料匣鄰接側面的承接板(adapter plates)之正壓力及摩擦力；N_{2x} 與 N_{2z},及 F_{2x} 與 F_{2z} 分別為作用於燃料匣鄰接側面的燃料鎖緊裝置(fasteners)之正壓力及摩擦力；N_{3x} 與 N_{3z},及 F_{3x} 與 F_{3z} 則分別為作用於燃料匣鄰接側面的下繫板之正壓力及摩擦力；N_{Bx} 與 N_{Bz},及 F_{Bx} 與 F_{Bz} 分別為作用於燃料匣鄰接側面的控制棒之正壓力及摩擦力。

而 W 為燃料匣、上繫板和連接桿的總重量；F_{Lift} 為水流對燃料匣壁(內表面及外表面)造成黏性摩擦力，以及對上繫板之截面壓力之總合。

當連接桿斷開之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，如下列公式所示。

$$F_{Bx}+F_{Bz}-F_{1x}-F_{1z}-F_{2x}-F_{2z}-F_{3x}-F_{3z}-W+F_{Lift}<0$$

為簡化符號，將承接板、燃料鎖緊裝置、下繫板及控制棒的摩擦力做如下之符號合併：

$F_1 := F_{1x} + F_{1z}$

$F_2 := F_{2x} + F_{2z}$

$F_3 := F_{3x} + F_{3z}$

$F_B := F_{Bx} + F_{Bz}$

因此燃料上述之靜力合力可簡化如下：

$$F_B - W + F_{\mathrm{Lift}} < F_1 + F_2 + F_3 \qquad \text{－方程式(1)}$$

而在水平方向(x 及 z 方向)之靜力平衡方程式分別為：

$N_{Bx} + N_{2x} - N_{1x} - N_{3x} = 0$ 及 $N_{Bz} + N_{2z} - N_{1z} - N_{3z} = 0$

同樣為簡化符號，將作用於承接板、燃料鎖緊裝置、下繫板及控制棒的正壓力做如下之符號合併：

$N_1 := N_{1x} + N_{1z}$

$N_2 := N_{2x} + N_{2z}$

$N_3 := N_{3x} + N_{3z}$

$N_B := N_{Bx} + N_{Bz}$

合併上述水平方向之靜力平衡方程式為：

$$N_B = N_1 + N_3 - N_2 \qquad \text{－方程式(2)}$$

控制棒葉片與燃料匣之間相對運動造成的摩擦力 F_B 以下式表示：

$$\left.\begin{aligned} F_{Bx} &= \mu_{BC} N_{Bx} \\ F_{Bz} &= \mu_{BC} N_{Bz} \end{aligned}\right\} \Rightarrow F_B = \mu_{BC} N_B$$

其中 μ_{BC} 為控制棒葉片滾輪與燃料匣間的動摩擦係數(滾動摩擦)。

假設燃料鎖緊裝置及承接板與上格架(upper core grid) 間之摩擦係數、及下繫板與燃料匣內表面之靜態摩擦係數均相同，都等於 μ。

當燃料匣靜止不動時，摩擦力 F_1，F_2，F_3 依平衡方程式表示如下

$$\begin{aligned} F_{1x} &= \mu N_{1x};\ F_{1z} = \mu N_{1z} &&\Rightarrow F_1 = \mu N_1 \\ F_{2x} &= \mu N_{2x};\ F_{2z} = \mu N_{2z} &&\Rightarrow F_2 = \mu N_2 \\ F_{3x} &= \mu N_{3x};\ F_{3z} = \mu N_{3z} &&\Rightarrow F_3 = \mu N_3 \end{aligned}$$

在燃料匣正要開始移動時與控制棒摩擦力 F_B 相抗衡的所有摩擦力為

$$\mu N_1 + \mu N_2 + \mu N_3$$

由方程式(1)可知，欲使燃料匣不會抬升必須滿足

$$\mu_{BC} N_B - W + F_{\text{Lift}} < F_2 + F_1 + F_3 = \mu(N_1 + N_2 + N_3)$$

因此

$$\mu_{BC} N_B - W + F_{\text{Lift}} < \mu(N_1 + N_2 + N_3)$$

將方程式(2)代入

$$\mu_{BC}(N_1 + N_3 - N_2) - W + F_{\text{Lift}} < \mu(N_1 + N_2 + N_3)$$

代數運算結果得到

$$\mu_{BC}(N_1+N_3+N_2)-2\mu_{BC}N_2-W+F_{\mathrm{Lift}}<\mu(N_1+N_2+N_3)$$

最後得到

$$\mu_{BC}-\left(\frac{2N_2\mu_{BC}+W-F_{\mathrm{Lift}}}{(N_1+N_2+N_3)}\right)<\mu \qquad \text{-方程式(3)}$$

將方程式(2)代入方程式(3)的分母：

$$\mu_{BC}-\left(\frac{2N_2\mu_{BC}+W-F_{\mathrm{Lift}}}{N_B+2N_2}\right)<\mu \qquad \text{-方程式(4)}$$

方程式(3) 和(4)代表摩擦係數之關係。因為 N_B 及 N_2 是接觸力量，其數值在有接觸時為正值，當無接觸時就是零。5.1 節已證明抬升力 F_{Lift} 小於重量 W。

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(滾動摩擦)為 μ_{BC}。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均為 μ。不銹鋼材質組件和鋯材質組件表面產生接觸。對於類似的摩擦接觸，動摩擦係數永遠小於靜摩擦係數，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。基於以上的討論，可以預期 $\mu_{BC}\leqq\mu$。保守考慮最嚴重的狀況，亦即當 $\mu_{BC}=\mu$。在方程式(4)成立下可以得到

$$-\left(\frac{2N_2\mu_{BC}+W-F_{\mathrm{Lift}}}{N_B+2N_2}\right)<0 \qquad \text{-方程式(5)}$$

當方程式(4)成立時，代表燃料匣不會被控制棒插入時增加的向上摩擦力被抬升，保守考慮當 $\mu_{BC}=\mu$ 時，方程式(4)將改為方程式(5)，檢視方程式(5)中的各項參數，無論 N_B 及 N_2 的值大小，因 W 大於 F_{Lift}，

所以方程式(5)括弧內永遠為正值，因此方程式(5)永遠成立，代表即使控制棒滾輪與燃料匣表面的動摩擦係數增大至與靜摩擦係數相同時（$\mu_{BC}=\mu$），燃料匣亦不會被控制棒插入時增加的向上摩擦力抬升。

如果發生燃料匣彎曲變形導致控制棒葉片和燃料匣之間的摩擦力變得很大，N_B 會變大而 N_2 會變小。方程式(5)左邊括弧內的數值會變小，但在任何情況下都不會等於零。

下列之計算式討論控制棒作用在彎曲燃料匣之垂直分力。此計算式中，保守假設控制棒插入力大小和燃料匣彎曲程度，並保守假設燃料匣彎曲發生在由底部算起 1/3 處。計算結果顯示，由於控制棒葉片與彎曲燃料匣之間的傾斜角很小，僅有很小的向上垂直分力作用於燃料匣上。這麼小的向上垂直摩擦分力，不會影響原本的控制棒摩擦力分析模式，因此控制棒在彎曲燃料匣之間的動作不會造成燃料匣抬升。

依核一廠程序書 604.3「控制棒停妥時間測試」要求，核一廠的控制棒有 2 種型式：Marathon C+及 D-215，其控制棒推升力的上限，分別為 353 lbf 及 335 lbf。Marathon C+控制棒葉片濕重為 174 lbs，D-215 控制棒葉片濕重為 192 lbs，驅動機構(分度管)濕重為 72 lbs，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）。

F_B = 353-(174+72) = 107 (Marathon C+型式)

F_B = 335-(192+72) = 71 (D-215 型式)

取其大者做為計算依據，因此 F_B = 107 lbf

F_B ≒ 107 lbf	假設大的控制棒插入力
μ ≒ 0.3	假設摩擦係數
N_B ≒ $\frac{F_B}{\mu}$ = 356.7 lbf	由摩擦力回推的正向力
Len_channel ≒ 166.91 in = 4.24 m	燃料匣長度
Max_bow ≒ 0.354 in = 9 mm	燃料匣最大彎曲程度(量測最大值7 mm)

$Len\_bow = \frac{Len\_channel}{3} = 1.413\ m$

假設最大彎曲位於燃料匣長度1/3處

$alpha = \tan^{-1}(\frac{Max\_bow}{Len\_bow}) = 0.365^{\circ}$

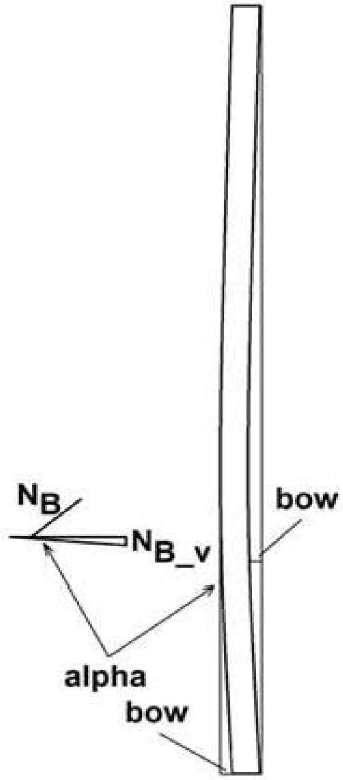
控制棒與燃料匣最大彎曲之間的傾斜角

$N_{B\_v} = N_B * \sin(alpha) = 2.3\ lbf$

由摩擦力回推的正向力因為燃料匣彎曲產生的直接抬升力

$N_{B\_n} = N_B * \cos(alpha) = 356.7\ lbf$

控制棒插入滾輪與燃料匣接觸面的正向力



附圖5-2 燃料匣彎曲示意圖

假設燃料鎖緊裝置及承接板與上格架(upper core grid) 間之摩擦係數、及下緊板與燃料匣內表面之靜態摩擦係數均相同，都等於 0.3。

依方程式(2) $N_B = N_1 + N_3 - N_2$

$N_1 + N_3 = N_B = N_{B\text{-}n} = 356.7\ lbf$

$F_1 + F_2 + F_3 = 0.3 * 356.7 = 107.1 lbf$

N_2因為N_B往右施力，燃料匣鎖緊裝置與上格架的正向力N_2可忽略不計

$F_B - (F_1 + F_2 + F_3) - W + F_{lift} + N_{B\text{-}v}$

$= 107 - 107.1 - 70 + 55 + 2.3 = -12.8\ lbf < 0$

向上抬升合力

因為合力< 0，所以燃料匣不會抬升

靜態力學平衡分析結果顯示，控制棒插入或急停時不會導致燃料匣抬升的情形，即使燃料匣變形(包括燃料匣彎曲及局部腫脹)時亦如此。

5.3 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。燃料匣可能會在原處上下震動，但不會使間格架(Spacer Grids) 往上移動。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。此外，對於垂直向地震，燃料束在垂直向是非常剛性的，而零週期的加速度值可從 3%阻尼(damping)的頻譜查到。

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，FSAR 第三章規範垂直方向的值為水平方向的 2/3。由於最大垂直加速度 0.427g 遠小於 1g，加上重力的作用帶動燃料匣向下移動的結果，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，以 SMA 的 0.51g 為本案評估基準，計算最大垂直加速度為 0.641g*(0.51/0.3)*(2/3)=0.73g，仍小於 1g，確保燃料匣在地震時將保持在原來位置。

5.1 節考量流體抬升力在正常運轉中及發生最嚴重的可預見運轉事件，也不會造成燃料匣抬升的現象，5.2 節除考量流體抬升力外，並加入控制棒插入時提供的向上摩擦力，經評估計算結果，即使有燃料匣嚴重彎曲加上流體抬升力，也不會造成燃料匣抬升的現象。

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，控制棒插入是否會造成燃料匣抬升之評估如下:

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*(1-0.214)=55.2 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幣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幣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為70*(1+0.214)=84.98 lbf，大於向上抬升力(55+2.3=57.3 lbf)，不致有提升的問題產生。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。

6. 正常運轉和可預見運轉事件期間對電廠運轉的影響

如第 5 章所述，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。本章說明連接桿斷開對中子、熱流及機械設計要求上的影響。

6.1 對中子及熱流設計的影響。

因連接桿斷開處在螺栓與水棒上部端塞的連結螺牙上方，不會影響有效燃料區域的幾何形狀和水流特性，因此對中子與熱流設計不會造成影響。

6.2 對機械設計的影響。

已核准專題報告(參考文件[1],[2])中的一般機械設計要求經再審查，用以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。

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。其結論為燃料匣鎖緊裝置的勁度與連接桿在壽命終期(參考文件[4])有 [redacted] lbf 的彈力會將此不銹鋼連接桿穩定在跨距的中間。任何振動皆不會跨過連接桿與鄰近燃料棒的 0.369 英吋的最小間距。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。斷開部份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。在此狀況下，上繫板會在燃料匣傾斜（圖

6-1），連接桿在凸緣上會在任一方向有 0.194 英吋的位移。因為連接上繫板的螺牙端及對角端有高度差([redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted])，可能會發生傾斜。另外，燃料匣的兩個三角形板須與燃料匣邊垂直而有[redacted]英吋允差。依三角函數，最大的傾斜角度為水平向 0.671 度（或垂直向 89.329 度)如圖 6-1a。此傾斜會轉移到連接桿，如圖 6-1c。利用三角函數可以算出凸緣的水平向撓曲(從固定接頭至凸緣的連接桿長度保守定為[redacted]）。將取得水平撓曲為 4.919mm（或 0.194 英吋）。一旦在此狀態，上繫板壓縮彈簧的力量會排除上部繫板內連接桿的任何側向移動。因此連接桿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。

