

核二廠護箱裝載池復原案

安全分析報告 (Rev.1)

(上網公開版)

台灣電力股份有限公司

中華民國 111 年 9 月

目錄

第一章 前言	1
第二章 燃料貯存設施之運轉操作	3
2.1 上燃料池的功能及運作	3
2.1.1 上燃料池簡介	3
2.1.2 上燃料池運轉安全	4
2.2 護箱裝載池的功能及運作	5
2.2.1 護箱裝載池簡介	5
2.2.2 護箱裝載池之完整性	6
2.2.3 護箱裝載池運轉相關承諾事項	11
2.2.4 護箱裝載池復原規畫	12
第三章 護箱裝載池復原計畫	18
3.1 計畫工項	18
3.1.1 裝載池內之用過燃料傳送至反應器廠房 7F 上燃料池	21
3.1.2 裝載池復原前置準備作業	24
3.1.3 裝載池抽水及除污	25
3.1.4 限制器、格架、承載板、池底墊板切割及裝桶	26
3.1.5 南北側池壁上之 12 組不銹鋼鉸接構件(bracket)復原	29
3.1.6 水管口盲封板移除	32
3.2 作業安全	36

3.2.1	高架作業安全措施	36
3.2.2	吊掛作業安全措施	36
3.2.3	池內作業安全措施	37
3.2.4	動火作業安全措施	38
3.2.5	防止異物入侵措施安全措施	38
3.2.6	輻射安全措施	39
3.3	緊急應變措施	43
3.3.1	事前防範措施	43
3.3.2	緊急應變步驟	43
3.3.3	輻射異常之應變程序	45
3.3.4	工作過程中發生地震時之處理及應變程序	45
3.3.5	工作過程中發生 3 號水閘門洩漏之處理及應變程序 .	46
3.4	放射性廢棄物之種類與數量	46
3.5	計畫時程	47
第四章	上燃料池安全分析	48
4.1	臨界安全分析	48
4.1.1	法規要求及接受準則	48
4.1.2	評估結果	48
4.1.3	結論	53
4.2	熱流分析	54
4.2.1	法規要求及接受準則	55
4.2.2	燃料池水溫度分析	55

R1

R1

4.2.3	最高局部池水溫度與燃料護套溫度	60	
4.2.4	喪失強制冷卻後採取補救措施的可用時間	60	
4.2.4.1	達到池水沸騰之時間	61	
4.2.4.2	沸騰發生至池水下降至燃料頂端上方 3 公尺之時間	62	
4.2.4.3	喪失所有冷卻系統後至燃料頂端上方 3 公尺之時間	63	
4.2.5	其他影響	63	
4.2.6	結論	64	
4.3	上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析	64	R1
4.3.1	結構分析	66	
4.3.2	非結構分析	67	
4.3.2.1	上燃料池穿越孔失效	68	
4.3.2.2	燃料傳送閘門失效	68	
4.3.2.3	虹吸效應	68	
4.3.2.4	池水震盪濺溢	69	
4.3.2.5	池水沸騰流失	70	
4.3.3	燃料池格架動力分析	71	R1
4.3.4	結論	72	R1
4.4	輻射安全評估	74	
4.4.1	法規要求及接受準則	75	
4.4.2	輻射源與輻射劑量率評估	76	
4.4.3	上燃料池貯存用過燃料之輻射防護	79	
4.4.3.1	有關輻射防護要求之符合性	79	
4.4.3.2	燃料傳送及挪移作業	80	

4.4.3.3	上燃料池上方之吊運作業	80
4.4.3.4	燃料貯存期間上燃料池附近作業	80
4.4.3.5	上燃料池相關運轉設備之影響	81
4.4.4	異常事故(件)之劑量分析	81
4.4.4.1	LOCA 事故.....	81
4.4.4.2	燃料掉落事故(FHA)	82
4.4.5	結論	82
4.5	事故評估	83
4.5.1	上燃料池之事故評估	83
4.5.2	法規要求及接受準則	86
4.5.3	FSAR 安全分析與上燃料池事故之關聯.....	86
4.5.3.1	冷卻水流失事故對上燃料池之影響	87
4.5.3.2	電廠全黑事故對上燃料池之影響	88
4.5.4	上燃料池暫貯用過燃料對 FSAR 安全分析之影響	88
4.5.4.1	對冷卻水流失事故之影響	88
4.5.4.2	對電廠全黑事故之影響	89
4.5.5	結論	89
第五章	除役安全分析報告及除役技術規範之修改.....	93
5.1	除役安全分析報告修改內容	93
5.2	除役技術規範修改內容	108
第六章	10 CFR 50.92(c) 評估	109
6.1	先前評估過的事故	109

6.2	新的或不同於先前所評估過的意外事件.....	110
6.3	安全餘裕	110
第七章	評估總結	116
	參考文獻	118

附件一 核二廠上燃料池結構完整性評估報告

R1

附件二 上燃料池燃料格架動力分析報告

R1

圖 目 錄

圖 2.1 上燃料池	3
圖 2.2 反應器廠房上燃料池系統(擷取自 P&ID M-45)	5
圖 2.3 護箱裝載池與 4 號閘門(擷取自 P&ID M-44)	7
圖 3.1 裝載池復原工作流程圖	20
圖 3.2 燃料廠房 3F 平面圖	22
圖 3.3 斜面燃料傳送系統示意圖	22
圖 3.4 反應器廠房 7F 平面圖	23
圖 3.5 3 號水門吊運路徑示意圖	24
圖 3.6 切割作業區配置示意圖	24
圖 3.7 裝載池水抽至用過燃料池東池示意圖	25
圖 3.8 限制器及其支架配置圖	26
圖 3.9 護箱裝載池格架外觀及配置圖	27
圖 3.10 承載板配置圖	28
圖 3.11 池底墊板配置圖	28
圖 3.12 3 號水門掛架不銹鋼銲接構件圖面	30
圖 3.13 4 號水門掛架不銹鋼銲接構件圖面	31
圖 3.14 12"(17BX/67BX) 冷凝水管口盲封板示意圖	32
圖 3.15 10"(15 BN/65BN)排水管口盲封板示意圖	33

圖 3.16 6" (17BU/67BU) 冷凝水管口盲封板示意圖	34
圖 3.17 2" (15DB/65DB) 之洩水管口盲封板示意圖	35
圖 4.1 GE 8X8-2 燃料各種晶格設計與 k_{∞} 對應於燃耗之關係圖，平均 退出燃耗約為 21 GWD/MTU	53
圖 4.2 1 號機下燃料池劑量率	78
圖 4.3 2 號機下燃料池劑量率	78
圖 4.4 核二廠 FSAR Figure 6.2-24	90
圖 4.5 核二廠 FSAR Figure 6.2-25	91
圖 4.6 核二廠 FSAR Figure 6.2-49	92

表 目 錄

表 2.1 用過燃料池及上燃料池相關之設計修改案及核管案對照表	17	R1
表 3.1 工作人員集體/個人劑量預估（1 號機）	41	R1
表 3.2 工作人員集體/個人劑量預估（2 號機）	42	R1
表 4.1 上燃料池格架更新案與裝載池復原案之臨界安全分析比較表	51	
表 4.2 GE8x8-2 燃料各種晶格設計與 SCG k_{∞} 值	53	
表 4.3 計算池水沸騰及沸騰所造成池水損失率之輸入數據	62	
表 4.4 高 GMRS 廠址分析方法與可接受準則	66	
表 4.5 上燃料池結構分析檢核結果	67	
表 4.6 核二廠上燃料池完整性評估檢核結果	74	
表 4.7 核二廠下燃料池池水取樣核種濃度	77	
表 4.8 「上燃料池格架更新工程」的分析報告，對上燃料池「燃料束 掉落事件」之分析結果	84	

第一章 前言

核二廠的護箱裝載池(或簡稱裝載池)位於燃料廠房用過燃料池東池東側，其原設計功能用來放置金屬護箱或傳送護箱，將用過燃料池內之用過燃料移至金屬護箱或傳送護箱內之密封鋼筒，然後將護箱外運至指定地點或移至乾式貯存設施貯存。有鑑於核二廠乾貯計畫延遲，為解決用過燃料池貯存空間不足的問題，維持機組除役前之運轉能力，本公司曾於 106 年及 107 年分別完成 1、2 號機裝載池改裝作業，各分別安裝 4 組龍門電廠尚未使用的格架。核二廠為配合未來乾貯計畫之用過燃料運送作業，須先將裝載池回復成原狀。在復原施工期間，必須先將裝載池內貯存之用過燃料清空，因此需利用上燃料池作為用過燃料暫存區，後續才能進行護箱裝載池格架移除及盲封管路復原等工程。裝載池復原後，未來接續推動乾貯工程，始能順利將用過燃料裝罐移至乾貯設施。

為強化燃料挪移上之時效性，縮短用過燃料暫存於上燃料池之時間，本公司將視作業情況需要，或將下燃料池內符合本案規定條件之同型用過燃料先行傳送至上燃料池，以利後續可快速將護箱裝載池內之用過燃料移至下燃料池，加速整體乾貯作業之效率。

實際執行復原作業前，本公司依程序將護箱裝載池復原設計變更案之安全分析報告提送大會審查，後續將依據本案設計修改文件，

並參照「護箱裝載池復原特殊程序書」做為施工之依據。

本安全分析報告之目的為確認在裝載池復原過程，上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運轉操作無安全疑慮，報告內容分為以下章節：第二章說明上燃料池和裝載池的功能及運作，以及相關的承諾事項和復原規畫，確認功能性和完整性無虞；第三章說明整體計畫之工項和時程，依據作業項目評估可能之風險，採取相關因應和緊急應變措施，以及復原施作所產生之放射性廢棄物種類及數量；第四章針對臨界安全分析、熱流分析、上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析、輻射安全評估、事故評估及廠內、外輻射劑量評估，說明整個復原作業期間，上燃料池存放燃料並不會違反安全持照基準，以及對於廠內沒有顯著增加個人或累積的職業輻射曝露量，對廠外環境亦無影響；第五章說明裝載池復原期間，除役安全分析報告及除役技術規範必須配合修訂之條文內容，以及當裝載池復原工作完成後，需進行修訂並恢復原裝載池功能之條文；第六章說明根據 10 CFR 50.92 (c) 三個基準項目進行的評估，裝載池復原案並不會產生顯著影響；第七章說明本公司確認所提出的修改內容。綜觀以上章節分析評估，並無顯著影響之情節，評估結果均可滿足相關接受準則。

R1

第二章 燃料貯存設施之運轉操作

2.1 上燃料池的功能及運作

2.1.1 上燃料池簡介

核二廠 1、2 號機反應器廠房頂部水池區分汽水分離器貯存池、蒸汽乾燥器貯存池、上燃料池及傳送池。其中，上燃料池(圖 2.1)提供暫時性貯存燃料元件、控制棒、LPRM 等機件，裝有齒軌設備；傳送池供作傳送燃料或控制棒進出反應器及燃料兩廠房之用。頂部水池的冷卻、過濾及除礦，通常是由燃料池冷卻及淨化系統處理。反應爐燃料填換時，池水的冷卻另有餘熱移除系統可提供支援。

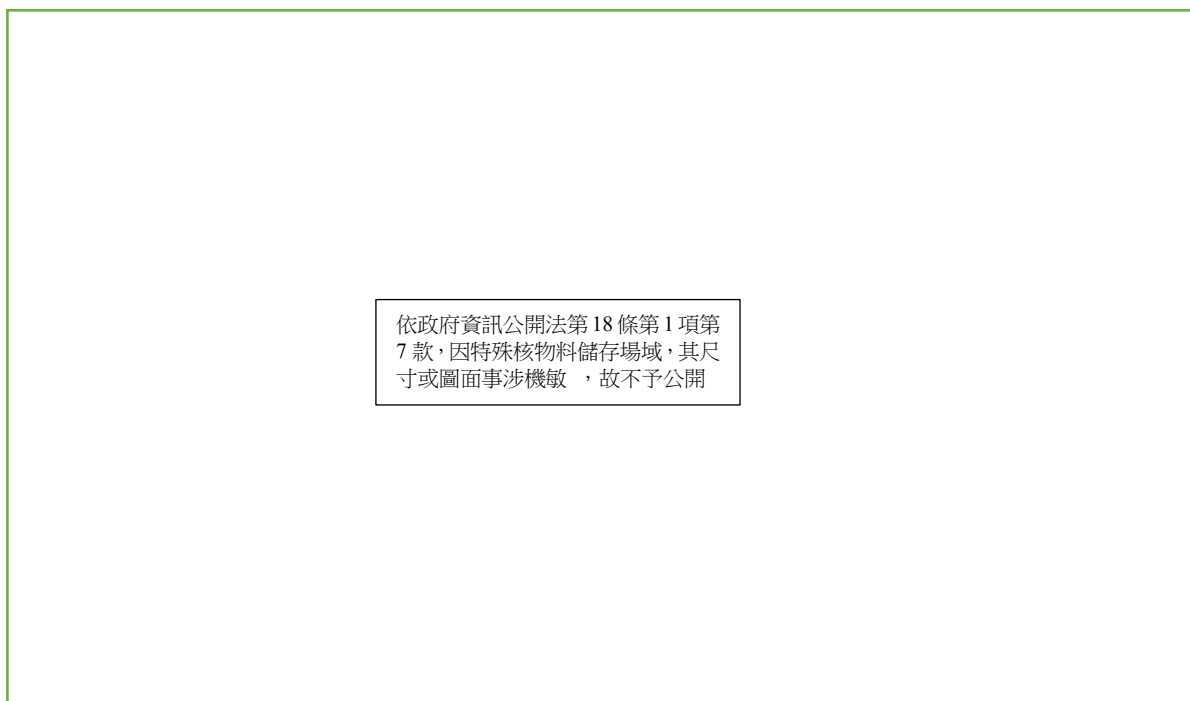


圖 2.1 上燃料池

上燃料池平時未有燃料存放且水閘門關閉，以限制抑壓池抽低(Draw down)動作時，僅能使用汽水分離器貯存池與部分乾井蓋上方水源，不致影響上燃料池水位。大修前會將新燃料自燃料廠房傳送到上燃料池存放，大修期間則會依燃料挪移工作進度，作為暫時的燃料存放區域，直到燃料挪移完成後將退出的用過燃料全數利用斜面燃料傳送系統(IFTS)傳送至燃料廠房貯存，以維持機組運轉期間上燃料池未存放任何用過燃料的狀態。

2.1.2 上燃料池運轉安全

上燃料池(如下圖 2.2)相關偵測儀器，包含池水水位、溫度、池底洩漏偵測器，以及區域輻射偵測器，可供監視上燃料池的池水狀態。另有設置監視器，可由控制室監測上燃料池實際水位。上燃料池區域共 2 道水閘門，平時皆在關閉狀態。與爐穴相鄰之水閘門限制爐穴洩水時不致影響上燃料池水位；與傳送池相鄰之水閘門可防止傳送池異常洩水時不致影響上燃料池水位，或是使傳送池相關設備能在不影響上燃料池水位的狀態下洩光池水進行維護作業。上燃料池未設置底部洩水路徑，因此當 2 道水閘門關閉時，且上燃料池池底洩漏偵測器無偵測到異常洩漏的情況下，只要用過燃料池之冷卻系統維持上下池連通，確保上燃料池

水溫無異常上升且維持在適當溫度，則上燃料池水位不會有異常下降的暫態。



圖 2.2 反應器廠房上燃料池系統(擷取自 P&ID M-45)

2.2 護箱裝載池的功能及運作

2.2.1 護箱裝載池簡介

核二廠 1、2 號機護箱裝載池各安裝 4 組龍門電廠 2 號機格架，乃是因應台電公司「小規模用過核燃料境外再理案」與「核能二廠

用過燃料乾式貯存設施興建案」推動受阻，所採取之緊急應變機制，因此屬暫時性之貯存方案。每一部機組之護箱裝載池格架只限制用來貯存該機組週期 1 至週期 4 所退出之用過燃料。至 111 年 3 月，護箱裝載池所存燃料之最短冷卻期已達 35 年以上，所含輻射及衰變熱已顯著降低。護箱裝載池貯放用過燃料期間，防止冷卻水流失為主要考量，下面將詳細列舉確保護箱裝載池完整性之相關作為。

2.2.2 護箱裝載池之完整性

護箱裝載池與護箱清洗池平時以 4 號閘門隔離(如下圖 2.3)，且護箱清洗池保持充滿水狀態，因此兩池水位保持平衡狀態，不會因 4 號閘門萬一有洩漏情形造成護箱裝載池之冷卻水流失。護箱裝載池運轉期間，4 號閘門即相當於護箱裝載池未改裝前之 3 號閘門，視為用過燃料池之邊界，其開啟管制作為包括：

1. 護箱裝載池貯放用過燃料期間，改由 4 號閘門隔離護箱清洗池而成為新的隔離區域。現行之護箱裝載池補水、洩水管路皆已盲封，可防止池水經由管路洩漏或倒吸而流失。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 2.3 護箱裝載池與 4 號閘門(擷取自 P&ID M-44)

2. 正常運轉期間，護箱清洗池、護箱裝載池與用過燃料池之水位高度均維持在標高 0' 上下，列入電廠運轉值班部門例行巡視表，據以執行巡視確認工作。
3. 平常運轉期間，4 號閘門保持常關的狀態，與原先 3 號閘門情形一致，在執行護箱裝載池復原計畫前，不需開啟。
4. 4 號閘門吊運所採用的吊運方式及注意事項均與 3 號閘門相同。
5. 不論護箱清洗池或護箱裝載池發生管路洩漏之失水情況，池水都將經由與這二個水池連通之管路流至燃料廠房集水池，此異常進水狀況將觸動廢料控制室流量率異常警報，值班人員將立

即依程序書 383.1 規定進行廠房查漏，若更進一步達到主控制室燃料廠房集水池高水位警報，值班人員將依電廠程序書 574.30 執行全面查漏，並通知維護人員進行後續處理。由於只要燃料池補水能力大於洩漏率，即可維持池水水位；而用過燃料池目前共有 3 套緊急補水系統，總計容量達 800gpm，搭配核二廠現有之廢液數位監視系統異常洩漏偵測功能，能發揮及早警報之功能，使電廠人員不僅能早期察覺異常失水問題，並爭取充裕時間進行處理。

6. 在護箱裝載池貯放用過燃料期間，值班員每 4 小時記錄用過燃料池水位與溫度，當有異常警報出現時，可依程序書 D572 燃料池冷卻系統異常中所列各種狀況進行適當處置。除了水位與水溫監控，用過燃料池周圍裝設多只區域輻射偵檢器，相關數值值班員每 4 小時記錄一次，配合輔助判斷用過燃料池水位是否有異常下降的狀態。燃料廠房 3 樓裝設監視器，當各種溫度、水位儀器故障時，可直接由控制室操控鏡頭方向，隨時查看用過燃料池蒸汽產生情形與實際池水水位。

7. 在福島事故後強化用過燃料池之失水應變能力，包含：
 - (1) 燃料廠房外增設常備硬管式消防注水管路到用過燃料池。
 - (2) 燃料廠房外增設常備硬式消防管線到廠房內，對於用過燃

料池裝設噴灑設備。

由於護箱裝載池運轉期間係與用過燃料池連通，故此二項新增設計修改案(DCR)對其一體適用。

8. 除上述福島事故後之強化功能外，程序書 D572 燃料池冷卻系統異常針對廠區全黑用過燃料池緊急補水方式列出許多狀況如下：

(1) 外電正常可用。

(2) 喪失外電，核二廠緊急柴油發電機可用。

(3) 喪失外電及緊急柴油發電機不可用，核二廠氣渦輪機可用或第五部柴油發電機可用。

(4) 喪失外電、核二廠氣渦輪機不可用及緊急柴油發電機不可用，移動式電源可用

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因緊急救援重大設備，事涉機敏，故不予公開

(5) 喪失外電、核二廠氣渦輪機不可用、緊急柴油發電機不可用及移動式電源供給失敗，使用消防車或移動式消防泵將水灌入用過燃料池。

(6) 喪失外電、核二廠氣渦輪機不可用、緊急柴油發電機不可用及移動式電源供給失敗。使用主控制室監視系統，當燃料廠房內有大量因熱蒸發之汽體時，使用消防車或移動式消防泵將水噴入用過燃料池。

(7) 喪失外電、核二廠氣渦輪機不可用、緊急柴油發電機不可

用及移動式電源供給失敗。使用主控制室監視系統，確定

用過燃料池水位下降或溫度過高且消防水系統正常。

(8) 喪失外電、核二廠氣渦輪機不可用、緊急柴油發電機不可

用、移動式電源供給失敗及消防水系統不可用。使用主控

制室監視系統，確定用過燃料池水位下降或溫度過高時使

用移動式消防泵。

(9) 喪失外電、核二廠氣渦輪機不可用、緊急柴油發電機不可

用、移動式電源供給失敗、消防水系統不可用及移動式消

防泵不可用。使用主控制室監視系統，確定用過燃料池水

位下降或溫度過高時利用消防車補水。

(10) 喪失所有補水設備電源且燃料廠房高輻射人員無法接近。

使用主控制室監視系統，確定用過燃料池水位下降或溫度

過高時，利用消防水庫車或移動式消防泵或廠外消防栓進

行補水。

在前述之管制作為及保護措施下，護箱裝載池不會經由既有管
路及 4 號閘門發生冷卻水流失情形。同時護箱裝載池池底亦安裝洩
漏偵測器，可及早發現護箱裝載池洩漏問題並及時處理。近年在護
箱裝載池貯放用過燃料期間，能符合各項管制作為，相關監控數據

顯示護箱裝載池在存放燃料期間皆正常運作，各項福島事故後的因應措施每年進行演練，對於異常事故的處置方式能隨時採取應變措施。

2.2.3 護箱裝載池運轉相關承諾事項

護箱裝載池運轉後，於設備修改及安裝工作時的管制承諾事項與辦理情形如下：

1. 除非未來重新以較高爐心熱功率進行熱流分析，並另案陳送管制單位審查通過，機組運轉狀態不得超過 103.7% OLTP 之使用限制。(A-I-04-09)

核二廠辦理情形：完工後於正常運轉期間，電廠程序書已進行管制，相關程序書如 244、574.12、600.1、1027 均有規範。

2. 電廠於進行燃料吊運前將進行吊運訓練，關於護箱裝載池格架之高度差異將請負責訓練的講師列入訓練教材；每一次吊運作業前之工具箱會議也將進行相關注意事項之提示。(A-I-02-02)

核二廠辦理情形：燃料挪移前及每次挪移作業前，運轉組依機械組提供資料將東池與護箱裝載池之格架高度差異列入訓練教材。護箱裝載池格架高度確認後，已修訂「張貼式運轉指示」，增訂燃料進貯存格以及定位後之高度，並將其列入訓練教材中，且在吊運燃料進護箱裝載池格架前，已完成工作人員之訓練。

程序書 282 之 TBM 表格:增訂吊運燃料進新增護箱裝載池格架
工作前之 TBM 表格。

3. 正常運轉期間，護箱清洗池、護箱裝載池與用過燃料池之水位
高度均維持在標高 0' 上下。(B-II-05-11 第 1.4 項)

核二廠辦理情形：電廠已完成水位尺之安裝，值班部門已修訂
例行巡視表，新增” Cask Wash Down Pool Level” 查證項目，
106/3/31 起開始巡視並據以執行。

2.2.4 護箱裝載池復原規畫

未來核二廠於進行乾式貯存作業時，需將燃料護箱移入護箱裝
載池內，以便執行用過燃料束之裝填封箱作業。因此，電廠需事先
將護箱裝載池回復原狀，其中暫時存放於護箱裝載池之用過燃料

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第
7 款，因特殊核物料數量事涉機敏，
故不予公開

燃料池存放，然後回裝燃料廠房 3 號水閘門，
以利執行後續護箱裝載池之復原工作。護箱裝載池的燃料傳送時間
預估為 1 個月，其中包含 3 樓/7 樓斜面燃料傳送系統維護與測試、
3 樓/7 樓燃料台車維護與測試、及燃料吊運時間。上燃料池暫存的
用過燃料其所含輻射及衰變熱已顯著降低，故貯放用過燃料期間，
是以防止冷卻水流失為主要安全考量，下面詳細列舉確保上燃料池
完整性之相關作為：

1. 當上燃料池開始貯放用過燃料時，往爐穴之水閘門即維持關閉

狀態。上燃料池未設置底部洩水路徑，故無意外操作導致洩水之風險。同時為確保上燃料池完整性，會密切注意池底洩漏偵測器的變化。

2. 除役過渡期間，爐穴、上燃料池與傳送池之水位高度均維持在

標

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

電廠運轉值班部門例行巡視表，據以

執行巡視確認工作。

3. 當上燃料池暫時存放燃料時，有相對應的監測工具提供運轉員監視上燃料池的狀態，如水位、水溫及區域輻射偵測器；在上燃料池水閘門關閉且無異常洩漏狀況下，燃料池冷卻及淨化系統會維持上下池連通，以確保上燃料池水溫無異常上升且可維持在適當溫度，及上燃料池水位不會有異常下降的狀況。
4. 在燃料暫時存放期間，上燃料池若喪失冷卻系統而使水分蒸發，致水位降低時，可用下述所列方法補水至上燃料池，以維持水位。
- (1) 由凝結水槽傳送泵經由補水閥補水至上燃料池。
- (2) 用餘熱移除系統沖洗水(FLUSH WTR)經適當路徑至反應爐，經由爐穴漫過堰牆，進入上燃料池。
- (3) 自反應爐廠房七樓之除礦水系統 HOSE STATION 拉管補水至上燃料池。

(4) 自反應爐廠房七樓之冷凝水儲存槽系統 HOSE STATION 拉管補水上燃料池。

(5) 用反應爐廠房七樓消防水箱之水帶拉出直接補水。

5. 除上述補水至上燃料池的方法外，於福島事故後新增多種強化措施，程序書 D572 維護測試作業期間上燃料池高溫(上燃料池存放用過燃料時適用)列出各種狀況如下：

(1) 外電正常可用。

(2) 外電喪失，緊急柴油機可用。

(3) 喪失外電，僅剩氣渦輪機或第五部柴油發電機可用。

(4) 喪失外電與廠內所有交流電源，消防水系統正常。

(5) 喪失外電與廠內所有交流電源，消防水系統不可用，移動式抽水機可用。

(6) 僅剩消防車可用。

上述各項狀況在程序書中皆詳實描述處理方式，核二廠在上燃料池暫時存放燃料期間可依據不同狀況採取相對應的處理措施。

6. 上燃料池將參考用過燃料池之福島改善案新增設計修改案 (DCR)，建置與用過燃料池類似的補/灑水設備，提供上燃料池緊急時之額外救援水源，詳如下表：

R1

	用過燃料池因應福島管制案完成之改善內容		上燃料池已完成/規劃執行之改善措施	
項目	DCR 編號 與對應核 管案	內容	DCR 編號 與對應核 管案	內容
1	DCR： K1-4032 K2-4033 核管案： KS-JLD- 10115(NT TF 建議事 項7.1－用 過燃料池 儀器之強 化)	將用過燃料池溫度指示信號接至控制室；增加水位儀器，提供水位指示功能，並將電源配置改為 UPS。(已完成)	DCR： DCRD- K1-0005 DCR-K2- 4618 核管案： KS-JLD- 10115(NT TF 建議事 項7.1－用 過燃料池 儀器之強 化)	新增兩組與用過燃料池相同之水位儀器，分兩路徑敷設且電源獨立，能隔離現場之電子設備，使其能抗高溫、高濕及高輻射，並將指示信號接至控制室，加入 UPS 之電源配置。(設計中) 註：上燃料池既有之溫度儀器已提供溫度信號至控制室，不須另外改善。
2	DCR： K1-4257 K2-4258 核管案： KS-JLD- 10115(NT TF 建議事 項7.1－用 過燃料池 儀器之強 化)	將用過燃料池水位儀器分兩路徑敷設且電源獨立，並隔離現場之電子設備，使其能抗高溫、高濕及高輻射。(已完成)		
3	DCR： K1-4049 K2-4050 核管案： KS-JLD- 10106(NT	於用過燃料池 Drain Tank Vent Pipe 增設一手動操作閥，平時保持常開且上鎖。(已完成)	DCR： K1-4049 K2-4050 核管案： KS-JLD- 10106(NT	於用過燃料池 Drain Tank Vent Pipe 增設一手動操作閥，平時保持常開且上鎖。(與用過燃料池共用，已完成)

R1

	TF 建議事項4.1－電廠全黑之管制措施提昇)		TF 建議事項4.1－電廠全黑之管制措施提昇)	
4	DCR： K1-4059 K2-4060 核管案： KS-JLD-10113(NT TF 建議事項4.2－強化 NEI06-12所涵蓋設備對廠外危害的防護)	自燃料廠房外增設常備硬管式消防注水管路注水到用過燃料池。(已完成)	DCR： DCRD-K1-0003 DCRD-K2-0004 核管案： KS-JLD-10113(NT TF 建議事項4.2－強化 NEI06-12所涵蓋設備對廠外危害的防護)	比照用過燃料池，自燃料廠房外增設2組常備硬管式消防管，其中一組管路接至反應器廠房內，直接注水到上燃料池；另一組管路接至反應器廠房內，再針對上燃料池裝設噴灑設備。(設計中)
5	DCR： K1-4068 K2-4069 核管案： KS-JLD-10113(NT TF 建議事項4.2－強化 NEI06-12所涵蓋設備對廠外危害的防護)	於燃料廠房外增設常備硬式消防管線到廠房內，再針對用過燃料池裝設噴灑設備。(已完成)		
6	DCR： K1-4281 K2-4282	於燃料廠房三樓增設氫氣偵檢儀器，並可於現場及控制室查看偵測結果。(已完成)	DCR： K1-4177 K2-4175	上燃料池所在之反應器廠房7樓已設有氫氣點火系統，另可由事故後

	核管案： KS-JLD-10122(強化氫氣控制因應能力之設施(PAR))		核管案： KS-JLD-10122(強化氫氣控制因應能力之設施(PAR))	取樣系統之氫氣分析儀判斷氫氣濃度，且用過燃料儲存於上燃料池時EQUIPMENT HATCH 及氣鎖門皆為開啟狀態，與輔助廠房連通，可利用輔助廠房7樓長條門區域已增設的1只氫氣偵測器查看偵測結果。(已完成)
--	--	--	--	--

表 2.1 用過燃料池及上燃料池相關之設計修改案及核管案對照表

綜上所述，核二廠對於上燃料池完整性有例行性的水位監控、管控相關水閘門關閉狀態、池底異常洩漏監測、池水水溫的監控管制與多種補水措施、區域輻射偵測器與現場監視器輔助確認上燃料池實際水位變化。在多項管制與監控下，可確保上燃料池暫存用過燃料期間安全無虞。

第三章 護箱裝載池復原計畫

為因應未來乾式貯存護箱裝載用過燃料之需求，護箱裝載池(以下簡稱裝載池)須進行復原作業，以恢復原有的設計功能。核二廠將完成 DCR 設計文件並參照「護箱裝載池復原特殊程序書」做為施工之依據，以管制各項復原作業符合品質要求並確保工作安全。

裝載池復原工作組將包含核二廠機械組、核技組、運轉組、廢處組、保健物理組、工安組及品質組，其任務分配如下：

1. 機械組：負責整個復原計畫之執行。
2. 核技組：負責用過燃料挪移之規劃。
3. 運轉組：負責用過燃料挪移作業。
4. 廢處組：負責所產生放射性廢棄物之處理及貯存。
5. 保健物理組：負責復原計畫執行期間之輻射防護作業。
6. 工安組：負責復原計畫執行期間之工安巡查作業。
7. 品質組：負責復原計畫相關之品質巡查作業及品保作業。

3.1 計畫工項

裝載池復原工作主要作業項目如下：(流程圖如圖3-1所示)

1. 將裝載池內之用過燃料透過斜面燃料傳送系統(IFTS)傳送至反應器廠房 7F 上燃料池暫存。
2. 裝載池復原前置準備作業(如切割作業區域布置、搭設)及回裝

3 號水門。

3. 裝載池抽水及除污。
4. 裝載池內限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)除污並移出至切割作業區，
5. 裝載池內限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)進行切割及裝桶。
6. 裝載池池壁上不銹鋼銲接構件(12 組)功能復原作業。
7. 裝載池內盲封之管路(4 口)功能復原作業。
8. 現場環境清理及復原作業。
9. 裝載池灌水

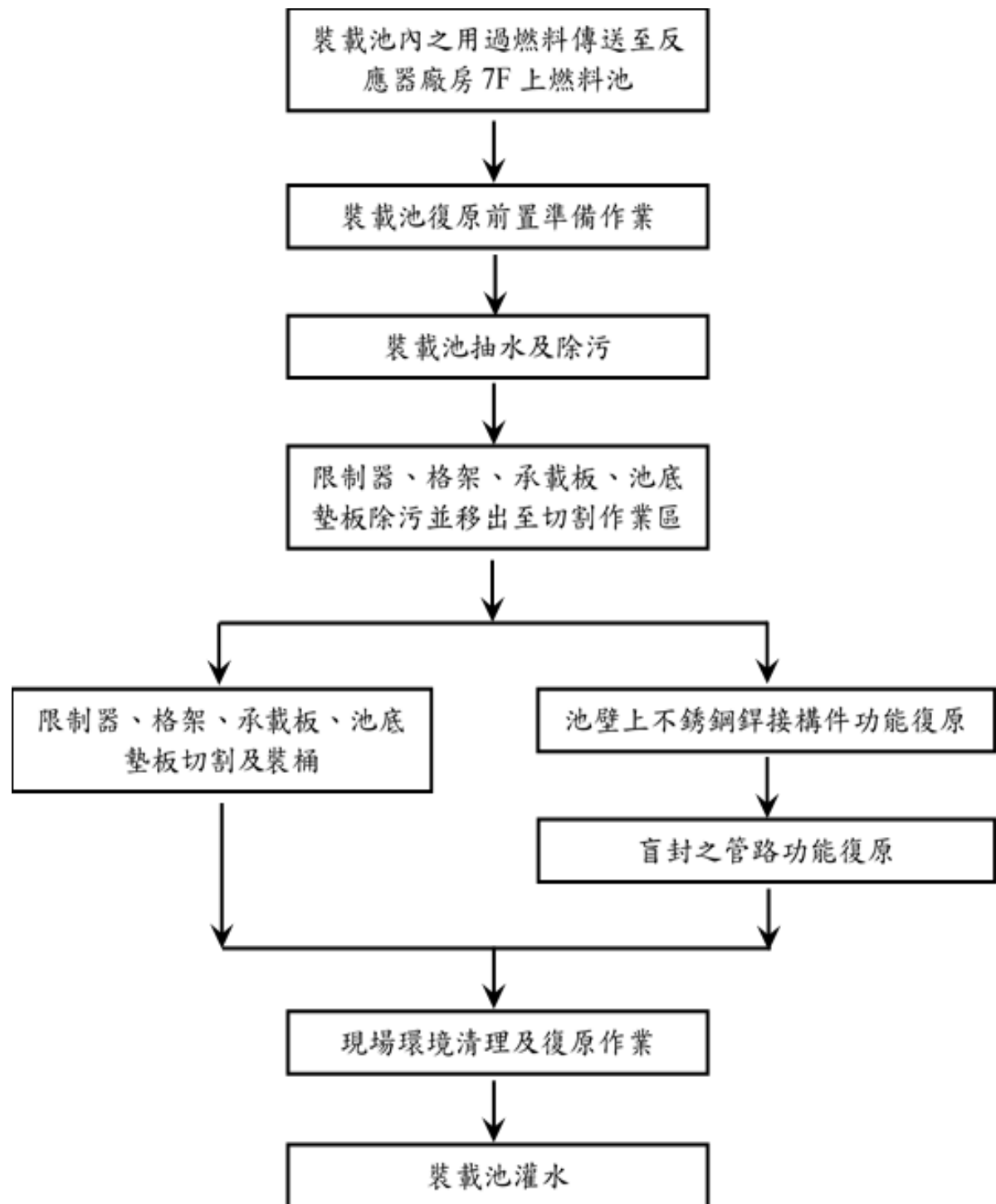


圖 3.1 裝載池復原工作流程圖

裝載池復原工作，首先須將裝載池內之用過燃料透過斜面燃料傳送系統(IFTS)傳送至反應器廠房 7F 上燃料池暫存，並於燃料廠房 3F 東側區域完成 3 號水門自儲存區卸除並置入池中安裝、切割作業區設置等前置準備作業後，依據「護箱裝載池復原特殊程序書」，開始將裝載池水抽至用過燃料池東池。在抽水過程將以高壓清洗機進行池壁、限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)及池底墊板(7 塊)等除污，以降低工作人員接受之輻射劑量。其中限制器、格架、承載板及池底墊板於除污後，移出裝載池至切割作業區進行切割及裝桶作業。另裝載池內則進行池壁上不銹鋼銲接構件(北牆 4 號門之掛架、南牆 3 號門之掛架，共 12 組)功能復原及盲封之管路(池底盲封之 2" 洩水管路及池壁盲封之 12"、10"、6" 管路，共 4 口)功能復原等作業。最後進行現場環境清理及裝載池灌水，以恢復裝載池原設計功能。上述裝載池復原工作主要作業項目，再詳述如下：

3.1.1 裝載池內之用過燃料傳送至反應器廠房 7F 上燃料池

將裝載池內貯存之週期 1 至週期 4 所退出之用過燃料，經燃料台車吊運至斜面燃料傳送系統(IFTS)傳送至反應器廠房 7F 上燃料池暫存。詳圖 3.2 燃料廠房 3F 平面圖、圖 3.3 斜面燃料傳送系統示意圖、圖 3.4 反應器廠房 7F 平面圖。(圖中綠色標線為用過燃料吊運路線)

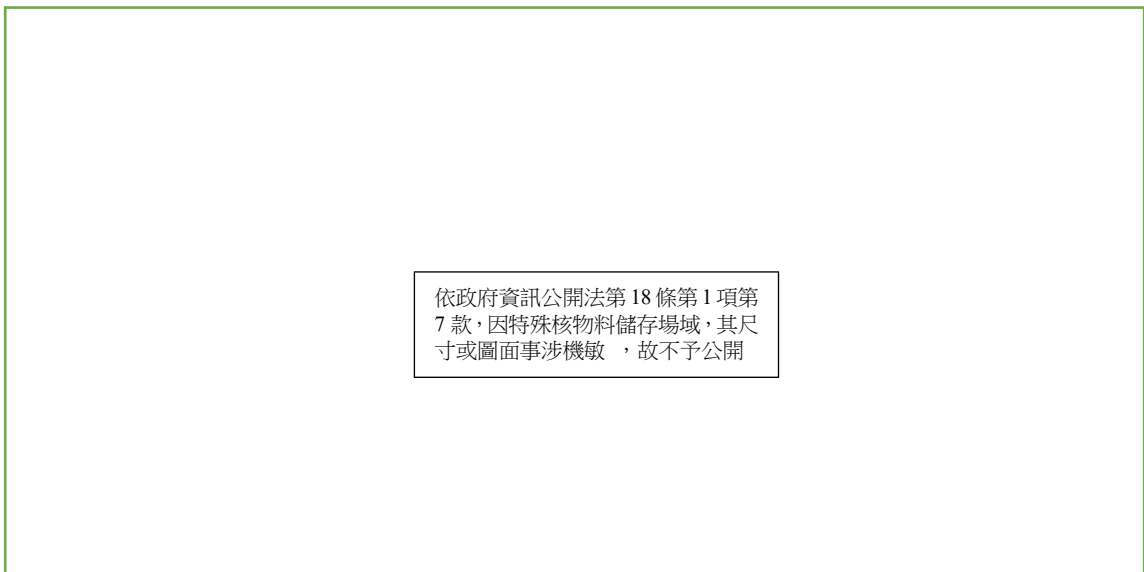


圖 3.2 燃料廠房 3F 平面圖

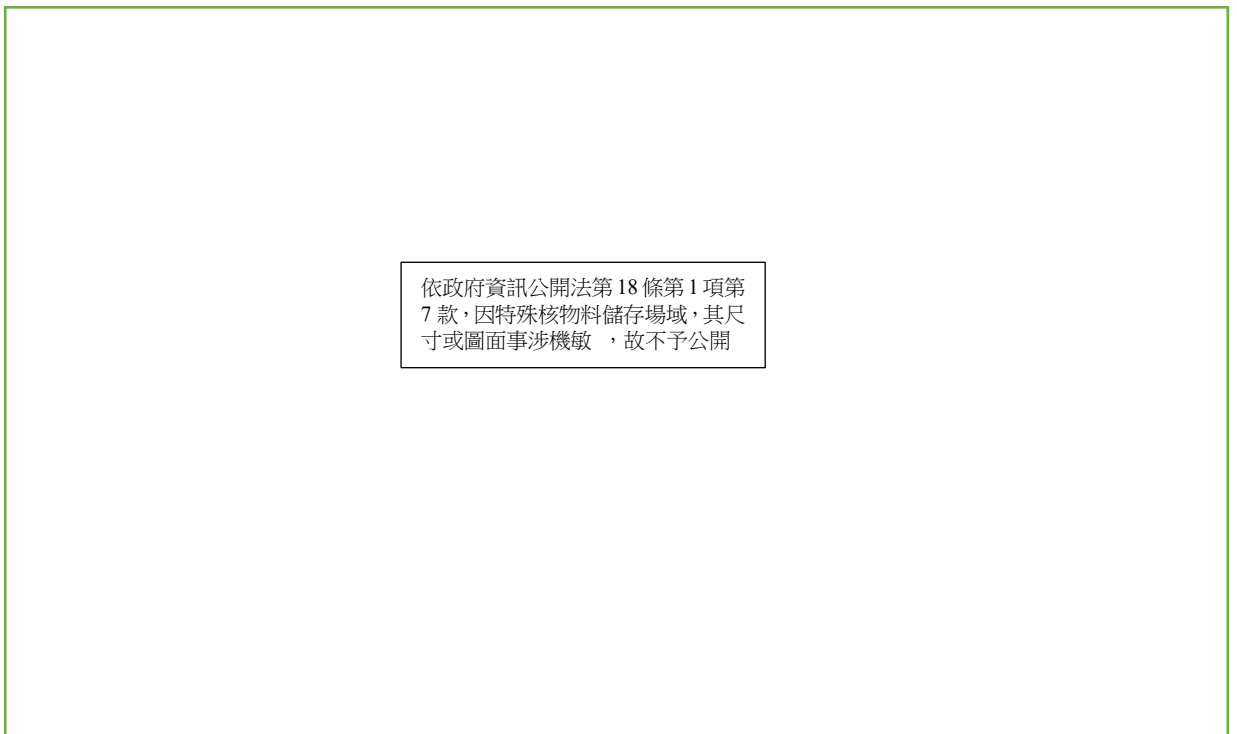


圖 3.3 斜面燃料傳送系統示意圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 3.4 反應器廠房 7F 平面圖

3.1.2 裝載池復原前置準備作業

前置準備作業包括完成 3 號水門自儲存區卸除並置入池中安裝、切割作業區設置等前置準備作業。詳圖 3.5 3 號水門吊運路徑示意圖、圖 3.6 切割作業區配置示意圖。



圖 3.5 3 號水門吊運路徑示意圖



圖 3.6 切割作業區配置示意圖

3.1.3 裝載池抽水及除污

將沉水泵置入裝載池，將裝載池水抽至用過燃料池東池，並在抽水過程以高壓清洗機進行裝載池壁及池內之限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)及池底墊板(7 塊)等除污，以降低工作人員接受之輻射劑量。詳圖 3.7 裝載池水抽至用過燃料池東池示意圖。



圖 3.7 裝載池水抽至用過燃料池東池示意圖

3.1.4 限制器、格架、承載板、池底墊板切割及裝桶

依序將限制器、格架、承載板、池底墊板，自裝載池內吊運至切割作業區進行切割、裝桶。切割作業區為一臨時架設的密閉空間，配有移動式 HEPA 過濾器過濾內部空氣，並維持內部為負壓狀態，以減少廢氣外洩至廠房之機率；切割人員作業時依輻防人員指示，配戴適當之呼吸防護面具，避免人員發生體內汙染問題。限制器、格架、承載板、池底墊板於裝載池內配置圖，詳圖 3.8 限制器及其支架配置圖、圖 3.9 護箱裝載池格架外觀及配置圖、圖 3.10 承載板配置圖、圖 3.11 池底墊板配置圖。



圖 3.8 限制器及其支架配置圖

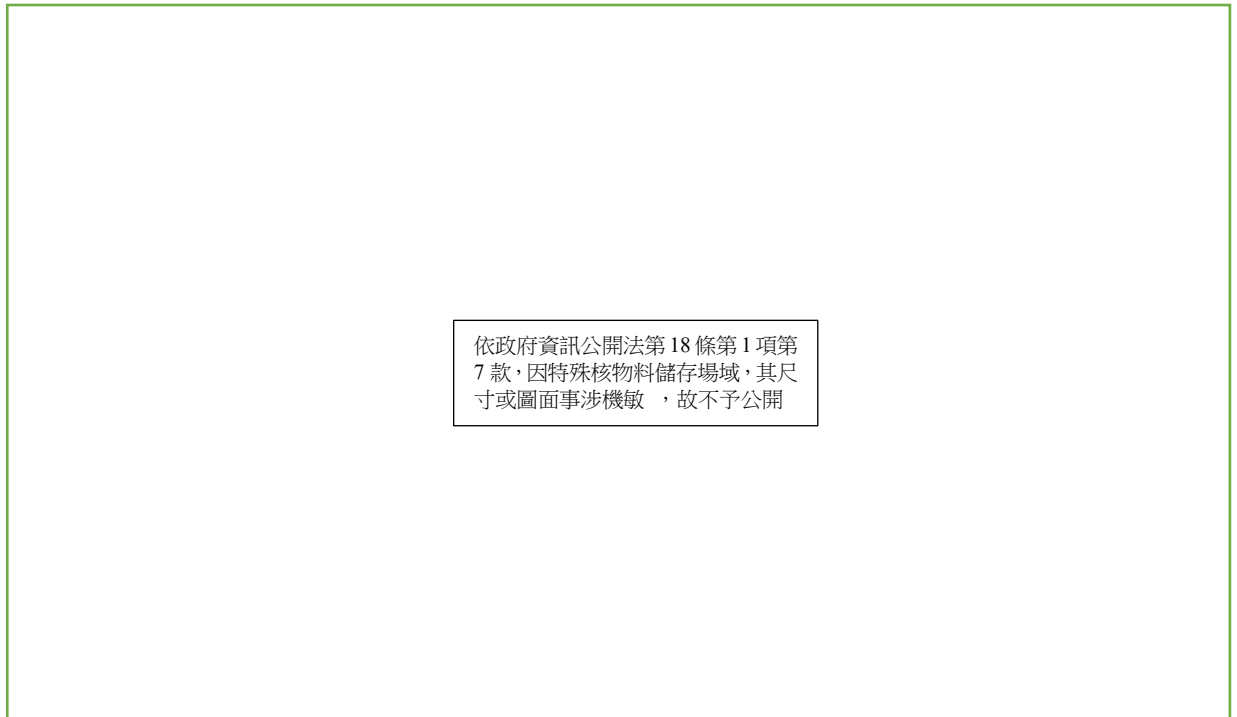
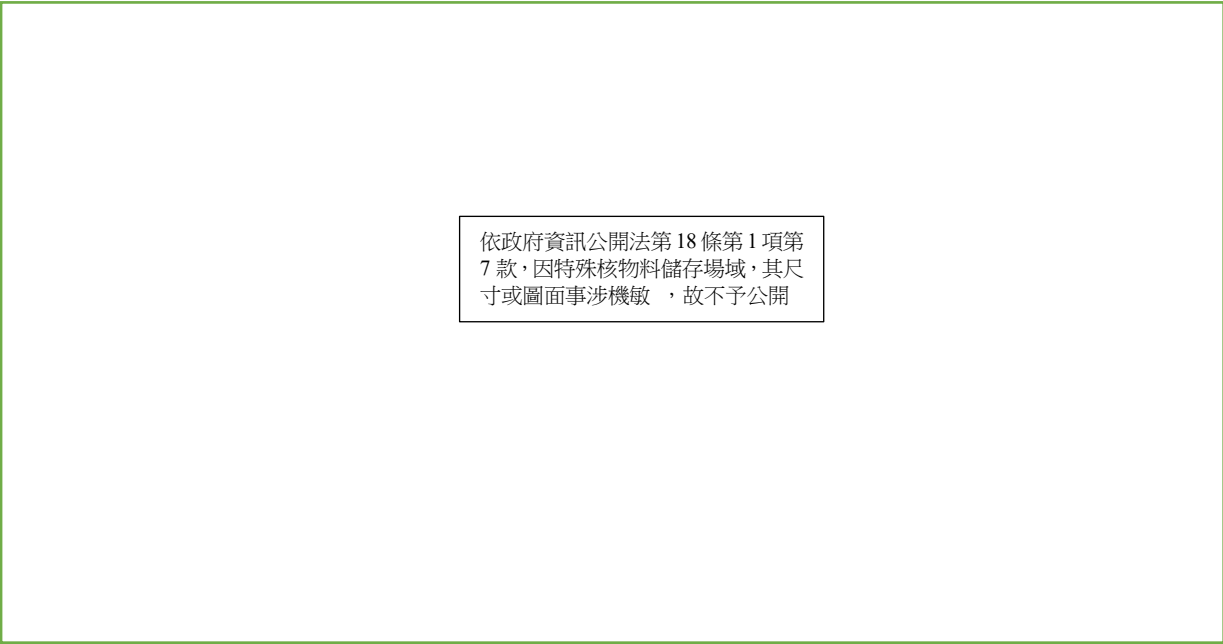


圖 3.9 護箱裝載池格架外觀及配置圖



依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 3.10 承載板配置圖



依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 3.11 池底墊板配置圖

3.1.5 南北側池壁上之 12 組不銹鋼鉸接構件(bracket)復原

裝載池南、北側池壁上不銹鋼鉸接構件依裝載池修改案切除之構件焊回復原，詳圖 3.12 復原南側池壁上 6 組不銹鋼鉸接構件(用於置放 3 號水門)、圖 3.13 復原北側池壁上 6 組不銹鋼鉸接構件(用於置放 4 號水門)，完成後針對施工部位執行非破壞檢測，包括襯板 VT^[12]檢測、構件新鉸道 VT、PT^[5]檢測，不合格時須修復並複檢。

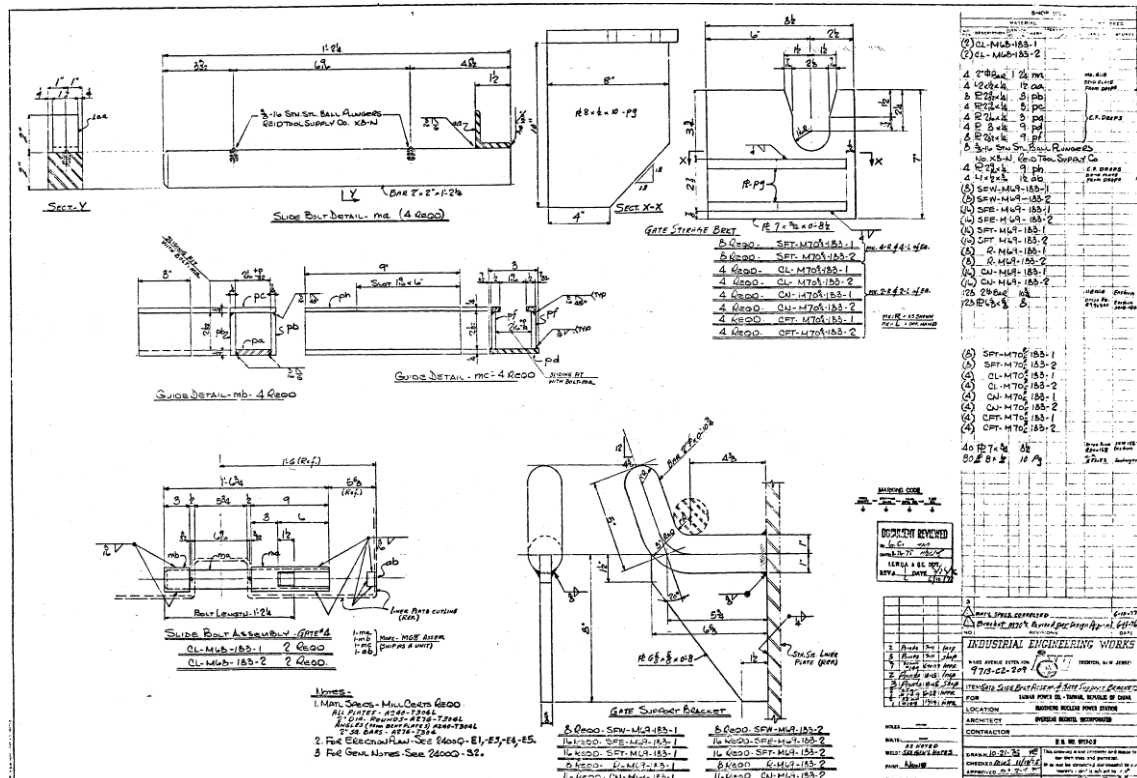
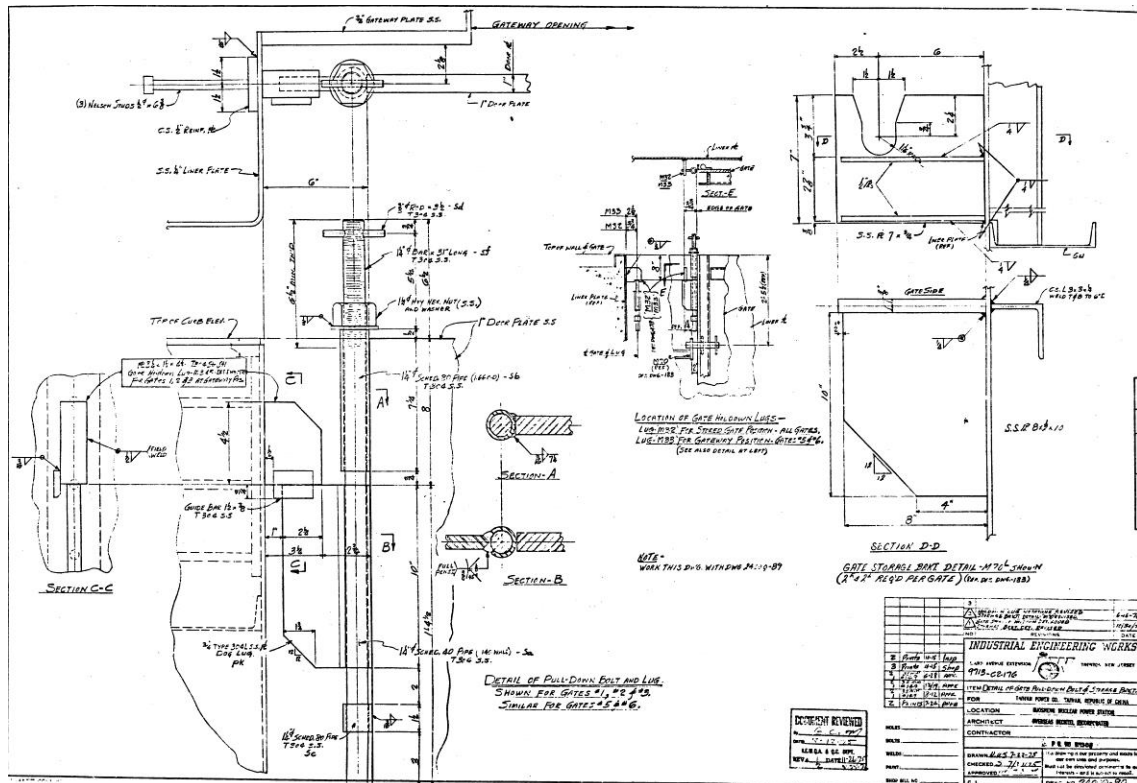


圖 3.12 3 號水門掛架不銹鋼鉚接構件圖面

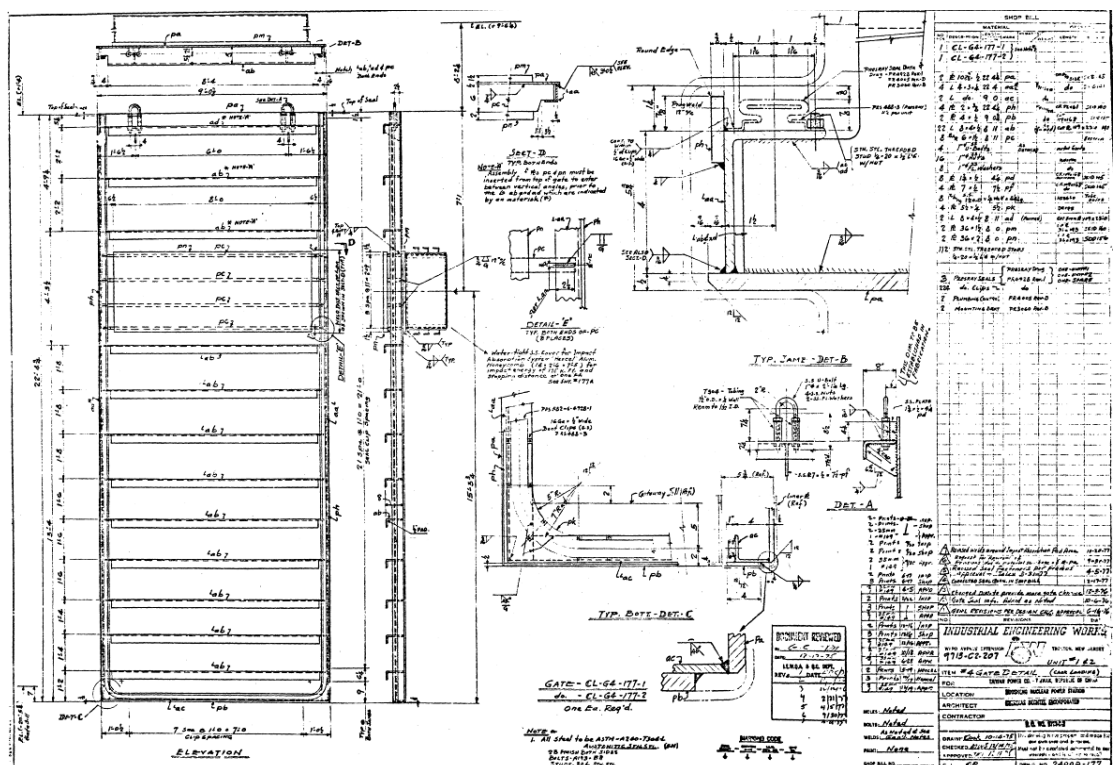


圖 3.13 4 號水門掛架不銹鋼鉚接構件圖面

3.1.6 水管口盲封板移除

將北側池壁上 12" (17BX/67BX) 冷凝水管口之盲封板 (詳圖 3.14) 焊道磨除並移除盲封板，但突出池壁之管長度仍維持 1"。完成後針對管路施工部位執行 VT^[12]、PT^[5] 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

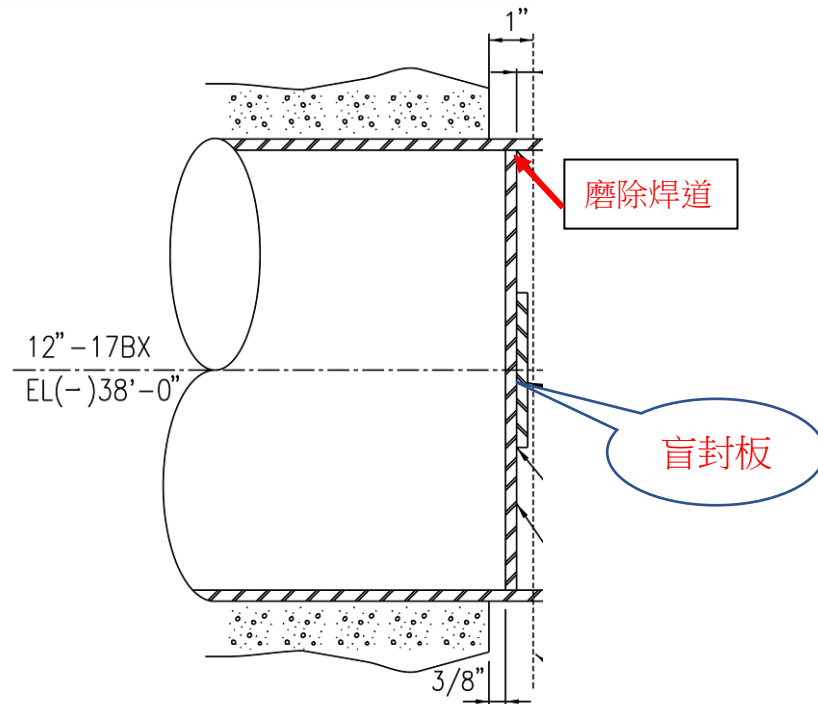


圖 3.14 12" (17BX/67BX) 冷凝水管口盲封板示意圖

將北側池壁上 10" (15BN/65BN) 之排水管口之盲封板 (詳圖

3.15) 焊道磨除並移除盲封板，但突出池壁之管長度仍維持 1"。

完成後針對管路施工部位執行 VT^[12]、PT^[5] 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

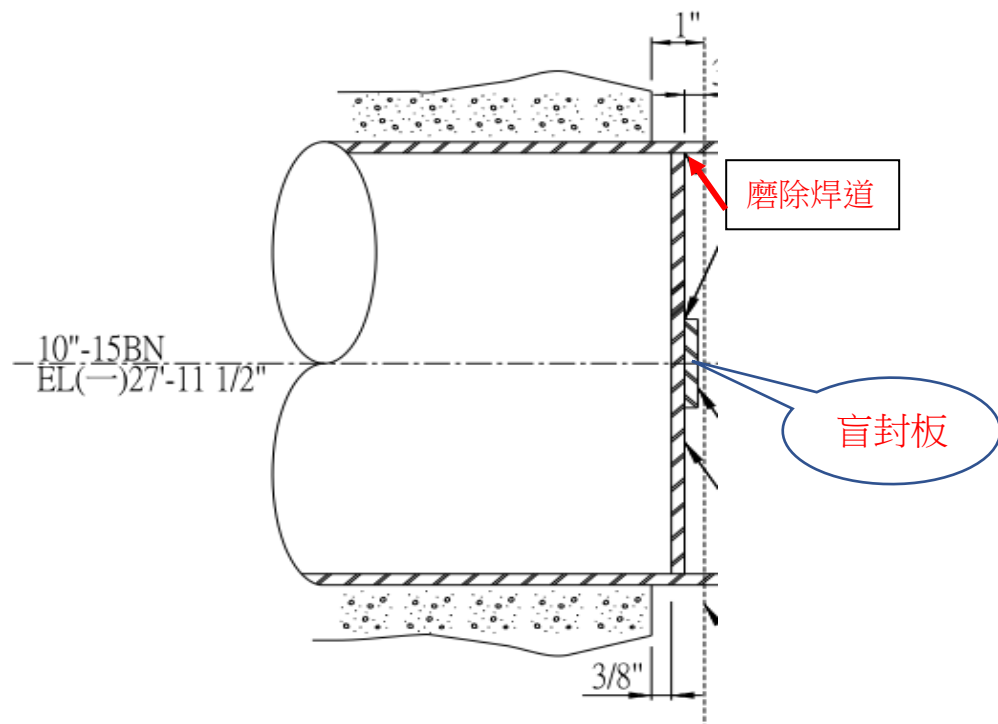


圖 3.15 10" (15 BN/65BN) 排水管口盲封板示意圖

將南側池壁上 6" (17BU/67BU) 冷凝水管口之盲封板(詳圖

3.16) 焊道磨除並移除盲封板，再將裝載池修改案切除之肘管焊回並復原管路。完成後針對管路施工部位執行 VT^[12]、PT^[5] 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

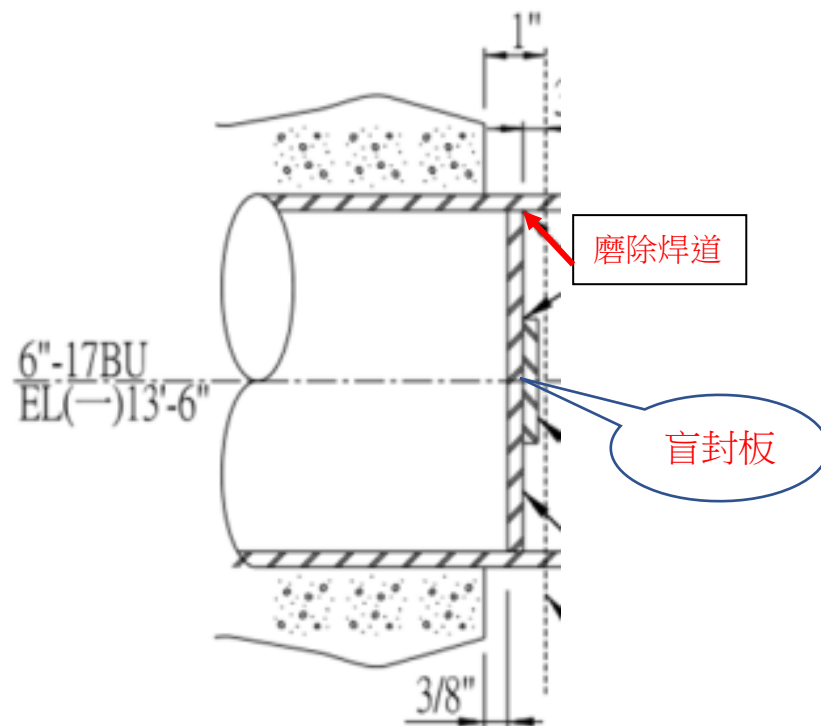


圖 3.16 6" (17BU/67BU) 冷凝水管口盲封板示意圖

將池底 2" (15DB/65DB) 之洩水管口盲封板(詳圖 3.17)移除。完成後針對管路施工部位執行 VT^[12]、PT^[5] 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

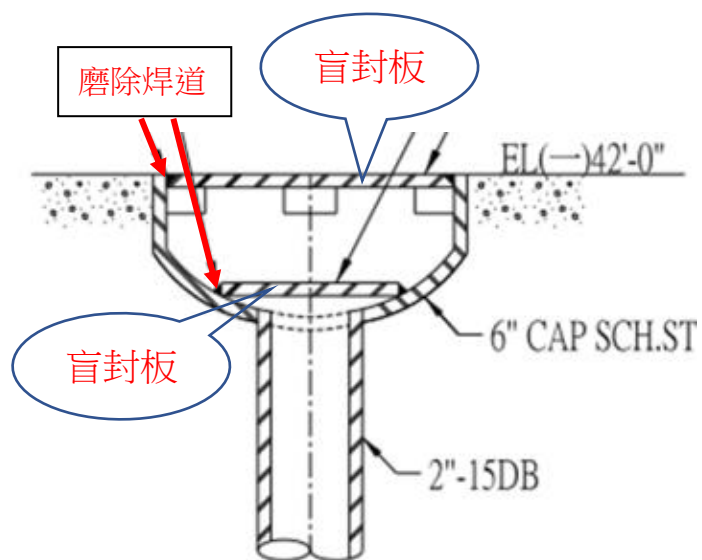


圖 3.17 2" (15DB/65DB) 之洩水管口盲封板示意圖

3.2 作業安全

依據裝載池復原工作主要作業項目，評估可能之風險，包括：高架作業、吊掛作業、池內作業、動火作業、防止異物入侵及輻射安全。下列將對相關作業風險需採取之因應措施進行說明，以確保裝載池復原作業之安全。

3.2.1 高架作業安全措施

1. 落實工作前講習，未參加本工作講習者，不准參與本工作。
2. 高空作業車操作人員必須具備相關之證照。
3. 施工架搭設應符合核二廠施工架搭設管理要點。
4. 必須確實穿戴背負式安全帶，以防止人員墜落。

3.2.2 吊掛作業安全措施

裝載池位於用過核燃料池東池東側，裝載池內之限制器、格架、承載板、池底墊板移除時，需利用燃料廠房 3F 10/150 美噸吊車進入裝載池上方進行吊運作業，為了確保施工作業之安全及避免任何墜落事故，仍採取下列措施確保吊掛作業之安全：

1. 固定式起重機操作人員必須具備相關之證照。
2. 吊掛手、指揮手必須具備起重機從事吊掛作業人員資格。

3. 使用燃料廠房 10 美噸固定式起重機時，須申請跨接其連鎖功能，使吊車能進入至裝載池上方作業，此段期間將依「護箱裝載池復原特殊程序書附件一：燃料廠房 10 噸吊車跨接連鎖功能期間的管制措施」進行管制。
4. 須符合 NUREG-0612 準則，沿著事先規劃之安全負載路徑移動。
5. 所有吊具必須經核二廠年度檢查合格，並標示年度合格色漆後，且使用前亦需檢查合格才可使用。
6. 吊運相關物件起吊時先保持距離樓地板 50 mm，停留 3 分鐘，檢查鋼索、及鈎環等吊具之聯結是否正確穩固，待確定穩固後才可移動吊運。
7. 當吊掛路徑必須經過凸出物時，格架底部須至少高於凸出物 50mm 移動，以避免碰撞。

3.2.3 池內作業安全措施

本作業將在裝載池完成抽水及除污後，進行池內限制器、格架、承載板、池底墊板等移除與池內盲封之管路、池壁上不銹鋼銲接構件等復原作業，需要工作人員進入池內執行。將採取下列措施以確保池內工作人員之作業安全：

1. 每日開始工作前，由現場負責人召開工具箱會議，說明當日作

業環境、工作程序、危害因素及防範措施。

2. 吊籠及吊索應經核二廠檢查合格，並貼示合格標示後才可使用。
3. 應由保健物理人員事先測量池內之輻射劑量率及污染值，以確定是否符合工作環境之要求。
4. 應事先進行工作區域之氧濃度測量，持續監測氧濃度，必要時以鼓風機注入空氣，以確保不會產生缺氧狀況。
5. 工作人員在吊籠內應穿戴背負式安全帶。
6. 池邊要有工安員全程監視，發現異常時立即將工作人員撤出至裝載池外。

3.2.4 動火作業安全措施

1. 完成動火許可申請。
2. 備妥防火布、噴水桶、滅火器。
3. 現場指派監火員監火。
4. 依核二廠動火作業安全準則執行。

3.2.5 防止異物入侵措施安全措施

1. 工作現場將設置防止異物入侵管制員，且該員須依核二廠「燃料填換樓及下燃料池區域 FME 管制」程序書規定取得資格。
2. 所有攜入 FME 工作區域之工具及物件必須列出清單，並須依核

二廠「燃料填換樓及下燃料池區域 FME 管制」程序書規定進行清點。

3.2.6 輻射安全措施

將依據核二廠既有之輻射防護計畫，採取必要之輻防措施，並依廠內、外輻射劑量評估結果，制定因應之輻射防護規定，相關說明如下：

1. 裝載池復原各階段工作廠內劑量評估

主要作業項目共有 8 項，集體劑量係依據每一作業項目之經驗數據、所需人力、作業時數以及曝露環境之輻射劑量率計算而得，評估結果 1 號機為 138.264 人毫西弗，2 號機為 66.378 人毫西弗，總集體劑量為 204.642 人毫西弗，如表 3.1、3.2 所示；2 部機集體劑量之差異來源為 1 號機護箱裝載池之池底平均劑量率 0.008 毫西弗/時，為 2 號機平均劑量率 0.003 毫西弗/時的兩倍以上，加上主要工作地點多集中在池底所致。

2. 裝載池復原工作期間廠外劑量評估

對於排放造成廠外環境之影響，因燃料束具密封性，其內部積存之放射性核種不會外釋造成空浮問題，且切割區配有移動式 HEPA 過濾器，可有效降低現場空浮，故本案對於廠外環境無影響。

