台灣電力公司

核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作

安全分析報告
Rev.1.B

第二核能發電廠

中華民國 105 年 9 月

章節目錄

第一章 前言 1-1
1.1 背景說明 1-1
1.2 國外案例 1-1
1.2.1 Clinton 電廠護箱裝載池格架安裝 1-2
1.2.2 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝 1-4
1.2.3 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝 1-5
1.2.4 Turkey Point 電廠護箱裝載區格架安裝 1-7
1.2.5 St. Luice 電廠護箱裝載池格架安裝 1-9
1.2.6 Davis Besse 電廠護箱裝載池及傳送渠道格架安裝 1-11
1.2.7 Waterford 電廠護箱裝載池及傳送渠道格架安裝 1-12
1.2.8 Watts Bar 電廠護箱裝載池格架安裝 1-14
1.3 參考文獻 1-16
第二章 總體介紹 2-1
2.1 一般介紹 2-1
2.2 突出物切除 2-2
2.3 洩水管及既有管路盲封 2-3
2.4 池底墊板及承載板之配置 2-3
2.5 龍門格架及格架之支撐設計 2-4
2.6 設計基準 2-5
2.7 設計負荷及負荷組合 2-7
2.8 法規及標準 2-9
2.9 龍門格架模組之解析 2-11
2.10 參考文獻 2-12

第三章 臨界安全分析 3-1
3.1 緣起與目的 3-1
3.2 分析條件與假設 3-4
3.3 輸入參數 3-4
3.3.1 燃料束規格 3-4
3.3.2 用過燃料貯存格架單元規格 3-5
3.4 分析方法及模式 3-8
3.4.1 計算程式及版本 3-8
3.4.2 最大中子增殖因數（K_{max}）計算方法 3-8
3.4.3 計算程式驗證 3-10
3.4.4 CASMO-4 格架分析模式及驗證 3-11
3.5 臨界安全分析結果 3-13
3.5.1 CASMO4 驗證計算結果 3-13
3.5.2 MCNP5 驗證計算結果 3-14
3.5.3 CASMO-4 與 MCNP5 程式間驗證比對結果 3-14
3.5.4 均勻化濃縮度分佈保守度分析 3-15
3.5.5 正常條件分析案例（Nominal Case）計算結果 3-16
3.5.6 反應度不準度計算結果 3-16
3.5.7 其他反應度偏差分析 3-25
3.5.8 最大反應度計算結果 3-26
3.5.9 異常與意外事故分析 3-27
3.6 結論 3-30
3.7 參考文獻 3-30
第四章 熱流分析 4-1
4.1 整體水溫 4-1

4.1.1 用過燃料衰變熱計算 4-1
4.1.2 整體水溫計算 4-11
4.2 局部水溫 4-15
4.3 喪失強制冷卻的補救時間 4-15
4.4 補水系統能力 4-18
4.5 熱流分析評估結論 4-19
4.6 燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕 4-19
4.7 參考文獻 4-20
第五章 結構分析與地震考量 5-1
5.1 前言 5-1
5.2 應力分析總結與結論 5-3
5.2.1 應力分析總結 5-3
5.2.2 結論 5-6
5.3 載重及載重組合 5-6
5.3.1 載重考量 5-6
5.3.2 載重組合 5-8
5.4 格架系統外觀尺寸與材料性質 5-8
5.4.1 格架系統外觀尺寸 5-8
5.4.2 材料性質 5-14
5.5 應力法規要求 5-15
5.6 動力分析 5-18
5.6.1 前言 5-18
5.6.2 分析方法 5-18
5.6.3 分析模型 5-38
5.6.4 分析結果 5-46

5.7 燃料廠房及護箱裝載池結構評估 5-67
5.7.1 燃料廠房及護箱裝載池結構說明 5-71
5.7.2 材料性質 5-72
5.7.3 驗收標準 5-73
5.7.4 載重 5-75
5.7.5 載重組合 5-79
5.7.6 分析方法與模式 5-80
5.7.7 計算與評估 5-89
5.8 參考文獻 5-123
第六章 格架材料 6-1
6.1 介紹 6-1
6.2 結構材料 6-2
6.3 非結構材料 6-3
6.4 材料品質文件 6-3
6.5 材料與冷卻池水之相容性 6-3
6.6 參考文獻 6-4
第七章 格架運輸、安裝、緊急應變計畫 7-1
7.1 前言 7-1
7.2 格架廠內運輸 7-2
7.3 格架安裝作業項目 7-5
7.3.1 北側池壁上 12"(17 BX) 冷凝水之供水管 7-8
7.3.2 北側池壁上 10"(15 BN)之排水管路 7-9
7.3.3 南側壁 6"(17 BU) 冷凝水之供水管 7-10
7.3.4 池底 2"(15 DB)洩水管路盲封 7-11
7.3.5 南北側池壁上之 12 組不銹鋼銲接構件(bracket) 7-13

7.3.6 液滲檢測 7-13
7.3.7 水壓測試 7-13
7.3.8 墊板及承載板安裝 7-15
7.3.9 格架安裝 7-16
7.4 作業安全 7-29
7.4.1 高架作業安全 7-29
7.4.2 吊掛作業安全及重負載考量 7-29
7.4.3 池內作業安全 7-30
7.4.4 動火安全 7-30
7.4.5 防止異物入侵 7-31
7.4.6 輻射安全 7-31
7.5 緊急應變計畫 7-31
7.5.1 事前防範措施 7-31
7.5.2 緊急應變步驟 7-32
7.5.3 輻射異常之應變程序 7-32
7.5.4 工作過程中發生地震時之處理及應變程序 7-32
7.5.5 工作過程中發生 3 號門洩漏之處理及應變程序 7-33
7.6 復原計畫 7-33
7.7 參考文獻 7-59
第八章 輻射安全（及屏蔽）評估 8-1
8.1 法規依據 8-1
8.2 輻射源 8-2
8.2.1 護箱裝載池池水輻射源 8-2
8.2.2 空浮輻射源 8-3
8.2.3 其他輻射源 8-4

8.3 各輻射源造成之輻射曝露率 8-5
8.3.1 用過燃料所造成之輻射曝露率 8-5
8.3.2 護箱裝載池水造成之輻射曝露率 8-9
8.3.3 空浮輻射源造成之輻射曝露率 8-9
8.4 職業曝露 8-9
8.4.1 施工期間作業區域之輻射曝露 8-9
8.4.2 護箱裝載池正常運轉下及格架安裝後燃料挪移之輻射曝露 8-10
8.4.3 放射性廢棄物處理之輻射曝露 8-10
8.5 意外事故分析 8-13
8.5.1 燃料掉落事故 8-13
8.5.2 用過核燃料格架或傳送護箱墜落 8-13
8.5.3 用過燃料池喪失冷卻功能事故之廠外劑量 8-14
8.6 輻射防護 8-15
8.6.1 人員管制 8-15
8.6.2 工作區域之管制 8-15
8.6.3 ALARA 作業程序 8-16
8.7 輻射監控 8-19
8.8 參考文獻 8-22
第九章 事故評估 9-1
9.1 前言 9-1
9.1.1 臨界安全之事故評估 9-1
9.1.2 熱流安全之事故評估 9-2
9.1.3 輻射安全之事故評估 9-4
9.2 載重 9-9
9.3 幾何與材料特性 9-9

9.3.1 幾何 9-9
9.3.2 材料性質 9-10
9.4 假設事故 9-11
9.5 評估總結 9-12
9.6 參考文獻 9-18
第十章 BORAL 監測計畫 10-1
10.1 簡介 10-1
10.2 適用法規、標準及規範 10-1
10.3 黑度測試 10-2
10.3.1 作業程序 10-3
10.4 試片監測計畫 10-6
10.4.1 測試試片之描述 10-6
10.4.2 試片原始數據 10-6
10.4.3 長期監測 10-6
10.4.4 測試步驟 10-7
10.4.5 測試方法與規定 10-8
10.5 參考文獻 10-9
第十一章 建議終期分析報告書(FSAR)及運轉規範(ITS)之修改項目 11-1
11.1 建議終期分析報告書(FSAR)及運轉規範(ITS)之修改項目 11-1
11.2 建議運轉規範(ITS)之修改項目 11-1
11.3 適用法規、標準及規範 11-1
11.4 參考文獻 11-2
第十二章 福島後強化改善 12-1
12.1 前言 12-1
12.2 修改既有之溫度儀器及水位儀器，以增加溫度及水位指示功能，並將電源配置改為 UPS 12-1

12.3 在用過燃料池 Drain Tank Vent Pipe 增設一手動操作閥.....12-2
12.4 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.....12-2
12.5 自燃料廠房外增設常備硬管式消防管線到廠房內，再針對用過燃料池裝設噴灑設備.....12-2
12.6 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.....12-3
12.7 在輔助廠房及燃料廠房地面層周圍出入口處增設擋水裝置，以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力.....12-4
12.8 在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.....12-4
12.9 於消防水及生水系統之管路上特定位置裝設彈性管路.....12-4
12.10 結論.....12-4
12.11 參考文獻.....12-4
第十三章 護箱裝載池運轉安全.....13-1
13.1 前言.....13-1
13.2 護箱裝載池之完整性.....13-1
第十四章 評估總結.....14-1
14.1 適用法規、標準及規範.....14-1
14.2 背景資料.....14-2
14.3 評估事項.....14-3
14.4 環境考量.....14-6
14.5 參考文獻.....14-7

附件一 品保程序、組織架構（含包商）、稽查狀況與執行情形
附件二 台電審查意見及處理情形

表目錄

表 1-1 核二廠 1 號機用過燃料退出時程及退出數目 1-17
表 1-2 核二廠 2 號機用過燃料退出時程及退出數目 1-18
表 2-1 核二廠既有 Holtec 及 ENSA 格架之設計參數對照表 2-13
表 3-1 待貯存燃料規格 3-7
表 3-2 龍門電廠用過燃料池貯存格架單元規格 3-7
表 3-3 CASMO-4 與 MCNP5 程式間驗證比對結果 3-15
表 3-4 均勻化濃縮度分佈與實際濃縮度分佈比對結果 3-16
表 3-5 燃料晶格正常條件分析結果 3-16
表 3-6 製造公差不準度計算結果 3-17
表 3-6 製造公差不準度計算結果(續) 3-18
表 3-6 製造公差不準度計算結果(續) 3-19
表 3-7 燃料匣效應對反應度影響分析結果 3-20
表 3-8 CASMO-4 燃耗不準度計算結果 3-21
表 3-9 爐心運轉歷史參數之不準度計算結果 3-22
表 3-10 護箱裝載池池水溫度與密度對反應度的不準度之計算結果 ... 3-24
表 3-11 燃料束在格架中位移之不準度分析結果 3-25
表 3-12 停機後冷卻效應及爐心空泡歷史效應對反應度偏差之計算結果 3-26
表 3-13 最大反應度計算總結 3-27
表 3-14 燃料束掉落在格架外之反應度效應分析結果 3-28
表 3-15 燃料誤裝填對反應度影響 3-30
表 4-1 ASB 9-2 方式的相關係數 4-2
表 4-2 核二廠 1 號機用過燃料池中各批次燃料數量 4-3

表 4-3 最大正常熱負載計算結果.....4-5
表 4-4 最大正常熱負載計算結果(退出 196 束).....4-8
表 4-5 最大非正常熱負載計算結果.....4-9
表 4-6 最大非正常熱負載計算結果(退出 196 束).....4-11
表 4-7 核二廠用過燃料池幾何尺寸.....4-12
表 4-8 冷卻系統相關參數.....4-12
表 4-9 整體水溫之分析案例.....4-12
表 4-10 整體水溫計算結果.....4-14
表 4-11 達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間(西池與東池).....4-17
表 4-12 達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方3公尺的時間(西池、東池與護箱裝載池).....4-18
表 4-13 汽化率.....4-19
表 5-1 格架彼此間及格架與限制器間最大主應力(DBE 地震力).....5-3
表 5-2 支撐腳與池底間最大反力(DBE 地震力).....5-3
表 5-3 燃料貯存格架之最大應力檢核總表.....5-5
表 5-4 水動力質量分配表.....5-45
表 5-5 溫度載重 – 基材應力.....5-47
表 5-6 OBE 地震力 1 – 板殼基材應力.....5-49
表 5-7 DBE 地震力 4 – 板殼基材應力.....5-50
表 5-8 溫度載重 – 銲道應力.....5-50
表 5-9 OBE 地震力 1 — 銲道應力.....5-52
表 5-10 DBE 地震力 4 — 銲道應力.....5-53
表 5-11 溫度載重 — 螺栓應力.....5-53
表 5-12 OBE 地震力 1 — 螺栓應力.....5-54
表 5-13 DBE 地震力 — 螺栓應力.....5-55