考量燃料匣彎曲的效應，以附圖 5-2 的數值計算如下：

因為燃料匣彎曲造成連接桿斷開處增加的水平位移量(X)為

X = 420.1*9/(4240*2/3) = 1.338mm

加計原來的水平撓曲 4.919mm，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。

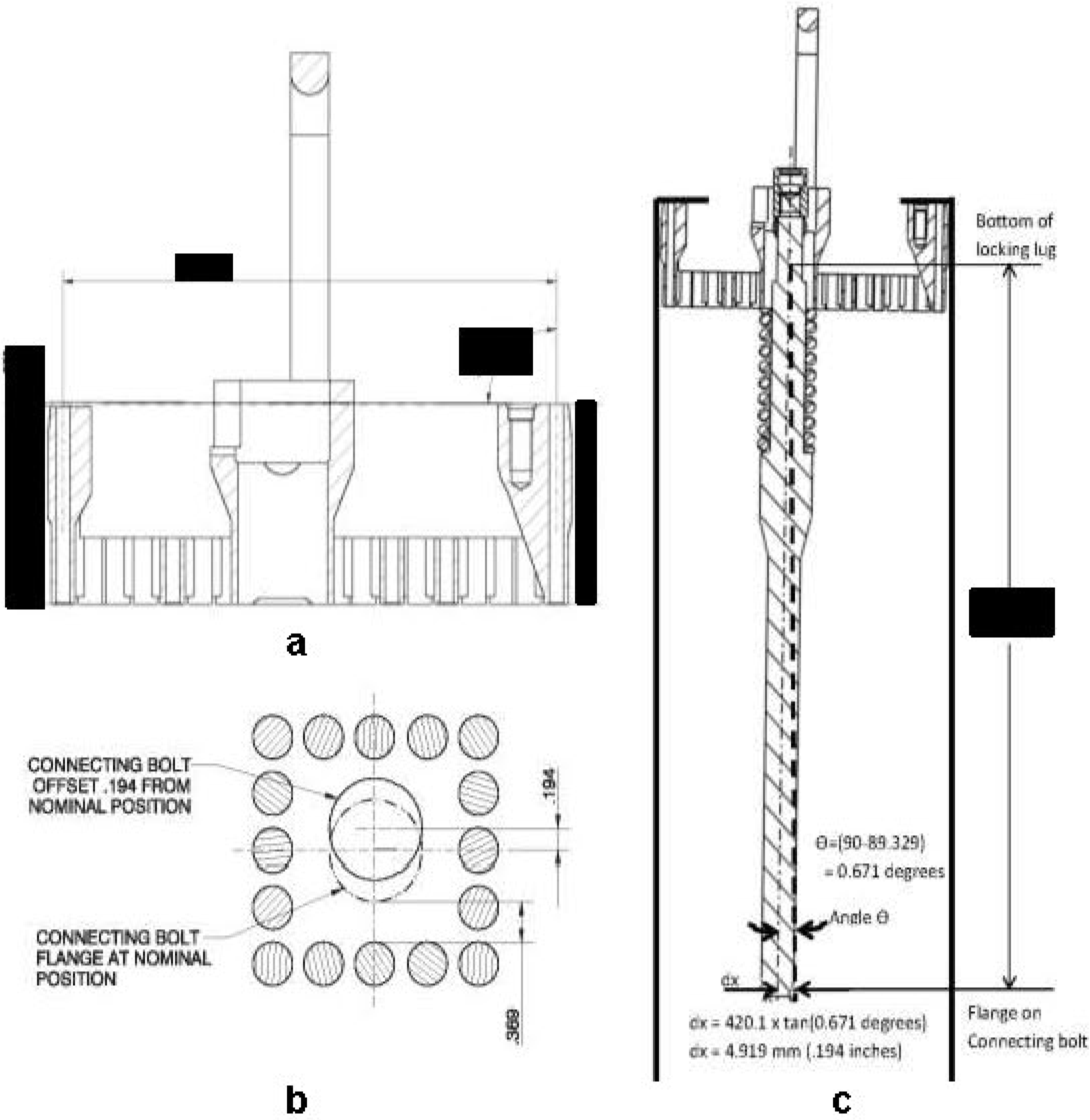


圖 6-1　基於允差和幾何時上繫板的最大傾斜

關於本章所述的燃料組件水平地震分析（OBE 視為可預見運轉事件），主要的設計條件為燃料匣勁度與燃料組件的質量。這些參數不會受到連接桿斷開的影響。因此，燃料組件的地震分析計算及要求未受影響。燃料匣地震分析是利用反應譜分析(RSA)方法(參考文件[2])。匣內燃料組件的動態反應主要受燃料匣的影響，因為燃料匣勁度是燃料束勁度的[redacted]倍以上。燃料匣在自然頻率下的最大彎矩僅考量燃料束的質量來分析計算。此連接桿斷開狀況不影響主要設計條件：燃料組件質量或燃料匣長度或阻尼值。

受差壓影響的機械設計要求不會受到影響(水棒強度與燃料匣潛變)，因為連接桿斷開不影響燃料束的幾何形狀和水流特性，壓降及

局部壓力分佈不會受到影響（5.1 節）。未述及的其他機械設計要求（軸向輻射增長，壓縮彈簧，下繫板密封彈簧，正常運轉期間的燃料組件元件強度和疲勞，燃料匣與三角形板的強度和疲勞）都不受連接桿斷開的影響。所有機械設計都持續符合要求。

本廠並對連接桿斷開的現況，逐一檢討 AREVA 的 GENERIC MECHANICAL DESIGN REPORT 的各項機械設計基礎要求，確認仍然有效，有關燃料機械設計逐項比對結果詳如附錄 D。

7. 事故期間對電廠運轉的影響

設計基準地震（DBE）和設計基準事故 DBA(DBE 加上 LOCA）水平向分析與 6.2 節的 OBE 分析一致，且連接桿斷開不會改變在燃料匣報告 EMF 93-177（參考文件[2])所述方法論中（燃料匣勁度和燃料組件質量）的分析設計條件。

垂直向事故狀況的評估包括連接桿斷開情況下發生 OBE、DBE、及 DBA（DBE 加上 LOCA）。控制棒插入不受連接桿斷開之影響，因為燃料組件與爐心支撐限流孔都能保持嚙合。在所有狀況下，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，結合 DBE 和 LOCA 的 DBA 狀態可能會因 LOCA 產生的壓力差而將燃料匣抬升。

然而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，可合理假設連接桿斷開的燃料組件，其燃料匣相對於下繫板和燃料束會有垂直方向移動。此燃料匣的移動不會干擾控制棒的插入或妨礙電廠安全停機。反應爐應在 DBA（DBE 加上 LOCA）後再起動前執行爐心目視檢查及將每束燃料吊升，以確認結構完整。

8.爐心監測計畫

前述第 5 章已說明電廠在正常運轉或可預見運轉事件狀況下，若發生燃料束之水棒連接桿斷開，燃料匣不會被抬升，為因應任何局部異常狀況，本廠已訂定爐心監測計畫，監測機組起動及運轉中狀況。

於局部異常狀況將使中子分布有較大變化時，可運用爐心監測儀器 TIP 及 LPRM 與爐心監測系統(POWERPLEX)，監測得知。

一、機組起動：

1. 爐心功率上升至約 45%、90%、及 100%額定左右，執行全爐心 TIP 量測。
2. 檢查 TIP 量測讀數
   2.1 將 TIP 讀數和對稱位置之 TIP 讀數相比較。
   2.2 將滿載穩定運轉時爐心量測之 TIP 讀數和預測之 TIP 讀數相比較。

若發現對稱位置之 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，立即將機組先降載至適當功率，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修。

二、控制棒急停時間測量或爐心控制棒棒序交換：

1. 控制棒急停時間測量後，比較爐心監測系統(POWERPLEX)計算之 LPRM 讀數和實際 LPRM 讀數之比值，前後是否有差異。
2. 爐心控制棒棒序交換或控制棒急停時間測量後，執行 TIP 量測。
   2.1 將 TIP 讀數和對稱位置之 TIP 讀數相比較。
   2.2 將滿載穩定運轉時爐心量測之 TIP 讀數和預測之 TIP 讀數相比較。

若發現對稱位置或測量與預測之 TIP 相對功率或功率分布圖形不一致或 LPRM 前後比值差異大時，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，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修。

三、機組穩定運轉：

1. 機組穩定功率運轉期間，以爐心監測系統(POWERPLEX)或廠用計算機(PPCRS)監測 LPRM 資料：監視 LPRM C 層(請參考附錄 E，假設燃料匣抬升對 LPRM 讀數影響評估)之 24 小時趨勢變化資料，若趨勢變化有每分鐘步階變化(step change)或 24 小時內有變化大於 1%指示值之現象，則：

 1.1 比較該只 LPRM 對稱位置之 LPRM 資料。

 1.2 檢視該只 LPRM A、 B、D 層之 24 小時趨勢變化之資料，是否亦有相同之情形。

 1.3 若發生一串 LPRM 4 個偵測器全失效，電廠將停機檢修。

2. 若該只 LPRM A、B、D 層之 LPRM 資料有相同之趨勢變化，且對稱位置之 LPRM 沒有變化，表示可能發生燃料匣被抬升。若有此現象，則執行全爐心 TIP 量測做進一步確認。

3. 檢查 TIP 量測讀數

 3.1 將 TIP 讀數和對稱位置之 TIP 讀數相比較。

 3.2 將 TIP 讀數和預測之 TIP 讀數相比較。

4. 電腦程式監測

使用程式擷取廠用計算機 LPRM 資料加以即時監測，若有變化大於 1%指示值之現象，則送出燃料匣可能被抬升警報。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修。

9. 暫行燃料吊運指引

有關燃料吊運的指引 AREVA 已另外提供(參考文件[3])。核一廠已依該指引，訂定「後續燃料吊運安全計畫」陳報大會。並於 104 年 1 月 30 日順利執行完成後續 10 個燃料挪移吊運步驟。

10. 結論

依據核一廠於大修中所採取的爐心燃料檢查計畫，已可確認本週期開始時，不會有燃料連接桿斷開狀況。本評估報告分析顯示，即使在機組週期運轉期間發生連接桿斷開事件，則不論是正常運轉或可預見運轉事件時，作用於燃料匣上的力量並不會造成燃料匣抬升。因此不會對機械、中子及熱流有任何安全影響。

若發生設計基準地震(DBE)伴隨喪失爐心冷卻水事故（LOCA），在假設爐心有連接桿斷開的燃料元件存在狀況下，其燃料匣相對於下繫板和燃料束會有垂直方向移動。經評估，此燃料匣的移動不會干擾控制棒的插入或妨礙電廠安全停機。但電廠將停機針對爐心燃料進行目視檢查，並對所有的爐心燃料進行吊升測試，來確認燃料機構完整性。

同時，核一廠另已訂定爐心監測計畫，可透過 TIP 及 LPRM 系統來監控爐心的燃料匣抬升狀況。若經判斷，燃料匣可能被抬升時，則安排降載停爐，開蓋檢查。

依本報告評估，在正常運轉或可預見運轉事件時，核一廠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，機組可安全停機無虞。再輔以新訂定之爐心監測計畫，於機組運轉時監控爐心燃料匣抬升狀況。經由相關之評估及監測計畫，可確保機組再起動及滿載功率運轉安全無虞。

附錄 A:燃料元件和燃料匣結構圖

[redacted]

[redacted]

涉及塑料廠家智慧財產權

[redacted]

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

[redacted]
涉及燃料廠家智能財產權
[redacted]

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

涉及物料廠家智慧財產權

[redacted]

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

[redacted]

涉及继料庭家智能财产权

[redacted]

附錄 B 流體抬升力

若上繫板被抬升，造成相對於下繫板距離改變，則熱流特性亦會改變，進而降低燃料匣內冷卻燃料之水流量，以及變態沸騰餘裕。本附錄以此案例分析燃料匣及下繫板之潛在流體作用力。

若燃料匣及上繫板被抬升離開下繫板，因為密封彈簧喪失限制旁通流量（詳如圖 B.1 labeled 3）之設計功能，更多的水將因此流入旁通區域（燃料匣外側）。且因燃料匣內之流量下降，導致此燃料束功率降低，但 MCPR 也會因此降低。

依 BWR 特性，當燃料束流量上升時造成功率上升，但燃料束之差壓亦會上升。燃料束流量取決於相對的流阻，燃料束功率越高時因空泡增加，流阻亦會增加。

AREVA 以 XCOBRA 計算壓力分佈及對應熱流垂直推力，以及抬升燃料匣及上繫板之作用力。計算參數詳如核一廠一號機周期 28 爐心參數文件(CS1 CY28 PPD)，正常運轉最大的差壓發生於最大功率（RTP）1840 Mwt 及最大額定爐心流量 53.0 Mlb/hr 時，計算上保守以底部尖峰軸向功率分佈進行計算。而於可預見運轉事件時，爐心功率可高達 119%爐心熱功率（對應於 122%中子通率功率），故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。

由於將燃料匣及上繫板抬升之流體作用力，與下繫板頂端至燃料匣出口之壓力分佈有關。對於相同爐壓(相同功率)時，每束燃料產生的功率雖不盡相同，但燃料束之差壓(進口到出口)皆相同。燃料束之差壓包括燃料束本身及限流孔兩個部分，爐心內圍高功率區的限流孔大，差壓較低，爐心外圍低功率區的限流孔小，差壓較高。另外保守上以 [redacted] 徑向尖峰因素(Assembly Peaking Factor)進行計算（此值較 CS1CY28 設計值高）。綜上假設及評估，在可預見運轉事件下燃料束最高功率為 [redacted]。

水流垂直推力是由水於燃料匣內流動之阻力所造成。而作用在燃料匣上的摩擦差壓，正比於燃料匣內側的濕半徑（Wet perimeter；WP）除以燃料元件所有組件之濕半徑（含燃料匣內側及其他內部組件）。於圖 B.2 燃料匣之濕半徑為 20.425 in，有半長棒區域之濕半徑為 138.859 in（其中燃料匣濕半徑佔 0.15），無半長棒區域之濕半徑為 128.914 in（其中燃料匣濕半徑佔 0.16）。

而由於間隔板會造成較大的壓力降，依照 CFD 計算結果，[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted] 其相當的流體抬升力小於 40 lbf。由於在燃料匣內側位於有效燃料區域頂部至燃料元件出口（含上繫板）之摩擦力所產生之壓降小於 1 psi，其相當的流體抬升力小於 15 lbf。因此，在正常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小於 55 lbf。由於抬升斷開組件需要 70 lbf ，不會造成燃料匣位置改變，因此對中子及熱流無影響。