R1

3. 因應之輻射防護規定

本報告之輻射防護及輻射監控同核二廠「裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告 Rev. 2」^[7]；此外，施工期間之 ALARA 措施包含①裝載池洩水後，使用高壓水注沖洗和人工清洗、擦拭等方式除污，可減少工作人員於池底工作期間之劑量、②設立候工區，於燃料廠房 3 樓施工區域東側設立候工區，提供工作人員討論、工作前準備及待命區域，可減少工作人員接受不必要的劑量、③格架切割人員須配戴全面式或送氣式面具，其他協助人員可配戴半面式面具，以減少體內曝露之機會、④工作前執行模擬訓練，以利工作人員熟悉相關設備、儀器操作等。核二廠將按部就班落實執行策略，以確保輻防管制作業能發揮成效並合理抑低集體有效劑量。

作業項目	人力 (人)	工時 (小時)	平均劑量率 ¹ (毫西弗/小時)	集體劑量 (人毫西弗)	平均個人劑量 (毫西弗)
1. 燃料挪移作業 ²	12	90	NA	12.26	1.022
2. 裝載池復原前置準備作業	20	60	0.004	4.80	0.240
3. 裝載池抽水及除污作業	20	72	0.020	28.80	1.440
4. 限制器(8組)、格架(4組)、 乘載板(6塊)、池底墊板(7 塊)除污並移出作業	30	54	0.008	12.96	0.432
5. 限制器(8組)、格架(4組)、 乘載板(6塊)、池底墊板(7 塊)切割及裝桶作業	20	324	0.008	51.84	2.592
6. 不銹鋼銲接構件(12組)復 原作業	10	180	0.008	14.40	1.440
7. 盲封之管路(4口)復原作 業	10	135	0.008	10.80	1.080
8. 現場環境清理及復原作業	20	60	0.002	2.40	0.120
合計				138.264	NA

表 3.1 工作人員集體/個人劑量預估（1 號機）

註1：因裝載池仍為滿水狀態，故平均劑量率係依據1號機於民國106年格架安裝案之集體劑量及人工時實績值，以及參考民國93年用過燃料池貯存空間擴充工程案之集體劑量實績值所推算之，雖然格架可能會因貯存過用過燃料而導致劑量率上升，但因工作人員不會在最高劑量率之地方待滿一整天，且會以高壓清洗機執行除污作業，故參考前次實績值修正為較合理之平均劑量率；正式作業抽水除污前後，將先量測池底及格架劑量率，若實際劑量率與預估值誤差達50%，即盡速修訂劑量評估結果及調整輻防措施。

註2：燃料挪移作業之目標值係依據1號機近三次大修，挪移上、下池每束燃料之平均劑量率，乘上本次挪移數量而得。

作業項目	人力 (人)	工時 (小時)	平均劑量率 ¹ (毫西弗/小時)	集體劑量 (人毫西弗)	平均個人劑量 (毫西弗)
1. 燃料挪移作業 ²	12	90	NA	20.148	1.679
2. 裝載池復原前置準備作業	20	60	0.001	1.20	0.060
3. 裝載池抽水及除污作業	20	72	0.007	10.08	0.504
4. 限制器(8組)、格架(4組)、 乘載板(6塊)、池底墊板(7 塊)除污並移出作業	30	54	0.003	4.86	0.162
5. 限制器(8組)、格架(4組)、 乘載板(6塊)、池底墊板(7 塊)切割及裝桶作業	20	324	0.003	19.44	0.972
6. 不銹鋼銲接構件(12組)復 原作業	10	180	0.003	5.40	0.540
7. 盲封之管路(4口)復原作業	10	135	0.003	4.05	0.405
8. 現場環境清理及復原作業	20	60	0.001	1.20	0.060
合計				66.378	NA

表 3.2 工作人員集體/個人劑量預估(2號機)

註1：因裝載池仍為滿水狀態，故平均劑量率係依據1號機於民國106年格架安裝案之集體劑量及人工時實績值，以及參考民國93年用過燃料池貯存空間擴充工程案之集體劑量實績值所推算之，雖然格架可能會因貯存過用過燃料而導致劑量率上升，但因工作人員不會在最高劑量率之地方待滿一整天，且會以高壓清洗機執行除污作業，故參考前次實績值修正為較合理之平均劑量率；正式作業抽水除污前後，將先量測池底及格架劑量率，若實際劑量率與預估值誤差達50%，即盡速修訂劑量評估結果及調整輻防措施。

註2：燃料挪移作業之目標值係依據2號機近三次大修，挪移上、下池每束燃料之平均劑量率，乘上本次挪移數量而得。

3.3 緊急應變措施

3.3.1 事前防範措施

所有復原相關作業均將進行事前防範措施，以避免發生事故，造成人員及電廠設備之傷害與損失。事前防範措施包括準備妥善之作業程序書供工作人員遵循；加強人員訓練，使其熟悉各項作業流程及加強工安意識；檢查廠商所用之機具，必須經檢查合格後才可使用；事先檢查現場既有吊車及其他機具，以確保其功能正常；規劃安全移動路徑，減低墜落事故之衝擊；檢查工作人員對各項安全設備是否配戴齊全，以確保在復原作業期間可有妥善之保護。

每天進行施工作業前，均必須由現場負責人舉行工具箱會議，告知所有現場工作人員當日之作業項目、工作程序書、危險因素及防範措施，會議完後應簽認工具箱會議查對表，送交現場檢驗員存查。

3.3.2 緊急應變步驟

1. 當發生緊急事件時立即通知控制室。
2. 當發生緊急事件時，除緊急應變必須人員以外，其餘人員立即停止所有工作並撤離。
3. 如果發生輻射防護有關之緊急事件，依照現場保健物理人員之

指示。

4. 如果發生裝載池襯板受損之緊急事件，立即進行襯板之修補。

3.3.3 輻射異常之應變程序

1. 工作區域之所有人員立即停止所有動作，迅速撤離該區域，並至主管制站接受詳細偵測。
2. 通知控制室注意燃料廠房通風排氣之排放情形，必要時啟動緊急通風排氣系統，並隨時監測廠區環境輻射影響。
3. 保健物理人員配戴呼吸防護面具後，至燃料廠房取樣確認空氣濃度及工作區域輻射狀況。
4. 搶修工作中，保健物理人員須持續監視工作區域空氣濃度及輻射狀況，並視實際情形採取適當防護措施。
5. 搶修工作結束後，保健物理人員持續監視工作區域空氣濃度及輻射狀況，待恢復正常狀態。

3.3.4 工作過程中發生地震時之處理及應變程序

1. 立即將吊卸中之物體暫時復歸原位，停止所有的吊卸工作。
2. 停止所有池內之工作，並將所有工具移離池邊並固定以避免異物墜入池內。
3. 停止所有設備之運轉後暫時離開工作區。
4. 重新開始工作前，輻射防護人員應先確認工作區域之輻射、污染狀況是否符合規定；機械組工作人員應先確認使用之機具可

正常操作及池邊物件牢固無鬆脫之虞，才可重新開始作業。

3.3.5 工作過程中發生 3 號水閘門洩漏之處理及應變程序

在工作過程中若與東池緊鄰的 3 號水閘門發生大量洩漏，池水流入裝載池內，將以吊籠立即撤退裝載池內之所有工作人員。同時將啟動補水系統，以避免用過燃料池之水位降低。另視 3 號水閘門洩漏狀況，依核二廠「下燃料池和上燃料池水門的安裝和移除」程序書調整 3 號水閘門，改善洩漏情況。

3.4 放射性廢棄物之種類與數量

執行復原計畫所產生之放射性廢棄物，主要來自每部機組之裝載池所移出之限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)、作業機具等金屬廢棄物及少量來自除污與工作人員之輻射防護衣物。以上放射性廢棄物規劃以 55 加侖桶盛裝，經初步估算每部機限制器(8 組)約需 5 桶、格架(4 組)約需 160 桶、承載板(6 塊)約需 2 桶、池底墊板(7 塊)約需 1 桶與考量作業機具及少量來自除污與工作人員之輻射防護衣物等額外增加 10%容量約需 17 桶，則每部機預估共需 55 加侖桶約 185 桶。兩部機預估共需 55 加侖桶約 370 桶。

3.5 計畫時程

每部機之裝載池復原各階段工作及時程規劃如下，整體工作規劃時程約 85 工作天(以下第 4~6 項規畫可併行作業)。實際工期將依現場施工狀況進行微調。

1. 燃料挪移：約 15 工作天。
2. 裝載池復原前置準備作業(含 3 號水門回裝)：約 10 工作天。
3. 裝載池抽水及除污：約 8 工作天。
4. 裝載池內限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)除污並移出至切割作業區，進行切割及裝桶：約 42 工作天。
5. 裝載池池壁上不銹鋼銲接構件(12 組)復原作業：約 20 工作天。
6. 裝載池內盲封之管路(4 口)復原作業：約 15 工作天。
7. 現場環境清理及復原作業：約 10 工作天。

4.1 臨界安全分析

4.1.1 法規要求及接受準則

臨界安全分析適用的法規要求(及接受準則)包括：

1. 原子能委員會發布之「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」：根據審查規範第二章第二節之規定，臨界安全分析之接受準則為：用過燃料池之中子增殖因數 (k_{eff})，在考慮所有的不準度前題下，必須小於或等於 0.95，且其自信度在 95 % 以上。
2. 10CFR 50.68：在貯放最大反應度之燃料後，用過燃料貯存格架的有效中子增殖因數在 95%可能性與 95%自信度(95/95)的條件下不得超過 0.95。
3. General Design Criteria 62：燃料貯存與吊運系統應經由實體的系統或程序防止臨界，最好是利用幾何上安全的結構。

4.1.2 評估結果

核二廠上燃料池之臨界安全分析請參考核二廠「上燃料池格架更新工程」(以下簡稱「上池格架更新案」)奇異公司(General Electric, GE)分析報告第 4.0 節^[2]。本公司於民國 75 年 7 月 10 日

向大會提出上燃料池格架更新工程申請案，該案於 76 年 8 月 15 日獲大會准予核備。臨界分析之結論為：燃料池貯存容量擴充工程完成後貯滿電廠壽命中預期貯存之「反應度最高之燃料」(most reactive fuel)，計算所得之正常及意外情況下(包括所有池水密度)最高無限增殖因數(k_{∞})小於 0.90，完全滿足在考慮所有計算誤差及不準度須維持 k_{eff} 小於或等於 0.95 之要求。

核二廠上燃料池格架之設計，其臨界安全餘裕比下燃料池格架大。上燃料池格架由於每束燃料貯存間距(pitch)(6.563 吋)較下燃料池格架(6.30 吋)大，且上燃料池格架中所含中子吸收材料 Boral 的 B-10 面積密度($0.013 \text{ gm B-10/cm}^2$)亦比下燃料池大部分格架($0.012 \text{ gm B-10/cm}^2$ ，為第一次容量擴充案所提供)大，故在貯存相同燃料束之情況，上燃料池格架之 k_{∞} 值應會較下燃料池格架為低(即上燃料池格架之臨界安全餘裕較大)。因此，燃料設計若符合可安全貯存於下燃料池格架之接受準則，即可符合上燃料池臨界安全分析要求。

由格架廠商之臨界安全分析結果可得到相同結論。核二廠下燃料池第一次容量擴充案之臨界安全分析，係由格架廠商 Holtec 公司完成。Holtec 公司之分析，採用燃料棒濃縮度相同、含兩個水棒、無可燃毒物之 GE8x8-2 型燃料為「設計基礎燃料束」(design basis

assembly);其判斷各種型式燃料束可否安全貯存於格架之接受準則，係以最大「Standard Cold Geometry」(簡稱 SCG 或 SCCG) k_{∞} 限值訂定。下燃料池第一次容量擴充案之接受準則為最大 SCG $k_{\infty} \leq 1.35$ ，對應之下燃料池格架內 k_{∞} 小於 0.95。

上燃料池格架更新工程案之臨界安全分析，係由更新案之廠商 GE 公司完成。GE 公司針對電廠壽命中預期可能貯存之「反應度最高之燃料」進行分析，訂定接受準則為最大 SCG $k_{\infty} \leq 1.335$ ，對應之上燃料池格架內 k_{∞} 小於 0.90。與前述下燃料池第一次容量擴充案格架分析相比，上燃料池格架分析最大 SCG k_{∞} 限值雖然僅小了 0.015，但對應之燃料池格架內 k_{∞} 卻小了 0.05。因此，上燃料池格架之安全餘裕遠比下燃料池格架大。有關 GE 公司上燃料池格架更新工程案之臨界安全分析報告與本案臨界分析之適用關聯性，整理如下表：

	GE 公司上燃料池格架更新工程安全分析報告(75年7月)	核二廠裝載池復原案安全分析報告(111年5月)
臨 界 分 析 比 較 說 明	1. 參考燃料型式: standard BWR fuel 註：當時核二廠上燃料池僅貯存 GE 8x8-2燃料	1. 貯存燃料型式: GE 8x8-2
	2. 參考燃料 SCG $k_{\infty} \leq 1.335$	2. 貯存燃料 SCG $k_{\infty} = 1.21247$
	3. 貯存格間距(pitch)為6.563 吋	3. 貯存格間距(pitch)同為6.563 吋
	4. B-10面積密度為0.013 gm B-10/cm ²	4. B-10面積密度同為0.013 gm B-10/cm ²
	5. k_{∞} (in-rack)小於0.90	5. k_{∞} (in-rack)小於0.90

R1

	6. 符合 k_{∞} (in-rack) 小於或等於 0.95 之要求	6. 符合 k_{∞} (in-rack) 小於或等於 0.95 之要求
	7. 貯存格數量: 663 格 (13×17×3)	依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款, 因特殊核物料數量事涉機敏, 故不予公開 貯存燃
	8. 貯存格架廠商: GE 公司	8. GE 公司(未改變)

表 4.1 上燃料池格架更新案與裝載池復原案之臨界安全分析比較表說明:

GE 公司上燃料池格架更新工程案之安全分析報告以參考燃料 (standard BWR fuel) 進行臨界分析, 該參考燃料 (SCG k_{∞} 為 1.335) 放在上燃料池格架中, 在正常及意外情況下之 k_{∞} (in-rack) 小於 0.90, 完全滿足在考慮所有計算誤差及不準度須維持 k_{eff} 小於或等於 0.95 之要求, 詳如 GE 公司上燃料池格架更新工程案安全分析報告 4.5 節摘述。

因此, 只要確定其它燃料的 SCG K_{∞} 不超過該參考燃料的 SCG K_{∞} (1.335), 即可確定其它燃料可放入到上燃料池中而不會有臨界安全疑慮。因為 SCG K_{∞} = 1.335 的參考燃料放入到上燃料池, 其對應 k_{∞} (in-rack) 小於 0.90, 而 SCG K_{∞} 比參考燃料更小的其它燃料放入到上燃料池, 其 k_{∞} (in-rack) 會比參考燃料低, 必然不會超過 0.90。

註:

k_{∞} (in-core): 燃料放置在 BWR 爐心中之 k_{∞} ; 或稱 SCG k_{∞} 或 SCCG k_{∞} ; SCG 或 SCCG 為標準冷態爐心幾何 (Standard Cold Core Geometry)

R1

縮寫。

k_{∞} (in-rack)：燃料放置在上燃料池格架中之 k_{∞} 。

上燃料池在「格架更新工程」完成後，於大修更換燃料期間，一直都用來貯放各種不同燃耗之用過燃料，而裝載池復原期間，預備從護箱裝載池移至上燃料池的燃料僅限於是一/二號機週期 1 至週期 4 所使用的 GE 8X8-2 型燃料。這些燃料已退出爐心超過 35 年。一般而言，含有可燃中子毒物(Gd_2O_3)的燃料，在燃耗約一個週期時的反應度最高（如圖 4.1 所示）。週期 1 至週期 4 的 GE8x8-2 燃料之各種晶格(lattice)設計中，即使燃耗一個週期，其最高 SCG k_{∞} 為 1.21247（如表 4.2），仍符合 GE 公司臨界分析所訂定 SCG $k_{\infty} \leq 1.335$ ，並有相當餘裕，故格架內 k_{∞} 必然 ≤ 0.90 。因此，「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」並無臨界安全顧慮。

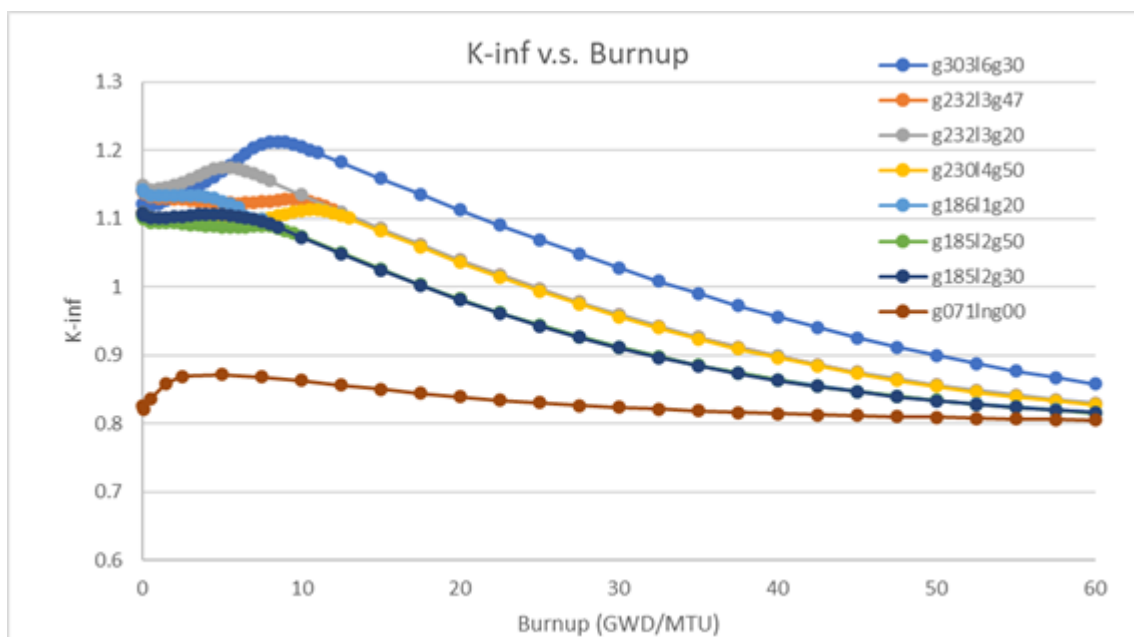


圖 4.1 GE 8X8-2 燃料各種晶格設計與 k_{∞} 對應於燃耗之關係圖，平均退出燃耗約為 21 GWD/MTU

Lattice List	Maximum K-inf
g071lng00	0.87155
g185l2g30	1.10777
g185l2g50	1.10247
g186l1g20	1.14286
g230l4g50	1.11315
g232l3g20	1.17502
g232l3g47	1.14035
g303l6g30	1.21247

表 4.2 GE8x8-2 燃料各種晶格設計與 SCG k_{∞} 值

上燃料池在格架更新工程完成後，核二廠依 GE 公司之監測建議，訂定 1030 程序書「上燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」，定期執行格架硼試片(Boral)化學分析，檢驗試片中 B-10 同位素含量。目前每 5 年定期取出試片檢驗，檢驗結果良好，符合 GE 公司臨界分析所訂定 B-10 面積密度要求($0.013 \text{ gm B-10/cm}^2$)，無 B-10 減少或流失跡象，故可符合前述 4.1.1 節之第 3 項準則。

4.1.3 結論

上燃料池在「格架更新工程」完成後，大修爐心更換燃料期間原本即用以存放各種不同燃耗之用過燃料，而本案預備貯放於上燃料池之燃料為週期 1 至週期 4 的用過燃料，即使假設格架貯滿最高反應度燃料，亦不會達到臨界，並且距安全限值仍有相當大的餘裕，既有

的臨界安全分析結果仍可適用，並無臨界安全之顧慮。

4.2 熱流分析

由於護箱裝載池復原工程期間，須將一/二號機護箱裝載池內貯放之燃料暫時移置到上燃料池，因此特就上燃料池暫存燃料後之狀態進行熱流分析。燃料數量上限設訂為 40 GWD/MTU（實際最大燃耗值為 30.963 GWD / MTU）；燃料最長運轉時間由 70 年 12 月機組商轉起算，至 76 年 3 月第四次大修為止，共 1898 天（未扣除期間之大修工期）；退出爐心時間則設定為 35 年（至 111 年 3 月，實際退出時間滿 35 年），因此在分析之參數設定上具有足夠之保守性。

衰變熱計算方法係比照核二廠之除役計畫採用 ASB 9-2，每束燃料之衰變熱計算結果為 248W。護箱裝載池之用過總衰變熱負載為 0.108624 MW，在執行上燃料池熱流分析時則是使用 0.0912 MW 進行計算。

由於上燃料池於除役期間貯放之用過燃料退出爐心時間很長，其衰變熱負載已降至極為輕微，正常情況只要有小量補水即可提供適當冷卻。冷卻水進入上燃料池後溫升很小，所以上燃料池於除役期間貯放裝載池現存之用過燃料並不會因池水冷卻而產生安全上的問題。

4.2.1 法規要求及接受準則

根據大會頒布之「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」^[6]第三章第二節之規定，熱流分析之接受準則包括：

1. 燃料池池水之最高溫度在規定之限值以下。在正常情況下，池水溫度不得超過60°C (140°F)。在非正常情況下，若餘熱移除系統(RHR)與燃料池冷卻及淨化系統同時對用過燃料池執行移熱之功能時，池水溫度不得超過66°C (150°F)；若餘熱移除系統不對用過燃料池執行移熱功能，僅靠燃料池冷卻及淨化系統移熱時，則池水溫度應低於飽和溫度(100°C)。
2. 「正常情況下」池中任何部份不允許發生局部沸騰之現象。
3. 喪失所有冷卻系統之情況下，池水沸騰之情況是被允許的，但因沸騰所造成池水的損失率則需在補水系統之容量範圍內，以確保池水水位在任何情況下必須高於燃料頂端三米之上。

4.2.2 燃料池水溫度分析

用過燃料池(SFP 或簡稱為下池)及上燃料池係共用「燃料池冷卻及淨化系統」冷卻，該系統包括兩串冷卻水泵及熱交換器，平時運轉1串即可滿足所需。每串分配到 SFP 及反應器廠房七樓水池的冷卻水流量分別設定為 40 l/s 及 40 l/s，並可視水溫調節之需要適時調整流量分配，或是啟動另一串冷卻泵。至反應器廠房七樓水池之冷卻水流量會分流至爐穴及上燃料池，其中流至上燃料池之流量為 20 l/s。

上燃料池水之循環路徑係沿池邊溢流口經水封管流至洩水槽，水泵自洩水槽汲水，泵送流經熱交換器與過濾式除礦器，再由靠近上燃料池底部之擴散管流回池內。

冷卻水進入上燃料池後之溫升與熱負載成正比，但與冷卻水流量成反比。以燃料池冷卻及淨化系統分配 20 l/s 流量到上燃料池進行計算，上燃料池池水溫升可以下列簡單之能量平衡方程式計算：

$$\Delta T = \text{熱負載} / (\text{流量} \times C_p \text{ coolant}) \quad (4-1)$$

其中 $C_p \text{ coolant}$ 為池水之比熱 (4180 J/kg-°C)。

池水密度 0.978 kg/l (@160°F, 1 atm)。

(4-1)式可推演為

$$\Delta T = \text{上燃料池燃料束數 (N)} \times \text{每束發熱量 (Watt/N)} / [\text{上燃料池流量 (l/s)} \times \text{池水密度 (kg/l)} \times \text{池水比熱 (J/kg-°C)}]$$

如上燃料池放置 [REDACTED] 衰變熱為 248W 之用過燃料，計算結果為：

[REDACTED] 依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款：因特殊核物料數量和相關參數事涉機敏，故不予公開 [REDACTED]

參考核二廠燃料池冷卻及淨化系統之熱交換器設計資料：

熱水進口溫度 (T_{hi}) = 54.44°C、熱水出口溫度 (T_{ho}) = 43.33°C

冷水進口溫度 (T_{ci}) = 36.66°C、冷水出口溫度 (T_{co}) = 43.33°C

熱水流率 ($\dot{m}_h$) = 83.13 kg/s、冷水流率 ($\dot{m}_c$) = 142.16 kg/s

$$C_p=4180\text{kJ}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$$

可導出熱交換器性能有效度 ε (effectiveness)

$$\varepsilon = \frac{T_{hi}-T_{ho}}{T_{hi}-T_{ci}} = \frac{54.44-43.33}{54.44-36.66} = 0.625$$

$$T_{hi} = (T_{ho}-\varepsilon T_{ci})/(1-\varepsilon) \rightarrow T_{ho} = (1-\varepsilon)T_{hi} + \varepsilon T_{ci}$$

$$=0.375T_{hi} + 0.625T_{ci} \quad (4-2)$$

同時，

$$T_{hi} = \frac{\dot{m}_{upper}T_{upper} + \dot{m}_{S+R}T_{S+R}}{\dot{m}_h}$$

$$= (\dot{m}_{upper}/\dot{m}_h) \times T_{upper} + (\dot{m}_{S+R}/\dot{m}_h) \times T_{S+R}$$

$$= F(T_{ho}+\Delta T) + (1-F)T_{S+R} \quad (4-3)$$

$$= 0.25(T_{ho}+1.335) + 0.75T_{S+R} \quad (4-4)$$

其中：

F =為燃料池冷卻及淨化系統分配至上燃料池的水流分率

$$= 20/(40+40)=0.25$$

$\dot{m}_{S+R}$ =為下池及爐穴兩處之流率總和

T_{S+R} =為下池及爐穴流出池水之混合溫度

以下評估上燃料池水溫受「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之影響。

在正常情況下，上燃料池最高池水溫度發生在使用單一燃料池冷卻及淨化系統執行移熱功能情況，若下燃料池池水溫度接近審查規範限值，須啟用另一串冷卻系統。在另一串冷卻系統啟用補水

後，上、下燃料池池水溫度將隨之降低。根據核二廠經驗，下燃料池實際池水溫度在未使用另一串冷卻系統的情況下，離審查規範限值 60°C 仍有很大餘裕。上燃料池最高池水溫度之計算，係保守假設下燃料池之池水溫度已達到審查規範限值 60°C。

裝載池復原期間，用過燃料之總衰變熱產生率不會再增加，當下燃料池水溫到達限值時，上燃料池池水溫度(T_{UFP})可使用下列算式估算：

$$T_{UFP} = T_{ho} + \Delta T \quad (4-5)$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料數量和相關參數事涉機敏，故不予公開

$$\begin{aligned} T_{hi} &= (W_{S+R} \times T_{S+R} + W_{UFP} \times T_{UFP}) / W_{SFPCP} \\ &= (W_{S+R} / W_{SFPCP}) \times T_{S+R} + (W_{UFP} / W_{SFPCP}) \times T_{UFP} \\ &= 0.75 \times T_{S+R} + 0.25 \times (T_{ho} + 1.335) \end{aligned} \quad (4-6)$$

$$T_{ho} = 0.375 \times T_{hi} + 0.625 T_{ci} \quad (4-7)$$

其中：

T_{hi} = 回流冷卻水混合後在熱交換器進口之溫度(°C)

T_{S+R} = 爐穴及下燃料池冷卻水混合後在熱交換器進口之溫度(°C)

T_{ci} = 冷卻水進口溫度(36.66°C)

W_{SFPCP} = 單串燃料池冷卻及淨化系統流量=80 l/s

W_{S+R} = 爐穴及下燃料池之冷卻水流量總和

T_{ho} = 回流冷卻水混合後在熱交換器出口之溫度(°C)

延續前述之分析情境，考慮到除役過渡階段時冷卻系統組態為

採用單串燃料池冷卻與淨化系統冷卻，此時透過 ASB 9-2 公式估算一號機停機後一年的衰變熱，爐心部分為 0.9313MW 與下燃料池部分為 1.6984MW；評估裝載池復原案階段熱流分析為將裝載池燃料移至上燃料池，上燃料池衰變熱約為 0.10912MW，下燃料池之衰變熱，扣除移至上燃料池 依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料數量事涉機敏，故不予公開 為 1.58928MW (=1.6984MW-0.10912MW)。估算出溫度平衡時爐心水溫為 52°C、下燃料池水溫為 50.37°C 及上燃料池水溫為 42.18°C；上燃料池水溫遠低於「池水溫度不得超過 60°C (140°F)」之審查規範。

R1

上燃料池最高池水溫度之估算可保守假設下燃料池與爐穴池水混合溫度(T_{S+R})進一步升高至審查規範之限值 60°C (140°F)，此時熱交換器出口溫度及上燃料池最高池水溫度可使用式(4-5)至(4-7) 計算：

$$T_{hi} = 0.75 \times 60 + 0.25 \times (T_{ho} + 1.335) = 0.25T_{ho} + 45.334$$

$$T_{ho} = 0.375 \times (0.25T_{ho} + 45.334) + 0.625 T_{ci}$$

$$T_{ho} = 18.759 + 0.690 T_{ci} = 44.054 \text{ } ^\circ\text{C}$$

$$T_{UFP} = T_{ho} + 1.335 = 45.389 \text{ } ^\circ\text{C}$$

上燃料池最高池水溫度低於 46°C，可滿足原能會審查規範在正常情況下之接受準則「池水溫度不得超過 60°C (140°F)」。

4.2.3 最高局部池水溫度與燃料護套溫度

上燃料池局部池水與燃料護套溫度將相當接近上燃料池池水溫度(低於 46°C),「正常情況下」池中溫度遠低於發生局部沸騰之門檻,可滿足審查規範第二個接受準則。

4.2.4 喪失強制冷卻後採取補救措施的可用時間

保守假設只由池水蒸發移熱,不考慮池水對四周牆壁及池底之傳導及輻射等移熱效應,蒸發所造成池水的損失率($\dot{M}_e$)可由下式計算:

$$\dot{M}_e = (Q_{UFP}) / (h_{fg} + h_{(46 \text{ to } 100^\circ\text{C})}) \quad (4-8)$$

其中:

$$h_{fg} = \text{汽化潛熱} = 2.257 \times 10^6 \text{ J/kg}$$

$$h_{(46 \text{ to } 100^\circ\text{C})} = c_p \times (100 - 46) = 4180 \times 54 = 2.26 \times 10^5 \text{ (J/kg)}$$

式(4-8)計算結果為:

$$\begin{aligned} \dot{M}_e &= 0.0439 \text{ (kg/s)} \\ &= 0.0439 \times 15,850.32 / 995 = 0.699 \text{ (gpm)} \end{aligned}$$

其中:

$$\rho_{(33^\circ\text{C})} = \text{池水(補入)密度} = 995 \text{ kg/m}^3$$

$$1 \text{ m}^3/\text{s} = 15,850.32 \text{ gpm}$$

因此,上燃料池貯存退出時間 35 年以上用過燃料後,在事故情況下,即使發生池水蒸發的情況,只要有 0.699 gpm 的補水即可彌補池水的蒸發率。

若喪失強制冷卻後無補水，亦有極長時間可以採取補救措施：如以下計算，達到池水沸騰之時間超過 6 天(保守未計上燃料池旁側之乾燥器貯存區內池水，若再考慮此區池水，則達沸騰時間可延長為兩倍以上)，且自沸騰發生至池水水位下降至燃料頂端上方 3 公尺之時間超過 43 天，電廠人員有足夠時間採取補救行動，且池水的蒸發率可為補水系統之容量所輕易涵蓋，故可滿足審查規範第三個接受準則。

4.2.4.1 達到池水沸騰之時間

此部份之計算保守假設緊急事故情況下，所有冷卻系統在上燃料池達到池水最高溫度(46°C)時變成不可運轉，且貯存於池內燃料之衰變熱產生率(Q_{UFP})固定不變(其他輸入數據取自核二廠圖面C-0356、0358，整理如表4.3，保守未考慮上燃料池旁側之乾燥器貯存區內池水)。達到池水沸騰之時間(Δt)為6.75天，可由下式計算：

$$\Delta t = m_{pool}C_p \times (100 - T_{pool}) / (Q_{UFP}) \quad (4-9)$$

其中：

$$m_{pool}C_p = \text{池水熱容量 (J/}^{\circ}\text{C)} = 1.17876 \times 10^9 \text{ J/}^{\circ}\text{C}$$

$$T_{pool} = \text{初始上燃料池水平均溫度(}^{\circ}\text{C)} = 46^{\circ}\text{C}$$

$$Q_{UFP} = \text{用過燃料之衰變熱產生率(W)}$$

$$\Delta t = \frac{1.17876 \times 10^9 \text{ J/}^{\circ}\text{C} \times (100 - 46)^{\circ}\text{C}}{1.75 \times 10^8 \text{ W}} = 5.8333 \times 10^5 \text{ (sec)} = 162.0 \text{ (hrs)} = 6.75 \text{ (天)}$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料數量和相關參數事涉機敏，故不予公開

(若考慮乾燥器貯存區內池水，池水體積由 294.85m^3 變為 611.63m^3 ， $\Delta t = 162.0\text{hrs} \times 611.63 / 294.85 = 335.70\text{ hrs} = 13.99\text{天}$)

若池水平均溫度達到 100°C ，沸騰所造成池水的損失率 ($\dot{M}_{\text{boil}}$) 為 0.0483 kg/s ，可由下式計算：

$$\dot{M}_{\text{boil}} = (Q_{\text{UFP}}) / h_{\text{fg}} \quad (4-10)$$

其中：

h_{fg} = 汽化潛熱 (2257 KJ/kg)

$$\dot{M}_{\text{boil}} = 0.0483\text{ (kg/s)}$$

Parameter	Value
$mc_p\text{ UFP (J/}^\circ\text{C)}$	
Makeup water temperature ($^\circ\text{C}$)	
Makeup water flow rate (kg/s)	依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開
UFP water level (m)	
UFP area (m^2)	
Heat of vaporization of water at 100°C (KJ/kg)	
Top fuel rack height (m)	
Specific heat (J/kg- $^\circ\text{C}$)	
Water density at 100°C (kg/m^3)	

表 4.3 計算池水沸騰及沸騰所造成池水損失率之輸入數據

4.2.4.2 沸騰發生至池水下降至燃料頂端上方3公尺之時間

沸騰水水位下降至燃料頂端上方3公尺之時間為

$$34.61 \times (\text{依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開}) \times 958 / 0.0483 = 3.789 \times 10^6 \text{ (sec)} = 1052.5 \text{ (hrs)}$$

4.2.4.3 喪失所有冷卻系統後至燃料頂端上方 3 公尺之時間

喪失所有冷卻系統後至池水水位下降至燃料頂端上方3公尺之時間為1214.5小時(=162.0+1052.5)，相當於**50.60**天。其中，達到池水沸騰之時間超過6天，後續池水水位下降至燃料頂端上方3公尺之時間超過43天。電廠人員有足夠的時間採取補救行動，故可滿足審查規範第三個接受準則。

4.2.5 其他影響

根據第 4.5 章之評估結果，「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」不會影響冷卻水流失事故(LOCA)圍阻體分析反應器廠房最高壓力與溫度。

另外，本公司將比照用過燃料池，參採 NEI 06-12 之建議增設額定流量 500gpm 之補水系統，以及額定流量 200gpm 之灑水系統，補水及灑水範圍可涵蓋上燃料池北側之燃料儲存區(Fuel Storage Area)。

該系統之管路配置將由燃料廠房 3 樓北側，分別設置一條 4 英吋灑水管路及一條 6 英吋補水管路，沿著燃料廠房及輔助廠房外牆向上，從密封廠房(Enclosure BLDG)區域進入二次圍阻體，再利用備用管路穿越器 [REDACTED] 穿越一次圍阻體進入反應器廠房 7 樓。管路系統完成建置後，搭配廠內自有消防車，可在發生電廠全黑而喪失正常補水及冷卻的情況下，使用此補

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

水及灑水設備移除上燃料池之衰變熱，並確保用過燃料有足夠的冷卻水覆蓋。

4.2.6 結論

在護箱裝載池內貯存的用過燃料束移至上燃料池後，經分析在正常的冷卻情況以及發生冷卻異常的事件下，均可藉由救援設備及後續檢修行動，使得用過燃料束獲得適當之冷卻，不會出現過熱受損的情形，進而確保用過燃料的安全性。

4.3 上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析

R1

核二廠為因應燃料裝載池復原作業，需於上燃料池暫時置放用過燃料，為確認暫時置放用過燃料於地震發生時的安全性，將比照燃料廠房之用過燃料池評估模式，執行上燃料池完整性評估。依據USNRC針對核能電廠地震風險再評估之相關管制要求，此安全分析以台電公司完成之地震危害分析資深委員會(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)所訂定第 3 層級(以下簡稱 SSHAC Level 3)審查程序之台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告－國聖核能發電廠(定稿版)」，民國110年2月[4]，並引用EPRI 3002009564[13]報告之分析方法，執行核二廠上燃料池完整性評估，本章節相關詳細評估結果及計算書，引用附件一之「核二廠上燃料池結構完整性評估」報告，其目的為依據

R1

現有上燃料池設計與運轉方式，確認地震發生後可能造成上燃料池池水快速流失的事件，分析內容包括上燃料池地震失效模式定性評估、上燃料池結構耐震餘裕評估及地震後上燃料池所貯存核子燃料裸露時間評估。

依據EPRI 3002009564 報告所提出的分析方法，對於高地表地震動反應頻譜(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)廠址的用過燃料池完整性評估，應區分為結構分析與非結構分析兩部分，以確認機組在地震發生後，造成用過燃料池池水快速流失的潛在失效模式，而池水快速流失指的是用過燃料池的池水水位，在地震發生後72 小時之內，於沒有補水的情況下，下降到所儲存燃料束三分之二高度，各分析項目的可接受準則，彙整如表4.4所示。

結構分析		
分析項目	分析方法	可接受準則
用過燃料池結構耐震餘裕評估	依據EPRI 3002009564報告附錄C 的分析方法，評估個廠用過燃料池結構的耐震餘裕，並與廠址GMRS 進行檢核	所評估結果高於個廠廠址GMRS(如不符合可接受準則，則必須進行用過燃料池耐震能力細部分析，確認用過燃料池結構耐震能力相關參數；或進行更精細的結構動力歷時分析，並進行結構設計安全檢核) 且 用過燃料池結構必須納入個廠土木結構檢查計畫中
非結構分析		
分析項目	分析方法	可接受準則
用過燃料池穿越孔失效	清查所有穿越用過燃料池結構的穿越管路	所有可能引發用過燃料池池水快速流失之穿越管路耐震設計，符合個廠安全停機震度 (Safe Shutdown

		Earthquake, SSE)設計規範(耐震一級設計) 或 所有管路穿越孔高於用過燃料池水面下6英呎(在計算池水沸騰流失時，應考慮管路因地震失效所造成的池水流失量)
燃料傳送閘門失效	確認燃料傳送閘門材質	鋁合金或不銹鋼材質
虹吸效應	清查所有與用過燃料池相連接的管路	所有具耐震疑慮管路在設計時，已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失且 確認安裝在直徑 2 英吋以下管路之虹吸破除閥或操作機構，沒有耐震方面疑慮
池水震盪濺溢	以EPRI 1025287 報告第7.3.2 節所提供的計算方法，評估地震發生時，濺溢出用過燃料池的水量 或 引用EPRI 3002009564 報告內針對高GMRS 廠址機組所評估，在地震後殘餘在用過燃料池內的水量(個廠用過燃料池的長與寬均需小於125 英呎、深度大於36 英呎且廠址GMRS 必須經由管制單位認可)	
池水沸騰流失	考慮池水震盪濺溢評估結果，計算用過燃料池在喪失冷卻後，水位下降至所儲存燃料棒三分之二高度的時間，並依據EPRI 3002009564報告附錄B 的方法，保守評估用過燃料池熱負載	水位下降至所儲存燃料束三分之二高度所需時間大於72 小時 (依據EPRI 3002009564 報告附錄B評估用過燃料池熱負載時，個廠用過燃料池的池水表面積必須大於500 ft ² [46.5 m ²]，且爐心熱功率必須低於4,000 MWt)

表4.4 高GMRS 廠址分析方法與可接受準則

4.3.1 結構分析

由於核二廠上燃料池與 EPRI 3002009564 報告[13]附錄 C 之分析範例相同，皆為矩形鋼筋混凝土結構，因此符合該報告以單一自由

度模型(Single Degree of Freedom, SDOF)評估用過燃料池耐震能力之適用範圍，而進行上燃料池結構分析時，應分別針對樓板及結構牆進行耐震餘裕評估，並與依據個廠 GMRS 所推導的可接受準則進行檢核，檢核時亦應區分為 GMRS 的最大地表加速度與重要 GMRS 頻率區間兩部分，其中重要 GMRS 頻率區間係由上燃料池基礎頻率推導而得，整體核二廠上燃料池之結構分析詳細評估過程，請參閱附件一之附錄 A 計算書。

R1

分析結果顯示核二廠上燃料池結構無論在 GMRS 的最大地表加速度與重要 GMRS 頻率區間，均滿足依據 EPRI 3002009564 報告所定義個廠廠址在考量 GMRS 情況下的可接受準則，表 4.5 則歸納檢核時的可接受標準與評估結果，結構分析結果符合可接受準則。

檢核對象	檢核項目	可接受標準	評估結果
樓板	最大地表加速度	高於 1.272g	2.84g
	重要 GMRS 頻率區間	高於 1.331g	2.97g
結構牆	最大地表加速度	高於 1.272g	1.46g
	重要 GMRS 頻率區間	高於 1.759g	2.03g

表 4.5 上燃料池結構分析檢核結果

4.3.2 非結構分析

依據表 4.4 所列 5 項非結構類分析項目進行評估與計算，分析

過程引用核二廠上燃料池現有設計資料與運轉方式，分項摘述如下：

4.3.2.1 上燃料池穿越孔失效

依據核二廠上燃料池設計，穿越上燃料池結構的穿越孔，冷卻水系統注水管路為耐震一級設計；冷凝水補水管路雖非屬耐震一級設計，但管路穿越孔接近水面處，符合表4.4之可接受準則。此外，核二廠上池燃料格架之設計是獨立而可自由豎立結構體，並未焊接在上燃料池底板或四周牆面上，因此可排除內襯鋼槽在地震發生時，遭到燃料格架拉扯而嚴重受損的可能性。

4.3.2.2 燃料傳送閘門失效

核二廠上燃料池共有 2 個閘門，閘門 5 通往爐穴，閘門 6 則通往燃料傳送通道，兩道閘門材質均為不鏽鋼，符合表 4.4 所規範之可接受準則。

4.3.2.3 虹吸效應

依據核二廠上燃料池設計，與上燃料池相連接之管路為耐震一級或管路末端接近水面處（高於用過燃料池水面下6英尺），在考慮地震造成池水濺溢效應下，地震後的池水高度將低於管路末端，可以排除虹吸效應引發池水大量流失的疑慮。

4.3.2.4 池水震盪濺溢

評估上燃料池在地震發生時因池水震盪濺溢而流失水量，與上燃料池尺寸及幾何形狀相關，評估池水濺溢量時，需以池頂水平向阻尼比為0.5%之輸入樓層反應譜(In-Structure Response Spectrum, ISRS)作為地震輸入，分析時依據相應於核二廠地震危害重新評估計畫完成之反應器廠房ISRS，並以對應於上燃料池頂部節點之水平向反應譜作為池水濺溢量計算的地震輸入值。

依據EPRI 1025287 報告之評估方法，計算上燃料池於南北向、東西向池水濺溢高度、總池水濺溢高度與池水濺溢總體積，結果如下：

南北向池水濺溢高度為 2.74 公尺

東西向池水濺溢高度為 3.15 公尺

總池水濺溢高度為 4.17 公尺

池水濺溢總體積為 299.7 立方公尺

依上述評估結果，在地震時水平震盪的極限高度為4.17公尺，依上燃料池的[]計算，此極限震盪高度保守評估，最多將因此使上燃料池水位降低約3.84公尺；依據EPRI 3002009564 報告第3.2節有關池水濺溢評估之說明，經由本分析引用計算方法所評估的池水濺溢量，具有極大

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

的保守度。

4.3.2.5 池水沸騰流失

考量池水震盪濺溢所評估，核二廠上燃料池以此最保守狀況（池水震盪濺溢出池外的水量為299.7立方公尺，使上燃料池水位降低約3.84公尺），計算上燃料池水位下降至燃料格架頂端高度所需時間，並依表4.4所規範之可接受準則進行檢核，計算包括上燃料池熱負載、上燃料池水量、上燃料池池水沸騰所需時間、上燃料池池水沸騰至水位下降至燃料格架頂端高度所需時間。

核二廠在燃料裝載池復原期間，規劃置放各機組目前存放在護箱裝載池的所有用過燃料，依據核二廠護箱裝載池復原安全分析報告之評估，存放在護箱裝載池的所有用過燃料總衰變熱為0.10912 MW；另依核二廠上燃料池結構設計，扣除乾燥器、燃料及燃料格架所佔的體積後，計算上燃料池內的水量為426立方公尺，計算上燃料池在喪失冷卻到池水沸騰所需時間為216.61小時；池水沸騰後到水位下降至燃料格架頂端所需時間為1716.62小時，合計上燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間為1933.23 小時，符合可接受準則中，上燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間必須大於72 小時之要求。

4.3.3 燃料池格架動力分析

核二廠「上燃料池燃料格架動力分析」(附件二)，使用核二廠

耐震安全餘裕評估計畫中所得到的三個樓板反應之地震加速度-時間

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

輸入運動來源，並假設貯存

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

able blade guide)(以下簡稱C1)及

況(以下簡稱C2)，評估上燃料池燃料格架是否碰撞及如碰

撞後之受力狀況，驗證燃料貯存格架於此種條件下，是否符合 ASME

規範及相關審核規範之規定，主要評估項目及結果說明如下：

1. 應力分析

不鏽鋼基材、鉸道、螺栓之各項應力之最大值皆小於ASME Code, Section III, Subsection NF所規範之容許值。

2. 挫屈分析

格架整體挫屈及其中格板之局部挫屈都不會發生。

3. 衝擊分析

全池模型之動態分析結果，顯示燃料貯存格架分別應用C1與C2兩種燃料束貯存配置時，於各項動態荷重作用中，C1及C2配置在南北向皆無碰撞發生，在東西向只有在安全釋壓閥動作作用力下與池壁輕微碰觸(本案存放用過燃料期間，反應爐已開蓋且上池CAVITY已灌滿水，故不會有安全釋壓閥動作，因此格架與池壁碰觸情況機率大幅降低)，該評估針對力量較大之RLE忽略

R1

靜摩擦(只採用動摩擦)及使用實際加速度時間歷程分析，分析所得之西側燃料貯存格架受RLE/LB作用時，C1與C2之最大西向位移量皆已達與西向池壁之原有格架之邊緣分別為[依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開]並撞所產生之接觸力在格架上緣及下緣分別為[依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開]重，隨之中央格架與西側格架亦發生輕微碰撞，碰撞之格架所承受之應力均仍低於容許應力，不影響格架完整性。

R1

4.3.4 結論

核二廠上燃料池之燃料貯存格架動力分析，經建構全池之有限元素模型並進行非線性動態分析，計算所得之組合應力皆符合 ASME 規範第三章之 NF 小節(Section III Subsection NF)規定。上燃料池依據 SSHAC Level 3 審查程序之核二廠廠址地震危害分析結果，以及 EPRI 3002009564 報告所提供之評估方法，執行核二廠上燃料池地震失效模式定性評估、上燃料池結構耐震餘裕評估及地震後上燃料池所貯存核子燃料裸露時間評估，上燃料池水位在地震發生後 72 小時內沒有補水的情況下，仍可高於燃料束三分之二高度，滿足相關接受準則，相關評估結果詳如表 4.6 所示。

分析項目	分析方法/可接受準則	評估過程/評估結果
用過燃料池結構耐震餘裕評估	依據EPRI 3002009564 報告附錄C的分析方法，評估個廠用過燃料池結構的耐震餘裕	依據EPRI 3002009564 報告附錄C的分析方法，評估上燃料池結構的耐震餘裕
	樓板於最大地表加速度之耐震餘裕須高於1.272g	所評估樓板於最大地表加速度之耐震餘裕為2.84g
	樓板於重要GMRS 頻率區間之耐震餘裕須高於1.331g	所評估樓板於重要GMRS 頻率區間之耐震餘裕為2.97g
	結構牆於最大地表加速度之耐震餘裕須高於1.272g	所評估結構牆於最大地表加速度之耐震餘裕為1.46g
	結構牆於重要GMRS 頻率區間之耐震餘裕須高於1.759g	所評估結構牆於重要GMRS 頻率區間之耐震餘裕為2.03g
	用過燃料池結構，應納入定期結構檢查計畫	上燃料池結構檢查規範於核二廠編號173.7 程序書中
用過燃料池穿越孔失效	所有可能引發用過燃料池快速洩水之穿越管路耐震設計，符合個廠SSE 設計規範	可能引發上燃料池快速洩水之穿越管路，為耐震一級設計或穿越孔接近水面
燃料傳送閘門失效	燃料傳送閘門材質為鋁合金或不鏽鋼合金等材質	閘門為不鏽鋼材質
虹吸效應	所有具耐震疑慮管路在設計時，已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失	所有與上燃料池相連接管路，在設計時均已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失
	確認直徑小於2吋之具耐震疑慮管路，其虹吸破除閥或操作機構沒有耐震方面疑慮	所有與上燃料池相連接管路，直徑均大於或等於2吋
池水震盪濺溢	以EPRI 1025287 報告第7.3.2 節所提供的計算方法，評估地震發生時，濺溢出用過燃料池的水量	以EPRI 1025287 報告第7.3.2 節所提供的計算方法，所評估上燃料池於地震發生時，濺溢出上燃料池的最大水量為299.7m ³
池水沸騰流失	考慮池水震盪濺溢評估結果，評估地震後存餘在用過燃料池的水量	考慮地震發生可能的最大池水濺溢量，上燃料池於地震後存餘在上燃料池的水量，為由原有的725.7m ³ ，減少至426.00 m ³
	用過燃料池的池水表面積必須大於500 ft ² (46.5 m ²)	本分析以上燃料池存放用過燃料之實際規劃，評估上燃料池衰變熱(0.10912 MW)，未引用EPRI 3002009564 報告附錄B 之經驗公式計算熱負載
	個廠爐心熱功率必須低於4,000 MWt	
	依據EPRI 3002009564 報告附	

	錄B，評估用過燃料池熱負載	
	地震造成喪失用過燃料池冷卻後，至用過燃料池下降至燃料2/3高度的時間，須高於72小時	在地震造成喪失上燃料池冷卻後，至上燃料池水位下降至燃料格架頂端高度的時間為1933.23小時

表 4.6 核二廠上燃料池完整性評估檢核結果

4.4 輻射安全評估

核二廠裝載池在復原期間，暫存在池中之用過燃料及格架將逐步予以淨空，裝載池復原後其輻射源將恢復至改裝前狀況，而原存放於裝載池之用過燃料計畫移至於上燃料池暫存，有關上燃料池之輻射安全評估載明於核二廠「上燃料池格架更新工程」GE 分析報告第 8.0 節^[2]，結論為上燃料池貯存容量擴充工程完成後外釋之揮發性分裂產物、銹垢增加量很小，可以忽略。由於核二廠「上燃料池格架更新工程」早已完成且安全分析報告已獲核備，加上在上燃料池吊運與暫貯燃料的豐富經驗，故本報告輻射安全評估係對於「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之輻射源與輻射劑量率、區域與空浮放射活性偵測、合理抑低計畫，以及事故劑量等部分，針對差異部分予以補強。

上燃料池之放射性核種包括 Mn-54、Co-58、Co-60、Zn-65、Cs-134 及 Cs-137，輻射源主要來自於：

1. 反應爐冷卻水：反應爐開蓋後，其內的冷卻水會和上燃料池水混合。
2. 迷離鈾或燃料護套受損所產生之分裂產物：正常運轉期間，燃料棒

及燃料匣表面所含之微量的自然鈾，會吸收中子進行核分裂反應

R1

產生分裂產物；或是燃料護套受損時，燃料棒內的核種外釋至池水中。

3. 燃料束表面之腐蝕銹垢：一次側管路析出之金屬離子可能附著於燃料束表面上並活化成為放射性的積垢，在燃料傳送及吊運過程中脫落於池水中。

其中主要核種源自於反應爐冷卻水，若貯存退出時間較長之用過燃料，預期增加之輻射源僅占池水濃度之一小部分，其對輻射劑量率影響之評估詳 4.4.2 節。

有關裝載池除污、格架切割、燃料挪移等作業之輻射安全評估，預期潛在之輻安風險有人員或地面污染、切割產生之空浮、人員超曝露等，因應之輻射防護措施依 3.1.4 節、3.2.6 節執行。

4.4.1 法規要求及接受準則

根據大會頒布之「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」第五章第二節之規定，輻射安全之接受準則包括：

1. 輻射源：列出對用過燃料池工作區輻射劑量有貢獻之主要核種與濃度。
2. 輻射劑量率：充分說明所有輻射源所造成的輻射劑量率。
3. 區域與空浮放射活性偵測：區域偵測系統符合 ANSI/ANS-HPSSC-6.8.1-1981、空浮放射活性偵測系統符合 10 CFR

20.103, ANSI-N31. 1-1969 與 R.G. 8.15 等之要求，可直接引用終期安全分析報告 (FSAR)。

4. 合理抑低措施：說明為減少職業曝露以符合理抑低 (ALARA) 要求，所採取之各項措施，如除污、監測與管制、訓練等。
5. 廠外輻射影響：說明用過燃料貯存量改變後，在正常運轉、燃料更換或意外事故下，所造成廠外輻射影響之變化。

4.4.2 輻射源與輻射劑量率評估

上燃料池輻射污染物來源有三部分：反應爐冷卻水、揮發性分裂產物、燃料束表面之銹垢，其中反應爐冷卻水為主要來源，此部分不受「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之影響；揮發性分裂產物釋出主要發生在用過燃料由反應爐退出至燃料池前後之短期內，大多數揮發性分裂產物的半衰期很短，在退出爐心幾個月後就衰變至不顯著之程度；用過燃料束銹垢活度在由反應爐內甫退出至上燃料池時為最高，之後隨時間逐漸衰變至不顯著之程度；而下燃料池輻射污染物同上燃料池，關於下燃料池水之取樣，皆取近一年之池水核種最大值，兩部機所含的主要放射性核種濃度如表 4.7 所示。

本案對於上燃料池周邊空間輻射劑量率的影響程度，因 1 號機已進入除役階段，反應爐維持開蓋，上下燃料池之池水已經互通，故

可藉由比較兩部機下燃料池之空間輻射劑量率得知。如圖 4.2 與圖 4.3 所示，下燃料池於放入約 4 千多束用過燃料的情況下，周邊空間之輻射劑量率僅在 1~4 微西弗/小時之間，池邊則在 10 微西弗/小時上下（註：部分北側點劑量率較高，係受到池水管路輻射影響），其輻射來源主要為池壁及洩水口附著之污染積垢。因此，考量上、下燃料池之池深相近（上燃料池 12.49 公尺，下燃料池 12.19 公尺），可知上燃料池亦有足夠水深可以有效屏蔽來自用過燃料之輻射，預期上燃料池貯放用過燃料後對於周邊空間輻射劑量率造成之影響將略小於下燃料池（周邊空間之輻射劑量率 1~4 微西弗/小時之間，池邊則在 10 微西弗/小時上下），影響幅度有限。

核種	1 號機 ($\mu\text{Ci/cc}$)	2 號機 ($\mu\text{Ci/cc}$)
Mn-54	3.41×10^{-4}	1.72×10^{-3}
Co-58	6.87×10^{-5}	5.15×10^{-4}
Co-60	2.38×10^{-4}	7.28×10^{-4}
Zn-65	1.72×10^{-5}	4.01×10^{-5}
Cs-134	4.33×10^{-5}	<MDA
Cs-137	1.49×10^{-4}	1.46×10^{-5}

表 4.7 核二廠下燃料池池水取樣核種濃度

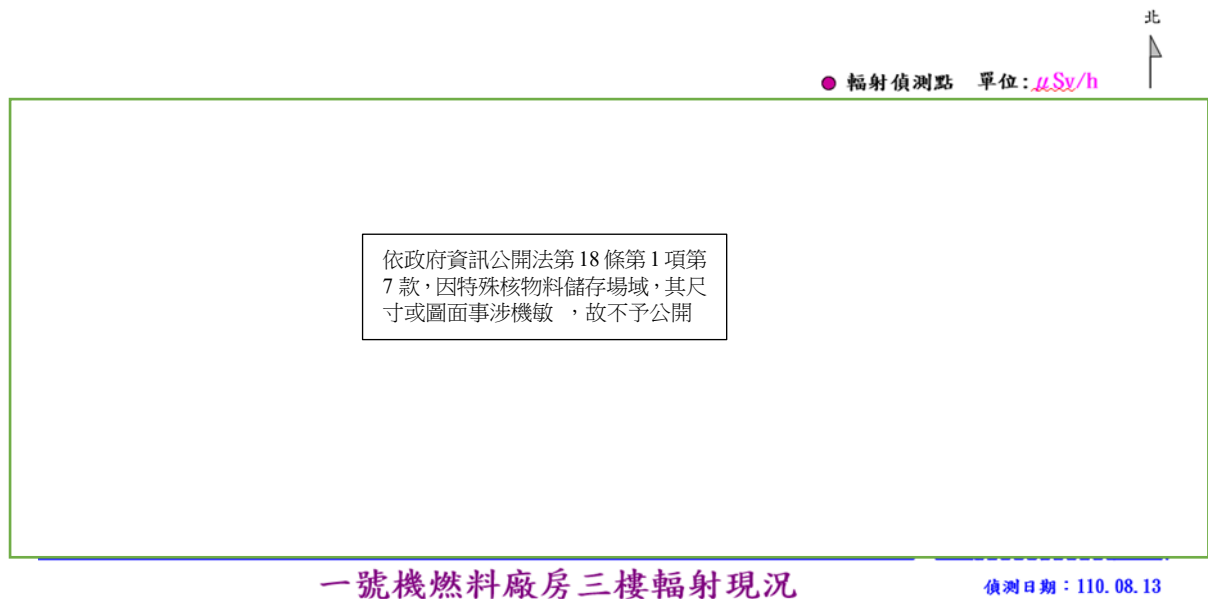


圖 4.2 1 號機下燃料池劑量率

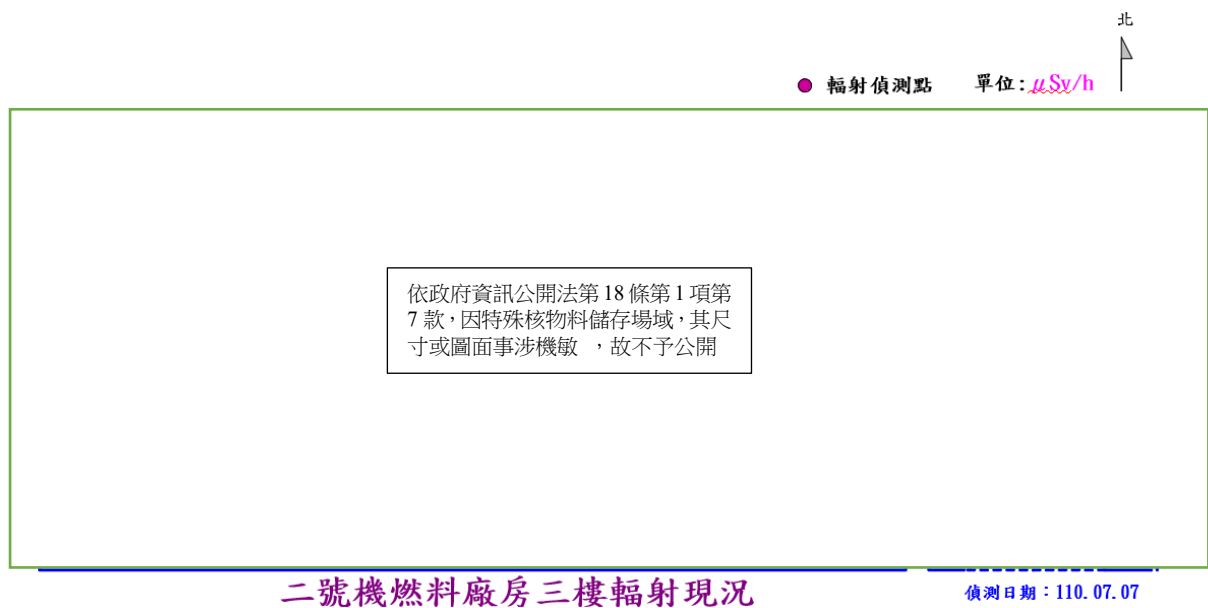


圖 4.3 2 號機下燃料池劑量率

4.4.3 上燃料池貯存用過燃料之輻射防護

4.4.3.1 有關輻射防護要求之符合性

核二廠設備及廠房之輻射安全設計，均符合USNRC General Design Criteria，可參見核二廠FSAR 第3.1節敘述，故輻射防護部分僅需就本案與原設計之差異性進行評估。

1. 本案對燃料挪移設備及相關廠房之影響性

本案燃料吊運作業係藉由電廠現有之燃料挪移作業程序完成，其輻射源(指用過燃料)之輻射強度、移動流程及貯存位置與原先設計相較均無新增，故未影響設備及廠房之輻射防護能力。

2. 本案對燃料貯存相關支援設備之影響性

由於燃料束具密封性，其內部積存之放射性核種不會外釋造成空浮問題，故本案對於反應器廠房通風設備維持空氣清淨之能力無影響。

燃料池冷卻及淨化系統之輻射源係來自於池水中之污染物，例如一次側管路析出活化元素或是破損燃料滲出核種，與貯存燃料束數目無必然關係，故不受本案影響。

3. 對於輻防偵測儀器之影響

本案之現場皆已設有區域輻射偵測器及空浮偵測儀器，由於本案對於現場輻射劑量率之影響有限，經評估對其偵測範圍及示警能力不會造成影響。

4. 對於輻射區作業程序及劑量評估之影響

經評估本案對於現場輻射強度影響有限，不影響現有輻防管制作業程序，各項工作之劑量評估可悉依現有「輻射工作許可證」(RWP)流程辦理。

4.4.3.2 燃料傳送及挪移作業

上燃料池用過燃料貯存作業規劃於本復原案第1個工項執行，將退出時間較長之用過燃料由下燃料池移至上燃料池，核二廠已有上、下燃料池傳送與挪移的豐富經驗，規畫要點在於傳送用過燃料過程中之作業環境輻射劑量率之監測以及FME管制。

4.4.3.3 上燃料池上方之吊運作業

為避免發生大型重物於上燃料池上方發生掉落，造成多根燃料束損壞之事故，核二廠以行政管制方式限制該類物件之吊運路線不得跨越上燃料池。另外，燃料貯存期間亦以行政管制限制圍阻體內125噸吊車之吊運路線不得跨越上燃料池格架，以及限制125噸吊車與燃料台車在未使用時，不得停放在上燃料池之格架上方，以避免燃料貯存期間在上燃料池上方發生可能導致燃料破損的輻安事故。

4.4.3.4 燃料貯存期間上燃料池附近作業

當用過燃料束存放在上燃料池時，對於周邊空間輻射劑量率造成之影響甚小，現行之輻射工作管理機制包括輻射工作許可證(RWP)申請審查、輔助劑量計警報設定、輻防員例行巡視偵測、機動架設移動式區域輻射偵測器，以及空浮濃度連續監測等作為，

足以確保現場工作人員之輻防安全。另外，核二廠上燃料池東西側各裝設一支區域輻射監測器(ARM)，即時監測該區域之空間輻射劑量率，如輻射劑量率突然有異常狀況時，可立即發出警報通知現場人員撤離，並引動控制室警報，動員相關技術部門依程序書規定採取各項應變作為。

4.4.3.5 上燃料池相關運轉設備之影響

裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料，係將用過燃料由下燃料池之護箱裝載池移至上燃料池，由於上、下燃料池之水路利用池邊溢水孔保持往來循環，並使用相同之池水過濾系統與冷卻系統，且本次僅燃料位置由下燃料池移至上燃料池，總數量並無不變，因此並不會對上、下燃料池之池水過濾及冷卻系統造成輻射率升高之問題。此外，上燃料池池水循環管路皆已依照輻射劑量率強度，張貼必要之輻射示警標籤，提醒工作人員勿於附近逗留。

4.4.4 異常事故(件)之劑量分析

4.4.4.1 LOCA 事故

如第4.5.3節之評估結果，本項工作並不會造成LOCA或是影響LOCA事故之嚴重性，因此適用核二廠FSAR第15章之LOCA分析結果。

4.4.4.2 燃料掉落事故(FHA)

本案所貯存之用過核燃料均為經35年以上冷卻之帶匣燃料束，由於核二廠下燃料池燃料掉落事故之FSAR分析假設條件為「吊運中之燃料掉落，撞擊大修開蓋後26小時之下燃料池無匣燃料或爐心燃料」。考量核二廠並無回收燃料匣再使用之情事，燃料池格架內之用過燃料實際上皆有燃料匣保護，故FSAR「反應器廠房內FHA」及「下燃料池FHA」分析之嚴重性已可涵蓋本案之FHA事故，事故劑量適用FSAR FHA事故之分析結果。

4.4.5 結論

如前述，上燃料池貯放退出爐心 35 年以上用過燃料之後，分裂核種(如氬 85、銫 134/137)以及池壁積垢增建效應並不會造成輻射活度有明顯增加之情況，亦即不論是逸散出來的分裂氣體或是容量擴充後所增加的積垢，對於周圍環境所造成的輻射增幅是小到可以忽視的。「輻射安全」相關設計基準事故之評估結果亦顯示不會影響 FSAR 事故分析之廠外輻射劑量。另上燃料池用過燃料貯存作業將於本復原案第 1 個工項執行，且將經由相關輻防計畫及行政管制(大型重物吊運路線、燃料貯存期間圍阻體內 125 噸吊車之吊運路線不得跨越上燃料池格架，以及限制 125 噸吊車與燃料台車在未使用時，不得停放在上燃料池之格架上方等)儘可能合理抑低工作人員之輻射劑量及降低發生事故之風險。

4.5 事故評估

4.5.1 上燃料池之事故評估

核二廠上燃料池本身之事故評估載明於核二廠「上燃料池格架更新工程」GE 分析報告第 9.0 節^[2]，分為三部分：(1) Fuel Handling Accidents、(2) Loss of Cooling Accident 及(3) Acceptability of Stresses from Combined Loads。

有關第一部分的燃料吊運事故(Fuel Handling Accidents)，核二廠 FSAR 第 15.7 節有 3 個限制性事故：(1) Fuel handling accident inside reactor building，(2) Fuel handling accident in fuel storage building，(3) Spent fuel cask drop accident。根據 GE 「上燃料池格架更新工程」的分析報告，上燃料池之格架更新後，對於 FSAR 原有事故分析之輻射外釋部分並無影響。另外，FSAR 的燃料吊運事故係假設停止運轉後 26 小時的燃料之分裂產物存量來估算輻射劑量，本次規劃暫貯於上燃料池的燃料是一/二號機退出爐心至少 35 年的燃料，分裂產物存量極低，燃料吊運事故之輻射後果遠較 FSAR 分析結果輕微。

GE 「上燃料池格架更新工程」分析報告^[2]對上燃料池「燃料束掉落事件」之分析結果如表 4.8，顯示燃料束掉落撞擊格架或底板時，所造成之 k_{eff} 均小於 0.90。依本報告第 4.1 節的臨界分析結論，本次

規劃暫貯於上燃料池的燃料是一/二號機週期 1 至週期 4 退出的 GE8x8-2 燃料，其各種晶格(lattice)設計中，即使燃耗一個週期，最高 SCG k_{∞} 為 1.21247，可被 GE 公司「上燃料池格架更新工程」分析報告^[2]中臨界分析所使用之設計基準極限反應度燃料束，SCG $K_{\infty}=1.335$ 所涵蓋。故 GE「上燃料池格架更新工程」分析報告對上燃料池「燃料束掉落事件」之分析結果仍能適用於本案。

High Density Spent Fuel Storage System Assembly Drop Accident		
Case Summary		
No.	Case Description	Effect on Reactivity
1.	A fuel assembly drops 27 inches vertically and impacts the top of a fully loaded HDFSS module. The dropped assembly comes to rest horizontally on top of the HDFSS.	Analysis indicates that localized tube damage or fuel support member damage will occur, but neutron absorber material will not be removed from its position between adjacent fuel assemblies. A fuel assembly resting horizontally atop the HDFSS does not increase the system reactivity because the reactivity assumes an infinite vertical length of fuel (no neutron leakage in the vertical dimension). $k_{eff} < 0.90$
2.	A fuel assembly drops from 27 inches above the HDFSS, enters an empty storage position, and falls to the bottom of the storage position.	Structural analysis indicates that localized tube damage will occur and one neutron absorber plate may be damaged. A reactivity analysis of this case, with the neutron absorber plate between two fuel assemblies totally missing, shows that k_{eff} remains less than 0.90.
3.	A fuel assembly drops from 27 inches above the HDFSS and strikes a tube wall at an oblique angle.	Same as Case 2.
4.	A fuel assembly drops from 27 inches above the top of a fully loaded module and strikes the upper tie plates of 2, 3, or 4 fuel assemblies in storage.	It is not possible for a fuel assembly drop of 27 inches to drive four stored assemblies through the bottom of the module. Even so, the reactivity effect of this postulated event was calculated as a limiting value. An 18-inch section of fuel in four bundles in an unpoisoned square array was found to have a k_{eff} approximately equal to that of the system. There would be no increase in the overall reactivity $k_{eff} < 0.90$.
5.	A fuel assembly drops from 27 inches above the HDFSS, falls outside of the loaded HDFSS, and lodges adjacent and parallel to an unpoisoned occupied fuel storage position.	This case was analyzed for normal handling conditions; $k_{eff} < 0.90$.