表 5-14 Level A — 板殼基材應力 5-56
表 5-15 Level A — 銲道應力 5-57
表 5-16 Level A — 螺栓應力與拉剪聯合應力比值 5-57
表 5-17 Level D — 板殼基材應力 5-58
表 5-18 Level D — 銲道應力 5-58
表 5-19 Level D — 螺栓應力與拉剪聯合應力比值 5-59
表 5-20 DBE 地震力 1 — 格架與格架間最大主應力 5-61
表 5-21 DBE 地震力 1 — 格架與限制器間最大主應力 5-62
表 5-22 核二廠土壤特性 5-82
表 5-23 節點座標 (ft) 5-85
表 5-24 桿件組成 5-85
表 5-25 節點的慣性質量和質量矩 5-86
表 5-26 燃料廠房自然頻率 5-89
表 5-27 運轉及設計基準地震力下之桿件力量 5-98
表 5-28 運轉及設計基準地震下之樓層加速度 5-99
表 5-29 OBE 地震力下建築物力量 5-100
表 5-30 SSE 地震力下建築物力量 5-100
表 5-31 OBE 地震力下樓地板加速度 5-101
表 5-32 SSE 地震力下樓地板加速度 5-101
表 5-33 OBE 地震力下建築物力量改變量 5-101
表 5-34 SSE 地震力下建築物力量改變量 5-102
表 5-35 OBE 地震力下樓地板加速度改變量 5-102
表 5-36 SSE 地震力下樓地板加速度改變量 5-103
表 5-37 第二次格架擴充分析計算書結果整理 5-103
表 5-38 燃料廠房設計基準摘要 5-105

表 5-39 SMA 評估組件與原計算書 5-106
表 5-40 燃料廠房 HCLPF 值總結 5-107
表 5-41 管線與管線支撐 HCLPF 總表 5-111
表 5-42 閥 HCLPF 總結 5-114
表 6-1 格架材料之認證測試報告或符合證明一覽表 6-5
表 8-1 核二廠用過燃料池池水核種濃度 8-4
表 8-2 工作人員集體劑量預估（1 號機） 8-11
表 8-3 工作人員集體劑量預估（2 號機） 8-12
表 8-4 喪失冷卻時廠外劑量評估結果 8-14
表 8-5 用過燃料池之區域輻射監測器 8-19
表 9-1 龍門與本案之格架及燃料組件主要差異表 9-9
表 9-2 事故分析評估結果表 9-12
表 12-1 核二廠因應福島事故之強化改善措施 12-5

圖目錄

圖 1-1 核二廠護箱裝載池格架布置圖 1-19
圖 1-2 Clinton 電廠之用過燃料池區域布置 1-20
圖 1-3 Clinton 電廠之護箱裝載池格架安裝-Phase 1 1-21
圖 1-4 Clinton 電廠之護箱裝載池格架安裝-Phase 2 1-22
圖 1-5 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝工程-Phase 1 1-23
圖 1-6 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝工程-Phase 2 1-24
圖 1-7 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-1 號機 1-25
圖 1-8 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-2 號機 1-26
圖 1-9 Turkey Point 電廠護箱裝載區格架安裝 1-27
圖 1-10 St. Luice 電廠之用過燃料池及護箱裝載池布置 1-28
圖 1-11 Watts Bar 1 號機用過燃料池及護箱裝載池格架布置圖 1-29
圖 2-1 燃料廠房於高程 1'-0"平面圖 2-15
圖 2-2 核二廠用過燃料池 ENSA 所提供之格架 2-16
圖 2-3 護箱裝載池展開圖-全池 2-17
圖 2-4 護箱裝載池現場俯視圖 2-18
圖 2-5 護箱裝載池內壁管路出口示意圖 2-19
圖 2-6 護箱裝載池南側內壁突出物示意圖- Gate 3 2-20
圖 2-7 護箱裝載池北側內壁突出物示意圖- Gate 4 2-21
圖 2-8 護箱裝載池外側管閥位置圖 - 1 號機 2-22
圖 2-9 護箱裝載池外側管閥位置圖 - 2 號機 2-23
圖 2-10 掛架及管件復原細部設計圖(1/2) 2-25
圖 2-11 掛架及管件復原細部設計圖(2/2) 2-26
圖 2-12 管路盲封細部設計圖 2-27

圖 2-13 池底墊板配置圖 2-28
圖 2-14 池底承載板配置圖 2-29
圖 2-15 龍門用過核子燃料貯存池布置圖 2-30
圖 2-16 龍門電廠用過核子燃料貯存格架之支撐詳細(1/2) 2-31
圖 2-17 龍門電廠用過核子燃料貯存格架之支撐詳細(2/2) 2-32
圖 2-18 龍門電廠相鄰格架加勁框架間之填塞板構件圖 2-33
圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架布置圖 2-34
圖 2-20 核二廠護箱裝載池格架限制器位置圖 2-35
圖 2-21 核二廠護箱裝載池格架限制器支撐位置圖 2-36
圖 2-22 核二廠護箱裝載池格架限制器支撐之組裝示意圖 2-37
圖 2-23 龍門電廠用過核子燃料貯存格架詳細(1/2) 2-38
圖 2-24 龍門電廠用過核子燃料貯存格架詳細(2/2) 2-39
圖 2-25 龍門電廠用過核子燃料貯存單元組件詳細 2-40
圖 3-1 核二廠護箱裝載池示意圖 3-2
圖 3-2 龍門電廠用過燃料貯存格架模組安裝至核二廠護箱裝載池示意圖 3-3
圖 3-3 GE8×8-2 及 ANF8×8-2 燃料晶格示意圖 3-5
圖 3-4 龍門電廠用過燃料池貯存格架示意圖 3-6
圖 3-5 CASMO-4 燃耗不準度定義示意圖 3-10
圖 3-6 貯存格架之 CASMO-4 2×2 Colorset 幾何模型 3-12
圖 3-7 貯存格架之 MCNP5 幾何模型 3-13
圖 3-8 用過燃料池水溫度與反應度變化 3-23
圖 3-9 用過燃料池水密度與反應度變化 3-23
圖 3-10 燃料束在格架中位移示意圖 3-25
圖 3-11 燃料束掉落在格架外位置示意圖 3-28

圖 3-12 燃料誤裝填位置示意圖.....3-29
圖 4-1 最後退出燃料衰變熱之暫態變化.....4-7
圖 4-2 最後退出燃料衰變熱之暫態變化(退出 196 束).....4-8
圖 4-3 整體水溫暫態變化.....4-13
圖 4-4 整體水溫暫態變化(退出 196 束).....4-14
圖 5-1 核二廠護箱裝載池格架布置圖.....5-2
圖 5-2 格架剖面圖.....5-10
圖 5-3 支撐腳剖面圖.....5-10
圖 5-4 格架位移限制器圖.....5-11
圖 5-5 格架支撐腳及承載板平面圖及承載板剖面圖(Unit1).....5-12
圖 5-6 格架支撐腳及承載板平面圖及承載板剖面圖(unit2).....5-13
圖 5-7(a) OBE 地震力東西向(X)水平加速度反應譜.....5-20
圖 5-7(b) OBE 地震力南北向(Y)水平加速度反應譜.....5-20
圖 5-7(c) OBE 地震力垂直向(Z)加速度反應譜.....5-21
圖 5-8(a) DBE 地震力東西向(X)水平加速度反應譜.....5-21
圖 5-8(b) DBE 地震力南北向(Y)水平加速度反應譜.....5-22
圖 5-8(c) DBE 地震力垂直向(Z) 加速度反應譜.....5-22
圖 5-9(a) OBE 地震力 1 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核.....5-23
圖 5-9(b) OBE 地震力 1 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核.....5-23
圖 5-9(c) OBE 地震力 1 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核.....5-24
圖 5-10(a) OBE 地震力 2 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-24
圖 5-10(b) OBE 地震力 2 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核...5-25
圖 5-10(c) OBE 地震力 2 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核...5-25
圖 5-11(a) OBE 地震力 3 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-26
圖 5-11(b) OBE 地震力 3 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核...5-26

圖 5-11(c) OBE 地震力 3 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核 ...5-27
圖 5-12(a) OBE 地震力 4 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-27
圖 5-12(b) OBE 地震力 4 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核...5-28
圖 5-12(c) OBE 地震力 4 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核 ...5-28
圖 5-13(a) OBE 地震力 5 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-29
圖 5-13(b) OBE 地震力 5 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核...5-29
圖 5-13(c) OBE 地震力 5 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核 ...5-30
圖 5-14(a) DBE 地震力 1 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 5-30
圖 5-14(b) DBE 地震力 1 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核 5-31
圖 5-14(c) DBE 地震力 1 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-31
圖 5-15(a) DBE 地震力 2 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-32
圖 5-15(b) DBE 地震力 2 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核 5-32
圖 5-15(c) DBE 地震力 2 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-33
圖 5-16(a) DBE 地震力 3 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-33
圖 5-16(b) DBE 地震力 3 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核 5-34
圖 5-16(c) DBE 地震力 3 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-34
圖 5-17(a) DBE 地震力 4 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-35
圖 5-17(b) DBE 地震力 4 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-35
圖 5-17(c) DBE 地震力 4 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-36
圖 5-18(a) DBE 地震力 5 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核 .5-36
圖 5-18(b) DBE 地震力 5 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核 5-37
圖 5-18(c) DBE 地震力 5 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核.5-37
圖 5-19 護箱裝載池整體分析模型.....5-38
圖 5-20 護箱裝載池分析模型剖面.....5-38
圖 5-21 燃料貯存格架單元.....5-39

圖 5-22 燃料貯存格架單元.....5-39
圖 5-23 格架腳座分析模型.....5-39
圖 5-24 燃料貯存格架分析模型.....5-40
圖 5-25 完整的燃料貯存格架分析模型 5-41
圖 5-26 完整的燃料貯存格架腳座分析模型 5-41
圖 5-27 完整燃料貯存格架分析模型上視圖 5-41
圖 5-28 整體模型中格架與限制器間之碰撞元素 5-42
圖 5-29 格架及限制器間之碰撞元素.....5-42
圖 5-30 整體模型中格架與格架間之碰撞元素 5-42
圖 5-31 格架及格架間之碰撞元素.....5-42
圖 5-32 整體模型中格架腳座底板與護箱裝載池底板間之摩擦接觸與碰撞元素.....5-43
圖 5-33 格架腳座底板與護箱裝載池底板間之摩擦接觸與碰撞元素 ...5-43
圖 5-34 計算水質量之護箱池模型.....5-44
圖 5-35 格架向左移動時之水動力質量分佈 5-44
圖 5-36 水動力質量分配元素 matrix27.....5-46
圖 5-37 OBE 地震力 1－ 板殼基材應力 5-48
圖 5-38 OBE 地震力 2－ 板殼基材應力 5-48
圖 5-39 DBE 地震力 4－ 板殼基材應力 5-49
圖 5-40 OBE 地震力 1— 銲道應力.....5-51
圖 5-41 DBE 地震力 4 — 銲道應力.....5-53
圖 5-42 OBE 地震力 1 — 螺栓力.....5-54
圖 5-43 DBE 地震力 — 螺栓力.....5-55
圖 5-44 DBE 地震力 1 — 格架與格架間撞擊區主應力圖 5-61
圖 5-45 DBE 地震力 1 — 格架與限制器間撞擊區主應力圖 5-62

圖 5-46 格架受力圖 5-64
圖 5-47 格架結構長寬高示意圖 5-65
圖 5-48 衝擊力作用示意圖 5-66
圖 5-49 格架隔板局部挫屈示意圖 5-66
圖 5-50 護箱裝載池示意圖 5-71
圖 5-51 核二廠安全停機地震反應譜 SSE 5-76
圖 5-52 核二廠運轉基準地震反應譜 OBE 5-77
圖 5-53 超越設計基準地震(BDBE)反應譜 5-78
圖 5-54 核二廠燃料廠房土壤結構互制分析流程圖 5-81
圖 5-55 節點模型 5-87
圖 5-56 桿件模型 5-88
圖 5-57 節點 1 之東西向水平反應譜 5-90
圖 5-58 節點 1 之南北向水平反應譜 5-90
圖 5-59 節點 1 之垂直向反應譜 5-91
圖 5-60 節點 2 之東西向水平反應譜 5-91
圖 5-61 節點 2 之南北向水平反應譜 5-92
圖 5-62 節點 2 之垂直向反應譜 5-92
圖 5-63 節點 3 之東西向水平反應譜 5-93
圖 5-64 節點 3 之南北向水平反應譜 5-93
圖 5-65 節點 3 之垂直向反應譜 5-94
圖 5-66 節點 4 之東西向水平反應譜 5-94
圖 5-67 節點 4 之南北向水平反應譜 5-95
圖 5-68 節點 4 之垂直向反應譜 5-95
圖 5-69 節點 5 之東西向水平反應譜 5-96
圖 5-70 節點 5 之南北向水平反應譜 5-96