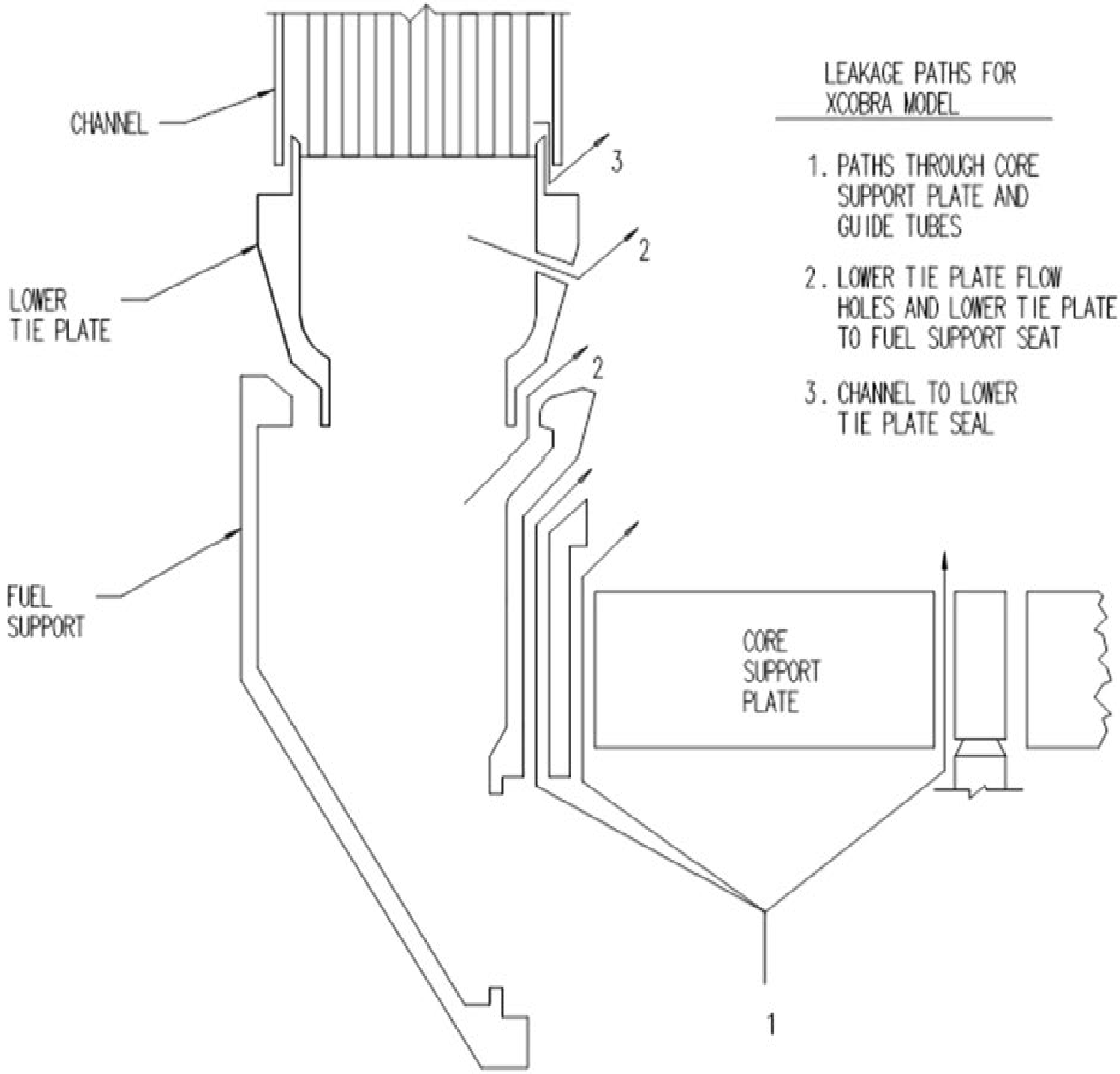
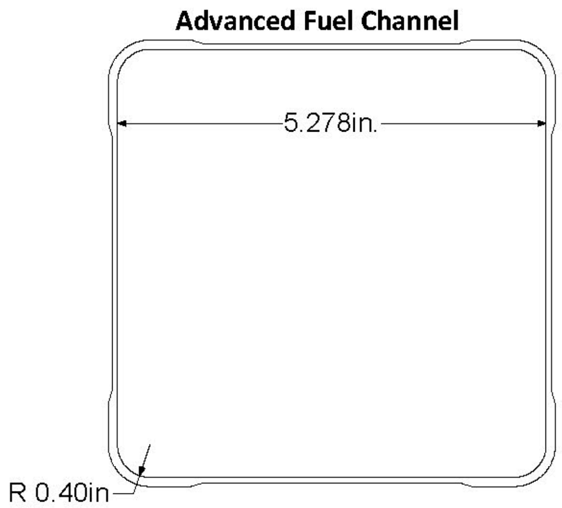
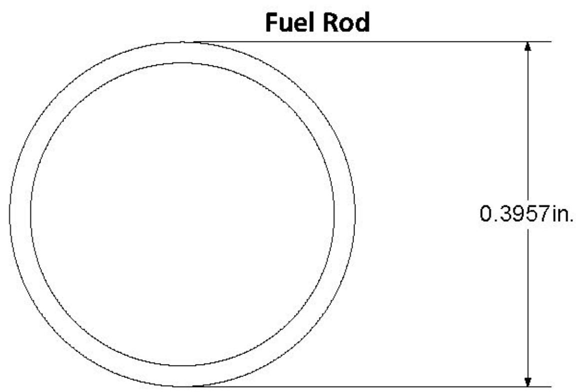
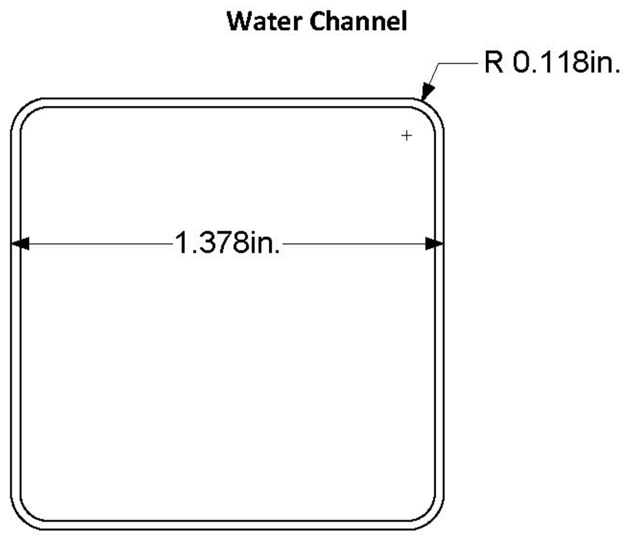


圖 B.1 BWR Leakage Flow Paths







S_{FC} = Fuel channel inside width
R_{FC} = Fuel channel inside corner radius
P_{FC} = Perimeter of the inside of the fuel channel

S_{WC} = Outside width of the inner water channel
R_{WC} = Outside corner radius of the inner water channel
P_{WC} = Perimeter of the outside of the inner water channel

D_{Rod} = Outside diameter of the fuel rod cladding
N_{Rod} = Number of fuel rods per assembly
P_{Bottom} = Outside perimeter of the fuel rods below the top of the part length fuel rods
P_{Top} = Outside perimeter of the fuel rods above the top of the part length fuel rods

$$P_{FC} = 4 \cdot S_{FC} - 2 \cdot R_{FC} \cdot (4 - \pi)$$
$$= 4 \cdot 5.278 \text{ in.} - 2 \cdot 0.400 \text{ in} \cdot (4 - \pi)$$
$$= 20.425 \text{ in}$$

$$P_{WC} = 4 \cdot S_{WC} - 2 \cdot R_{WC} \cdot (4 - \pi)$$
$$= 4 \cdot 1.378 \text{ in} - 2 \cdot 0.118 \text{ in} \cdot (4 - \pi)$$
$$= 5.309 \text{ in}$$

$$P_{Bottom} = N_{Rod} \cdot \pi \cdot D_{Rod}$$

Where $N_{Rod} = 91$
$$P_{Bottom} = 91 \cdot \pi \cdot 0.3957 \text{ in}$$
$$= 113.125 \text{ in}$$

$$P_{Top} = N_{Rod} \cdot \pi \cdot D_{Rod}$$

Where $N_{Rod} = 83$
$$P_{Top} = 83 \cdot \pi \cdot 0.3957 \text{ in}$$
$$= 103.180 \text{ in}$$

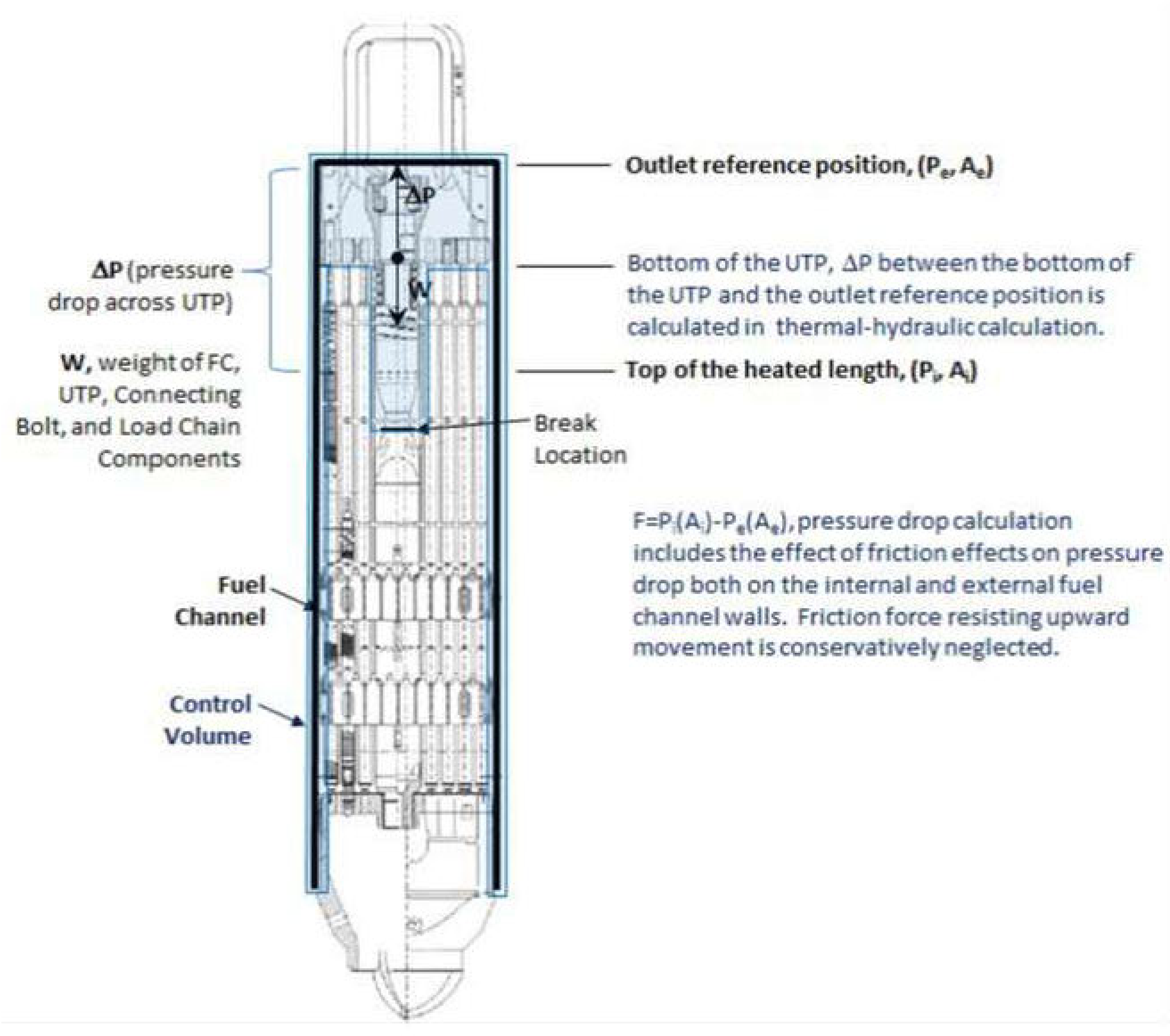
$$P_{W,Bottom} = P_{FC} + P_{WC} + P_{Bottom}$$
$$= 20.425 + 5.309 \text{ in} + 113.125 \text{ in}$$
$$= 138.859 \text{ in}$$

$$P_{W,Top} = P_{FC} + P_{WC} + P_{Top}$$
$$= 20.425 \text{ in} + 5.309 \text{ in} + 103.180 \text{ in}$$
$$= 128.914 \text{ in}$$

圖 B.2 Wetted Perimeter for Chinshan ATRIUM-10 Fuel

附錄C 斷開部分組件之維持向下力

本附錄的目的為計算在連接桿斷開的情況下，斷開部分組件重量為多少。斷開部分組件如圖所示包含了上繫板、斷開連接桿之上半部、燃料匣以及鎖緊裝置相關零件。本分析係以一束ATRIUM-10燃料元件搭配進步型燃料匣 (AFC 100/75 -mil)為分析基礎。



水中斷開組件重量：

燃料匣乾重 WFC_d = 71.31 lbf

燃料匣體積 VFC = 299.3 in^3

燃料匣區域水的比重 SW_FC = 47.15 lbf/ft^3

燃料匣濕重 WFC_w = WFC_d - VFC * SW_FC = 63.14 lbf

上繫板乾重　WUTP_d = 3.67lbf

上繫板體積　VUTP = 13.107 in^3

上繫板區域水的比重　SW_UTP = 7.58 lbf/ft^3

上繫板濕重　WUTP_w = WUTP_d – VUTP * SW_UTP = 3.61 lbf

鎖緊裝置相關零件包含了：compression nut(壓縮螺帽), locking lug(鎖定片), locking ring（鎖緊環）,locking spring（鎖緊彈簧）, compression spring（壓縮彈簧）,and connecting bolt（連接桿）。保守假設水的密度為室溫下密度，來計算鎖緊裝置相關零件重量。

鎖緊裝置相關零件濕重　WUTP_comp_w = (0.08 + 0.04 + 0.03 + 0.01 + 0.48 + 2.59)=3.23 lbf

加總上述各部分重量，得到斷開部分組件之濕重。

FFC_total = WFC_w + WUTP_w + WUTP_comp_w = 70.0 lbf

考量在非額定功率運轉時，因為各區域的空泡分布不同，將造成該區域流體的密度不同，進而影響斷開部分組件的濕重，以最保守計算，假設斷開組件周圍皆為液體狀態，水的比重　SW_UTP = 62.42 lbf/ft3，重新計算各組件的濕重如下：

燃料匣濕重　WFC_w’ = WFC_d – VFC * SW_FC　= 60.50 lbf

上繫板濕重　WUTP_w’ = WUTP_d – VUTP * SW_UTP = 3.20 lbf

FFC_total = WFC_w’ + WUTP_w’ + WUTP_comp_w = 66.93 lbf

即使以最保守的狀況下計算，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，因此燃料匣不會有抬升的情形發生。

附錄D燃料機械設計逐項比對結果

CHINSHAN JCO Design Requirements Assessment

[redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]
[redacted]	[redacted]		
	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	[redacted]	[redacted]	
	[redacted]	[redacted]	

1 Amended by Supplement 2 of Reference 0.

2 Reference December 2010 Errata Sheet.

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted] [redacted]	[redacted] [redacted]	[redacted] [redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted] [redacted]	[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]	[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]		
	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	[redacted]	[redacted]	
	[redacted]	[redacted]	
	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]		
	[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted] [redacted]
	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted] [redacted] [redacted] [redacted]	[redacted] [redacted] [redacted] [redacted] [redacted]	[redacted] [redacted] [redacted] [redacted] [redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	

[redacted]			
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[3] Augmented by EMF-1928, P104,134.

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]			
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]		
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

附錄 E 假設燃料匣抬升對 LPRM 讀數影響評估

緣起

假設在滿載穩定運轉中有一束燃料發生燃料匣抬升（fuel channel lift）現象，會導致該燃料束洩漏流量（leakage flow） 上升，而燃料匣內有效冷卻水流（active flow）下降，將使軸向功率產生變化。本評估針對上述現象發生時之燃料束附近 LPRM 讀數變動幅度進行靈敏度分析，作為選擇 LPRM A, B, C, D 層監測的依據。

1.0 分析假設

1. 一號機週期 28 爐心
2. 發生一燃料匣抬升
3. 燃料束選定：C1F517(舊燃料，位置 07-34，最接近 LPRM 08-33）及 C1K003（新燃料，位置 25-26，最接近 LPRM 24-25）

[redacted]

涉及燃料廠家智慧財產權

[redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

4.0 結論

假設燃料匣抬升對 LPRM 讀數影響靈敏度分析結果顯示，由於燃料匣抬升會造成該燃料束 active flow 減少，燃料束功率下降，最近該燃料束之 LPRM B, C, D 讀數都有明顯降低，因此選擇中間 C 層作為監測指引。

表 1　C1F517 分析結果

[redacted]	[redacted]				[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]				[redacted]
	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]					[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]		[redacted]						[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted]

[redacted]	[redacted]				[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]				[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]					[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]		[redacted]						[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

[redacted] 涉及燃料廠家智慧財產權 [redacted]

REFERENCES

EMF-85-74, Revision 0, Supplement 1(P)(A) and Supplement 2(P)(A), *RODEX2A (BWR) Fuel Rod Thermal-Mechanical Evaluation Model*, Siemens Power Corporation, February 1998.