表 4.8 「上燃料池格架更新工程」的分析報告，對上燃料池「燃料束掉落事件」之分析結果

第二部分喪失所有冷卻系統之情況，考量喪失所有冷卻系統後達到池水沸騰之可用時間與熱負載成反比，由於裝載池復原時上燃料池將貯放退出時間較長之用過燃料，依第 4.2 節分析，上燃料池暫存之用過燃料依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料數量事涉機敏，故不予公開，燃料束之衰變熱為 248W，其衰變熱負載仍只有不到 0.108624MW，約只有「下燃料池貯存容量第二次擴充案」熱流分析「非正常情況，全爐心退出至上燃料池」案例最高熱負載(~9.2 MW)之 1.2%。達到池水沸騰之可用時間與熱負載成反比，依第 4.2 節分析，達到池水沸騰之可用時間約 162 小時，其為「非正常情況，全爐心退出至上燃料池」案例 ENSA 分析結果(~2 小時)之百倍^[3]，也遠大於 GE 的分析結果(>7 小時)^[2]。經上述的分析說明，當上燃料池暫貯用過燃料期間，發生喪失所有冷卻系統事故，離上燃料池池水沸騰還有 6 天以上的時間，在事故處理上有充足的時間準備與因應。

有關第三部分的 Acceptability of Stresses from Combined Loads，GE「上燃料池格架更新工程」的分析結論為格架模組的各項應力之數值皆小於容許值，格架模組的完整性可以確保，可排除「地震造成臨界事故」。此外，針對上燃料池格架模組的應力分析，已經在「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」案，依據 New Load Adequacy Evaluation 報告的反應頻譜重新進行評估。藉由燃料束

至模組支撐之應力傳遞路徑中，計算各組件與接合鉚道於組合負載作用下，各項應力是否符合 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF 之許可值。應力分析之結果顯示各項應力之最大值皆小於 ASME Code, Section III, Subsection NF 所規範之容許值。考量新燃料與舊燃料重量幾乎相同，且裝載池復原期間規劃暫貯於上燃料池的用過燃料數僅佔上燃料池的可貯存總燃料數(663 束)約 67%，對於上燃料池暫貯用過燃料的格架模組應力分析，可由「上燃料池格架更新工程」案與「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」案的分析報告^[2]結論所涵蓋。

4.5.2 法規要求及接受準則

在安全分析報告中，必須針對臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全等領域，指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。

4.5.3 FSAR 安全分析與上燃料池事故之關聯

核二廠 FSAR 安全分析中^[1]，除了第 9 章之用過燃料池熱流分析及第 15.7 節之燃料吊運事故外，與「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」可能有關者包括第 6 章與 15 章之安全分析。對第 6 章與 15 章(第 15.7 節之燃料吊運事故除外)之安全分

析來說，除了冷卻水流失事故(loss-of-coolant accident, LOCA)圍阻體分析及電廠全黑 (Station Blackout, SBO) 外，各分析中都未假設上燃料池之運作，事故情況亦不會影響到上燃料池，因此，以下分別針對發生冷卻水流失事故及電廠全黑事故，對於上燃料池及FSAR 安全分析之影響進行討論。

4.5.3.1 冷卻水流失事故對上燃料池之影響

由於上燃料池與旁側連通的乾燥器貯存區之兩個閘門(乾燥器貯存區與反應爐穴之連通閘門及上燃料池與傳送池之連通閘門)在裝載池復原期間是關閉的，假設反應爐穴區域之水位下降時，上燃料池的池水水位僅從原來的液位75' 3"下降至堰牆高度75' 1"，仍遠高於用過燃料頂部(用過燃料頂部高度約47' 10")，因此，上燃料池可維持適當水位與冷卻水存量。

在冷卻水流失事故情況下，上燃料池池水溫度將以極為緩慢之速率上升(由第4.2.4.1節之評估結果可知，當燃料池冷卻系統不可用時，池水自46°C上升至100°C需6.75天，計算期間的池水溫升率 $(= (100 - 46)^{\circ}\text{C} / 6.75\text{天})$ 等於8°C/天；若長期喪失正常補水機制時，可以使用特定重大事故策略指引KS.2-03-05「大修時上燃料池(含爐心部份)的補水」進行上燃料池的衰變熱移除，維持上燃料池水位，可確保用過燃料被水淹蓋。

4.5.3.2 電廠全黑事故對上燃料池之影響

依據10 CFR 50.2之定義，電廠全黑是指電廠喪失緊要及非緊要匯流排之交流電源，亦即喪失廠外電源系統同時汽機跳脫加上廠內緊急交流電源系統不可用。10 CFR 50.63要求電廠須能承受SBO一個特定時間並復原。在電廠全黑的情況，上燃料池池水溫度在SBO特定時間內變化不大(如第4.2.4.1節的估算結果，等於8°C/天)，若有需要時，可以特定重大事故策略指引KS.2-03-05「大修時上燃料池(含爐心部份)的補水」使用消防車或移動式抽水機進行上燃料池的補水與衰變熱移除；或使用增設之補水及灑水設備來進行上燃料池的衰變熱移除。以上救援方式不使用既有SBO分析所用之電源，因此，不會影響既有SBO分析。

4.5.4 上燃料池暫貯用過燃料對 FSAR 安全分析之影響

4.5.4.1 對冷卻水流失事故之影響

在冷卻水流失事故情況，上燃料池池水溫度將以極為緩慢之速率(如第4.2.4.1節之估算：8°C/天)上升，不會增加事故情況進入圍阻體空間之質量/能量，不會影響設計基準圍阻體分析(如FSAR 6.2.1.1.3.8節「Long-Term Performance」及Figures 6.2-24/6.2-25 (圖4.4與4.5)，反應器廠房最高壓力與溫度發生在事故後6小時)之結果。

「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」對圍阻體分析之影響可分為「short-term reactor blowdown

phase」及「long-term performance」兩部分，在「short-term reactor blowdown phase」，熱流分析結果顯示正常運轉時上燃料池最高池水溫度低於46°C (114.8°F)，short-term reactor blowdown phase發生upper pool dump時上燃料池池水溫度可為圍阻體分析假設之池水溫度125°F (FSAR Table 6.2-28)所涵蓋。

在「long-term performance」，上燃料池達到池水沸騰之時間超過6天，事故後6天爐心內燃料之衰變熱負載遠低於6小時之衰變熱負載(如FSAR Figure 6.2-49 (圖4.6)與Table 6.2-11， Δ Normalized Core Heat 約20 MW)，而如Figures 6.2-24/6.2-25 (圖4.4與4.5)所示，6天後之反應器廠房壓力與溫度都已遠低於最高壓力與溫度，上燃料池之衰變熱負載只有不到0.10912 MW，於6天後加入此熱負載不會影響反應器廠房最高壓力與溫度。

4.5.4.2 對電廠全黑事故之影響

如第4.5.3.2節之評估。

4.5.5 結論

在本章中已針對臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全等領域進行分析，根據分析結果可確信本護箱裝載池復原案在執行上均能符合所需之安全要求。

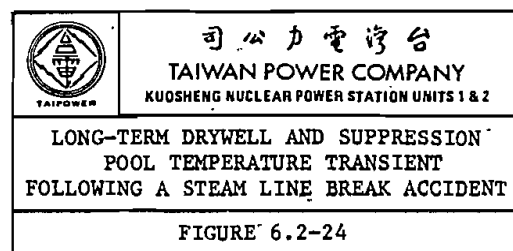
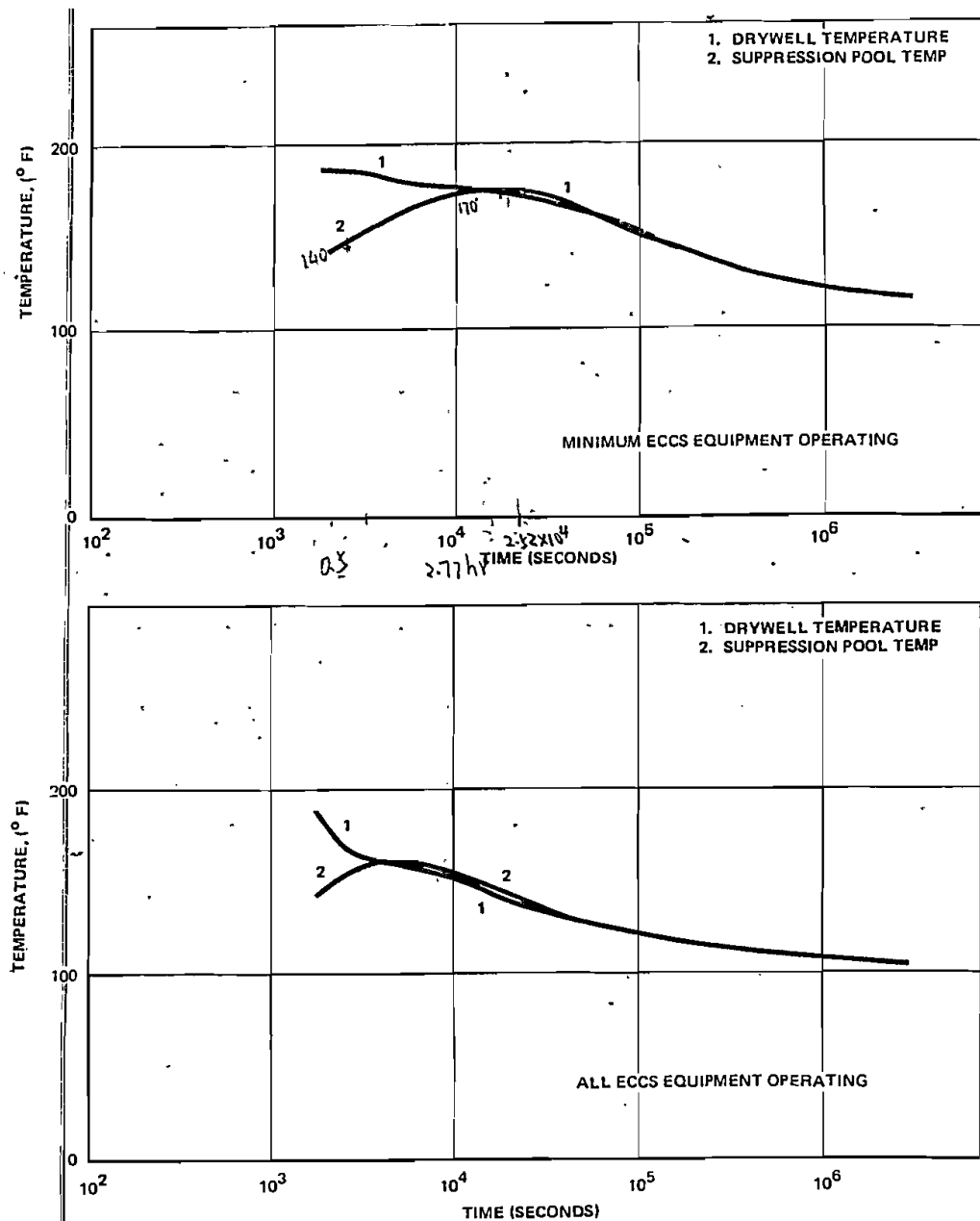


圖 4.4 核二廠 FSAR Figure 6.2-24

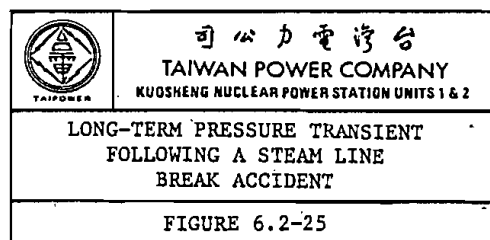
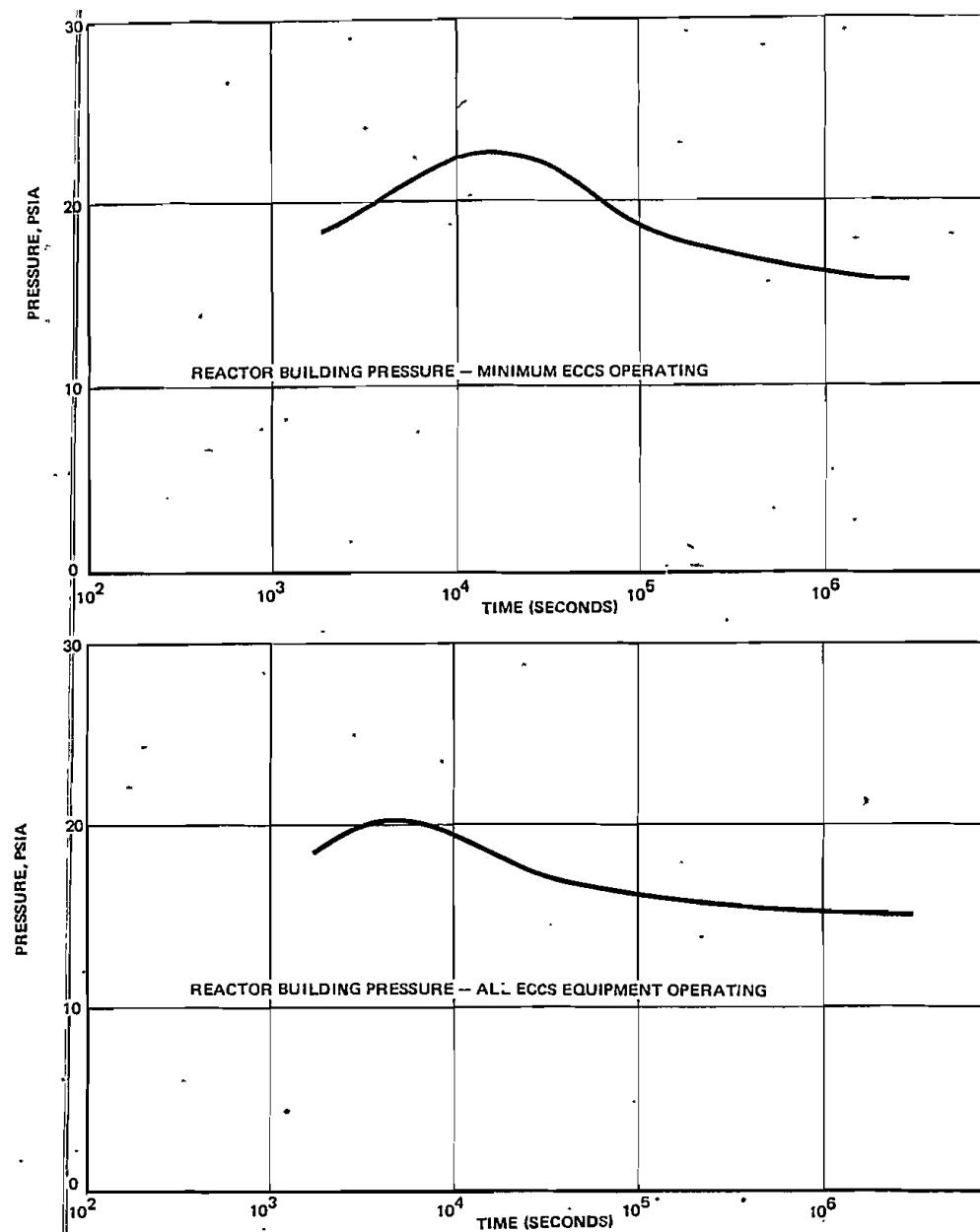


圖 4.5 核二廠 FSAR Figure 6.2-25

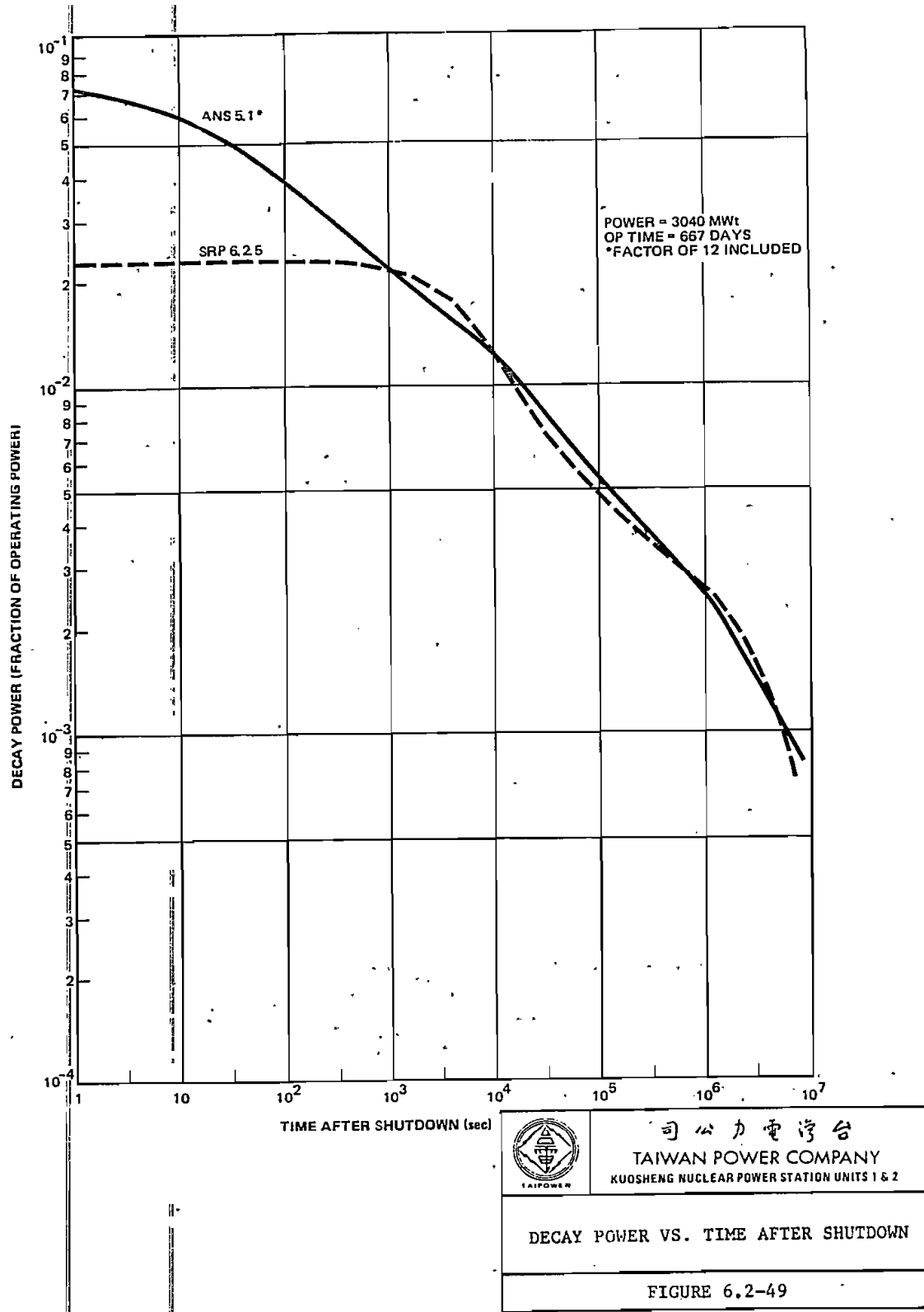


圖 4.6 核二廠 FSAR Figure 6.2-49

第五章 除役安全分析報告及除役技術規範之修改

裝載池復原期間需將原貯置於裝載池的用過燃料暫存於上燃料池，除役安全分析報告及除役技術規範必須配合修訂之條文評估如下：

5.1 除役安全分析報告修改內容

裝載池復原期間用過燃料暫存於上燃料池與機組大修期間將用過燃料暫存於上燃料池的做法無異，適用除役安全分析報告之相關規定。惟機組除役後即不再進行燃料填換作業(refueling)，相關敘述擬修訂如下：

1. 12.2 RADIATION SOURCES

12.2.1.7 Stored Radioactivity

...

All spent fuel is stored in the spent fuel pool and cask loading pool, ^{or} ^{in the upper pool temporary} until dry cask storage and/or transport offsite is available.

2. 12.3 RADIATION PROTECTION DESIGN FEATURES

12.3.2.2.2.4 Temporary Fuel Storage Pool. During ^{fuel transfer} ^{refueling}, spent fuel may be stored for a short period of time in the upper pool. The areas under the pool were conservatively examined for the worst condition of the pool being full of assemblies. The shielding of the pool was designed to limit the dose rate in the area under the pool to less than 100 mr/hr.

當裝載池復原工作完成後，需進行除役安全分析報告修訂，恢復原本裝載池功能之敘述(即恢復裝載池格架安裝前之 FSAR 版本內容)，以符合機組現況。相關需配合修訂之條文評估如下：

1. LIST OF TABLES (page 9-Vii)

LIST OF TABLES

<u>Table No.</u>	<u>Title</u>	<u>Page</u>
.....		
9.1-10	Large (East) Pool Rack Module Data	9.1-46
9.1-11	Cask Loading Pool Rack Module Data	9.1-47
9.2-1	Emergency Circulating Water System Component Descriptions	9.2-37
.....		

2. LIST OF FIGURES (page 9-ix)

LIST OF FIGURES

<u>Figure No.</u>	<u>Title</u>
.....	
9.1-5b	Spent Fuel Pool Fuel Storage Rack General Arrangement for Large (East) Pool
9.1-5e	Spent Fuel Pool Storage Rack General Arrangement for Cask Loading Pool
9.1-6a	Typical High-Density Fuel Rack Module
.....	
9.1-23	Reactor Building Upper Pool and Spent Fuel Pool Temperatures Full Core Discharge 18-month Refueling Cycle
9.1-24	Heat Generation of Spent Fuel Pool for Spent Fuel in Fuel Rack on Cask Loading Pool
9.1-25	Integral Temperature of Spent Fuel Pool for Spent Fuel in Fuel Rack on Cask Loading Pool

.....

.....

3. 9.1.2.1 Design Bases (Page 9.1-5)

9.1.2.1 Design Bases

H. The spent fuel storage racks shall be capable of holding the spent fuel, resulting from approximately ~~2735~~³²⁴⁰ years of operation and still provide storage capacity for the removal of all the fuel assemblies in the reactor. If ~~the new spent fuel racks are installed in cask loading pool~~
~~the storage locations for the removal of all the fuel assemblies in the~~
~~reactor are shifted to the reactor building upper,~~ the spent fuel storage rack shall be capable of holding the spent fuel, resulting from approximately ~~3240~~³²⁴⁰ years of operation.

4. 9.1.2.2 Facilities description (Page 9.1-5)

9.1.2.2 Facilities description

The spent fuel pool (SFP) storage arrangement shown on figures 9.1-5a and 9.1-5b is provided with a poisoned high-density rack design as shown on figure 9.1-6a. The reactor building upper pool fuel storage area shown on figure 9.1-7 is provided with a rack design similar to the spent fuel pool storage racks. ~~The spent fuel pool storage arrangement for cask loading pool is shown on figure 9.1-5C.~~ The reactor building upper pool support structure is shown on figures 9.1-8a and 9.1-8b.

...

~~Each cask loading pool is installed with four Lungmen's B type racks. The racks in the cask loading pool of Unit 1 are labeled as modules B01, B02, B06 and B07; the racks in the cask loading pool of Unit 2 are labeled as modules B03, B04, B08 and B09 as presented in Table 9.1-11.~~

...

The fuel racks are free-standing; no floor anchors or wall supports are

provided. The fuel rack structure maintains the geometric spacing required for reactivity control under all postulated normal and abnormal conditions (References 4^o and 5^o and 11).

5. 9.1.2.3 Safety Evaluation (Page 9.1-6)

9.1.2.3 Safety Evaluation

...

1. Criticality Control

Criticality safety evaluation for modules N1 through N4 constructed under the second SFP reracking project is provided in Reference 4. Criticality safety evaluation for Modules A through E is provided in Reference 5 to 7.

~~Criticality safety evaluation for modules installed at cask loading pool is provided in Reference 11.~~

...

6. 9.1.2.3 Safety Evaluation (Page 9.1-7)

9.1.2.3 Safety Evaluation

2. Spent Fuel Rack Design

a. The small (west) pool contains 13 fuel racks with 1986 storage cells. The large (east) pool contains 17 fuel racks with 2412 storage cells. Therefore, a maximum of 4398 fuel assemblies can be stored in the two spent fuel pools.

~~The cask loading pool contains~~

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料數量事涉機敏，故不予公開

7. 9.1.3.2.1.1 Cooling Subsystem. (Page 9.1-13)

9.1.3.2.1.1 Cooling Subsystem.

A. One loop cooling the spent fuel pools while the other loop provides purification of the reactor building upper pool to rapidly gain clarity.

~~B. One loop cooling the spent fuel pools and the reactor building upper pool while the other loop is used for rapid drain of the cask loading pool.~~

....

The closed pumping loop circulates water through a heat exchanger and the filter/demineralizer and returns the flow to the pools by discharging it either through diffusers mounted in the transfer canal and the reactor building upper pool or through the cooling inlet pipe located under the water surface of spent fuel pool skimmers in these pools, ~~excluding these seal welded inlet and outlet pipes at cask loading pool,~~ collect the overflow and direct it to a drain tank that provides a surge volume and a net positive suction head for the SFPCP system pumps.

....

8. 9.1.3.3 Safety Evaluation_ (Page 9.1-16a)

9.1.3.3 Safety Evaluation

~~Figure 9.1-24 and 9.1-25 show the heat generation and integral temperature of spent fuel pool for the spent fuel in fuel racks on cask loading pool. The heat generation and pool temperature is discussed in Reference 11.~~

9. 9.1.4.2.3 Departure of Fuel From Site (Page 9.1-21)

9.1.4.2.3 Departure of Fuel From Site

...

The cask crane then transfers the cask to the cask wash-down pool where the cask is sprayed with water from the condensate storage tank prior to being moved to the cask decontamination area. *

~~*only valid after the functionality of cask loading pool is restored.~~

10. 9.1.5 REFERENCES (Page 9.1-36)

9.1.5 REFERENCES

~~11. 核能二廠護箱裝載池格架安裝安全分析報告，台灣電力公司，中華民國 105 年 3 月。~~

- ### 12.1.2.2 Equipment General Design Considerations for ALARA

12. 12.2.1.7 Stored Radioactivity (Page 12.2-11)

• • • • •

13. 12.3.2.2.4.1 Spent Fuel and Cask Pools. (Page 12.3-13)

• • • •

~~The cask loading pool will be only filled with the spent fuel offloaded from the first to the fourth fuel cycles.~~

14. Table 3.2-1 (page 3.2-17)

Table 3.2-1
QUALITY CLASSIFICATION LIST

System or Equipment	Quality Group	Seismic Category	Standard or Principal Code	Notes
.... Fuel storage racks in spent fuel pool, upper reactor building pool, cask loading pool, and new fuel storage vaults	... - ...	... I ...	... - ...	... (x) ...

15. Table 3.2-1 (page 3.2-37)

Table 3.2-1
QUALITY CLASSIFICATION LIST

System or Equipment	Quality Group	Seismic Category	Standard or Principal Code	Notes
...	...	...	...	
Cask loading pool and liner	-	I	ACI/AISC	
...	...	...	...	

16. Table 9.1-8 (Page 9.1-44)

Table 9.1-8

LOSS OF POOL COOLING CAPABILITY

Time, to reach boiling (212°F) after loss of pool cooling (hr) without makeup water	10.4 ^{10.0} 11.71
Time for water to drop to a level 3 meters above the top of the fuel bundles* (hr) without makeup water	76 ⁷⁶ 87.58
Maximum evaporation rate (gpm) without makeup water	36.8 ^{36.8} 35.6
Total evaporation for 30 days (gal.) with makeup water	1.15 ^{1.15} × 10⁶ ^{10⁶} 1.27 × 10 ⁶

17. Table 9.1-11 (Page 9.1-47)

~~Table 9.1-11~~

~~CASK LOADING POOL MODULE DATA~~

Unit	Number of Cells Per Module				Nominal Wt. in lbs Per Module
	Module I.D.	N-S	E-W	Total	
Unit 1	B01	10	11	110	14360
	B02	10	11	110	14360
	B06	10	11	110	14360
	B07	10	11	110	14360
Unit 2	B03	10	11	110	14360
	B04	10	11	110	14360
	B08	10	11	110	14360
	B09	10	11	110	14360

18. Figure 9.1-5c 刪除

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

19. Figure 9.1-10 更新

WAS :

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

20. Figure 9.1-24 删除

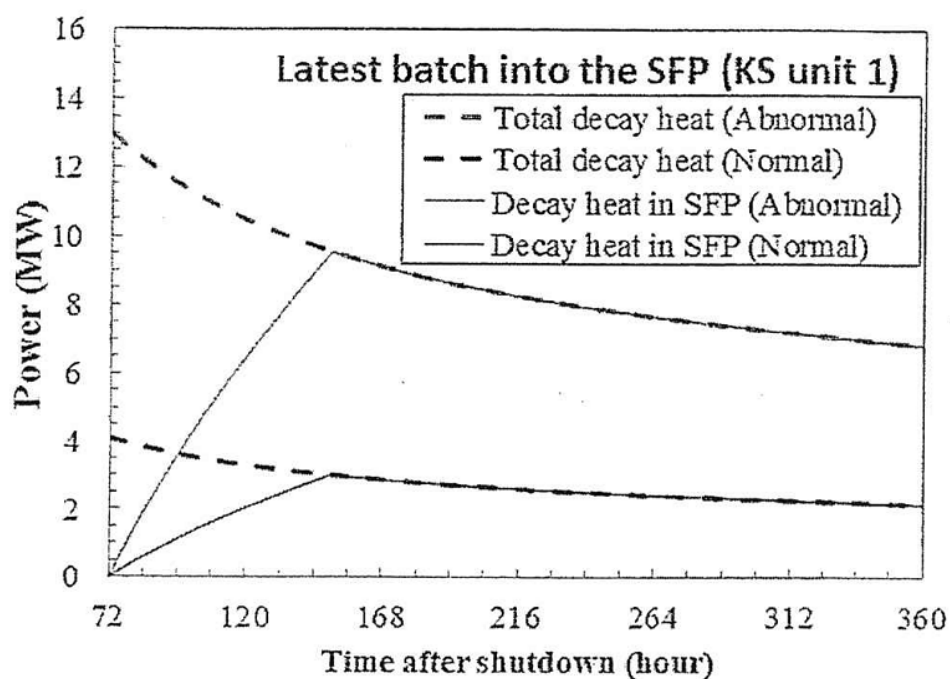


Figure 9.1-24 Heat Generation of Spent Fuel Pool for Spent Fuel in Fuel Rack on Cask Loading Pool

(Refer to reference 11)

21. Figure 9.1-25 删除

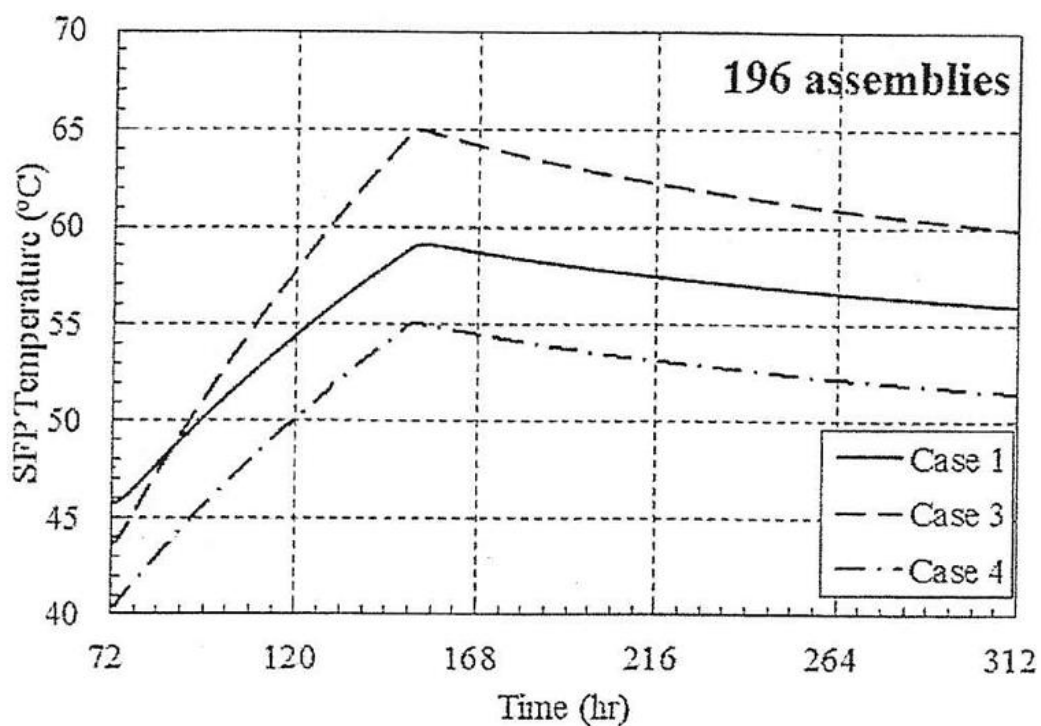


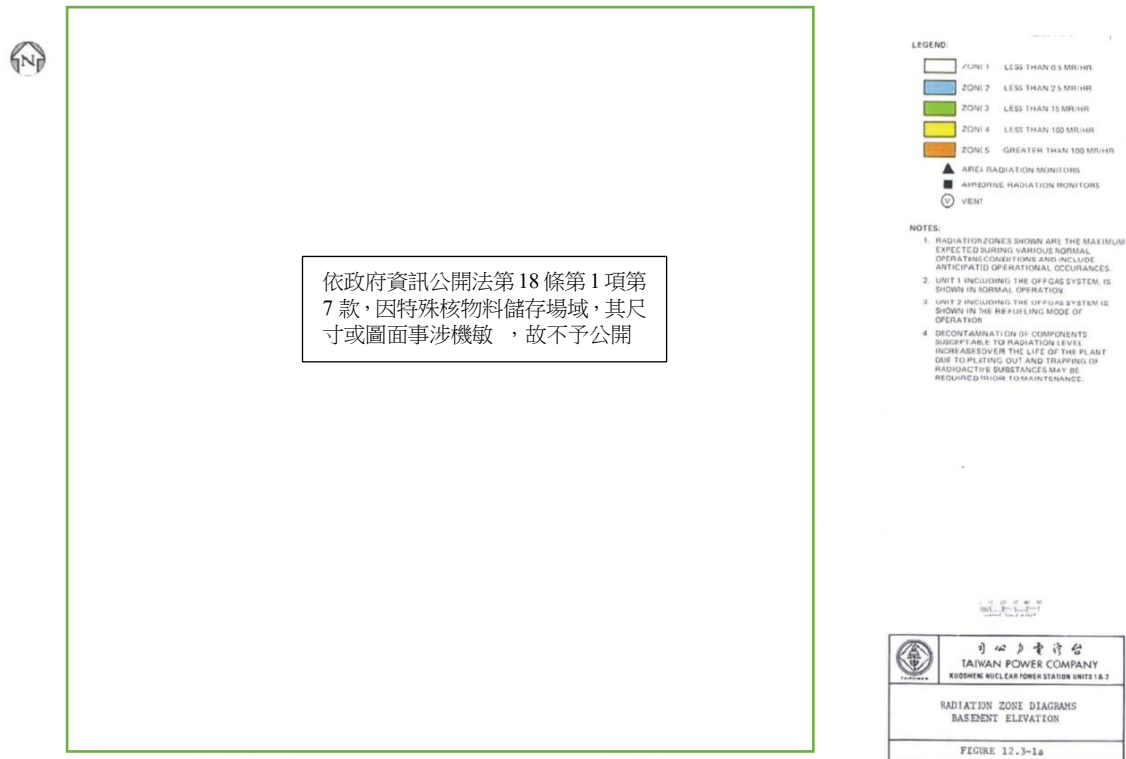
Figure 9.1-25 Integral Temperature of Spent Fuel Pool for Spent Fuel in Fuel Rack on Cask Loading Pool

	$T_{Max} (^{\circ}C)$	Occur Time (hr)	$Q_{bundle} (MWt)$
Case 1	59.09	154.0	4.99
Case 3	65.01	152.0	12.62
Case 4	55.07	151.0	12.65

(Refer to reference 11)

22. Figure 12.3-1a 更新

WAS :



IS : (異動處如雲彩框所示)



5.2 除役技術規範修改內容

機組執行裝載池復原期間，用過燃料暫存於上燃料池與機組大修期間將用過燃料暫存於上燃料池的做法無異，符合除役技術規範之規定，經評估無需進行條文修訂。

當裝載池復原工作完成後，需進行修訂並恢復原裝載池功能之條文敘述，以符合機組現況。相關需配合修訂之條文評估如下：

1. ITS 3.7.7

3.7.7 Fuel Pool Water Level

LCO 3.7.7 The fuel pool water level shall be $\geq 7.01\text{m}$ (23ft) over the top of irradiated fuel assemblies seated in the spent fuel storage pool, ~~cask loading pool~~ and upper containment fuel storage pool racks.

2. ITS 4.3.1.1

~~d. A nominal fuel assembly center to center storage spacing of 6.57 inches, within a neutron poison material between storage spaces, in the storage racks in the cask loading pool.~~

3. ITS 4.3.3.3

~~4.3.3.3 No more than~~

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料數量事涉機敏，故不予公開

~~y be stored in the cask loading pool. These spent fuels are offloaded from the first to the fourth fuel cycles.~~

4. ITSB SR 3.7.7.1

SURVEILLANCE REQUIREMENTS

This SR verifies that sufficient water is available in the event of a fuel handling accident. The water level in the spent fuel storage pool, ~~cask loading pool~~ and upper containment fuel storage racks must be checked periodically. ...

第六章 10 CFR 50.92(c) 評估

核二廠護箱裝載池復原工作之安全評估報告內容，包含：1. 臨界安全、2. 熱流分析、3. 上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析、4. 輻射安全及 5. 事故評估等項目。本報告已經審慎評估，確認可符合美國核管會 10CFR 50.92 (c) 三個基準評估項目之要求，包括(1). 先前評估過的事故的機率或後果，沒有顯著的增加。(2). 不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件。(3). 安全餘裕沒有顯著的降低。

R1

6.1 先前評估過的事故

裝載池復原期間，本公司將依據 DCR 設計文件，並參照「護箱裝載池復原特殊程序書」，做為施工之依據，提供裝載池復原之相關程序，以確保池內物件移除、盲封管路及不銹鋼銲接構件等功能復原之正確性及作業安全。

為進一步降低風險、避免大型重物掉落於上燃料池上方，將以行政規定進行管制，包括圍阻體內 125 噸吊車之吊運路線不得跨越上燃料池格架，以及限制 125 噸吊車與燃料台車在未使用時，不得停放在上燃料池之格架上方且吊掛時還將沿著規劃好的安全移動路徑移動，並依照事先準備好之相關程序書進行現場作業，同時將依據核二廠既有之輻射防護計畫，採取必要之輻射防護措施。因此，本報告所提出的修改內容，不會顯著增加先前評估過的事故的機率或後果。

6.2 新的或不同於先前所評估過的意外事件

本復原案係恢復裝載池至原有的設計功能及狀態，同時確認裝載池復原過程，上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運轉操作無安全疑慮。上燃料池在「格架更新工程」完成後，機組大修爐心更換燃料期間原本即用以存放各種不同燃耗之用過燃料。且上燃料池於裝載池復原期間，所貯放之用過燃料退出爐心時間很長，其衰變熱較機組大修爐心更換燃料期間所暫存之用過燃料衰變熱更低。

本公司評估所提出的修改內容符合原能會所頒布「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，根據評估與審查的結果，確認所提的修改內容，對於「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之預期意外事件，並不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件。

6.3 安全餘裕

上燃料池在大修爐心更換燃料期間原本即用以貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料。護箱裝載池復原施工期間，必須先將裝載池內貯存之燃料清空，後續才能進行格架移除及管路復原等工程。因此，必須利用上燃料池作為燃料暫存區。核二廠在「上燃料池格架更新工程案」及「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存案」中，已對「大修更換燃

料期間貯存用過燃料」及「運轉中貯存新燃料」之影響完成安全評估，相關的廠家分析報告已獲大會同意核備。本報告係基於已獲大會核備的相關報告，再確認護箱裝載池復原過程及上燃料池的安全餘裕，並涵蓋下列範圍。

1. 臨界安全分析

有關臨界安全分析，核二廠上燃料池格架更新工程案之臨界安全分析係由更新案之廠商 GE 公司完成，GE 公司針對電廠壽命中預期可能貯存之「反應度最高之燃料」進行分析，訂定接受準則為最大 SCG $k_{\infty} \leq 1.335$ ，對應之上燃料池格架內 k_{∞} 小於 0.90。依原能會審查規範之要求，格架分析有效中子增殖因數之限值為 ≤ 0.95 ，因此，上燃料池格架分析保留至少 0.05 Δk 之額外餘裕。而本案預備貯放於上燃料池之燃料為週期 1 至週期 4 的用過燃料，即使假設格架貯滿最高反應度燃料，亦不會達到臨界，並且距安全限值仍有相當大的餘裕，既有的臨界安全分析結果仍可適用，並無臨界安全之顧慮。

2. 熱流分析

對於熱流分析，則分析整體水溫、局部水溫、喪失強制冷卻補救時間、補水系統的能力等 4 種情形，其說明如下：

(1) 「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」

衰變熱負載已降至極為輕微，正常情況只要有小量補水即可提

供適當冷卻。冷卻水進入上燃料池後溫升很小，所以上燃料池於裝載池復原期間貯放裝載池現存之用過燃料並不會因池水冷卻而產生安全上的問題。依 4.2.2 章節說明，上燃料池貯存用過燃料，仍可滿足原能會審查規範在正常情況下之接受準則「池水溫度不得超過 60°C (140°F) 」。

- (2) 依 4.2.3 章節說明，上燃料池局部池水與燃料護套溫度將相當接近上燃料池池水溫度(低於 46°C)，「正常情況下」池中溫度遠低於發生局部沸騰之門檻。
- (3) 依 4.2.4 章節說明，若上燃料池喪失強制冷卻後無補水，亦有極長時間可以採取補救措施。保守估算喪失強制冷卻達到池水沸騰之時間超過 6 天，且自沸騰發生至池水水位下降至燃料頂端上方 3 公尺之時間超過 43 天，電廠人員有足夠時間採取補救行動，且池水的蒸發率可為補水系統之容量所輕易涵蓋。
- (4) 本公司將比照用過燃料池，參採 NEI 06-12 之建議增設額定流量 500gpm 之補水系統，以及額定流量 200gpm 之灑水系統，補水及灑水範圍可涵蓋上池北側之燃料儲存區(Fuel Storage Area)。

3. 上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析

依 4.3 章節評估說明，採用 SSHAC Level 3 審查程序之核二廠廠址地震危害分析結果，以及 EPRI 3002009564 報告所提供之評估方法，執行核二廠上燃料池地震失效模式定性評估、上燃料池結構耐震餘裕評估及地震後上燃料池所貯存核子燃料裸露時間評估，上燃料池水位在地震發生後 72 小時內沒有補水的情況下，仍可高於燃料束三分之二高度，滿足相關接受準則。

另核二廠上燃料池燃料貯存格架動力分析，以有限元素模型進行非線性動態分析，計算所得之組合應力皆符合 ASME Code, Section III, Subsection NF 規定。

4. 輻射安全

輻射安全評估依 4.4 章節說明，由於核二廠早期已完成「上燃料池格架更新工程」且安全分析報告已獲核備，佐以在上燃料池吊運與暫貯燃料的豐富經驗，本報告輻射安全評估係對於「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之輻射源與輻射劑量率、區域與空浮放射活性偵測、合理抑低計畫，以及事故劑量等部分，針對差異部分予以補強。「輻射安全」相關設計基準事故之評估結果顯示不會影響 FSAR 事故分析之廠外輻射劑量。

5. 事故評估

事故評估依 4.5 章節說明，核二廠上燃料池本身之事故評估可參照核二廠「上燃料池格架更新工程」GE 分析報告第 9.0 節，分為三部分：(1) Fuel Handling Accidents、(2) Loss of Cooling Accident 及(3) Acceptability of Stresses from Combined Loads。上燃料池燃料掉落事件既有的分析結果仍可適用，並無安全之顧慮。上燃料池暫貯用過燃料期間，發生喪失所有冷卻系統事故，離池水沸騰還有 6 天以上的時間，在事故處理上有充足的時間準備與因應。對於上燃料池暫貯用過燃料的格架模組應力分析，可由「上燃料池格架更新工程」案與「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」案的分析報告結論所涵蓋。

在冷卻水流失事故情況下，上燃料池池水溫度將以極為緩慢之速率上升；若長期喪失正常補水機制時，可以使用特定重大事故策略指引 KS.2-03-05 「大修時上燃料池(含爐心部份)的補水」進行上燃料池的補水與衰變熱移除。

在電廠全黑事故的情況，上燃料池池水溫度在 SBO 特定時間內變化不大，若有需要時，可採取特定重大事故策略指引 KS.2-03-05 「大修時上燃料池(含爐心部份)的補水」進行上燃料池的補水與衰變熱移除，不會影響既有 SBO 分析。

因此，在以上安全評估後，可以確認核二廠護箱裝載池復原過程及上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料，其安全餘裕沒有顯著的降低或受影響。

綜觀以上章節分析評估，本公司確認所提出的修改內容，均可符合 10 CFR 50.92 (c)的三項接受準則，不會顯著影響機組安全。

第七章 評估總結

「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」與機組運轉模式「大修更換燃料期間貯存用過燃料、運轉中貯存新燃料」主要的差異是在衰變熱負載(即熱流分析)。本案規劃貯放於上燃料池的用過燃料，其退出時間均達 35 年以上，每束燃料之衰變熱負載極為輕微，僅有 248 W，正常運轉時只要有小量補水即可提供適當冷卻，冷卻水進入上燃料池後之溫升很低，上燃料池「除役期間貯放退出時間較長之用過燃料」之影響極為輕微，並無安全顧慮。

本報告第四章依「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所要求之五大範疇(臨界安全、熱流分析、結構分析、輻射安全、事故評估)進行「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之評估，並配合修訂除役安全分析報告及除役技術規範之條文內容。評估結果均可滿足相關接受準則。

在臨界安全方面，本案預備存放於上燃料池之燃料為目前貯存於護箱裝載池的用過燃料，剩餘反應度極低，並無違反臨界安全之顧慮。在輻射安全方面，對於周圍環境所造成的輻射增幅也是極為輕微的。上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析結果顯示可符合相關接受準則與規定。另外在事故評估方面，本案並無顯著影響。

在最關鍵的熱流分析方面，因熱負載極為輕微，冷卻水進入上燃料

池後之溫升很低，上燃料池最高池水溫度遠低於限值；在事故情況下，只要 0.699 gpm 的補水即可補足池水的蒸發率。若喪失強制冷卻後無補水，採取補救措施的可用時間極長：達到池水沸騰之時間超過 6 天（保守未考慮乾燥器貯存區內池水之效應，若考慮此效應，時間為兩倍以上），池水水位開始下降至燃料頂端上方 3 公尺之時間超過 43 天，有足夠時間採取補救行動，且池水的蒸發率可為補水系統之容量所輕易涵蓋，故可滿足審查規範接受準則。雖然如此，本公司仍將比照用過燃料池，另案增設補水及灑水設備，可確保用過燃料不會損壞釋出放射性。

在事故評估方面，可由既有的「上燃料池格架更新工程」案與「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」案的分析報告結論所涵蓋。在冷卻水流失事故及電廠全黑事故情況下，可採取特定重大事故策略指引進行上燃料池的補水與衰變熱移除。

本案於獲大會審查同意後，將依本報告第五章內容進行後續除役安全分析報告及除役技術規範修訂作業。

本公司確認本報告所提出的修改內容均可符合 10 CFR 50.92 (c) 的三項接受準則，不會顯著影響機組安全。

另從環境考量，「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」並不會違反安全持照基準，以及對於廠內沒有顯著增加個人或累積的職業輻射曝露量，對廠外環境亦無影響。

參考文獻

- [1] Kuosheng Final Safety Analysis Report (110年版)。
- [2] 核二廠「上燃料池格架更新工程」GE安全分析報告：“Kuosheng Nuclear Plant Units 1 and 2 Containment Upper Spent Fuel Pool Modification Report,” General Electric, Oct. 1985.
- [3] 核二廠「用過燃料池貯存容量第二次擴充案」ENSA安全分析報告：“Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units I and 2,” ENSA, Equips Nuclear, S.A, & Pacific Engineers and Constructors, Ltd., Revision 0, July 2003.
- [4] 台灣電力公司，「台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告-國聖核能發電廠(定稿版)」，民國110年2月。
- [5] 本公司核能發電處「ISI-PT-24-1 溶劑移除液滲檢測」程序書。
- [6] 「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，原子能委員會(民國79年2月)。
- [7] 核二廠「裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告Rev. 2」，泰興公司，民國106年4月6日。
- [8] 「運轉中核能電廠新增設施設計地震討論會議」會議紀錄，原子能委員會(103年9月5日)。
- [9] SECY-13-0112, Enclosure 1, “Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel

Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor” , NRC,
October 2013.

[10] NUREG-1738, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident
Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” NRC,
February 2001.

[11] GEH報告： “Dose Consequences of Spent Fuel Pool Boiling
in the Upper Fuel Pool at Kuosheng Units I and 2” , GEH,
June 2015.

[12] 本公司核能發電處「ISI-VT-24-1 目視檢測(ASME Code XI以外
之檢測項目)」程序書。

[13] EPRI, “Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool
Integrity Evaluation, ” EPRI 3002009564, January 2017.

附件一

核二廠上燃料池結構完整性評估

台灣電力股份有限公司
中華民國 111年 5 月

本報告書僅供

政府機關參考⁽¹⁾

請勿轉載

核二廠上燃料池結構完整性評估

核能研究所

中華民國 111 年 5 月

目錄

目錄	i
附圖目錄	ii
附表目錄	iii
1 前言	1
2 分析方法與可接受準則	3
2.1 分析目的	3
2.2 分析依據	4
2.3 分析方法	4
2.3.1 結構分析	5
2.3.2 非結構類分析	8
2.4 高 GMRS 廠址之分析可接受準則	15
2.5 核二廠上燃料池完整性評估差異說明	17
3 上燃料池設計	19
3.1 結構設計	19
3.2 用過燃料儲存	21
3.3 用過燃料冷卻與淨化系統	22
4 核二廠檢核與分析結果	25
4.1 結構分析	25
4.2 非結構分析	32
4.2.1 上燃料池穿越孔失效	32
4.2.2 燃料傳送閘門失效	33
4.2.3 虹吸效應	33
4.2.4 池水震盪濺溢	34
4.2.5 池水沸騰流失	37
5 總結	45
參考資料	49
 附錄 A 核二廠上燃料池 HCLPF 耐震能力評估	 A-1
附錄 B 台電公司審查意見回覆	B-1

附圖目錄

圖 2.1 爐心熱功率與用過燃料池熱負載實際個廠數據.....	13
圖 3.1 上燃料池與用過燃料池廠房位置側視圖(由西向東).....	19
圖 3.2 上燃料池側視圖(由西向東).....	20
圖 3.3 上燃料池俯視圖.....	20
圖 3.4 上燃料池燃料格架模組設計圖.....	21
圖 3.5 用過燃料冷卻與淨化系統設備配置與流徑圖.....	23
圖 4.1 核二廠上燃料池俯視圖.....	26
圖 4.2 核二廠反應器廠房 FIRS	27
圖 4.3 核二廠反應器廠房有限元素結構模型 ^[9]	28
圖 4.4 核二廠反應器廠房 ISRS 節點編號列表 ^[9]	29
圖 4.5 上燃料池北側牆面降伏線形狀.....	30
圖 4.6 上燃料池北側牆面降伏面對應剪力面積示意圖.....	30
圖 4.7 上燃料池底部樓板降伏線形狀.....	31
圖 4.8 上燃料池底部樓板降伏面對應剪力面積示意圖.....	31
圖 4.9 上燃料池頂南北向包絡 ISRS	35
圖 4.10 上燃料池頂東西向包絡 ISRS	35

附表目錄

表 2.1 高 GMRS 廠址分析方法與可接受準則	16
表 4.1 上燃料池結構分析檢核結果.....	32
表 4.2 穿越上燃料池結構穿越管路.....	33
表 4.3 計算上燃料池地震時噴濺高度所需數據.....	34
表 4.4 計算上燃料池水量所需數據.....	38
表 4.5 乾燥器部件體積及零件數量表.....	39
表 4.6 計算上燃料池燃料裸露於水面所需數據.....	41
表 5.1 核二廠上燃料池完整性評估檢核結果.....	47

[本頁空白]

1 前言

2011 年日本福島地區核能發電廠因強震引發超越設計基準海嘯，導致機組發生爐心燃料受損及放射性物質外釋，位於廠區內的用過燃料池，因廠區長時間喪失電源供應，使得用過燃料池因喪失冷卻能力而導致池水溫度上升，所儲存的用過燃料因而有發生損壞的疑慮。

鑒於日本福島地區核子事故引發國際間對核能電廠耐震設計的疑慮，各國管制單位均立即要求所屬核能電廠進行耐震相關設計之評估與地震風險分析，我國原子能委員會亦要求台電公司針對運轉中核能電廠，進行地震瀕危效應分析、耐震設計再驗證等與防震相關的評估工作，其中因應地震風險再評估之用過燃料池完整性亦為分析重點項目之一。核二廠因應燃料裝載池復原作業，需於上燃料池暫時置放用過燃料，為確認暫時置放用過燃料於地震發生時的安全性，將比照位於燃料廠房用過燃料池之評估模式，執行上燃料池完整性評估。

本報告依據美國核管會(US Nuclear Regulatory Commission, 以下簡稱 USNRC)針對核能電廠地震風險再評估之相關管制要求，以台電公司完成之地震危害分析資深委員會(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)所訂定第 3 層級(以下簡稱 SSHAC Level 3)審查程序之核二廠廠址地震危害^[1]，並引用 EPRI 3002009564^[2]報告之分析方法執行核二廠上燃料池完整性評估，其目的為依據現有上燃料池設計與運轉方式，確認地震發生後造成上燃料池池水快速流失的事件，分析內容包括上燃料池地震失效模式定性評估、上燃料池結構耐震餘裕評估及地震後上燃料池所貯存核子燃料裸露時間評估。

有關 EPRI 3002009564 報告之分析方法與可接受準則說明於報告第 2 章；第 3 章則概要說明核二廠上燃料池結構設計、上燃料池用過

燃料儲存現況與上燃料池冷卻與淨化之功能設計；第 4 章依據 EPRI 3002009564 報告之要求，進行各項評估與檢核；整體評估的結論則說明於本報告第 5 章。

2 分析方法與可接受準則

EPRI 1025287 報告^[3]依據 USNRC 在聯邦法規 10CFR50.54(f)及 Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1(以下簡稱 NTTF 2.1)之要求，提出地震風險再評估導則，目的在於了解核能電廠潛在地震風險，並提出風險顯著性較高的地震風險來源，其中有關用過燃料池完整性分析，著重於定義地震導致用過燃料池的池水快速流失事故。在 EPRI 1025287 報告^[3]的第 7 章，除了以量化方式定義用過燃料池的池水快速流失之外，同時也定義需評估的失效模式及相關評估導則，但對於地震造成用過燃料池結構失效評估、虹吸破壞裝置因地震失效評估及用過燃料池熱負載評估等議題，並未詳細說明其分析方法與可接受準則。

為提供美國境內核能電廠更具可行性的分析方法與可接受準則，以回應 USNRC 在 NTTF 2.1 中對於用過燃料池之評估要求，同時考量美國境內只有約 25% 的核能電廠位於高地震危害區域，因此 EPRI 分別提出低地震危害與高地震危害兩類廠址之分析方法與可接受準則，以下說明核二廠上燃料池所適用的分析方法，並歸納所引用的可接受準則。

2.1 分析目的

核能電廠用過燃料池，因所儲存用過燃料產生的衰變熱遠低於剛退出爐心的用過燃料，再加上池水的水存量可以提供長時間冷卻功能，因此可透過定性分析，驗證池中儲存用過燃料所引發的風險，可滿足核能電廠整體運轉設計需求。

本分析的目的是以系統化方式，依據 SSHAC Level 3 程序產出之

核二廠機率式地震危害分析(Probability Seismic Hazard Analysis, PSHA)^[1]，評估地震對於核二廠上燃料池完整性的影響，分析時依據美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI) 針對地震風險再評估中有關用過燃料池完整性評估，所發展的評估導則(EPRI 3002009564)^[2]，進行核二廠上燃料池完整性評估，該評估導則由 USNRC 於 2017 年 2 月認可使用於回應地震風險再評估中有關用過燃料池之評估^[4]。

2.2 分析依據

EPRI 於 2016 年 2 月以 EPRI 3002007148 報告^[5]，提出因應 NTTF 2.1 所要求地震風險再評估中，有關用過燃料池完整性評估方法，並以地表地震動反應頻譜(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)之頻譜加速度峰值(peak spectral acceleration, 以下簡稱 Peak Sa) 0.8g，區分為低 GMRS 廠址($\text{Peak Sa} \leq 0.8\text{g}$)與高 GMRS 廠址($\text{Peak Sa} > 0.8\text{g}$)進行評估，惟 EPRI 3002007148 報告中僅針對低 GMRS 廠址提出完整分析方法與可接受準則。

EPRI 另於 2017 年 1 月提出 EPRI 3002009564 報告，並針對上述高 GMRS 廠址提出完整分析方法與可接受準則，考量 SSHAC Level 3 之核二廠廠址地震危害已顯著提高，本分析將依據 EPRI 3002009564 報告第 4 章中，針對高 GMRS 廠址所提出之分析方法，進行相關分析與評估，並比對該報告所提出之可接受準則。

2.3 分析方法

依據 EPRI 3002009564 報告之評估要求，主要目的在於了解核能電廠因地震危害導致用過燃料池結構體或相關設備失效，造成用過燃

料池池水快速流失，而池水快速流失指的是用過燃料池的池水水位，在地震發生後 72 小時之內，於沒有補水的情況下，下降到所儲存燃料束三分之二高度。

有關用過燃料池因地震失效模式評估，區分為結構分析與非結構類分析兩大類進行，結構分析主要考慮用過燃料池結構因地震失效之相關分析，非結構類分析則考慮可能造成用過燃料池池水快速流失之相關議題，包括用過燃料池結構穿越孔失效、燃料傳送閘門失效、虹吸效應、池水震盪濺溢、池水沸騰流失等，以下逐一說明 EPRI 3002009564 報告針對上述各項議題，所提出的評估方法與可接受準則。

2.3.1 結構分析

結構分析主要依據個廠實際用過燃料池之設計，進行耐震能力相關之檢核，依據 SSHAC Level 3 之核二廠廠址地震危害^[1]及 EPRI 3002009564 報告^[2]針對高 GMRS 廠址所提出之評估方法，首先必須以保守定論式失效餘裕(Conservative Deterministic Failure Margin, 以下簡稱 CDFM)評估方法，進行上燃料池結構的「高信心度低失效機率」(High Confidence Low Probability of Failure, 以下簡稱 HCLPF)耐震餘裕相關評估，然後再確認對應於最大地表加速度(peak ground acceleration, 以下簡稱 PGA)和重要 GMRS 頻率區間(frequency range of interest)之耐震餘裕評估結果，是否高於廠址 GMRS，此外上燃料池結構必須依據個廠維護法規(Maintenance Rule)，納入個廠土木結構檢查計畫中，定期進行結構劣化現況相關檢查及必要評估作業。

有關以 CDFM 方法進行耐震餘裕相關之評估流程與檢核方式，在 EPRI 3002009564 報告^[2]附錄 C 中有詳細的分析流程與範例說明，以

下針對該分析方法適用範圍與分析流程依重點進行說明。

EPRI 3002009564 附錄 C 評估方法適用範圍

在 EPRI 3002009564 報告附錄 C 中，用過燃料池結構耐震能力評估是將整體用過燃料池結構模擬為單一自由度模型(Single Degree of Freedom, SDOF)，並以 CDFM 方法計算其耐震能力，該附錄更進一步將評估結果與較詳細之有限元素模型計算結果^[6]進行比對，其結果顯示依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 之單一自由度模型評估方式所得結果為合理且有相當程度的準確性，並總結其評估流程可廣泛應用於混凝土矩形儲存槽結構之典型用過燃料池耐震能力評估。

關鍵失效結構元件判定

EPRI 3002009564 報告附錄 C 之評估流程中，首先針對決定用過燃料池耐震能力之關鍵失效結構元件進行判定，該附錄定義出用過燃料池結構底部樓板與周圍牆面為需評估之主要關鍵結構元件，並分別檢核其耐震能力，然而就用過燃料池底部樓板而言，若其樓板直接由地面承載，考量此一情況時樓板具有相當大的剛性，依據 EPRI 3002009564 報告第 4-3 頁之說明，可免除細部耐震能力評估，僅需將分析重點放在結構牆之耐震能力評估。

結構元件極限強度決定

在 EPRI 3002009564 報告附錄 C.3 與 C.4 中，提供關鍵結構元件斷面撓曲與剪力強度之計算公式，以其斷面幾何性質、材料設計標稱強度與鋼筋配置情形進行計算，再以降伏線理論(Yield Line Theory)決定整個結構元件系統極限強度，並分別檢核撓曲與剪力極限強度，以較小者為主要控制結構元件之極限強度。

結構元件等效勁度與頻率評估

在 EPRI 3002009564 報告附錄 C.3.6 與 C.4.6 中，有關結構元件彈性狀態與彈塑狀態下之勁度為依據結構元件本身特性及邊界條件進行計算，並將兩者合併以求得結構元件整體等效勁度，另外在該附錄 C.3.7 與 C.4.7 中，提供以前述等效勁度、結構元件質量與等效水質量評估結構元件基礎頻率的方法，其中就樓板而言，其質量應將樓板、燃料及其儲存格架、用過燃料池水總質量一併納入考量，另外就牆面而言，在計算牆本體質量時，仍需合併考量 50%的用過燃料池水質量。

在 EPRI 3002009564 報告附錄 C 中，其參考基準地震定義為 GMRS 之最大地表加速度與 GMRS 重要頻率區間之反應譜加速度 (Spectra Acceleration, S_a) 最大值，其中重要頻率區間以前述求得之結構元件基礎頻率正負 15%之頻率範圍定義為重要 GMRS 頻率區間。

載重組合

在 EPRI 3002009564 報告附錄 C.3.8 與 C.4.8 中，提供因地震反應作用於結構元件之慣性力載重與流體動力載重的計算方法，其中流體動力載重考量流體因地震造成之衝擊模式 (Impulsive Mode) 與對流模式 (Convective Mode)，其流體載重作用在結構元件之壓力分佈亦提供於該附錄中，最後考量地震在各方向上的最大值不會同時發生，因此結構元件之總載重以 100-40-40 原則合併因水平與垂直方向地震反應造成作用於結構元件之載重。

用過燃料池 HCLPF 耐震餘裕評估與結果檢核

在 EPRI 3002009564 報告附錄 C.3.10 與 C.4.10 中，提供強度因子 (Strength Factor) 與用過燃料池 HCLPF 耐震餘裕的評估方法，其強度

因子為關鍵結構元件之極限強度扣除非地震造成之載重後與因地震造成之載重的比值，如 2.1 式所示，將前述強度因子分別乘上參考基準地震 GMRS 之 PGA 與重要 GMRS 頻率區間之 Sa 最大值即可求得用過燃料池 HCLPF 之耐震能力。

$$F_S = \frac{C - D_{NS}}{D_S} \quad [2.1]$$

F_S ：強度因子

C ：耐震容量

D_{NS} ：非地震載重需求

D_S ：地震載重需求

當所評估耐震餘裕高於廠址 GMRS 之 PGA 與重要 GMRS 頻率區間之 Sa 最大值兩項檢核指標時，表示用過燃料池結構在地震發生時具有可接受的低失效機率，若所評估耐震餘裕低於廠址 GMRS 之兩項檢核指標時，則必須依據 EPRI TR-103959^[7]進行用過燃料池耐震能力細部分析，確認用過燃料池結構耐震能力相關參數；或進行更精細的結構動力歷時分析(dynamic time-history analysis)，並依據 ASCE 4-98^[8]進行結構牆及樓板結構設計之安全檢核。

2.3.2 非結構類分析

依據 EPRI 3002009564 報告^[2]之評估，除了用過燃料池結構失效之外，地震發生後可能導致用過燃料池快速流失的事件，包括用過燃料池穿越管孔失效、燃料傳送閘門失效、用過燃料池冷卻系統設備失效引發虹吸效應、池水震盪濺溢、池水沸騰流失等，以下逐一說明 EPRI 3002009564 報告針對上述各項議題，所提出的評估方法與可接受準則。

用過燃料池穿越孔失效

穿越孔及管路相關的失效模式，主要為與用過燃料池相連接管路失效造成之池水流失，分析時清查所有穿越用過燃料池管路及穿越孔，並表列所有管路設計資料與功能，藉以了解管路失效後對池水流失的影響，以評估池水因管路失效流失，引發用過燃料裸露於水面上的時間。

依據 EPRI 3002009564 報告所進行的用過燃料池穿越管路之評估，穿越用過燃料池結構之管路，主要為提供用過燃料池冷卻與補水功能之相關管路，通常管路高度皆高於燃料組件，並擁有極高的耐震能力，當穿越管路的耐震設計符合個廠安全停機震度(Safe Shutdown Earthquake, SSE)之設計規範，或管路穿越孔高於用過燃料池水面下 6 英尺時，即可排除地震造成用過燃料池快速流失的疑慮，若引用管路穿越孔高度作為篩濾依據時，必須在進行池水沸騰流失之計算時，考慮管路因地震失效所造成的池水流失量。

燃料傳送閘門失效

大部分核能電廠的用過燃料池皆配置燃料傳送閘門，以利燃料組件進出用過燃料池，依據 EPRI 3002009564 報告所進行的燃料傳送閘門評估，燃料傳送閘門在設計上即具有較高的耐震能力，主要原因為燃料傳送閘門之主要應力負載來源，為池水靜水壓力與熱負載，並非池水晃動時所造成的應力，另外燃料傳送閘門材質與固定方式，亦具有高耐震能力的特質。

依據 EPRI 3002009564 報告針對燃料傳送閘門的評估要求，在進行個廠評估時，只要確認燃料傳送閘門的材質為鋁合金或不鏽鋼合金等高韌性材質，即可排除地震發生時，因燃料傳送閘門失效造成用過

燃料池池水快速流失的疑慮。

虹吸效應

當連接用過燃料池相關管路因地震失效時，池水可能因為虹吸效應不斷經由破裂管路流失，依據 EPRI 3002009564 報告之評估結果，因虹吸效應所造成池水水量喪失之風險不高，主要原因在於這些管路在設計時即已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失，例如管路開口高度、安裝止回閥、被動式虹吸破壞設計、虹吸破除機構等。

依據 EPRI 3002009564 報告之評估要求，上述防虹吸設計中，只有虹吸破除機構具有耐震方面的疑慮，在進行個廠評估時，除了確認所有會因虹吸現象造成池水流失的管路，均具備虹吸破除設計之外，針對安裝在直徑 2 英吋以下管路之虹吸破除閥或操作機構，則應進行耐震方面的評估，確認沒有耐震方面的疑慮。

池水震盪濺溢

地震發生時的水平地震力，可能引發用過燃料池內的池水震盪，造成池水大量濺溢至池外，EPRI 3002009564 報告指出，有關地震時濺溢出池外的水量計算，可引用 EPRI 1025287 報告第 7.3.2 節所提供的保守計算方法，經由該保守計算方法所評估的濺溢水量，已驗證遠大於業界透過精算所評估的實際濺溢水量，同時也遠大於日本福島第一核能發電廠 2 號機，在 2011 年經歷大地震後的實際量測濺溢水量。

用過燃料池受地震加速度運動影響，池內冷卻水表面亦將隨之搖晃震盪，依據 EPRI 1025287 報告^[3]之評估方法，矩形的用過燃料池水面在單一方向的水平震盪自然頻率 f_{c1} 可以用下列 2.2 式計算；

$$f_{c1} = \frac{1}{2\pi} [3.16 \frac{g}{L} \tanh(3.16 \frac{h}{L})]^{0.5} \quad [2.2]$$

g :重力加速度 (m/sec²)

L :水池於搖晃方向的長度 (m)

h :有效水深 (m)

理論噴濺高度 h_{s1} 則可以用下列 2.3 式計算；

$$h_{s1} = \frac{1}{2} L \frac{SA_{c1}}{g} \quad [2.3]$$

SA_{c1} : 池邊上方在運動方向頻率 f_{c1} 的 0.5% 阻尼之水平
頻譜加速度 (m/sec²)

若考慮非線性噴濺效應，可用提高理論噴濺高度 20% 來表示，其實際噴濺高度 h_s 相關計算如下列 2.4 式所示；

$$h_s = 0.6 L \frac{SA_{c1}}{g} \quad [2.4]$$

合併矩形用過燃料池南北向噴濺高度 h_{s-NS} 及東西向噴濺高度 h_{s-WE} 後的總噴濺高度 h_{st} 可以用下列 2.5 式計算；

$$h_{st} = [h_{s-NS}^2 + h_{s-WE}^2]^{0.5} \quad [2.5]$$

引用極限評估，噴濺出池外的水量總體積 V 可以用下列 2.6 式計算；

$$V = (h_{st} - h_f) X_{NS} X_{WE} \quad [2.6]$$

h_f :用過燃料池邊緣與用過燃料池水位高度差 (m)

X_{NS} :用過燃料池南北向長度 (m)

X_{WE} :用過燃料池東西向長度 (m)

依據上述保守評估方法，EPRI 3002009564 報告針對 9 個高 GMRS 廠址機組進行實際案例計算，在考慮地震濺溢出用過燃料池外的水量後，殘留在池內水量的水面高度，距離實際燃料格架頂端的高度介於 6.4 英尺至 21.5 英尺之間(平均高度為 15.9 英尺)，距離燃料束三分之二高度則介於 11.4 英尺至 26.5 英尺之間(平均高度為 20.9 英尺)。考量 EPRI 1025287 報告之評估方法相對繁複，因此 EPRI 3002009564 報告提出簡化的評估方法，當個廠用過燃料池的長與寬均小於 125 英尺、深度大於 36 英尺且廠址 GMRS 經由 USNRC 認可的情況下，可適當引用上述針對 9 個高 GMRS 廠址機組所評估在地震後殘餘在用過燃料池內的水量。

池水沸騰流失

在地震造成用過燃料池冷卻水系統失效的情況下，池水溫度將因用過燃料所產生的衰變熱而持續上升，當池水達到沸騰後，用過燃料池水位將因池水沸騰所造成的池水流失而下降。

評估用過燃料池水位下降所需考慮的因素，包括用過燃料池尺寸、燃料儲存狀況、考慮地震濺溢後殘留於用過燃料池內的水量及熱負載等參數，分析時依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提出保守不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恆計算方法，計算用過燃料池在喪失冷卻後，水位下降至特定高度的時間，計算時區分為喪失冷卻後到池水沸騰所需時間，及池水沸騰後到水位下降至特定高度所需時間。

有關用過燃料池熱負載(heat load)的評估，依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 的評估方法，考量用過燃料池熱負載與機組功率運轉熱功率有強烈關聯性，在蒐集爐心功率與用過燃料池熱負載實際個廠數據後，建立如圖 2.1 的線性關係式，以直接利用爐心熱功率評估用過

燃料池熱負載，為使所評估熱負載具有保守性，評估時引用下列 2.7 式的 84%包絡曲線之線性方程式。

$$Q = 5.77 \times 10^{-4}(x) + 1.29 \quad [2.7]$$

Q ：用過燃料池熱負載 (MW)

x ：功率運轉時爐心熱功率 (MW)

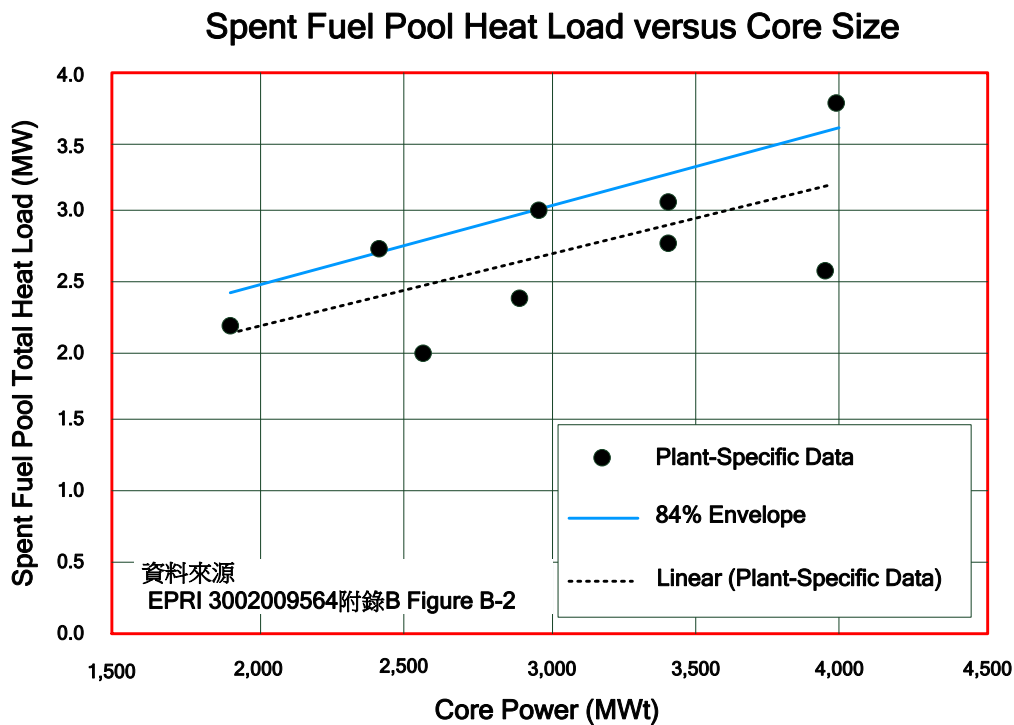


圖 2.1 爐心熱功率與用過燃料池熱負載實際個廠數據

依據 EPRI 3002009564 報告之要求，引用上述 2.7 式評估用過燃料池熱負載，及不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恆評估池水沸騰流失時，個廠設計及運轉數據必須滿足以下條件：