圖 5-71 節點 5 之垂直向反應譜 5-97
圖 5-72 燃料傳輸平台 5-118
圖 5-73 燃料傳輸平台軌道接頭 5-118
圖 6-1 格架母材材料之可追蹤性認證清單(1/2) 6-7
圖 6-2 格架母材材料之可追蹤性認證清單(2/2) 6-8
圖 6-3 格架銲接材料之認證報告以及產品符合證明清單 6-9
圖 7-1 格架包件 7-4
圖 7-2 油壓板架之裝載與繫固示意圖 7-4
圖 7-3 護箱裝載池格架安裝作業整體流程圖 7-7
圖 7-4 12"管路封銲圖 7-8
圖 7-5 10"管路封銲圖 7-9
圖 7-6 6"管線切除圖 7-10
圖 7-7 6"管路封銲圖 7-11
圖 7-8 2"管路封銲圖 7-12
圖 7-9 水壓測試作業流程圖 7-14
圖 7-10 12"水壓測試圖 7-15
圖 7-11 格架安裝流程圖 7-18
圖 7-12 燃料格架吊升工具(1/2) 7-20
圖 7-13 燃料格架吊升工具(2/2) 7-21
圖 7-14 龍門 B 型格架圖(1/2) 7-22
圖 7-15 龍門 B 型格架圖(2/2) 7-23
圖 7-16 燃料格架水平調整工具 7-24
圖 7-17 格架安裝之安全移動路徑及現場配置圖 7-25
圖 7-18 限制器位置平面圖 7-26
圖 7-19 限制器支撐位置平面圖 7-26

圖 7-20 限制器 TYPE 1 及 TYPE 2 詳細圖 7-27
圖 7-21 限制器 TYPE 3、TYPE 4 及 TYPE 5 詳細圖 7-28
圖 7-22 限制器支撐組件 7-29
圖 8-1 護箱裝載池北牆外現況 8-6
圖 8-2 護箱裝載池展開圖 8-7
圖 8-3 護箱裝載池北牆輻射屏蔽評估模型 8-8
圖 8-4 用過燃料池區域輻射監測器及空浮輻射監測器配置圖 8-21
圖 9-1 裝載池燃料組件掉落高度示意圖 9-10
圖 9-2 不銹鋼 304L 應力與應變關係圖 9-10
圖 9-3 ENSA 撞擊於格架壁中央之變形圖 9-15
圖 9-4 ENSA 撞擊於格架壁角落變形圖 9-16
圖 9-5 ENSA 撞擊於格架底部之塑性變形圖 9-17
圖 10-1 黑度測試基本原理圖解 10-2
圖 10-2 中子偵檢器工作電壓設定值 XY 散布圖 10-4
圖 13-1 12" 管之封銲圖 13-5
圖 13-2 10" 管之封銲圖 13-5
圖 13-3 6" 管之封銲圖 13-6
圖 13-4 2" 管之封銲圖 13-6
圖 13-5 12" 管(17BX)盲封後水壓測試圖 13-7
圖 13-6 10" 管(15BN)盲封後水壓測試圖 13-7
圖 13-7 6" 管(17BU)盲封後水壓測試圖 13-8
圖 13-8 2" 管(15DB)盲封後水壓測試圖 13-8

摘要

核二廠 1、2 號機分別於 105 年 11 月、106 年 5 月 EOC-25 大修時即面臨燃料池貯存容量不足，致無法繼續運轉困境，本公司乃啟動緊急應變機制，探討各種可行性方案，其中以在 1 號機及 2 號機護箱裝載池(Cask Loading Pool)各安裝 4 組龍門電廠 2 號機庫存格架，於技術與時效最為可行。目前國外亦有類似案例，詳第一章。

核二廠用過燃料池歷經 2 次格架擴充工程，燃料池內東池與西池已無空間再放置貯存格架，此次貯存格架將安裝於東池東側之護箱裝載池。然而護箱裝載池池壁上有 1 支 12 吋補水管、1 支 10 吋洩水管、1 支 6 吋補水管、3 號水門掛勾、4 號水門掛勾等諸多凸出物，影響格架安裝，皆須切除。管路切除後連同池底之 2 吋洩水孔皆須進行盲封，並以非破壞檢測、水壓試驗驗證無失效可能。相關整體設計及依循之法規詳第二章。

由龍門電廠搬運並安裝於核二廠燃料廠房用過燃料池護箱裝載池之格架，必須依據原能會所發布「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」之相關要求，提出安全分析報告，其內容至少應包括下列 5 大技術範疇之分析與評估結果：

1. 臨界安全
2. 熱流分析
3. 結構分析（材料、機械及結構觀點）
4. 輻射安全
5. 事故評估

臨界安全分析是為確保護箱裝載池 4 組燃料格架所貯存的用過燃料，無論是在正常、異常及意外事故的情況，在考慮所有的不準度前題下均仍維持在 $K_{eff} \leq 0.95$ 之次臨界狀況。有關臨界安全分析的設計基礎，詳細敘述於本報告之第三章。

熱流分析是評估護箱裝載池安裝 4 組格架後，無論是在正常及異常的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之池水溫度均能維持在原能會所發佈之「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所規定之限值以下。此外，在正常情況下，池中(含護箱裝載池)任何部份均無局部沸騰

現象；在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之上。有關熱流分析的設計基準、分析方法及結果，詳細敘述於本報告之第四章。

結構分析內容包括機械及結構觀點和材料觀點兩部分。在機械及結構觀點方面，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 大會對既有設施特定設計變更案涉及 SMA 兩串安全停機路徑(及大會另有要求者)「耐震設計要求應比照 SMA 補強設計辦理」之要求，在護箱裝載池中新增燃料格架的結構分析主要是以 0.67g 為設計基準地震(Design Basis Earthquake，DBE)，及 FSAR 原運轉基準地震(OBE)為 0.2g 的地震等級為設計基礎，進行格架之動力分析，並確認護箱裝載池的新增燃料格架可承受意外事故所造成之影響。廠房結構則評估新增燃料格架對護箱裝載池及燃料廠房所造成之影響，分別以 0.4g 的設計基準地震，0.2g 的運轉基準地震，以及以耐震餘裕評估(SMA)方法錨定至 0.67g 之 FSAR 原設計反應譜，對護箱裝載池及燃料廠房既有結構物進行耐震及完整性之評估。有關結構負荷的設計基準及意外事故情況之詳細敘述，詳本報告之第五章及第九章。

在材料觀點方面，使用於用過燃料格架之各種材料必須證實可適用在用過燃料池的環境，以及貯存系統必須確保至少有 40 年的設計壽命。有關材料的設計基準及相關之敘述，詳本報告第六章。

格架運至核二廠後，先存放在[內容涉及核子保安]倉庫內，待進行安裝前再運至燃料廠房，於燃料池邊準備區進行前置作業。護箱裝載池在進行格架安裝前，須先進行洩水、除污，完成後進行池壁內凸出物切除，管路切割盲封、液滲檢測、水壓試驗等作業，隨後進行墊板及承載板安裝後，進行格架安裝。相關注意事項及緊急應變計畫詳本報告第七章。

輻射安全評估將考量護箱裝載池安裝格架對用過燃料池水淨化系統所產生的放射性廢棄物，及對燃料廠房空浮之影響。同時進行護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量、以及意外事故對廠界劑量等之影響評估。有關輻射安全評估之詳細敘述請詳本報告第八章。

事故評估針對各個安全領域（臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安

全）所關切的安全準則，指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。有關事故評估之詳細敘述請詳本報告第三、四、八、及九章。

核二廠護箱裝載池所安裝的龍門電廠燃料貯存格架是採用與核二廠既有格架相同之中子吸收材料，均為 Boral，也都是由美國廠家 AAR 所製造。Boral 已廣泛應用在世界各國核能電廠採用之高密度用過燃料貯存格架中。雖然核二廠護箱裝載池將只貯存第 1 至第 4 週期已長期冷卻之用過燃料，且當乾式貯存設施完成可用後，護箱裝載池將儘速配合乾式貯存作業移出用過燃料，貯存期間不長，Boral 受中子照射可能改變之行為極為有限；但為慎重起見，本計畫仍採取 2 項監測計畫:初始監測計畫，及長期監測計畫。初始監測計畫將執行黑度測試(Blackness Test)，以證實 Boral 確實存在於每一設計之位置。長期監測計畫則利用龍門電廠 2 號機燃料貯存格架之 8 組試片執行。上述 2 項監測計畫之實施細節，請詳見本報告第十章。

核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作，於終期安全分析報告(FSAR)及運轉規範(ITS) 之部份內容有所修改，有關上述 2 項部份內容之建議修改項目，請詳見本報告第十一章。

核二廠用過燃料池於 2011 年福島事故後已評估 8 項設計變更案，加強用過燃料池之補水能力、水位、氫氣濃度監控等。本次護箱裝載池修改案，於完工 3 號水門將保持常開，護箱裝載池將與用過燃料池相連通，故各項福島後改善案亦適用於護箱裝載池，可確保貯存於護箱裝載池之用過燃料安全無虞，各設計變更相關細節詳第十二章。

如第十二章所述，護箱裝載池於改善完成後將與東池相連通，與用過燃料池相關之福島改善設計修改皆可適用護箱裝載池，可確保用過燃料安全。而池內 4 處盲封，亦會進行非破壞檢測及水壓試驗；池壁外側之管路隔離閥於第五章已進行結構分析，確認可承受 0.67 g 之地震力，確保不會失效造成池水外洩，相關說明詳第十三章。

核二廠護箱裝載池安裝新格架之設計修改案並不會產生顯著影響。本公司所提出修改內容，涉及無顯著影響考量時，其所相對應的修改內容，符合美國核管會 10 CFR 50.92 (c) 下列 3 個基準項目：

1. 先前評估過事故的機率或後果，沒有顯著的增加。
2. 不會產生新的或不同於先前所評估過意外事件。

3. 安全餘裕沒有顯著的降低。

且經評估後無發現可判定為顯著影響的項目。本公司為證實以上之論述，已提供下列說明內容，包含：背景資料、3 項無顯著影響考量的評估事項及環境考量；其相關內容細節之說明，請詳見本報告第十四章。

第一章 前言

1.1 背景說明

核二廠 1、2 號機用過燃料退出時程及數目分別如表 1-1 及 1-2 所示，1、2 號機至民國 104 年年底已分別累積退出 4,364 及 4,252 束用過核子燃料；但核二廠每一部機用過燃料池(或稱下燃料池)之貯存容量只有 4,398 個貯存位置(其中少部份貯存位置已貯放非燃料物件)。為因應本公司「小規模用過核燃料境外再處理案」與「核能二廠用過燃料乾式貯存設施興建案」推動受阻，核二廠 1、2 號機分別於 105 年 11 月、106 年 5 月 EOC-25 大修時即面臨燃料池貯存容量不足，致無法繼續運轉困境，本公司乃啟動緊急應變機制，探討各種可行性方案，其中以在 1 號機及 2 號機護箱裝載池(Cask Loading Pool)各安裝 4 組龍門電廠 2 號機庫存格架，於技術與時效最為可行。

核二廠護箱裝載池之格架布置如圖 1-1 所示，1 號機護箱裝載池可安裝龍門的 B01、B02、B06、及 B07 等 4 組格架；2 號機護箱裝載池可安裝龍門的 B03、B04、B08、及 B09 等 4 組格架。此布置乃考量龍門電廠格架之中子吸收材料 Boral 板為 Checkerboard 布置，在此種布置下可使相鄰格架間均有 Boral 板存在。前述每一組 B 型格架之貯存容量為 11×10 個貯存單元，因此每一機組將(最多)可增加 440 個貯存單元。

每一部機之護箱裝載池將只限於貯存該機組第 1 至 4 週期所退出之燃料，平均冷卻期已在 29 年以上。未來當核二廠用過燃料乾式貯存設施啟用時，將於機組停機時先將護箱裝載池內之所有用過燃料傳送至上燃料池暫存，移走燃料格架，另將已立案護箱裝載池復原之 DCR，訂定「SP-2016-13 護箱裝載池復原特殊程序書」[1]作為施工之依據，提供護箱裝載池復原之相關程序，以確保池內物件移除、管路盲板解封及銲接構件復原之正確性及作業安全，以達護箱裝載使用乾式貯存護箱裝載用過燃料之原功能需求，然後將下燃料池內之部份燃料移至乾式貯存設施，再將上燃料池暫存之用過燃料移至下燃料池。

1.2 國外案例

國外已有在護箱裝載池安裝格架以因應緊急之需之案例，包括美國

Clinton(BWR)、Cooper(BWR)、Diablo Canyon(PWR)、Turkey Point(PWR)、St. Luice(PWR)、Davis Besse(PWR)、Waterford(PWR)、及 Watts Bar(PWR)等 8 座核能電廠。其中 Clinton 及 Cooper 為 BWR 電廠，且 Clinton 為與核二廠同型電廠，均為 BWR6，圍阻體為 Mark III 型。下面扼要介紹這些案例。

1.2.1 Clinton 電廠護箱裝載池格架安裝

Clinton 電廠位於美國伊利諾州，其機組型式為 BWR-6，圍阻體型式為 Mark-III，爐心內有 624 束燃料，與核二廠相同。其額定熱功率為 3,473 MWt，於 1987 年 4 月 24 日開始運轉。