ANF-89-98(P)(A), Revision 1, and Supplement 1, *Generic Mechanical Design Criteria for BWR Fuel Designs*, Advanced Nuclear Fuels Corporation, May 1995.

EMF-93-177(P)(A), Revision 1, *Mechanical Design for BWR Fuel Channels*, August 2005.

EMF-1928(P), *Engineering Work Practices*, P104,134, Revision 3, “Design Implementation Process,” Framatome ANP, Inc., April 2004.

EMF-2001(P), *Guidelines for BWR Safety Analysis*, P110,2010, Revision 1, “Fuel Assembly Hydraulic Characteristics,” AREVA NP Inc., May 2009.

參考文件

[1]：ANF-89-98(P)(A) REVISION 1 AND SUPPLEMENT 1, GENERIC MECHANICAL DESIGN CRITERIA FOR BWR FUEL DESIGNS, ADVANCED NUCLEAR FUELS CORPORATION, MAY 1995.

[2]：EMF-93-177(P)(A) REVISION 1, MECHANICAL DESIGN FOR BWR FUEL CHANNELS, FRAMATOME ANP INC., AUGUST 2005.

[3]：FS1-0020234-2, INTERIM BWR HANDLING GUIDELINE, AREVA INC., JANUARY 2015.

[4]：ANP-2963 REVISION 4, MECHANICAL DESIGN REPORT FOR CHINSHAN UNIT 1 & 2 STRETCH POWER UPRATE (SPU) ATRIUM-10 FUEL ASSEMBLIES, AREVA, JANUARY 2014.

IDENTIFICATION	REVISION
FS1-0020965	5.0

AREVA Front End BG
Fuel BU

TOTAL NUMBER OF PAGES: 35

Justification for Continued Operation at Chinshan Units (Broken Connecting Bolt) - Nonproprietary Version

ADDITIONAL INFORMATION:
Chinshan, CSH, Taipower, ATRIUM-10, Load chain, connecting bolt

PROJECT	Taipower
HANDLING	None
CATEGORY	DTR - Data Report
STATUS	

DISTRIBUTION TO	PURPOSE OF DISTRIBUTION

This document is electronically approved. Records regarding the signatures are stored in the Fuel BU Document Database. Any attempt to modify this file may subject employees to civil and criminal penalties. EDM Object Id: 09012167807930be - Release date (YYYY/MM/DD) : 2015/04/10 22:36:00 [Western European Time]

Role	Title	Date (YYYY/MM/DD)	Organization
Writer	FDE-AR Engineer	2015/04/10 21:59:48	AREVA Inc.
Reviewer	FDE-AR Engineer	2015/04/10 22:02:01	AREVA Inc.
Approver	FDE-AR Manager	2015/04/10 22:35:53	AREVA Inc.

RELEASE DATA:

SAFETY RELATED DOCUMENT: N

CHANGE CONTROL RECORDS:
This document, when revised, must be reviewed or approved by the following regions:
France: N
USA: Y
Germany: N

REVISIONS

REVISION	DATE	EXPLANATORY NOTES
5.0	See 1st page release date	Updated section 5.3 via customer feedback. The information provided by the customer concerning the earthquake loading required updating.
4.0	3/11/2015	No changes to the content of the document. Revised to correct a PDF rendition issue that occurred in Section 5.2.2, p. 16. Changed handling status classification to none.
3.0	3/9/2015	Section 5.2 was converted into subsection 5.2.1. The contents were slightly modified to include more details of the derivation per customer request. A new equation, Equation (3), was introduced and therefore, the numbers of the following equations were adjusted, as well as the references within the text. Added Section 5.2.2 to describe impact of fuel channel bow. Section 5.3 is updated to define SSE and OBE loads and address combined loads. Section 6.2 is updated to include the impact of channel bow on the evaluation. Revised Section 8 per customer request.
2.0	3/6/2015	Placeholder
1.0	3/6/2015	Placeholder

This is the Nonproprietary Version of FS1-0020308 Rev 4.0.

TABLE OF CONTENTS

LIST OF APPENDICES

LIST OF FIGURES

REFERENCES

[1] ANF-89-98(P)(A) Revision 1 and Supplement 1, Generic Mechanical Design Criteria for BWR Fuel Designs, Advanced Nuclear Fuels Corporation, May 1995.

[2] EMF-93-177(P)(A) Revision 1, Mechanical Design for BWR Fuel Channels, Framatome ANP, August 2005.

[3] FS1-0020234-2, Interim BWR Handling Guideline, AREVA, January 2015.

[4] ANP-2963P Revision 4, Mechanical Design Report for Chinshan Unit 1 & 2 Stretch Power Uprate (SPU) ATRIUM-10 Fuel Assemblies, AREVA, January 2014.

[5] Chinshan FSAR Revision 20.

NOMENCLATURE

Acronym	Definition
AOO	Anticipated Operational Occurences
BOL	Beginning of Life
BWR	Boiling Water Reactor
CFD	Computational Fuel Dynamics
DBA	Design Basis Accident
DBE	Design Basis Earthquake
EOL	End of Life
FSAR	Final Safety Analysis Review
HALC	Harmonized Advanced Load Chain
JCO	Justifitcation for Continued Operation
LOCA	Loss-of-Coolant Accident
LPRM	Local Power Range Monitor
LTP	Lower Tie Plate
MCPR	Minimum Critical Power Ratio
OBE	Operating Basis Earthquake
PLFR	Part-Length Fuel Rod
RSA	Response Spectrum Analysis
SPU	Stretch Power Uprate
TIP	Transverse in-core Probe
USW	Upset Shape Welding
UTP	Upper Tie Plate

1. INTRODUCTION/ ISSUE DESCRIPTION

When attempting to raise an ATRIUM™-10[1] bundle (assembly ID C1F029) from the core during a refueling outage at the Chinshan Unit 1 BWR in Taiwan, the load sensor units showed a sudden loss of load. Visual examinations revealed evidence of a failure in the load chain at the joint between the connecting bolt and the water channel upper end fitting.

At the time of this report, examination of the load chain failure is ongoing and the root cause is not final. Visuals confirmed that the failure is located in the stainless steel connecting bolt just above the threads (Figure 1-1). Figure 1-2 illustrates the approximate location of the failure in the harmonized advanced load chain (HALC).

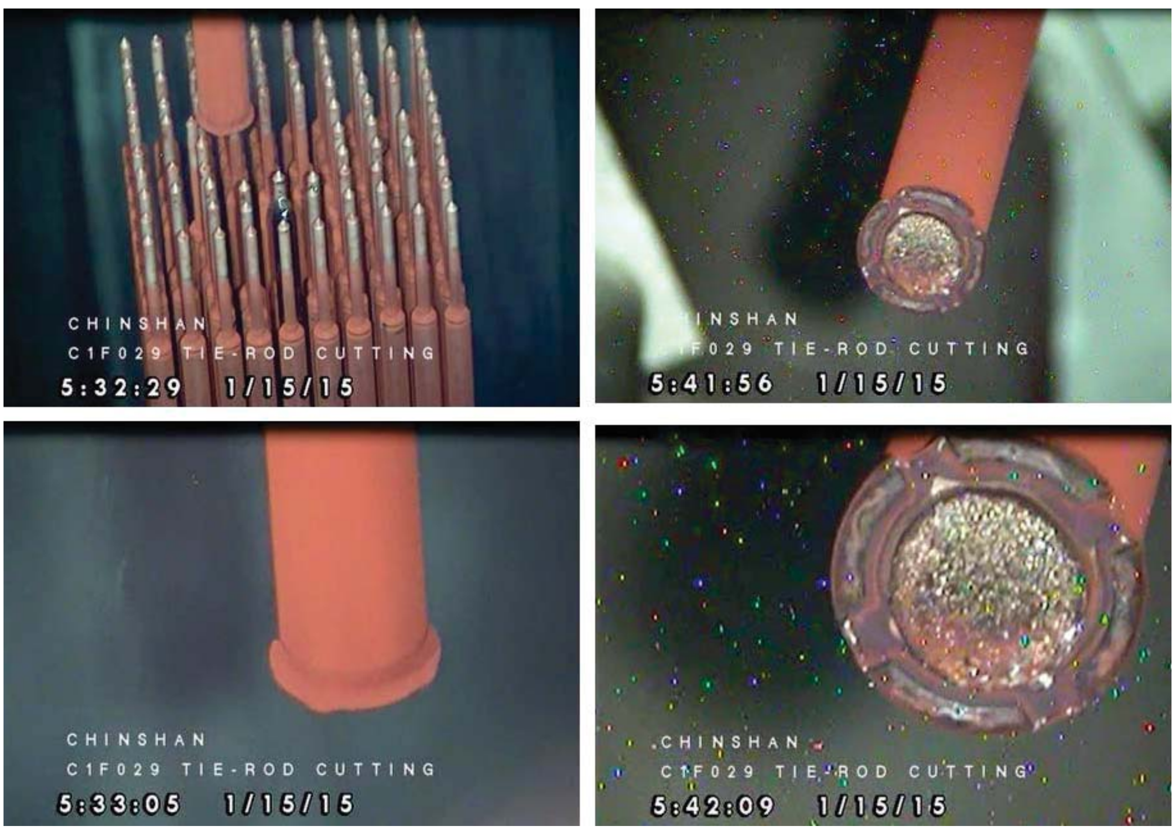


Figure 1-1 Visuals showing the location of the failure on the Chinshan bundle C1F029

---

[1] ATRIUM is a trademark of AREVA Inc.

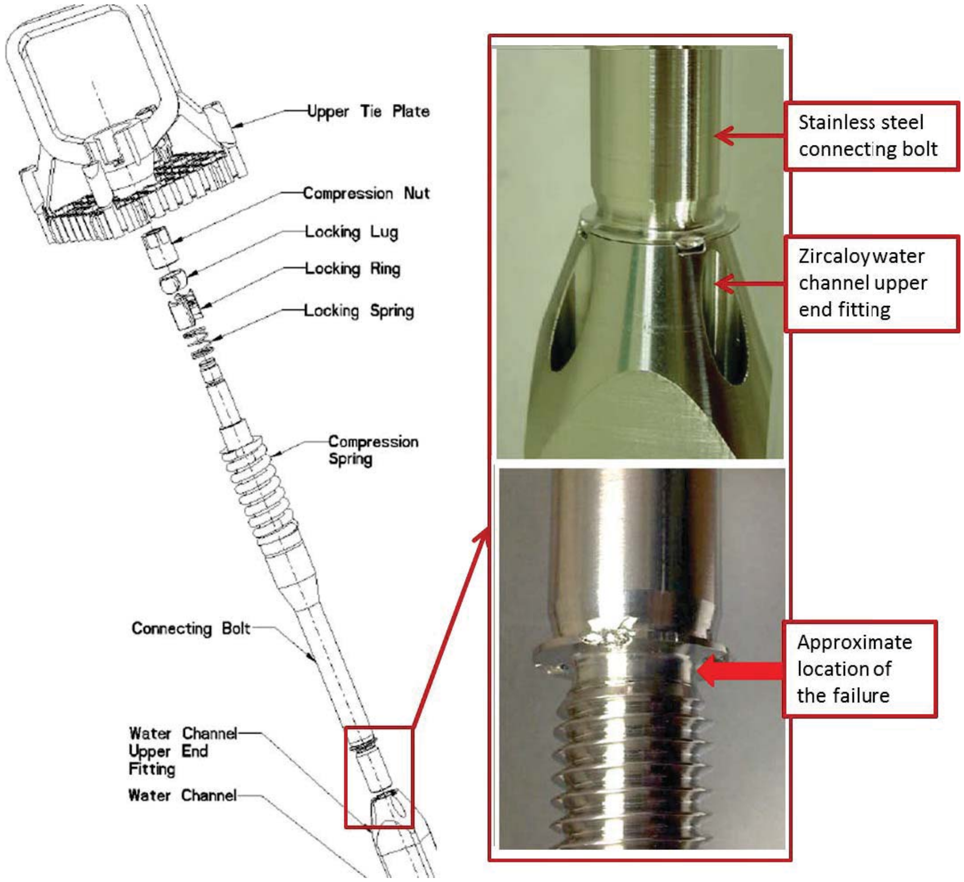


Figure 1-2 Illustration of the approximate location of the failure

A detailed design description will be provided in Section 2.

The purpose of this document is to provide the basis for the justification for continued operation (JCO) for the Chinshan units. The major assumptions of the analyses are listed in Section 3. The possibility of operating with a broken connecting bolt is discussed in Section 4. A justification that the fuel channel remains seated with a broken connecting bolt during operation is provided in Section 5. The impact on plant operation during normal operation and anticipated operational occurrences is discussed in Section 6 and the impact on plant operation during accident conditions is discussed in Section 7. Core monitoring guidance is provided in Section 8 to monitor for fuel channel lifting during operation, although it has been determined that the channel will not lift during normal and anticipated operational occurrences (AOOs). Finally the fuel handling guideline is briefly discussed and referenced in Section 9.

2. DESIGN DESCRIPTION

The following sections describe the fuel assembly and fuel channel design of the damaged bundle C1F029.

2.1. FUEL ASSEMBLY

The ATRIUM-10 fuel assembly consists of a lower tie plate (LTP) and an upper tie plate (UTP), 91 fuel rods, 8 spacer grids, a central water channel, and miscellaneous assembly hardware. Of the 91 fuel rods, 8 are part-length fuel rods (PLFRs). The structural members of the fuel assembly include the tie plates, spacer grids, water channel, and connecting hardware. The structural connection between the LTP and UTP is provided by the water channel. Seven spacers occupy the normal axial locations, while an eighth spacer is located just above the LTP to restrain the lower ends of the fuel rods.

The fuel assembly is accompanied by a fuel channel, as described later in this section. Appendix A provides outline drawings of the fuel assembly and major fuel assembly components.

2.1.1. SPACER GRID

[

] .

2.1.2. WATER CHANNEL

[

] .

2.1.3. LOWER TIE PLATE

[

]

2 ULTRAFLOW is a trademark of AREVA Inc.

3 FUELGUARD is a trademark of AREVA Inc.

[

] .

2.1.4. UPPER TIE PLATE AND CONNECTING HARDWARE

[

] .

2.1.5. FUEL ROD

[

]

[

] .

2.2. FUEL CHANNEL AND COMPONENTS

[

] .