- (1) 用過燃料池的池水表面積大於 500 ft² (46.5 m²)
- (2) 持照爐心熱功率低於 4,000 MWt

有關用過燃料池在發生喪失冷卻事件後，池水因熱負載升溫至沸

騰所需時間(T_{sat})之評估，依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 之計算過程如 2.8 式所示。

$$T_{sat} = \frac{M \cdot C_p \cdot \Delta T}{Q} \quad (\text{sec}) \quad [2.8]$$

M ：用過燃料池池水總質量 (kg)

C_p ：水的熱容量 (kJ/kg·°C)

ΔT ：用過燃料池初始溫度至池水沸騰之溫度差 (°C)

Q ：用過燃料池熱負載 (kW)

有關用過燃料池在池水沸騰後的池水流失率(H)之評估，依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 之計算過程如 2.9 式所示。

$$H = \frac{Q}{\rho_w \cdot A_{sfp} \cdot h_{fg}} \quad (\text{m/sec}) \quad [2.9]$$

Q ：用過燃料池熱負載 (kW)

ρ_w ：用過燃料池池水密度 (kg/m³)

A_{sfp} ：用過燃料池截面積 (m²)

h_{fg} ：水的氣態液態熱焓差 (kJ/kg)

有關用過燃料池池水沸騰後，水位因沸騰流失下降至特定高度所需時間($T_{boil-off}$)之評估，依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 之計算過程如 2.10 式所示。

$$T_{boil-off} = \frac{\Delta H}{H} \quad (\text{sec}) \quad [2.10]$$

ΔH ：水位下降高度差 (m)

H ：用過燃料池在池水沸騰後的池水流失率 (m/sec)

2.4 高 GMRS 廠址之分析可接受準則

依據 EPRI 3002009564 報告^[2]所提出的分析方法，對於高 GMRS 廠址的用過燃料池完整性評估，應區分為結構分析與非結構類分析兩部分，以確認機組在地震發生後，造成用過燃料池池水快速流失的潛在失效模式，而池水快速流失指的是用過燃料池的池水水位，在地震發生後 72 小時之內，於沒有補水的情況下，下降到所儲存燃料束三分之二高度，各分析項目的可接受準則，彙整如表 2.1 所示。

結構分析依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 的分析方法，評估用過燃料池結構的耐震能力，並與廠址 GMRS 進行檢核，當所評估結果高於廠址 GMRS 時，表示用過燃料池結構在地震發生時具有可接受的低失效機率，若所評估結果低於廠址 GMRS 時，則必須進行用過燃料池耐震能力細部分析，確認用過燃料池結構耐震能力相關參數或進行更精細的結構動力歷時分析，並進行結構設計安全檢核。

非結構類評估應區分為用過燃料池穿越孔失效、燃料傳送閘門失效、虹吸效應、池水震盪濺溢、池水沸騰等五個項目進行評估。

用過燃料池穿越孔失效方面，首先必須清查所有穿越用過燃料池結構的穿越管路，其次再確認所有管路的耐震設計均符合個廠 SSE 之設計規範，或管路穿越孔高於用過燃料池水面下 6 英尺時，即可排除地震造成用過燃料池池水快速流失的疑慮，若引用管路穿越孔高度作為篩濾依據時，必須在進行池水沸騰流失之計算時，考慮管路因地震失效所造成的池水流失量。

用過燃料池傳送閘門失效方面，應確認所有用過燃料池傳送閘門的材質為鋁合金或不鏽鋼合金等高韌性材質，即可排除地震發生時，因燃料傳送閘門失效造成用過燃料池快速流失的疑慮。

表 2.1 高 GMRS 廠址分析方法與可接受準則

結構分析		
分析項目	分析方法	可接受準則
用過燃料池結構耐震餘裕評估	依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 的分析方法，評估個廠用過燃料池結構的耐震餘裕，並與廠址 GMRS 進行檢核	所評估結果高於個廠廠址 GMRS (如不符合可接受準則，則必須進行用過燃料池耐震能力細部分析，確認用過燃料池結構耐震能力相關參數；或進行更精細的結構動力歷時分析，並進行結構設計安全檢核) 且 用過燃料池結構必須納入個廠土木結構檢查計畫中
非結構類分析		
分析項目	分析方法	可接受準則
用過燃料池穿越孔失效	清查所有穿越用過燃料池結構的穿越管路	所有可能引發用過燃料池池水快速流失之穿越管路耐震設計，符合個廠 SSE 設計規範(耐震一級設計) 或 所有管路穿越孔高於用過燃料池水面下 6 英尺(在計算池水沸騰流失時，應考慮管路因地震失效所造成的池水流失量)
燃料傳送閘門失效	確認燃料傳送閘門材質	鋁合金或不鏽鋼合金等材質
虹吸效應	清查所有與用過燃料池相連接的管路	所有具耐震疑慮管路在設計時，已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失 且 確認安裝在直徑 2 英尺以下管路之虹吸破除閥或操作機構，沒有耐震方面疑慮
池水震盪濺溢	以 EPRI 1025287 報告第 7.3.2 節所提供的計算方法，評估地震發生時，濺溢出用過燃料池的水量 或 引用 EPRI 3002009564 報告內針對高 GMRS 廠址機組所評估，在地震後殘餘在用過燃料池內的水量(個廠用過燃料池的長與寬均需小於 125 英尺、深度大於 36 英尺且廠址 GMRS 必須經由管制單位認可)	
池水沸騰流失	考慮池水震盪濺溢評估結果，計算用過燃料池在喪失冷卻後，水位下降至所儲存燃料束三分之二高度的時間，並依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 的方法，保守評估用過燃料池熱負載	水位下降至所儲存燃料束三分之二高度所需時間大於 72 小時 (依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 評估用過燃料池熱負載時，個廠用過燃料池的池水表面積必須大於 $500 \text{ ft}^2 [46.5 \text{ m}^2]$ ，且爐心熱功率必須低於 4,000 MWt)

虹吸效應分析方面，首先必須清查所有與用過燃料池相連接且具有耐震疑慮的管路，並確認所有具耐震疑慮管路在設計時，即已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失，對於安裝在直徑 2 英吋以下管路的之虹吸破除閥或操作機構，則應進行耐震方面的評估，確認沒有耐震方面的疑慮。

池水震盪濺溢計算方面，應依據 EPRI 1025287 報告^[3]第 7.3.2 節所提供的計算方法，評估地震發生時濺溢出用過燃料池的水量，或引用 EPRI 3002009564 報告內針對高 GMRS 廠址機組所評估，在地震後殘餘在用過燃料池內的水量，但個廠用過燃料池的長與寬均需小於 125 英呎、深度大於 36 英呎且廠址 GMRS 必須經由管制單位認可。

池水沸騰流失計算方面，應扣除地震發生時濺溢出用過燃料池的水量後，以 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提出保守不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恆計算方法，引用個廠用過燃料池設計資料，計算用過燃料池在喪失冷卻後，水位下降至所儲存燃料束三分之二高度的時間，計算時區分為喪失冷卻後到池水沸騰所需時間，及池水沸騰後到水位下降至所儲存燃料束三分之二高度所需時間。有關用過燃料池熱負載之評估，則依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 的評估方法，以個廠功率運轉期間之爐心熱功率，保守評估用過燃料池熱負載，但個廠用過燃料池的池水表面積必須大於 500 ft² (46.5 m²)，且持照爐心熱功率必須低於 4,000 MWt。

2.5 核二廠上燃料池完整性評估差異說明

核二廠因應燃料裝載池復原，需於上燃料池暫時置放用過燃料，所置放用過燃料為各機組目前存放在護箱裝載池的所有用過燃料，所產生的衰變熱遠低於第 2.3.2 節所評估之當次燃料循環後退出爐心燃

料所產生衰變熱，因此在進行上燃料池熱負載計算時，將以實際置放於上燃料池用過燃料所產生之衰變熱取代 2.7 式所評估之用過燃料池熱負載，避免過度保守的參數誤導整體評估結果之風險洞見。

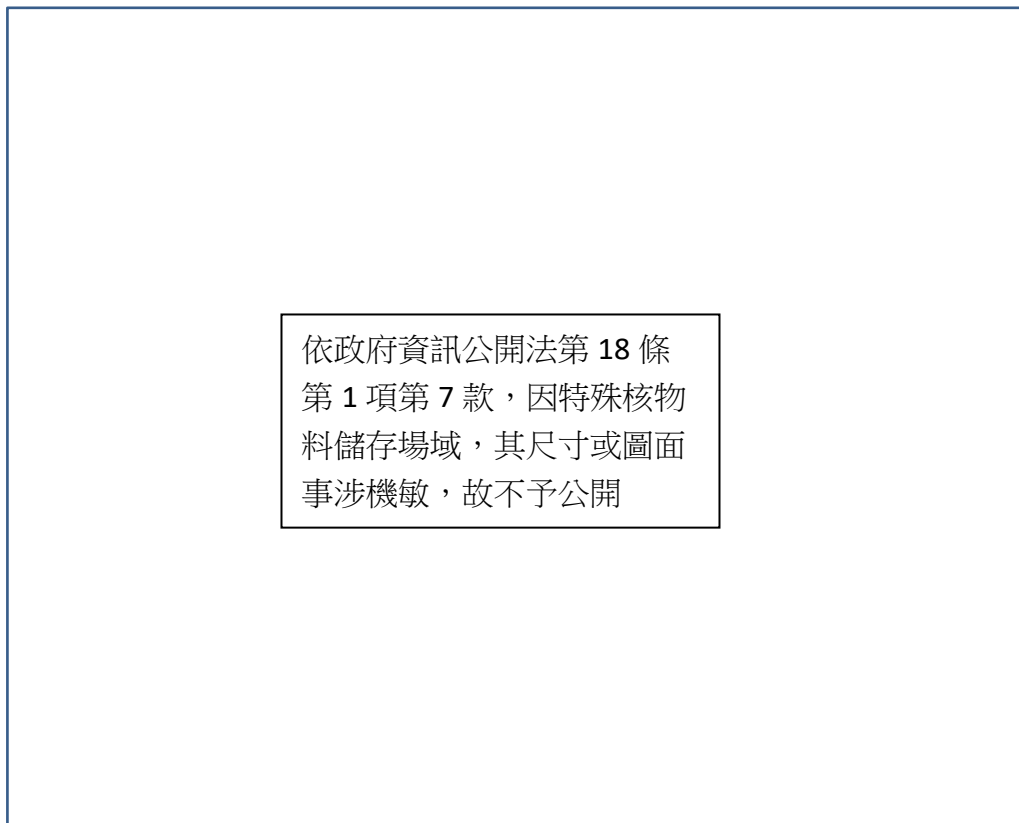
在進行上燃料池水量計算以及池水沸騰流失計算時，考量燃料格架頂端以下的實際池水量計算有較大不確定性，且當池水下降至燃料頂端，燃料束開始裸露於水面後，燃料束之熱傳方式，可能與 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提出之池水沸騰流失量計算有顯著差異，因此本分析在進行池水沸騰流失評估時，保守引用水位下降至所儲存燃料格架頂端高度所需時間大於 72 小時，作為可接受準則。

3 上燃料池設計

核二廠一號機及二號機上燃料池的池面皆位於反應器廠房七樓，在燃料裝載池復原期間各自暫存目前存放在護箱裝載池的所有用過燃料，兩部機的上燃料池無論是結構設計、冷卻系統或與燃料挪移相關作業均完全相同，以下各節就上燃料池的各項設計與運轉進行簡要說明。

3.1 結構設計

如圖 3.1 及圖 3.2 所示，上燃料池位於反應器廠房標高約 [REDACTED] 之間，混凝土結構的池體本身為座落於反應器廠房北側之乾井結構上，池內襯以不鏽鋼板，在裝載池復原期間，池內的乾燥器置放區，亦置放由爐心吊出的乾燥器。



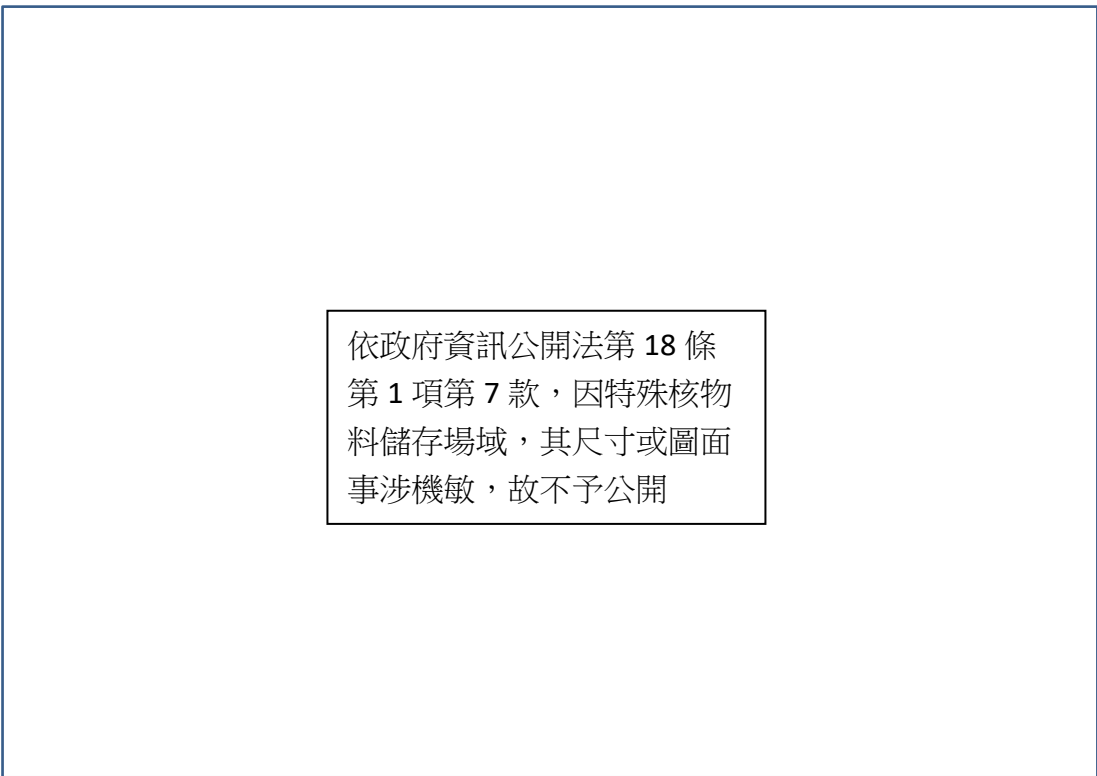
依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 3.1 上燃料池與用過燃料池廠房位置側視圖(由西向東)



依政府資訊公開法第 18 條
第 1 項第 7 款，因特殊核物
料儲存場域，其尺寸或圖面
事涉機敏，故不予公開

圖 3.2 上燃料池側視圖(由西向東)



依政府資訊公開法第 18 條
第 1 項第 7 款，因特殊核物
料儲存場域，其尺寸或圖面
事涉機敏，故不予公開

圖 3.3 上燃料池俯視圖

圖 3.3 為上燃料池、燃料傳送通道及爐穴的相對位置，在裝載池復原期間上燃料池、燃料傳送通道及爐穴均保持滿水，上燃料池與燃料傳送通道的燃料閘門(Gate 6)保持關閉狀態，上燃料池與爐穴的燃料閘門(Gate 5)亦為關閉狀態。上燃料池的池面涵蓋用過燃料暫存區及乾燥器置放區，南北向長度為 [REDACTED]，東西向寬度為 [REDACTED]，乾燥器置放區的池底標高為 [REDACTED]，用過燃料暫存區的池底標高為 [REDACTED]，其東西向長度與池面同為 [REDACTED]，南北向寬度縮減為 [REDACTED]。

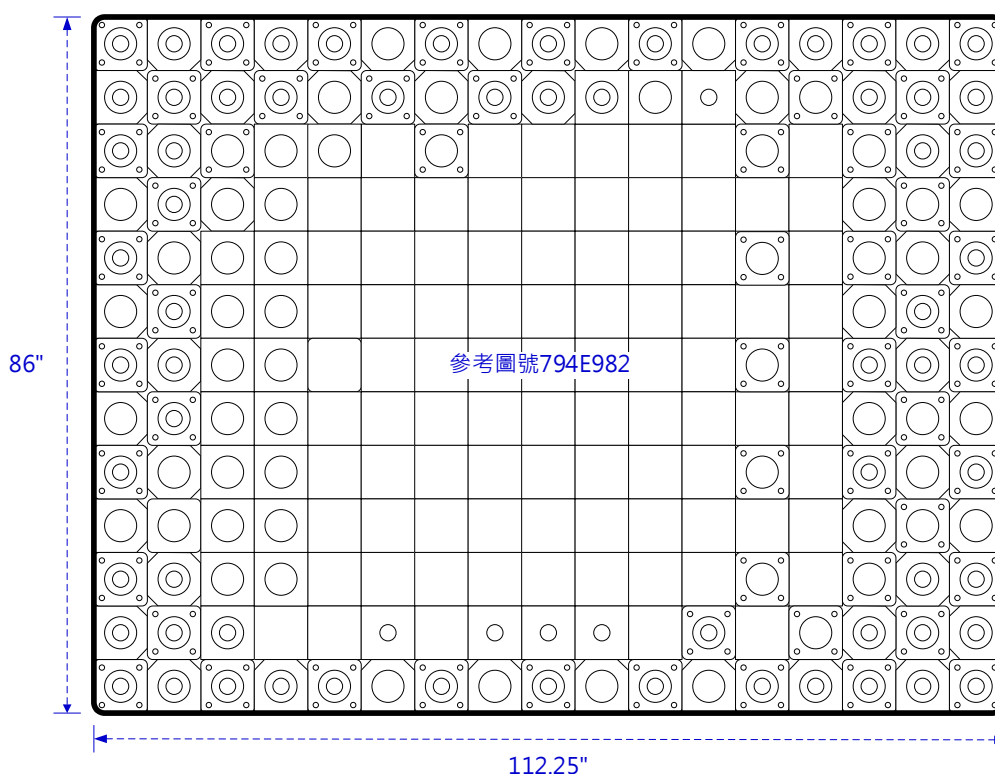


圖 3.4 上燃料池燃料格架模組設計圖

3.2 用過燃料儲存

上燃料池共有 3 個 13×17 獨立而可自由豎立(independent free-standing)結構之貯存格架模組，最多可以置放 663 束燃料，如圖 3.4 所示，格架的長度為 112.25 吋，寬度為 86 吋，高度則如圖 3.2 所示

為 173.81 呎，在燃料裝載池復原期間，規劃置放各機組目前存放在護箱裝載池的所有用過燃料。依據核二廠運轉技術規範 LCO 3.7.7 之要求，當上燃料池存放照射過燃料時，至少需保持高於儲存燃料元件 23 呎以上的水位，另依據程序書 574.39 及程序書 574.15，當水位下降至標高 75 呎 2 吋，或水溫高於 51.6°C 時，控制室分別會有低水位或高水溫警報。依據核二廠實際運轉數據，機組在大修期間於上燃料池置放爐心退出的用過燃料下，池水溫度約介於 30°C 至 40°C 之間。

3.3 用過燃料冷卻與淨化系統

如圖 3.5 所示，核二廠每部機組均配置一套用過燃料冷卻系統，池水冷卻與淨化系統額定容量，為每 12 小時循環處理用過燃料池、上燃料池與燃料傳送通道池水一次。本系統由二台燃料池泵(Fuel Pool Pump)、二組熱交換器、二組過濾式除礦器、一個洩水槽(Drain Tank)、二台緊急補水泵(Emergency Makeup Pump)和其他有關設備、管路、操作閥及儀控系統所組成。本系統是利用熱交換器移除池水吸收之衰變熱量，維持適當水溫，並使用過濾式除礦器淨化池水，維持適當水質，減低分裂產物和腐蝕產物之濃度。正常運轉時，池水沿池邊之溢流口(Skimmer)溢流至洩水槽，燃料池泵自洩水槽汲水，泵送通過熱交換器和過濾式除礦器，然後自靠近用過燃料池和上燃料池底部之擴散管(Diffuser)流回，構成循環。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容
涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予
公開

圖 3.5 用過燃料冷卻與淨化系統設備配置與流徑圖

[本頁空白]

4 核二廠檢核與分析結果

以核二廠上燃料池設計與運轉現況，依據 SSHAC Level 3 之核二廠廠址地震危害^[1]及針對 EPRI 3002009564 報告^[2]所要求分析項目，進行評估與計算，並與表 2.1 所彙整之可接受標準進行比對。

4.1 結構分析

由於核二廠上燃料池與 EPRI 3002009564 報告^[2]附錄 C 之分析範例相同，皆為矩形鋼筋混凝土結構，因此符合該報告以 SDOF 模型評估用過燃料池耐震能力之適用範圍，而進行上燃料池結構分析時，應分別針對樓板及結構牆進行耐震餘裕評估，並與依據個廠 GMRS 所推導的可接受準則進行檢核，檢核時亦應區分為 GMRS 的最大地表加速度與重要 GMRS 頻率區間兩部分，其中重要 GMRS 頻率區間係由上燃料池基礎頻率推導而得，整體核二廠上燃料池之結構分析詳細評估過程，請參閱附錄 A 之計算書，以下針對分析過程進行重點說明。

關於關鍵結構元件之判定，由於核二廠上燃料池位於反應器廠房
[REDACTED]間，且上燃料池底部樓板非直接由廠房結構基礎支撐，因此除針對牆面外，仍需針對底部樓板進行耐震能力評估。

上燃料池周圍關鍵結構牆之決定，主要考量其牆體尺寸與失效後是否造成池水快速流失為主，依據圖 4.1 上燃料池之俯視圖，考量南側與西側牆面為分別連接反應爐穴或燃料傳送水道之結構內牆，其失效後池水仍可儲存於反應爐穴或燃料傳送水道內，並不會造成上燃料池水快速流失，因此分析重點將著重於失效即造成池水流失之東側牆

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因特殊核物
料數量，及
其儲存場域
尺寸或圖面
事涉機敏，
故不予公開

面與北側牆面，其中北側牆面之厚度僅為東側牆面之 70%，此牆面經評估為關鍵結構元件。

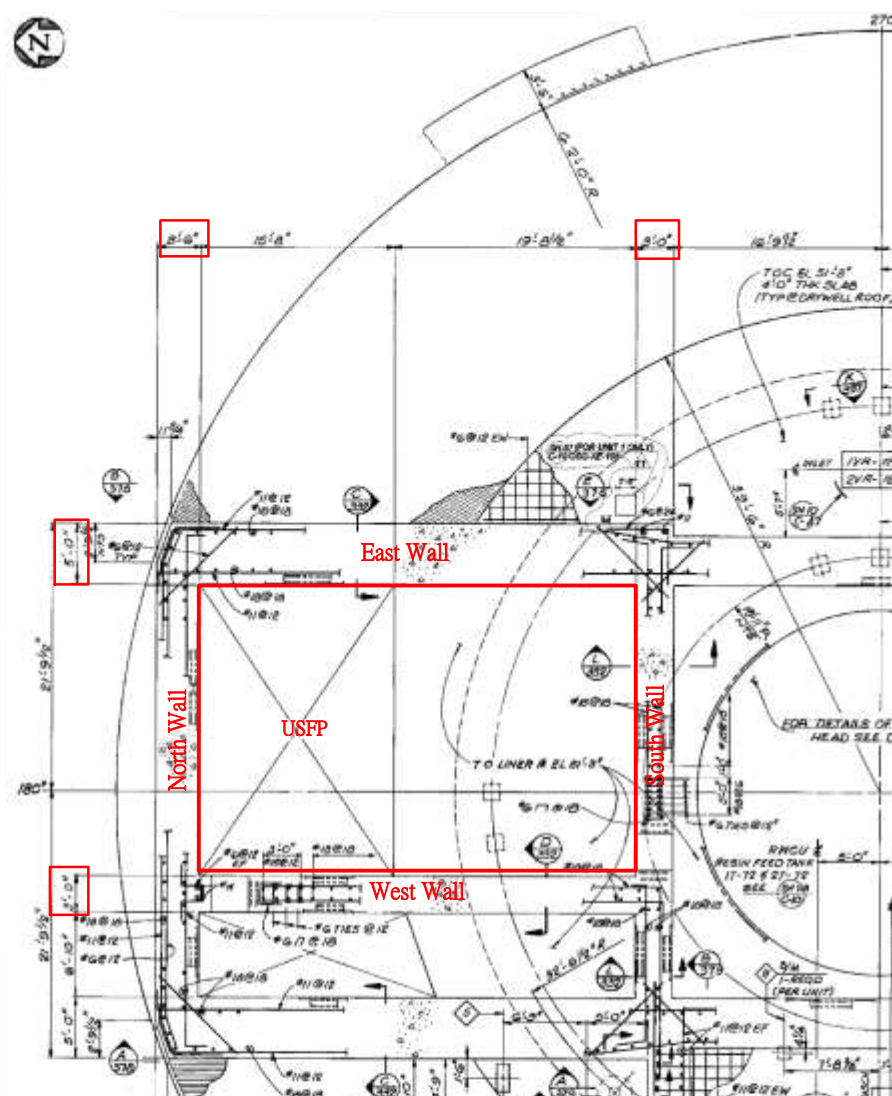


圖 4.1 核二廠上燃料池俯視圖

台電公司於 2021 年 2 月針對核二廠完成依 SSHAC Level 3 程序產出之機率式地震危害分析(Probability Seismic Hazard Analysis, PSHA)與相應之廠址地震危害篩選評估報告^[1]，於該報告中，選用控制點位於反應器廠房基礎面之地震反應譜(Foundation Input Response Spectrum, FIRS)作為地震危害篩選評估之參考基準地震反應譜，因此

有關本分析 GMRS 之選定，亦比照該報告選用反應器廠房 FIRS，作為本報告上燃料池耐震能力評估之參考基準地震，如圖 4.2 所示，其最大地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)為 1.272g，另依據附錄 A 所評估結果，上燃料池北側牆面與底部樓板之重要頻率區間分別為 13Hz - 19Hz 與 40Hz - 56Hz，該區間內所對應圖 4.2 之參考基準地震反應譜所得其重要頻率區間最大頻譜加速度分別為 1.759g 與 1.331g。

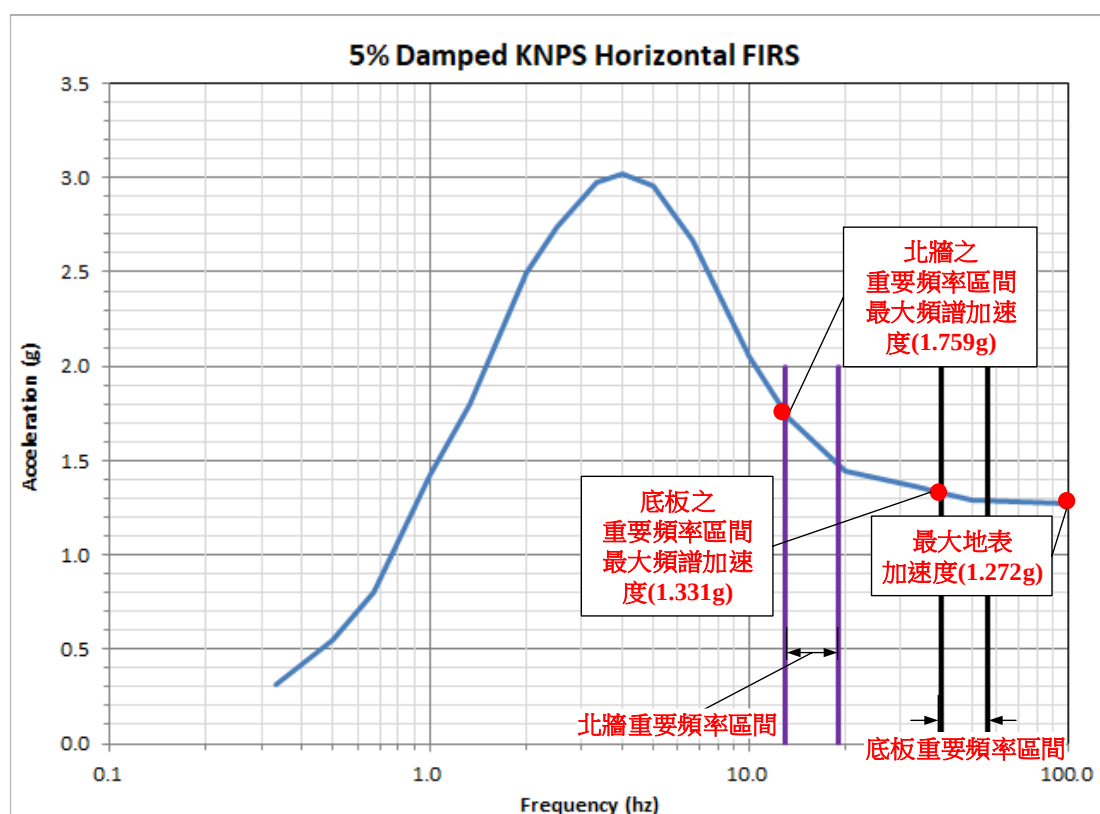


圖 4.2 核二廠反應器廠房 FIRS

上燃料池耐震分析時選用之輸入樓層反應譜(In-Structure Response Spectrum, ISRS)引用相應於核二廠地震危害重新評估計畫完成之反應器廠房 ISRS^[9]，其廠房結構模型以有限元素模型建立，如圖 4.3 所示，與上燃料池相關的節點編號詳如圖 4.4 所示。

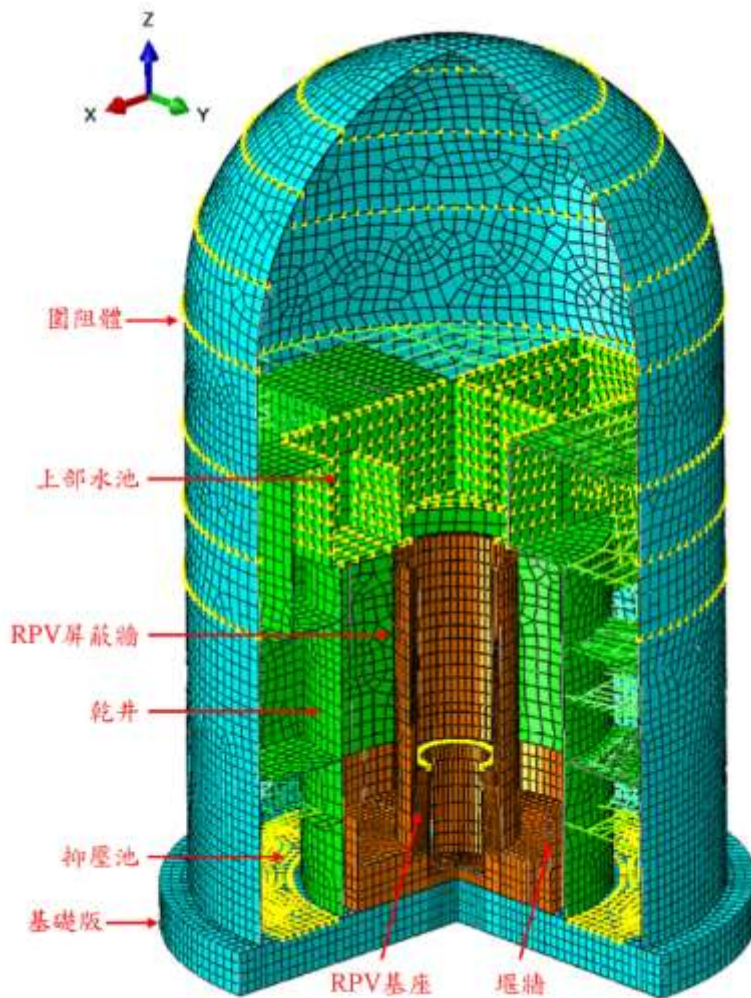


圖 4.3 核二廠反應器廠房有限元素結構模型^[9]

針對上燃料池關鍵結構牆面之輸入 ISRS，依據 EPRI 3002009564 附錄 C 之要求，以池頂與池底之 ISRS 平均值作為牆面評估地震水平向慣性載重之輸入 ISRS，另外上燃料池池水因地震造成之對流模式載重與垂直向慣性載重，則需以池底部之 ISRS 作為地震輸入，由於上燃料池座落於反應器廠房北側之乾井結構上，且其標高介於 [REDACTED] 間之間，因此依據圖 4.4 反應器廠房 ISRS 節點編號列表，牆面慣性載重將以節點編號 43736(池底)與 41019(池頂)之 ISRS 平均值進行計算，而池水對流模式載重與垂直向慣性載重則以節點 43736 之 ISRS 進行計算。

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因特殊核物
料數量，及
其儲存場域
尺寸或圖面
事涉機敏，
故不予公開

	圖面高程	方位	節點	
乾井 (Drywell)	EL. -11.00 ft	東 (270°)	38342	
		南 (0°)	38327	
		西 (90°)	38388	
		北 (180°)	38448	
	EL. 0.00 ft	東 (270°)	38407	
		南 (0°)	38442	
		西 (90°)	38763	
		北 (180°)	28053	
	EL. 15.73 ft	東 (270°)	28164	
		南 (0°)	39392	
		西 (90°)	28032	
		北 (180°)	39591	
	EL. 32.75 ft	東 (270°)	40113	
		南 (0°)	40249	
		西 (90°)	40128	
		北 (180°)	43736	Bottom Level of USFP
	EL. 51.25 ft	東 (270°)	40108	
		南 (0°)	40185	
		西 (90°)	40160	
		北 (180°)	43735	
	EL. 76.25 ft	東 (270°)	41111	
		南 (0°)	41779	
		西 (90°)	41276	
		北 (180°)	41019	Top Level of USFP

圖 4.4 核二廠反應器廠房 ISRS 節點編號列表^[9]

附錄 A 之結構牆面極限強度分別考量極限撓曲載重與極限剪力載重，有關整體牆面之極限載重依降伏線理論進行評估，並同時考量兩種降伏線模式，如圖 4.5 所示，經檢核其極限撓曲載重由 Pattern 1 模式控制，其相應之極限剪力載重亦依據 Pattern 1 之模式進行評估，分析時同時考量不同邊界對應之降伏線部分區塊面積之極限剪力載重計算結果，各對應區塊詳圖 4.6 所示，其分析結果以上燃料池北側牆面底邊斷面到達斷面剪力強度時之極限剪力載重(A_{TL})控制整個構件系統之極限剪力強度，最後經比對北側牆面之極限撓曲載重與極限剪力載重，其失效模式為北側牆面之剪力破壞控制。

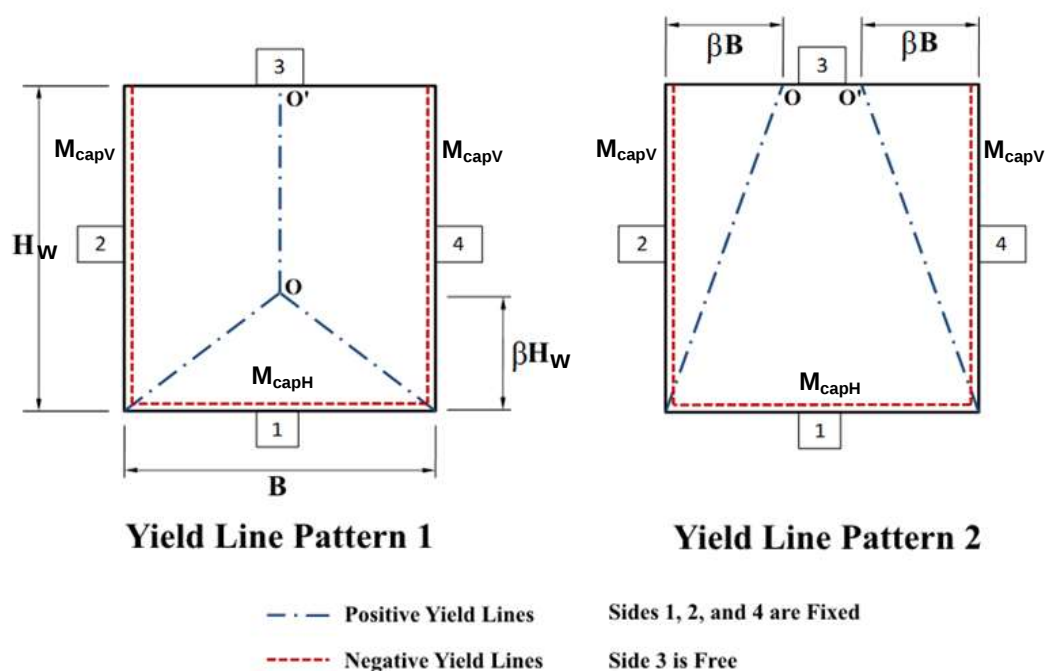


圖 4.5 上燃料池北側牆面降伏線形狀

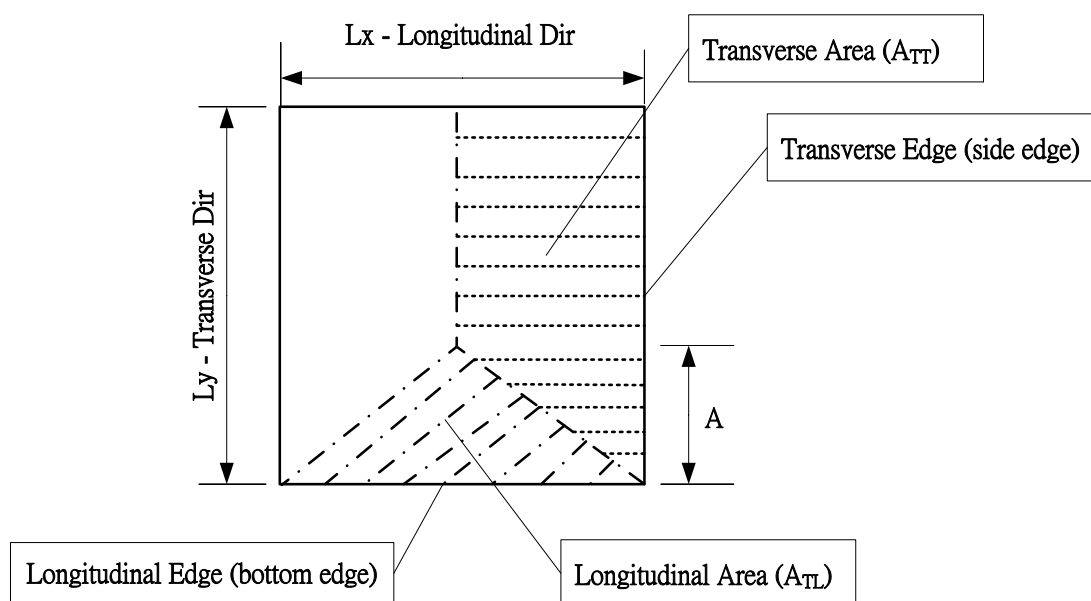


圖 4.6 上燃料池北側牆面降伏面對應剪力面積示意圖

另外附錄 A 之上燃料池底部樓板之極限強度亦考量極限撓曲載重與極限剪力載重，其降伏線模式如圖 4.7 所示，其相應之極限剪力載重亦依據其降伏線模式進行評估，分析時同時考量不同邊界對應之

降伏線部分區塊面積之極限剪力載重計算結果，各對應區塊詳圖 4.8 所示，其分析結果以上燃料池側邊斷面到達斷面剪力強度時之極限剪力載重(A_{TT})控制整個構件系統之極限剪力強度，最後經比對上燃料池底部樓板之極限撓曲載重與極限剪力載重，其失效模式為剪力破壞控制。

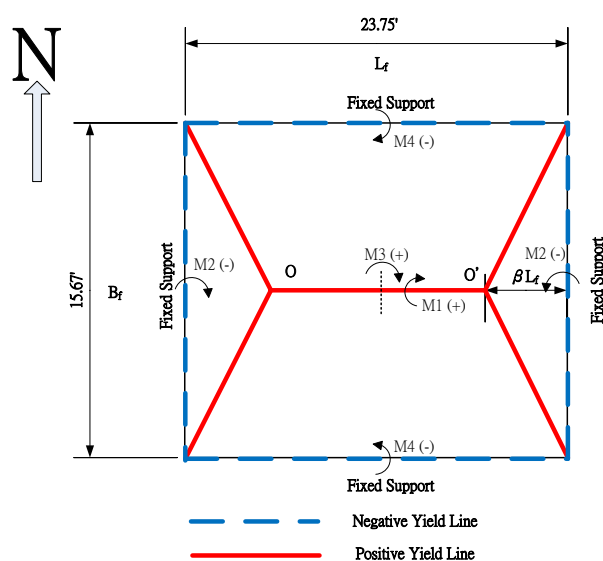


圖 4.7 上燃料池底部樓板降伏線形狀

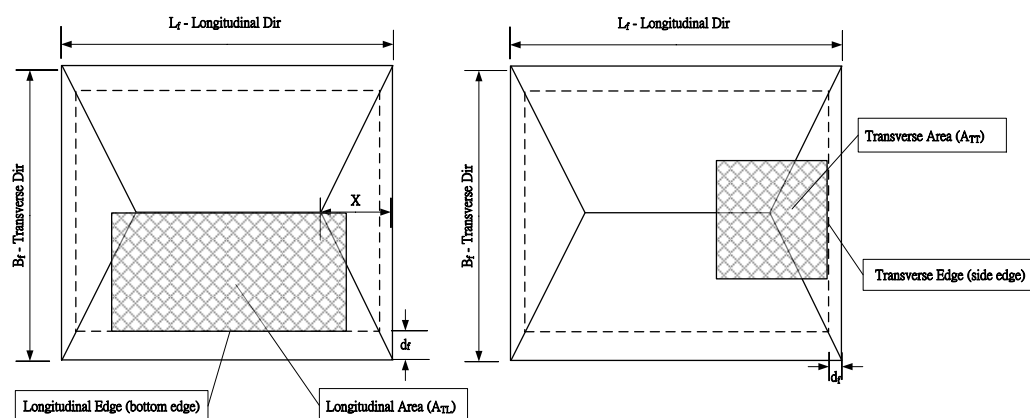


圖 4.8 上燃料池底部樓板降伏面對應剪力面積示意圖

表 4.1 則歸納評估結果與檢核時的可接受標準，分析結果顯示核二廠上燃料池結構無論在 GMRS 的最大地表加速度與重要 GMRS 頻

率區間，均滿足依據 EPRI 3002009564 報告所定義個廠廠址在考量 GMRS 情況下的可接受準則，有關上燃料池結構之定期檢查，則規範於核二廠程序書編號 173.7「維護法規結構檢查及監測」中，因此整體結構分析結果均符合表 2.1 所規範可接受準則。

表 4.1 上燃料池結構分析檢核結果

檢核對象	檢核項目	可接受標準	評估結果
樓板	最大地表加速度	高於 1.272g	2.84g
	重要 GMRS 頻率區間	高於 1.331g	2.97g
結構牆	最大地表加速度	高於 1.272g	1.46g
	重要 GMRS 頻率區間	高於 1.759g	2.03g

4.2 非結構分析

依據表 2.1 所列 5 項非結構類分析項目進行評估與計算，分析過程引用核二廠上燃料池現有設計資料與運轉方式。

4.2.1 上燃料池穿越孔失效

依據核二廠上燃料池設計，穿越上燃料池結構的穿越孔如表 4.2 所示，表列項次 1 為用過燃料池冷卻水系統注水管路，管路末端至第一個隔離閥(一號機 115DYB02、106CZB02 及二號機 256DYB02、256CZB02)為耐震一級設計，符合表 2.1 所規範有關穿越管路耐震設計之可接受準則。表列項次 2 則為來自凝結水與除礦水儲存系統的池水補充管路，非屬耐震一級設計管路，但管路穿越孔(亦為管路末端)位於接近水面處，亦符合表 2.1 所規範有關穿越管路耐震設計之可接受準則。

表 4.2 穿越上燃料池結構穿越管路

項次	系統代碼	管路編號 (一號機)	管路編號 (二號機)	穿越孔標高	分析結果
1	EC	6"-6CZ 6"-15DZ 12"-6CZ 10"-6CZ	6"-56CZ 6"-65DZ 12"-56CZ 10"-56CZ	73 呎 3 吋	注水口至第一個隔離閥之間管路為耐震一級設計
2	AP	6"-17AG	6"-67AG	72 呎 3 吋	穿越孔高程高於水面下 6 呎

EC：用過燃料池冷卻、淨化與上池儲存系統

AP：凝結水與除礦水儲存系統

地震造成用過燃料池內襯鋼槽失效的狀況，為當池內燃料格架以焊接於內襯鋼槽的方式固定，地震發生時因為槽體與燃料格架受地震影響時的位移方向不同，導致內襯鋼槽遭到燃料格架拉扯而嚴重受損。依據核二廠上燃料池燃料格架之設計，所有燃料格架是獨立而可自由豎立結構體，並未焊接在上燃料池底板或四周牆面上，而是以矩陣棋盤方式排列裝置，可使燃料以垂直方式儲存在燃料格架上，因此可以排除內襯鋼槽在地震發生時，遭到燃料格架拉扯而嚴重受損的可能性。

4.2.2 燃料傳送閘門失效

如圖 3.3 所示，核二廠上燃料池共有 2 個閘門，閘門 5 通往爐穴，閘門 6 則通往燃料傳送通道，兩道閘門材質均為不鏽鋼(ASTM A 240 Type 304L)，符合表 2.1 所規範之可接受準則。

4.2.3 虹吸效應

依據核二廠上燃料池設計，與上燃料池相連接的管路如表 4.2 所示，項次 1 為耐震一級設計，管路於進入上燃料池水面上，配置虹吸

破壞閥 PSV-205 及 PSV-206，且管路上游配置止回閥(一號機 115DYB02 及二號機 265DYB02)，可避免虹吸效應造成大量池水流失，符合表 2.1 所規範之可接受準則。

項次 2 管路非耐震一級設計，且無虹吸破壞裝置，但因管路末端位於接近水面處，在考慮地震造成池水濺溢效應下，地震後的池水高度將低於管路末端，可以排除虹吸效應引發池水大量流失的疑慮。

4.2.4 池水震盪濺溢

依據第 2.3.2 節 2.2 式至 2.6 式，評估上燃料池在地震發生時，因池水震盪濺溢而流失的池水量，表 4.3 依據圖 3.2 與圖 3.3 的設計資料，彙整計算地震時池水噴濺高度所需的上燃料池基本資料。

表 4.3 計算上燃料池地震時噴濺高度所需數據

計算所需設計資料	英制	公尺
上燃料池有效水深(h)		
上燃料池南北向長度(L_{NS})		
上燃料池東西向長度(L_{WE})		
上燃料池邊緣與燃料池水位高度差(h_f)		

上燃料池於評估池水濺溢量時，需以池頂水平向阻尼比為 0.5% 之 ISRS 作為地震輸入，分析時依據相應於核二廠地震危害重新評估計畫完成之反應器廠房 ISRS^[9]，並以對應於上燃料池頂部節點之水平向反應譜作為池水濺溢量計算的地震輸入，其南北向與東西向之包絡 ISRS 分別如圖 4.9 與圖 4.10 所示。

南北向池水噴濺基礎頻率依據 2.2 式之計算如下：

$$f_{c1_{NS}} = \frac{1}{2\pi} \cdot \left[3.16 \cdot \frac{9.8}{\text{ }} \cdot \tanh \left(3.16 \cdot \frac{12.93}{\text{ }} \right) \right]^{0.5} = 0.270 \text{ (Hz)}$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

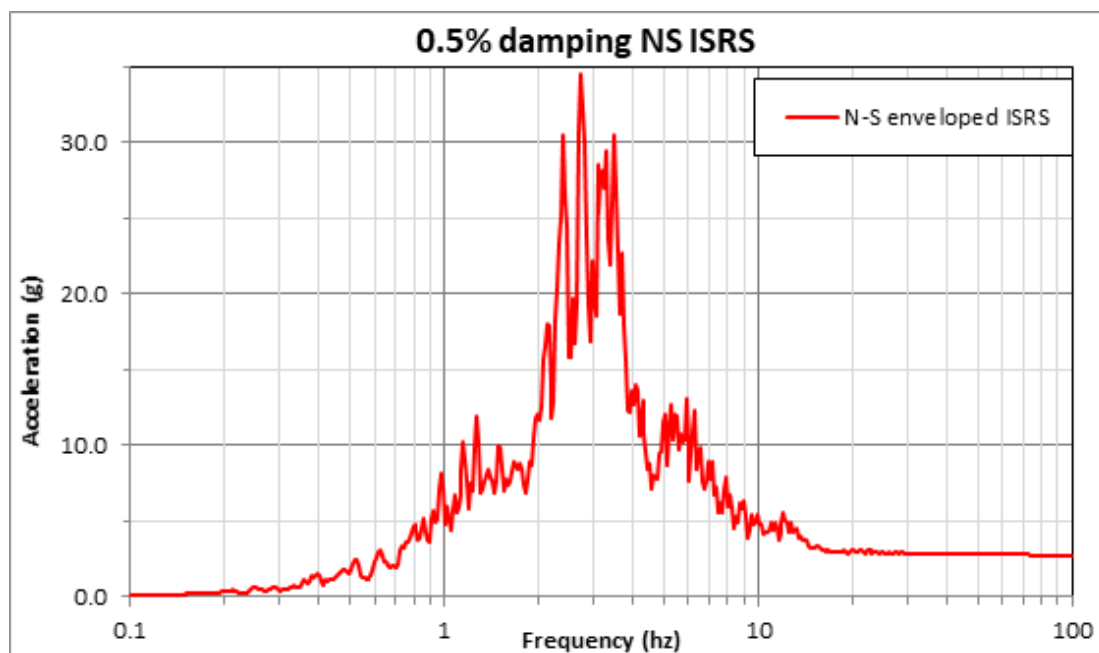


圖 4.9 上燃料池頂南北向包絡 ISRS

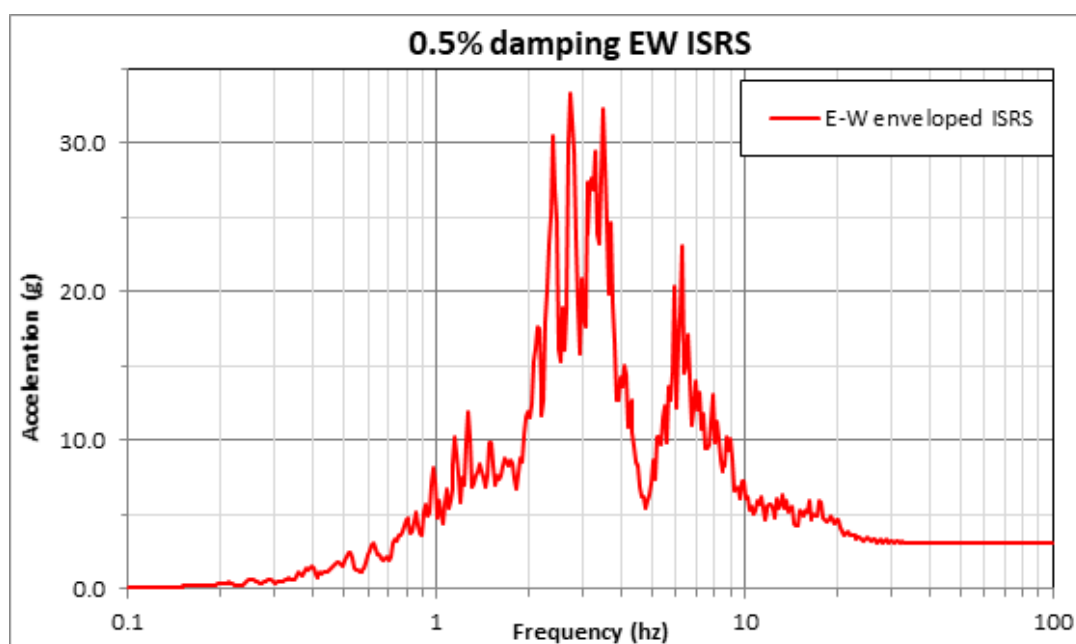


圖 4.10 上燃料池頂東西向包絡 ISRS

東西向池水噴濺基礎頻率依據 2.2 式之計算如下：

$$f_{c1_EW} = \frac{1}{2\pi} \cdot \left[3.16 \cdot \frac{9.8}{\blacksquare} \cdot \tanh \left(3.16 \cdot \frac{12.93}{\blacksquare} \right) \right]^{0.5} = 0.329 \text{ (Hz)}$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

依據南北向與東西向之池水噴濺基礎頻率，對應圖 4.9 與圖 4.10 之 0.5% 阻尼的水平頻譜加速度 SA_{c1_NS} 與 SA_{c1_EW} 分別為 0.424g 與 0.726g。

依據 2.4 式、2.5 式與 2.6 式計算上燃料池於南北向及東西向池水濺溢高度、總池水濺溢高度與池水濺溢總體積，計算如下：

南北向池水濺溢高度為

$$h_{s_NS} = 0.6 \cdot L_{NS} \cdot \frac{SA_{c1_NS}}{g} = 0.6 \cdot \blacksquare \cdot 0.424 = 2.74 \text{ (m)}$$

東西向池水濺溢高度為

$$h_{s_EW} = 0.6 \cdot L_{EW} \cdot \frac{SA_{c1_EW}}{g} = 0.6 \cdot \blacksquare \cdot 0.726 = 3.15 \text{ (m)}$$

總池水濺溢高度為

$$h_{st} = [h_{s_NS}^2 + h_{s_EW}^2]^{0.5} = [2.74^2 + 3.15^2]^{0.5} = 4.17 \text{ (m)}$$

池水濺溢總體積為

$$\begin{aligned} V &= (h_{st} - h_f) \times L_{NS} \times L_{EW} = (4.17 - 0.33) \times \blacksquare \\ &= 299.70 \text{ (m}^3\text{)} \end{aligned}$$

依據 EPRI 1025287 報告評估上燃料池在地震時水平震盪的極限高度為 4.17 公尺，上燃料池水面的長與寬分別為 $\blacksquare$ ，因此上燃料池水位將因此降低約 3.84 公尺。

$$h_{st_T} = \frac{V_T}{A_T} = \blacksquare = 3.84 \text{ (m)}$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

依據 EPRI 3002009564 報告第 3.2 節有關池水濺溢評估之說明，經由本分析引用計算方法所評估的池水濺溢量，具有極大的保守度，若以日本福島第一核能發電廠二號機在福島事故期間所觀測的數據為例，現場實際因池水濺溢所導致的池水流失量，僅有引用本分析計算方法所評估結果的 26%，所評估地震後上燃料池水量，具備極大保守性。

4.2.5 池水沸騰流失

考慮第 4.2.4 節所評估，核二廠上燃料池在最壞狀況下因池水震盪濺溢出池外的水量為 299.70 立方公尺下，計算上燃料池水位下降至燃料格架頂端高度所需時間，並依表 2.1 所規範之可接受準則進行檢核，相關計算包括上燃料池熱負載、上燃料池水量、上燃料池池水沸騰所需時間、上燃料池池水沸騰至水位下降至燃料格架頂端高度所需時間。

上燃料池熱負載計算

依據第 3.2 節之說明，核二廠在燃料裝載池復原期間，規劃置放各機組目前存放在護箱裝載池的所有用過燃料，依據核二廠護箱裝載池復原安全分析報告^[10]之評估，存放在護箱裝載池的所有用過燃料總衰變熱為 0.10912 MW，分析時將以 0.10912 MW 作為上燃料池熱負載。

上燃料池水量評估

依據圖 3.2 至圖 3.3 上燃料池結構設計，計算上燃料池水量，表 4.4 歸納計算時所需的資料，分析時以上燃料池在水面下的總體積，

扣除乾燥器、燃料及燃料格架所佔的體積後，計算上燃料池內的水量。

表 4.4 計算上燃料池水量所需數據

計算所需設計資料	英制	公尺
上燃料池水面標高	75'2"	22.91
乾燥器置放區底端標高	████	████
上燃料池底端標高	████	████
燃料格架高度	173.81"	4.41
上燃料池水面南北向長度	████	████
上燃料池水面東西向長度	████	████
上燃料池底端南北向長度	████	████
上燃料池底端東西向長度	████	████

核二廠乾燥器由 24 類部件合計 2,272 個零件所組成^[11]，各類部件體積及零件數量如表 4.5 所示，合計總體積為 4.75 m³。另依據 102 年 7 月針對核二廠一號機 EOC-23 所進行的用過燃料池喪失冷卻相關計算書^[12]，燃料及燃料格架所占的體積以截面積平均值的計算結果為 41%。

上燃料池水面至乾燥器置放區底端的總體積為：

$$████ \times █████ \times (22.91 - 15.62) = 568.96 (m^3)$$

扣除乾燥器體積後，上燃料池水面至乾燥器置放區底端的水量為：

$$568.96 - 4.75 = 564.21 (m^3)$$

乾燥器置放區底端至燃料格架頂端的水量為：

$$████ \times 4.78 \times (15.62 - 9.98 - 4.41) = 42.57 (m^3)$$

燃料格架頂端至上燃料池底端的總體積為：

$$████ \times 4.78 \times 4.41 = 152.62 (m^3)$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

表 4.5 乾燥器部件體積及零件數量表

項次	部件名稱	部件體積(m ³ /件)	數量	合計體積(m ³)
1	steam dryer A1	1.526638	1	1.526638
2	dryer bank Pno 1	0.170253	2	0.340506
3	dryer bank Pno 2	0.227300	1	0.227300
4	dryer bank Pno 3	0.214377	1	0.214377
5	dryer bank Pno 4	0.242826	1	0.242826
6	dryer bank Pno 5	0.007961	6	0.047766
7	dryer bank Pno 6	0.019369	1	0.019369
8	dryer bank Pno 7	0.019369	1	0.019369
9	steam dryer lifting eye	0.018851	4	0.075404
10	steam dryer Pno 1	0.000383	9	0.003447
11	steam dryer Pno 2	0.000300	23	0.006900
12	steam dryer Pno 3	0.051591	2	0.103182
13	steam dryer Pno 4	0.022446	2	0.044892
14	dryer unit K2 Pno 3A	0.022140	62	1.372680
15	dryer unit K2 Pno 2	0.000470	18	0.008460
16	dryer unit K2 Pno 5	0.000040	212	0.008480
17	dryer unit K2 Pno 7	0.000080	1272	0.101760
18	dryer unit K2 Pno 4	0.000470	18	0.008460
19	dryer unit K2 Pno 6	0.000080	212	0.016960
20	dryer unit K2 Pno 8	0.000040	212	0.008480
21	dryer unit K2 Pno 3	0.000650	194	0.126100
22	dryer unit K2 Pno 4B	0.013000	7	0.091000
23	dryer unit K2 Pno 6B	0.011100	5	0.055500
24	dryer unit K2 Pno 1B	0.013000	6	0.078000
合計			2,272	4.75

上燃料池共有三個相同的燃料格架，如圖 3.4 所示，每個燃料格架的長度與寬度分別為 2.85 公尺及 2.18 公尺，燃料格架及燃料所占的體積比例為 0.41，因此三個燃料格架的固體總體積為：

$$2.85 \times 2.18 \times 4.41 \times 0.41 \times 3 = 33.70 \text{ (m}^3\text{)}$$

燃料格架頂端至上燃料池底端的總水量為：

$$152.62 - 33.70 = 118.92 \text{ (m}^3\text{)}$$

彙總以上水量計算結果，上燃料池在地震發生前的總水量為：

$$564.21 + 42.57 + 118.92 = 725.70 \text{ (m}^3\text{)}$$

若考慮 4.2.4 節所評估地震時濺溢到池外的極限水量 299.70 立方公尺，則上燃料池在地震發生池水濺溢後，池內存餘的水量為：

$$725.70 - 299.70 = 426.00 (m^3)$$

上燃料池池水沸騰所需時間

依據第 2.3.2 節所提出保守不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恆計算方法，以 2.8 式計算上燃料池在喪失冷卻後，到池水沸騰所需時間，分析時參考程序書 574.15 在上燃料池水溫高於 51.6°C 時，主控制室會有上燃料池高溫警報，因此假設池水初始溫度為 51.6°C 進行後續計算，並假設上燃料池所在樓層的初始壓力為 1 個大氣壓，在上燃料池升溫期間，水面壓力仍維持在 1 個大氣壓，評估所需的參數彙整如表 4.6 所示。

上燃料池在地震後存餘的水量為：

$$\begin{aligned} M_{0-Total} &= V_{total} \times \rho_{fo} = 426.00 \times 987.32 \\ &= 4.2060 \times 10^5 (kg) \end{aligned}$$

上燃料池由初始溫度上升至開始沸騰所需時間 T_{sat} 為：

$$\begin{aligned} T_{sat} &= \frac{M_{0-Total} \times C_p \times (T_{boil} - T_{ini})}{Q_{decay}} \\ &= \frac{4.2060 \times 10^5 \times 4.18 \times (100 - 51.6)}{0.10912 \times 10^3} \\ &= 7.7981 \times 10^5 (sec) = 216.61 (hr) \end{aligned}$$

表 4.6 計算上燃料池燃料裸露於水面所需數據

上燃料池設計與水位	
水面水平截面積(A_{sfp1})	78.05 m ²
上燃料池底端水平截面積(A_{sfp2})	34.61 m ²
地震後初始水量(V_{total})	426.00 m ³
正常運轉期間初始水位標高	22.91 m
乾燥器置放區底端標高	██████
池底標高	██████
地震後因池水濺溢所造成水位下降	3.84 m
上燃料池初始狀態熱水流參數	
溫度(T_{ini})	51.6°C
壓力	1 大氣壓
水的熱容量(C_p)	4.18 kJ/kg°C
液態水密度(ρ_{f0})	987.32 kg/m ³
衰變熱(Q_{decay})	0.1116 MW
上燃料池沸騰時熱水流參數	
溫度(T_{boil})	100°C
壓力	1 大氣壓
液態水密度(ρ_{fsat})	958.35 kg/m ³
液態水焓(h_{fsat})	419.17 kJ/kg
水蒸氣焓(h_{gsat})	2675.6 kJ/kg
氣態液態焓差(h_{fgsat})	2256.4 kJ/kg
衰變熱(Q_{decay})	0.1116 MW

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

上燃料池池水水位下降所需時間

依據第 2.3.2 節所提出保守不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恆計算方法，以 2.9 式及 2.10 式計算上燃料池在池水沸騰後，到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間，分析時假設在上燃料池的池水沸騰期間，水面壓力仍維持在 1 個大氣壓。

上燃料池沸騰後，池水下降至乾燥器置放區底端之流失率(H_1)為：

$$\begin{aligned}
 H_1 &= \frac{Q_{decay}}{\rho_{fsat} \cdot A_{sfp1} \cdot h_{fgsat}} = \frac{0.10912 \times 10^3}{958.35 \times 78.05 \times 2256.4} \\
 &= 6.4653 \times 10^{-7} (m/sec)
 \end{aligned}$$

上燃料池水位在正常運轉期間的標高為 22.91 公尺，考慮地震濺溢造成上燃料池水位下降 3.84 公尺下，上燃料池在地震發生後的初始水位為標高 19.07 公尺(22.91-3.84)，因此上燃料池水位在地震後因池水沸騰下降至乾燥器置放區底端的高度差(ΔH)為 3.45 公尺(19.07-15.62)，上燃料池在池水沸騰後，因沸騰流失導致水位下降至乾燥器置放區底端所需時間($T_{\text{boil-off-stage1}}$)為：

$$\begin{aligned} T_{\text{boil-off-stage1}} &= \frac{\Delta H}{H_1} = \frac{3.45}{6.4653 \times 10^{-7}} \\ &= 5.3362 \times 10^6 \text{ (sec)} \\ &= 1482.28 \text{ (hr)} \end{aligned}$$

池水因沸騰流失下降至乾燥器置放區底端後，池水表面積縮小為 34.61 平方公尺，池水下降至燃料格架頂端之流失率(H_2)為：

$$\begin{aligned} H_2 &= \frac{Q_{\text{decay}}}{\rho_{\text{fsat}} \cdot A_{\text{sfp2}} \cdot h_{\text{fgsat}}} = \frac{0.10912 \times 10^3}{958.35 \times 34.61 \times 2256.4} \\ &= 1.4580 \times 10^{-6} \text{ (m/sec)} \end{aligned}$$

乾燥器置放區底端的標高為 [REDACTED]，上燃料池底端標高為 [REDACTED]，燃料格架高度為 4.41 公尺，因此上燃料池水位由乾燥器置放區底端下降至燃料格架頂端的高度差(ΔH)為 1.23 公尺，上燃料池因沸騰流失導致水位自乾燥器置放區底端下降至燃料格架頂端所需時間($T_{\text{boil-off-stage2}}$)為：

$$\begin{aligned} T_{\text{boil-off-stage2}} &= \frac{\Delta H}{H_2} = \frac{1.23}{1.4580 \times 10^{-6}} \\ &= 8.4362 \times 10^5 \text{ (sec)} \\ &= 234.34 \text{ (hr)} \end{aligned}$$

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

上燃料池在池水沸騰後，水位下降至燃料格架頂端高度所需時間為：

$$T_{TAF} = 1482.28 + 234.34 = 1716.62 \text{ (hr)}$$

評估結果

所評估上燃料池在喪失冷卻到池水沸騰所需時間為 216.61 小時，池水沸騰後到水位下降至燃料格架頂端所需時間為 1716.62 小時，合計上燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間為 1933.23 小時，符合可接受準則中，上燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間必須大於 72 小時之要求。

[本頁空白]

5 總結

本分析依據 EPRI 3002009564 報告^[2]第 4 章中，針對高 GMRS 廠址所提出之分析方法，針對核二廠上燃料池進行相關分析與評估，並比對該報告所提出之可接受準則，各評估項目的可接受準則彙總於表 2.1 中。

依據 EPRI 3002009564 報告之評估要求，主要目的在於了解核能電廠因地震危害導致用過燃料池結構體或相關設備失效，造成用過燃料池池水快速流失，而池水快速流失指的是用過燃料池的池水水位，在地震發生後 72 小時之內，於沒有補水的情況下，下降到所儲存燃料束三分之二高度。考量燃料格架頂端以下的實際池水量計算具有較大不確定性，且當池水下降至燃料頂端，燃料束開始裸露於水面後，燃料束之熱傳方式，可能與 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提出之池水沸騰流失量計算有所差異，因此本分析在進行池水沸騰流失評估時，保守引用水位下降至所儲存燃料格架頂端高度所需時間大於 72 小時，作為可接受準則。

有關用過燃料池因地震失效模式評估，區分為結構分析與非結構類分析兩大類進行，結構分析主要考慮用過燃料池結構因地震失效之相關分析，非結構類分析則考慮可能造成用過燃料池池水快速流失之相關議題，包括用過燃料池穿越孔失效、燃料傳送閘門失效、虹吸效應、池水震盪濺溢、池水沸騰流失等。

依據核二廠上燃料池現有設計與運轉的評估結果詳如表 5.1 所示，核二廠上燃料池在依據 EPRI 3002009564 報告第 4 章中，針對高 GMRS 廠址所提出檢核項目的所有檢核結果，均符合彙總於表 2.1 中的可接受準則。

本分析依據 EPRI 3002009564 報告中針對高 GMRS 廠址所提出的分析方法與可接受準則，以核二廠個廠數據進行 USNRC 在 NTTF 2.1 所要求的用過燃料池地震風險再評估。在依據 SSHAC Level 3 審查程序之核二廠廠址地震危害分析結果下，核二廠上燃料池結構設計，並無因地震造成上燃料池池水快速流失的疑慮，而用過燃料池冷卻水系統的設計，亦無在地震下因穿越管路失效或虹吸效應造成上燃料池池水快速流失之疑慮。依據 EPRI 3002009564 報告之分類方法，核二廠應歸類為高 GMRS 廠址，地震時所引發上燃料池池水震盪的濺溢效應，將可能造成上燃料池水位顯著降低，在考慮最保守的池水濺溢流失量後，核二廠在地震後喪失上燃料池冷卻且無法回復的狀況下，上燃料池水位將因池水沸騰而流失，依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提出保守不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恆計算方法，上燃料池水位於事故發生後 1933.23 小時(80.55 天)下降至燃料格架頂端，符合 EPRI 3002009564 報告中所要求於事故發生後 72 小時內，用過燃料池水位必須高於所儲存燃料束三分之二高度的可接受標準。

表 5.1 核二廠上燃料池完整性評估檢核結果

分析項目	分析方法/可接受準則	評估過程/評估結果
用過燃料池結構耐震餘裕評估	依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 的分析方法，評估個廠用過燃料池結構的耐震餘裕	依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 的分析方法，評估上燃料池結構的耐震餘裕(附錄 A)
	樓板於最大地表加速度之耐震餘裕須高於 1.272g	所評估樓板於最大地表加速度之耐震餘裕為 2.84g(附錄 A)
	樓板於重要 GMRS 頻率區間之耐震餘裕須高於 1.331g	所評估樓板於重要 GMRS 頻率區間之耐震餘裕為 2.97g(附錄 A)
	結構牆於最大地表加速度之耐震餘裕須高於 1.272g	所評估結構牆於最大地表加速度之耐震餘裕為 1.46g(附錄 A)
	結構牆於重要 GMRS 頻率區間之耐震餘裕須高於 1.759g	所評估結構牆於重要 GMRS 頻率區間之耐震餘裕為 2.03g(附錄 A)
	用過燃料池結構，應納入定期結構檢查計畫	上燃料池結構檢查規範於核二廠編號 173.7 程序書中(第 4.1 節)
用過燃料池穿越孔失效	所有可能引發用過燃料池快速洩水之穿越管路耐震設計，符合個廠 SSE 設計規範	可能引發上燃料池快速洩水之穿越管路，為耐震一級設計或穿越孔接近水面(第 4.2.1 節)
燃料傳送閘門失效	燃料傳送閘門材質為鋁合金或不鏽鋼合金等材質	閘門為不鏽鋼材質(第 4.2.2 節)
虹吸效應	所有具耐震疑慮管路在設計時，已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失	所有與上燃料池相連接管路，在設計時均已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失(第 4.2.3 節)
	確認直徑小於 2 吋之具耐震疑慮管路，其虹吸破除閥或操作機構沒有耐震方面疑慮	所有與上燃料池相連接管路，直徑均大於或等於 2 吋(第 4.2.3 節)
池水震盪濺溢	以 EPRI 1025287 報告第 7.3.2 節所提供的計算方法，評估地震發生時，濺溢出用過燃料池的水量	以 EPRI 1025287 報告第 7.3.2 節所提供的算方法，所評估上燃料池於地震發生時，濺溢出上燃料池的最大水量為 299.70 m ³ (第 4.2.4 節)
池水沸騰流失	考慮池水震盪濺溢評估結果，評估地震後存餘在用過燃料池的水量	考慮地震發生可能的最大池水濺溢量，上燃料池於地震後存餘在上燃料池的水量，為由原有的 725.70 m ³ ，減少至 426.00 m ³ (第 4.2.5 節)
	用過燃料池的池水表面積必須大於 500 ft ² (46.5 m ²)	本分析以上燃料池存放用過燃料之實際規劃，評估上燃料池衰變熱(0.10912 MW)，未引用 EPRI 3002009564 報告附錄 B 之經驗公式計算熱負載(第 4.2.5 節)。
	個廠爐心熱功率必須低於 4,000 MWt	
	依據 EPRI 3002009564 報告附錄 B，評估用過燃料池熱負載	在地震造成喪失上燃料池冷卻後，至上燃料池水位下降至燃料格架頂端高度的時間為 1933.23 小時(第 4.2.5 節)
	地震造成喪失用過燃料池冷卻後，至用過燃料池下降至燃料 2/3 高度的時間，須高於 72 小時	