Clinton 電廠與核二廠一樣，有上燃料池及下燃料池，上燃料池之貯存容量為 160 個貯存單元，下燃料池(或稱為用過燃料池)位於燃料廠房，原有 2,512 個貯存單元，與護箱裝載池(Fuel Cask Storage Pool)間以傳送渠道相隔，其布置如圖 1-2 所示。

由於貯存容量不足，Clinton 電廠委託與核二廠第一次貯存容量擴充工程相同之廠家 Holtec 進行貯存容量擴充工程。Clinton 電廠之貯存容量擴充工程分兩階段執行；階段 1：在護箱裝載池(Fuel Cask Storage Pool)安裝 2 組 15x12 新格架如圖 1-3 所示。階段 2：移出下燃料池之 12 組既有格架，將護箱裝載池之 2 組新格架移至下燃料池，並在下燃料池安裝另外 14 組新格架。下燃料池移出之格架有 3 組安裝在護箱裝載池 (11x12, 11x12, 11x9)，如圖 1-4 所示。

在完成後，Clinton 電廠之用過燃料池貯存容量將由 2,512 個貯存單元增加至 4,159 個貯存單元，其中包括用過燃料池有 3,796 個貯存單元，護箱裝載池有 363 個貯存單元。貯存容量擴充工程完成後預期可維持全爐心燃料退出能力至 2016 年(週期 15)。由於 Clinton 電廠之護箱裝載池較大，尺寸為 13’-9”x17’-0”，因此在裝有 3 個格架後，仍保留可置放護箱之空間，如圖 1-4 所示。

Clinton 電廠是在 2004 年 8 月 18 日向美國核管會提出運轉規範變更申請，並在 2005 年 5 月 13 日與 25 日、6 月 14 日、8 月 17 日、及 10 月 24 與 25 日提出補充資料。Clinton 電廠之貯存容量擴充工程是包含整個下燃料池及護箱裝載池，其規模較本計畫大很多。美國核管會對 Clinton 電廠共提出

19 項補充資料要求(Request Additional Information(RAI))，其中只有第一、七項與護箱裝載池安裝格架有關，其他均是用過燃料池貯存容量擴充工程(核二廠之用過燃料池貯存容量擴充工程是在民國 93 年 2 月 4 日取得原能會之核可，並於民國 94 年 2 月 18 日完成施工)之相關問題。其中第一項是因為 Clinton 電廠護箱裝載池之西牆及南牆壁厚只有 3 英呎，較下燃料池壁厚為 6 英呎薄很多，經評估後若貯存剛退出之用過燃料(只冷卻 24 小時)，其劑量率將達 26 rem/hr。因此 Clinton 電廠以行政管制限制格架最外圍 3 排，只貯存足夠冷卻之用過燃料，以使劑量率下降至 4.4 mR/hr。美國核管會對此提出下列問題：(1)此分析可涵蓋階段 1 及階段 2 之狀況嗎？(2)是否會改變 Clinton 電廠安全分析報告之輻射分區？(3)如果會改變輻射分區，則請提供受影響區域之輻射分區，及說明如何進行行政管制以確保燃料貯存不會對護箱裝載池之鄰近區域造成高輻射。(4)提供措施以確保格架最外圍 3 排只會貯存足夠冷卻之燃料；及提供這些燃料之最短冷卻時間，及燃料挪移在鄰近區域之輻射偵測要求。本計畫與 Clinton 電廠有下列不同：(1)本計畫將只在護箱裝載池貯存第一至四週期退出之用過燃料，因此平均冷卻時間已達 29 年。(2)核二廠護箱裝載池之南牆及北牆之厚度為[內容涉及核子保安]英呎，西側與東池相鄰，東側與護箱清洗池相鄰，因此屏蔽厚度較 Clinton 電廠之護箱裝載池為厚。基於前述原因，美國核管會對 Clinton 電廠安裝格架所提出之問題並不適用於本計畫。第七項則是因為 Clinton 電廠之既有燃料廠房吊車無法含蓋整個燃料池，因此 Clinton 電廠乃使用可含蓋整個燃料池之臨時性吊車進行施工時之吊掛作業。Clinton 電廠之既有燃料廠房吊車為耐單一失靈(single-failure-proof)吊車，而臨時性施工吊車則不是耐單一失靈吊車。美國核管會要求 Clinton 電廠提出燃料廠房吊車及臨時性施工吊車所含蓋之範圍，及臨時性施工吊車之設計考量。核二廠護箱吊車與 Clinton 電廠一樣，已更新為耐單一失靈吊車。但此吊車在護箱裝載池西側之行徑受到限制，其鉤頭西向極限距護箱裝載池西側牆尚有[內容涉及廠家智慧財產權]mm，無法移動至一號機格架 B01、B06 及二號機格架 B03、B08 之中心線，因此本計畫將使用燃料廠房內另一部吊車-燃料廠房吊車進行格架安裝。

美國核管會最後審查後認為 Clinton 電廠之運轉規範變更申請安全無虞，且對環境無顯著影響，而在 2005 年 10 月 31 日核准此項運轉規範變更之申請。

Clinotn 電廠是利用潛水伕協助格架之安裝，由於其既有燃料廠房吊車無法

涵蓋所有區域，因此安裝臨時吊車進行格架吊掛作業。

Clinton 電廠目前正在興建用過燃料池乾式貯存設施，是採用 Holtec 所設計之混凝土護箱，其型式為 HI-STORM FW，每一組護箱可貯存 89 束用過燃料，預計在 2016 年秋季開始將用過燃料移至乾貯設施。

1.2.2 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝

Cooper 電廠位於美國內布拉斯加(Nebraska)州，為沸水式核能機組，其反應器型式為 BWR-4，圍阻體型式為 Mark-I，與核一廠相同；但其額定熱功率較高，為 2,419 MWt，爐心內有 548 束燃料。此電廠於 1974 年開始運轉，於 2014 年 1 月 18 日屆滿 40 年，但美國核管會已核准其延役 20 年之執照申請，即此電廠可運轉至 2034 年。

Cooper 電廠原有 13 組用過燃料貯存格架，可提供 2,366 個貯存單元。因 2005 年初於更換燃料大修之後，已無足夠容量以符合全爐心退出之需求。經評估，最經濟有效的替代方案，就是在進行用過燃料乾式貯存前，先在護箱裝載區(Cask Set-down Area)安裝新的格架:分兩階段進行，階段 1: 在護箱裝載區(Cask Set-down Area)北方用過燃料池內放置 1 組 9x13 格架，如圖 1-5；階段 2: 在護箱裝載區再放置 1 組 14x13 格架，如圖 1-6，以作為因應全爐心退出之應變方案，

Cooper 電廠是在2006年10月17日向美國核管會提出在護箱裝載區安裝新格架所需運轉規範(Technical Specification, TS)變更之申請，並在2007年2月7日、4月17日、5月4日、及6月26日提出補充資料。美國核管會評估後認為此項運轉規範變更無安全疑慮，並對環境無顯著影響，而於2007年9月6日核准此項運轉規範變更之申請。

美國核管會2007年1月對Cooper電廠提出2項與未來將退出(discharged)的燃料相關之補充資料要求(Request for Additional Information, RAI)，故與本計畫護箱裝載池安裝格架無關。另美國核管會2007年3月對Cooper電廠提出3大類共17項補充資料要求(Request for Additional Information, RAI)，其中大部分是與用過燃料池貯存容量擴充工程(如核二廠以前所完成之用過燃料池貯存容量擴充工程)、新格架結構與自由站立(freely standing)型式不同，或因中子吸收材料使用Metamic，與電廠既有的Boral不同，而不適用於本計畫，只有8項與護箱裝載池安裝格架有關，其問題簡述如下:

1. 有關輻射劑量率計算須再提供不同情況下的數值。
2. 說明各項施工作業及格架安裝時，如何於池區使用空浮偵測儀器。
3. 說明未來貯存格架如何由護箱裝載區移出、除污、及處理。
4. 說明燃料池增加用過燃料元件後是否會影響放射性氣體的釋出。
5. 說明燃料池增加用過燃料元件後是否會因除礦樹脂更換率增加而影響放射性液體的釋出。
6. 說明以無開裂(crack)的混凝土斷面模數來計算用過燃料池樓板基本頻率(fundamental frequency)的適當性。
7. 說明燃料池內與材料(如鋼筋、混凝土)劣化有關的不符合(nonconformance)議題。
8. RG 1.61[2]對於銲接鋼構規定以OBE 2% damping，SSE 4% damping進行地震分析，說明格架採用OBE 4% damping，SSE 5% damping的適當性。

本案與前述RAI有關輻射劑量與偵測之分析內容詳細說明於第八章，有關放射性廢棄物之釋出則詳細評估於第十四章，無開裂(crack)混凝土樓板基本頻率、材料劣化、格架採用damping值等與結構分析及廠房結構整體完整性相關之詳細評估則說明於第五章。

Cooper 電廠已在 2008 年於廠內興建用過燃料乾式貯存設施，是採用美國 TN 公司所設計之混凝土模組(NUHOMS)，所使用之密封鋼筒有兩種型式: 61BT 及 61BTH，此兩種密封鋼筒均可貯存 61 束用過燃料，但 61BTH 可貯存熱量較高之用過燃料。此乾貯設施已在 2010 年啟用，目前已安裝 8 組 NUHOMS 61 BT 及 10 組 NUHOMS 61 BTH。

1.2.3 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝

Diablo Canyon 電廠位於美國加州，為壓水式核能機組，反應器由西屋公司提供，其額定熱功率為 3,411 MWt，每一爐心內有 193 束燃料。此電廠 1 號機於 1985 年開始運轉，2 號機於 1986 年開始運轉。兩部機組將於 2024 年及 2025 年屆滿 40 年。電廠於 2009 年 11 月提出延役 20 年之執照申請，美國核管會預計 2016 年 9 月完成電廠於福島事件後另提送有關地震安全報告的評估工作。

Diablo Canyon 電廠每一機組的用過燃料池原有 16 組用過燃料貯存格架，可提供 1,324 個貯存單元。因 1 號機於 2007 年初，2 號機於 2008 年於更換燃料大修之後，已無足夠容量以符合全爐心退出之需求。電廠原計畫於 2007 年初啟用在廠內設置的用過燃料乾式貯存設施，但為避免用過燃料乾式貯存設施因不可預知的設計、核准、及施工延宕，造成無足夠容量以符合全爐心退出之需求的可能性，故先在每一機組的護箱裝載池(Cask Pit)安裝新的格架，新增的格架將可提供延長 2 次大修的貯存容量。在 1、2 號機護箱裝載池分別放置 1 組 13x12 格架(共 154 個貯存單元，因角落 2 個單元被截角)，如圖 1-7 及圖 1-8，以作為因應全爐心退出之應變方案。1、2 號機分別於 2007 年 5 月及 2008 年 2 月完成。每一部機組的許可貯存容量，可暫時由 1,324 個貯存單元增加為 1,478 個貯存單元。新格架只用來貯存冷卻期 10 年以上之燃料，當乾貯啟用後即移走。

Diablo Canyon 電廠是在 2004 年 11 月 3 日向美國核管會提出在護箱裝載池安裝新格架所需運轉規範變更之申請，並在 2005 年 2 月 24 日、6 月 23 日、及 9 月 30 日提出補充資料。美國核管會評估後認為此項運轉規範變更無安全疑慮，並對環境無顯著影響，而於 2005 年 11 月 21 日核准此項運轉規範變更之申請。

美國核管會第一次對 Diablo Canyon 電廠提出 3 項與燃料濃縮度(enrichment)偏差值及不準度(bias and uncertainty)相關之 RAI，故與護箱裝載池安裝格架無關。美國核管會於 2005 年 3 月第二次對 Diablo Canyon 電廠提出 2 大類共 9 項 RAI，其中部分是因新格架結構與自由站立(freely standing)型式不同，而不適用於本計畫，共有 7 項與護箱裝載池安裝格架有關，其問題簡述如下:

1. 對於電廠特定在格架座支撐以及平台結構支撐的介面間所選用之摩擦係數的邊界值，請說明判斷使用測試資料的可用性基準。
2. 說明電廠過去有關於用過燃料格架以及池結構元件的運轉及維修經驗，包含潛在的結構變形或滲漏，格架、燃料元件，以及護箱裝載池及用過燃料池樓板、牆之襯板等損壞的運轉經驗。另說明用過燃料池結構混凝土與老化相關的劣化問題。
3. 說明電廠為進行運轉規範變更，於護箱裝載池設置用過燃料格架，對於用過燃料池運轉相關的既有行政管制所需的修改。

4. 說明為避免安裝不規則或變形的護箱裝載池格架/平台結構，電廠所執行的特定品質保證及檢查計畫。電廠如何確認實際安裝時的護箱裝載池格架構造之間隙與動力分析及設計所假設的間隙一致。