3. ASSUMPTIONS

The JCO is being performed under the following assumptions:

- The plant is operating with one or more fuel assemblies that have a connecting bolt with the same potential deviation as in the failed assembly.
- The connecting bolt could fail during plant operation or at cycle startup.
- A fuel assembly could have a broken connecting bolt at cycle startup. This is a very conservative assumption since all the fuel assemblies presently loaded in the Chinshan Unit 1 core have been lifted and set back down with no record of anomalies in the load sensor readings.

4. POSSIBILITY OF OPERATING WITH A BROKEN CONNECTING BOLT

Taipower has performed testing to ensure that Chinshan Unit 1 will not start with a broken connecting bolt. First, all fuel assemblies in the core have been lifted to validate that the load chain is intact. Second, a visual inspection at the completion of the core shuffling confirmed that all assemblies and fuel channels were seated correctly: if a connecting bolt had broken during handling, the UTP may not return to its fully seated position. The actions above provide assurance that there are no broken connecting bolts at the startup of the plant.

The root cause analysis of the broken connecting bolt is still in progress and therefore, at this time it must be assumed that other ATRIUM-10 assemblies in the Chinshan core could have a connecting bolt that is susceptible to fracture or with an initial crack. However, the connecting bolt is not under significant tensile stress during normal operating conditions, and therefore there are no forces during normal operation that would result in complete fracture of the bolt. Initial assessment of the broken connecting bolt accident suggests that the connecting bolt broke during handling. In the unlikely event that the connecting bolt does break after plant startup, the analysis in this document demonstrates that the forces applied to the fuel channel cannot lift the channel during normal operation or an anticipated operational occurrence. There will also be no loose parts as a result of a broken connecting bolt.

5. DEMONSTRATION THAT THE FUEL CHANNEL REMAINS SEATED WITH A BROKEN CONNECTING BOLT

The purpose of this section is to demonstrate that the fuel channel will not lift from the fuel bundle during normal operation and AOOs. This section includes design loads that may cause a lifting force on the fuel channel during normal and AOOs conditions. These design loads include hydraulic loads due to differential pressure within the fuel bundle combined with flow induced friction forces, control blade movement and scram, and vertical earthquake loads. The thermal-hydraulic performance of a fuel assembly would be impacted if the fuel channel lifted relative to the lower tie plate seal springs. Specifically, this would reduce the amount of water that was available to cool the fuel rods, reducing the margin to boiling transition.

5.1. ASSESSMENT OF HYDRAULIC LIFTOFF

Thermal hydraulic calculations were performed to provide input for liftoff calculations at Stretch Power Uprate (SPU) conditions (Reference [4]). The differential pressure acting to lift the fuel channel and UTP results in a hydraulic lifting force less than 55 lbf for normal operation and AOOs. More details on the basis for this result is summarized in Appendix B.

The parts of the bundle that would be lifted if the connecting bolt was broken are the fuel channel, the UTP, and the remainder of the connecting bolt. The weight of these components in water is 70 lbf. More details on the basis for this result are summarized in Appendix C.

Since the hydraulic lifting force (55 lbf) is less than the weight of the broken portion of the assembly (70 lbf), the assembly will not be lifted by hydraulic forces during the limiting AOO.

Refer to Section 7 for a discussion of liftoff under accident conditions.

5.2. CONTROL BLADE MOVEMENT

The possibility of fuel channel lifting during control blade movement or a scram is evaluated here.

5.2.1. FUEL CHANNEL AND CONTROL BLADE INTERACTION

Figure 5-1 is a free body diagram of the fuel channel on a fuel assembly with a broken connecting bolt.

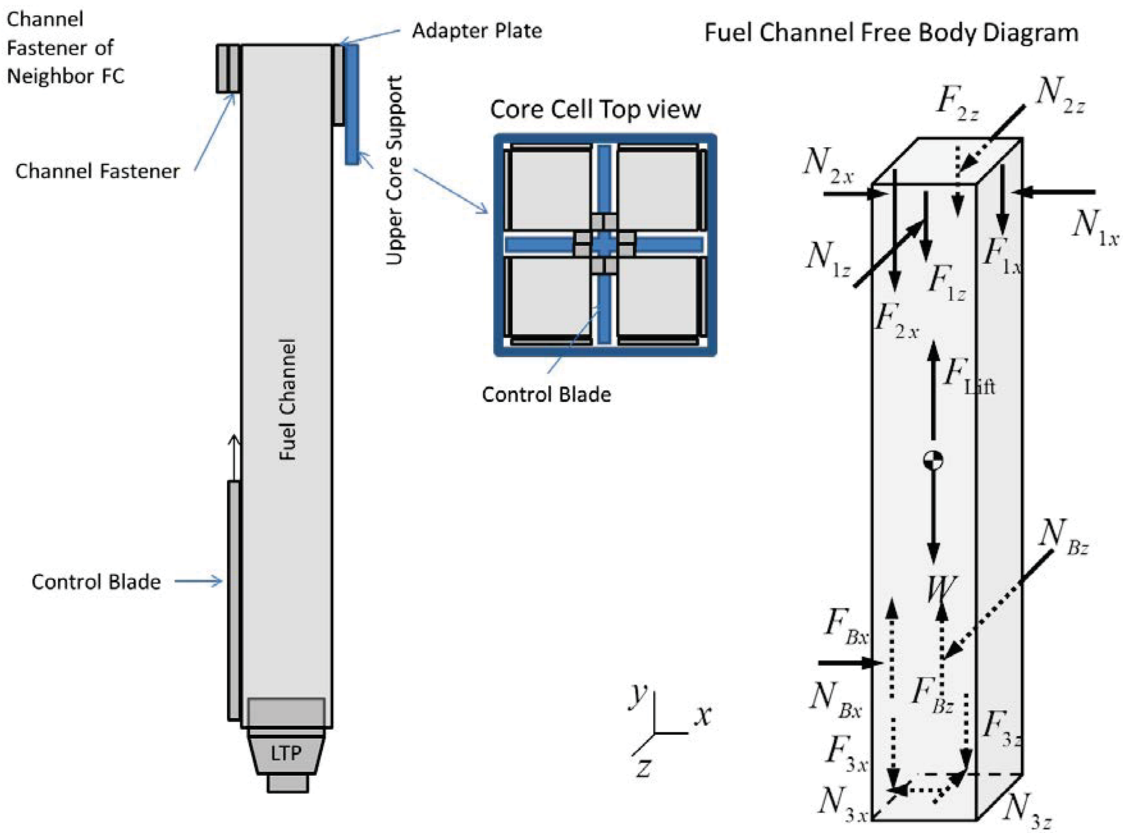


Figure 5-1 Free body diagram of fuel channel on a fuel assembly with a broken connecting bolt

In the free body diagram, N_{1x} and N_{1z}, and F_{1x} and F_{1z} are the normal contact forces and friction forces, respectively, acting on the adapter plates on two sides of the fuel channel; N_{2x} and N_{2z}, and F_{2x} and F_{2z} are the normal contact forces and frictions forces, respectively, due to channel fasteners; N_{3x} and N_{3z}, and F_{3x} and F_{3z} are the normal contact forces and friction forces, respectively due to the lower tie plate; N_{Bx} and N_{Bz}, and F_{Bx} and F_{Bz} are the normal contact forces and friction forces, respectively, due to two control blades, W is the combined weight of the upper tie plate, connecting bolt and channel fastener; and F_{Lift} is the resultant flow lift force generated by viscous friction on the fuel channel walls (internal and external surfaces) and by pressure on the cross-section of the UTP opposing the coolant flow.

The present analysis is intended to show or determine under which conditions the fuel channel will lift as a consequence of the control blade insertion. Starting with the fuel channel at static equilibrium, we will determine under which condition the equilibrium of forces is no longer valid (and the fuel channel starts to lift).

When the control blades are inserted and the friction forces F_{Bx} and F_{Bz} are produced (action), the friction forces F_{1x}, F_{1z}, F_{2x}, F_{2z} and F_{3x}, F_{3z} are developed (reaction). If the forces F_{Bx} and F_{Bz} are small enough such that they cannot overcome the reaction friction forces, then forces F_{1x}, F_{1z}, F_{2x}, F_{2z}, F_{3x}, and F_{3z} are such that they guarantee the equilibrium of forces in the vertical direction.

Therefore, before the fuel channel lift, it is in static equilibrium state, and the equilibrium equation along the vertical (y) direction is given by:

$$F_{Bx} + F_{Bz} - F_{1x} - F_{1z} - F_{2x} - F_{2z} - F_{3x} - F_{3z} - W + F_{\text{Lift}} = 0$$

For notational simplicity the friction forces at the adapter plate, channel fastener, lower tie plate and control blade are combined as follows

$$F_1 := F_{1x} + F_{1z}$$

$$F_2 := F_{2x} + F_{2z}$$

$$F_3 := F_{3x} + F_{3z}$$

$$F_B := F_{Bx} + F_{Bz}$$

Therefore, combining the previous expressions we write

$$F_B - W + F_{\text{Lift}} = F_1 + F_2 + F_3 \quad (1)$$

Equation (1) is used to investigate the condition when the equilibrium ceases to hold.

Since the fuel channel is not moving in the lateral directions, the forces along the horizontal direction are at equilibrium. The static equilibrium equations along the two horizontal directions (x and z) are:

$$N_{Bx} + N_{2x} - N_{1x} - N_{3x} = 0$$

and

$$N_{Bz} + N_{2z} - N_{1z} - N_{3z} = 0$$

Again, for notational simplicity the normal contact forces at the adapter plate, channel fastener, lower tie plate and control blade are combined as follows

$$N_1 := N_{1x} + N_{1z}$$

$$N_2 := N_{2x} + N_{2z}$$

$$N_3 := N_{3x} + N_{3z}$$

$$N_B := N_{Bx} + N_{Bz}$$

Combining (adding) the two horizontal equilibrium equations together, we obtain

$$N_B = N_1 + N_3 - N_2 \quad (2)$$

The friction forces F_{Bx} and F_{Bz} due to the relative motion of the control blade are given by:

$$\left.\begin{array}{l} F_{Bx} = \mu_{BC} N_{Bx} \\ F_{Bz} = \mu_{BC} N_{Bz} \end{array}\right\} \Rightarrow F_B = \mu_{BC} N_B$$

Where μ_{BC} is the coefficient of friction between the control blade and the fuel channel.

It is assumed that the friction coefficients between channel fasteners, the adapter plate against the upper core grid and the LTP against the interior surface of the fuel channel are the same and equal to μ.

As stated before, when the fuel channel is not moving, the friction forces are such that they hold the fuel channel at equilibrium. Equation (1) implies that if F_B increases, then F_1, F_2 and F_3 will increase in order to keep the equilibrium. However, the friction forces cannot grow indefinitely. At the very moment that the fuel channel starts to lift, the friction forces attain their maximum values. We can then write the following inequalities for the frictions forces:

$$F_{1x} \le F_{1x\max} = \mu N_{1x}; \qquad F_{1z} \le F_{1z\max} = \mu N_{1z} \qquad \Rightarrow F_{1\max} \le \mu N_1$$
$$F_{2x} \le F_{2x\max} = \mu N_{2x}; \qquad F_{2z} \le F_{2z\max} = \mu N_{2z} \qquad \Rightarrow F_{2\max} \le \mu N_2$$
$$F_{3x} \le F_{3x\max} = \mu N_{3x}; \qquad F_{3z} \le F_{3z\max} = \mu N_{3z} \qquad \Rightarrow F_{3\max} \le \mu N_3$$

After the friction forces have reached their maximum, any further increase in F_B will not be balanced by F_1, F_2 and F_3, and the equilibrium will be lost. Therefore, in order to avoid the fuel channel motion, we require that

$$F_B - W + F_{\text{Lift}} < F_{1\max} + F_{2\max} + F_{3\max} \tag{3}$$

Replacing the maximum values of the friction forces into Equation (2), the condition for fuel channel not to move upwards is given by:

$$\mu_{BC} N_B - W + F_{\text{Lift}} < \mu(N_1 + N_2 + N_3)$$

Substituting N_B from Equation (2) we get

$$\mu_{BC}(N_1 + N_3 - N_2) - W + F_{\text{Lift}} < \mu(N_1 + N_2 + N_3)$$

After algebraic manipulations we obtain:

$$\mu_{BC}(N_1 + N_3 + N_2) - 2\mu_{BC} N_2 - W + F_{\text{Lift}} < \mu(N_1 + N_2 + N_3)$$

Finally,

$$\boxed{\mu_{BC} - \left(\frac{2N_2\mu_{BC} + W - F_{\text{Lift}}}{(N_1 + N_2 + N_3)}\right) < \mu} \tag{4}$$

Using Equation (2) in the denominator, Equation (4) can be equivalently expressed in the following form:

$$\boxed{\mu_{BC} - \left(\frac{2N_2\mu_{BC} + W - F_{\text{Lift}}}{N_B + 2N_2}\right) < \mu} \tag{5}$$

Equations (4) or (5) represent a condition on the coefficients of friction. Since N_B and N_2 are contact forces, they are either positive (when there is contact) or zero (when there is no contact). The liftoff force F_{Lift} has been shown to be smaller than the weight *W* in Section 5.1.

During either a scram or a control blade insertion, the control blade moves relative to the fuel channel. Therefore the friction force between the control blade and the fuel channel is described through the dynamic coefficient of friction μ_{BC}. When the fuel channel is in static equilibrium, it does not move relative to the upper core grid or to LTP. Therefore, the friction force between the fuel channel and the upper core grid interface and between the fuel channel and the LTP is described through the static coefficient of friction μ . The surfaces in contact involve stainless steel and Zircaloy materials. For the same type of materials in contact, the dynamic coefficient of friction is always smaller than the static coefficient of friction. Based on the previous discussion, it is expected that $\mu_{BC} \leq \mu$ .The worst case, which is conservative, is obtained when $\mu_{BC} = \mu$. If μ_{BC} and μ are assumed to be the same, then condition (5) is trivially satisfied since it yields:

$$-\left(\frac{2N_2\mu_{BC} + W - F_{\text{Lift}}}{N_B + 2N_2}\right) < 0 \qquad (6)$$

Which is always true since, as already discussed, the term in the left hand side is always negative regardless of the values of N_B and N_2 since $W > F_{\text{Lift}}$ as shown in Section 5.1.

If the interference between the control blade and the fuel channel becomes very large due to fuel channel deformation such as bow, then N_B will increase, and N_2 will decrease (the channel fastener spring is unloaded). The term of the left hand side of (6) will decrease in magnitude but will never be zero under any physically possible situation.

The static equilibrium approach therefore shows that the fuel channel will not lift under control blade movement or scram, regardless of the amount of interference that could result from fuel channel deformation (fuel channel bow + fuel channel bulge).