[本頁空白]

參考資料

1. 台灣電力公司，「台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告－國聖核能發電廠(定稿版)」，民國 110 年 2 月。
2. EPRI, “Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation,” EPRI 3002009564, January 2017.
3. EPRI, “Seismic Evaluation Guidance, Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1:Seismic,” EPRI-1025287, February 2013.
4. USNRC, “Endorsement of Electric Power Research Institute Report 3002009564, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, ” ADAMS Accession No.: ML17034A408, February 2017.
5. EPRI, “Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation,” EPRI 3002007148, February 2016.
6. Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor Spent Fuel Pool Scoping Study. June, 2013 (ML13133A132).
7. EPRI, “Methodology for Developing Seismic Fragilities,” EPRI TR-103959, June 1994.
8. American Society of Civil Engineers, “Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures and Commentary,” ASCE 4-98, 1999.
9. 財團法人國家實驗研究院國家地震工程研究中心&中興工程顧問股份有限公司，「台灣地區核能電廠結構動力分析報告:核能二廠-反應器廠房(SPRA 採用之樓板反應譜)」，民國 110 年 10 月。
10. 台灣電力公司，「核二廠裝載池復原案安全分析報告」，民國 110 年 10 月。
11. 核能研究所，核二廠 3D 模型系統建置報告，KSDP-06-IPR-003-06，民國 110 年 1 月。
12. 葉佳霖，「核二廠用過燃料池喪失冷卻能力之水位計算書」，核能研究所，民國 102 年 7 月。

[本頁空白]

上燃料池燃料格架動力分析

台灣電力股份有限公司

中華民國 111 年 9 月

本報告書僅供

政府機關參考

請勿轉載

上燃料池燃料格架動力分析

Rev. 1

綜 整：

審 查：

核 准：

依政府資訊公開法第 18 條
第 1 項第 6 款，因涉及個人
資訊，故不予公開。

工業技術研究院

中華民國111年9月5日

上燃料池燃料格架動力分析

版本修訂紀錄

[illegible]

摘要

本報告考慮上燃料池之燃料貯存格架貯存燃料束後，在安全釋壓閥動作 (Safety/Relief Valve Actuation, SRV)、冷卻水流失事故 (Loss-of-Coolant Accident, LOCA) 各暫態下及地震力 (OBE, Operating Basis Earthquake 及評估基準地震力 RLE, Review Level Earthquake)，進行燃料貯存格架受動態負載之結構動態分析。其中 OBE、SRV 及 LOCA 為依據 New Load Adequacy Evaluation 報告中之反應頻譜為輸入運動來源；而 RLE 地震力為因應新事證，使用核二廠耐震安全餘裕評估計畫中所得到的三個樓板反應之地震加速度-時間歷程為輸入運動來源，分別為 RLE/BE(最佳估計值)、RLE/UB(上限值)及 RLE/LB(下限值)。分析模型以燃料貯存格架採兩種燃料束貯存配置之狀況 [REDACTED] (以下簡稱 C1)及 [REDACTED] 狀況(以下簡稱 C2))，使用加速度歷時輸入，進行各項荷重之動態分析，並組合其分析結果，目的在驗證燃料貯存格架於各運轉條件下，是否符合 ASME 規範及相關審核規範之規定。

本報告依據美國核管會及我國原能會之相關規定與適當的設計規範及標準，重新進行各項結構評估，結果確定上燃料池每一貯存格架及格架內燃料束在各種暫態下，仍符合相關的法規要求。各分項評估結果摘要如下：

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(1)應力分析結果

應力分析之結果詳述於 4.1 節，歸納總結如表 5.1 及表 5.2，不鏽鋼基材、鉚道、螺栓之各項應力之最大值皆小於 ASME Code, Section III, Subsection NF 所規範之容許值。

(2) 挫屈分析結果

挫屈分析之結果詳述於 4.4 節，格架整體挫屈及其中格板之局部挫屈都不會發生。

(3)衝擊分析結果

衝擊分析(OBE、SRV、LOCA 及 RLE)詳述於 4.1 至 4.3 節，結果顯示格架不論採 C1 或 C2 配置，在南北向皆無碰撞發生。在東西向只有 SRV 作用下與池壁輕微碰觸，其碰撞應力很小，不影響格架完整性。4.3 節為針對 RLE 作用，使用實際加速度時間歷程分析，分析所得之西側燃料貯存格架受 RLE/LB 作用時，格架 C1 與 C2 配置狀況下之最大西向位移量皆已達西向池壁之原有 [REDACTED]，亦即西側貯存格架之西側面已碰撞池壁，碰撞所產生之接觸力在格架上緣及下緣 [REDACTED]，隨之中央格架與西側格架亦發生輕微碰撞；所有發生碰撞格架所承受之應力皆低於容許應力，可確保格架之完整性。

目錄

目錄.....	II
表目錄.....	III
圖目錄.....	VI
1. 前言	1
2. 分析範圍	3
2.1 燃料格架.....	3
2.2 材料性質描述.....	12
2.3 荷重及荷重組合描述.....	13
2.4 加速度-時間歷程轉換	22
2.5 FEM(Finite element method)模型之建構.....	61
2.6 水動力質量模型.....	66
2.7 應力檢核方式.....	76
3. 分析內容	79
3.1 均勻對稱格架.....	79
3.2 偏心格架.....	80
3.3 使用實際 RLE 地震加速度歷時及不考慮靜摩擦之碰撞分析	81
4. 分析結果	82
4.1 均勻對稱格架分析_分析案例 3.1 之結果.....	82
4.2 格架偏心及靜摩擦之影響_分析案例 3.2 之結果.....	134
4.3 使用實際 RLE 地震加速度歷時及不考慮靜摩擦之碰撞分析結果_分析案例 3.3 之結果	138
4.4 挫屈分析.....	143
4.5 在格架框格內的燃料束與格架框格的碰撞.....	147
5. 分析結果總結與結論	148
6. 參考文獻	152
7. 附錄	154
附錄 1.....	154
附錄 2.....	156
附錄 3.....	158
附錄 4.....	159
附錄 5.....	160
附錄 6.....	162

表目錄

表 2.6-1 水動力質量分佈	74
表 4.1.1-1 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材於垂直方向之平均正向應力(Σ_1)具最大反應時之所有分量	85
表 4.1.1-2 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材於各運轉條件之總和平均正向應力(Σ_1)及其容許值	86
表 4.1.1-3 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材於垂直方向之平均正向應力(Σ_1)具最大反應時之所有分量	87
表 4.1.1-4 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材於各運轉條件之總和平均正向應力(Σ_1)及其容許值	88
表 4.1.1-5 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時之所有分量	89
表 4.1.1-6 燃料束配置 C1 不鏽鋼基材產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時於各運轉條件之總和應力及容許值	90
表 4.1.1-7 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時之所有分量	91
表 4.1.1-8 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時於各運轉條件之總和應力及容許值	92
表 4.1.1-9 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量	93
表 4.1.1-10 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值	94
表 4.1.1-11 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量	95
表 4.1.1-12 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材於各運轉條件之最大剪應力(τ)及容許值	96
表 4.1.1-13 燃料束配置 C1 於鉚道產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時之所有應力分量	100
表 4.1.1-14 燃料束配置 C1 在鉚道於各運轉條件之最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)及其容許值	101
表 4.1.1-15 燃料束配置 C2 於鉚道產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時之所有應力分量	102
表 4.1.1-16 燃料束配置 C2 在鉚道於各運轉條件之最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)及其容許值	103
表 4.1.1-17 燃料束配置 C1 於鉚道產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量	104
表 4.1.1-18 燃料束配置 C1 在鉚道於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值	105
表 4.1.1-19 燃料束配置 C2 於鉚道產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量	106
表 4.1.1-20 燃料束配置 C2 在鉚道於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值	107
表 4.1.1-21 燃料束配置 C1 於螺栓產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時之所有應力分量	111
表 4.1.1-22 燃料束配置 C1 對螺栓於各運轉條件之最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)及其容許值	112
表 4.1.1-23 燃料束配置 C2 於螺栓產生最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)時之所有應力分量	113
表 4.1.1-24 燃料束配置 C2 對螺栓於各運轉條件之最大主應力($\Sigma_1 + \Sigma_2$)及其容許值	114
表 4.1.1-25 燃料束配置 C1 於螺栓產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量	115
表 4.1.1-26 燃料束配置 C1 對螺栓於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值	116
表 4.1.1-27 燃料束配置 C2 於螺栓產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量	117
表 4.1.1-28 燃料束配置 C2 對螺栓於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值	118
表 4.1.1-29 燃料束配置 C1 與 C2 對螺栓於各運轉條件之拉剪互制效應檢核	119
表 4.1.1-30 燃料貯存格架 C1 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位: MPA)	120
表 4.1.1-31 燃料貯存格架 C2 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位: MPA)	121

表 4.1.2-1 (A) 燃料束配置 C1 之東側格架受 OBE 作用時之最大位移量(MM)	124
表 4.1.2-1(B) 燃料束配置 C1 之中央格架受 OBE 作用時之最大位移量(MM)	124
表 4.1.2-1(C) 燃料束配置 C1 之西側格架受 OBE 作用時之最大位移量(MM)	124
表 4.1.2-2 (A) 燃料束配置 C2 之東側格架受 OBE 作用時之最大位移量(MM)	124
表 4.1.2-2(B) 燃料束配置 C2 之中央格架受 OBE 作用時之最大位移量(MM)	124
表 4.1.2-2(C) 燃料束配置 C2 之西側格架受 OBE 作用時之最大位移量(MM)	124
表 4.1.2-3 (A) 燃料束配置 C1 之東側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(MM)	125
表 4.1.2-3(B) 燃料束配置 C1 之中央格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(MM)	125
表 4.1.2-3(C) 燃料束配置 C1 之西側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(MM)	125
表 4.1.2-4 (A) 燃料束配置 C2 之東側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(MM)	125
表 4.1.2-4(B) 燃料束配置 C2 之中央格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(MM)	125
表 4.1.2-4(C) 燃料束配置 C2 之西側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(MM)	125
表 4.1.2-5 (A) 燃料束配置 C1 之東側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(MM)	126
表 4.1.2-5(B) 燃料束配置 C1 之中央格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(MM)	126
表 4.1.2-5(C) 燃料束配置 C1 之西側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(MM)	126
表 4.1.2-6 (A) 燃料束配置 C2 之東側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(MM)	126
表 4.1.2-6(B) 燃料束配置 C2 之中央格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(MM)	126
表 4.1.2-6(C) 燃料束配置 C2 之西側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(MM)	126
表 4.1.2-7 (A) 燃料束配置 C1 之東側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(MM)	127
表 4.1.2-7(B) 燃料束配置 C1 之中央格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(MM)	127
表 4.1.2-7(C) 燃料束配置 C1 之西側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(MM)	127
表 4.1.2-8 (A) 燃料束配置 C2 之東側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(MM)	127
表 4.1.2-8(B) 燃料束配置 C2 之中央格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(MM)	127
表 4.1.2-8(C) 燃料束配置 C2 之西側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(MM)	127
表 4.1.2-9 (A) 燃料束配置 C1 之東側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(MM)	128
表 4.1.2-9(B) 燃料束配置 C1 之中央格架受 LOCA 作用時之最大位移量(MM)	128
表 4.1.2-9(C) 燃料束配置 C1 之西側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(MM)	129
表 4.1.2-10 (A) 燃料束配置 C2 之東側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(MM)	129
表 4.1.2-10(B) 燃料束配置 C2 之中央格架受 LOCA 作用時之最大位移量(MM)	130
表 4.1.2-10(C) 燃料束配置 C2 之西側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(MM)	130
表 4.1.2-11 (A) 燃料束配置 C1 之東側格架受 SRV 作用時之最大位移量(MM)	131
表 4.1.2-11(B) 燃料束配置 C1 之中央格架受 SRV 作用時之最大位移量(MM)	131
表 4.1.2-11(C) 燃料束配置 C1 之西側格架受 SRV 作用時之最大位移量(MM)	132
表 4.1.2-12 (A) 燃料束配置 C2 之東側格架受 SRV 作用時之最大位移量(MM)	132
表 4.1.2-12(B) 燃料束配置 C2 之中央格架受 SRV 作用時之最大位移量(MM)	133
表 4.1.2-12(C) 燃料束配置 C2 之西側格架受 SRV 作用時之最大位移量(MM)	133
表 4.2-1 格架偏心及靜摩擦之影響	134
表 4.3-1 燃料貯存格架 C1 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)	141

表 4.3.2 燃料貯存格架 C2 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa).....	142
表 5.1 燃料貯存格架 C1 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa).....	149
表 5.2 燃料貯存格架 C2 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa).....	150

圖目錄

圖 2.1-1 反應器廠房七樓布置圖	4
圖 2.1-2 核二廠之圍阻體內部示意圖	5
圖 2.1-3 上燃料池之工程圖	6
圖 2.1-4 上燃料池之燃料貯存格架配置間距示意圖	7
圖 2.1-5 一個格架 17X13 個框格示意圖	8
圖 2.1-6 燃料束插在貯存格架框格上之示意圖	8
圖 2.1-7 格架之基頻模態(底面全固定長邊彎曲(BENDING))	8
圖 2.1-8 格架之基頻模態(底面全固定短邊彎曲(BENDING))	8
圖 2.1-9 格架之基頻模態(底面只上下固定長邊彎曲(BENDING))	8
圖 2.1-10 格架之基頻模態(底面只上下固定短邊彎曲(BENDING))	8
圖 2.1-11 燃料貯存格架存放燃料束配置 C1 與 C2 示意圖(上視圖)(紅色代表 DBG、藍色塊代表燃料束、紫色塊代表空框格)	9
圖 2.1-12 基本元件之相關位置	10
圖 2.1-13 滑墊尺寸及螺栓配置	
圖 2.3-1 OBE 水平方向之加速度頻譜(上池樓板 ██████████)	
圖 2.3-2 OBE 垂直方向之加速度頻譜(上池樓板 ██████████)	
圖 2.3-3 LOCA 水平方向之加速度頻譜(上池樓板 ██████████)	
圖 2.3-4 LOCA 垂直方向之加速度頻譜(上池樓板 ██████████)	
圖 2.3-5 SRV 水平方向之加速度頻譜(上池樓板 ██████████)	
圖 2.3-6 SRV 垂直方向之加速度頻譜(上池樓板 ██████████)	
圖 2.3-7 RLE/BE、RLE/LB 與 RLE/UB 之水平與垂直方向反應譜	21
圖 2.5-1 基本單元之結構假設受 X 方向力的應力及變形圖	62
圖 2.5-2 燃料架受 X 方向力之 Z 位移圖	63
圖 2.5-3 燃料架受 X 方向力 BASE PLATE 之 Z 位移圖	63
圖 2.5-4 網格 A 及東西向牆壁	64
圖 2.5-5 網格 B 及南北向牆壁	64
圖 2.5-6 網格 A(SUB4-Y)及網格 B(SUB8-Y)之數值比較	64
圖 2.5-7 網格 A(SUB4-Y)之元素資料	65
圖 2.5-8 東西向碰撞測試 OK	65
圖 2.5-9 南北向碰撞測試 OK	65
圖 2.6-0 沖擊模態中心高度與對流模態中心高度示意圖	66
圖 2.6-1 格架位移之實驗與數值計算比較	68
圖 2.6-2 三維流固耦合模型	69
圖 2.6-3 三維流固耦合網格	69
圖 2.6-4 東南面之流速分布圖	69
圖 2.6-5 西北面之流速分布圖	69

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 2.6-4(A)東南面之東西向流速分布圖	69
圖 2.6-4(B)東南面之南北向流速分布圖	69
圖 2.6-4(C)東南面之上下向流速分布圖	70
圖 2.6-4(D)東南面之壓力分布圖	70
圖 2.6-5(A)西北面之東西向流速分布圖	70
圖 2.6-5(B)西北面之南北向流速分布圖	70
圖 2.6-5(C)西北面之上下向流速分布圖	70
圖 2.6-5(D) 西北面之壓力分布圖.....	70
圖 2.6-6 計算水質量之燃料池模型.....	71
圖 2.6-7 第一個燃料架移動之水動力質量分佈.....	72
圖 2.6-8 第二個燃料架移動之水動力質量分佈.....	72
圖 2.6-9 最左格架受 OBE 後中央格架受力過程	73
圖 2.6-10 最左格架受 OBE 後 最右格架受力過程.....	73
圖 2.6-11 水動力質量元素，連接兩燃料架間之許多藍線即水動力質量元素	75
圖 2.6-12 下池模型及計算結果.....	75
圖 2.6-13 圖 2.6-12 之放大	75
圖 2.6-14 對應圖 2.6-12，ENSA 之結果	76
圖 3.2-1 三個格架之偏心方式.....	80
圖 4.1-1 填角鉸喉深示意圖.....	99
圖 4.1-2 受 RLE/BE 作用之位移與時間歷程.....	123
圖 4.2-1 西側格架些微翹起與中央格架下緣互撞	135
圖 4.2-2 西側格架些微翹起與中央格架下緣互撞之細部圖.....	135
圖 4.2-3 線性碰撞之格架應力剖面.....	135
圖 4.2-4 非線性碰撞之格架應力剖面.....	135
圖 4.2-5 東側格架之旋轉變形量	135
圖 4.2-6 扭轉最嚴重之燃料格架元素.....	136
圖 4.2-7 各高程位移-時間圖	136
圖 4.2-8 各高程加速度-時間圖	137
圖 4.3-1 上燃料池西面牆壁之撞擊面之撞擊力量分布	139
圖 4.3-2 圖 4.3-1 之藍色面碰撞歷程.....	139
圖 4.3-3 圖 4.3-1 之紅色面碰撞歷程.....	139
圖 4.4-1 單一格架之外圍尺寸.....	144
圖 4.4-2 格架上緣可能局部挫屈之示意圖.....	146
圖 4.4-3 格架底部可能局部挫屈之截面.....	146
圖 5.6(A)RLE 與 SSE 頻譜比較.....	147
圖 5.6(B)RLE 與 SSE 頻譜比值.....	147
圖 附錄 2.1 掉落分析使用之格架塑性性質.....	156
圖 附錄 2.2 撞擊上緣角落之 VON MISES STRESS (最大應力 713MPa)	156

圖 附錄 2.3 撞擊上緣中間之 VON MISES STRESS (最大應力 460MPa)	157
圖 附錄 2.4 撞擊中間底部之 VON MISES STRESS (最大應力 377MPa)	157
圖附錄 3.1 東側池壁自然頻率 44HZ 之模態.....	158
圖附錄 3.2 西側池壁自然頻率 28HZ 之模態.....	158

1. 前言

在核安總體檢第二階段原能會 44 項管制案件中 JLD-10101 要求下，針對既有設施特定設計變更案，若涉及 SMA 兩串安全停機路徑(及大會另有要求者)應依據 103 年 9 月 5 日『運轉中核能電廠新增設施設計地震討論會議』會議紀錄大會之要求重新進行分析。核二廠上燃料池「貯放退出時間較長之用過燃料」因原執照基準分析是以 FSAR(Final Safety Analysis Report)中 SSE(Safe Shutdown Earthquake)地震力評估，今改使用核二廠耐震安全餘裕評估計畫中所得到的評估基準地震力(RLE, Review Level Earthquake)，三個地震加速度-時間歷程分別為 RLE/BE(最佳估計值)、RLE/UB(上限值)及 RLE/LB(下限值))，並假設 [REDACTED] (以下簡稱 C1)及 [REDACTED] (以下簡稱 C2)，評估上燃料池燃料貯存格架(簡稱為燃料架)是否碰撞及其受力狀況。執行分析之模型於 2.5 節將詳細說明，2.6 節說明水動態質量之計算模型與模型驗證結果。在設計頻譜進行轉換以得加速度歷時曲線作為輸入運動方面，其轉換方法及轉換結果之驗證於 2.4 節說明。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

本報告考慮上燃料池貯存格架加入燃料/DBG 質量後，在地震力、安全釋壓閥動作(Safety/Relief Valve Actuation, SRV)及冷卻水流失事故(Loss-of-Coolant Accident, LOCA)各暫態下，進行燃料貯存格架受動態負載之結構動態分析，主要評估項目：

(1) 應力分析：

由燃料束至模組支撐之應力傳遞路徑中，計算各組件與接合鉸道於組合負載作用下，各項應力是否符合 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF 之許可值。

(2) 挫屈分析：

目的在評估當各項動態力組合作用時，燃料貯存格架之不鏽鋼板殼之應力，是否超過造成鋼板挫屈之臨界應力，以評估燃料貯存格架發生挫屈之可能性。

(3)衝擊分析：

目的在評估當各項動態力作用下，燃料貯存格架間及貯存格架與池壁間之碰撞擊所衍生之碰撞力。包含(a)上燃料池中燃料貯存格架間的衝擊分析；(b) 上燃料池中燃料貯存格架與上燃料池壁間的衝擊分析。

本分析評估所用規範：應力檢核之規範為 ASME Code, Section III, Subsection NF[3]；分析方法之規範為 NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4[1]；頻譜轉換為加速度時間歷程之規範為 NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1[5]。

2. 分析範圍

2.1 燃料格架

圍阻體(反應器廠房)上池重量，包括池水，皆由乾井混凝土結構所承受，後者分散其負荷至反應器廠房基座，另上池有不鏽鋼板內襯，以確保最佳水質；如依功用上池可分為反應爐穴(Reactor Cavity)、汽水分離器貯存池、蒸汽乾燥器貯存池、上燃料池、燃料傳送池(Fuel Transfer Pool)等 5 個部份(如圖 2.1-1)；其中上燃料池設有燃料貯存架及其他組件貯存架，在大修更換燃料期間可貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料。上燃料池與反應爐穴間，可用雙重水池閘門隔離，如此可將反應爐穴之水放乾，以利拆裝反應爐蓋或乾井蓋；上燃料池水位經常維持滿水(高水位 75 呎 4 吋，低水位 75 呎 2 吋)，以降低該區域的輻射劑量及確保燃料被水掩蓋。

反應器廠房上燃料池有 3 個燃料格架，原始設計每個燃料格架可貯存 150 束燃料；於 75 年為因應機組運轉週期由 12 個月延長至 18 個月的需求，委由 GE 公司將燃料格架改為高密度燃料格架，即每個燃料格架可貯存 221 束燃料(17X13)，總共 3 個燃料格架可貯存 663 束燃料，另西側燃料格架北面有 5 個 defective fuel container storage rack；東側燃料格架北面有 5 個 control rod guide tube storage rack，上燃料池燃料格架布置詳附圖 2.1-3。

本廠另在燃料廠房設有用過燃料池，用以貯存從爐心退出之用過燃料，反應器廠房上燃料池與燃料廠房用過燃料池間有斜面燃料傳送系統互相連接，利用此系統來傳送燃料束(包括新燃料和用過燃料)、用過控制棒及其它物件(如圖 2.1-2 之藍色箭頭)。原先設計在機組運轉中上燃料池是不存放任何燃料束。但為增加運轉上的彈性，核二廠於 99 年 1 月 29 日向原能會提出終期安全分析報告(FSAR)修改案(修改案

編號為 FC-KS1/2-9901)，申請於機組運轉中可將新燃料送至上池貯存，原能會於 99 年 9 月 2 日以會核字第 0990012301 號函准予核備，自此核二廠於大修開始前將欲更換的新燃料送至上池貯存。

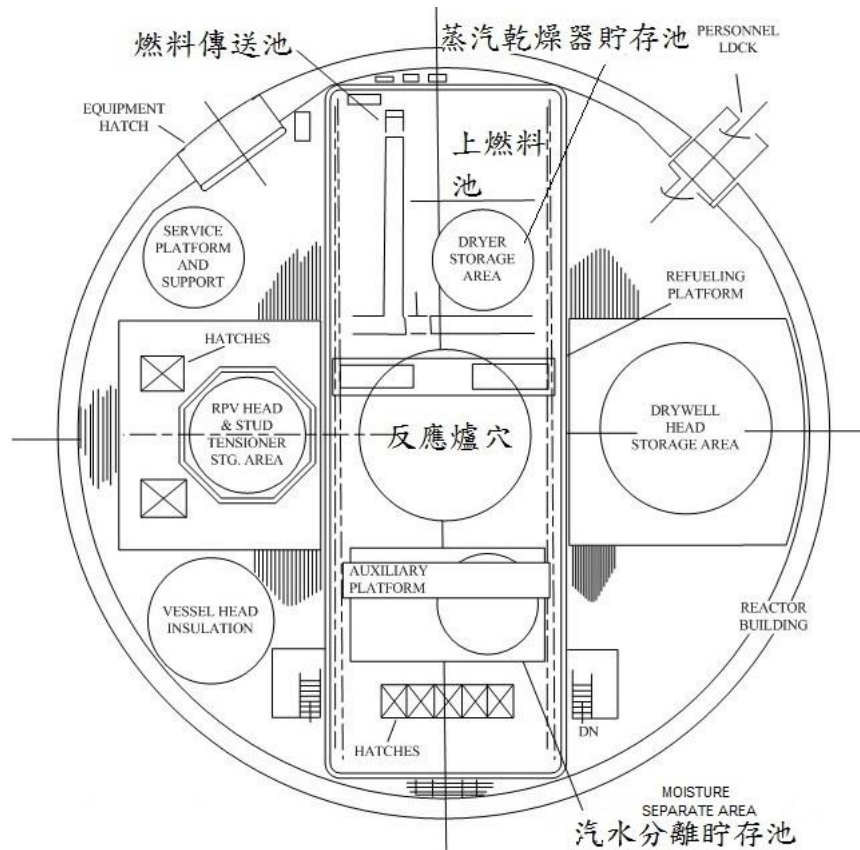


圖 2.1-1 反應器廠房七樓布置圖

核二廠之圍阻體內部如圖 2.1-2 所示，核二廠一、二號機上燃料池位於反應器廠房內並由乾井作為支撐，池底部之高程為 [REDACTED] 英尺。

其中上燃料池格架存放位於其中紅色箭頭所示處。從池底([REDACTED])到水面(75.3')之水深共 [REDACTED]，而格架高度為 14.5'，故水深約是格架高度之 3 倍。如保守考慮因液面震盪(sloshing) 而流失水位 8'(由 Stevenson & Associate,S&A 公司提供)，則水深為 [REDACTED]，約是格架高度之 2.4 倍。

上燃料池之工程圖如圖 2.1-3 所示，其中南北向標示於圖中下方，故東側貯存格架是指圖中最下方的燃料貯存格架。詳細相對應之配置如圖 2.1-4 所示。上燃料池東西向長度為 [REDACTED] 公尺，南北向長度約 [REDACTED] 公尺。三個格架放在池

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

內為東西南北皆對稱，東側格架與東池壁距離及西側格架與西池壁距離皆為 129.03 mm；所有格架與南北池壁距離皆為 609.6 mm，但格架北方因有大修時貯存控制棒及破損燃料容器等之器具，故計算分析時格架距離碰撞面之距離以格架與池壁之距離扣除此器具之寬度，即為 254mm。所有動力分析計算(OBE、RLE、LOCA 及 SRV)均以圖 2.1-4 之原始狀態為起始條件。

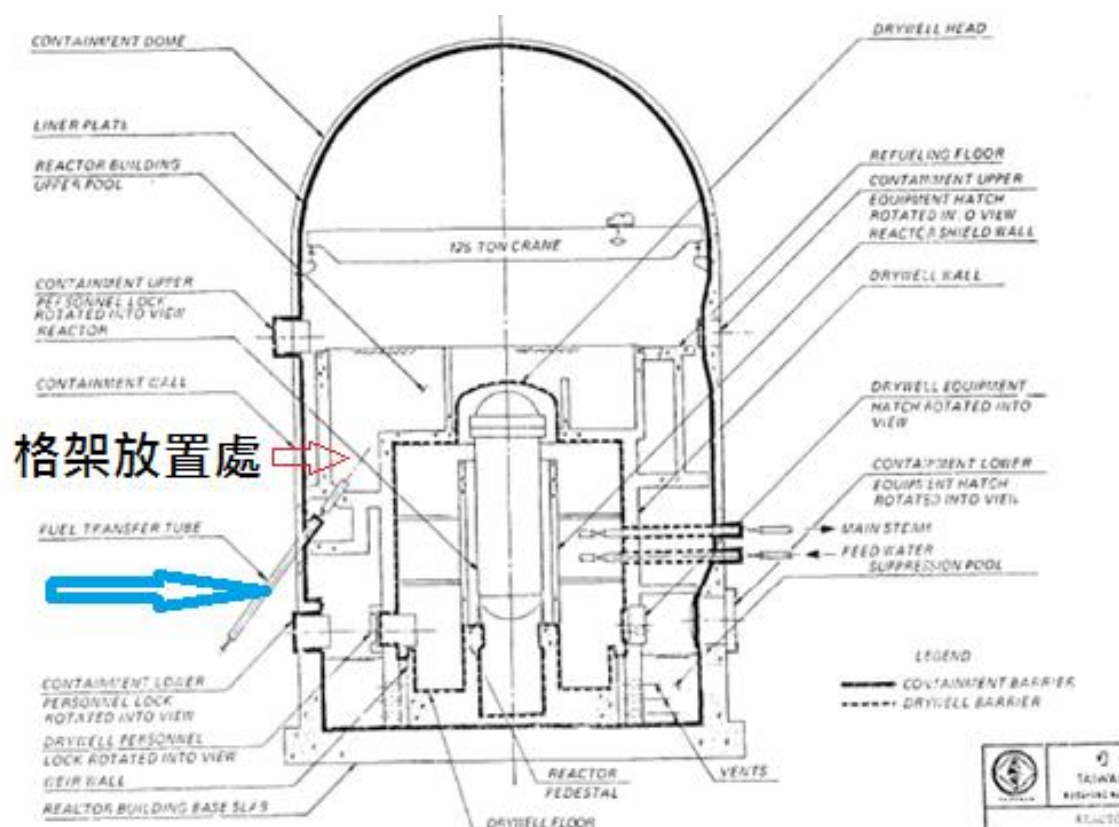
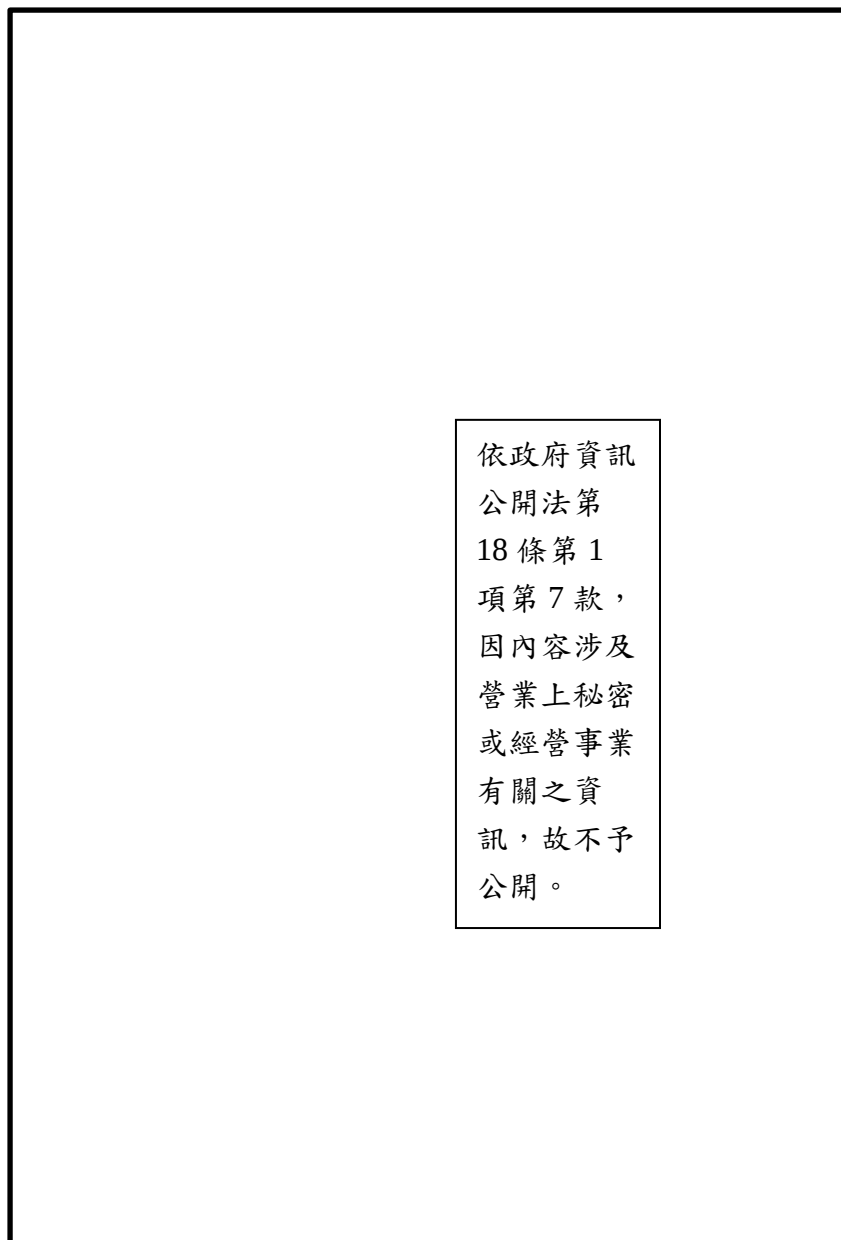


圖 2.1-2 核二廠之圍阻體內部示意圖

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

圖 2.1-3 上燃料池之工程圖



依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

圖 2.1-4 上燃料池之燃料貯存格架配置間距示意圖

每個燃料貯存格架之示意圖如圖 2.1-5，長 2.85 公尺，寬 2.18 公尺，高 4.35 公尺。每個格架有 17x13 個框格，每個框格底部有開孔，燃料束則插在此貯存格架框格之開孔上，如圖 2.1-6。

格架之基頻以最底面固定為 14.18Hz(長邊彎曲(bending))如圖 2.1-7 及 13.93Hz(短邊彎曲)如圖 2.1-8。如格架最底面只固定上下之自由度，基頻為 13.70Hz(長邊彎曲)如圖 2.1-9 及 13.45Hz(短邊彎曲)

如圖 2.1-10。

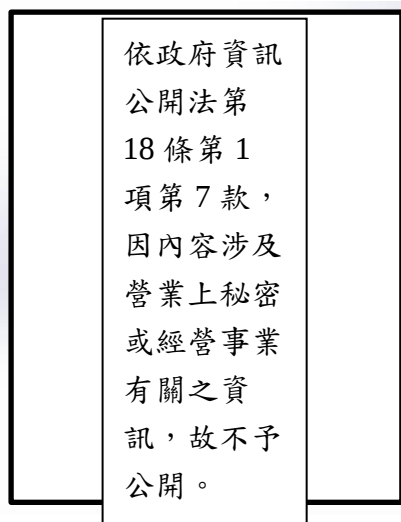


圖 2.1-5 一個格架 一個框格示意圖

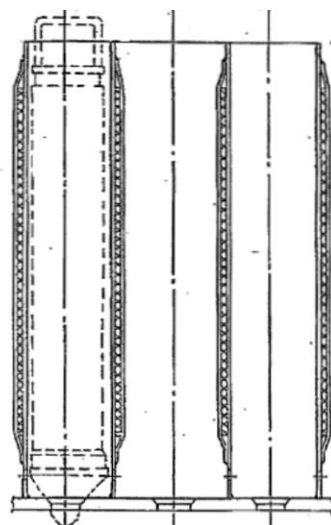


圖 2.1-6 燃料束插在貯存格架框格上之示意圖

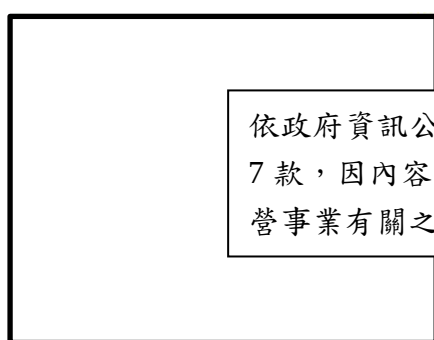


圖 2.1-7 格架之基頻模態(底面全固定長邊彎曲(bending))

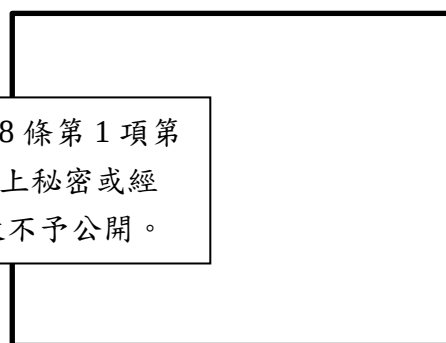


圖 2.1-8 格架之基頻模態(底面全固定短邊彎曲(bending))

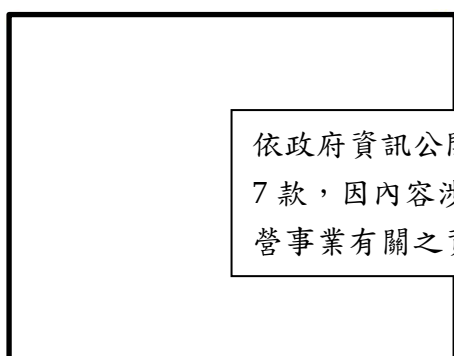


圖 2.1-9 格架之基頻模態(底面只上下固定長邊彎曲(bending))

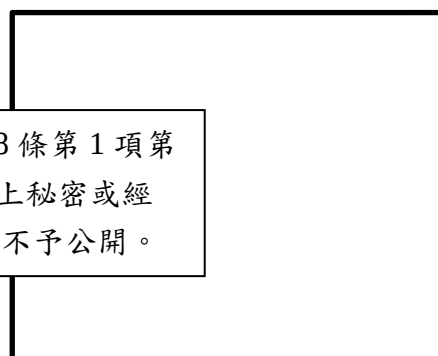
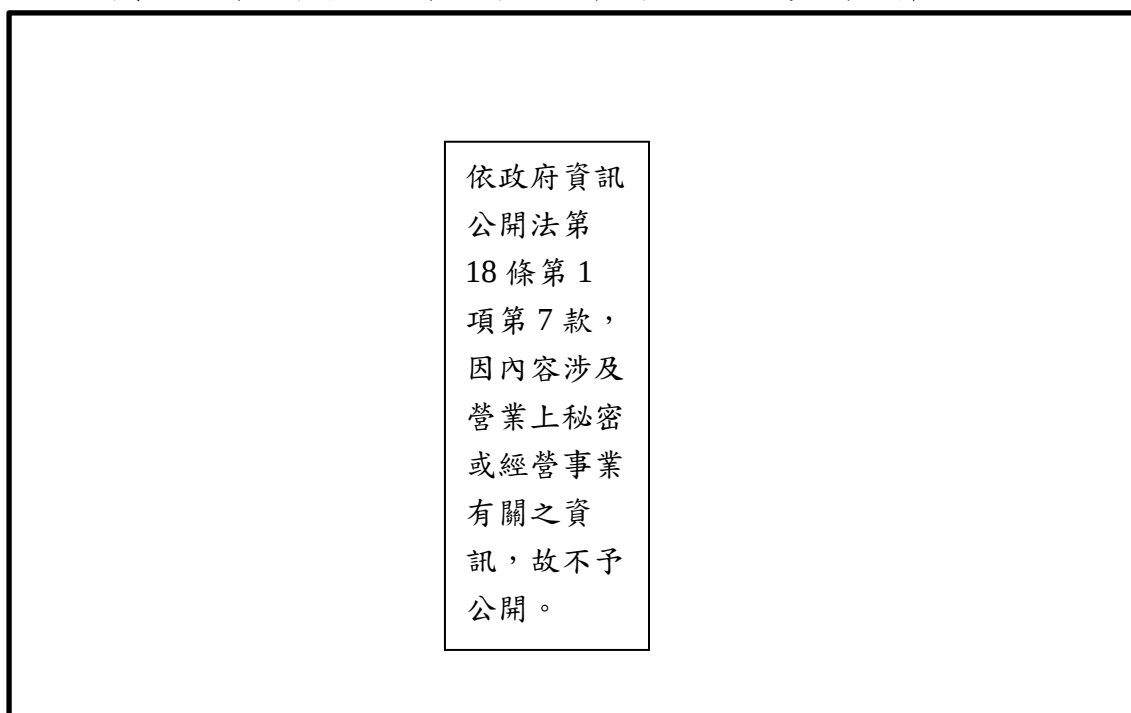


圖 2.1-10 格架之基頻模態(底面只上下固定短邊彎曲(bending))

燃料束於貯存格架中之貯存分別以下列兩種配置方式進行分析：



(a) C1 燃料束配置

(b) C2 燃料束配置

圖 2.1-11 燃料貯存格架存放燃料束配置 C1 與 C2 示意圖(上視圖)(紅色代表 DBG、藍色塊代表燃料束、紫色塊代表空框格)

基本元件之相關位置如圖 2.1-12 所示，其中格架與基板為外圍填角銲接，基板與滑墊之間以螺栓鎖定(如圖 2.1-13)，滑墊與支撐板之間可自由滑移，其摩擦係數於下節說明，支撐板與池底之間也是自由滑移，其摩擦係數亦於下節說明。

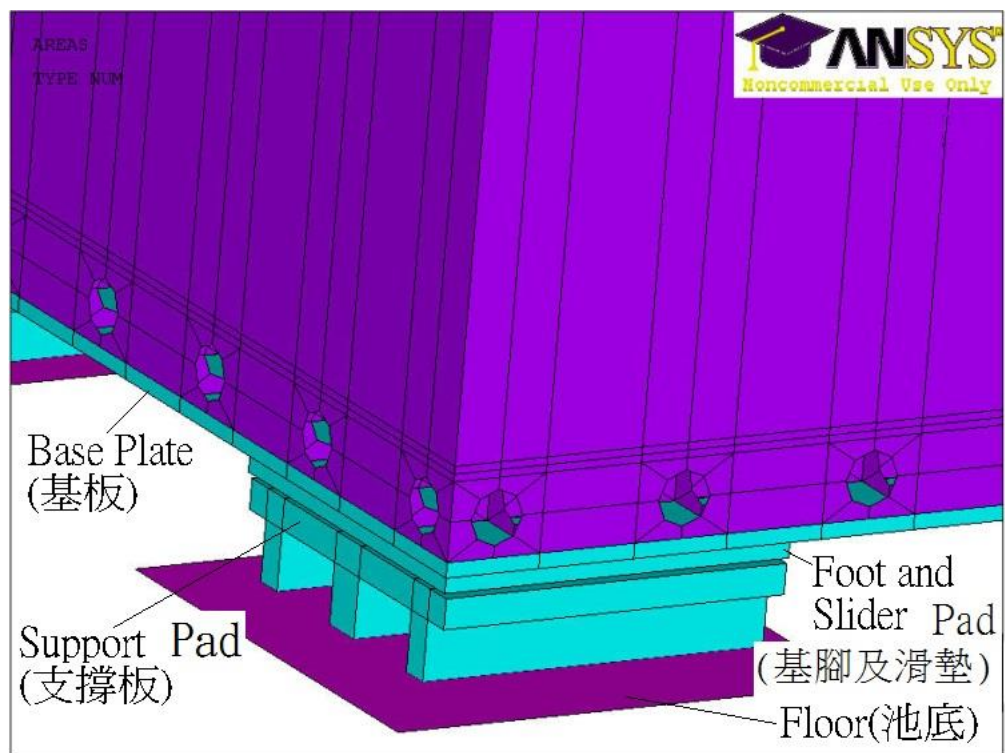


圖 2.1-12 基本元件之相關位置

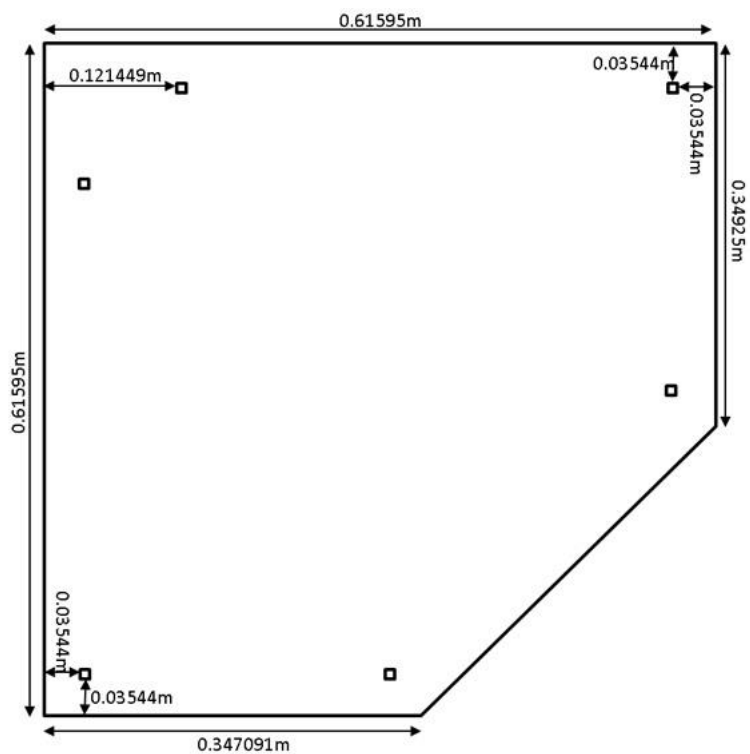


圖 2.1-13 滑墊尺寸及螺栓配置

建構上燃料池及燃料貯存格架所參考之 GE 工程圖如下表所列：

圖 號	圖 內 容
794E982	One Rack(13*17) Assembly
795E278	One Rack(13*17) Assembly
796e780	Defective storage rack
117C3525	Channel Storage rack(outline)
131C9064	Channel Storage rack(interface)
795E526	Equipment storage rack(interface)
767E589	Equipment storage rack(install kit)
795E521	Equipment storage rack(install kit)
112D4388	Supplemental fuel space identification
796E785	Pool arrangement drawing
112D3629	Support Base Drawing
112D3627	Support base Shims
112D3626	Slider pad assembly
112D3628	Fuel space identification
137C6142	Slider pad
137C6143	Slider pad
137C6157	Shims Slider pad
137C8314	Total pool fuel space identification
796E780	Defective storage
795E279	Base plate
796E779	Control rod tube storage
796E778	Control rod install detail

2.2 材料性質描述

依據前述圖面，製造燃料貯存格架之材料主要為不鏽鋼，包括 SA-240 Type 304L 及 SA-564 Type 630。cell, base plate 等主體材料為 304L，螺栓則為 Type 630。建構模型之材料性質及定義容許應力時所設定之溫度為 100°C，參考 ASME Code Section II, Part D[3]可得所需之材料性質如下所列。

Rack 組件	材料	彈性模數 (MPa@100°C)	應力強度(MPa@100°C)		
			S _y	S _u	S
板殼	SA-240 TP 304L	190000	167.4	468.7	111.8
螺栓	SA-564 TYPE 630	190000	703.0	903.8	225.6
鐸道	SFA 5.9 ER308L	190000	167.4	468.7	111.8

其中 S_y = 降伏強度 S_u = 極限強度 S = 容許應力

另外本分析中因未改變材料(即燃料架滑墊及支撐板等)，故動摩擦係數是

依政府資訊公開
法第 18 條第 1 項
第 7 款，因內容
涉及營業上秘密
或經營事業有關
之資訊，故不予
公開。

再者本分析為求保守之分析條件將格架視為結構。因此 OBE、RLE、LOCA 及 SRV 阻尼值皆採用 1% 係根據 FSAR table 3.7.1[14]，此值較 GE 之上池格架分析報告[7]及 ENSA 之下池格架分析報告[2] 之 2% 都小。

2.3 荷重及荷重組合描述

2.3.1 荷重描述

燃料貯存格架之動態分析所考慮之荷重包括：

- 燃料貯存格架自重：一個燃料貯存格架之自重約為 12.4 噸
- 燃料束自重：每束 700 磅
- DBG 自重，每組 63.6 公斤
- 運轉基準地震(OBE)之動態荷重:詳如圖 2.3-1 及圖 2.3-2
- LOCA 暫態所產生之動態荷重:詳如圖 2.3-3 及圖 2.3-4
- SRV 暫態所產生之動態荷重:詳如圖 2.3-5 及圖 2.3-6
- 因應新事證之評估基準地震(RLE)之動態荷重:詳如圖 2.3-7

熱應力並未列入，GE 於[7]中已說明因格架並未拘束，可自由膨脹且溫升很小，故熱應力不需列入考慮。ENSA 在核二下池[2]及核四之燃料池分析亦已同樣理由未考慮熱應力。

浮力之考慮為結構內所有材料密度減去 1000 kg/m^3 。

LOCA 及 SRV 則為自 1980 年美國核管會(NRC)要求既有沸水式電廠需加入 LOCA 及 SRV 之 NEW LOAD 作用力分析。

OBE、SRV、LOCA 等暫態事件所產生之動態荷重取自加速度反應頻譜，該等反應頻譜取自上燃料池之 New Load Adequacy Evaluation 報告[6]，如圖 2.3-1~2.3-6 所示，其中 SRV 與 LOCA 暫態分別有 3 及 5 種次暫態分類，此處僅列出其中加速度最大之設計頻譜，該選定之頻譜轉換為加速度歷時後，亦作為動態分析時之荷重，本分析之 RLE 動態荷重，係依據台電開工會議決議採用「核能二廠耐震安全餘裕評估」中之乾井 ██████████ 處之時間歷程，與 S&A 公司之 SMA 計畫相一致之資料，即由 S&A 提供之相對應之反應譜如圖 2.3-7 所示[16]。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

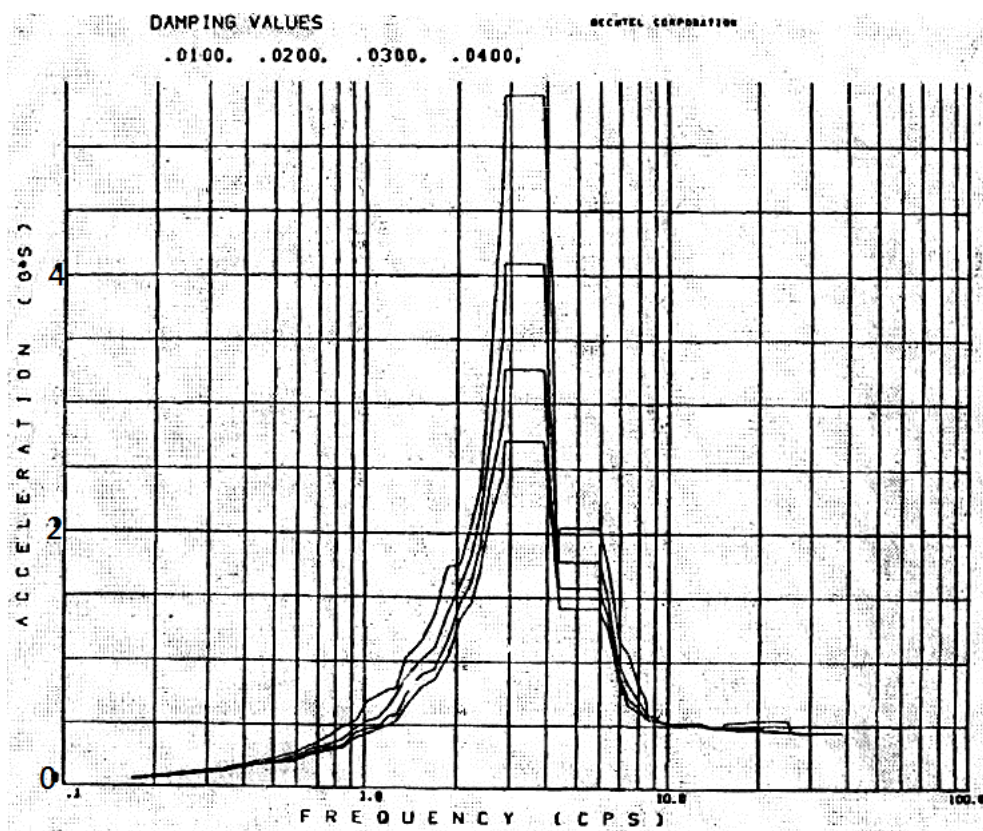
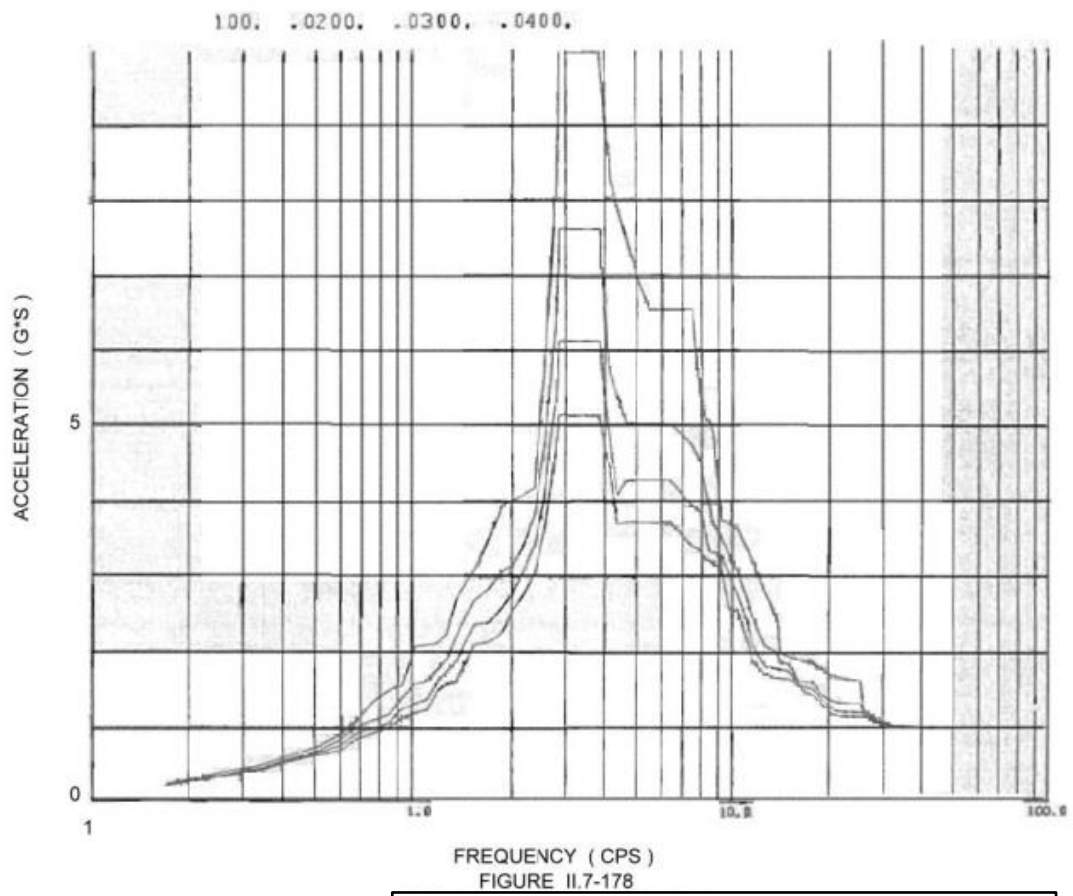


FIGURE II.7-143

圖 2.3-1 OBE

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開



依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

圖 2.3-2 OBE

RESPONSE SPECTRA ENVELOPES

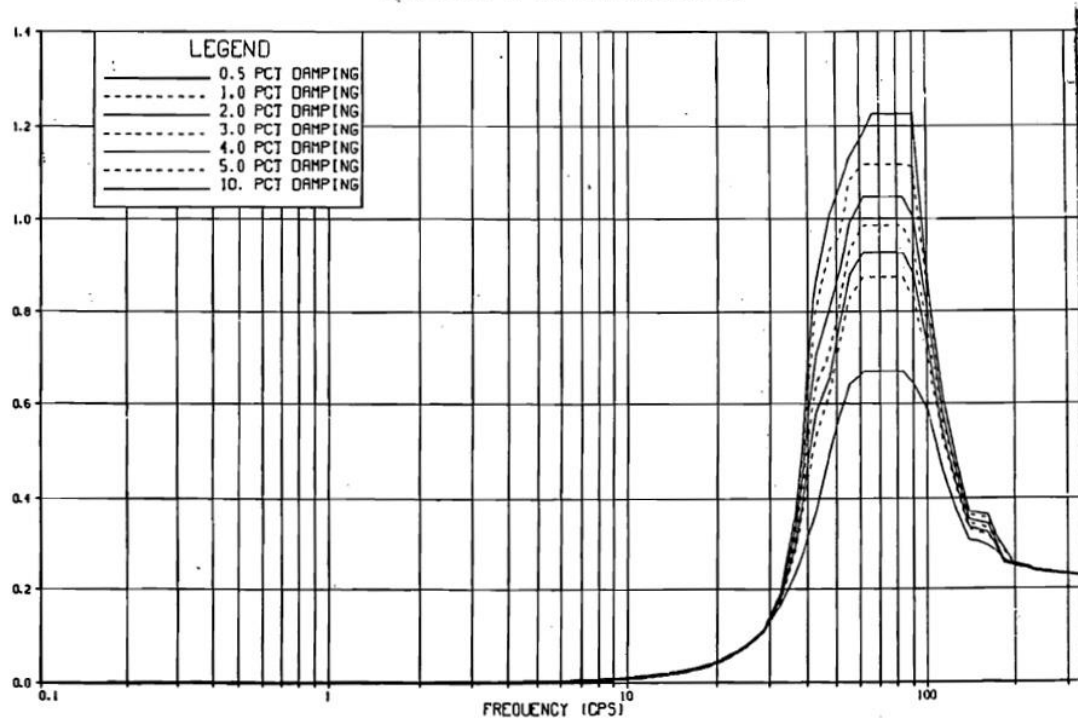


FIGURE IX.3-10

圖 2.3-3 LOCA

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

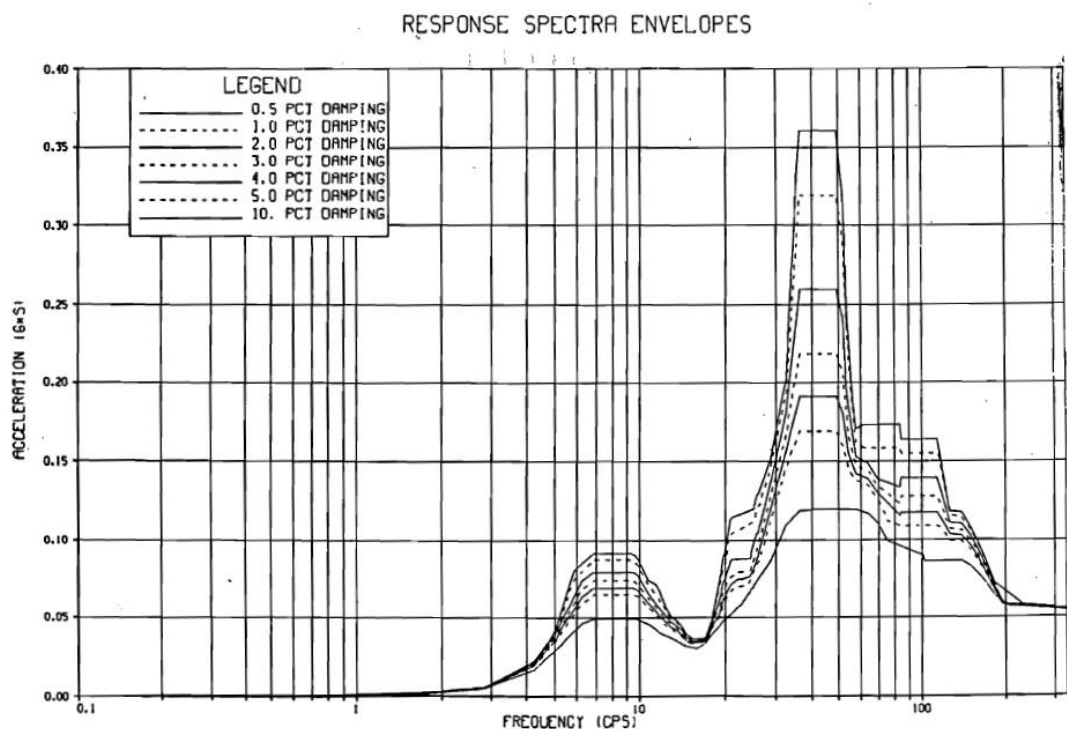


圖 2.3-4 LOCA

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

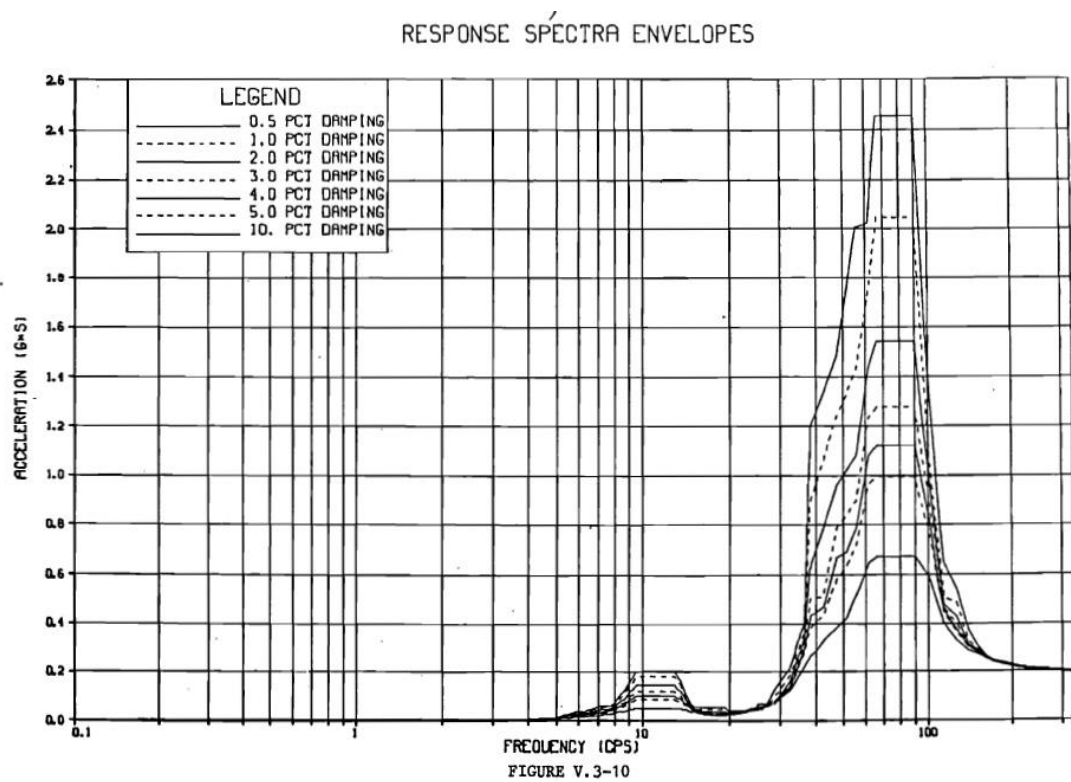


圖 2.3-5 SRV

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核
物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

RESPONSE SPECTRA ENVELOPES

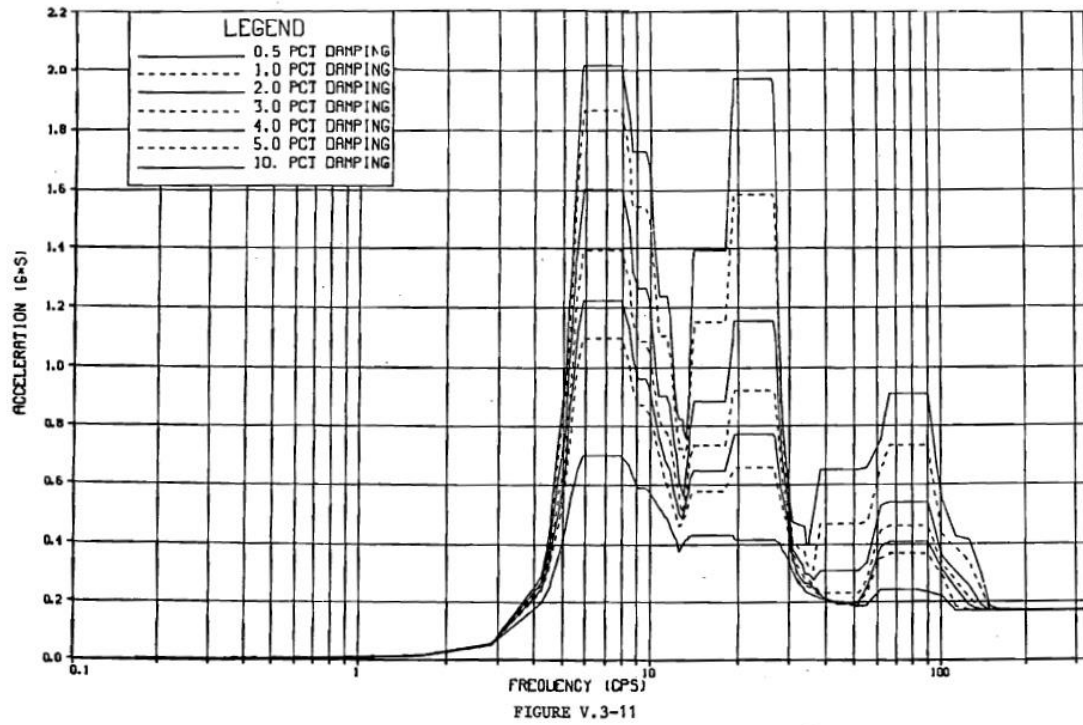
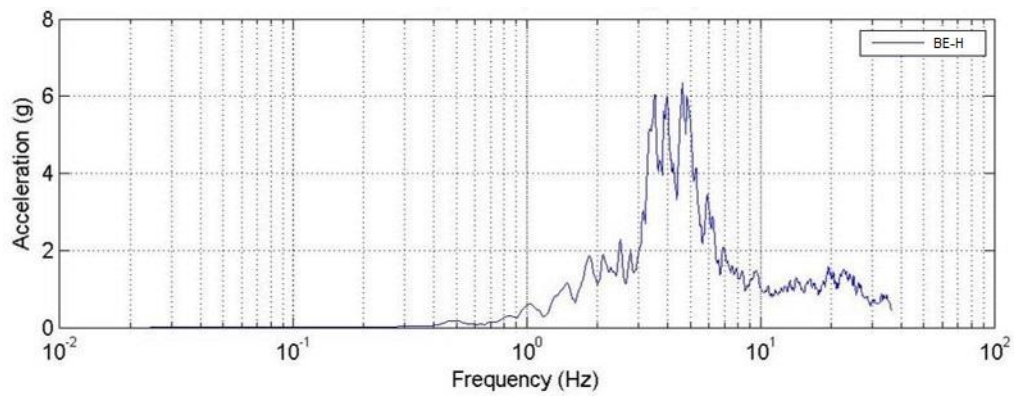
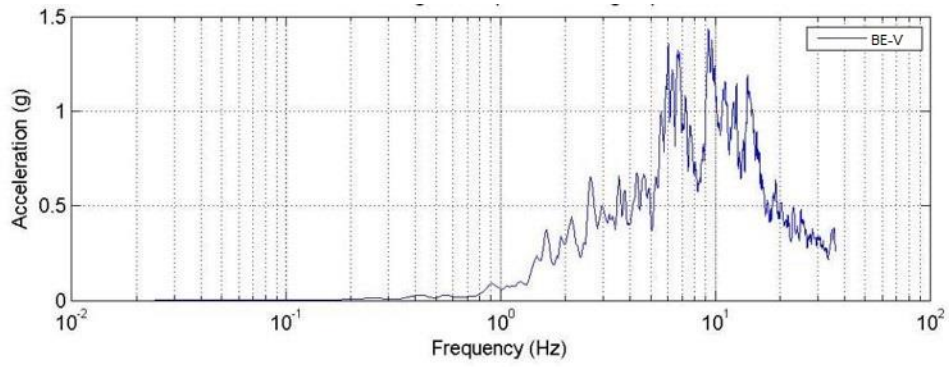


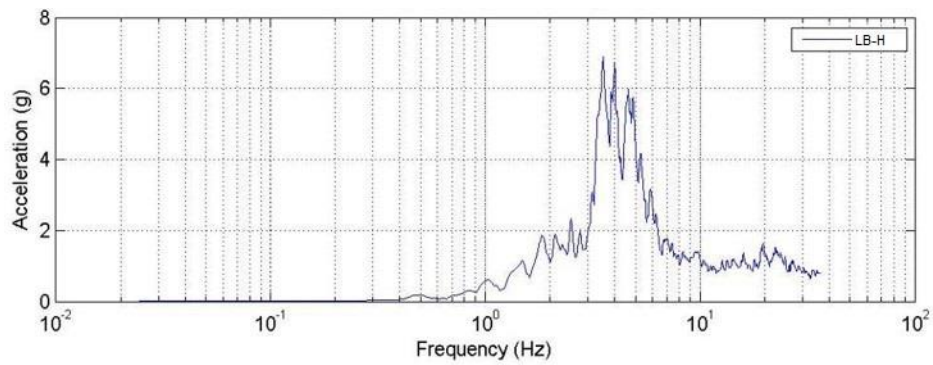
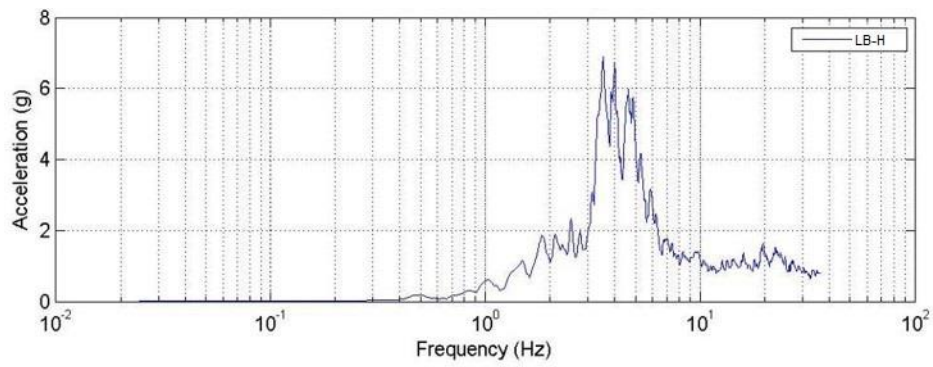
圖 2.3-6 SRV