5. 說明用來判斷燃料元件掉落或格架墜落等分析所得之結果，可以直接並合理的使用在護箱裝載池格架與平台之設計及其結構的電廠設計基準。

6. 施工時將空格架移入護箱裝載池的墜落高程大於第 3、4 級墜落事件在用過燃料池上移動所假設的墜落高程(由池水面撞擊池底)，說明墜落分析報告為何假設採用較低高程的基準。並解釋如果假設墜落分析採用較高墜落高程的結果。

7. 說明採用何種管制或措施以確保用過燃料元件移出後護箱裝載池格架的拆除能力。

前述 RAI 與摩擦係數、結構老化相關之內容詳細說明於第五章，有關設置格架的行政管制措施及作業內容則詳細說明於第七章，有關重負荷墜落分析之詳細內容則說明於第九章。

Diablo Canyon 電廠已在 2008 年啟用乾貯設施，是採用 Holtec 公司所設計之混凝土護箱，其型式為 HI-STORM 100，每一組護箱可裝填 32 束燃料。至 2016 年 5 月止已有 37 組 HI-STORM 100 混凝土護箱裝填燃料。

1.2.4 Turkey Point 電廠護箱裝載區格架安裝

Turkey Point 電廠位於美國佛羅里達(Florida)州，電廠 3、4 號機為壓水式核能機組，反應器由西屋公司提供，其額定熱功率為 2,644 MWt，每一爐心內有 157 束燃料。此電廠 3 號機於 1972 年開始運轉，4 號機於 1973 年開始運轉。美國核管會已於 2002 年核准電廠此兩部機組之運轉執照由 40 年延長至 60 年之申請。

Turkey Point 電廠每一機組的用過燃料池貯存格架，可提供 1,404 個用過燃料貯存單元。為避免無足夠容量以符合全爐心退出之需求，故在每一機組之護箱裝載區安裝 1 組 11x12 格架(共 131 個貯存單元，因角落 1 個單元被消除，提供作為燃料搬運工具之貯存位置)，如圖 1-9 所示，以作為因應全爐心退出之應變方案。每一部機組的許可貯存容量，可暫時由 1,404 個貯

存單元增加為 1,535 個貯存單元。依此容量及預定大修時程，3 號機至 2007 年，4 號機至 2009 年可有足夠容量以符合全爐心退出之需求

Turkey Point 電廠是在 2002 年 11 月 26 日向美國核管會提出在護箱裝載區安裝新格架所需運轉規範變更之申請，並在 2003 年 9 月 8 日、10 月 30 日、及 2004 年 6 月 21 日、10 月 8 日提出補充資料。美國核管會評估後認為此項運轉規範變更無安全疑慮，並對環境無顯著影響，而於 2004 年 11 月 24 日核准此項運轉規範變更之申請。

美國核管會 2003 年 7 月對 Turkey Point 電廠提出各類共 33 項補充資料要求(RAI)，其中只有第 8 項與護箱裝載池安裝格架有關，其他大部分是屬於用過燃料池貯存容量擴充工程之臨界或熱流分析、保健物理、作業管制、以及相關法規等之問題。與護箱裝載池安裝格架有關之問題簡述如下:

1. 在護箱置入護箱裝載區前，所有用過燃料及其貯存格架將由此區移出，說明如何正式管控此限制。
2. 說明廠方保健物理人員在本案規劃初期、護箱裝載區池底之清理、格架安裝、以及格架移除時之除污及貯存等各階段的介入程度。
3. 提供有關於第 2 區格架與護箱裝載區格架間之相互作用為限制界面情況(limiting interface condition)的詳細說明，或重新分析考慮第 1 區格架與護箱裝載區格架間之相互作用。
4. 說明有關於用過燃料池及護箱裝載區格架影響臨界分析的不同因素。
5. 說明護箱裝載區格架使用 Boral 釋放氫氣的設計特點。
6. 說明使用燃料護箱吊車如何符合 NUREG-0612 Section 5.1.2 之要求。
7. 說明如何維持用過燃料池的均勻水溫，護箱裝載區的局部熱升，以及兩區熱流相互作用分析之適當性。
8. 說明燃料由用過燃料池移出的能力，以確保於護箱裝載區格架允許貯存的燃料元件數量。

本案與前述RAI有關於用過燃料池與護箱裝載區的臨界分析詳見第三章，燃料池與護箱裝載區之熱流分析相關之詳細評估則詳見第四章，有關設置格架的行政管制措施及安裝作業符合 NUREG-0612[3]內容詳細說明於第

七章，有關輻射劑量與偵測之分析內容詳細說明於第八章。

Turkey Point 電廠已在廠內興建用過燃料乾式貯存設施，是採用美國 TN 公司所設計之混凝土模組(NUHOMS)，所使用之密封鋼筒型式為 HD-32PTH，此密封鋼筒可貯存 32 束用過燃料。此乾貯設施已在 2010 年啟用，目前已安裝 18 組 NUHOMS-32PTH。

1.2.5 St. Luice 電廠護箱裝載池格架安裝

St. Lucie 電廠位於佛州 Lucie 郡的 Hutchinson 島上，在 Fort Pierce 市的南方。該核電廠有兩座 CE 公司(Combustion Engineering) 建造的壓水式反應爐，其額定熱功率為 2,700 MWt；1 號機在 1976 年，2 號機在 1983 年分別開始商業運轉。

St. Lucie 電廠 1 號機在 2005 年底，第 19 次燃料循環時，會面臨用過燃料池喪失全爐心退出能力的問題；2 號機則在 2007 年底，第 17 次燃料循環時，面臨相同的問題。佛州電力公司決定在每部機組的護箱裝載池(Cask Pit)內裝設格架，以擴充用過核燃料貯存容量。這項改善措施可將 1 號機的貯存容量，由既有 1,706 貯存單元擴充至 1,849 貯存單元；2 號機的貯存容量，則由現有的 1,360 貯存單元擴充至 1,585 貯存單元。St. Lucie 電廠的用過核燃料貯存容量擴充報告中，提供有關擴充用過核燃料貯存容量的設計基準，分析方法及結果，用以進行運轉規範之變更申請。

St. Lucie 電廠是分別在 1 號機護箱裝載池放置 1 組 11x13 (共 143 個)格架，及 2 號機護箱裝載池放置 1 組 15x15(共 225 個)格架，St. Luice 電廠之用過燃料池及護箱裝載池布置如圖 1-10 所示。

護箱裝載池的燃料格架為可自由站立(freestanding)且自我支撐(self-supporting)。其主要結構材料為 SA240-Type 304L 不銹鋼片(sheet)及不銹鋼板料(plate stock)材質，可調準的支撐軸(spindle)則為 SA564-630 (硬質不銹鋼)，燃料格架中唯一非不銹鋼材料，則是 Boral 中子吸收材料。

格架的應力設計與分析，係符合 ASME Boiler and Pressure Vessel (B & PV) 法規中 SectionⅢ, Division Ⅰ ,Subsection NF[4]的規定。有關材料採購、分析、製造及安裝，則符合 10CFR50 Appendix B[5]的要求。

格架設計及方法係採用跟先前技術規範變更申請相同的評估模式。有關燃

料格架性能之設計和分析的報告文件，符合適用法規、標準的要求，特別是 USNRC letter “ OT Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and handling Application” 1978 年版及 1979 年附錄[6]。

美國核管會2007年7月22日對St. Lucie 電廠提出23項補充資料要求(Request for Additional Information, RAI)，其中大部分都是與用過燃料池貯存容量擴充工程(如核二廠以前所完成之用過燃料池貯存容量擴充工程)有關，而不適用於本計畫，與護箱裝載池安裝格架相關者有6項，其問題簡述如下:

1. 說明安全負載路徑訂定之指引，尤其要說明燃料格架是否會在用過燃料、安全相關設備、或燃料池局部區域(堰牆)上方移動。

2. St. Lucie電廠是利用統計及考量所有誤差及不準度計算護箱裝載池的最大有中子增殖因數，但是所提送報告卻沒有包含計算這些數值所使用的公式。請提供計算最大有效中子增殖因數所使用的公式，及提供一詳細的數值範例以證明計算中已包含誤差及不準度。同時應詳細說明所使用的統計法及任何統計不準度計算所使用之數值。

3. 報告中使用提供St. Lucie電廠2號機燃耗計算所使用的主要爐心運轉參數，但卻沒有說明這些數值如何代表護箱裝載池所貯存用過核燃料之最大限制狀況(造成最大的殘餘反應度)。請對所提供之數值提出詳細判斷，以驗證它們如何對所貯存之燃料產生最大限制狀況。

4. 1號機護箱裝載池的臨界分析，燃料密度使用5%不準確度，2號機護箱裝載池，卻只使用1%不準確度。不準度降低將造成低殘餘反應度。請提供兩者採用不同不準度之詳細判斷說明及其依據。，對於這些各別假設值，則須加以澄清說明。

5. 2號機既有燃料格架中心點到中心點的距離為8.96英吋，而護箱裝載池所使用燃料格架之中心點到中心點的距離則縮減為8.80英吋。請說明尺寸縮小的基準及反應度計算是否考量此尺寸之改變。

6. 所增加的用過燃料，會增加燃料池和護箱裝載池經由水所移除的熱量。請說明有多少熱量會釋放至冷卻渠道。

佛州電力公司於 2003 年 8 月 28 日以書信回覆美國核管會之 RAI，核管會於 2003 年 11 月 4 日針對佛州電力公司的原先回覆說明，再提出進一步 RAI，

而佛州電力公司也於 2003 年 12 月 11 日提出進一步說明。

有關本案上述第 1.項問題，已於本報告第 7 章詳加說明，並以圖示路徑圖；對於第 2.至 5.項問題，則詳見本報告第 3 章之內容說明；第 6.項問題則詳見本報告第 4 章之分析，其結果顯示其影響輕微。

St. Luice 電廠已興建有乾式貯存設施，採用 TN 公司所設計之混凝土模組，其型式為 NUHOMS-32PTH，於 2008 年啟用。至 2006 年 5 月止，已有 26 組 NUHOMS-32PTH 已裝填燃料。

1.2.6 Davis Besse 電廠護箱裝載池及傳送渠道格架安裝

Davis -Besse 電廠為單一機組的壓水式反應器，位於 Toledo 市東方 21 英里處，靠近俄亥俄州 Oak 港。其核蒸氣供應系統(NSSS)係由 Babcock & Wilcox (B&W)公司所設計。該核電廠額定熱功率為 2817 MWt，在 1977 年 4 月獲得美國核管會運轉執照，並於 1978 年 1 月正式商業運轉。美國核管會於 2015 年 12 月 8 日核准 Davis- Besse 電廠延役 20 年之執照申請，因此 Davis-Besse 將可運轉至 2037 年。

美國核管會於 2000 年 2 月先核准了 Davis-Besse 核電廠(執照號碼: NPF-3)第 237 號執照修訂案，允許該電廠於護箱裝載池(Cask Pit)及傳送渠道安裝臨時格架，其工作分階段執行，說明如下：

1. 在護箱裝載池放置 4 組安裝過程進行燃料挪移所需之之臨時格架(容量為 289 個貯存單元)，此 4 組格架後來移入用過燃料池內。
2. 在傳送渠道放置 1 組安裝過程進行燃料挪移所需之臨時格架(容量為 90 個貯存單元)，該格架後來移入用過燃料池內。

護箱裝載池的燃料格架為可自由站立(freestanding)且自我支撐(self-supporting)。格架的主要結構材料為 SA240-Type 304L 不銹鋼片(sheet)及不銹鋼板料(plate stock)材質，可調準的支撐軸(spindle)則為 SA564-630 (硬質不銹鋼)，燃料格架中唯一非不銹鋼材料，則是 Boral 中子吸收材料。

格架的應力設計與分析，係符合 ASME Boiler and Pressure Vessel (B & PV) 法規中 SectionⅢ, Division Ⅰ ,Subsection NF[4]的規定。有關材料採購、分析、製造及安裝，則符合 10CFR50 Appendix B[5]的要求。

Davis-Besse 電廠於2000年12月2日向美國核管會提出護箱裝載池新增燃

料格架的申請，美國核管會2001年7月25日對Davis-Besse 電廠提出6項補充資料要求(Request for Additional Information, RAI)，其中都是關於用過燃料池貯存容量擴充工程(如核二廠以前所完成之用過燃料池貯存容量擴充工程)，或潛水伕水下作業。本計畫將只局限在護箱裝載池，且在乾式狀態施工，因此不適用於本計畫。

另 Davis-Besse 電廠也於 2001 年 8 月 20 日收到核管會對於執照修訂申請的非正式(informally)RAI，而 Davis-Besse 電廠於 2001 年 8 月 29 日先以電話視訊方式向核管會討論說明，且確認補充說明資料(Supplemental Information) 不會影響執照修訂申請的結果。

Davis-Besse 電廠已興建有乾式貯存設施，採用 TN 公司所設計之混凝土模組，其型式為 NUHOMS-24P，至 2006 年 5 月止，已有 3 組 NUHOMS-24P 已裝填燃料。