5.2.2. EFFECT OF FUEL CHANNEL BOW ON CONTROL BLADE INTERACTION

There is a potential direct vertical force transferred from the control blade tot the fuel channel caused by a bowed fuel channel. A conservative evaluation was performed to demonstrate that the small angle created between the fuel channel and the control blade does not create a significant vertical force. The maximum incident angle between the control blade and the bowed fuel channel is only 0.2 degrees (α in Figure 5-2). This angle could cause a possible vertical force of a maximum of 3.5 pounds-forces (NB_V in Figure 5-2). The control blade to fuel channel interaction would straighten the fuel channel. Straightening the fuel channel, would decrease the incident angle between the fuel channel and the control blade and decrease the vertical force. The vertical component of the force is small compared to the large assumed insertion force of 550 pounds-force (FB in Figure 5-2). The majority of the insertion force from the control blade is transferred to the fuel channel through friction as described in Section 5.2.1. The insertion force caused by the incident angle is negligible and does not need to be considered in the model described in Section 5.2.1.

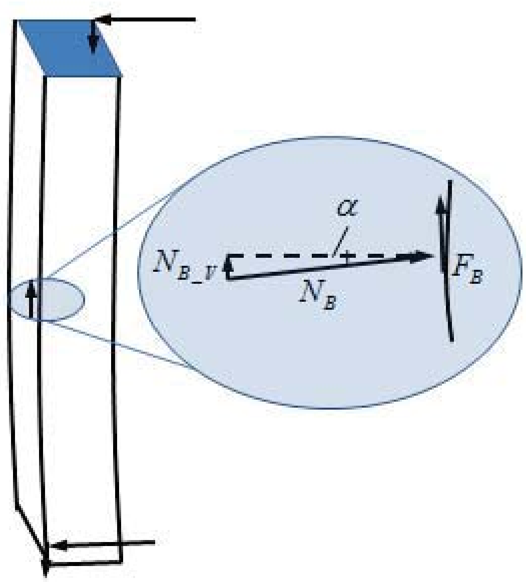


Figure 5-2 Bow geometry between fuel channel and control blade

5.3. VERTICAL LOADS DURING A SEISMIC EVENT

An operating basis earthquake (OBE) is treated as an AOO/upset condition. The fuel channel will not lift off the fuel bundle with a postulated broken connecting bolt during a seismic event. The fuel channel may move up and down in place but it will not move up the spacer grids. The fuel channel will move down under gravitational loading, that is, the harmonic motion of the earthquake contains similar acceleration in the upward direction as in the downward direction and the downward direction is further assisted by gravitational forces. Furthermore, for vertical seismic, the fuel assembly is very stiff in the vertical direction and the zero period acceleration values (essentially zero period since the values are in the higher frequency range) can be obtained from the acceleration response spectra at 3% damping. Value for the horizontal direction at top of the fuel is 0.641g, which is less than 1g. Referring to chapter 3 of the FSAR, vertical excitation is assessed much less (2/3rd) of horizontal and is 0.427g (Section 3.7.2.1.5.3 of Reference [5]).

At the request of Taipower, the SMA method is used in the seismic hazard analysis for the newly identified Shanchiao fault. Input for the assessment is provided by Taipower. The resulted peak ground acceleration (PGA) is 0.51g. Therefore, the vertical acceleration is 0.641g (TAF horizontal) * (0.51/0.3)*(2/3) = 0.73g for a Design Bases Earthquake (DBE). Since the maximum vertical acceleration is much less than 1g and any random movement will move the channel downward under gravity, the fuel channel will not lift during a seismic event. The fuel channel does not lift even if the hydraulic lift during normal operation and AOO, the rod insertion, and the earthquake (OBE) vertical accelerations are combined. A combined accident LOCA plus SSE is discussed in Section 7.

6. IMPACT ON PLANT OPERATION DURING NORMAL OPERATION AND ANTICIPATED OPERATIONAL OCCURRENCES

As discussed in Section 5, the fuel channel will not lift under normal operation and AOO conditions. This section addresses the impact a broken connecting bolt has on Neutronics, Thermal-Hydraulics, and Mechanical design requirements.

6.1. IMPACT ON NEUTRONICS AND THERMAL-HYRDAULICS REQUIREMENTS

There will be no impact on Neutronics and Thermal-Hydraulics requirements because the load chain failure is in the connecting bolt above the threaded connection with the water channel upper end plug. The load chain failure would have no Neutronics and Thermal-Hydraulics impact because the geometry and flow characteristics would not be impacted.

6.2. IMPACT ON MECHANICAL REQUIREMENTS

The generic mechanical design requirements in the approved topical reports (References [1] and [2]) were reviewed to assess the impact of a broken connecting bolt on the design criteria of the fuel assembly under normal operation and AOO conditions. The fuel handling requirement (3.3.9) in Reference [1] is not addressed in this section of the JCO, but a separate handling section is provided (Section 9).

The possibility of a broken connecting bolt vibrating during operation and deflecting enough to rub against neighboring fuel rods and cause a failure was evaluated. It was concluded that the stiffness of the channel fastener connection and locked connecting bolt with a spring exerting **[ ]** lb. at EOL (Reference [4]) will hold the stainless steel connecting bolt steady in the middle of the span. Any vibration would not be enough to overcome the minimum gap of 0.369 inches between the connecting bolt and the neighboring fuel rods. In addition, given that the connecting bolt failed at the relief section above the threads of the connecting bolt, the weight of the fuel channel, channel fastener, UTP, and connecting bolt will exert a downward force that will keep the broken sections in contact. The broken section will be laterally restrained in the water channel upper end fitting by the flange and crimps, therefore removing the possibility of lateral deflection.

In the unlikely event that the connecting bolt did come loose, the connecting bolt would not displace enough to overcome the minimum gap between the connecting bolt and fuel rods. In the case of the UTP becoming cocked in the fuel channel (Figure 6-1), the worst case movement of the connecting bolt would be 0.194 inches at the connecting bolt flange in any direction. This cocking (tilting) can happen because the threaded post and the opposite corner post on the UTP are different heights **[ ]** . In addition, both Fuel Channel gussets must be perpendicular with the side of the channel by **[ ]** inches. Using trigonometry, this results in a maximum tilt of 0.671 degrees from horizontal (or 89.329 degrees from vertical) as shown in Figure 6-1a. This tilt will also translate to the connecting bolt, as presented in Figure 6-1c. Using trigonometry, the horizontal deflection at the flange can then be determined (by conservatively using the length of the connecting bolt from the seat of the locking lug to the flange being **[ ]**). The resultant horizontal deflection is 4.919 mm (or 0.194 inches), which will not overcome the minimum connecting bolt to fuel rod gap, as shown in Figure 6-1b. Once in this position, the force of the compression spring on the UTP precludes any lateral movement of the connecting bolt inside the UTP. Therefore the connecting bolt would not overcome the minimum connecting bolt to fuel rod gap of 0.369 inches.

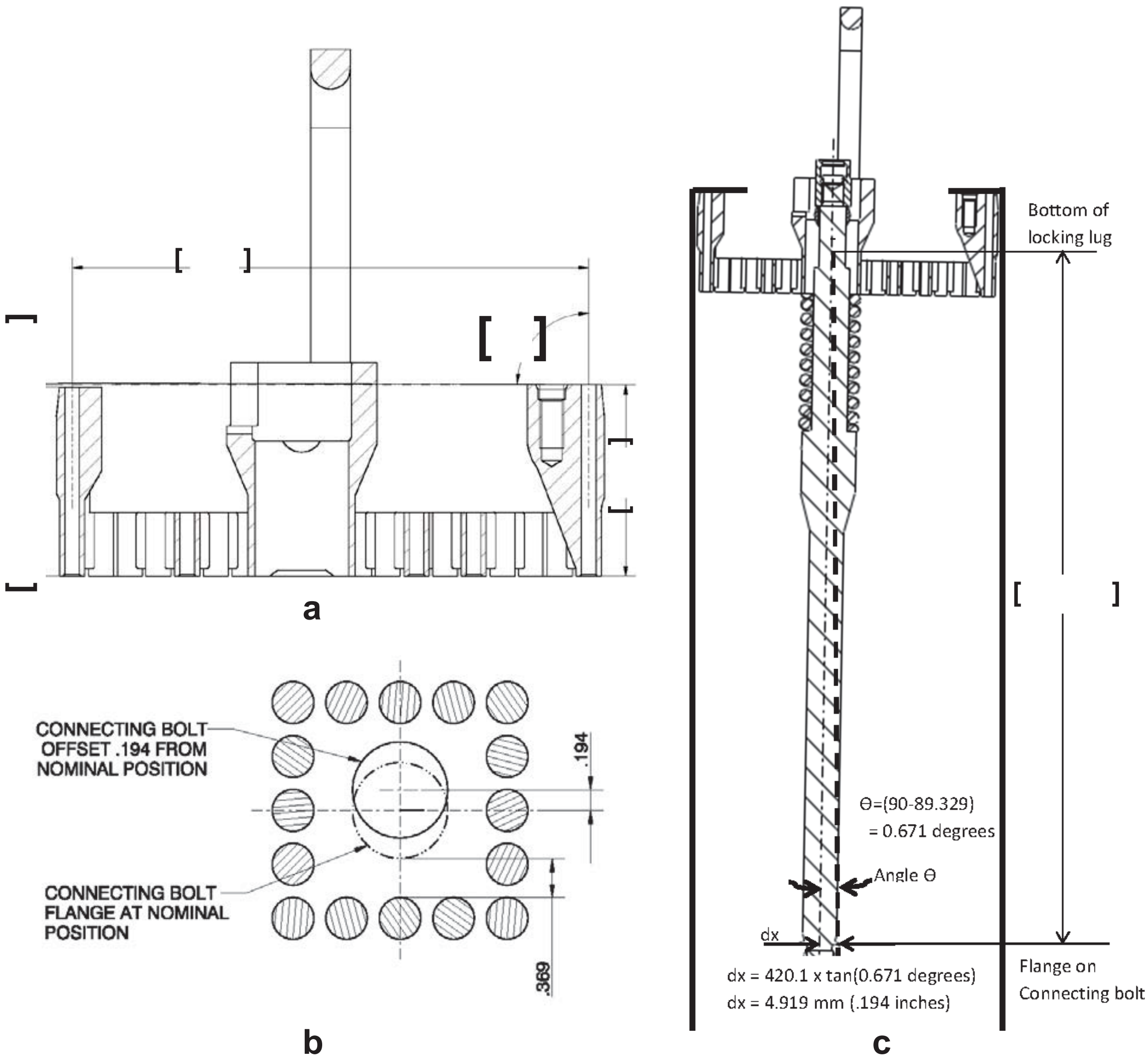


Figure 6-1 UTP showing maximum tilt based on tolerance and geometry

Channel bow will not distort the fuel rod spacing and will not change how the upper tie plate interacts with the fuel channel and fuel channel fastener. The analysis shown in Figure 6-1 already takes into account worst case variable tolerances allowed in manufacturing, in order to calculate the maximum possible tilt angle. Therefore the conclusions remain valid under excessive channel bow conditions.

Regarding fuel assembly horizontal seismic analysis specific to this section (OBE is considered an AOO), the primary design inputs are the fuel channel stiffness and the fuel assembly mass. These parameters are not affected by a postulated connecting bolt break. Therefore, the fuel assembly seismic analysis calculations and requirements are not impacted. The fuel channel seismic analysis utilizes the response spectrum analysis (RSA) method (Reference [2]). The fuel channel dominates the channeled fuel assembly dynamic response because the fuel channel is more than **[ ]** times stiffer than the fuel bundle. A maximum bending moment based on the natural frequency of the fuel channel is calculated and only the fuel bundle mass is considered in the analyses. The break condition has no effect on the primary design inputs: fuel assembly mass, fuel channel length and damping values. Vertical seismic impact on plant operation is addressed in Section 7 and is applicable to OBE.

Mechanical design requirements that are affected by differential pressure would not be impacted (water channel strength and fuel channel creep) because a broken connecting bolt would not impact the geometry and flow characteristics of the bundle, and the pressure drop and localized pressure distribution would not be affected (Section 5.1). All other mechanical design requirements not addressed above (axial irradiation growth, compression spring, lower tie plate seal spring, fuel assembly component strength and fatigue during normal operation and fuel channel and gusset strength and fatigue) are not affected by a broken connecting bolt.

All the mechanical design requirements will continue to be met.

7. IMPACT ON PLANT OPERATION DURING ACCIDENT CONDITIONS

DBE and DBA (DBE plus LOCA) horizontal analysis is identical to the OBE analysis described in Section 6.2 and a broken connecting bolt does not alter the design inputs that dominate the analysis (fuel channel stiffness and channeled fuel assembly mass) based on the analytical methodology described in fuel channel topical report EMF 93-177 (Reference [2]).

Vertical accident condition assessments include DBE, and DBA (DBE plus LOCA) considering a broken connecting bolt. Control blade insertion is not affected by a broken connecting bolt because it has no effect on fuel assembly's ability to maintain engagement with the core support orifice. For all conditions the LTP will remain seated in the core support and will not interfere with control blade insertion. A seismic accident alone will not lift a fuel channel, as the harmonic effect and gravitational forces will combine to vibrate the channel in the downward direction. However, the combination of DBE plus LOCA DBA may lift the fuel channel due to the LOCA pressure differential.

During a design basis accident condition (DBA) that consists of a seismic event combined with a Loss of Coolant Accident (LOCA), it is appropriate to assume that the fuel channel of an assembly with a broken load chain will move vertically relative to the lower tie plate and fuel rods. This fuel channel movement will not interfere with control blade insertion or prevent a safe shutdown of the plant. The core should be inspected before restarting the reactor after the DBA by performing a visual inspection of the core and lifting each fuel assembly to verify structural integrity.

8. CORE MONITORING GUIDELINES

Section 5 demonstrated that a fuel channel on fuel bundle with a broken connecting bolt will not lift during normal and AOO conditions. However, at the request of Taipower, guidelines to monitor the plant for any local anomaly are being provided.

The in-core instrumentation systems such as the TIP (Traverse In-core Probe) and LPRM (Local Power Range Monitor) are systems that provide actual 3-dimensional neutron density of the core region in addition to the POWERPLEX core monitoring system. Any local anomaly in the core, if sufficiently large, could be potentially detected.

Startup

1. Preform a full core TIP measurement when power at 45%, 90% and 100% power.

2. Inspect TIP readings,
   2.1 Compare the inspected TIP reading set to the symmetric location.
   2.2 Compare the inspected TIP reading set at 100% power to the predicted TIP readings set.

Scram Time Testing or Control Rod Sequence Exchange

1. Perform TIP measurement after a control rod sequence exchange or scram time testing,
   1.1 Compare the inspected TIP reading set to the symmetric location.
   1.2 Compare the inspected TIP reading set at 100% power to the predicted TIP readings set.

9. INTERIM FUEL HANDLING GUIDELINE

An interim fuel handling guideline to support utilities with handling ATRIUM fuel has been prepared and was shared with Taipower (Reference [3]).

10. CONCLUSION

Based on the actions taken by Taipower prior to cycle startup, there is assurance that the cycle is not starting up with a broken connecting bolt. However, in the unlikely event that the connecting bolt does break after plant startup, the forces applied to the fuel channel cannot lift the channel during normal operation or an AOO. Therefore, there will be no impact on Mechanical, Neutronics, and Thermal-Hydraulics requirements during normal operation or an AOO.