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

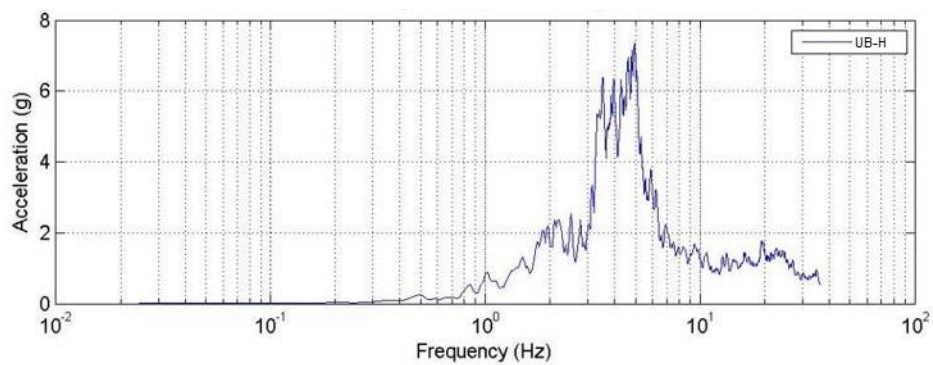


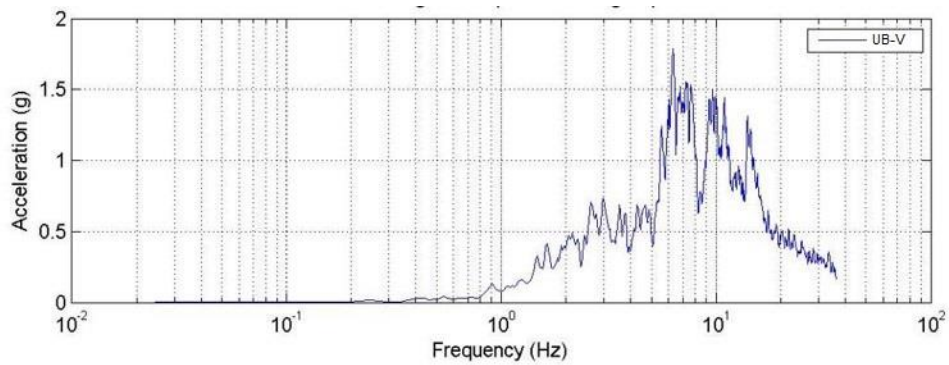


(a) RLE/BE 水平向(BE-H)與垂直向(BE-V)反應譜



(b) RLE/LB 水平向(LB-H)與垂直向(LB-V)反應譜





(b) RLE/UB 水平向(UB-H)與垂直向(UB-V)反應譜

圖 2.3-7 RLE/BE、RLE/LB 與 RLE/UB 之水平與垂直方向反應譜

2.3.2 荷重組合描述

本分析所使用之荷重組合，主要為依據 NUREG-0800 SRP 3.8.4. Appendix D [1]之定義，同時亦考慮新荷重(New load)，包括：SRV, LOCA 等暫態事件所產生之動態荷重，其荷重組合則參考核二廠 New Loads Adequacy Evaluation [6] 有關新荷重之組合評估，為完整評估各種運轉條件下荷重組合之效應，本分析對四項運轉條件之荷重組合均進行評估，荷重組合方式如下：

Level A

Dead weight + Live Loads + OBE

Level B

Dead weight + Live Loads + OBE + SRV

Level C

Dead weight + Live Loads + OBE + SRV + LOCA

Level D

Dead weight + Live Loads + RLE + SRV + LOCA

2.4 加速度-時間歷程轉換

2.3節所述之設計反應頻譜依據[REDACTED]之規定轉換為加速度-時間歷程，本分析採工程模擬方法，依據所給定之反應譜，以疊代調整方式，修正人工地震歷時，以模擬出與反應譜相合之人工地震歷時。轉換方法

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

中XY軸為水平方向，Z軸為垂直方向)的人工地震歷時。其餘各頻譜轉換之總歷程時間為12秒，且符合上述檢核之要求。

(a) 將RLE地震歷時經過反應譜分析求得其地震反應譜：

擬合RLE反應譜之人工地震歷時採用頻率域分析法。地震歷時經過傅立葉轉換至頻率域後的結果與反應譜轉換函數相乘之後，再經由傅立葉逆轉換，求得地震反應譜，供後續擬合標的反

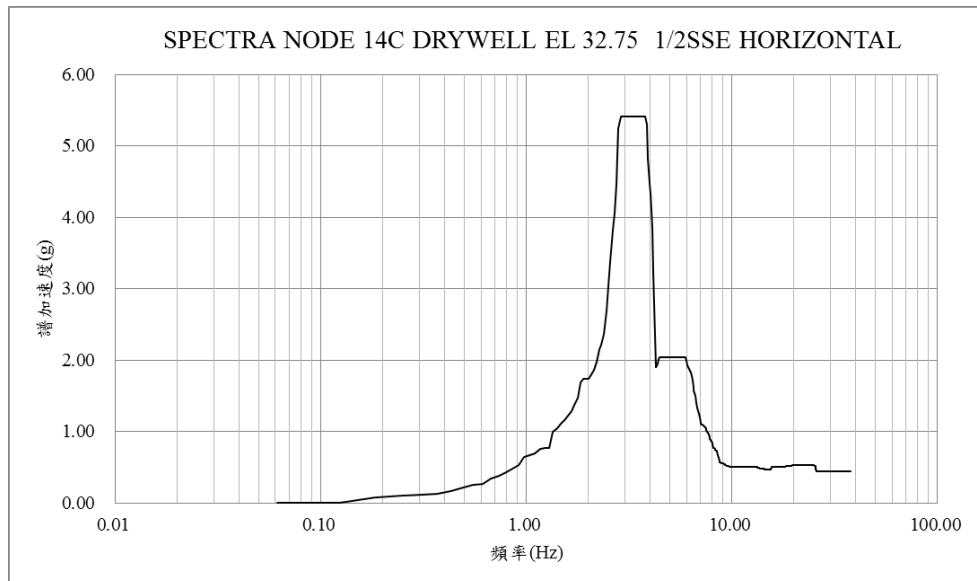
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

2.4.1 OBE HORIZONTAL 加速度時間歷程轉換

OBE 南北(X)方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.766/-0.78g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

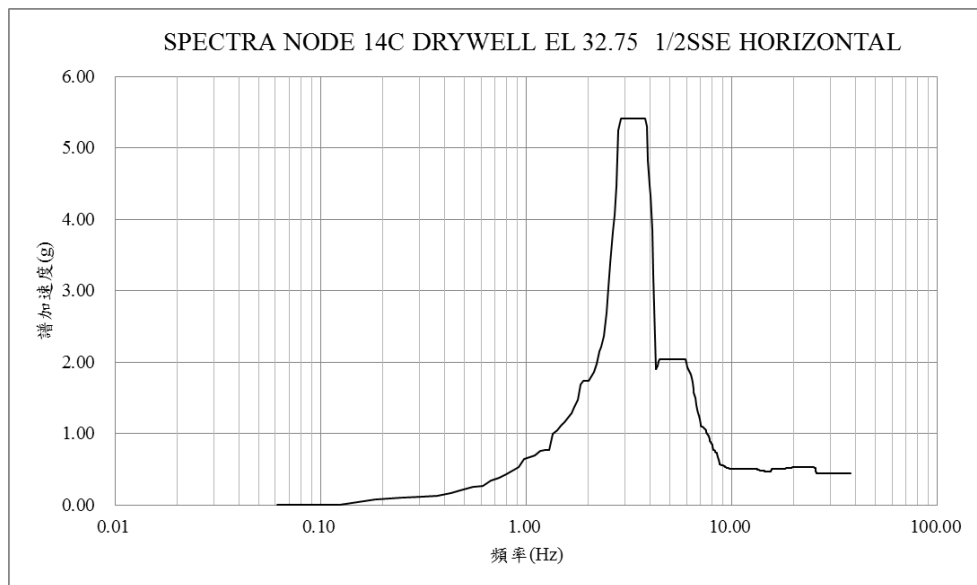
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

OBE 東西(Y)方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.6/-0.538g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

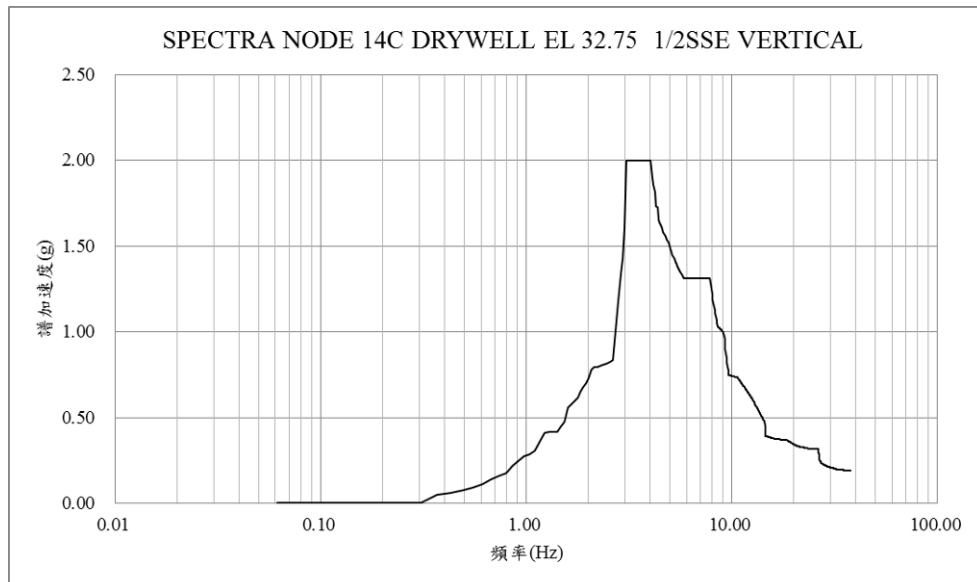
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

2.4.2 OBE VERTICAL 加速度時間歷程轉換

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.309/-0.256g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

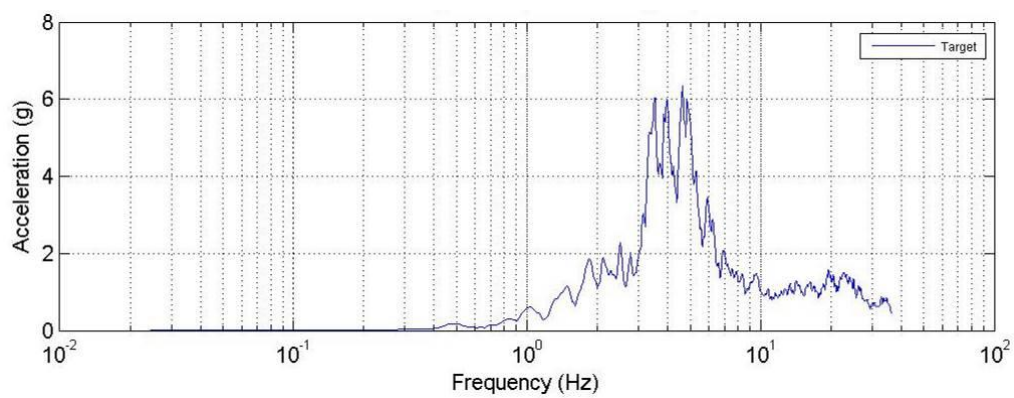
(e) 相關係數檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

2.4.3 RLE 加速度時間歷程轉換

RLE/BE X 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.58/-0.63g)與人工反應譜

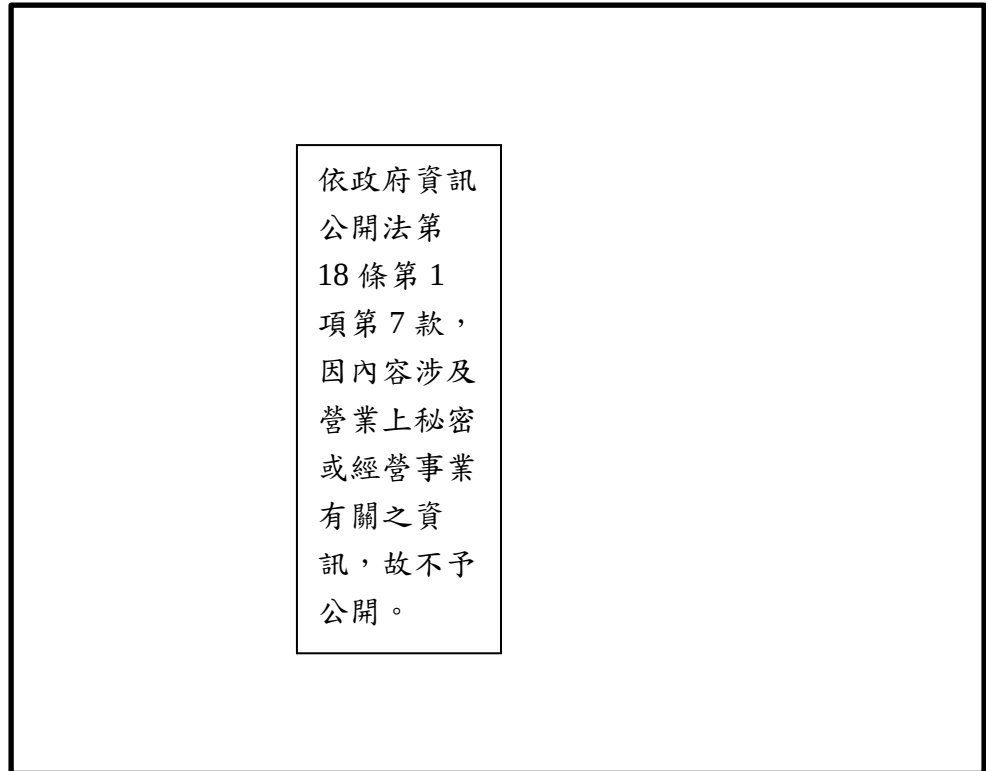
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

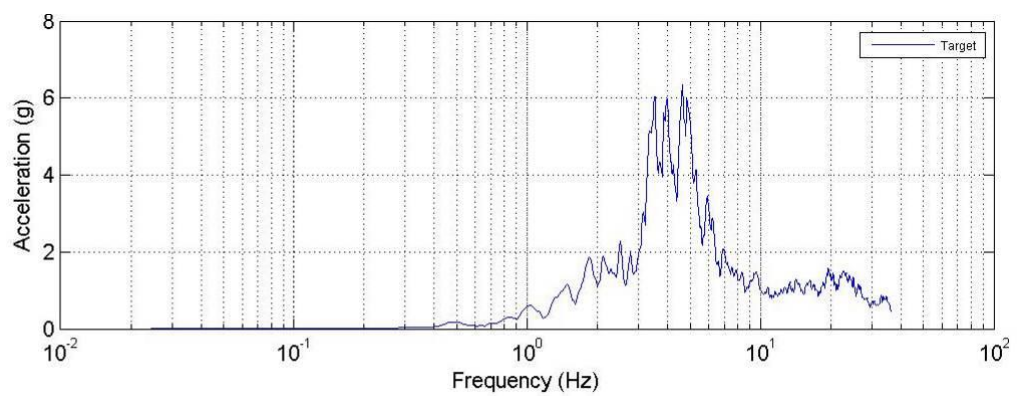
因此人工地震歷時符合規範。

(d) 歷時基線檢核



RLE/BE Y 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.565/-0.598g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

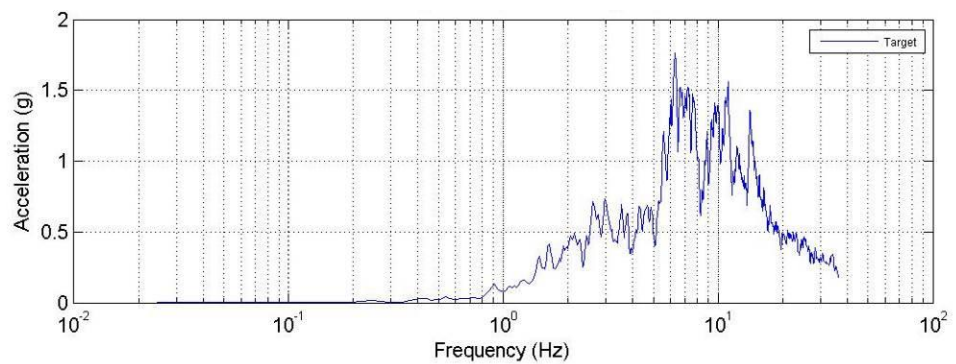
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

RLE/BE Z 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.214/-0.236g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

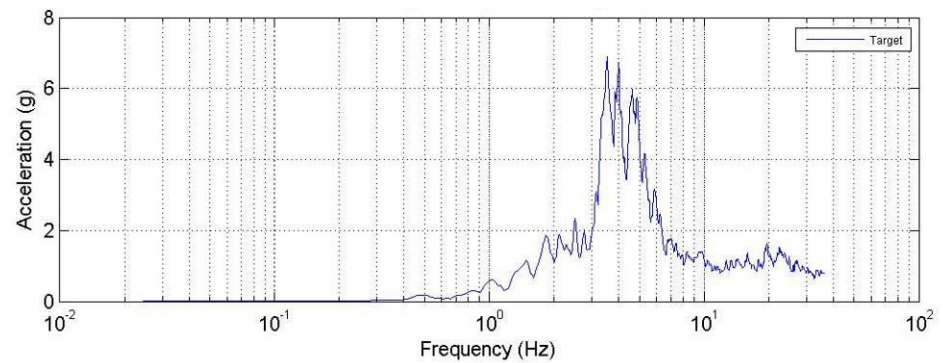
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(e) 相關係數檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

RLE/LB X 方向

(a) 目標反應譜



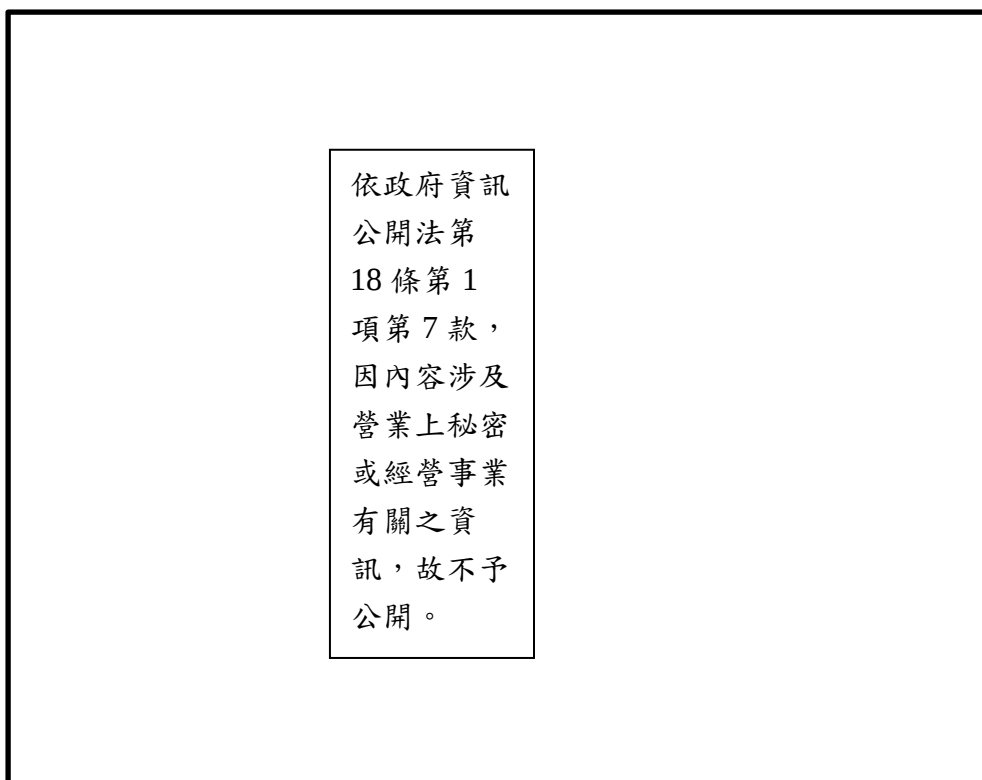
(b) 人工歷時(最大 0.715/-0.661g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

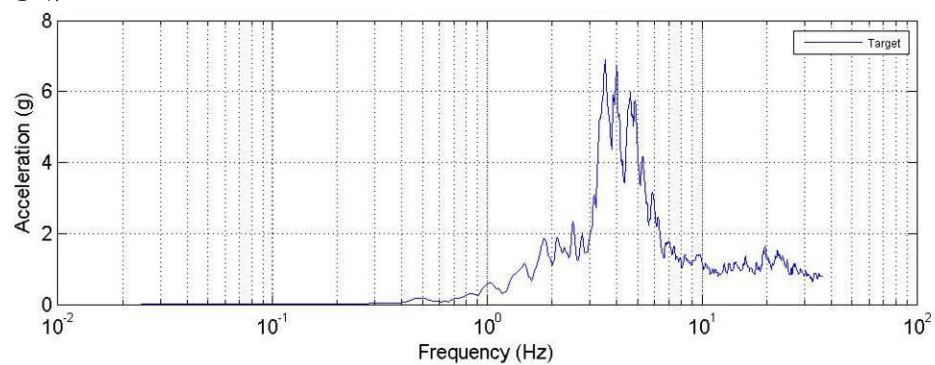
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核



RLE/LB Y 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.674/-0.625g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

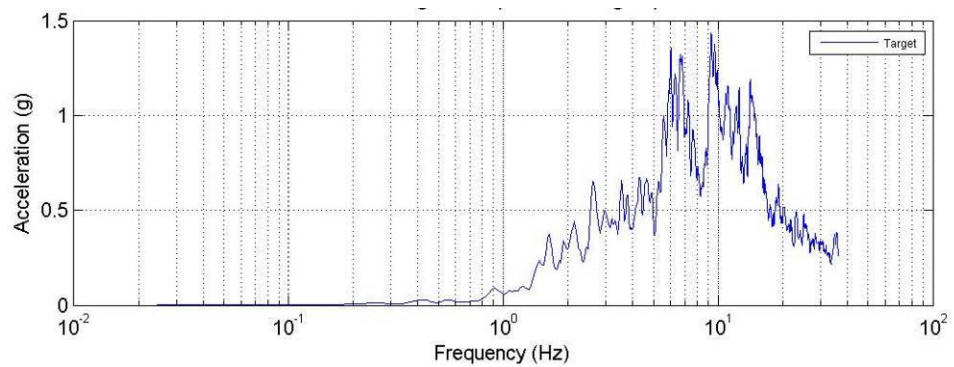
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

RLE/LB Z 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.174/-0.155g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

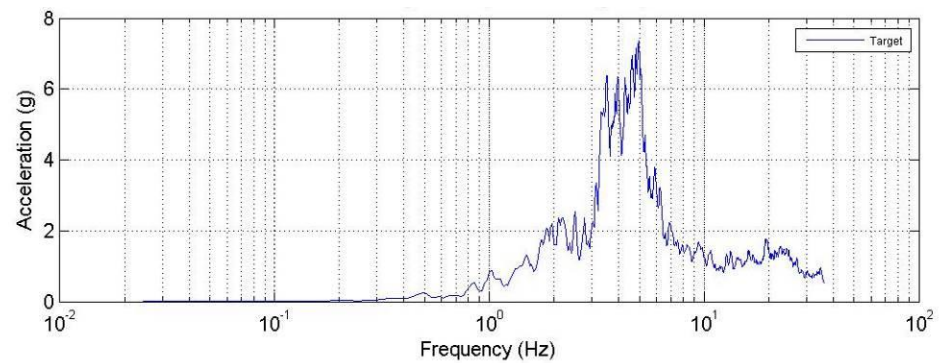
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(e) 相關係數檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

RLE/UB X 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.732/-0.909g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

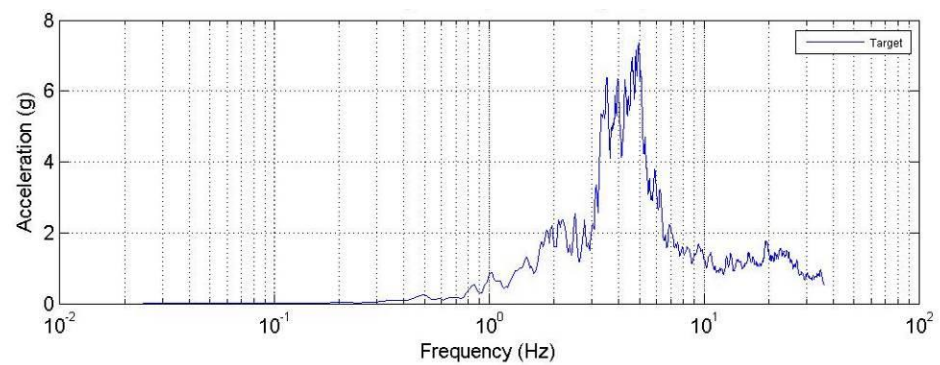
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

RLE/UB Y 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.73/-0.694g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

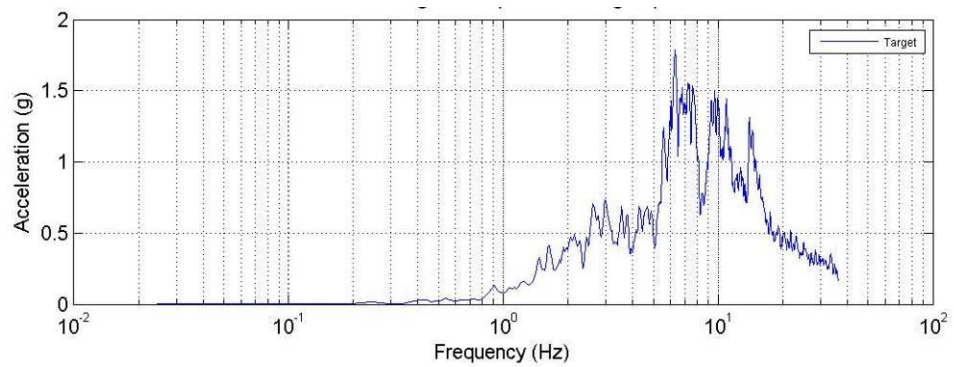
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

RLE/UB Z 方向

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.402/-0.404g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

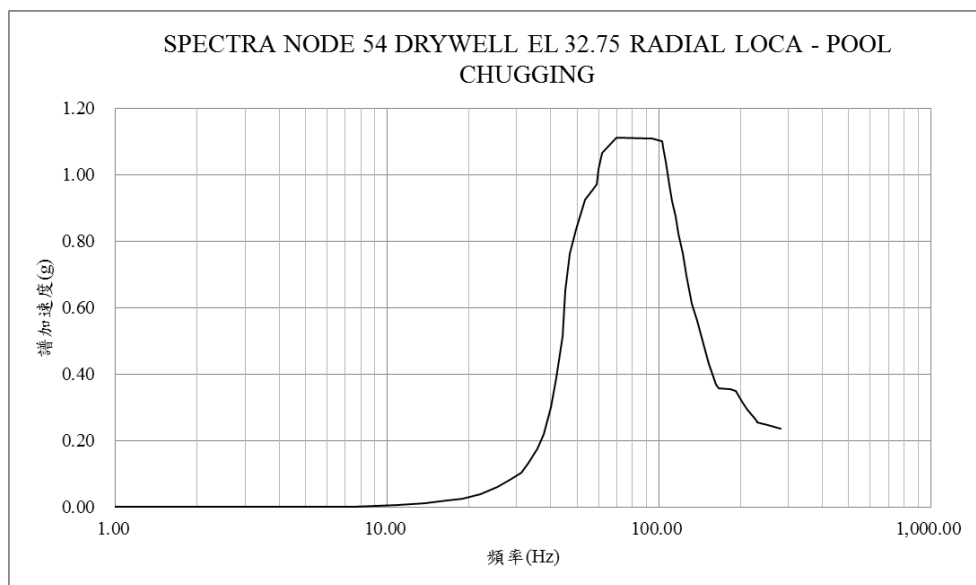
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(e) 相關係數檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

2.4.4 LOCA HORIZONTAL 加速度時間歷程轉換

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.279/-0.255g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

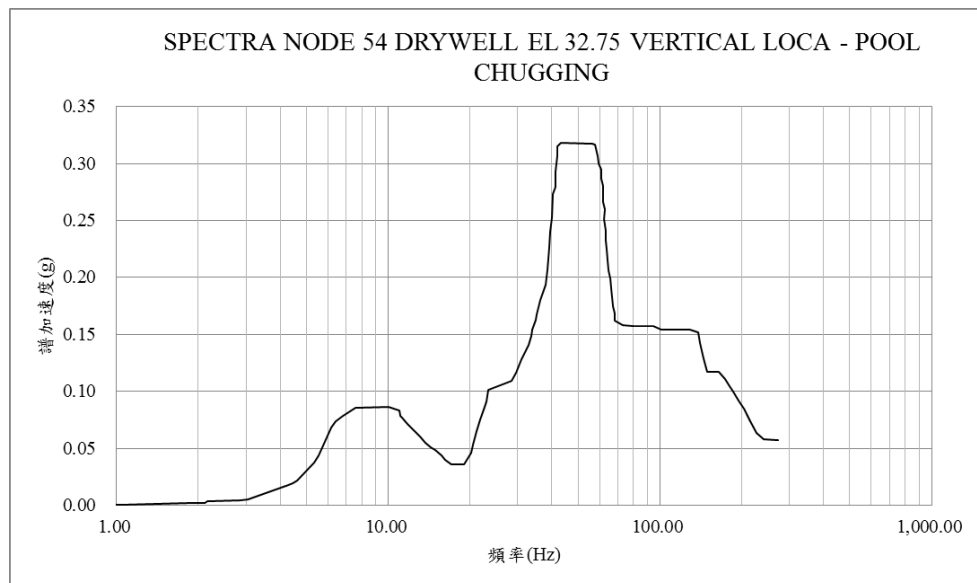
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

2.4.5 LOCA VERTICAL 加速度時間歷程轉換

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.0346/-0.0392g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

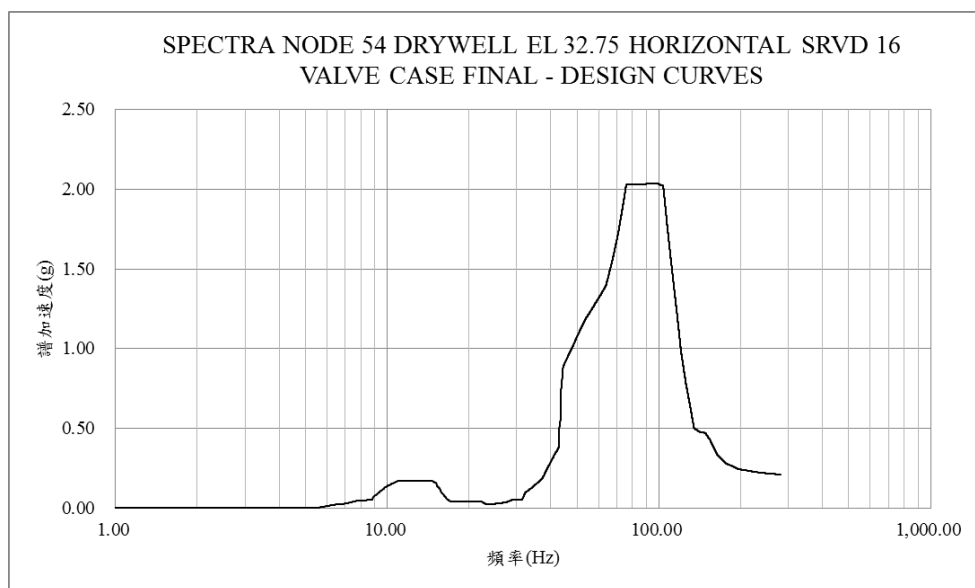
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(e) 相關係數檢核

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

2.4.6 SRV HORIZONTAL 加速度時間歷程轉換

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.201/-0.212g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

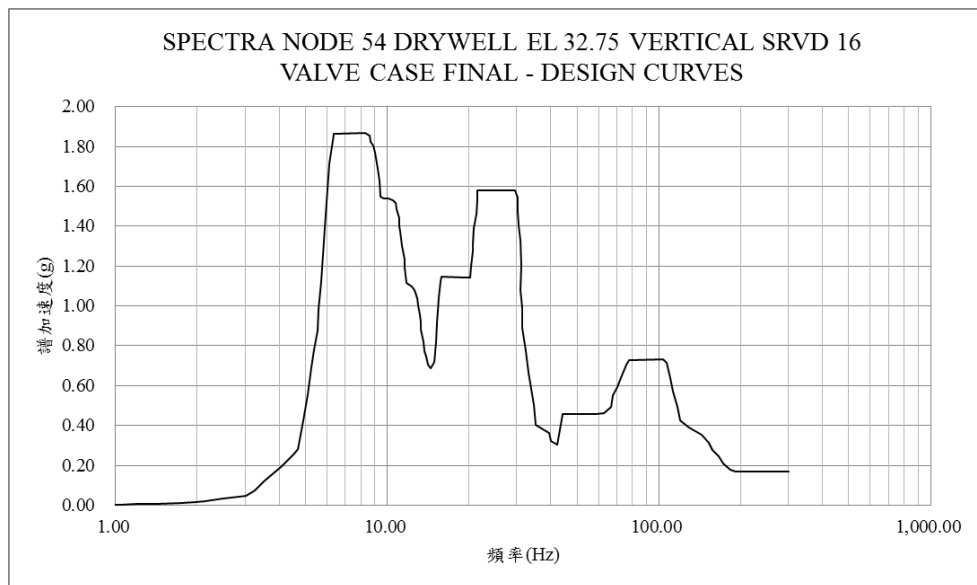
依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

2.4.7 SRV VERTICAL 加速度時間歷程轉換

(a) 目標反應譜



(b) 人工歷時(最大 0.289/-0.284g)與人工反應譜

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(c) 反應譜檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(d) 歷時基線檢核

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

(e) 相關係數檢核

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

2.5 FEM(Finite element method)模型之建構

本報告使用有限元素軟體ANSYS[4]進行動態分析，以獲取所需之應力及位移等相關資訊，並將分析結果依規範進行應力檢核。燃料貯存格架之設計概念為自由站立，意即其滑墊(slider pad)置於支撐板(support pad)上面之方式非屬固定支承或鉸支承，接觸元素須作為建構有限元素模型時支承點之介面，因此所執行之動態分析屬非線性暫態分析。此外，因燃料貯存格架沉浸於燃料池水中，水動態耦合效應必須考慮，水動力質量模型於2.6節說明。

為獲取燃料池所容納之燃料貯存格架間之互動關係，燃料池中配置燃料貯存格架之整體分析模型依據2.1節之工程圖配置進行建置，所得之有限元素模型如圖2.5-4及圖2.5-5所示。池壁在本分析視為剛體，如附錄3之說明。

原始設計之燃料架分析方式[2]為以單一beam模型模擬一個燃料架在受地震力的行為，其FEM元素之等效剛性係數為取用燃料架之共振頻率最接近地震力之主頻率(如OBE -其主頻為3HZ (圖2.3-1))。如此得到的等效beam model，再用來分析燃料池內所有燃料架之動力行為。但本報告因有SRV及LOCA之外力，其與地震力主頻有相當距離(如LOCA -其主頻為70HZ (圖2.3-3))。故無法建立beam model之等效剛性係數適合所有外力，故本報告採用3維基本FEM元素詳細建構所有完整燃料架，以此完整詳盡之模型分析燃料池內之動力行為。

2.5.1 基本單元: Cell 及其焊接

燃料架的單元架構是由304L鋼板組成之Cell，這些Cell再互相焊接連接。

本報告採用ANSYS之Shell63元素建構Cell及焊接元件，其材料係數如2.2節所述，幾何尺寸則依照2.1節所述。兩個Cell焊接後為建構整個燃料架之基本單元，圖2.5-1所示為此一基本單元之結構，假設受X方向力(南北方向)的應力及變形圖，其中應力及變形連續，可確認連接驗證之正確性。

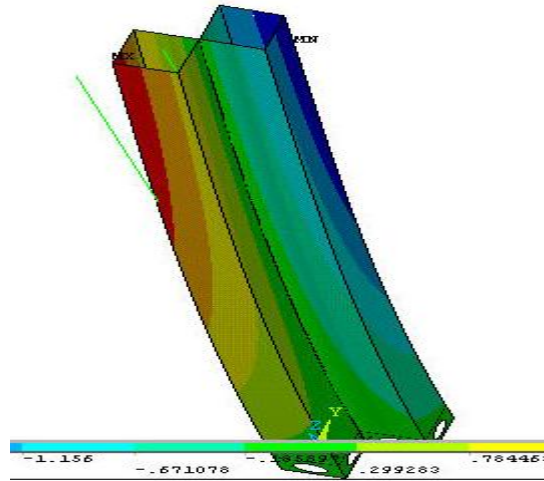


圖 2.5-1 基本單元之結構假設受 X 方向力的應力及變形圖

2.5.2 Base Plate 及 Slider pad 之建構

Base Plate及Slider Pad採用3D Solid45元素，其材料係數如2.2節所述，幾何尺寸則依照2.1節所述。

2.5.3 一個燃料架之建構

由2.5.1節之基本單元複製成17x13個框格，即成為一個燃料架。燃料架只有最外一圈之節點與Base Plate之節點連接，以模擬實際之焊接狀況。Base Plate下方也只有螺栓處之節點與Slider Pad之節點合併(merge)，以模擬實際之螺栓銜接狀況，其他非螺栓處即使有節點重合，也不會合併。

圖2.5-2及圖2.5-3為一燃料架，假設受X方向力(南北方向)其Z方向之變形圖，其中變形連續且對稱，可確認結構之完整性。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.5-2 燃料架受 X 方向力之 Z 位移
圖

圖 2.5-3 燃料架受 X 方向力 Base
Plate 之 Z 位移圖

2.5.4 三個燃料架之建構

2.5.3 節之單一燃料架結構確定完整沒問題後，複製成三份，即為完整的上燃料池結構。

2.5.5 接觸元素之建立

本分析之接觸元素有：

1. 燃料架及燃料池壁間之碰撞；
2. 燃料架及燃料架間之碰撞；
3. 每個燃料架下方之 4 個滑墊(Slider Pad)與支撐板(Support Pad)間之磨擦接觸；
4. 支撐板與池地板間之磨擦接觸；

最後完整之三個燃料架模型如圖 2.5-4，其中顯示東西向牆壁，圖 2.5-5 則顯示南北向牆壁。另外圖 2.5-5 之燃料架網格(網格 B)為圖 2.5-4(網格 A)加密一倍之網格，將上述兩網格以同樣加速度-時間歷程做為輸入來源計算其動力行為。結果如圖 2.5-6 所示(橫座標為秒，縱座標為 Pa):網格 A 及網格 B 的結果在出現峰值的時間都幾乎一樣，峰值大小在大部分時間也很接近。顯示網格 A 及網格 B 都能表示此結構的動態特徵，且峰值大小也接近，但網格 A 結果稍大，故較保守，因此以下核二廠上燃料池分析採用網格 A。詳細更補充說明於附錄 5。網格 A 共有 78000 個元素(如圖 2.5-7)。

依政府資訊公開法第 18
條第 1 項第 7 款，因內
容涉及營業上秘密或經
營事業有關之資訊，故
不予公開。

圖 2.5-4 網格 A 及東西向牆壁

圖 2.5-5 網格 B 及南北向牆壁

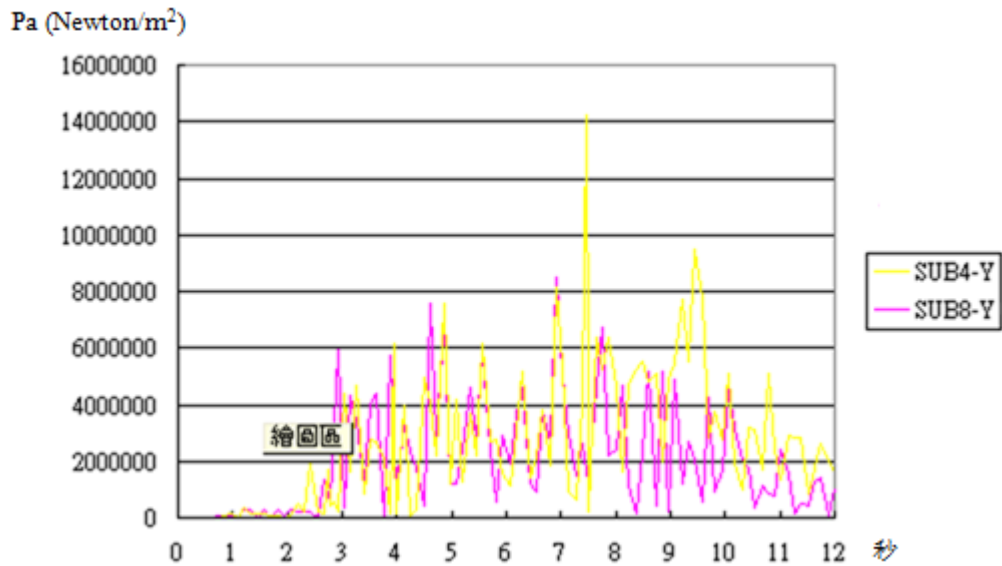


圖 2.5-6 網格 A(SUB4-Y)及網格 B(SUB8-Y)之數值比較

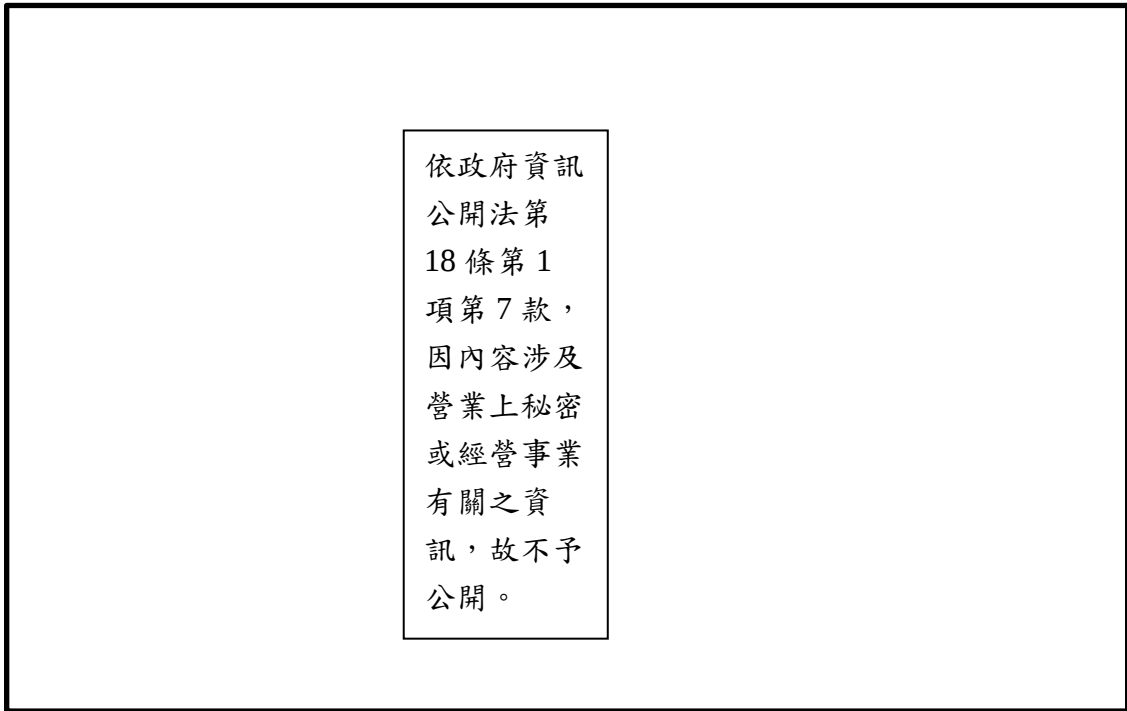


圖 2.5-7 網格 A(SUB4-Y)之元素資料

為確定以後分析之正確，圖2.5-8及2.5-9舉例檢查其接觸是否正常發揮作用，如圖2.5-8為施加25g東西向之加速度，測試燃料架碰撞池壁後燃料架間再互撞之測試結果，結果顯示所有接觸元素都正常發揮作用；圖2.5-9除顯示施加25g南北向之加速度之燃料架碰撞正常外，亦顯示燃料架在支撐板上有滑動，而支撐板與池底無滑動，顯示支撐板與池地板間之磨擦接觸亦正常作用。

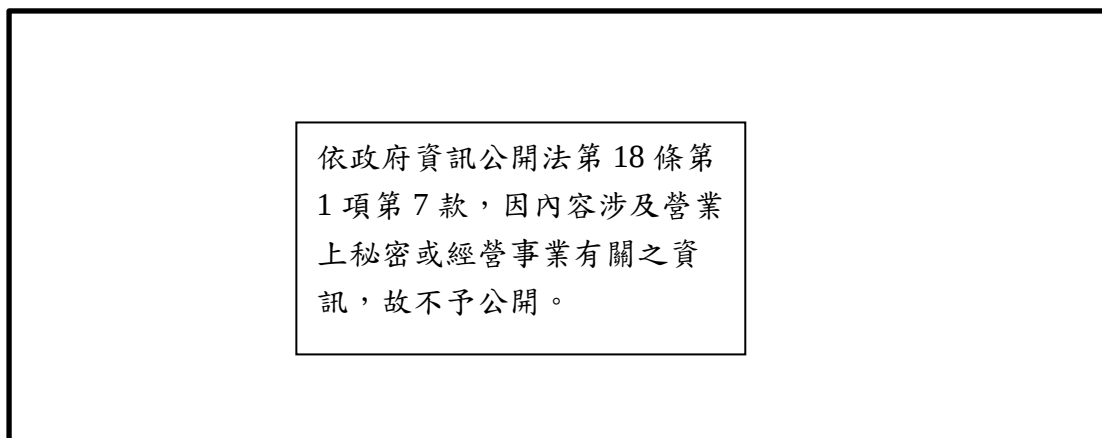


圖 2.5-8 東西向碰撞測試 OK

圖 2.5-9 南北向碰撞測試 OK

2.6 水動力質量模型

2.6.1 模型合理性之探討

2.6.1.1 ACI 350.3-06 之依據

本節之水動力質量模型是參照ENSA核二下池報告之方法[2]，其分析方法為任一燃料架在燃料池內移動時會擠壓水，這被擠壓的水進而對其他燃料架及池壁產生壓力。故將此壓力換算成等效之水質量，即為水動力質量。第2章所述從上燃料池底到水面為42.55'，因自由液面震盪(sloshing)所造成流失之液面高差為8'，故有效水深為34.55'，而格架本身高14.5'，故有效水深約為格架高之2.4倍水深。如圖2.6-0，考量東西向池寬，根據ACI 350.3-06第9章[12]，在上燃料池之寬

沖擊模態(impulsive mode)之中心高度與對流模態(convective mode)之中心高度計算如下所示。

資 政 府 資
訊 公 開 法
第 18 條 第 7
款，因特殊
核 物 料 儲
存 場 域，其
尺 寸 或 圖
面 事 涉 機
敏，故不
予 公 開



圖 2.6-0 沖擊模態中心高度與對流模態中心高度示意圖

依據ACI 350.3-06 9-3式:

$$\frac{h_i}{H_L} = \left(\frac{\text{沖擊模態中心高度}}{\text{池深}} \right) = 0.5 - 0.09375 \left(\frac{L}{H_L} \right) = 0.5 - 0.09375 \times \text{[redacted]} = 0.44$$

與 ACI 350.3-06 9-5式:

$$\frac{h_c}{H_L} = \frac{\text{對流模態中心高度}}{\text{池深}} = 1 - \frac{\cosh\left[3.16\left(\frac{H_L}{L}\right)\right] - 1}{3.16\left(\frac{H_L}{L}\right) \cdot \sinh\left[3.16\left(\frac{H_L}{L}\right)\right]} = 1 - \text{[redacted]} = 0.787$$

資 政 府 資
訊 公 開 法
第 18 條 第 7
款，因特殊
核 物 料 儲
存 場 域，其
尺 寸 或 圖
面 事 涉 機
敏，故不
予 公 開

而考量南北向池寬，根據ACI 350.3-06第9章[12]，

之情況下，沖擊模態之中心高度與對流模態之中心高度計算如下所示。

考慮南北向池寬：

$$\text{當 } \frac{W}{H_L} = \left\{ \frac{\text{南北向池寬}}{\text{池深}} \right\} = < 1.33 \text{ 時}$$

根據 ACI 350.3-06 9-3式：

$$\frac{h_i}{H_L} = \left\{ \frac{\text{沖擊中心深度}}{\text{池深}} \right\} = 0.5 - 0.09375 \cdot \left\{ \frac{W}{H_L} \right\} = 0.5 - 0.09375 = 0.45$$

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

與 ACI 350.3-06 9-5式：

$$\frac{h_c}{H_L} = \frac{\text{對流模態中心高度}}{\text{池深}} = 1 - \frac{\cosh\left[3.16\left(\frac{H_L}{W}\right)\right] - 1}{3.16\left(\frac{H_L}{W}\right) \cdot \sinh\left[3.16\left(\frac{H_L}{W}\right)\right]} = 1 - = 0.857$$

將上述計算結果分列如下表，因格架高度僅至0.34倍的水深，故格架全部在沖擊模態之範圍內，即適用水動力質量模型。

	池 長 或 寬 (feet)	沖擊模態 中心高度	對流模態 中心高度	格架高度
東西向		0.44倍池深	0.79倍池深	0.34倍池深
南北向		0.45倍池深	0.86倍池深	0.34倍池深

2.6.1.2 實驗(Saclay Nuclear Research Centre)與水動力質量模型比較

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-1 格架位移之實驗與數值計算比較

2.6.1.3 格架搖晃過程造成周圍水之流速關係探討

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

依政府資訊
公開法第
18 條第 1
項第 7 款，
因內容涉及
營業上秘密
或經營事業
有關之資
訊，故不予
公開。

圖 2.6-2 三維流固耦合模型

圖 2.6-3 三維流固耦合網格

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及
營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-4 東南面之流速分布圖

圖 2.6-5 西北面之流速分布圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及
營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-4(a)東南面之東西向流速分布
圖

圖 2.6-4(b)東南面之南北向流速分布
圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-4(c)東南面之上下向流速分布
圖

圖 2.6-4(d)東南面之壓力分布圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-5(a)西北面之東西向流速分布
圖

圖 2.6-5(b)西北面之南北向流速分布
圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-5(c)西北面之上下向流速分布
圖

圖 2.6-5(d) 西北面之壓力分布圖

2.6.2 本報告之水動力質量之實施

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

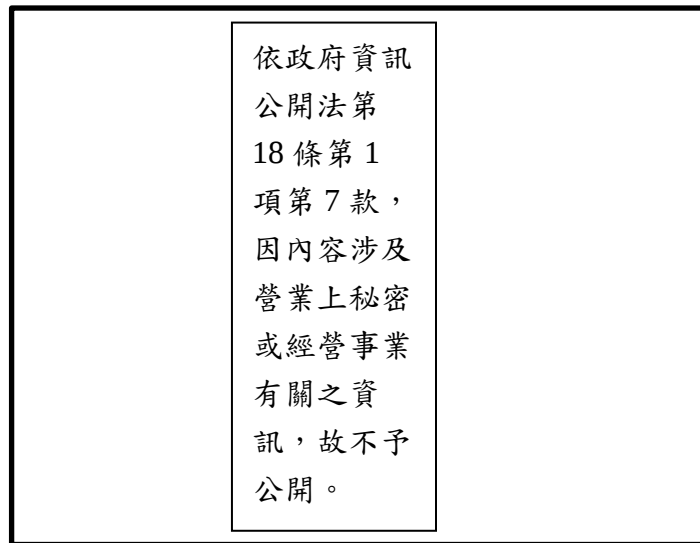


圖 2.6-6 計算水質量之燃料池模型.

欲求最左燃料架(圖2.6-6最左之空間，西側格架)往左(西)移動 $1(\text{m/s}^2)$ 之加速度時，對其他燃料架及燃料池壁產生之壓力，須在最左燃料架之左邊水面上加1單位之輸入熱量，而在最左燃料架之右邊水面上加1單位之輸出熱量。而剛體界面(如燃料架及池壁)為絕熱，此結果溫度差輸出即為壓力。圖2.6-7為最左燃料架移動之計算結果：紅色同心圓之分布代表最左格架與池壁之間的水受擠壓的壓力分佈圖，中心最深紅色為壓力最大，其壓力往外擴散為橙色及黃色等；同理藍色同心圓之分布代表最左格架與中央格架之間的水當最左格架往左移動時水受到擴張的負壓力分佈圖，中心最深藍色為負壓力最大，其負壓往外擴散為淺藍色及綠色等。然後將與最左格架接觸之其左邊面及右邊面水之面積對其壓力積分，此二面積壓力積分差即為最左格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最左格架所受阻力，將此阻力除以重力加速度即為最左格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時其必須攜帶之水質量，計算出為188.17噸。這些多攜帶之188.17噸水質量透過MATRIX27之方式平均配後加在最左格架上。同理將與中央格架接觸之其左邊面及右邊面水之面積對其壓力積分，此二面積壓力積分差即為最左格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時中央格架所受阻力，將此阻力除以重力加速度即為最左格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時中央格架必須攜帶之水質量，計算出為-103.16噸。負值代表中央格架欲往左移動時周圍之水對其提

供助力，使其可以減輕負擔103.16噸。此減輕之103.16噸之水質量透過MATRIX27之方式在中央格架上扣除。但並非直接從中央格架之質量矩陣扣除而是只有與最左格架運動有關時才會扣除。同理最右之格架算出需攜帶之水質量為-0.78噸，基本上就是說最左格架受力運動時其週遭之水只影響到中央格架而幾乎不影響最右格架。如以整個運動過程當中來看，當最左格架受2.4.1節之OBE東西(Y)方向作用力時，克服摩擦力後，擠壓水後造成中央格架及最右格架之在整個運動過程中之受力如下圖 2.6-9 及 2.6-10。所以每一個格架在受任何作用力(OBE,RLE,SRV,LOCA)下，除了本身受這些作用力以外，還必須加上以此方式承載了來自於水的擠壓作用力。例如在OBE東西方向作用力下，中央格架的受力包括(1)本身受OBE作用力，(2)最左格架受OBE作用力擠壓水傳來的作用力(即圖 2.6-9)，(3)最右格架受OBE作用力擠壓水傳來的作用力及(4)中央格架本身在OBE作用力時受水的阻力。(3)與(4)的作用力與(2)同樣，都是以本段之計算方式算出。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-7 第一個燃料架移動之水動力質量分佈

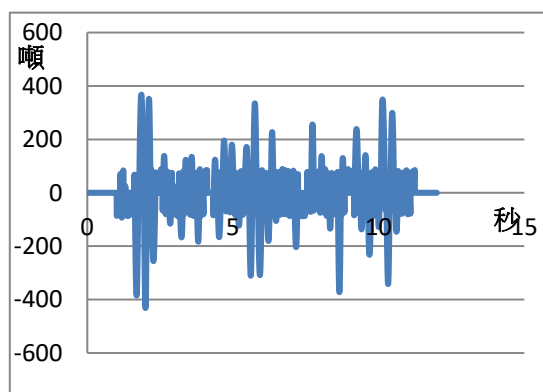


圖 2.6-8 第二個燃料架移動之水動力質量分佈

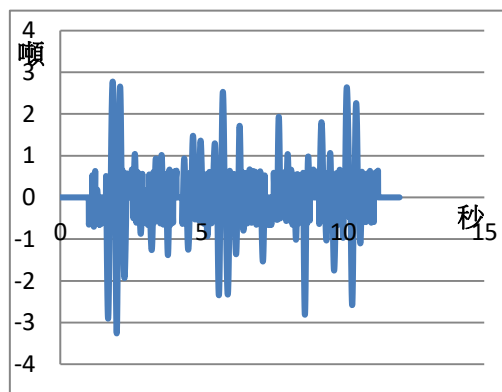


圖 2.6-9 最左格架受 OBE 後中央格架受力過程

圖 2.6-10 最左格架受 OBE 後最右格架受力過程

同理圖2.6-8為第二個(中央)燃料架之計算結果。中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時其左邊面紅色同心圓之分布代表中央格架與最左格架之間的水受擠壓的壓力分佈圖，中心最深紅色為壓力最大，其壓力往外擴散為橙色及黃色等；同理藍色同心圓之分布代表中央格架與最右格架之間的水當中央格架往左移動時水受到擴張的負壓力分佈圖，中心最深藍色為負壓力最大，其負壓往外擴散為淺藍色及綠色等。然後將與中央格架接觸之左邊面及右邊面水之面積對其壓力積分，此二面積壓力積分差即為中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最其所受阻力，將此阻力除以重力加速度即為最左格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時其必須攜帶之水質量，計算出為225.94噸。同理將與最左格架接觸之其左邊面及右邊面水之面積對其壓力積分，此二面積壓力積分差即為中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最左格架所受阻力，將此阻力除以重力加速度即為中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最左格架必須攜帶之水質量，計算出為-101.6噸。負值代表中央格架欲往左移動時周圍之水對最左格架提供助力(即中央格架擠壓與最左格架之池水，此池水再推最左格架)，使其可以減輕負擔101.6噸。同理將與最右格架接觸之其左邊面及右邊面水之面積對其壓力積分，此二面積壓力積分差即為中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最右格架所受阻力，將此阻力除以重力加速度即為中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最右格架必須攜帶之水質量，計算出為-102.14噸。負值代表中央格架欲往左移動時周圍之水對其提供助力，使其可以減輕負擔102.14噸。

同理每個燃料架前後(南北)及上下移動等方向所產生之水動力質量，亦可同理求出，所有算出之水動力質量列於表2.6-1。其中X，Y，Z分別表示南北，東西，上下三方向的結果。1、2與3分別為東側、中間與西側3個燃料架。故如表中第一列之數據：

188.1729	-103.158	-0.78357
----------	----------	----------

代表第一個燃料架(最左燃料架)東西向移動時，第1、第2與第3個燃料架的水

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

動力質量分別為 188.17、-103.16 與-0.78 噸。圖 2.6-7 即計算 188.17 噸之結果圖。

類似，表中第二列之數據：

-101.6	225.9417	-102.137
--------	----------	----------

代表第二個燃料架(中央燃料架)東西向移動時，第 1、第 2 與第 3 個燃料架的水動力質量分別為-101.6、225.94 與-102.14 噸。圖 2.6-8 即計算 255.94 噸之結果圖。

表 2.6-1 水動力質量分佈

Unit: Tons				
	1	2	3	Wall
1	188.1729	-103.158	-0.78357	-114.337
Y	2	-101.6	225.9417	-102.137
	3	-0.77761	-102.138	176.359
	1	2	3	Wall
X	1	60.75364	32.47775	17.39315
	2	32.50835	50.99807	32.31807
	3	17.39917	32.33605	59.71065
Z	1	45.56828	18.20079	8.124838
	2	18.22189	33.69025	16.47851
	3	8.131605	16.48154	38.29811

建構完後之水動力質量以 ANSYS 之 MATRIX27 連接，如圖 2.6-11。如此連接後即成為動力分析計算之結構之一部分。

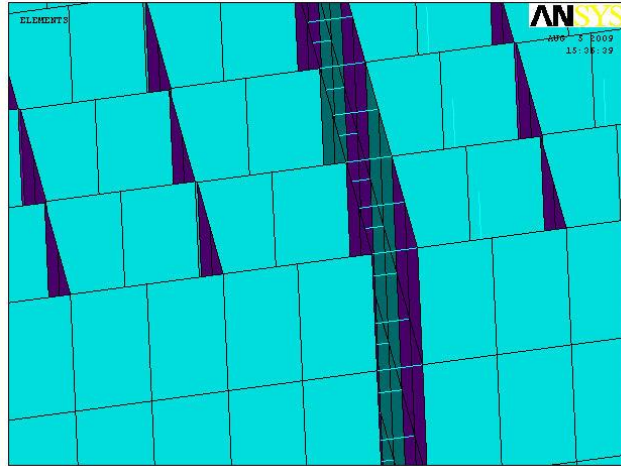


圖 2.6-11 水動力質量元素，連接兩燃料架間之許多藍線即水動力質量元素

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

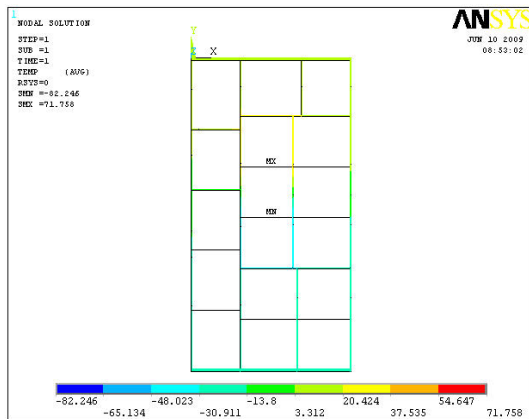


圖 2.6-12 下池模型及計算結果

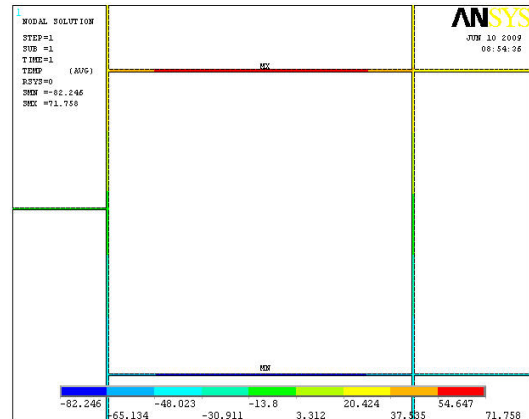


圖 2.6-13 圖 2.6-12 之放大

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 2.6-14 對應圖 2.6-12，ENSA 之結果

2.7 應力檢核方式

Level A之應力檢核所依據之規範為ASME Code, Sec. III, NF-3260[3]，該章節所適用之對象為第三級組件，分為板殼形式之支承構件(Plate and Shell Type Supports)、螺栓、及鉚道，螺栓之應力檢核條件列於NF-3265，鉚道之應力檢核條件列於NF-3266。Level B與Level C之應力檢核則依據NF-3552之規範，不鏽鋼基材之容許應力分別為Level A之1.33倍(Level B)及1.5倍(Level C)，螺栓之容許應力分別為Level A之1.15倍(Level B)及1.25倍(Level C)，NF-3552另規範Level D之容許應力應參考ASME Code, Sec. III, Div. I, Appendix F之規定。板殼基材、螺栓及鉚道於Level A與Level D之容許應力，因其所依據之規範章節不同，於本節詳列如下。

板殼基材(*Base Metal, 304L*)

Level A Conditions (NF-3260 and Table NF-3552(b)-I)

Average normal stress $\sigma_1 < S = 111.8 \text{ MPa}$

Maximum normal stress $\sigma_1 + \sigma_2 < 1.5S = 167.7 \text{ MPa}$

Shear stress $\tau < 0.6S = 67.1 \text{ MPa}$

Level D Conditions (Appendix F, F-1332.1 and F-1332.2)

Average normal stress $\sigma_1 < \text{minimum of } 1.2 S_y \text{ or } 0.7 S_u = 200.9 \text{ MPa}$

Maximum normal stress $\sigma_1 + \sigma_2 < 1.5 \text{ allowable } \sigma_1 = 301.4 \text{ MPa}$

Shear stress $\tau < 0.42 S_u = 196.9 \text{ MPa}$

螺栓 (Bolt, SA-564 Type 630)

Level A Conditions (NF-3225 for Bolting)

Average normal stress $< S_u/3.33 = 271.4 \text{ MPa}$

Maximum normal stress $< 1.5 S_u/3.33 = 407.1 \text{ MPa}$

Shear stress $< 0.62 S_u/5 = 112.1 \text{ MPa}$

Level D Conditions (Appendix F, F-1335.1)

Average normal stress $< \text{minimum of } S_y \text{ or } 0.7 S_u = 632.7 \text{ MPa}$

Maximum normal stress $< 1.5 [S_y \text{ or } 0.7 S_u]$ but less than $S_u = 903.8 \text{ MPa}$

Shear stress minimum of $0.42 S_u$ or $0.6 S_y = 379.6 \text{ MPa}$

鐔道 (Weld)

Level A Conditions (NF-3266 and Table NF-3324.5(a)-1)

Average normal stress $< S = 111.8 \text{ MPa}$

Maximum normal stress $< 1.5 S = 167.7 \text{ MPa}$

Shear stress:

Average shear stress $< 0.4 S_y = 67.0 \text{ MPa}$

Maximum shear stress $< (0.8/0.6) \cdot 0.4 S_y = 89.3 \text{ MPa}$

Level D Conditions (Appendix F, F-1332.1 and F-1332.2)

Average normal stress $< 1.2 S_y = 200.9 \text{ MPa}$

Maximum normal stress $< 1.5 \cdot 1.2 S_y = 301.4 \text{ MPa}$

Shear stress:

Average shear stress $< 0.42 S_u = 196.9 \text{ MPa}$

Maximum shear stress $< (0.8/0.6) \cdot 0.42 S_u = 262.5 \text{ MPa}$

其中 σ_1 及 Average normal stress 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力; $\sigma_1 + \sigma_2$ 及 Maximum normal stress 為材料橫斷面中某點之正向應力值;
 τ 及 Shear stress 為剪應力。

3. 分析內容

本章為本分析所有案例之說明：3.1 節為法規要求之基本分析，檢核格架是否滿足規範要求之完整性；3.2 節為考慮池底摩擦係數之可能不均勻性而做偏心格架之分析；3.3 節為只考慮動摩擦而探討格架與池壁保守之碰撞情況。

3.1 均勻對稱格架

分析目的：依法規要求在所有荷重組合(Level A、B、C 及 D)下，格架是否滿足規範要求之完整性。

設定條件：因地震力較大為了探討搖擺及傾倒可能，OBE 及 RLE(含 UB、LB 及 BE)以動摩擦加靜摩擦分析；而 LOCA 及 SRV 因力量較小不會有搖擺及傾倒可能且為保守求取其最大滑移量而只以動摩擦分析。

分析方法與步驟：依 SRP 3.8.4 地震力分析以三軸(東西、南北及上下)同時進行，故 OBE 及 RLE 之加速度歷時為三軸同時輸入分析；LOCA 及 SRV 則以三軸獨立輸入分析。所有加速度歷時(OBE、RLE、LOCA 及 SRV)之應力組合依 2.7 節之方式以最保守之絕對值相加。

3.2 偏心格架

分析目的：為考慮旋轉效應及池底摩擦係數之不均勻性，是否造成 3.1 節均勻

對稱格架所無法發現的碰撞(格架碰撞池壁及格架與格架互撞)。

設定條件：為要考慮摩擦不均勻性可能造成格架轉動之最大影響，本節仍以靜

摩擦加動摩擦分析，並以最大之作用力 RLE(含 UB、LB 及 BE)分析。

分析方法與步驟：本節將三個格架(連同燃料束)以調整燃料束之質量使其質量

與原質心偏移 5%，如圖 3.2-1。RLE 之作用力採三軸同時輸入分析。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 3.2-1 三個格架之偏心方式

3.3 使用實際 RLE 地震加速度歷時及不考慮靜摩擦之碰撞分析

分析目的：上兩節之分析中，RLE 之加速歷時為由圖 2.3-7 之加速度歷時轉成頻譜再轉成加速度歷時，本節以圖 2.3-7 之實際加速度歷時直接做動力分析並參考 ENSA 及 GE 之作法，只用動摩擦係數(不計靜摩擦係數)以求實際地震歷時及最保守之可能碰撞結果。

設定條件：所有分析(OBE、RLE、LOCA 及 SRV)只用動摩擦係數。

分析方法與步驟：所有分析(OBE、RLE、LOCA 及 SRV)以三軸獨立輸入分析。應力組合依 2.7 節之方式以最保守之絕對值相加。

4. 分析結果

4.1 均勻對稱格架分析_分析案例 3.1 之結果

4.1.1 均勻對稱格架應力分析

計算應力之有限元素模型及分析方法，詳 2.5 節所述，動態荷重依 SRP 3.8.4 地震力分析以三軸(東西、南北及上下)同時進行，故 OBE 及 RLE 之加速度歷時為三軸同時輸入分析；LOCA 及 SRV 則以三軸獨立輸入分析。所有加速度歷時(OBE、RLE、LOCA 及 SRV)之應力組合依 2.7 節之方式以最保守之絕對值相加。為求保守評估，各運轉條件(Level A 至 Level D)之總合應力，是各依其荷重組合以絕對值加總方式計算六個應力分量和。依據 NF-3260，應力檢核之組件分為基材、鉸道、與螺栓。為配合 NF-3260 之檢核應力檢核，本章之所有應力計算結果表(如表 4.1.1-1 至 4.1.1-23)內之應力強度之定義為最大主應力(maximum principal stress)減去最小主應力(minimum principal stress)的絕對值。動力荷載包含 OBE、SRV、LOCA、及「核能二廠耐震安全餘裕評估」中之乾井處之時間歷程(RLE 時間歷程)，其地震歷時包含 RLE/BE、RLE/UB、及 RLE/LB。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

4.1.1.1 基材

燃料貯存格架所使用之 304 不鏽鋼均歸類於基材，於本節歸納其應力計算結果。應予進行檢核之應力分為：平均正向應力(σ_1)、局部最大應力($\sigma_1 + \sigma_2$)、剪應力(τ)。

(1) σ_1 (平均正向應力)

對 σ_1 平均正向應力之檢核，為考量基材自重為產生平均正向應力之主要因素，故分別於各項動態荷載之分析中以應力分量 σ_z 為標的，先找出基材產生最大 σ_z 的發生時間，再於該時間中定位基材產生最大 σ_z 的發生位置，進而擷取該

位置於該時間之 6 個應力分量，將某動態荷重之三個軸向分析結果依上述方式所擷取之應力分量分別以絕對值加總之結果，即為該動態荷重產生最大平均正向應力時的六個應力分量，C1 與 C2 之分析結果分別詳列如表 4.1.1-1 及表 4.1.1-3。各荷重之結果再依各種運轉條件之荷重組合以絕對值加總方式計算六個應力分量和，C1 與 C2 主應力之計算結果及對應之容許應力分別如表 4.1.1-2 及表 4.1.1-4 所列。其中 Level A 之最大主應力(壓應力)分別為 45.47 MPa(C1 燃料束配置)及 46.59 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 111.8 MPa；Level B 之最大主應力分別為 59.82 MPa(C1 燃料束配置)及 59.10 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 148.7 MPa；Level C 之最大主應力分別為 68.38 MPa(C1 燃料束配置)及 68.80 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 167.7 MPa；Level D 之最大主應力為 100.23 MPa(C1 燃料束配置)及 96.63 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 200.9 MPa。

(2) $\sigma_1 + \sigma_2$ (局部最大應力)

對 $\sigma_1 + \sigma_2$ 局部最大應力之檢核，分別於各項動態荷載之分析中以最大主應力(S1)為標的，先找出基材產生最大主應力的發生時間，再於該時間中定位基材產生最大主應力的發生位置，進而擷取該位置於該時間之 6 個應力分量，將某動態荷重之三個軸向分析結果依上述方式所擷取之應力分量分別以絕對值加總之結果，即為該動態荷重產生局部最大應力時的六個應力分量，C1 與 C2 之分析結果分別詳列如表 4.1.1-5 及表 4.1.1-7。表 4.1.1-6 及表 4.1.1-8 分別為依據各項運轉條件之荷重組合，以絕對值加總方式計算六個應力分量和，比較主應力與其所對應之容許應力。其中 Level A 之最大主應力分別為 19.16 MPa(C1 燃料束配置)及 20.52 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 167.7 MPa；Level B 之最大主應力分別為 42.50 MPa(C1 燃料束配置)及 27.58 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 223.0 MPa；Level C 之最大主應力分別為 49.52 MPa(C1 燃料束配置)及 32.92 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 251.6 MPa；Level D 之最大主應力為 172.80 MPa(C1 燃料束配置)及 167.00 MPa(C2 燃料束配置)，

皆小於容許應力之 301.4 MPa。

(3) τ (最大剪應力)

分別擷取各項荷重對基材產生剪應力最大値之時間與位置，C1 與 C2 燃料束配置於該位置時間之應力分量分別如表 4.1.1-9 及表 4.1.1-11 所列。三個軸向之應力分量以絕對值加總方式組合後，再依各項運轉條件之荷重組合以絕對值加總計算六個應力分量和，結果與容許應力之比較結果分別如表 4.1.1-10 及表 4.1.1-12 所列。其中 Level A 之最大剪應力分別為 10.74 MPa(C1 燃料束配置)及 17.53 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 67.1 MPa；Level B 之最大剪應力分別為 21.11 MPa(C1 燃料束配置)及 25.81 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 89.2 MPa；Level C 之最大剪應力分別為 34.64 MPa(C1 燃料束配置)及 40.46 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 100.7 MPa；Level D 之最大剪應力分別為 140.64 MPa(C1 燃料束配置)及 155.23 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 196.9 MPa。