1.2.7 Waterford 電廠護箱裝載池及傳送渠道格架安裝

Waterford 3 號機核電廠位於路易斯安那州密西西比河西岸，Saint Charles 行政區的 Taft 鎮，最靠近的人口集中中心為 Kenner, 其位於廠址東方 13 英哩處；紐奧良市(New Orleans)則大約位於廠址東南方 25 英哩處。Waterford 3 號機核電廠為 CE 工程公司(Combustion Engineering)所設計的單一壓水式反應爐，現行額定熱功率為 3716 MWt。

Waterford 3 號機核電廠既有的用過燃料池有 16 組燃料格架(1,088 個貯存單元)，在 2000 年會喪失全爐心退出的能力；根據所提的新增格架計畫，Waterford 核電廠計畫移除 16 組含有 Boraflex 中子吸收材料的既有燃料格架，更換成高密度燃料格架。新燃料格架設計為 Region 1 及 Region 2 兩類，這兩類燃料格架皆含有 Boral 中子吸收材料；Boral 中子吸收材料已經美國核管會審查通過，並用於其他核電廠的用過燃料池。護箱裝載池(Cask Storage Pit)中安裝 4 組 Region 1 燃料格架(255 個貯存單元)。用過燃料池中則安裝 16 組 Region 2 燃料格架(1849 個貯存單元)；當電廠永久停機後，傳送渠道將安裝 5 組 Region 2 燃料格架(294 個貯存單元)，共計 2398 個新的貯存單元。Waterford 核電廠執行用過燃料池新增格架工作時，使採用潛水伕協助安裝作業，每個潛水伕配戴 5 個遙控計讀式的輻射偵測器，可經由輻射防護人員持續性監控輻射劑量。新安裝的格架將可在第 19 次燃

料週期結束(2018 年)時，提供全爐心燃料退出的能力。因此 Waterford 電廠在 1997 年 3 月 27 日向美國核管會提出執照修訂申請案，其申請案將擴增用過燃料池的貯存容量(包含護箱裝載池及傳送渠道安裝格架)，且將燃料束中 U-235 的最高濃縮度由 4.9% (公稱重量百分比率)提高到 5.0%(公稱重量百分比率)。

這些新安裝的貯存格架由 Holtec 公司所製造及安裝，燃料格架為可自由站立(freestanding)且自我支撐(self-supporting)。格架的應力設計與分析，係符合 ASME Boiler and Pressure Vessel (B & PV)法規中 SectionⅢ, Division Ⅰ,Subsection NF[4]的規定。

燃料格架則使用下列結構材料：

1. 貯存單元結構及內部的螺紋式(threaded)支撐腳，由 ASME 標準 SA240 304L 不銹鋼所製造
2. 外部的螺紋式支撐軸(spindle)，則採用硬化後(熱處理至 1100 °F)的 ASME 標準 SA564-630 不銹鋼。
3. 銲接材料為 ASME Type SFA 5.9 ER308L。

Waterford電廠先於1997年3月27日向美國核管會提出運轉規範修訂申請案，其申請案將擴增用過燃料池的貯存容量(包含護箱裝載池及傳送渠道安裝格架)，且將燃料束中U-235的最高濃縮度由4.9% (公稱重量百分比率)提高到5.0%(公稱重量百分比率)。Waterford核電廠所提出的修訂案，經美國核管會審查後，符合10 CFR Part 51[7]的法規及相關規範的要求。美國核管會於1998年7月10日正式行文，同意Waterford核電廠燃料池擴充有關運轉規範修訂案。

Waterford 電廠再於2008年9月17日書面向美國核管會提出執照修訂申請案，核管會則於2009年1月2日向Waterford 電廠提出6項補充資料要求(Request Additional Information, RAI)，主要是有關燃耗(Burnup)特性描述、耗乏(Depletion)參數與硼濃度的關係、燃料棒參數、CASMO-2 程式使用、及硼濃度說明。Waterford 電廠於2009年2月26日書面答覆美國核管會所提出的RAI，經審查後，核管會針對Waterford 電廠2009年2月26日的答覆，於2009年4月17日對Waterford電廠提出4項補充資料要求(Request for Additional Information, RAI)，其中大部分仍是關於用過燃料池貯存容量擴

充工程(如核二廠以前所完成之用過燃料池貯存容量擴充工程)、MCNP4a /CASMO-4程式驗證、或Boral材料濃度說明，並無與護箱裝載池安裝格架直接相關的特殊問題。

1.2.8 Watts Bar 電廠護箱裝載池格架安裝

Watts Bar 核電廠(WBN)是一座西屋公司設計的壓水式反應器，由田納西流域管理局(TVA)擁有且負責運轉。Watts Bar 電廠位於田納西州 Rhea 郡，距離 Chattanooga 東北方 50 英里，1 號機於 1996 年 5 月 27 日開始商業運轉，現行額定熱功率為 3459 MWt。Watts Bar 的燃料貯存系統，包括一座 474 英吋(長)x380.5 英吋(寬)的燃料池，及一座 144 英吋 x380.5 英吋，用來裝卸護箱的相鄰護箱裝載池(Cask Pit)，燃料池包含 1,312 個貯存單元，其中有 484 個一直使用中；這些燃料格架包含 12 個 8x10 模組(80 個單元)，及 4 個 8x11 模組(88 個單元)。既有格架為 Wachter 公司(位於賓州匹茲堡市)所製造。因為全爐心有 193 燃料束，以維持全爐心退出容量；意味著正常燃料退出量，須維持 291 束(484 束減去 193 束)的容許貯存量。退出燃料的貯存容量，足夠 3 到 4 個燃料週期；則依實際裝填的批次而定。因此 Watts Bar 在相對高容量因素(Capacity Factor)運轉時，會在 2001 年時喪失全爐心退出的能力。

由於面臨喪失全爐心退出的能力，及想要更換既有以 Boraflex 為中子吸收材料的貯存格架，因此 Watts Bar 1 號機在第 1 次燃料週期結束前，就進行用過燃料池貯存容量擴充工程。在初始燃料退出之前，替換掉既有的燃料格架，因為移除的格架沒有被污染，因此可以減少廢料量。在第一次燃料週期結束前進行移除工作，可減少人員輻射曝露，降低用過燃料池進行格架更換的風險，避免重件墜落至用過燃料之事故，且顯著減少施工費用。

含有 Boral 中子吸收材料的 24 組(1,386 個貯存單元)格架，安裝於用過燃料池中，這些格架是由明尼蘇達州聖保羅市的 Programmed and Remote System Corporation (PaR)為所設計與製造。這款 PaR 格架自 1979 年起在田納西流域管理局的 Sequoyah 核電廠(SQN)正式取得執照，且非常成功地使用了 13 年，直到 1995 年 SQN 擴充燃料池容量，才被高密度燃料格架更換掉。Watts Bar 和 SQN 兩個電廠的燃料池本質上是相同的(identical)，如同兩電廠的燃料可共通使用。除了 PaR 的格架外，Watts Bar 核電廠 1 號機在位於用過燃料池內的西南側牆壁外圍，放置 10 組(224 個)小型格架模組

(稱為 ”baby 格架”)，護箱裝載池放置 1 組 15x15(225 個)格架，這兩型格架則是由 Holtec 公司所設計及製造。有關用過燃料池及護箱裝載池的格架布置如圖 1-11 所示。

護箱裝載池的燃料格架為可自由站立(freestanding)且自我支撐(self-supporting)。PaR 燃料格架的主要結構材料為 304 不銹鋼桶罐(canisters)、CF-3M 的格狀鑄體(grid castings)及硬化 17-4 PH 不銹鋼材料的基腳座(pedestals)。Holtec 燃料格架的主要結構材料為 SA240-Type 304L 不銹鋼片(sheet)及不銹鋼板料(plate stock)材質不銹鋼板料(plate stock)材質，可調準的支撐軸(spindle)則為 SA564-630 (硬質不銹鋼)，燃料格架中唯一非不銹鋼材料，則是 Boral 中子吸收材料。

格架的應力設計與分析，係符合 ASME Boiler and Pressure Vessel (B & PV)法規中 SectionⅢ, Division Ⅰ ,Subsection NF[4]的規定。有關材料採購、分析、製造及安裝，則符合 10CFR50 Appendix B[5]的要求。

有關燃料格架性能之設計和分析的報告文件，符合適用法規、標準的要求，特別是 USNRC letter “ OT Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and handling Application” 1978 年版及 1979 年附錄[6]。

美國核管會1997年1月2日對Watts Bar 電廠1號機提出2大類共7項補充資料要求(Request for Additional Information, RAI)，其中大部分都是關於用過燃料池貯存容量擴充工程(如核二廠以前所完成之用過燃料池貯存容量擴充工程)、Boral材料腐蝕現象說明、或國家污染物排放系統(NPDES)許可，因而不適用於本計畫，與護箱裝載池安裝格架有關者有2項，其問題簡述如下:

1. 說明廢棄物處理系統或流量是否需要改變。

2. 說明是否因為池水溫度及蒸發量的改變，而改變排放的溫度。

針對本案之上述第1.項問題，護箱裝載池安裝格架所增加的廢棄物極少，不會增加系統負荷，因此廢棄物處理系統或流量沒有改變，詳見本報告第8章內容；第2.項問題，其結果顯示其影響輕微，則詳見本報告第4章內容。

Watts Bar 電廠正在興建乾式貯存設施，採用 Holtec 公司所設計之混凝土護箱，其型式為 HI－STORM FW，預計在 2006 年下半年，將有 8 組 HI－STORM FW 可裝填燃料。

1.3 參考文獻

1. 核二廠 SP-2016-13,「護箱裝載池復原」特殊程序書。

2. USNRC, Regulatory Guide 1.61, Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants.

3. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.

4. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF.

5. 10 CFR PART 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.

6. USNRC letter “ OT Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and handling Application”, dated April 14, 1978,及 January 18, 1979 Amendment.

7. 10 CFR Part 51, Environmental Protection Regulations For Domestic Licensing And Related Regulatory Functions.

表 1-1 核二廠 1 號機用過燃料退出時程及退出數目

週期	退出日期	退出數目	用過燃料池所累積之數目
1	1983/9/27	內容涉及核子保安	
2	1984/10/29		
3	1985/11/27		
4	1987/4/12		
5	1988/6/8		
6	1989/11/10		
7	1991/2/4		
8	1992/6/3		
9	1993/10/7		
10	1994/12/27		
11	1996/2/5		
12	1997/5/3		
13	1998/12/2		
14	2000/3/27		
15	2001/10/27		
16	2003/4/2		
17	2004/10/13		
18	2006/4/14		
19	2007/10/5		
20	2009/4/3		
21	2010/10/23		
22	2012/4/8		
23	2013/12/28		
24	2015/5/18		

表 1-2 核二廠 2 號機用過燃料退出時程及退出數目

週期	退出日期	退出數目	用過燃料池所累積之數目
1	1984/6/8		
2	1985/6/20		
3	1986/7/1		
4	1987/12/22		
5	1989/6/13		
6	1990/12/19		
7	1992/4/28		
8	1993/3/20		
9	1994/5/31		
10	1995/10/13		
11	1997/1/5		
12	1998/5/6		
13	1999/12/13		
14	2001/5/17		
15	2002/12/9		
16	2004/4/16		
17	2005/11/26		
18	2007/5/11		
19	2008/12/5		
20	2010/4/14		
21	2011/11/3		
22	2013/3/1		
23	2014/10/8		