In the event of a DBA (DBE plus LOCA), Taipower should perform a visual inspection of the core and lift each fuel assembly to verify structural integrity following shutdown.

AREVA provided Taipower with monitoring guidance to assist them in monitoring for any anomalies in the core using the TIP and LPRM systems.

In addition, AREVA provided Taipower with an interim handling guideline (Reference [3]) to support them with handling ATRIUM-10 fuel until the root cause analysis is completed.

Appendix A: Fuel Assembly and Fuel Channel Illustrations

[

]

[

]

[

]

[

]

[

]

[

]

[

]

Appendix B: Thermal-Hydraulic Analyses, Hydraulic Lifting Forces

The thermal-hydraulic performance of a fuel assembly would be impacted if the fuel channel and upper tie plate (UTP) lifted relative to the lower tie plate (LTP). Specifically, this would reduce the amount of water that was available to cool the fuel rods, reducing the margin to boiling transition. This appendix evaluates the potential for hydraulic forces in an assembly operating with a broken connecting bolt to lift the fuel channel and UTP relative to the LTP.

If the fuel channel and UTP lifted relative to the LTP, the seal spring between the LTP and the fuel channel would not perform its design function to limit the flow through this leakage path. More of the coolant which flows through the inlet orifice and LTP would flow between the LTP and the fuel channel into the bypass region; thus, reducing the amount of coolant flowing past the fuel rods, the flow path labeled 3 in Figure B.1. As a result, the affected fuel assembly would experience a reduction in assembly power, a reduction in the flow past the fuel rods and a reduction in the minimum critical power ratio (MCPR).

The pressure drop in a BWR core increases as the core power increases and as the core flow increases. All assemblies in the core experience the same pressure drop between the lower plenum and upper plenum. The core flow is distributed between the assemblies depending on their relative hydraulic resistance. An assembly with high power will receive less flow than an assembly with low power because the resulting higher voiding increases the hydraulic resistance.

Thermal-hydraulic calculations were performed to provide input for mechanical calculations at SPU conditions, Reference B.1. These calculations established limiting pressure drops for steady state operating conditions and for anticipated operational occurrences (AOOs).

AREVA uses the XCOBRA computer code to calculate the pressure distributions within a BWR assembly. These pressure distributions are used to calculate the hydraulic forces that act against the weight of the assembly. The same XCOBRA results that were used to calculate the hydraulic forces that would act to lift an unbroken Chinshan fuel assembly were used to calculate the hydraulic forces that would act to lift the fuel channel and UTP in an assembly operating with a broken connecting bolt.

Plant parameters that are important for licensing Chinshan Unit 1 Cycle 28 are summarized in Reference B.2. The maximum licensing core power (rated core power) is 1840 MWt, and the maximum licensing core flow (rated core flow) is 53.0 Mlbm/hr, Reference B.2 Items 2.2.1, 2.2.2 and Figure 2.1. The highest core pressure drop during normal operation will occur when the core is operating at these rated conditions. The core pressure drop also depends on the axial power profile. The pressure drop in a BWR core increases as the axial power profile is more strongly peaked toward the bottom of the core. Therefore, a conservatively bottom peaked axial power profile is used to calculate a conservatively high pressure drop.

Larger core pressure drops are possible during AOOs. The analytical value for high thermal power scram is 119% of rated core thermal power and the analytical value for high neutron flux scram is 122% of rated core neutron flux, Section 5.1 of Reference B.2. Although the reactor protection system would initiate a scram before the thermal power reached 119% of rated, the maximum core pressure drop during AOOs is calculated assuming the core reaches steady state conditions at 122% of rated core power and 102.5% of rated core flow. The core pressure drop at these steady state conditions is conservative for the core pressure drop that would be experienced during AOOs.

The hydraulic forces that would act to lift the fuel channel and UTP are associated with the pressure distribution between the top of the LTP and the exit of the assembly. A significant fraction of the total core pressure drop occurs at the inlet orifice. Since a high power assembly receives less flow than a low power assembly, the pressure drop at the inlet office is lower and the pressure drop in the assembly is higher for a high power assembly than a low power assembly. The calculations use a conservative assumption that a high power assembly is operating with an assembly power peaking factor of 1.6. This is higher than the highest assembly power peaking factor in the design step-through for Chinshan Unit 1 Cycle 28.

When operating at rated core power, the average assembly power is 4.51 MWt (1840 MWt / 408 assemblies). The maximum pressure drop for normal and AOOs is calculated based on steady state operation at 122% of SPU rated power, 102.5% of rated core flow, a bottom peaked axial power profile and an assembly peaking factor of [ ]. The power in the high power assembly at these conditions is 4.51 MWt X 1.22 X [ ] MWt. The assembly pressure drop at these steady state conditions is conservative for the assembly pressure drop that would be experienced during AOOs.

XCOBRA prints the components of pressure drop for each axial node used to model the active fuel length. The pressure drop associated with the fuel rods and spacers will result in a vertical force that is carried by the portion of the load chain that remains attached to the LTP. The friction from the water flowing adjacent to the inside of the fuel channel will result in a vertical force on the fuel channel which will act to lift the fuel channel and UTP in an assembly with a broken connecting bolt. The pressure drop from the friction resulting from all of the wetted surfaces inside the assembly is output by XCOBRA. The frictional pressure drop exerted on fuel channel is proportional to the wetted perimeter of the inside of the fuel channel divided by the wetted perimeter of all the components in the assembly.

The wetted perimeter for the inside of the fuel channel is 20.425 inch, Figure B.2. The total wetted perimeter *below* the top of the part-length fuel rods is 138.859 inch and the total wetted perimeter *above* the top of the part-length fuel rods is 128.914 inch, Figure B.2. The ratio of the wetted perimeter of the fuel channel to the total wetter perimeter is 0.15 *below* the top of the part-length fuel rods and 0.16 *above* the top of the part-length fuel rods.

The presence of a spacer will increase the flow velocity adjacent to the inside of the fuel channel, which will result in an increase in the friction pressure drop on the fuel channel. Guided by results from a computational fuel dynamics (CFD) model, [ ]. The corresponding hydraulic lifting force is less than 40 lbf.

The friction on the inside of the fuel channel and form pressure drop between the top of the active fuel and the exit of the assembly, which includes the UTP, is less than [ ]. The corresponding hydraulic lifting force is less than 15 lbf. Therefore, the hydraulic lifting force acting to lift the fuel channel and UTP will be less than 55 lbf during normal operation and AOOs.

Since the hydraulic lifting force (55 lbf) is less than the weight of the broken portion of the assembly (70 lbf, Appendix C), the broken portion of the assembly will not be lifted by hydraulic forces during the limiting AOO.

Since the fuel channel will not lift, a load chain failure would have no neutronic or thermal-hydraulic impact because the geometry and flow characteristics within the active fuel region would not be impacted.

References

B.1 ANP-2963P Revision 4, *Mechanical Design Report for Chinshan Unit 1 & 2 Stretch Power Uprate (SPU) ATRIUM-10 Fuel Assemblies*, AREVA, January 2014.

B.2 ANP-3292P Revision 0, *Chinshan Unit 1 Cycle 28 Principal Plant Parameters,* AREVA, May 2014.

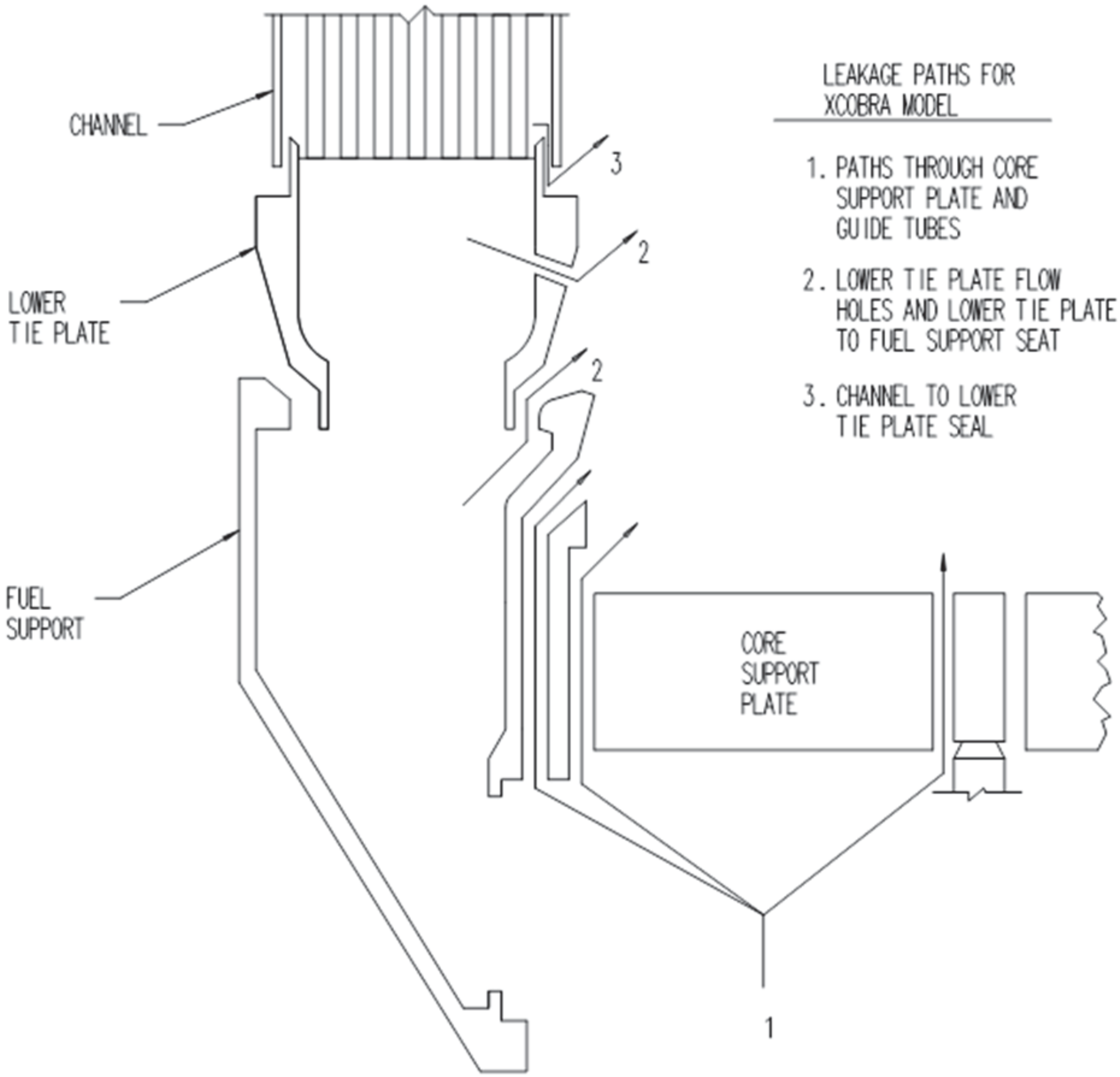
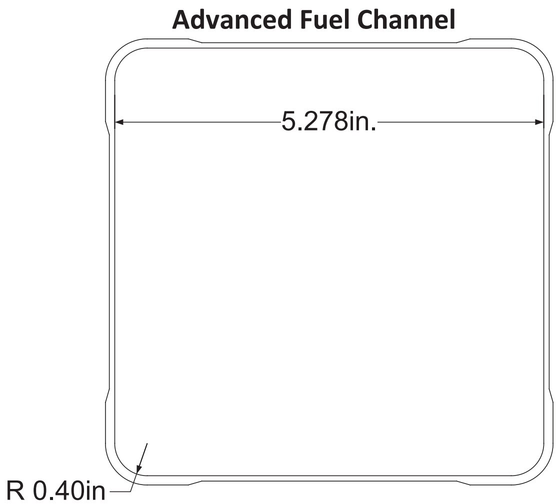
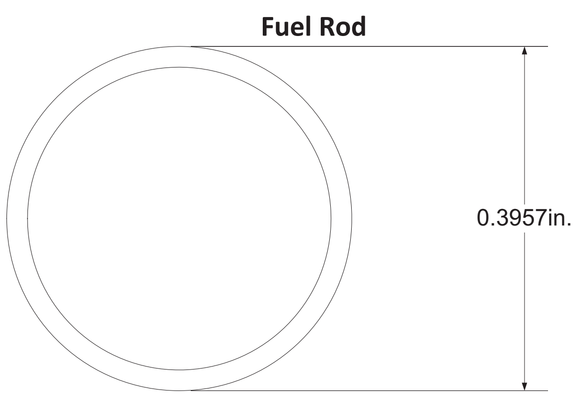
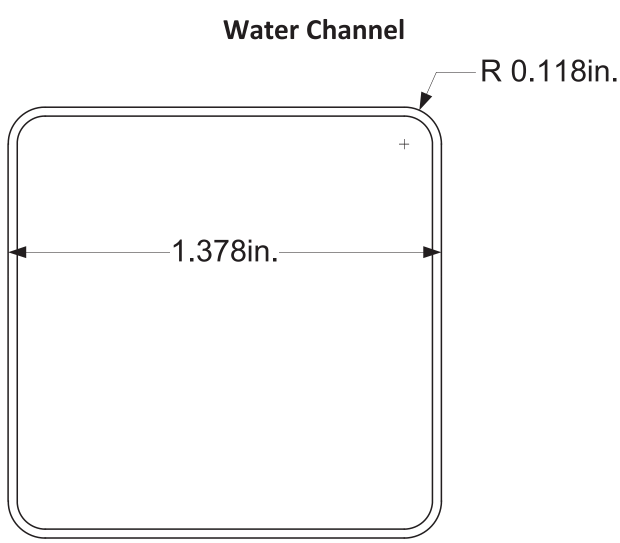


Figure B.1 BWR Leakage Flow Paths







S_{FC} = Fuel channel inside width
R_{FC} = Fuel channel inside corner radius
P_{FC} = Perimeter of the inside of the fuel channel

S_{WC} = Outside width of the inner water channel
R_{WC} = Outside corner radius of the inner water channel
P_{WC} = Perimeter of the outside of the inner water channel

D_{Rod} = Outside diameter of the fuel rod cladding
N_{Rod} = Number of fuel rods per assembly
P_{Bottom} = Outside perimeter of the fuel rods below the top of the part length fuel rods
P_{Top} = Outside perimeter of the fuel rods above the top of the part length fuel rods

P_{FC} $= 4 \cdot S_{FC} - 2 \cdot R_{FC} \cdot (4 - \pi)$
$= 4 \cdot 5.278$ in. $- 2 \cdot 0.400$ in $\cdot (4 - \pi)$
$= 20.425$ in

P_{WC} $= 4 \cdot S_{WC} - 2 \cdot R_{WC} \cdot (4 - \pi)$
$= 4 \cdot 1.378$ in $- 2 \cdot 0.118$ in $\cdot (4 - \pi)$
$= 5.309$ in

P_{Bottom} $= N_{Rod} \cdot \pi \cdot D_{Rod}$

Where $N_{Rod} = 91$
P_{Bottom} $= 91 \cdot \pi \cdot 0.3957$ in
$= 113.125$ in

P_{Top} $= N_{Rod} \cdot \pi \cdot D_{Rod}$

Where $N_{Rod} = 83$
P_{Top} $= 83 \cdot \pi \cdot 0.3957$ in
$= 103.180$ in

$P_{W,Bottom} = P_{FC} + P_{WC} + P_{Bottom}$
$= 20.425 + 5.309$ in $+ 113.125$ in
$= 138.859$ in

$P_{W,Top} = P_{FC} + P_{WC} + P_{Top}$
$= 20.425$ in $+ 5.309$ in $+ 103.180$ in
$= 128.914$ in

Figure B.2 Wetted Perimeter for Chinshan ATRIUM-10 Fuel

Appendix C: Hold Down Force Due to Weight of Broken Assembly

FUEL CHANNEL LIFT DIFFERENCIAL PRESSURE LIMIT WITH SEPERATED LOAD CHAIN AT CONNECTING BOLT

The purpose of this calculation is to calculate design inputs for Hydraulics required to calculate lift forces acting on the fuel channel (FC) based on an assumption that the load chain has separated at the connecting bolt.