表 4.1.1-1 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材於垂直方向之平均正向應力(σ_1)具最大反應時之所有分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	-5.88	-5.65	-41.89	5.96	-8.44	7.07	45.69
SRV	X	0.43	0.48	2.78	-0.20	0.05	-0.05	2.53
	Y	13.71	0.00	4.02	0.00	0.00	0.06	13.71
	Z	0.00	-6.09	7.78	0.00	-0.20	0.00	13.88
	SUM	14.14	6.57	14.58	0.20	0.25	0.11	8.06
LOCA	X	0.31	0.03	1.01	0.00	0.00	-0.01	0.98
	Y	0.03	0.03	0.21	0.00	0.00	0.01	0.18
	Z	0.00	-6.15	7.66	0.00	-0.20	0.00	13.81
	SUM	0.34	6.21	8.88	0.00	0.20	0.02	8.56
RLE/BE	XYZ	-13.08	-15.74	-76.61	0.00	1.59	2.62	63.79
RLE/UB	XYZ	12.55	8.82	65.33	-4.83	-0.54	-0.83	59.87
RLE/LB	XYZ	-13.89	-10.42	-65.89	-11.36	-9.99	-9.55	69.38

表 4.1.1-2 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材於各運轉條件之總和平均正向應力 (σ_1)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容 許 值
Level A	OBE	-5.88	-5.65	-41.89	5.96	-8.44	7.07	111.8
	SUM	-5.88	-5.65	-41.89	5.96	-8.44	7.07	
		S1 = 0.22 S2 = -8.18 S3 = -45.47						
Level B	OBE	-5.88	-5.65	-41.89	5.96	-8.44	7.07	148.7
	SRV	14.14	6.57	14.58	0.20	0.25	0.11	
	SUM	20.02	12.22	56.47	6.16	8.69	7.18	
		S1 = 59.82 S2 = 20.48 S3 = 8.41						
Level C	OBE	-5.88	-5.65	-41.89	5.96	-8.44	7.07	167.7
	SRV	14.14	6.57	14.58	0.20	0.25	0.11	
	LOCA	0.34	6.21	8.88	0.00	0.20	0.02	
	SUM	20.36	18.43	65.35	6.16	8.89	7.2	
		S1 = 68.38 S2 = 22.69 S3 = 13.06						
Level D (RLE /BE)	RLE	-13.08	-15.74	-76.61	0.00	1.59	2.62	200.9
	SRV	14.14	6.57	14.58	0.20	0.25	0.11	
	LOCA	0.34	6.21	8.88	0.00	0.20	0.02	
	SUM	27.56	28.52	100.1	0.2	2.04	2.75	
		S1 = 100.23 S2 = 28.48 S3 =27.44						
Level D (RLE /UB)	RLE	12.55	8.82	65.33	-4.83	-0.54	-0.83	200.9
	SRV	14.14	6.57	14.58	0.20	0.25	0.11	
	LOCA	0.34	6.21	8.88	0.00	0.20	0.02	
	SUM	27.03	21.6	88.79	5.03	0.99	0.96	
		S1 = 88.82 S2 = 30.00 S3 = 18.60						
Level D (RLE /LB)	RLE	-13.89	-10.42	-65.89	-11.36	-9.99	-9.55	200.9
	SRV	14.14	6.57	14.58	0.20	0.25	0.11	
	LOCA	0.34	6.21	8.88	0.00	0.20	0.02	
	SUM	28.37	23.2	89.35	11.56	10.44	9.68	
		S1 = 92.99 S2 = 34.06 S3 = 13.87						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-3 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材於垂直方向之平均正向應力(σ_1)具最大反應時之所有分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	-8.96	-10.09	-43.37	9.20	-7.75	5.52	46.33
SRV	X	0.14	0.20	1.15	0.01	-0.01	0.00	1.02
	Y	11.40	0.00	3.28	0.00	0.00	-0.05	11.4
	Z	0.00	-6.92	8.34	0.00	-0.17	0.00	15.27
	SUM	11.54	7.12	12.77	0.01	0.18	0.05	5.66
LOCA	X	0.22	0.13	1.15	-0.08	-0.01	0.05	1.07
	Y	0.04	0.00	0.27	0.00	0.00	0.00	0.27
	Z	0.00	-7.20	8.59	0.00	-0.18	0.00	15.81
	SUM	0.26	7.33	10.01	0.08	0.19	0.05	9.77
RLE/BE	XYZ	24.93	0.00	73.84	0.00	0.00	-0.60	73.84
RLE/UB	XYZ	1.01	0.64	-10.37	-0.72	-1.69	-1.18	12.34
RLE/LB	XYZ	0.00	-9.99	-50.60	0.00	-10.33	0.00	53.08

表 4.1.1-4 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材於各運轉條件之總和平均正向應力(σ_1)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容 許 值
Level A	OBE	-8.96	-10.09	-43.37	9.20	-7.75	5.52	111.8
	SUM	-8.96	-10.09	-43.37	9.20	-7.75	5.52	
		S1 = -0.26 S2 = -15.56 S3 = -46.59						
Level B	OBE	-8.96	-10.09	-43.37	9.20	-7.75	5.52	148.7
	SRV	11.54	7.12	12.77	0.01	0.18	0.05	
	SUM	20.5	17.21	56.14	9.21	7.93	5.57	
		S1 = 59.10 S2 = 25.40 S3 = 9.35						
Level C	OBE	-8.96	-10.09	-43.37	9.20	-7.75	5.52	167.7
	SRV	11.54	7.12	12.77	0.01	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	7.33	10.01	0.08	0.19	0.05	
	SUM	20.76	24.54	66.15	9.29	8.12	5.62	
		S1 = 68.80 S2 = 29.49 S3 = 13.16						
Level D (RLE /BE)	RLE	24.93	0.00	73.84	0.00	0.00	-0.60	200.9
	SRV	11.54	7.12	12.77	0.01	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	7.33	10.01	0.08	0.19	0.05	
	SUM	36.73	14.45	96.62	0.09	0.37	0.7	
		S1 = 96.63 S2 = 36.72 S3 = 14.45						
Level D (RLE /UB)	RLE	1.01	0.64	-10.37	-0.72	-1.69	-1.18	200.9
	SRV	11.54	7.12	12.77	0.01	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	7.33	10.01	0.08	0.19	0.05	
	SUM	12.81	15.09	33.15	0.81	2.06	1.28	
		S1 = 33.47 S2 = 15.05 S3 = 12.53						
Level D (RLE /LB)	RLE	0.00	-9.99	-50.60	0.00	-10.33	0.00	200.9
	SRV	11.54	7.12	12.77	0.01	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	7.33	10.01	0.08	0.19	0.05	
	SUM	11.8	24.44	73.38	0.09	10.7	0.1	
		S1 = 75.62 S2 = 22.20 S3 = 11.80						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-5 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時之所有分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	-2.24	19.12	-0.37	-0.94	0.00	0.05	21.44
SRV	X	0.43	0.48	2.78	-0.20	0.05	-0.05	2.53
	Y	13.71	0.00	4.02	0.00	0.00	0.06	13.71
	Z	5.17	5.18	-25.23	-4.60	-8.29	7.99	41.89
	SUM	19.31	5.66	32.03	4.80	8.34	8.10	35.91
LOCA	X	0.31	0.03	1.01	0.00	0.00	-0.01	0.98
	Y	0.03	0.03	0.21	0.00	0.00	0.01	0.18
	Z	0.00	13.16	3.46	0.00	-0.14	0.00	13.16
	SUM	0.34	13.22	4.68	0.00	0.14	0.02	12.88
RLE/BE	XYZ	19.89	17.67	120.8	-8.01	-3.44	2.76	110.4
RLE/UB	XYZ	12.55	8.82	65.33	-4.83	-0.54	-0.83	59.87
RLE/LB	XYZ	23.93	18.64	134.5	0.00	-1.65	-1.86	115.9

表 4.1.1-6 燃料束配置 C1 不鏽鋼基材產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時於各運轉條件之總和應力及容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容 許 值
Level A	OBE	-2.24	19.12	-0.37	-0.94	0.00	0.05	167.7
	SUM	-2.24	19.12	-0.37	-0.94	0.00	0.05	
		S1 = 19.16 S2 = -0.37 S3 = -2.29						
Level B	OBE	-2.24	19.12	-0.37	-0.94	0.00	0.05	223.0
	SRV	19.31	5.66	32.03	4.80	8.34	8.10	
	SUM	21.55	24.78	32.4	5.74	8.34	8.15	
		S1 = 42.50 S2 = 19.47 S3 = 16.76						
Level C	OBE	-2.24	19.12	-0.37	-0.94	0.00	0.05	251.6
	SRV	19.31	5.66	32.03	4.80	8.34	8.10	
	LOCA	0.34	13.22	4.68	0.00	0.14	0.02	
	SUM	21.89	38	37.08	5.74	8.48	8.17	
		S1 = 49.52 S2 = 29.35 S3 = 18.10						
Level D (RLE /BE)	RLE	19.89	17.67	120.8	-8.01	-3.44	2.76	301.4
	SRV	19.31	5.66	32.03	4.80	8.34	8.10	
	LOCA	0.34	13.22	4.68	0.00	0.14	0.02	
	SUM	39.54	36.55	157.5	12.81	11.92	10.88	
		S1 = 159.90 S2 = 48.58 S3 = 25.13						
Level D (RLE /UB)	RLE	12.55	8.82	65.33	-4.83	-0.54	-0.83	301.4
	SRV	19.31	5.66	32.03	4.80	8.34	8.10	
	LOCA	0.34	13.22	4.68	0.00	0.14	0.02	
	SUM	32.2	27.7	102.0	9.63	9.02	8.95	
		S1 = 104.53 S2 = 37.38 S3 = 20.03						
Level D (RLE /LB)	RLE	23.93	18.64	134.5	0.00	-1.65	-1.86	301.4
	SRV	19.31	5.66	32.03	4.80	8.34	8.10	
	LOCA	0.34	13.22	4.68	0.00	0.14	0.02	
	SUM	43.58	37.52	171.2	4.8	10.13	9.98	
		S1 = 172.80 S2 = 44.78 S3 = 34.74						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-7 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時之所有分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力強度
OBE	XYZ	4.16	0.00	20.52	0.00	0.00	-0.16	20.52
SRV	X	1.34	-0.35	0.00	0.00	0.00	0.00	1.7
	Y	11.40	0.00	3.28	0.00	0.00	-0.05	11.4
	Z	0.00	14.41	3.77	0.00	-0.18	0.00	14.41
	SUM	12.74	14.76	7.05	0.00	0.18	0.05	7.72
LOCA	X	0.22	0.13	1.15	-0.08	-0.01	0.05	1.07
	Y	0.04	0.00	0.27	0.00	0.00	0.00	0.27
	Z	0.00	14.87	3.88	0.00	-0.17	0.00	14.87
	SUM	0.26	15.00	5.30	0.08	0.18	0.05	14.74
RLE/BE	XYZ	21.64	0.00	73.60	0.00	0.00	4.96	74.06
RLE/UB	XYZ	-15.76	136.6	0.00	-9.33	0.00	0.00	153.5
RLE/LB	XYZ	16.29	0.00	47.02	0.00	0.00	-5.74	48.06

表 4.1.1-8 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時於各運轉條件之總和應力及容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容 許 值
Level A	OBE	4.16	0.00	20.52	0.00	0.00	-0.16	167.7
	SUM	4.16	0.00	20.52	0.00	0.00	-0.16	
		S1 = 20.52 S2 = 4.15 S3 = 0.00						
Level B	OBE	4.16	0.00	20.52	0.00	0.00	-0.16	223.0
	SRV	12.74	14.76	7.05	0.00	0.18	0.05	
	SUM	16.9	14.76	27.57	0	0.18	0.21	
		S1 = 27.58 S2 = 16.90 S3 = 14.76						
Level C	OBE	4.16	0.00	20.52	0.00	0.00	-0.16	251.6
	SRV	12.74	14.76	7.05	0.00	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	15.00	5.30	0.08	0.18	0.05	
	SUM	17.16	29.76	32.87	0.08	0.36	0.26	
		S1 = 32.92 S2 = 29.72 S3 = 17.16						
Level D (RLE /BE)	RLE	21.64	0.00	73.60	0.00	0.00	4.96	301.4
	SRV	12.74	14.76	7.05	0.00	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	15.00	5.30	0.08	0.18	0.05	
	SUM	34.64	29.76	85.95	0.08	0.36	5.06	
		S1 = 86.45 S2 = 34.15 S3 = 29.76						
Level D (RLE /UB)	RLE	-15.76	136.6	0.00	-9.33	0.00	0.00	301.4
	SRV	12.74	14.76	7.05	0.00	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	15.00	5.30	0.08	0.18	0.05	
	SUM	28.76	166.4	12.35	9.41	0.36	0.1	
		S1 = 167.00 S2 = 28.12 S3 = 12.35						
Level D (RLE /LB)	RLE	16.29	0.00	47.02	0.00	0.00	-5.74	301.4
	SRV	12.74	14.76	7.05	0.00	0.18	0.05	
	LOCA	0.26	15.00	5.30	0.08	0.18	0.05	
	SUM	29.29	29.76	59.37	0.08	0.36	5.84	
		S1 = 60.47 S2 = 29.76 S3 = 28.20						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-9 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}
OBE	XYZ	-1.30	0.51	0.48	-10.59	1.53	0.00
SRV	X	-0.07	0.00	-0.23	0.36	0.00	0.04
	Y	0.00	-0.01	-0.02	0.76	0.02	0.00
	Z	0.00	-7.87	-12.67	0.00	15.05	0.00
	SUM	0.07	7.88	12.92	1.12	15.07	0.04
LOCA	X	0.00	0.00	0.02	0.15	0.00	0.01
	Y	0.05	0.05	0.10	0.05	0.01	0.00
	Z	0.00	-7.56	-12.25	0.00	14.54	0.00
	SUM	0.05	7.61	12.37	0.20	14.55	0.01
RLE/BE	XYZ	-3.05	-3.40	-14.37	2.65	-2.05	1.93
RLE/UB	XYZ	-12.54	-13.65	-55.39	11.73	-9.05	7.72
RLE/LB	XYZ	-50.11	-38.05	-229.8	-43.70	-38.47	-35.97

表 4.1.1-10 燃料束配置 C1 之不鏽鋼基材於各運轉條件之最大剪應力(τ)
及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容許 值
Level A	OBE	-1.30	0.51	0.48	-10.59	1.53	0.00	67.1
	SUM	-1.30	0.51	0.48	-10.59	1.53	0.00	
		S1 = 10.36 S2 = 0.44 S3 = -11.12 $\tau_{\max} = 10.74$						
Level B	OBE	-1.30	0.51	0.48	-10.59	1.53	0.00	89.2
	SRV	0.07	7.88	12.92	1.12	15.07	0.04	
	SUM	1.37	8.39	13.4	11.71	16.6	0.04	
		S1 = 29.91 S2 = 5.56 S3 = -12.31 $\tau_{\max} = 21.11$						
Level C	OBE	-1.30	0.51	0.48	-10.59	1.53	0.00	100.7
	SRV	0.07	7.88	12.92	1.12	15.07	0.04	
	LOCA	0.05	7.61	12.37	0.20	14.55	0.01	
	SUM	1.42	16	25.77	11.91	31.15	0.05	
		S1 = 53.60 S2 = 5.25 S3 = -15.67 $\tau_{\max} = 34.64$						
Level D (RLE /BE)	RLE	-3.05	-3.40	-14.37	2.65	-2.05	1.93	196.9
	SRV	0.07	7.88	12.92	1.12	15.07	0.04	
	LOCA	0.05	7.61	12.37	0.20	14.55	0.01	
	SUM	3.17	18.89	39.66	3.97	31.67	1.98	
		S1 = 62.86 S2 = 3.47 S3 = -4.61 $\tau_{\max} = 33.74$						
Level D (RLE /UB)	RLE	-12.54	-13.65	-55.39	11.73	-9.05	7.72	196.9
	SRV	0.07	7.88	12.92	1.12	15.07	0.04	
	LOCA	0.05	7.61	12.37	0.20	14.55	0.01	
	SUM	12.66	29.14	80.68	13.05	38.67	7.77	
		S1 = 103.3 S2 = 17.46 S3 = 1.76 $\tau_{\max} = 50.75$						
Level D (RLE /LB)	RLE	-50.11	-38.05	-229.8	-43.70	-38.47	-35.97	196.9
	SRV	0.07	7.88	12.92	1.12	15.07	0.04	
	LOCA	0.05	7.61	12.37	0.20	14.55	0.01	
	SUM	50.23	53.54	255.1	45.02	68.09	36.02	
		S1 = 285.74 S2 = 68.66 S3 = 4.46 $\tau_{\max} = 140.64$						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力
 τ_{max} 代表應力分量轉換所得之最大剪應力

表 4.1.1-11 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}
OBE	XYZ	-4.29	0.00	-14.62	0.00	0.00	-16.75
SRV	X	0.29	0.06	0.04	0.31	0.00	-0.02
	Y	0.00	0.00	0.01	0.45	0.00	0.00
	Z	0.00	-8.94	-13.23	0.00	16.55	0.00
	SUM	0.29	9.00	13.28	0.76	16.55	0.02
LOCA	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.14
	Y	-0.01	0.00	0.00	0.07	0.00	0.00
	Z	0.00	-9.39	-13.94	0.00	17.30	0.00
	SUM	0.01	9.39	13.94	0.07	17.30	0.14
RLE/BE	XYZ	0.00	-57.72	-39.59	0.00	88.69	0.00
RLE/UB	XYZ	-25.57	0.00	-42.78	0.00	0.00	-64.88
RLE/LB	XYZ	0.00	-76.85	-58.50	0.00	121.3	0.00

表 4.1.1-12 燃料束配置 C2 之不鏽鋼基材於各運轉條件之最大剪應力(τ)及容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容 許 值
Level A	OBE	-4.29	0.00	-14.62	0.00	0.00	-16.75	67.1
	SUM	-4.29	0.00	-14.62	0.00	0.00	-16.75	
	S1 = 8.07 S2 = 0.00 S3 = -26.99 $\tau_{max} = 17.53$							
Level B	OBE	-4.29	0.00	-14.62	0.00	0.00	-16.75	89.2
	SRV	0.29	9.00	13.28	0.76	16.55	0.02	
	SUM	4.58	9	27.9	0.76	16.55	16.77	
	S1 = 43.42 S2 = 6.26 S3 = -8.20 $\tau_{max} = 25.81$							
Level C	OBE	-4.29	0.00	-14.62	0.00	0.00	-16.75	100.7
	SRV	0.29	9.00	13.28	0.76	16.55	0.02	
	LOCA	0.01	9.39	13.94	0.07	17.30	0.14	
	SUM	4.59	18.39	41.84	0.83	33.85	16.91	
	S1 = 69.14 S2 = 7.45 S3 = -11.77 $\tau_{max} = 40.46$							
Level D (RLE /BE)	RLE	0.00	-57.72	-39.59	0.00	88.69	0.00	196.9
	SRV	0.29	9.00	13.28	0.76	16.55	0.02	
	LOCA	0.01	9.39	13.94	0.07	17.30	0.14	
	SUM	0.3	76.11	66.81	0.83	122.5	0.16	
	S1 = 194.09 S2 = 0.31 S3 = -51.17 $\tau_{max} =$ 122.63							
Level D (RLE /UB)	RLE	-25.57	0.00	-42.78	0.00	0.00	-64.88	196.9
	SRV	0.29	9.00	13.28	0.76	16.55	0.02	
	LOCA	0.01	9.39	13.94	0.07	17.30	0.14	
	SUM	25.87	18.39	70	0.83	33.85	65.04	
	S1 = 124.20 S2 = 19.37 S3 = -29.31 $\tau_{max} = 76.76$							
Level D (RLE /LB)	RLE	0.00	-76.85	-58.50	0.00	121.3	0.00	196.9
	SRV	0.29	9.00	13.28	0.76	16.55	0.02	
	LOCA	0.01	9.39	13.94	0.07	17.30	0.14	
	SUM	0.3	95.24	85.72	0.83	155.2	0.16	
	S1 = 245.71 S2 = 0.30 S3 = -64.75 $\tau_{max} =$ 155.23							

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

τ_{max} 代表應力分量轉換所得之最大剪應力

4.1.1.2 鐸道

鐸道應力之檢核，依據 NF-3266、NF-3256.2、及 NF-3324.5(d)之規範，應包括正向應力及剪應力，其中正向應力檢核之容許應力與母材相同。相關之容許應力如第 2.7 節所列。檢核鐸道的應力為檢核處於元素交界線上的相應鐸道的節點，這些元素交界線上及其上之節點在軟體正常處理下都是合併(Merge)在一起的，因此鐸道並不作太細節的模擬；另外因鐸道處並無突出之幾何變化且在輸出應力檢核時亦發現其應力沿鐸道變化非常緩和均勻，即節點之密度是足夠的。此外，由圖面 795E278 可知，鐸接尺寸(size of weld)即為格架厚度，所以此時格架最大鐸喉長度為 0.707 倍格架厚度(圖 4.1-1, Theoretical throat=0.707 x Size of weld)，即鐸喉面積等於 0.707 倍接合面積，也就是說相同受力下，不考慮格架與基板之填角鐸接熔透率，並假設只有填角鐸道接合格架與基板之表面之情況(如圖 4.1-1(b)所示)，此時鐸喉應力=1.414 倍接合應力；由於本報告之有限元素模型並無額外建構鐸道模型(見圖 4.1-1(c)示意)，因此在應力檢核過程，擷取接合處所有節點之應力值，並乘上 1.414 倍來檢核鐸喉應力，查核其是否仍符合法規應力要求。

(1) 平均正向應力(average normal stress)

因計算所得之平均正向應力皆小於最大正向應力，故於下節最大主應力檢核表中同時列出平均正向應力及最大主應力之容許值，以計算所得最大主應力之組合結果於該表中同時進行檢核。

(2) 最大主應力

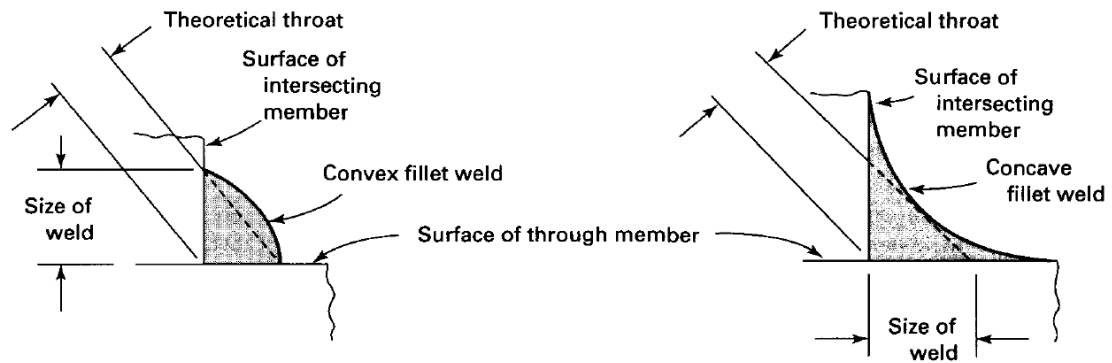
由有限元素分析之結果，取各項荷重對鐸道產生最大應力強度之時間與位置，分別得燃料束配置 C1 與 C2 之應力分量如表 4.1.1-13 及表 4.1.1-15 所列，該表中將三個軸向動態荷重之最大反應以絕對值加總方式，分別組合出各動態荷重之六個應力分量和，再依據各項運轉狀況之荷重組合以絕對值加總計算而得六個總合應力分量，燃料束配置 C1 與 C2 之結果分別如表 4.1.1-14 及表 4.1.1-16

所列，其中 Level A 之最大主應力分別為 7.93 MPa、鉸喉應力 11.21MPa (C1 燃料束配置)及 9.83 MPa、鉸喉應力 13.90MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 167.7 MPa；Level B 之最大主應力分別為 10.41 MPa、鉸喉應力 14.72 MPa (C1 燃料束配置)及 15.16 MPa、鉸喉應力 21.44 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 223.0 MPa；Level C 之最大主應力分別為 17.06 MPa、鉸喉應力 24.12MPa (C1 燃料束配置)及 25.26 MPa、鉸喉應力 35.72 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 251.6 MPa；Level D 之最大主應力分別為 92.07 MPa、鉸喉應力 130.17 MPa (C1 燃料束配置)及 117.11 MPa、鉸喉應力 165.59 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 301.4 MPa。

(3)鉸道最大剪應力

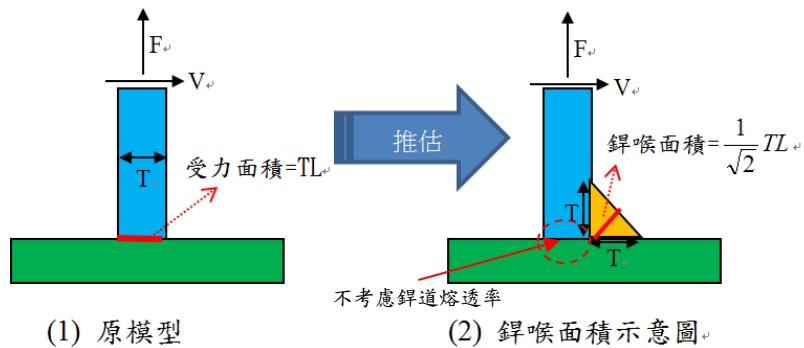
取各項荷重對鉸道產生最大剪應力分量之時間與位置，分別得燃料束配置 C1 與 C2 之應力分量如表 4.1.1-17 及表 4.1.1-19 所列。於各項運轉狀況下以絕對值加總組合而得六個總合應力分量，燃料束配置 C1 與 C2 之應力組合與容許應力之比較結果分別如表 4.1.1-18 及表 4.1.1-20 所列。其中 Level A 之最大剪應力分別為 6.90 MPa、鉸喉應力 9.76 MPa (C1 燃料束配置)及 8.35 MPa、鉸喉應力 11.81 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 89.3 MPa；Level B 之最大剪應力分別為 13.04 MPa、鉸喉應力 18.44 MPa (C1 燃料束配置)及 15.84 MPa、鉸喉應力 22.40 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 118.8 MPa；Level C 之最大剪應力分別為 18.97 MPa、鉸喉應力 26.82 MPa (C1 燃料束配置)及 23.67 MPa、鉸喉應力 33.47 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 134.0 MPa；Level D 之最大剪應力分別為 60.99 MPa、鉸喉應力 86.24 MPa (C1 燃料束配置)及 80.36 MPa、鉸喉應力 113.63 MPa (C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 262.5 MPa。

FIG. NF-4427-1 FILLET WELD DIMENSIONS



(a) Equal Leg Fillet Weld [Note (1)]

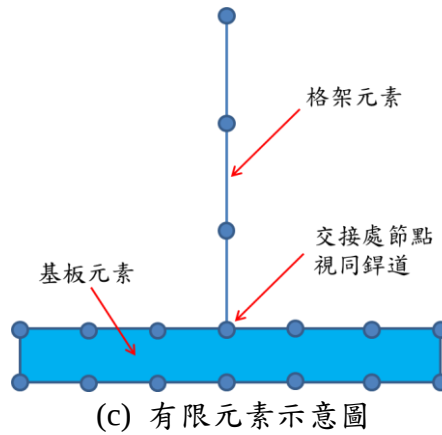
(a) 填角鉚喉深定義



(1) 原模型

(2) 鉚喉面積示意圖

(b) 鉚喉面積推算



(c) 有限元素示意圖

圖 4.1-1 填角鉚喉深示意圖

表 4.1.1-13 燃料束配置 C1 於鉛道產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	0.00	5.22	1.23	0.00	-4.26	0.00	9.41
SRV	X	0.00	0.09	0.03	0.00	0.00	0.00	0.09
	Y	0.00	0.03	0.03	0.00	-0.07	0.00	0.15
	Z	3.15	0.00	0.77	0.00	0.00	5.81	11.86
	SUM	3.15	0.12	0.83	0.00	0.07	5.81	11.85
LOCA	X	0.00	0.06	0.02	0.00	0.00	0.00	0.06
	Y	0.02	0.00	0.01	0.00	0.00	0.00	0.02
	Z	3.16	0.00	0.74	0.00	0.00	5.83	11.9
	SUM	3.18	0.06	0.77	0.00	0.00	5.83	11.91
RLE(BE)	XYZ	0.00	59.62	15.79	0.00	-48.50	0.00	106.4
RLE(UB)	XYZ	0.00	4.13	2.22	0.00	-7.37	0.00	14.87
RLE(LB)	XYZ	0.00	37.82	6.45	0.00	30.87	0.00	69.25

表 4.1.1-14 燃料束配置 C1 在鋁道於各運轉條件之最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ _x	σ _y	σ _z	τ _{xy}	τ _{yz}	τ _{xz}	容許值	
								S _{avg}	S _{max}
Level A	OBE	0.00	5.22	1.23	0.00	-4.26	0.00	111.8	167.7
	SUM	0.00	5.22	1.23	0.00	-4.26	0.00		
		S1 = 7.93 S2 = 0.00 S3 = -1.48							
Level B	OBE	0.00	5.22	1.23	0.00	-4.26	0.00	148.7	223.0
	SRV	3.15	0.12	0.83	0.00	0.07	5.81		
	SUM	3.15	5.34	2.06	0	4.33	5.81		
		S1 = 10.41 S2 = 4.51 S3 = -4.36							
Level C	OBE	0.00	5.22	1.23	0.00	-4.26	0.00	167.7	251.6
	SRV	3.15	0.12	0.83	0.00	0.07	5.81		
	LOCA	3.18	0.06	0.77	0.00	0.00	5.83		
	SUM	6.33	5.4	2.83	0	4.33	11.64		
		S1 = 17.06 S2 = 5.51 S3 = -8.01							
Level D (RLE /BE)	RLE	0.00	59.62	15.79	0.00	-48.50	0.00	200.9	301.4
	SRV	3.15	0.12	0.83	0.00	0.07	5.81		
	LOCA	3.18	0.06	0.77	0.00	0.00	5.83		
	SUM	6.33	59.8	17.39	0	48.57	11.64		
		S1 = 92.07 S2 = 9.76 S3 = -18.31							
Level D (RLE /UB)	RLE	0.00	4.13	2.22	0.00	-7.37	0.00	200.9	301.4
	SRV	3.15	0.12	0.83	0.00	0.07	5.81		
	LOCA	3.18	0.06	0.77	0.00	0.00	5.83		
	SUM	6.33	4.31	3.82	0	7.44	11.64		
		S1 = 18.66 S2 = 4.89 S3 = -9.09							
Level D (RLE /LB)	RLE	0.00	37.82	6.45	0.00	30.87	0.00	200.9	301.4
	SRV	3.15	0.12	0.83	0.00	0.07	5.81		
	LOCA	3.18	0.06	0.77	0.00	0.00	5.83		
	SUM	6.33	38	8.05	0	30.94	11.64		
		S1 = 58.16 S2 = 10.06 S3 = -15.84							

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-15 燃料束配置 C2 於鉛道產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	0.00	4.30	1.93	0.00	6.61	0.00	13.43
SRV	X	0.00	0.03	0.00	0.00	0.01	0.00	0.04
	Y	0.00	0.03	0.04	0.00	-0.10	0.00	0.20
	Z	0.63	0.00	-6.08	0.00	0.00	-6.52	14.67
	SUM	0.63	0.06	6.12	0.00	0.11	6.52	14.15
LOCA	X	0.00	0.02	0.00	0.00	0.01	0.00	0.02
	Y	0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.02
	Z	0.57	0.00	-7.68	0.00	0.00	6.78	15.87
	SUM	0.59	0.02	7.68	0.00	0.01	6.78	15.30
RLE/BE	XYZ	40.65	0.00	5.46	0.00	0.00	72.50	149.2
RLE/UB	XYZ	0.00	18.58	18.67	0.00	27.34	0.00	54.68
RLE/LB	XYZ	0.00	30.81	4.12	0.00	52.36	0.00	108.1

表 4.1.1-16 燃料束配置 C2 在鈾道於各運轉條件之最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ _x	σ _y	σ _z	τ _{xy}	τ _{yz}	τ _{xz}	容許值	
								S _{avg}	S _{max}
Level A	OBE	0.00	4.30	1.93	0.00	6.61	0.00	111.8	167.7
	SUM	0.00	4.30	1.93	0.00	6.61	0.00		
		S1 = 9.83 S2 = 0.00 S3 = -3.60							
Level B	OBE	0.00	4.30	1.93	0.00	6.61	0.00	148.7	223.0
	SRV	0.63	0.06	6.12	0.00	0.11	6.52		
	SUM	0.63	4.36	8.05	0	6.72	6.52		
		S1 = 15.16 S2 = 2.65 S3 = -4.77							
Level C	OBE	0.00	4.30	1.93	0.00	6.61	0.00	167.7	251.6
	SRV	0.63	0.06	6.12	0.00	0.11	6.52		
	LOCA	0.59	0.02	7.68	0.00	0.01	6.78		
	SUM	1.22	4.38	15.73	0	6.73	13.3		
		S1 = 25.26 S2 = 3.81 S3 = -7.74							
Level D (RLE /BE)	RLE	40.65	0.00	5.46	0.00	0.00	72.50	200.9	301.4
	SRV	0.63	0.06	6.12	0.00	0.11	6.52		
	LOCA	0.59	0.02	7.68	0.00	0.01	6.78		
	SUM	41.87	0.08	19.26	0	0.12	85.8		
		S1 = 117.11 S2 = 0.08 S3 = -55.98							
Level D (RLE /UB)	RLE	0.00	18.58	18.67	0.00	27.34	0.00	200.9	301.4
	SRV	0.63	0.06	6.12	0.00	0.11	6.52		
	LOCA	0.59	0.02	7.68	0.00	0.01	6.78		
	SUM	1.22	18.66	32.47	0	27.46	13.3		
		S1 = 55.93 S2 = 6.30 S3 = -9.88							
Level D (RLE /LB)	RLE	0.00	30.81	4.12	0.00	52.36	0.00	200.9	301.4
	SRV	0.63	0.06	6.12	0.00	0.11	6.52		
	LOCA	0.59	0.02	7.68	0.00	0.01	6.78		
	SUM	1.22	30.89	17.92	0	52.48	13.3		
		S1 = 78.30 S2 = 3.30 S3 = -31.57							

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-17 燃料束配置 C1 於鉾道產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}
OBE	XYZ	0.00	-5.70	-5.23	0.00	6.90	0.00
SRV	X	0.00	0.01	0.01	0.00	0.00	0.00
	Y	0.01	0.00	0.01	0.00	0.00	0.01
	Z	0.00	-5.43	-7.01	0.00	6.13	0.00
	SUM	0.01	5.44	7.03	0.00	6.13	0.01
LOCA	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.00
	Y	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01
	Z	0.00	-1.36	-1.87	0.00	6.95	0.00
	SUM	0.00	1.36	1.87	0.00	6.96	0.01
RLE/BE	XYZ	-18.63	0.00	4.03	0.00	0.00	26.19
RLE/UB	XYZ	0.00	-9.66	-11.57	0.00	10.64	0.00
RLE/LB	XYZ	0.00	-43.78	-45.70	0.00	47.87	0.00

表 4.1.1-18 燃料束配置 C1 在鋁道於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值
應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容許值	
								τ_{avg}	τ_{max}
Level A	OBE	0.00	-5.70	-5.23	0.00	6.90	0.00	67.1	89.3
	SUM	0.00	-5.70	-5.23	0.00	6.90	0.00		
		S1 = 1.44 S2 = 0.0 S3 = -12.37 $\tau_{max} = 6.90$							
Level B	OBE	0.00	-5.70	-5.23	0.00	6.90	0.00	89.2	118.8
	SRV	0.01	5.44	7.03	0.00	6.13	0.01		
	SUM	0.01	11.14	12.26	0	13.03	0.01		
		S1 = 24.74 S2 = 0.01 S3 = -1.34 $\tau_{max} = 13.04$							
Level C	OBE	0.00	-5.70	-5.23	0.00	6.90	0.00	100.7	134.0
	SRV	0.01	5.44	7.03	0.00	6.13	0.01		
	LOCA	0.00	1.36	1.87	0.00	6.96	0.01		
	SUM	0.01	12.5	14.13	0	19.99	0.02		
		S1 = 30.67 S2 = 0.01 S3 = -7.27 $\tau_{max} = 18.97$							
Level D (RLE /BE)	RLE	-18.6	0.00	4.03	0.00	0.00	26.19	196.9	262.5
	SRV	0.01	5.44	7.03	0.00	6.13	0.01		
	LOCA	0.00	1.36	1.87	0.00	6.96	0.01		
	SUM	18.61	6.8	12.93	0	13.09	26.21		
		S1 = 44.27 S2 = 9.26 S3 = -15.19 $\tau_{max} =$ 29.73							
Level D (RLE /UB)	RLE	0.00	-9.66	-11.6	0.00	10.64	0.00	196.9	262.5
	SRV	0.01	5.44	7.03	0.00	6.13	0.01		
	LOCA	0.00	1.36	1.87	0.00	6.96	0.01		
	SUM	0.01	16.46	20.5	0	23.73	0.02		
		S1 =42.30 S2 = 0.01 S3 = -5.34 $\tau_{max} = 23.82$							
Level D (RLE /LB)	RLE	0.00	-43.8	-45.7	0.00	47.87	0.00	196.9	262.5
	SRV	0.01	5.44	7.03	0.00	6.13	0.01		
	LOCA	0.00	1.36	1.87	0.00	6.96	0.01		
	SUM	0.01	50.6	54.6	0	60.96	0.02		
		S1 = 113.6 S2 = 0.01 S3 = -8.39 $\tau_{max} = 60.99$							

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力
 τ_{max} 代表應力分量轉換所得之最大剪應力

表 4.1.1-19 燃料束配置 C2 於鋸道產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}
OBE	XYZ	0.00	-3.64	-0.47	0.00	-8.21	0.00
SRV	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.02	0.00
	Y	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.02
	Z	0.00	-1.62	-2.14	0.00	7.55	0.00
	SUM	0.00	1.62	2.14	0.00	7.57	0.02
LOCA	X	0.00	0.00	-0.01	0.00	0.01	0.00
	Y	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Z	0.00	-1.67	-2.19	0.00	7.86	0.00
	SUM	0.00	1.67	2.20	0.00	7.87	0.00
RLE/BE	XYZ	-68.22	0.00	-84.17	0.00	0.00	73.73
RLE/UB	XYZ	-6.35	0.00	-6.63	0.00	0.00	-7.34
RLE/LB	XYZ	0.00	-3.96	-5.17	0.00	-7.37	0.00

表 4.1.1-20 燃料束配置 C2 在鉾道於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值
應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容許值	
								τ_{avg}	τ_{max}
Level A	OBE	0.00	-3.64	-0.47	0.00	-8.21	0.00	67.1	89.3
	SUM	0.00	-3.64	-0.47	0.00	-8.21	0.00		
		S1 = 6.30 S2 = 0.00 S3 = -10.41 $\tau_{max} = 8.35$							
Level B	OBE	0.00	-3.64	-0.47	0.00	-8.21	0.00	89.2	118.8
	SRV	0.00	1.62	2.14	0.00	7.57	0.02		
	SUM	0	5.26	2.61	0	15.78	0.02		
		S1 = 19.77 S2 = 0.00 S3 = -11.90 $\tau_{max} = 15.84$							
Level C	OBE	0.00	-3.64	-0.47	0.00	-8.21	0.00	100.7	134.0
	SRV	0.00	1.62	2.14	0.00	7.57	0.02		
	LOCA	0.00	1.67	2.20	0.00	7.87	0.00		
	SUM	0	6.93	4.81	0	23.65	0.02		
		S1 = 29.54 S2 = 0.00 S3 = -17.80 $\tau_{max} = 23.67$							
Level D (RLE /BE)	RLE	-68.2	0.00	-84.2	0.00	0.00	73.73	196.9	262.5
	SRV	0.00	1.62	2.14	0.00	7.57	0.02		
	LOCA	0.00	1.67	2.20	0.00	7.87	0.00		
	SUM	68.2	3.29	88.54	0	15.44	73.75		
		S1 = 153.72 S2 = 13.30 S3 = -6.99 $\tau_{max} =$ 80.36							
Level D (RLE /UB)	RLE	-6.35	0.00	-6.63	0.00	0.00	-7.34	196.9	262.5
	SRV	0.00	1.62	2.14	0.00	7.57	0.02		
	LOCA	0.00	1.67	2.20	0.00	7.87	0.00		
	SUM	6.35	3.29	10.97	0	15.44	7.36		
		S1 = 24.91 S2 = 5.81 S3 = -10.11 $\tau_{max} =$ 17.51							
Level D (RLE /LB)	RLE	0.00	-3.96	-5.17	0.00	-7.37	0.00	196.9	262.5
	SRV	0.00	1.62	2.14	0.00	7.57	0.02		
	LOCA	0.00	1.67	2.20	0.00	7.87	0.00		
	SUM	0	7.25	9.51	0	22.81	0.02		
		S1 = 31.22 S2 = 0.00 S3 = -14.46 $\tau_{max} =$ 22.84							

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力
 τ_{max} 代表應力分量轉換所得之最大剪應力

4.1.1.3 螺栓

應予計算並進行檢核之應力包括：平均正向應力、局部最大應力、剪應力、以及拉剪互制效應。

(1)平均正向應力(average normal stress)

因計算所得之平均正向應力皆小於最大主應力，故於下節最大主應力檢核表中同時列出平均正向應力及最大主應力之容許值，以計算所得最大主應力之組合結果於該表中同時進行檢核。

(2)局部最大應力(maximum normal stress)

螺栓之局部最大應力，來自有限元素分析之結果中，各項荷重對螺栓產生最大應力強度之時間與位置，分別在燃料束配置 C1 與 C2 將三個動態荷載分別在三個軸向之應力分量以絕對值加總方式進行應力組合，結果如表 4.1.1-21 及表 4.1.1-23 所列，表 4.1.1-22 及表 4.1.1-24 分別為燃料束配置 C1 與 C2 依據各項運轉條件之荷重組合，再將各項荷重之應力以絕對值加總方式組合而得六個應力分量之總和，檢核主應力與其所對應之容許應力。其中 Level A 之最大主應力分別為 6.29 MPa(C1 燃料束配置)及 7.16 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 407.1 MPa；Level B 之最大主應力分別為 13.14 MPa(C1 燃料束配置)及 13.04 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 468.2 MPa；Level C 之最大主應力分別為 18.68 MPa(C1 燃料束配置)及 19.24 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 508.9 MPa；Level D 之最大主應力為 64.47 MPa(C1 燃料束配置)及 59.33 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許應力之 903.8 MPa。

(3)剪應力(shear stress)

剪應力之檢核應考慮各項荷重對螺栓橫斷面所產生之剪應力效應，因此取各荷重對螺栓橫斷面所產生之剪應力之最大值，燃料束配置 C1 與 C2 分析所得之剪應力分量分別如表 4.1.1-25 及表 4.1.1-27 所列，三個動態荷載之軸向應力分量以絕對值加總方式在三個軸向進行組合後，再依各項運轉條件之荷重組合以絕

對值加總計算總合應力分量及最大剪應力，燃料束配置 C1 與 C2 與許可剪應力比較結果分別如表 4.1.1-26 及表 4.1.1-28 所列。其中 Level A 之最大剪應力分別為 3.66 MPa(C1 燃料束配置)及 4.03 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 112.1 MPa；Level B 之最大剪應力分別為 5.00 MPa(C1 燃料束配置)及 5.47 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 128.9 MPa；Level C 之最大剪應力分別為 7.94 MPa(C1 燃料束配置)及 8.82 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 140.1 MPa；Level D 之最大剪應力為 34.28 MPa(C1 燃料束配置)及 27.77 MPa(C2 燃料束配置)，皆小於容許剪應力之 379.6 MPa。

另一種保守的螺栓檢核為計算出格架與滑墊之間及與池底之間之最大靜摩擦力，將其分配給每個格架下方 4 個滑墊上總共 24 顆螺栓，可得每顆螺栓分配的剪應力，檢核此剪應力是否超過規範之容許剪應力。

在假設 RLE、LOCA 及 SRV 垂直作用力最大值同時發生時，由第 2 章之 RLE、LOCA 及 SRV 加速度歷時分別取最大值加總得 1.94g，包括 RLE 加速度之最大 0.73g(由圖 2.3-7,第 20 頁)，LOCA 加速度之 0.04g(由 2.4-5(b)節之圖,第 53 頁)，SRV 加速度之 0.3g(由 2.4-7(b)節之圖,第 57 頁)及自重扣除浮力後 0.87 g 加總而得，此 0.87 以格架而言為水之密度 1000kg/m³ 為格架鋼材密度 7800 kg/m³[17]之 13%而來；以燃料束而言，一束燃料束體積為 0.04 m³ [18]，而燃料束重 700 磅(317 公斤重)，故燃料束在水中(考慮浮力之影響)及在空氣中之重量比為 $(317-1000 \times 0.04)/317=0.87$ 。以上所述之格架及燃料束體積 0.04m³ 皆為實心體積，即格架及燃料束皆無不含實體之封閉空間。而由 2.3.1 節之荷重描述中：單一格架重 12.4 噸，一束燃料 700 磅，以 160 束計共 50.8 噸，一組 DBG 為 63.6 公斤，10 組共 0.64 噸，以上加總即單一格架中含燃料束及 DBG 共 63.9 噸重，3 個格架共 191.7 噸重。故三個格架所受最大垂直壓力為 371.9 噸重(即 $191.7 \times 1.94=371.9$)，因滑墊與支撐板間最大摩擦係數 0.25 小於支撐板與池底之間最大摩擦係數 0.625，3 個格架與滑墊之間及與池底之間之最大靜摩擦力以摩擦係數 0.25 計算為 93.0 噸重，因此一個格架與滑墊之間及與池底之間

之最大靜摩擦力為 31.0 噸重。

故將格架與滑墊之間及與池底之間之最大靜摩擦力為 31.0 噸重分配給每個格架下方 4 個滑墊上總共 24 顆螺栓，可得每顆螺栓分配的剪應力為 45.4MPa，小於 Level D 之容許剪應力之 379.6 MPa，甚至小於 Level A 之容許剪應力之 112.1 MPa。

(4) 拉剪互制效應

螺栓受剪應力與張應力之組合作用下，兩者作用應力與容許應力之平方比應

符合拉剪互制檢核算式： $\frac{f_t^2}{F_{tb}^2} + \frac{f_v^2}{F_{vb}^2} \leq 1$ ，C1 燃料束配置與 C2 燃料束配置之檢核

結果分別如表 4.1.1-29 所示，為求保守評估表中之 f_t 及 f_v 分別以計算所得之最大主應力與最大剪應力進行檢核，各運轉條件下之檢核結果均符合小於 1 之規定。

另外最小/最大邊距檢核已於原始設計檢核通過，故本報告不重覆此項檢核。

表 4.1.1-21 燃料束配置 C1 於螺栓產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	5.10	2.56	0.50	1.91	-2.05	0.04	7.25
SRV	X	0.02	-0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.03
	Y	0.03	0.01	0.01	0.01	0.00	0.00	0.03
	Z	4.84	3.52	0.65	2.14	-2.20	0.26	7.50
	SUM	4.89	3.54	0.66	2.15	2.20	0.26	7.53
LOCA	X	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01
	Y	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01
	Z	4.08	2.75	0.72	1.60	-1.59	0.54	5.70
	SUM	4.10	2.75	0.72	1.60	1.59	0.54	5.73
RLE/BE	XYZ	32.56	19.58	4.29	12.06	-12.30	0.39	44.58
RLE/UB	XYZ	3.45	4.54	1.82	-2.18	0.34	-1.83	6.29
RLE/LB	XYZ	27.00	38.90	14.49	-15.58	2.89	-13.03	47.30

表 4.1.1-22 燃料束配置 C1 對螺栓於各運轉條件之最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ _x	σ _y	σ _z	τ _{xy}	τ _{yz}	τ _{xz}	容許值	
								S _{avg}	S _{max}
Level A	OBE	5.10	2.56	0.50	1.91	-2.05	0.04	271.4	407.1
	SUM	5.10	2.56	0.50	1.91	-2.05	0.04		
		S1 = 6.29 S2 = 2.82 S3 = -0.96							
Level B	OBE	5.10	2.56	0.50	1.91	-2.05	0.04	312.1	468.2
	SRV	4.89	3.54	0.66	2.15	2.20	0.26		
	SUM	9.99	6.1	1.16	4.06	4.25	0.3		
		S1 = 13.14 S2 = 5.70 S3 = -1.59							
Level C	OBE	5.10	2.56	0.50	1.91	-2.05	0.04	339.3	508.9
	SRV	4.89	3.54	0.66	2.15	2.20	0.26		
	LOCA	4.10	2.75	0.72	1.60	1.59	0.54		
	SUM	14.09	8.85	1.88	5.66	5.84	0.84		
		S1 = 18.68 S2 = 7.89 S3 = -1.74							
Level D (RLE /BE)	RLE	32.56	19.58	4.29	12.06	-12.30	0.39	632.7	903.8
	SRV	4.89	3.54	0.66	2.15	2.20	0.26		
	LOCA	4.10	2.75	0.72	1.60	1.59	0.54		
	SUM	41.55	25.87	5.67	15.81	16.09	1.19		
		S1 = 53.44 S2 = 23.95 S3 = -4.30							
Level D (RLE /UB)	RLE	3.45	4.54	1.82	-2.18	0.34	-1.83	632.7	903.8
	SRV	4.89	3.54	0.66	2.15	2.20	0.26		
	LOCA	4.10	2.75	0.72	1.60	1.59	0.54		
	SUM	12.44	10.83	3.2	5.93	4.13	2.63		
		S1 = 19.03 S2 = 6.05 S3 = 1.39							
Level D (RLE /LB)	RLE	27.00	38.90	14.49	-15.58	2.89	-13.03	632.7	903.8
	SRV	4.89	3.54	0.66	2.15	2.20	0.26		
	LOCA	4.10	2.75	0.72	1.60	1.59	0.54		
	SUM	35.99	45.19	15.87	19.33	6.68	13.83		
		S1 = 64.47 S2 = 24.07 S3 = 8.51							

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-23 燃料束配置 C2 於螺栓產生最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	應力 強度
OBE	XYZ	3.47	4.91	1.91	-2.44	0.29	-2.01	6.98
SRV	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Y	0.03	0.00	0.01	0.01	0.00	0.00	0.04
	Z	4.37	2.98	0.77	1.69	-1.70	0.60	6.10
	SUM	4.40	2.98	0.78	1.70	1.70	0.60	6.12
LOCA	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Y	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Z	4.59	3.13	0.81	1.77	-1.79	0.63	6.41
	SUM	4.59	3.13	0.81	1.77	1.79	0.63	6.41
RLE/BE	XYZ	23.58	36.50	12.20	-14.42	1.41	-11.86	44.43
RLE/UB	XYZ	17.93	15.39	3.37	7.85	-7.81	0.83	27.12
RLE/LB	XYZ	19.60	41.01	5.71	12.18	2.14	11.88	49.30

表 4.1.1-24 燃料束配置 C2 對螺栓於各運轉條件之最大主應力($\sigma_1 + \sigma_2$)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ _x	σ _y	σ _z	τ _{xy}	τ _{yz}	τ _{xz}	容許值	
								S _{avg}	S _{max}
Level A	OBE	3.47	4.91	1.91	-2.44	0.29	-2.01	271.4	407.1
	SUM	3.47	4.91	1.91	-2.44	0.29	-2.01		
		S1 = 7.16		S2 = 2.95		S3 = 0.18			
Level B	OBE	3.47	4.91	1.91	-2.44	0.29	-2.01	312.1	468.2
	SRV	4.40	2.98	0.78	1.70	1.70	0.60		
	SUM	7.87	7.89	2.69	4.14	1.99	2.61		
		S1 = 13.04		S2 = 3.82		S3 = 1.59			
Level C	OBE	3.47	4.91	1.91	-2.44	0.29	-2.01	339.3	508.9
	SRV	4.40	2.98	0.78	1.70	1.70	0.60		
	LOCA	4.59	3.13	0.81	1.77	1.79	0.63		
	SUM	12.46	11.02	3.5	5.91	3.78	3.24		
		S1 = 19.24		S2 = 5.89		S3 = 1.85			
Level D (RLE /BE)	RLE	23.58	36.50	12.20	-14.42	1.41	-11.86	632.7	903.8
	SRV	4.40	2.98	0.78	1.70	1.70	0.60		
	LOCA	4.59	3.13	0.81	1.77	1.79	0.63		
	SUM	32.57	42.61	13.79	17.89	4.9	13.09		
		S1 = 59.33		S2 = 23.13		S3 = 6.51			
Level D (RLE /UB)	RLE	17.93	15.39	3.37	7.85	-7.81	0.83	632.7	903.8
	SRV	4.40	2.98	0.78	1.70	1.70	0.60		
	LOCA	4.59	3.13	0.81	1.77	1.79	0.63		
	SUM	26.92	21.5	4.96	11.32	11.3	2.06		
		S1 = 38.24		S2 = 16.36		S3 = -1.22			
Level D (RLE /LB)	RLE	19.60	41.01	5.71	12.18	2.14	11.88	632.7	903.8
	SRV	4.40	2.98	0.78	1.70	1.70	0.60		
	LOCA	4.59	3.13	0.81	1.77	1.79	0.63		
	SUM	28.59	47.12	7.3	15.65	5.63	13.11		
		S1 = 58.66		S2 = 23.36		S3 = 0.99			

註：S1, S2, S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

表 4.1.1-25 燃料束配置 C1 於螺栓產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}
OBE	XYZ	4.10	1.54	-0.41	2.42	1.65	0.03
SRV	X	0.00	-0.02	-0.01	0.01	0.00	0.00
	Y	-0.02	0.00	-0.01	0.01	0.00	0.00
	Z	-2.98	-2.08	-4.40	-0.16	1.16	3.34
	SUM	3.00	2.10	4.42	0.18	1.16	3.34
LOCA	X	0.00	-0.01	0.00	0.01	0.00	0.00
	Y	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Z	-3.01	-2.11	-4.44	-0.16	1.17	3.37
	SUM	3.01	2.12	4.44	0.17	1.17	3.37
RLE/BE	XYZ	47.75	31.80	9.30	19.39	-18.32	1.01
RLE/UB	XYZ	3.64	1.59	-0.29	2.08	1.27	0.06
RLE/LB	XYZ	27.01	38.90	14.49	-15.58	2.89	-13.03

表 4.1.1-26 燃料束配置 C1 對螺栓於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	Stress limit
Level A	OBE	4.10	1.54	-0.41	2.42	1.65	0.03	112.1
	SUM	4.10	1.54	-0.41	2.42	1.65	0.03	
		S1 = 5.69 S2 = 1.18 S3 = -1.64 $\tau_{max} = 3.66$						
Level B	OBE	4.10	1.54	-0.41	2.42	1.65	0.03	128.9
	SRV	3.00	2.10	4.42	0.18	1.16	3.34	
	SUM	7.1	3.64	4.83	2.6	2.81	3.37	
		S1 = 11.36 S2 = 2.85 S3 = 1.36 $\tau_{max} = 5.00$						
Level C	OBE	4.10	1.54	-0.41	2.42	1.65	0.03	140.1
	SRV	3.00	2.10	4.42	0.18	1.16	3.34	
	LOCA	3.01	2.12	4.44	0.17	1.17	3.37	
	SUM	10.11	5.76	9.27	2.77	3.98	6.74	
		S1 = 18.25 S2 = 4.51 S3 = 2.37 $\tau_{max} = 7.94$						
Level D (RLE /BE)	RLE	47.75	31.80	9.30	19.39	-18.32	1.01	379.6
	SRV	3.00	2.10	4.42	0.18	1.16	3.34	
	LOCA	3.01	2.12	4.44	0.17	1.17	3.37	
	SUM	53.76	36.02	18.16	19.74	20.65	7.72	
		S1 = 72.67 S2 = 31.16 S3 = 4.11 $\tau_{max} = 34.28$						
Level D (RLE /UB)	RLE	3.64	1.59	-0.29	2.08	1.27	0.06	379.6
	SRV	3.00	2.10	4.42	0.18	1.16	3.34	
	LOCA	3.01	2.12	4.44	0.17	1.17	3.37	
	SUM	9.65	5.81	9.15	2.43	3.6	6.77	
		S1 = 17.70 S2 = 4.65 S3 = 2.26 $\tau_{max} = 7.72$						
Level D (RLE /LB)	RLE	27.01	38.90	14.49	-15.58	2.89	-13.03	379.6
	SRV	3.00	2.10	4.42	0.18	1.16	3.34	
	LOCA	3.01	2.12	4.44	0.17	1.17	3.37	
	SUM	33.02	43.12	23.35	15.93	5.22	19.74	
		S1 = 62.05 S2 = 30.66 S3 = 6.78 $\tau_{max} = 27.64$						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

τ_{max} 代表應力分量轉換所得之最大剪應力

表 4.1.1-27 燃料束配置 C2 於螺栓產生最大剪應力(τ)時之所有應力分量

應力單位：MPa

動態荷重	荷重方向	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}
OBE	XYZ	4.47	1.77	-0.44	2.66	1.83	0.0
SRV	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Y	-0.03	0.00	0.00	0.01	0.00	0.00
	Z	-3.26	-2.28	-4.84	-0.16	1.27	3.68
	SUM	3.29	2.28	4.84	0.17	1.27	3.68
LOCA	X	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Y	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	Z	-3.38	-2.36	-5.02	-0.17	1.32	3.82
	SUM	3.38	2.36	5.02	0.17	1.32	3.82
RLE/BE	XYZ	-1.37	-6.17	-18.72	4.81	20.84	1.30
RLE/UB	XYZ	-7.19	-16.87	-16.08	-0.76	-13.05	1.97
RLE/LB	XYZ	-8.70	-22.28	-28.87	-2.86	-22.59	2.53

表 4.1.1-28 燃料束配置 C2 對螺栓於各運轉條件之最大剪應力(τ)及其容許值

應力單位：MPa

運轉 條件	荷重組合	σ_x	σ_y	σ_z	τ_{xy}	τ_{yz}	τ_{xz}	容許 值
Level A	OBE	4.47	1.77	-0.44	2.66	1.83	0.0	112.1
	SUM	4.47	1.77	-0.44	2.66	1.83	0.0	
		S1 = 6.24 S2 = 1.39 S3 = -1.83 $\tau_{max} = 4.03$						
Level B	OBE	4.47	1.77	-0.44	2.66	1.83	0.0	128.9
	SRV	3.29	2.28	4.84	0.17	1.27	3.68	
	SUM	7.76	4.05	5.28	2.83	3.1	3.68	
		S1 = 12.43 S2 = 3.16 S3 = 1.50 $\tau_{max} = 5.47$						
Level C	OBE	4.47	1.77	-0.44	2.66	1.83	0.0	140.1
	SRV	3.29	2.28	4.84	0.17	1.27	3.68	
	LOCA	3.38	2.36	5.02	0.17	1.32	3.82	
	SUM	11.14	6.41	10.3	3	4.42	7.5	
		S1 = 20.21 S2 = 5.06 S3 = 2.58 $\tau_{max} = 8.82$						
Level D (RLE /BE)	RLE	-1.37	-6.17	-18.72	4.81	20.84	1.30	379.6
	SRV	3.29	2.28	4.84	0.17	1.27	3.68	
	LOCA	3.38	2.36	5.02	0.17	1.32	3.82	
	SUM	8.04	10.81	28.58	5.15	23.43	8.8	
		S1 = 47.38 S2 = 5.46 S3 = -5.41 $\tau_{max} = 26.40$						
Level D (RLE /UB)	RLE	-7.19	-16.87	-16.08	-0.76	-13.05	1.97	379.6
	SRV	3.29	2.28	4.84	0.17	1.27	3.68	
	LOCA	3.38	2.36	5.02	0.17	1.32	3.82	
	SUM	13.86	21.51	25.94	1.1	15.64	9.47	
		S1 = 41.81 S2 = 15.26 S3 = 4.25 $\tau_{max} = 18.78$						
Level D (RLE /LB)	RLE	-8.70	-22.28	-28.87	-2.86	-22.59	2.53	379.6
	SRV	3.29	2.28	4.84	0.17	1.27	3.68	
	LOCA	3.38	2.36	5.02	0.17	1.32	3.82	
	SUM	15.37	26.92	38.73	3.2	25.18	10.03	
		S1 = 60.83 S2 = 14.90 S3 = 5.29 $\tau_{max} = 27.77$						

註：S1,S2,S3 分別代表應力分量轉換所得之最大、次大、及最小主應力

τ_{max} 代表應力分量轉換所得之最大剪應力

表 4.1.1-29 燃料束配置 C1 與 C2 對螺栓於各運轉條件之拉剪互制效應檢核

應力單位：MPa

運轉條件	燃料束配置	f_t	F_{tb}	f_v	F_{vb}	$\frac{f_t^2}{F_{tb}^2} + \frac{f_v^2}{F_{vb}^2}$	limit
Level A	C1	6.29	271.4	3.66	112.1	0.002	1
	C2	7.16		4.03		0.002	
Level B	C1	13.14	312.1	5.00	128.9	0.003	
	C2	13.04		5.47		0.004	
Level C	C1	18.68	339.3	7.94	140.1	0.006	
	C2	19.24		8.82		0.007	
Level D (RLE/BE)	C1	53.44	632.7	34.28	379.6	0.015	
	C2	59.33		26.40		0.014	
Level D (RLE/UB)	C1	19.03		7.72		0.001	
	C2	38.24		18.78		0.006	
Level D (RLE/LB)	C1	64.47		27.64		0.016	
	C2	58.66		27.77		0.014	

註：表中之 f_t 取自計算所得之螺栓最大主應力， f_v 取自計算所

得之螺栓最大剪應力， F_{tb} 為螺栓之容許平均張應力， F_{vb} 為
螺栓之容許剪應力。

總結上述各材料在所有狀況應力最大值於下表

表 4.1.1-30 燃料貯存格架 C1 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)

		Level A	Level B	Level C	Level D
不鏽鋼基材	平均正向應力 σ_1	45.47	59.82	68.38	100.23
	平均正向容許應力	111.8	148.7	167.7	200.9
	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	19.16	42.50	49.52	172.80
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	10.74	21.11	34.64	140.64
	容許剪應力	67.1	89.2	100.7	196.9
鉸道	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	7.93	10.41	17.06	92.07
	最大鉸喉應力(上列數據 x1.414 倍)	11.21	14.72	24.12	130.19
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	6.90	13.04	18.97	60.99
	最大鉸喉剪應力(上列數據 x1.414 倍)	9.76	18.44	26.82	86.24
	容許剪應力	89.3	118.8	134.0	262.5
螺栓	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	6.29	13.14	18.68	64.47
	容許應力	407.1	468.2	508.9	903.8
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	3.66	5.00	7.94	34.28
	容許剪應力	112.1	128.9	140.1	379.6

其中平均正向應力 σ_1 、最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$ 及最大剪應力 $\tau_{\max}$ 為 ASME 檢核應力的方式。其中 σ_1 (Average normal stress) 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力; $\sigma_1 + \sigma_2$ 為應力達最大時之總和應力值即其中之 1 與 2 非指示應力之方向(如 principal stresses 的方向)而是種類(如平均應力及彎曲應力等)。

表 4.1.1-31 燃料貯存格架 C2 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)

		Level A	Level B	Level C	Level D
不鏽鋼基 材	平均正向應力 σ_1	46.59	59.10	68.80	96.63
	平均正向容許應力	111.8	148.7	167.7	200.9
	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	20.52	27.58	32.92	167.00
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	17.53	25.81	40.46	155.23
	容許剪應力	67.1	89.2	100.7	196.9
鉸道	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	9.83	15.16	25.26	117.11
	最大鉸喉應力(上列 數據 x1.414 倍)	13.90	21.44	35.72	168.59
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	8.35	15.84	23.67	80.36
	最大鉸喉剪應力(上 列數據 x1.414 倍)	11.81	22.40	33.47	113.63
	容許剪應力	89.3	118.8	134.0	262.5
螺栓	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	7.16	13.04	19.24	59.33
	容許應力	407.1	468.2	508.9	903.8
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	4.03	5.47	8.82	27.77
	容許剪應力	112.1	128.9	140.1	379.6

其中平均正向應力 σ_1 、最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$ 及最大剪應力 $\tau_{\max}$ 為 ASME 檢核應力的方式。其中 σ_1 (Average normal stress) 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力； $\sigma_1 + \sigma_2$ 應力達最大時之總和應力值。即其中之 1 與 2 非指示應力之方向(如 principal stresses 的方向)而是種類(如平均應力及彎曲應力等)。

4.1.2 均勻對稱格架之衝擊分析

全池模型之動態分析結果，將顯示燃料貯存格架分別應用 C1 與 C2 兩種燃料束貯存配置時，於各項動態荷重作用中，與燃料池壁或相鄰格架間之碰撞狀況，本節將說明燃料貯存格架最大位移量之計算結果。

上燃料池於運轉中存放燃料貯存格架時，其格架之配置如圖 2.1 所示。表 4.1.2-1~表 4.1.2-12 所示為分別以 C1 與 C2 配置之三個燃料貯存格架分別於 6 種動態荷載動態荷重作用下，格架之支撐板(Support Pad，本節各表中簡稱為 Support)、滑墊(Slider Pad，本節各表中簡稱為 Slider)、頂端(Rack Top，本節各表中簡稱為 Top)於各軸向之最大位移量。其中北向之最大位移發生在中央格架受 SRV 作用時，C1 配置之位移量為 216.0 mm，C2 配置之位移量為 216.4 mm，兩者皆小於格架北側與池壁之間隙(254mm)，北向之其它荷重(OBE、RLE、LOCA)格架之最大位移量均小於前述位移量。南向之最大位移量皆發生在東側格架受 RLE/LB 作用時，C1 之南向最大位移量為 49.1 mm，C2 為 22.2 mm，小於該方向之間隙(609.6mm)，碰撞均未發生。

西向之最大位移皆發生在格架受 LOCA 作用時之東側格架，東側格架以 C1 與 C2 配置之最大西向位移量分別為 149.3 mm 及 149.9mm，同時 C1 配置之中央格架往西向最大位移為 149.2mm，西側格架往西向最大位移為 127.6mm；C2 配置之中央格架往西向最大位移為 149.8mm，西側格架往西向最大位移為 127.7mm，兩種配置之分析中皆顯示東側格架與中央格架、中央格架與西側格架、西側格架與西側池壁之間皆未發生碰撞。

東側格架於東向最大位移量，C1 配置為 72.3mm，C2 配置為 74.3mm，兩者皆小於東側格架與東側池壁之原始間隙(129mm)，因此該方向與池壁未發生碰撞。同時 C1 配置之中央格架與西側格架往東向之最大位移量分別為 41.9mm 及 37.5mm，C2 配置之中央格架與西側格架往東向之最大位移量分別為 49.6mm 及 71.6mm，兩種配置之分析中皆顯示格架之間並未發生碰撞。

各方向之運動計算其位移結果整理於表 4.1.2-1 至 4.1.2-12。而其中所有產生之最小間隙(燃料架與燃料架之間，燃料架與池壁之間)則彙總表列於表 2.3 至 2.6。

在滑移過程中卻有因靜摩擦之影響而些微翹起，但並無傾倒之現象。

為進一步了解滑移過程，將西格架離池壁最近之框格最上緣在 RLE/BE 運動下在東西向之位移與時間歷程繪製如圖 4.1-2，圖中可看出在第 7 秒及 10 秒附近因有較明顯之正負差距之加速度，故在第 7 秒及 10 秒滑移過程中有較明顯的滑移。

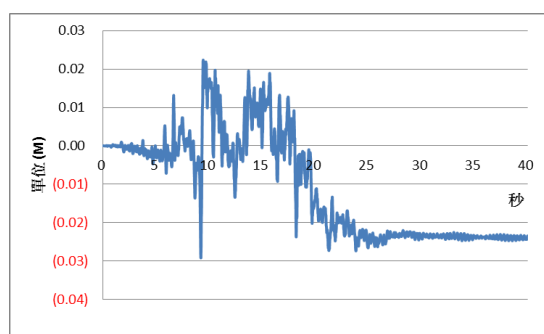


圖 4.1-2 受 RLE/BE 作用之位移與時間歷程

表 4.1.2-1 (a) 燃料束配置 C1 之東側格架受 OBE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-1.593	-1.604	-1.634
	Y	4.384	4.500	4.648
	Z	-0.072	-0.075	-0.127

表 4.1.2-1(b) 燃料束配置 C1 之中央格架受 OBE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-1.348	-1.360	-1.394
	Y	-3.545	-3.743	-3.912
	Z	-0.078	-0.078	-0.133

表 4.1.2-1(c) 燃料束配置 C1 之西側格架受 OBE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-1.241	-1.240	-1.307
	Y	-6.247	-5.369	-5.588
	Z	0.000	-0.078	-0.132

表 4.1.2-2 (a) 燃料束配置 C2 之東側格架受 OBE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	1.471	1.471	1.533
	Y	7.380	5.730	5.880
	Z	-0.001	-0.001	-0.137

表 4.1.2-2(b) 燃料束配置 C2 之中央格架受 OBE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-1.191	1.432	1.164
	Y	-5.070	-7.360	-5.430
	Z	0.012	0.012	-0.147

表 4.1.2-2(c) 燃料束配置 C2 之西側格架受 OBE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	1.412	1.475	1.523
	Y	-7.460	-7.360	-7.570
	Z	0.000	0.015	-0.144

表 4.1.2-3 (a) 燃料束配置 C1 之東側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	4.922	-13.424	-13.501
	Y	71.577	71.958	72.291
	Z	38.559	37.937	38.528

表 4.1.2-3(b) 燃料束配置 C1 之中央格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	8.359	-12.292	-12.415
	Y	-34.069	-34.068	-34.203
	Z	4.854	4.733	4.848

表 4.1.2-3(c) 燃料束配置 C1 之西側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-2.823	-16.645	-16.906
	Y	-7.386	-27.676	-29.175
	Z	0.000	4.300	4.446

表 4.1.2-4 (a) 燃料束配置 C2 之東側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	7.789	-21.831	8.107
	Y	70.800	70.800	-14.800
	Z	8.267	-1.425	14.395

表 4.1.2-4(b) 燃料束配置 C2 之中央格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	3.408	-23.024	3.519
	Y	36.300	37.400	45.900
	Z	7.969	9.017	9.560

表 4.1.2-4(c) 燃料束配置 C2 之西側格架受 RLE/BE 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	3.641	-5.641	17.266
	Y	-9.620	41.900	48.700
	Z	0.000	6.395	6.558

表 4.1.2-5 (a) 燃料束配置 C1 之東側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-37.658	-37.711	-37.709
	Y	-46.163	-46.162	-46.752
	Z	2.087	2.180	2.350

表 4.1.2-5(b) 燃料束配置 C1 之中央格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-27.074	-27.072	-27.164
	Y	-64.798	-65.456	-65.205
	Z	4.892	4.727	4.890

表 4.1.2-5(c) 燃料束配置 C1 之西側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	2.545	-26.921	-27.074
	Y	-8.665	-35.264	-46.895
	Z	0.000	10.223	10.487

表 4.1.2-6 (a) 燃料束配置 C2 之東側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-17.991	-18.003	-18.014
	Y	-43.500	-43.600	-46.900
	Z	4.586	5.370	5.533

表 4.1.2-6(b) 燃料束配置 C2 之中央格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-30.916	-30.910	-31.009
	Y	-47.300	-48.000	49.600
	Z	9.945	9.508	9.936

表 4.1.2-6(c) 燃料束配置 C2 之西側格架受 RLE/UB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	3.038	-20.078	-20.081
	Y	-10.700	-48.000	-48.200
	Z	0.00000	3.334	3.505