內容涉及核子保安

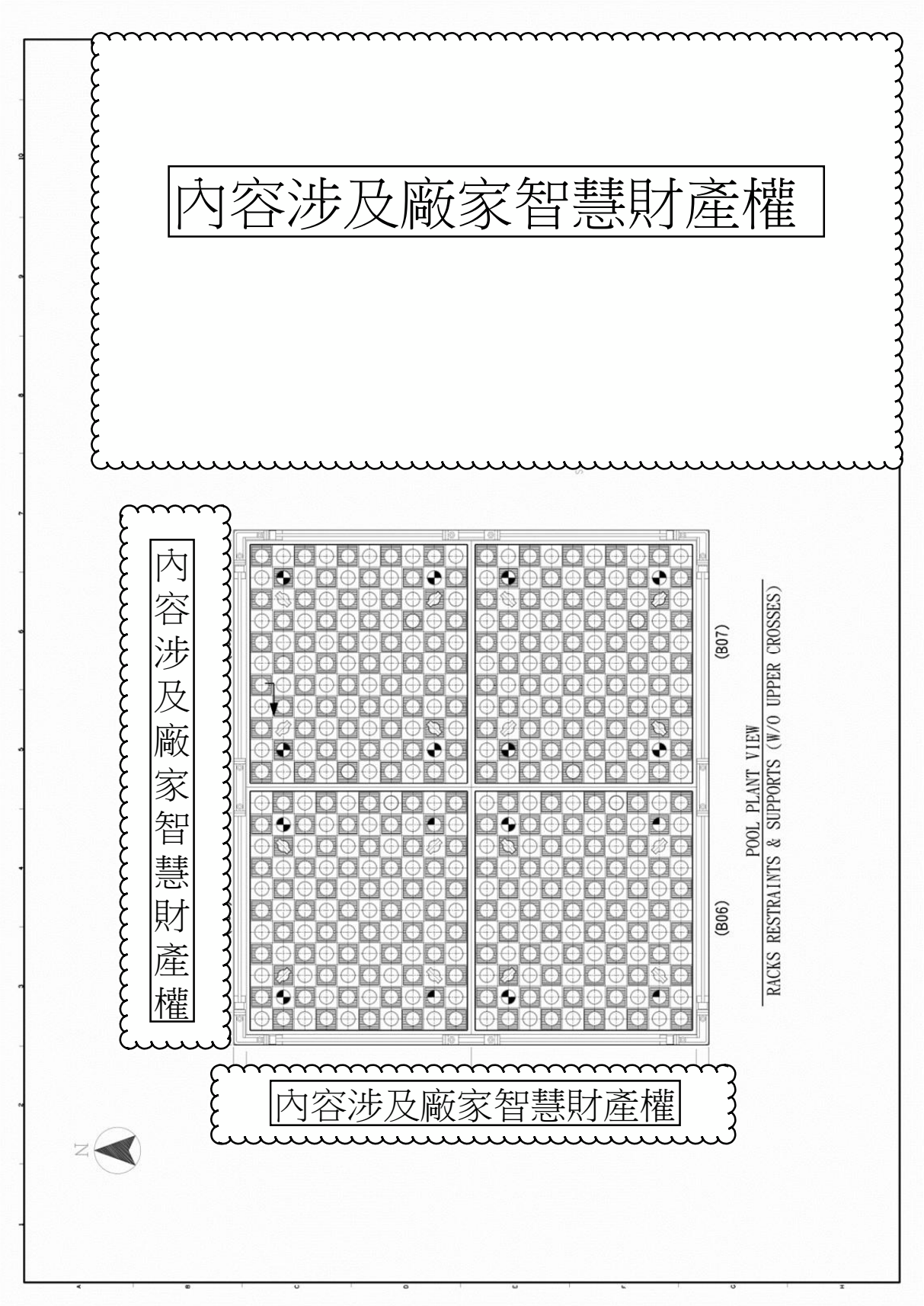


圖 1-1　核二廠護箱裝載池格架布置圖

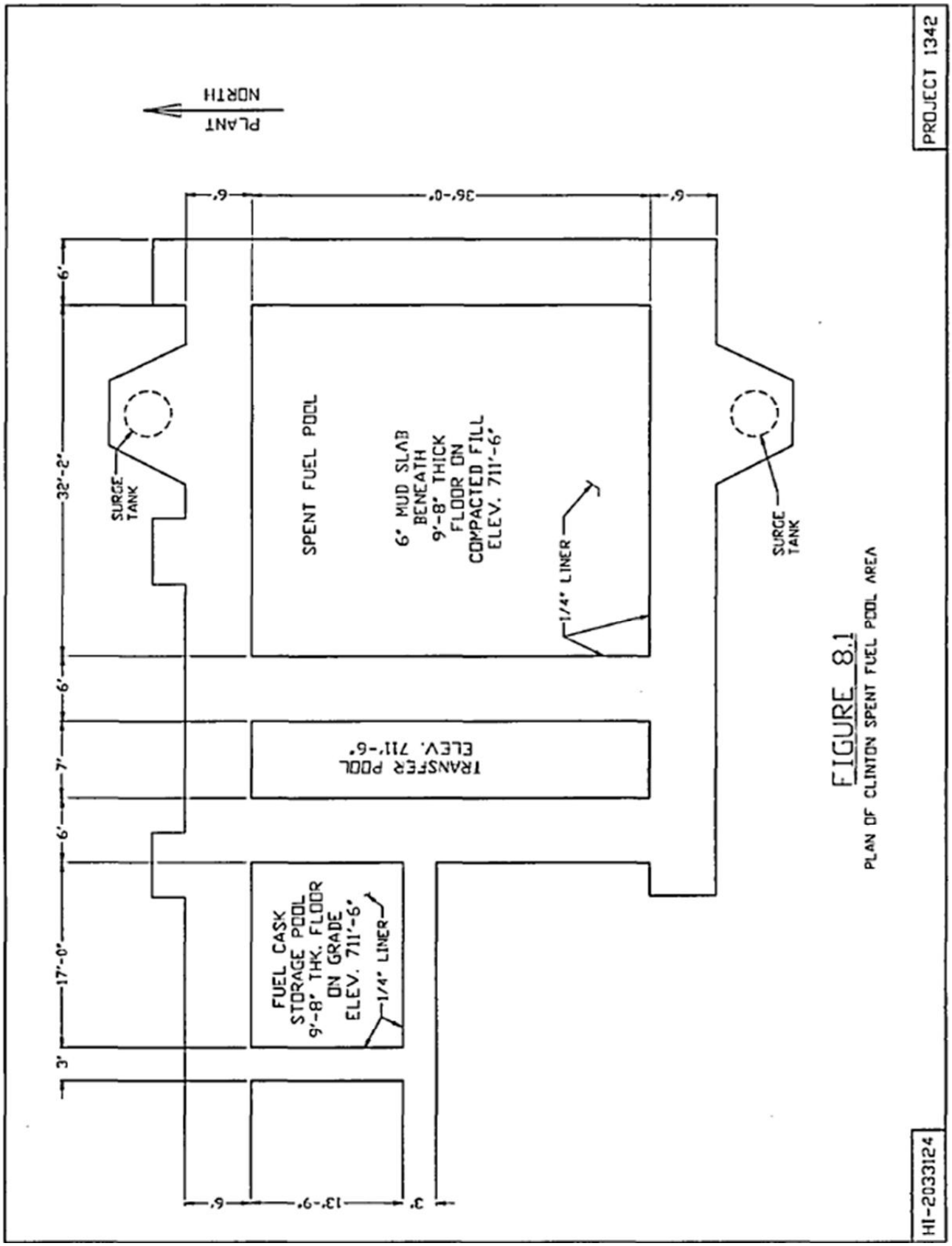


圖 1-2 Clinton 電廠之用過燃料池區域布置

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2033124 (Spent Fuel Storage at Clinton Power Station)

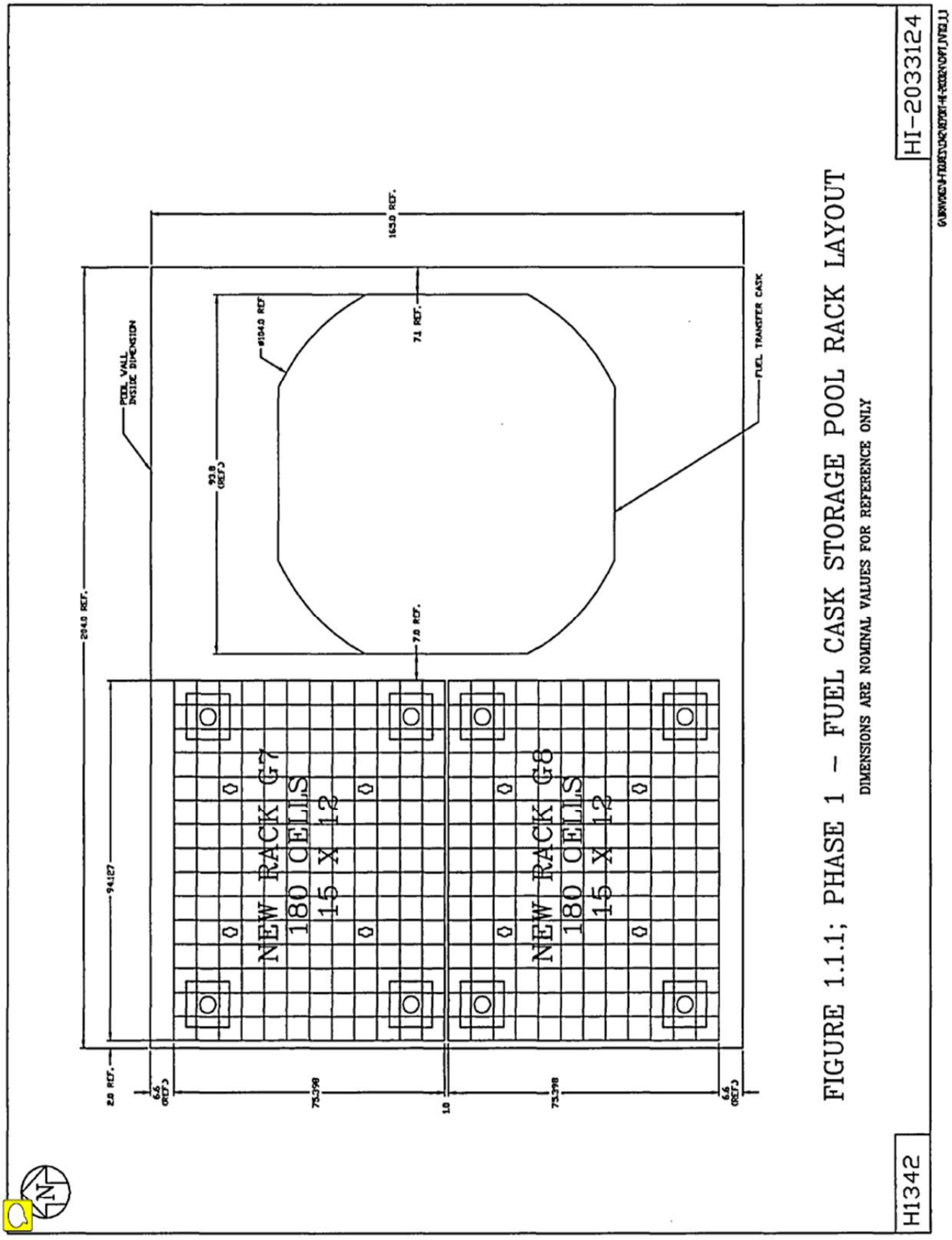


圖 1-3 Clinton 電廠之護箱裝載池格架安裝-Phase 1

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2033124 (Spent Fuel Storage at Clinton Power Station)

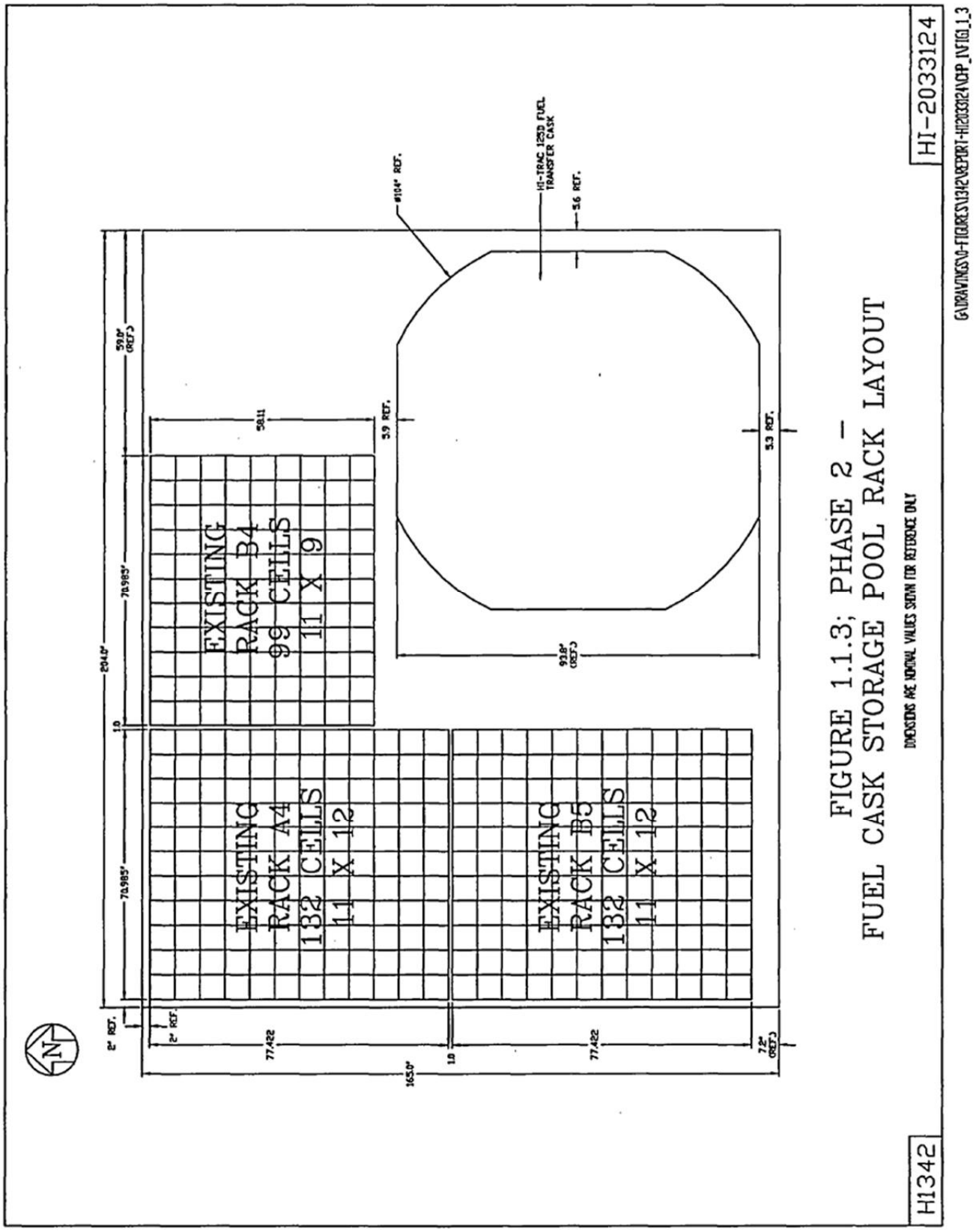


圖 1-4 Clinton 電廠之護箱裝載池格架安裝-Phase 2

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2033124 (Spent Fuel Storage at Clinton Power Station)