Analysis based on an ATRIUM-10 fuel assembly with an Advanced Fuel Channel (AFC 100/75-mil).

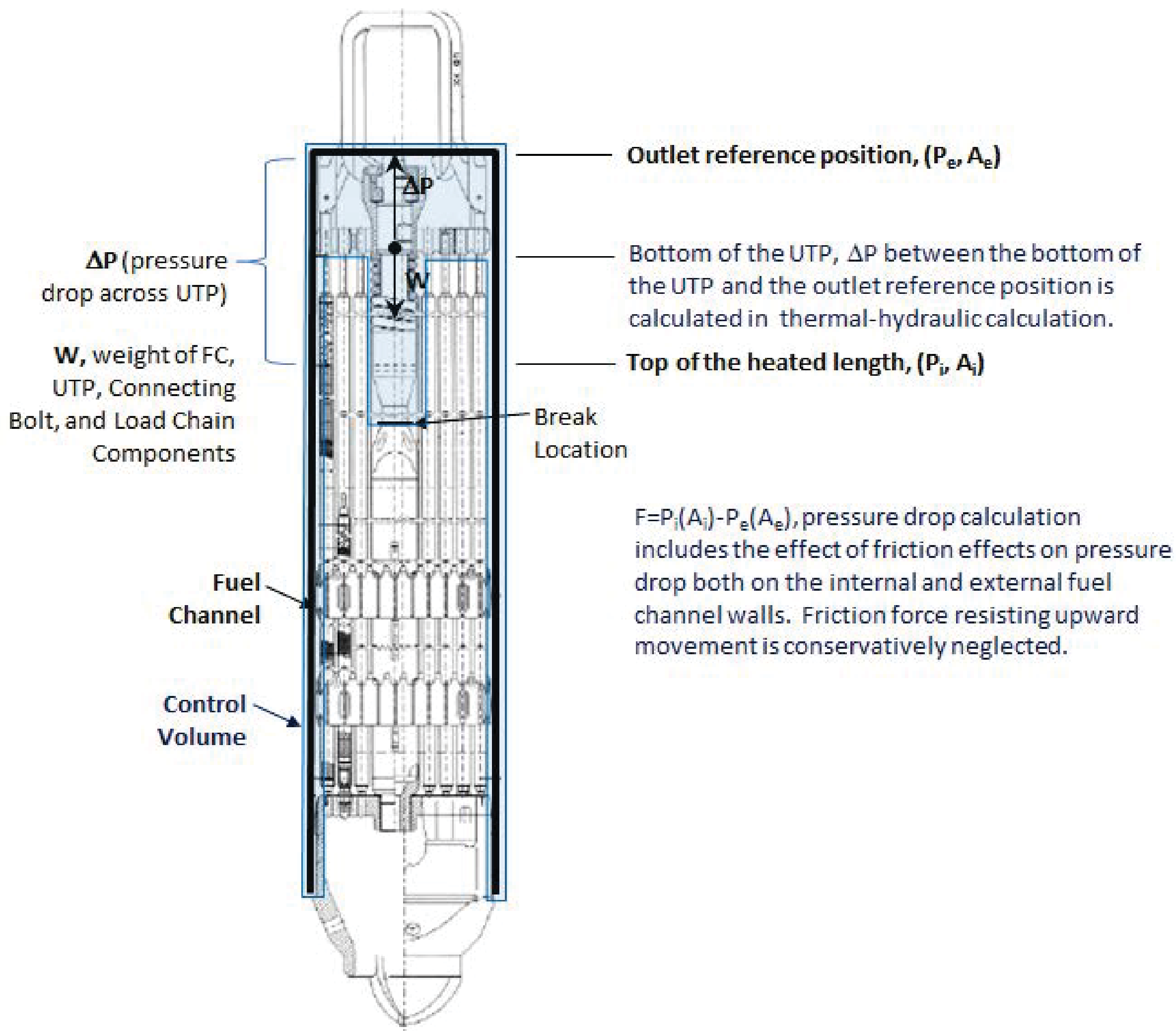


FIGURE C1. FUEL ASSEMBLY CONTROL VOLUME

1. DOWNWARD HOLD DOWN FORCE DUE TO WEIGHT OF FUEL CHANNEL

Fuel Channel (FC) and Upper Tie Plate (UTP),

Dry Weight	Volume	Specific Weight	Wet Weight
$W_{FC\_d} := 71.31 lbf$	$V_{FC} := 299.3 in^3$	$Sw_{\_FC} := 47.15 \frac{lbf}{ft^3}$	$W_{FC\_w} := W_{FC\_d} - V_{FC} \cdot Sw_{\_FC} = 63.14 lbf$
$W_{UTP\_d} := 3.67 lbf$	$V_{UTP} := 13.107 in^3$	$Sw_{\_UTP} := 7.58 \cdot \frac{lbf}{ft^3}$	$W_{UTP\_w} := W_{UTP\_d} - V_{UTP} \cdot Sw_{\_UTP} = 3.61 lbf$

Connecting Bolt and Load Chain Components,

$$W_{UTP\_comp\_w} := (0.08 + 0.04 + 0.03 + 0.01 + 0.48 + 2.59) lbf$$

Conservatively taken at a water density at room temperature

$$W_{UTP\_comp\_w} = 3.23 lbf$$

Upper load chain components, compression nut, locking lug, locking ring, locking spring, compression spring, and connecting bolt

Total Component Downward Acting Force,

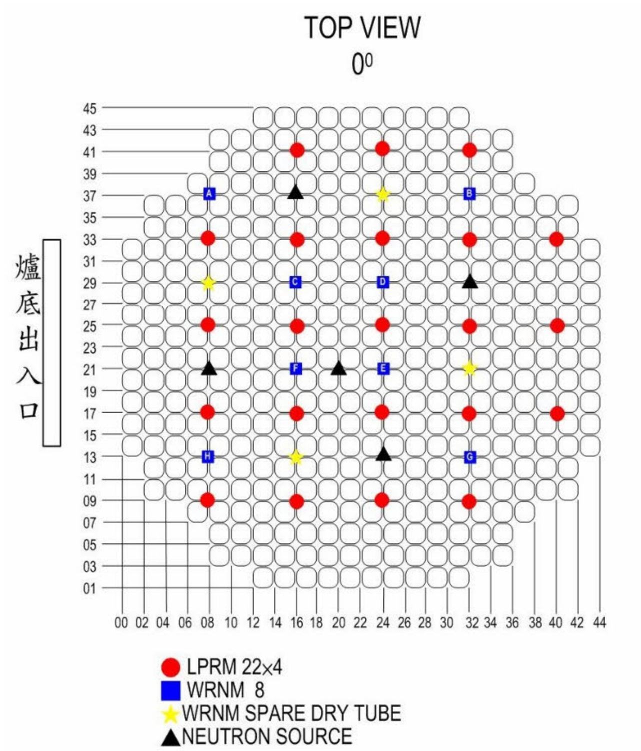
$$F_{FC\_total} := W_{FC\_w} + W_{UTP\_w} + W_{UTP\_comp\_w} = 70.0 \cdot lbf$$

附件十

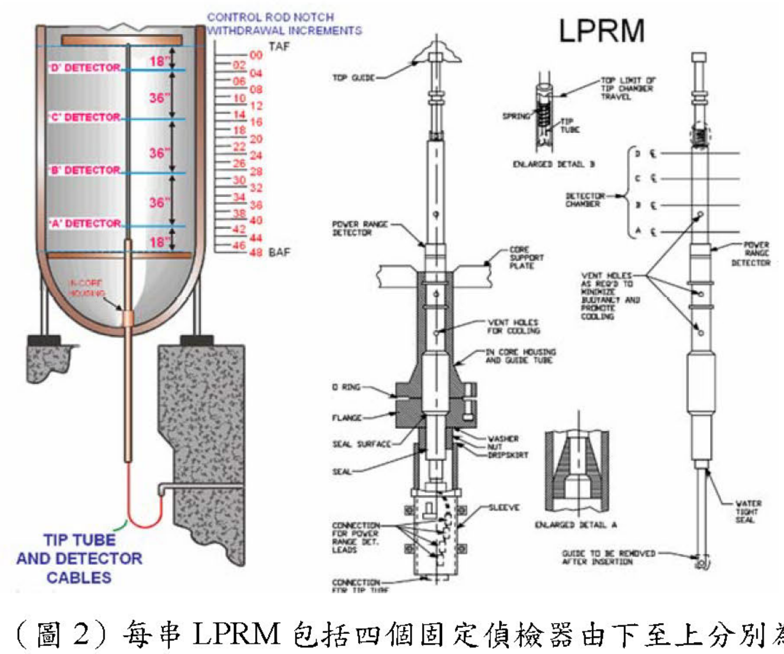
中子儀器(LPRM 及 TIP)相關配置與功能

一、局部能階偵測系統(Local Power Range Monitoring ; LPRM)

(一) 概述：22 串 LPRM，遍佈核心平面各部位（圖 1)，每串包括四個固定偵檢器由下至上分別為 A-B-C-D，彼此相距 36 吋（圖 2)。利用不對核心平面中心線對稱之安排，如果核心中子通量分佈對稱的話，藉一 LPRM 偵檢器，可知其對稱位置之中子通量。



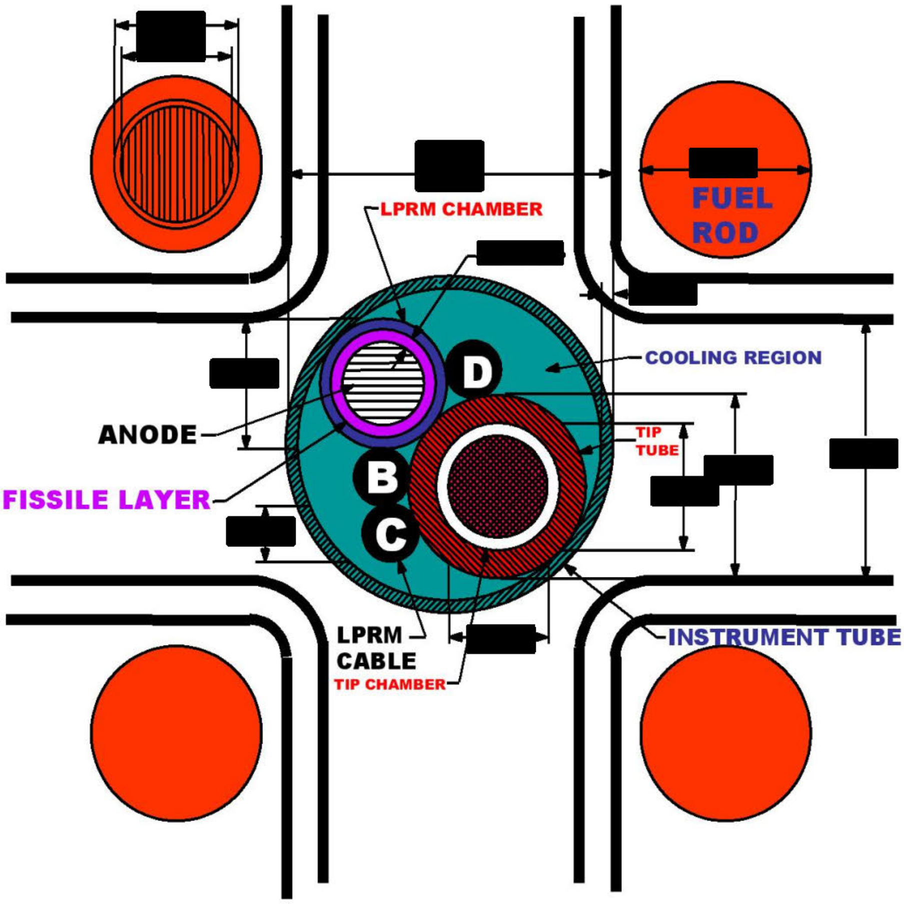
（圖 1）22 串 LPRM 遍佈於核心平面各部位



（圖 2）每串 LPRM 包括四個固定偵檢器由下至上分別為 A-B-C-D

(二) 元件敘述

1.偵檢器組（LPRM 偵檢器串）每串包括四個迷你分裂腔型偵檢器，計有 22 串偵檢器，總計有偵檢器 88 只。儀器管係不鏽鋼管，偵檢器及連結同軸電纜皆固定於管內，另有 TIP 校正管（乾管），用來容納 TIP 偵檢器。(圖 3)



(圖 3) LPRM/TIP 儀器管

2.偵檢器由兩個同心圓筒組成，內層圓筒為正極，又稱集極，固定在絕緣體上，和外層圓筒相距極小空隙，充有氬氣，外層塗有濃縮鈾化物。當 U_{235} 吸收中子產生分裂，釋出帶電粒子使電極間氬氣游離，負離子奔向集極，因而偵檢器電路輸出電流和中子通量成比例。

(三) 校正

1.滿載運轉時，約每月校正 LPRM 一次。

2.利用 TIP 繪出曲線，確定偵檢讀數。

3.計算 LPRM 放大器正確增益。

4.校正電流（Current Source）提供重新設定增益。

(四)特性

LPRM 偵檢器是一個密封的游離腔，其中一個電極塗覆 U-234 與 U-235 的混合物，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。

二、核心探針系統（Traversing In-Core Probe, TIP）

(一) 概要說明

1. 核心內 LPRM 偵檢器，長期遭受中子照射，U_{235} 燃耗，靈敏度漸低，賴 TIP 在爐心導管內驅動至 LPRM 旁測量爐心軸向中子通量分佈，其輸出信號至程序計算機及ＸＹ記錄器，這些資料可提供為 LPRM 之校正信號以及分析核心功率之評估之用。

2. LPRM 共有 22 串，分為三組，每組各可由一支爐心探針掃瞄其對應位置之中子通量，其中各組有一共同位置之 LPRM，俾相互校正。

3. 共有三套 TIP 系統，共用一個Ｘ－Ｙ記錄器。

4. TIP 系統運用時偵檢器方插入核心之儀器導管（和 LPRM 共用）。