表 4.1.2-7 (a) 燃料束配置 C1 之東側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	20.129	20.125	20.231
	Y	42.513	42.506	43.709
	Z	11.224	12.452	13.130

表 4.1.2-7(b) 燃料束配置 C1 之中央格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-14.152	-14.149	-14.333
	Y	41.453	41.500	41.886
	Z	9.276	9.070	8.427

表 4.1.2-7(c) 燃料束配置 C1 之西側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	2.860	13.261	13.338
	Y	0.827	33.600	37.499
	Z	0.000	5.080	5.226

表 4.1.2-8 (a) 燃料束配置 C2 之東側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	22.103	22.163	21.978
	Y	71.800	71.800	74.300
	Z	21.743	20.738	21.680

表 4.1.2-8(b) 燃料束配置 C2 之中央格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-13.519	-13.501	-13.733
	Y	40.700	40.700	42.400
	Z	4.506	4.388	73.511

表 4.1.2-8(c) 燃料束配置 C2 之西側格架受 RLE/LB 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
XYZ	X	-3.169	14.200	14.396
	Y	9.520	71.600	4.520
	Z	0.00000	10.895	11.341

表 4.1.2-9 (a) 燃料束配置 C1 之東側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.229	-74.261	-74.261
	Y	-0.038	0.000	0.000
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.059	0.000	0.000
	Y	-0.596	-149.262	-149.262
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.018	0.019
	Y	0.000	0.019	-0.031
	Z	-0.001	-0.065	-0.131
絕對值加總	X	0.288	74.279 北向	74.280 北向
	Y	0.634	149.281 西向	149.293 西向
	Z	0.001	0.065	0.131

表 4.1.2-9(b) 燃料束配置 C1 之中央格架受 LOCA 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.293	-99.120	-99.120
	Y	-0.022	-0.002	-0.002
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.041	0.000	0.000
	Y	-0.435	-149.231	-149.231
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.014	0.021
	Y	0.000	0.011	-0.009
	Z	-0.001	-0.065	-0.138
絕對值加總	X	0.334	99.134 北向	99.141 北向
	Y	0.457	149.244 西向	149.242 西向
	Z	0.001	0.065	0.138

表 4.1.2-9(c) 燃料束配置 C1 之西側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.264	-79.745	-79.745
	Y	0.023	-0.002	-0.002
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	-0.050	0.000	0.000
	Y	-0.504	-127.608	-127.588
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.017	0.025
	Y	0.000	0.011	-0.031
	Z	-0.002	-0.065	-0.139
絕對值加總	X	0.314	79.762 北向	79.770 北向
	Y	0.527	127.621 西向	127.621 西向
	Z	0.002	0.065	0.139

表 4.1.2-10 (a) 燃料束配置 C2 之東側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.232	-75.179	-75.179
	Y	-0.038	-0.001	-0.001
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.060	0.000	0.000
	Y	-0.598	-149.892	-149.892
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	-0.018	0.021
	Y	0.000	-0.021	-0.052
	Z	-0.001	-0.074	-0.147
絕對值加總	X	0.292	75.197 北向	75.200 北向
	Y	0.636	149.914 西向	149.945 西向
	Z	0.001	0.074	0.147

表 4.1.2-10(b) 燃料束配置 C2 之中央格架受 LOCA 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.294	-99.434	-99.434
	Y	-0.022	-0.003	-0.003
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.041	0.000	0.000
	Y	-0.437	-149.861	-149.861
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	-0.013	-0.029
	Y	0.000	-0.013	-0.013
	Z	-0.002	-0.074	-0.145
絕對值加總	X	0.335	99.447 北向	99.463 北向
	Y	0.459	149.877 西向	149.877 西向
	Z	0.002	0.074	0.145

表 4.1.2-10(c) 燃料束配置 C2 之西側格架受 LOCA 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.266	-80.547	-80.547
	Y	0.023	-0.002	-0.002
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	-0.050	0.000	0.000
	Y	-0.504	-127.657	-127.637
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	-0.014	0.033
	Y	0.000	-0.014	-0.016
	Z	-0.002	-0.074	-0.155
絕對值加總	X	0.316	80.561 北向	80.580 北向
	Y	0.527	127.673 西向	127.655 西向
	Z	0.002	0.074	0.155

表 4.1.2-11 (a) 燃料束配置 C1 之東側格架受 SRV 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.492	-163.949	-163.948
	Y	0.081	-0.001	-0.001
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.056	-0.003	-0.003
	Y	-0.561	-140.460	-140.460
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.018	0.018
	Y	0.000	0.029	-0.036
	Z	0.002	-0.072	-0.140
絕對值加總	X	0.548	163.970 北向	163.969 北向
	Y	0.642	140.490 西向	140.497 西向
	Z	0.002	0.072	0.14

表 4.1.2-11(b) 燃料束配置 C1 之中央格架受 SRV 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.586	-215.933	-215.933
	Y	-0.039	-0.009	-0.009
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.039	-0.006	-0.006
	Y	-0.409	-139.803	-139.803
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.013	-0.018
	Y	0.000	-0.012	0.010
	Z	-0.001	-0.065	-0.137
絕對值加總	X	0.625	215.952 北向	215.957 北向
	Y	0.448	139.824 西向	139.822 西向
	Z	0.001	0.065	0.137

表 4.1.2-11(c) 燃料束配置 C1 之西側格架受 SRV 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.547	-175.546	-175.545
	Y	-0.048	-0.009	-0.009
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	-0.037	-0.006	-0.006
	Y	-0.506	-128.249	-128.240
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.018	0.024
	Y	0.000	-0.012	-0.014
	Z	-0.002	-0.064	-0.134
絕對值加總	X	0.584	175.570 北向	175.575 北向
	Y	0.554	128.270 西向	128.263 西向
	Z	0.002	0.064	0.134

表 4.1.2-12 (a) 燃料束配置 C2 之東側格架受 SRV 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.496	-165.734	-165.694
	Y	0.082	-0.002	-0.002
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.054	-0.001	-0.006
	Y	-0.538	-134.738	-134.738
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.026	0.026
	Y	0.000	-0.020	-0.032
	Z	-0.002	-0.074	-0.139
絕對值加總	X	0.55	165.761 北向	165.726 北向
	Y	0.62	134.760 西向	134.772 西向
	Z	0.002	0.074	0.139

表 4.1.2-12(b) 燃料束配置 C2 之中央格架受 SRV 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	0.586	-216.359	-216.359
	Y	-0.038	-0.011	-0.011
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	0.037	-0.012	-0.012
	Y	-0.391	-133.619	-133.619
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.014	0.025
	Y	0.000	-0.012	0.015
	Z	-0.002	-0.070	-0.145
絕對值加總	X	0.623	216.385 北向	216.396 北向
	Y	0.429	133.642 西向	133.645 西向
	Z	0.002	0.07	0.145

表 4.1.2-12(c) 燃料束配置 C2 之西側格架受 SRV 作用時之最大位移量(mm)

動態荷重方向	位移方向	Support	Slider	Top
X	X	-0.551	-177.132	-177.132
	Y	0.048	-0.011	-0.011
	Z	0.000	0.000	0.000
Y	X	-0.050	-0.011	-0.012
	Y	-0.505	-127.938	-127.932
	Z	0.000	0.000	0.000
Z	X	0.000	0.019	0.028
	Y	0.000	-0.012	0.015
	Z	-0.002	-0.071	-0.147
絕對值加總	X	0.601	177.162 北向	177.172 北向
	Y	0.553	127.961 西向	127.958 西向
	Z	0.002	0.071	0.147

4.2 格架偏心及靜摩擦之影響_分析案例 3.2 之結果

本分析以三方向 RLE 地震力同時作用，其結果如表 4.2-1，三個 RLE 地震力(UB, LB, BE) 之結果格架皆未撞擊池壁，但與上節均勻對稱格架結果不同的是格架本身有互撞。

搖擺效應、傾倒效應及衝擊效應:其中格架互撞如圖 4.2-1。在 RLE/UB 地震力及 C2 之燃料配置下，西側格架因靜摩擦影響有些微翹起(翹起局部放大如圖 4.2-2)而與中央格架下緣互撞。應力雖超過降伏，但只侷限在該框格，其隔壁框格都仍然完整，且因外圍框格都未放燃料束故對燃料束沒有影響。因已超過降伏故此分析以非線性元素及格架之塑性材質[2 之 9.4-2 頁]重作，圖 4.2-3 及 4.2-4 為從格架外之碰撞處往格架內部切開之剖面線性碰撞應力最大為 571MPa，非線性碰撞應力最大為 331MPa，兩者應力皆未延伸至內部有放燃料棒處。因非線性碰撞之 331 MPa 為較正確的結果故表 4.2-1 只列 331 MPa 而不列 571MPa，而其他 RLE 地震力並無互撞發生。

扭轉效應：另外因偏心造成格架有扭轉傾向，如圖 4.2-5 顯示之旋轉位移。格架上緣有明顯之旋轉位移，此旋轉位移至格架下緣被靜摩擦阻止。故較大應力發生於格架下緣之開孔處。應力小於降伏且通過 2.7 節所述之應力檢核。

表 4.2-1 格架偏心及靜摩擦之影響

原因	最大應力	地震力方式/ 燃料棒配置	發生位置
西側格架與中央格架碰撞	331mpa	UB/C2	西側格架右下角與中央格架左上角開孔處
因扭轉關係，格架上緣旋轉，格架下緣被靜摩擦阻止而產生應力	皆小於降伏應力且通過 2.7 節所述之應力檢核。	UB/C1	格架下緣開孔處附近
		BE/C1	
		BE/C2	
		LB/C1	
		LB/C2	

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 4.2-1 西側格架些微翹起與中央格架下緣互撞

圖 4.2-2 西側格架些微翹起與中央格架下緣互撞之細部圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 4.2-3 線性碰撞之格架應力剖面

圖 4.2-4 非線性碰撞之格架應力剖面

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

圖 4.2-5 東側格架之旋轉變形量

為了解格架於滑動及轉動過程中之細部行為，圖 4.2-6 為扭轉最嚴重之燃料格架有限元素模型示意圖，擷取轉動位移最大框格之各高程節點之位移-時間歷程與加速度-時間歷程數據，各高程節點編號則列於表 4.2-2，由圖 4.2-7(a)、圖 4.2-7(b) 圖 4.2-7(c)可以明顯看出在地震過程中，各高程位移量在第 6~8 秒間有較大位移變化差異，且由圖 4.2-7(d)可看出 6.7 秒低程與高程之瞬間最大位移差

異量約 19.072mm，6.8 秒後各高程位移漸趨穩定且具極高一致性；同樣在圖 4.2-8(a)、圖 4.2-8(b)、圖 4.2-8(c) 可看出各高程加速度歷程在第 6~8 秒間有較大加速度變化差異，由圖 4.2-8(d)可以看出各高程加速度在 6.7 秒開始有明顯差異，可看出燃料格架已開始產生扭轉現象，其中低程與高程之最高加速度差異約為 0.05g，而過 7.5 秒後各高程之加速度差異漸趨平緩並趨向一致，整體而言燃料格架在地震過程中幾乎為剛體運動。

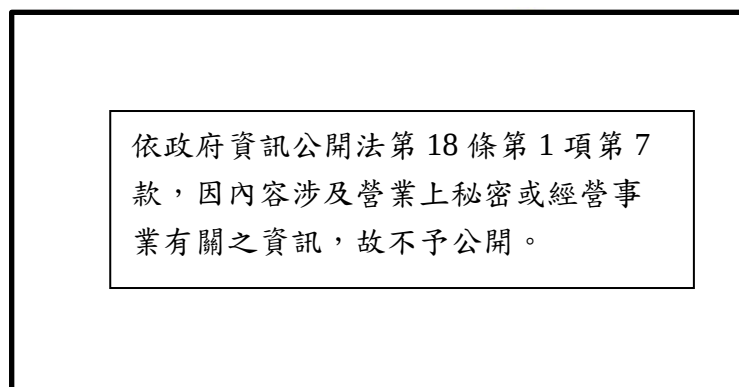


圖 4.2-6 扭轉最嚴重之燃料格架元素

表 4.2-2、扭轉最嚴重之燃料格架各面高程編號整理

高程等級	最高(H)	中(Mid)	最低(L)
節點編號	41580	41588	41586

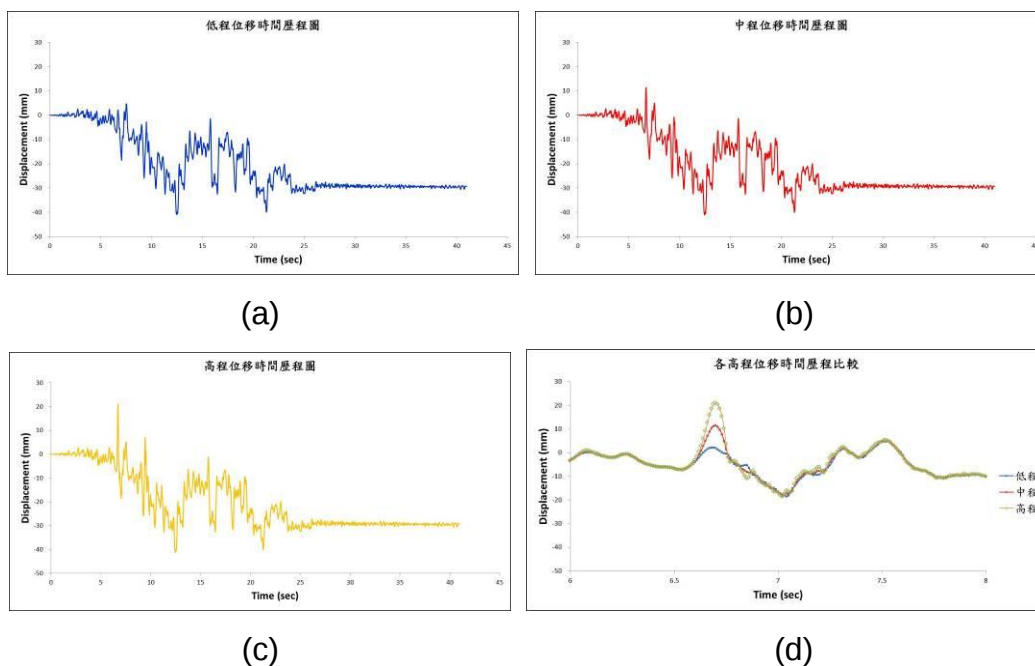
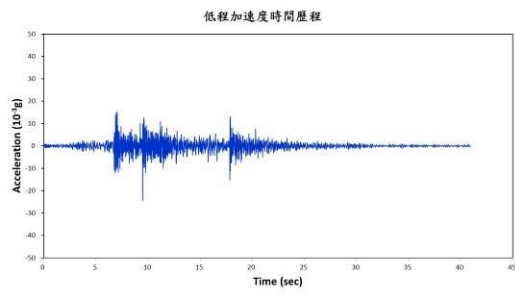
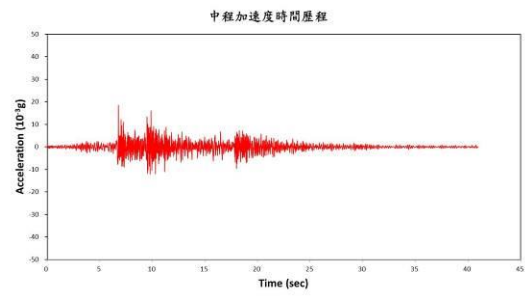


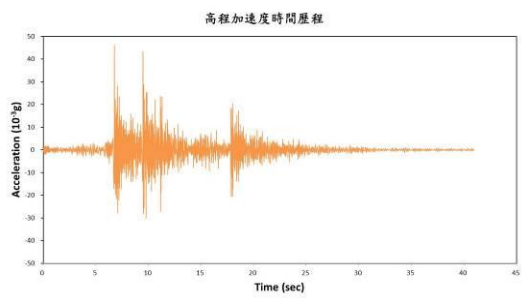
圖 4.2-7 各高程位移-時間圖



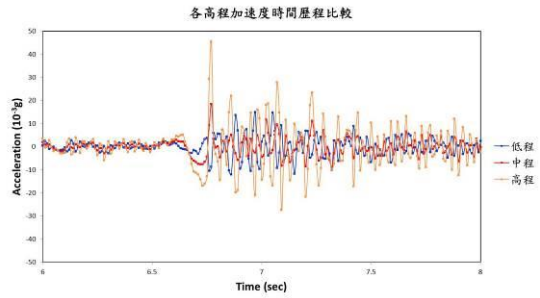
(a)



(b)



(c)



(d)

圖 4.2-8 各高程加速度-時間圖

4.3 使用實際 RLE 地震加速度歷時及不考慮靜摩擦之碰撞分析結果

—分析案例 3.3 之結果

本分析以圖 2.3-7 之 RLE 實際加速度時間歷程且不計靜摩擦效應進行格架之動力分析計算，即 RLE(UB), RLE(LB)及 RLE(BE)各別輸入做東西、南北及上下之分析計算。最大位移發生在西側格架受 RLE/LB 作用時，C1 與 C2 配置之最大位移量均在超過 129.0mm 後往東向略為回彈，已達西側格架之西側面與池壁之原有間隙 129mm，即池壁與格架間之接觸元素已達接觸狀態，產生碰撞，而中央格架隨之與西側格架發生輕微碰撞。西側格架之西側面與池壁碰撞所產生之最大接觸力發生於 C2 配置之格架，上緣及下緣分別為 87.2 噸重及 96.3 噸重 (以牆壁為基準其相對位置如圖 4.3-1)。上面藍色為格架撞擊造成，撞擊力均勻分布於此面積上，總合力為 87.2 噸重。下面紅色為 Base Plate 撞擊造成，撞擊力均勻分布於此面積上，總合力為 96.3 噸重。碰撞力與時間關係如圖 4.3-2 及 4.3-3 所列。

所產生之最大格架應力如 4.1.1 節方式進行檢核，碰撞之兩例中格架所承受之應力均仍低於容許應力，故仍可確保格架完整性，檢核最大應力總表如表 4.3-1 及 4.3-2。兩種配置之分析中皆顯示東側格架與中央格架之間並未發生碰撞。所有 RLE(UB, LB 及 BE) 之分析結果在南北及上下方向皆無碰撞。

本分析中因無靜摩擦力故並無格架翹起之現象，故不會搖擺及傾倒。

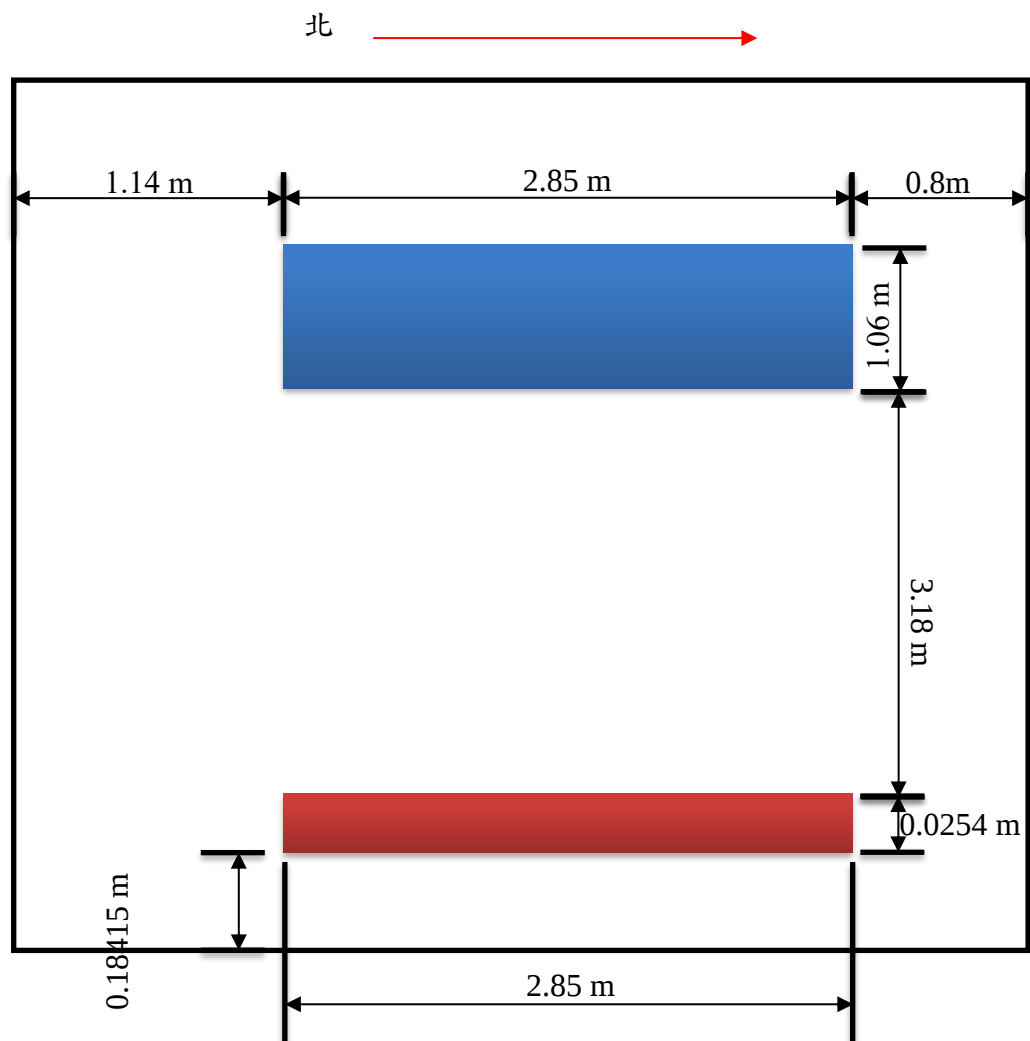


圖 4.3-1 上燃料池西面牆壁之撞擊面之撞擊力量分布

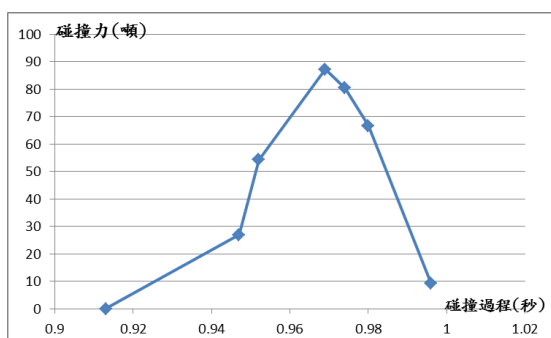


圖 4.3-2 圖 4.3-1 之藍色面碰撞歷程

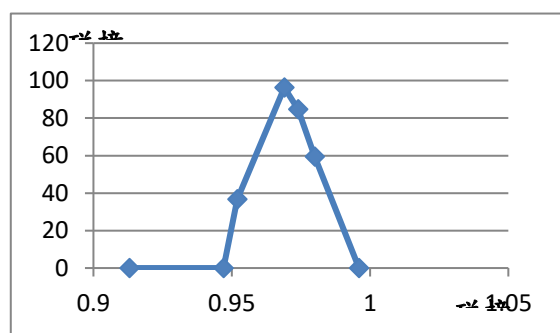


圖 4.3-3 圖 4.3-1 之紅色面碰撞歷程

圖 4.3-2 之詳細資料：

時間(秒)	0.913	0.947	0.952	0.969	0.974	0.980	0.996
-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------

碰撞力(噸)	0.00	26.88	54.24	87.2	80.47	66.64	9.22
--------	------	-------	-------	------	-------	-------	------

圖 4.3-3 之詳細資料：

時間(秒)	0.913	0.947	0.952	0.969	0.974	0.980	0.996
碰撞力(噸)	0.00	0.00	36.69	96.3	84.63	59.35	0.00

表 4.3-1 燃料貯存格架 C1 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)

		Level A	Level B	Level C	Level D
不鏽鋼基材	平均正向應力 σ_1	31.27	45.86	54.75	84.30
	平均正向容許應力	111.8	148.7	167.7	200.9
	最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	63.20	72.76	85.06	166.87
	最大正向容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	26.92	41.12	55.05	103.32
	容許剪應力	67.1	89.2	100.7	196.9
鉸道	最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	14.78	21.59	29.05	46.30
	最大鉸喉應力(上列數據 x1.414 倍)	20.90	30.53	41.08	65.47
	最大正向容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	12.00	18.09	25.05	22.61
	最大鉸喉剪應力(上列數據 x1.414 倍)	16.97	25.58	35.42	31.97
	容許剪應力	89.3	118.8	134.0	262.5
螺栓	最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	8.88	15.65	21.18	27.51
	最大正向容許應力	407.1	468.2	508.9	903.8
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	3.30	6.56	10.12	11.85
	容許剪應力	112.1	128.9	140.1	379.6

其中平均正向應力 σ_1 、最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$ 及最大剪應力 $\tau_{\max}$ 為 ASME 檢核應力的方式。其中 σ_1 (Average normal stress) 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力； $\sigma_1 + \sigma_2$ 為應力達最大時之總和應力值即其中之 1 與 2 非指示應力之方向(如 principal stresses 的方向)而是種類(如平均應力及彎曲應力等)。

表 4.3.2 燃料貯存格架 C2 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)

		Level A	Level B	Level C	Level D
不鏽鋼基材	平均正向應力 σ_1	46.59	59.10	68.80	96.63
	平均正向容許應力	111.8	148.7	167.7	200.9
	最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	20.52	27.58	32.92	229.76
	最大正向容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	17.53	25.81	40.46	155.23
	容許剪應力	67.1	89.2	100.7	196.9
鉸道	最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	9.83	15.16	25.26	117.11
	最大鉸喉應力(上列數據 x1.414 倍)	13.90	21.44	35.72	165.59
	最大正向容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	8.35	15.84	23.67	80.36
	最大鉸喉剪應力(上列數據 x1.414 倍)	11.81	22.40	33.47	113.63
	容許剪應力	89.3	118.8	134.0	262.5
螺栓	最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	7.16	13.04	19.24	59.33
	最大正向容許應力	407.1	468.2	508.9	903.8
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	4.03	5.47	8.82	27.77
	容許剪應力	112.1	128.9	140.1	379.6

其中平均正向應力 σ_1 、最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$ 及最大剪應力 $\tau_{\max}$ 為 ASME 檢核應力的方式。其中 σ_1 (Average normal stress) 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力; $\sigma_1 + \sigma_2$ 為應力達最大時之總和應力值即其中之 1 與 2 非指示應力之方向(如 principal stresses 的方向)而是種類(如平均應力及彎曲應力等)。

4.4 挫屈分析

本來格架並非特別細長之結構(高度/短邊長度=1.9)，單一格架整體挫屈現象應不會發生，如圖 4.4-1 為格架之長寬高，格架框格厚度為 2mm，如只取格架最外圍之框格板做 I 值計算，可得

$$I = 2.85 \times 0.002 \times \left(\frac{2.18}{2}\right)^2 \times 2 + \frac{0.002}{12} \times (2.18)^3 \times 2 = 0.017 m^4,$$

而由材料力學[10]之公式 10-6: $P_{cr} = \pi^2 EI / 4L^2$ (底部固定) (E 為 $200 \times 10^9 N/m^2$)，

可得單一格架之挫屈所需之力為

$$P_{cr} = \pi^2 EI / 4L^2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{0.017}{4 \times 4.35^2} = 4.43 \times 10^8 N = 44300 \text{噸重}$$

，遠高於格架所受最大垂直壓力 125 噸重(由 4.1.1.3 節：假設 RLE、LOCA 及 SRV 垂直作用力最大值同時發生時，分別取其中各項加速度歷時取最大值加總得 1.94g，包括 RLE 加速度之最大 0.73g，LOCA 加速度之 0.04g，SRV 加速度之 0.3g 及自重扣除浮力後 0.87 g 加總而得。格架及燃料棒等自重為 64.5 噸重，故單一格架所受最大垂直壓力為 $64.5 \times 1.94 = 125$ 噸重)。格架碰撞時雖有側向力但因碰撞時格架貼緊池壁，故碰撞之側向力並不會增加挫屈之可能，故本挫屈分析只討論局部挫屈。

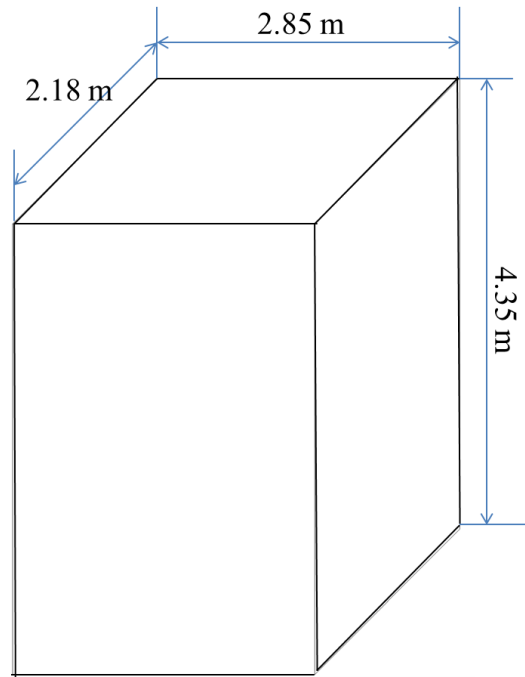


圖 4.4-1 單一格架之外圍尺寸

局部挫屈分析為探討在東西向碰撞產生之碰撞力是否會造成如圖 4.4-2 之局部挫屈分析行為。如圖 4.4-2，挫屈發生所需之力量由材料力學[10]之公式 10-7： $P_{cr} = \pi^2 EI / L^2$ (兩端簡支樑支撐)；或 10-8： $P_{cr} = 4\pi^2 EI / L^2$ (兩端固定支撐)。其中之 L 為格架之寬度為 15 公分，E 為 $200 \times 10^9 \text{ N/m}^2$ 。以下依上兩節之動力分析結果討論局部挫屈之可能：

由 4.3 節之碰撞結果如圖 4.3-1。如圖 4.4-2，有可能發生局部挫屈之隔板(圖 4.4-2 紅色隔板)前後兩端由其他隔板夾住，應比較接近固定支撐。格架之框格厚度為 2mm，格架碰撞之高度為上緣約 1m，以格架之厚度及碰撞之高度形成之截面其 I 為 $6.7 \times 10^{-10} \text{ m}^4$ (即 $I = b \cdot h^3 / 12 = 1.0 \times 0.002^3 / 12 = 6.7 \times 10^{-10} \text{ m}^4$)。故發生局部挫屈所需之力以簡支樑支撐為 5.8 噸重 ($P_{cr} = \pi^2 EI / L^2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{6.7 \times 10^{-10}}{(0.15)^2} = 5.8 \times 10^4 \text{ N} = 5.8$)；如以固定支撐則為 23.5 噸重 ($P_{cr} = 4\pi^2 EI / L^2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{6.7 \times 10^{-10}}{(0.15)^2} = 23.5 \times 10^4 \text{ N} = 23.5$)，由 4.3 節之碰撞時碰撞總力為 87.2 噸重(如圖 4.3-1)，87.2 噸重平均分配於 18 個框格隔板之力為 4.8 噸重。故即使以簡支樑支撐視之都不會發生挫屈，再即使第一排框格挫屈因無燃料棒故也不影響整體安全。

4.2 節之偏心格架分析產生之碰撞發生於格架下緣(見 4.2 節之圖 4.2-4)，且只有單一框格板受碰撞，見圖 4.4-3，碰撞力為 13.8 噸重，作用於約 15 公分長之格架框格板上。碰撞力 13.8 噸重由 ANSYS 後處理輸出所有發生碰撞之節點之碰撞壓力，乘上其對應之面積而後加總而得。

由於此框格板上下夾著有一英寸厚的橫板故其截面為 H 型，I 值很大(詳細計算值於附錄 4)，而由圖 4.2-4 可看出碰撞產生之應力從格架外表面往格架內部延伸三個框格時幾乎已為 0，碰撞力 13.8 噸重已被格架與支撐板之摩擦力消耗，如保守取 6 個框格當作可能發生此局部挫屈之長度，即 $15 \times 6 = 90$ 公分，則發生

局部挫屈所需之力以簡支樑支撐為 340 萬噸重($P_{cr} = \pi^2 EI / L^2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{1.4 \times 10^{-5}}{(0.9)^2} = 3.4 \times 10^7 N = 340$)；如以固定支撐則為 1460 萬噸重($P_{cr} = 4\pi^2 EI / L^2 = 4\pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{1.4 \times 10^{-5}}{(0.9)^2} = 1460$)，都遠高於碰撞力 13.8 噸重。此局部挫屈不會發生。

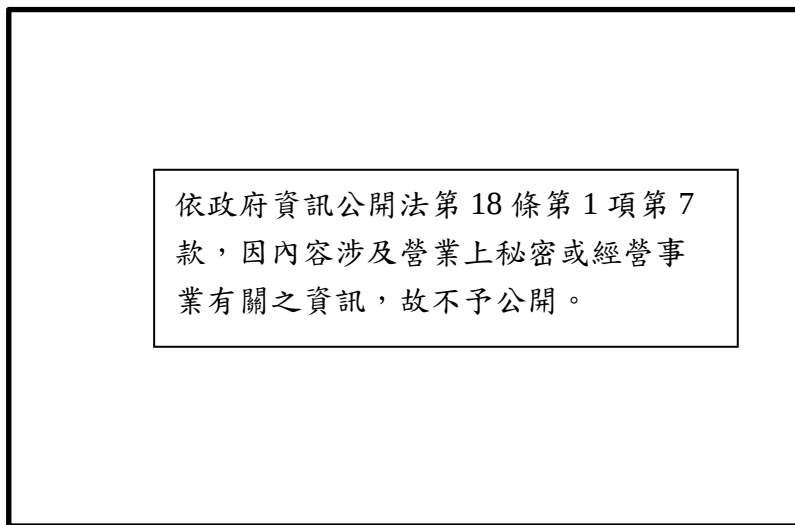


圖 4.4-2 格架上緣可能局部挫屈之示意圖

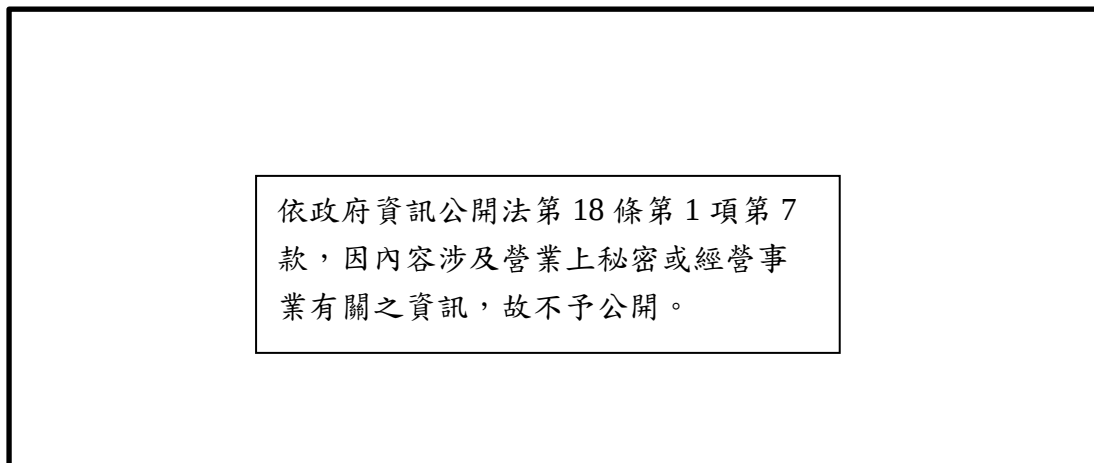


圖 4.4-3 格架底部可能局部挫屈之截面

4.5 在格架框格內的燃料束與格架框格的碰撞

因燃料束與格架之框格的間隙很小，只有 1.1 公分，如此小的空間無法持續加速以致產生夠大的碰撞速度而破壞燃料棒。且在[7]中，GE 對此做過分析，其結論為”燃料束與格架之框格碰撞不影響其動力行為。即使加入此碰撞行為在 SSE 作用力下產生之格架應力只有容許應力的 1/9”，而燃料棒外殼 Zircaloy 比不銹鋼格架之容許應力還大[燃料棒外殼 Zircaloy 降伏 280MPa; 不銹鋼降伏 170MPa; 文獻 2 之 9.4-2 及 9.4-3 頁]。而 RLE 頻譜之震幅約是 SSE 之 1.67 倍。將新事證 RLE 之頻譜與 SSE 之頻譜比較，如圖 5.6 所示。在 99%之頻率下 RLE 之作用力約只為 SSE 之兩倍，即使在頻譜高峰未重疊的極少頻率下，RLE 之作用力也只有 SSE 之 4.5 倍，故 9 倍的餘裕是相當足夠的。也就是說燃料束與格架框格內的擾動碰撞並不會造成燃料束的損壞。

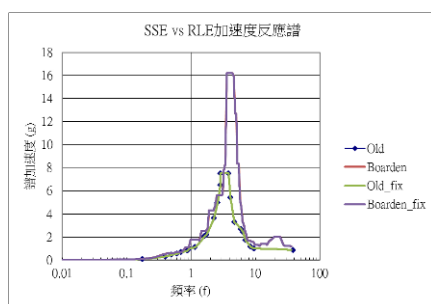


圖 5.6(a)RLE 與 SSE 頻譜比較

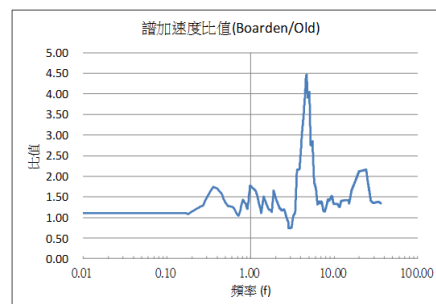


圖 5.6(b)RLE 與 SSE 頻譜比值

5. 分析結果總結與結論

(1)應力計算結果

應力檢核結果以 4.3 節及 4.1 節之應力較大者呈現(即比較表 4.1-30/4.1-31 與表 4.3-1/4.3-2)，歸納總結如表 5.1 與表 5.2 所列，不鏽鋼基材、鐸道、螺栓之各項應力之最大值皆小於 ASME Code, Section III, Subsection NF 所規範之容許值。

表 5.1 燃料貯存格架 C1 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)

		Level A	Level B	Level C	Level D
不鏽鋼基材	平均正向應力 σ_1	45.47	59.82	68.38	100.23
	平均正向容許應力	111.8	148.7	167.7	200.9
	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	63.20	72.76	85.06	172.80
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	26.92	41.12	55.05	140.64
	容許剪應力	67.1	89.2	100.7	196.9
鉚道	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	14.78	21.59	29.05	92.07
	最大鉚喉應力(上列數據 x1.414 倍)	20.90	30.53	41.08	130.19
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	12.00	18.09	25.05	60.99
	最大鉚喉剪應力(上列數據 x1.414 倍)	16.97	25.58	35.42	86.24
	容許剪應力	89.3	118.8	134.0	262.5
螺栓	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	8.88	15.65	21.18	64.47
	容許應力	407.1	468.2	508.9	903.8
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	3.66	6.56	10.12	34.28
	容許剪應力	112.1	128.9	140.1	379.6

其中平均正向應力 σ_1 、最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$ 及最大剪應力 $\tau_{\max}$ 為 ASME 檢核應力的方式。其中 σ_1 (Average normal stress) 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力; $\sigma_1 + \sigma_2$ 為應力達最大時之總和應力值即其中之 1 與 2 非指示應力之方向(如 principal stresses 的方向)而是種類(如平均應力及彎曲應力等)。

表 5.2 燃料貯存格架 C2 燃料束配置之最大應力檢核總表 (單位：MPa)

		Level A	Level B	Level C	Level D
不鏽鋼基材	平均正向應力 σ_1	46.59	59.10	68.80	113.5
	平均正向容許應力	111.8	148.7	167.7	200.9
	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	37.51	50.61	64.20	182.7
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	28.62	43.87	60.33	155.23
	容許剪應力	67.1	89.2	100.7	196.9
鉸道	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	18.59	28.36	39.77	117.11
	最大鉸喉應力(上列數據 x1.414 倍)	26.29	40.10	56.23	165.59
	容許應力	167.7	223.0	251.6	301.4
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	13.30	20.51	28.21	80.36
	最大鉸喉剪應力(上列數據 x1.414 倍)	18.81	29.00	39.89	113.63
	容許剪應力	89.3	118.8	134.0	262.5
螺栓	局部最大應力 $\sigma_1 + \sigma_2$	8.67	14.52	20.69	59.33
	容許應力	407.1	468.2	508.9	903.8
	最大剪應力 $\tau_{\max}$	4.03	7.29	11.34	27.77
	容許剪應力	112.1	128.9	140.1	379.6

其中平均正向應力 σ_1 、最大正向應力 $\sigma_1 + \sigma_2$ 及最大剪應力 $\tau_{\max}$ 為 ASME 檢核應力的方式。其中 σ_1 (Average normal stress) 為均一分佈於材料全橫斷面之平均正向應力； $\sigma_1 + \sigma_2$ 應力達最大時之總和應力值。即其中之 1 與 2 非指示應力之方向(如 principal stresses 的方向)而是種類(如平均應力及彎曲應力等)。

(2) 挫屈分析結果

挫屈分析之結果詳述於 4.4 節，格架整體挫屈及其中格板之局部挫屈都不會發生。

(3) 衝擊分析結果

完整衝擊分析(OBE、SRV、LOCA 及 RLE)之結果詳述於 4.1 至 4.2 節，C1 及 C2 配置在南北向皆無碰撞發生。在東西向只有 SRV 作用力下與池壁輕微碰觸。應力很小，遠小於 4.3 節之碰撞應力，不影響格架完整性。

4.3 節為針對力量較大之 RLE 忽略靜摩擦(只採用動摩擦)及使用實際加速度時間歷程分析，分析所得之西側燃料貯存格架受 RLE/LB 作用時，C1 與 C2 之最大西向位移量皆已達與西向池壁之原有間隙 129mm，即西側貯存格架之西側面已碰撞西側池壁，碰撞所產生之接觸力在格架上緣及下緣分別為 87.2 噸重及 96.3 噸重，隨之中央格架與西側格架亦發生輕微碰撞。

(4) 掉落分析結果

吊運過程中燃料束掉落撞擊燃料格架在[9]中已有完整之分析。因掉落分析之作用力完全來自於燃料束自重，與新事證地震力 RLE 並不相關，故此掉落分析不需要在本報告中重做。報告[9]中之主要掉落分析結果於附錄 2。

(5) 總結

故因新事證相關之核二廠上燃料池之燃料貯存格架分析，經建構全池之有限元素模型並進行非線性動態分析，計算所得之組合應力皆符合 ASME 規範第三章之 NF 小節(Section III Subsection NF)規定。

6. 參考文獻

- (1) NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4, Appendix D, Guidance On Spent Fuel Pool Racks, Revision 4, September 2013.
- (2) Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool second reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 & 2, July, 2003.
- (3) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF and Section II, Part D, 2010 Edition.
- (4) ANSYS Computer Program Release 11, ANSYS Inc.
- (5) NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1, Appendix A, Specification For Minimum Power Spectral Density (PSD) Requirement, Revision 3, March 2007.
- (6) Kuosheng Nuclear Power Station New Load Adequacy Evaluation, Phase A, Overseas Bechtel Incorporation, Job 9713-141, May 1980
- (7) Kuosheng Nuclear Power Plant Units 1 & 2, Containment Upper Spent Fuel Pool Modification Report, Oct 1985
- (8) "HDFSR FOR LUNG MEN ASME COMPLIANCE SUMMARY REPORT Document N° AR-FP05, Rev. 3" 2002 by ENSA
- (9) "核二廠上燃料池貯存格架工程結構動力分析"Rev 2, 工業技術研究院, 中華民國98年7月28日
- (10) "Mechanics of Materials, Timoshenko, 1972
- (11) "Seismic Behavior of Spent Fuel Storage", Saclay Nuclear Research Center, Transactions of 15th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 1999
- (12) ACI 350.3-06 Seismic Design of Liquid-Containing Concrete, 2014
- (13) "Dynamic Pressures on Accelerated Fluid Containers" by G.W. Housner,

1954

(14) FSAR table 3.7.1 "Damping Values For Structures"

(15) ASM Handbook, Vol18 "Friction, Lubrication, and wear technology"

(16) "Soil-Structure Interaction Analysis of Reactor Building for Floor
Response Spectra" by S&A

(17) Holtec Report HI-992154

(18) Design specification, BWR Fuel Channels, Siemens Power Corporation

7. 附錄

附錄 1

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

附錄 2

在[9]中該分析採用 800 磅的燃料束(實際燃料束 700 磅)分析格架上方 1.4 公尺自由落下之燃料束撞擊格架之上緣角落、上緣邊框及底部等，如下圖。分析結果為直接受撞擊之格架框格會有塑性變形或破損，但其相鄰框格仍是完整的。格架材料性質採用與核二下池相同的 304L 材質的非線性特性([2] 9.4-2 頁):

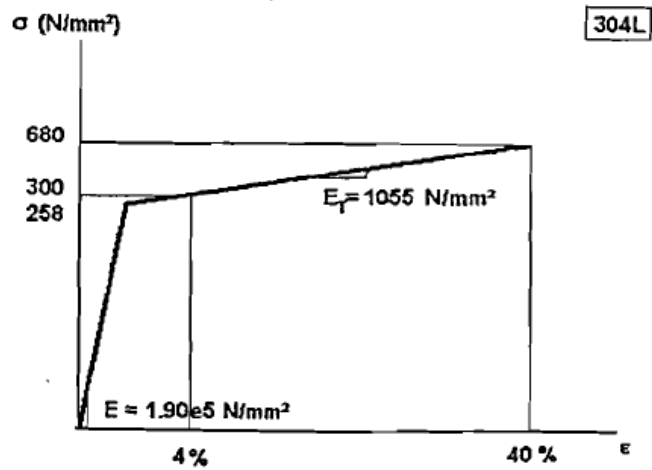


圖 附錄 2.1 掉落分析使用之格架塑性性質

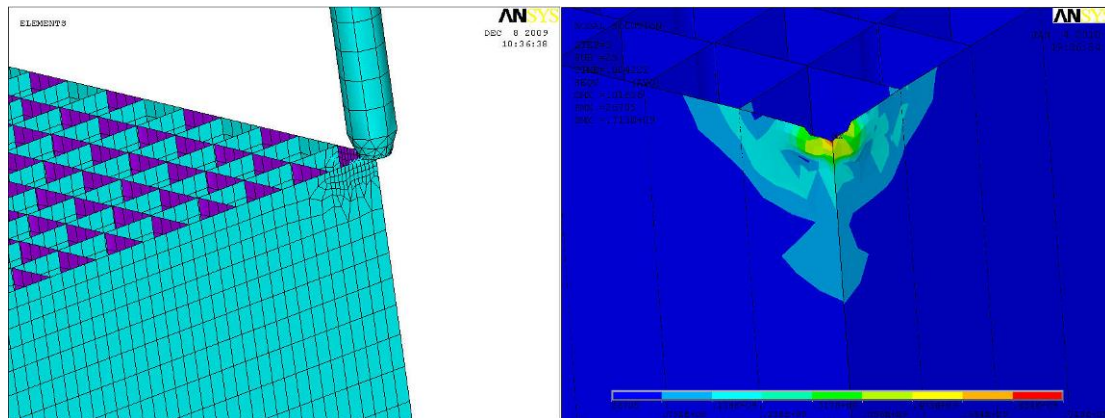


圖 附錄 2.2 撞擊上緣角落之 Von Mises Stress (最大應力 713MPa)

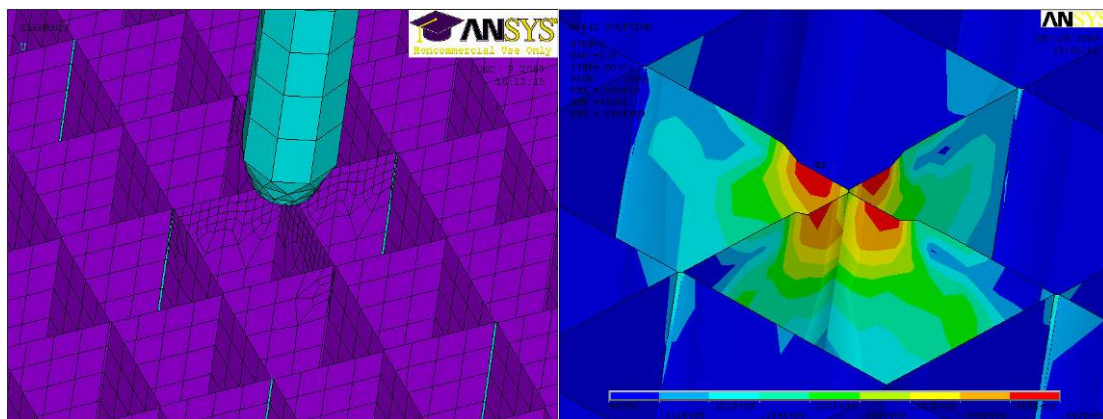


圖 附錄 2.3 撞擊上緣中間之 Von Mises Stress (最大應力 460MPa)

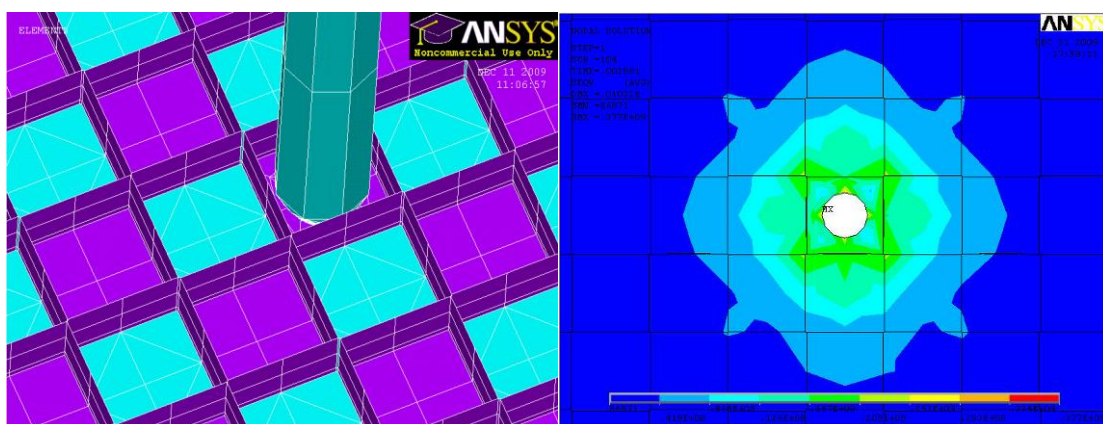
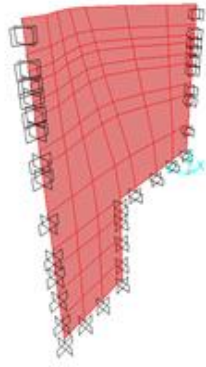


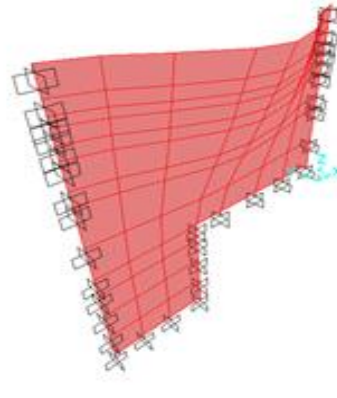
圖 附錄 2.4 撞擊中間底部之 Von Mises Stress (最大應力 377MPa)

附錄 3

依美國土木結構法規ASCE 7-10 (pages 97)之規定：結構頻率大於17Hz即可視為剛體，而經計算西側池壁之自然振動頻率為28Hz，東側池壁之自然振動頻率44Hz(如下圖)。而且與格架同高之池壁並無任何變形故可視為剛體。



圖附錄 3.1 東側池壁自然頻率 44Hz
之模態



圖附錄 3.2 西側池壁自然頻率 28Hz
之模態

附錄 4

重覆圖 4.4-3 之 H 型截面如下：

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，因內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開。

此 H 型截面之中央腹板厚度為 8mm，高度為 15 公分，而上下兩個翼板之厚度為 2.54 公分，長度即為 15 公分。

以圖上 y 軸做挫屈之 I 值之計算：

此 H 型截面之中央腹板厚度為 8mm，高度為 15 公分，所以 H 型截面腹板之 I 為 $6.4 \times 10^{-9} m^4$ (即 $I = b \cdot h^3 / 12 = 0.15 \cdot 0.008^3 / 12 = 6.4 \times 10^{-9} m^4$)；而 H 型截面之上下兩個翼板之厚度為 2.54 公分，高度即為 15 公分，故此 H 型截面翼板之 I 為 $1.4 \times 10^{-5} m^4$ (即 $I = 2 \cdot b \cdot h^3 / 12 = 2 \cdot 0.0254 \cdot 0.15^3 / 12 = 1.4 \times 10^{-5} m^4$)。兩部分相加得總共 H 型截面之 I 為 $1.4 \times 10^{-5} m^4$ 。

以圖上 x 軸做挫屈之 I 值之計算主要為兩個翼板之面積乘上與 x 軸之距離 15/2 公分，即

$$I = 2 \times 0.0254 \times 0.15 \times \left(\frac{0.15}{2} \right)^2 = 4.28 \times 10^{-5} m^4$$

因以 y 軸做挫屈之 I 值較小，即挫屈所需之力較小，故挫屈所須之 I 值為 $1.4 \times 10^{-5} m^4$ 。

附錄 5

本報告之網格收斂性分析從開始約數千個元素開始做起，一開始網格加密時粗網格及細網格出現峰值時間(如圖2.5-6)根本完全不同，經過數次加密後最後才有圖2.5-6之結果，共78000個元素。

圖 2.5-6 是應力之結果，事實上網格收斂在滑移之位移量於粗細網格是相當接近的，但因分析的目的是要檢核應力。因此只呈現應力收斂之結果：最重要的結論是粗網格已達位移量收斂而應力因粗網格有 (數值而產生虛假的)應力集中呈現應力較大的結果，但是保守的。在圖 2.5-6 上大部分波峰發生時間於粗細網格是相同的但少數波峰值大小有差別，另外少數波峰發生時間於粗細網格亦不相同，以下分別解釋：

波峰發生時間於粗細網格是相同的但少數波峰值大小有差別：

波峰值於粗細網格差距較大(如第 7.5 秒)的原因是我們特別選取會應力集中的格點，顯示粗網格因(虛假的)應力集中呈現應力較大的結果，但是是相對保守的；且因記憶體已到極限我們實在無法消弭所有應力集中之可能格點。所以少數單一應力集中之波峰值(如圖2.5-6第7.5秒)於粗細網格差距大是(數值而產生虛假的)應力集中結果。

少數波峰發生時間於粗細網格不相同：

少數波峰(在8至12秒間)有時間之差距為兩個原因：最大原因為應力集中之波峰太密集而使波峰重疊造成而非位移量於粗細網格之反應有所不同，而另一原因則為位移量雖於粗細網格是相當接近，但因應力是位移微分之結果故仍可產生較大的差別，這方面再以如下的補充說明：

一般如組成方程式及統御方程式是連續(線性或非線性，至少不要是 ill-posed)且網格是規則六面體，做網格收斂性較容易得到快速收斂之結果。

但因本報告在滑移面上為配合散佈之螺栓孔(報告圖 2.1-13)等非規則性幾何之關係，使得有部分網格為非規則的六面體，故做網格收斂性分析時收斂速度會比較慢。例如有時網格雖然縮小，但形狀變差了(當然長寬比有限制)。

再加上摩擦滑移上 contact 之統御方程式並非傳統之連續微分方程式。它是在每個 time step，根據兩個互相接觸面之 contact 節點做判斷，要不要讓兩個接觸面相對移動或維持不變，所以比較是 0/1 之結果，比較不像連續性之微分方程式。

所以因為本報告之接觸面間之 contact 網格太多，不易做到教科書上說的漂亮快速收斂之結果，但本報告之網格收斂性分析時(持續讓網格縮小)已做到最後，即目前電腦記憶體可能承受之結果。以網格收斂性來說應可說是近似收斂且保守的結果。即可正確反映動力行為且是保守的結果。

附錄 6

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
1	摘要/P-I	本章節之 RLE/BE(中間值)、RLE/UB(上限值)及 RLE/LB(下限值)用詞，與 P-81 之最佳估計(BE)、上界(UB)、及下界(LB)之用詞不一致，建議使用一致用詞。	已修訂為 RLE/BE(最佳估計值)。	核發處
2	P-1、3	本章節P-1，「...因在原執照基準分析是以FSAR中 SSE(Safe Shutdown Earthquake)地震力評估...」 P-3，「... 核二廠於 99 年 1 月 29 日向原能會提出終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report；FSAR)修改案...」 建議在 P.1 第一次出現 FSAR 時寫出完整的名稱。	已修訂為 RLE/BE(最佳估計值)。	
3	P-13	本章節「...GE 於[7]中已說明因格架並未拘束可自由膨脹且溫升很小故熱應力不需列入考慮」之敘述，建議修訂為「...GE 於[7]中已說明因格架並未拘束，可自由膨脹且溫升很小，故熱應力不需列入考慮」。	已修訂。	
4	P-22	本章節「...其相關係數必須小於 0.16。」之敘述，請說明小於 0.16 之依據為何？	依據 SRP3.7.1。	
5	P-60	本章節「...其中應力及變形連續，可見連接驗證沒問題。」之敘述，請斟酌是否修訂為「.....其中應力及變形連續，可確認連接驗證之正確性。」。	已修訂。	
6	P-61	本章節「...其中變形連續且對稱，可見結構完整沒問題。」之敘述，請斟酌是否修訂為「...其中變形連續且對稱，可確認結構之完整性。」。	已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
7	P-62	本章節「...且峰值大小也接近且以網格 A 結果稍大故較保守，故以下核二廠上燃料池分析故採用網格 A。」之敘述，建議修訂為「...且兩者峰值大小接近，但網格 A 結果稍大，故較保守，因此以下核二廠上燃料池分析採用網格 A。」。	已修訂。	
8	P-64	本章節「為確定以後之分析正確，...」之敘述，請斟酌是否修訂為「為確認以後分析之正確性，...」。	已修訂。	
9	P-65	本章節「...參照 ENSA 核二下池報告之方法[2]，其大意为任一燃料架...」之敘述，請斟酌修訂為「...參照 ENSA 核二下池報告之方法[2]，其分析方法為任一燃料架...」。	已修訂。	
10	P-65	本章節「...根據ACI 350.3-06第9章[12]，在上燃料池...」之敘述，請修訂為「...根據ACI 350.3-06第9章[12]， 在上燃料池...」。	已修訂。	
11	P-71	本章節「...以此方式呈載了來自於水...」之敘述，請修訂為「...以此方式承載了來自於水...」。	已修訂。	
12	P-71	本章節「...中央格架在欲以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最其所受阻力...」之敘述似不完整，請再確認。	已修訂為「...中央格架以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動時最其所受阻力...」	
13	P-71/P-72	本章節「...面積對其壓力積分即為中央格架在欲以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動...」之敘述，建議加逗號，並修訂為「...面積對其壓力積分，即為中央格架在欲以 $1(\text{m/s}^2)$ 往左移動...」。	已修訂。	
14	P-74	本章節「另外在做核二廠上燃料池分析前本分析將 ENSA核二下池報告數據重做一次」之敘述，建議修	已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
		訂為「另外在執行核二廠上燃料池分析前，本分析將 ENSA核二下池報告數據重做一次」。		
15	P-76	本章節「Level A之應力檢核所依據之規範為ASME Code, Sec. III, NF-3260[3], 該章節所適用...」之敘述，建議修訂為「Level A之應力檢核所依據之規範為ASME Code, Sec. III, NF-3260[3]，該章節所適用...」。	已修訂。	
16	P-79	本章節「...本節仍以靜摩擦加動摩擦分析並以最大之作用力RLE(含UB、LB 及BE)分析。」之敘述，建議加逗號分段。	已修訂。	
17	P-108	本章節「...將其分配給每個格架上4 個滑墊上之總共24 顆螺栓可得每顆螺栓分配的剪應力，」之敘述，建議修訂為「...將其分配給每個格架下方4 個滑墊上總共24 顆螺栓，可得每顆螺栓分配的剪應力，」。	已修訂。	
18	P-108	本章節「m3」應採用上標並修訂為「m ³ 」。	已修訂。	
19	P-109	本章節「...分配給每個格架上4 個滑墊上之總共24 顆螺栓可得每顆螺栓分配的剪應力為...」之敘述，建議修訂為「...分配給每個格架下方4 個滑墊上總共24 顆螺栓，可得每顆螺栓分配的剪應力為...」。	已修訂。	
20	P-122	本章節「...東西向之位移與時間歷程繪製於下圖...」之敘述，建議修訂為「...東西向之位移與時間歷程繪製如圖4.1-2...」。	已修訂。	
21	P-122	本章節「...第7 秒及10 秒附近因有較明顯之正負差距之加速度故在第7 秒及10 秒滑移...」之敘述，建議加逗號並修訂為「...第7 秒及10 秒附近因有較明	已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
		顯之正負差距之加速度，故在第7 秒及10 秒滑移...」。		
22	P-142	本章節「故本分析挫屈只討論局部挫屈...」之敘述，請斟酌是否修訂為「故本挫屈分析只討論局部挫屈...」。	已修訂。	
23	P-144	本章節「與上段1.類似，但4.2 節之偏心格架...」之敘述，”上段1.”為何？請再確認是否須修訂本段敘述。	已修訂為「4.2 節之偏心格架...」。	
24	P-155	本章節「...採用核二下池之同樣的304L 的非線性([2] 9.4-2 頁):」之敘述，請斟酌修訂為「...採用核二下池之同樣的304L 。」。	已修訂為「採用與核二下池相同的 304L 材質的非線性特性([2] 9.4-2 頁)」。	
25	全	建議以下內容中不必要的空格刪除(如紅色底線)。 P-9，基板與滑墊之間以螺栓鎖定(如圖 2.1-13)，滑墊與支撐板之間可自由滑移。 P-12，在滑墊與支撐板間之動摩擦係數 GE 使用 0.145~0.203 ，本分析採用 0.2。靜摩擦係數採用動摩擦係數之 1.25 倍[15]，為 0.25。支撐板與池底之間動摩擦係數GE認為至少為 0.349 。 ENSA 使用 0.5(西池之 13 個燃料架)。本分析採用 0.5。靜摩擦係數採用動摩擦係數之 1.25 倍[15]，為 0.625。 P-23，...依上述方式模擬為穩態人工地震歷時，並加入強度包絡函數來模擬地震歷時所具有之非穩	已修訂。 已修訂。 已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
		態特性。		
		P-60，原始設計之燃料架分析方式[2]為以單一 <u>beam</u> 模型模擬一個燃料架在受地震力的行為...	已修訂。	
		P.62，最後完整之三個燃料架模型如圖 2.5-4，其中顯示東西向牆壁，圖 2.5-5 則顯示南北向牆壁。...結果如圖 2.5-6 所示 (橫座標為秒，縱座標為Pa): <u>網格A</u> 及 <u>網格B</u> 的結果在出現峰值的時間都幾乎一樣，峰值大小在大部分時間也很接近。 <u>顯示網格A及網格B</u> 都能表示此結構的動態特徵，...	已修訂。	
		P-64，圖 2.5-8 及 2.5-9 舉例檢查其接觸是否正常發揮作用，如圖 2.5-8 <u>為</u> 施加 25g東西向之加速度...	已修訂。	
		P-71，(2)最左格架受 OBE 作用力擠壓水傳來的作用力(即圖2.6-9) <u>，</u> (3) <u>最右格架</u> 受 OBE 作用力擠壓水傳來的作用力及(4) <u>中央格架</u> 本身在 OBE 作用力時受水的阻力。...	已修訂。	
		P.73，其中X，Y，Z <u>分別</u> 表示南北，東西，上下	已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
		三方向的結果。<u>1</u>，<u>2</u>，<u>3</u>分別為東側，中間，西側 3 個燃料架。<u>故如表中第一列之數據</u>： 代表第一個燃料架(最左燃料架)東西向移動時，第<u>1</u>，<u>2</u>，<u>3</u> 個燃料架的水動力質量為 188.17，<u>-103.16</u> 及 -0.78 噸。圖 2.6-7 <u>即計算 188.17 噸之結果圖</u>。 代表第二個燃料架(中央燃料架)東西向移動時，第<u>1</u>，<u>2</u>，<u>3</u> 個燃料架的水動力質量為 -101.6，<u>225.94</u> 及 -102.14 噸。<u>圖 2.6-8 即計算 255.94 噸之結果圖</u>。 其他內容請一併處理。		
26	摘要/pI	本報告比照裝載池修改案考慮上燃料池之燃料貯存格架貯存燃料束後，在安全釋壓閥動作(Safety/Relief Valve Actuation, SRV)、冷卻水流失事故(Loss-of-Coolant Accident, LOCA)各暫態下及地震力(OBE, Operating Basis Earthquake及因<u>應新事證之評估基準</u>地震力 RLE, <u>Review Level Earthquake</u>)，進行燃料貯存格架受動態負載之結構動態分析。	已修訂。	核二 改善組
27	摘要 (3)/pI	在東西向只有 SRV 做<u>作</u>作用下與池壁輕微碰觸，	已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
28	1. 前言 /p1	重新使用核二廠耐震安全餘裕評估計畫中所得到的 樓板反應地震加速度-時間歷程評估基準地震力 (RLE(Review Level Earthquake))	已修訂。	
29	2.1 /p4	如保守考慮因液面震盪(sloshing)而流失水位 8' (由Stevenson & Associate, S&A公司提供), 則水深為34.55', 約是格架高度之2.4倍。	已修訂。	
30	2.2 /p12	參考GE公司之核二上池格架分析報告[7](6.1節6-3 頁第2段)及ENSA(Equipos Nucleares SA)公司之核 二下池格架分析報告[2](5.6-5頁)	已修訂。	
31	2.5 /p60	2.5 FEM(Finite element method)模型之建構	已修訂。	
32	4.1.1.2 /p96	另外因鉸道處並無突出之幾何變化且在輸出應力以 檢核時亦發現其應力沿鉸道變化非常緩和均勻, 即 節點之密度是足夠的。	已修訂。	
33	4.1.2 /p122	為進一步了解滑移過程, 將西格架離池壁最近之框 格最上緣在RLE/BE 運動下在東西向之位移與時間 歷程繪製於下圖4.1-2	已修訂。	
34	4.3/p137	西側格架之西側面與池壁碰撞所產生之最大接觸力 發生於C2 之燃料束配置在之格架, 上緣及下緣分別 為87.2 噸重及96.3 噸重(以牆壁為基準其相對位 置如圖4.3-1)	已修訂。	
35	4.3/p137	碰撞力與時間關係如圖4.3-2 及4.3-3 所列, 本分 析結果已提供本案上燃料池相關結構分析參用。	已修訂。	
36	4.3/p138	圖4.3-1中 2.86m是否為格架長度2.85m之誤植?	已修訂為 2.85m。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
37	4.4/p142	格架碰撞時雖有側向力但因碰撞時格架貼緊池壁，故碰撞之側向力並不會增加挫屈之可能 一 ，故本分析挫屈只討論局部挫屈。	已修訂。	
38	4.4/p144	建議比照本頁最後一段，於計算結果後增加算式。 故發生局部挫屈所需之力以簡支樑支撐為5.8 噸重 ($P_{cr} = \pi^2 EI / L^2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{6.7 \times 10^{-10}}{(0.15)^2} = 5.8 \times 10^4 N = 5.8$)；如以固定支撐則為23.5 噸重 ($P_{cr} = 4\pi^2 EI / L^2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times \frac{6.7 \times 10^{-10}}{(0.15)^2} = 23.5 \times 10^4 N = 23.5$)，	已修訂。	
39	4.4/p144	，則發生局部挫屈所需之力以簡支樑支撐為 340 萬噸重 ($P_{cr} = \pi^2 EIL / 2 = \pi^2 \times 200 \times 10^9 \times 1.4 \times 10^{-5} (0.9)^2 = 3.4 \times 10^7 N = 340$)萬噸重；如以固定支撐則為 1460 萬噸重 ($P_{cr} = 4\pi^2 EIL^2 / = 4\pi^2 \times 200 \times 10^9 \times 1.4 \times 10^{-5} (0.9)^2 = 1460$)萬噸重，	已修訂。	
40	第一章第1 頁	第7行“(RLE(Review Level Earthquake))”應修正為“(RLE, Review Level Earthquake)”	已修訂。	核二 改善組 2
41	圖 2.1-1	反應器廠房七樓布置圖，中文標示汽水分離貯存池，但英文標示為dryer storage area，中文標示蒸汽乾燥器貯存池，但圖中未標示英文，請修正。	已修訂。	
42	2.5.5 第62 頁	倒數第二行“故以下核二廠上燃料池分析故採用網格A”應將故刪除。	已修訂。	

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
43	2.6.1.3 第 68 頁	第二行“而本模擬之乃考慮層流之不可壓縮黏性...”應將之乃刪除。	已修訂。	
44	2.6.2 第 71 頁	倒數第五行“還必須加上以此方式呈載了來自於水的擠壓作用力”呈載應修正為承載。	已修訂。	
45	2.7 第 76 頁	第三及八行“、螺栓、及鉚道”標點符號、應刪除。	已修訂。	
46	1.前言 /P.1	...新進行分析→。核二廠上燃料池「運轉期間貯放退出時間較長之用過燃料案」，因在原執照基準分析是以 FSAR 中...評估，今改重新使用核二廠耐震安全餘裕評估計畫...	已修訂。	
47	2.1/P.3	，目前在大修更換燃料期間可貯存用過燃料，...	已修訂。	
48	2.1/圖 2.1-1	汽水分離貯存池與蒸氣乾燥器貯存池兩處，中、英文錯置	已修訂。	
49	全	部分目錄、圖目錄、表目錄之頁次與內文之頁次不一致，請修訂。	已修訂。	核二 機械組
50	P.122	圖4.1-2標示位置上下有2張圖，但只有顯示1處「圖4.1-2...」，請修訂。	已修訂。	
51	P.134	圖4.2-4未列入圖目錄中，請修訂。	已修訂。	
52	P.138	圖4.3-3未列入圖目錄中，請修訂。	已修訂。	
53	2.3.1	P.13倒數第三行說明：「依據台電開工會決議採用『核能二廠耐震安全餘裕評估』中之乾井 EL 處之時間歷程，與 S&A公司之 SMA 計畫相一致之資料，即由 S&A 提供之相對應之時間歷程如圖	已將圖 2.3-7 修訂為 RLE/BE、RLE/LB 與 RLE/UB 之水平與垂直方向反應譜。	核技組

依政府資訊公開法第18條第1項第7款，因特殊核物料儲存場域，其尺寸或圖面事涉機敏，故不予公開

審查意見與處理回覆表

文件名稱： 上燃料池燃料格架動力分析

文件版次： R0

項次	章節/頁碼	審查意見	答覆說明	審查單位
		2.3-7 所示」，與2.4.3節RLE加速度時間歷程轉換所述有所不同，請澄清。		
54	2.1	報告p.7，「...及13.99Hz(短邊彎曲)如圖2.1-8。」，惟圖2.1-8所示FREQ為13.933，請更正。	已修訂為 13.93 Hz(短邊彎曲)。	
55	2.6	報告p.65之 ACI 350.3-06 9-5式與p.66之 ACI 350.3-06 9-5式兩者不一致，請澄清，並請一併更正計算結果及p.67之表格。	已修訂。	
56	2.1/P11	767E589/795E521 Equipment storage rack(install kit)	已修訂。	核二廠 品質組
57	全	P119、120、140、141、148、149多處「最大焊喉」請修訂為「最大銲喉」	已修訂。	
58	4.2/P133	隔架本身應修訂為格架本身	已修訂。	
59	4.2/P135	鋼體運動應修訂為剛體運動	已修訂。	
60	2.2/P12	將格架視為結構是否有漏字	無漏字。	