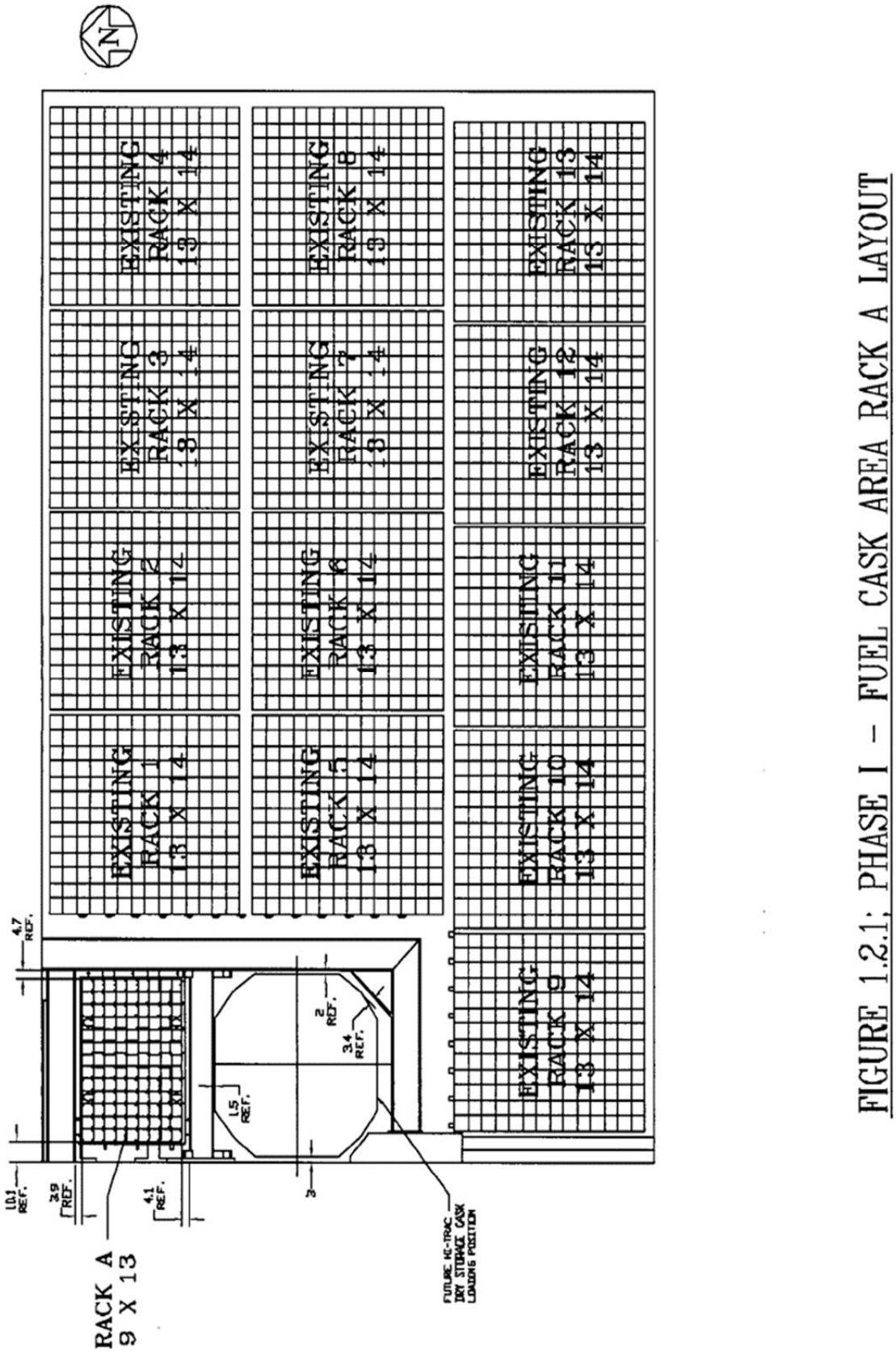


FIGURE 1.2.1; PHASE I – FUEL CASK AREA RACK A LAYOUT

圖 1-5 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝工程-Phase 1

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2043224 (ML062990432)

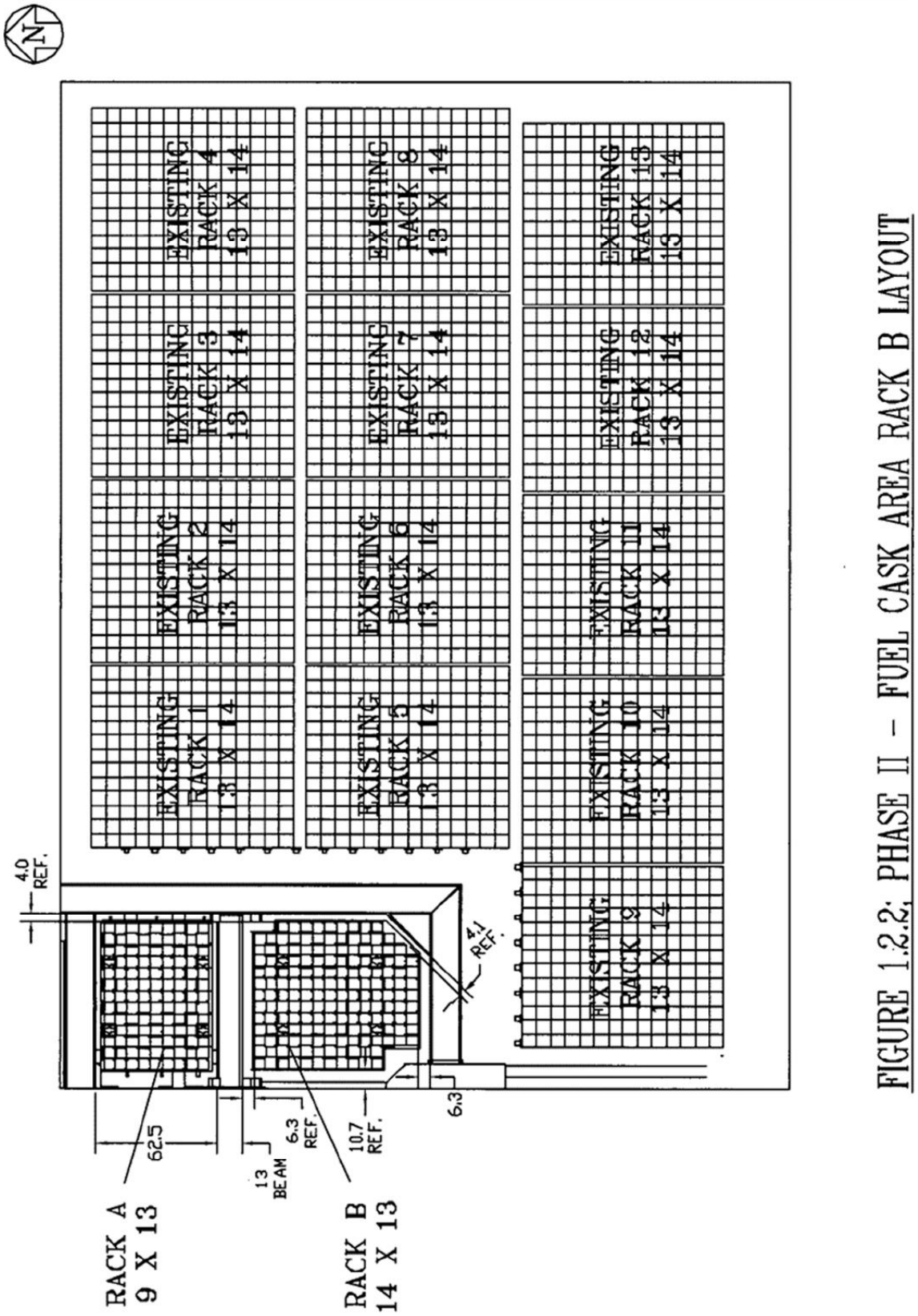


圖 1-6 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝工程-Phase 2

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2043224 (ML062990432)

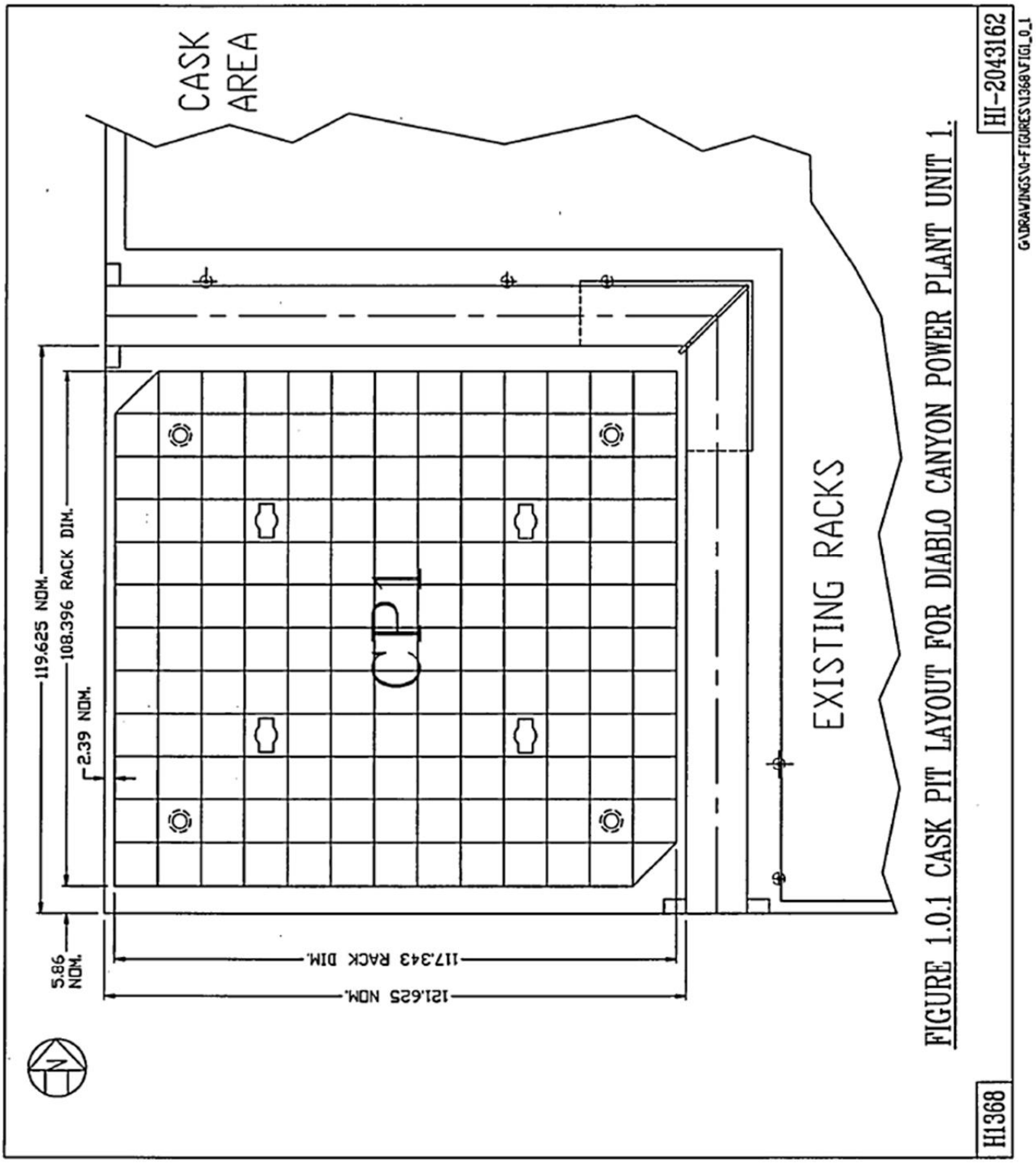


圖 1-7　Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-1 號機

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2043162 (XR175815-02)

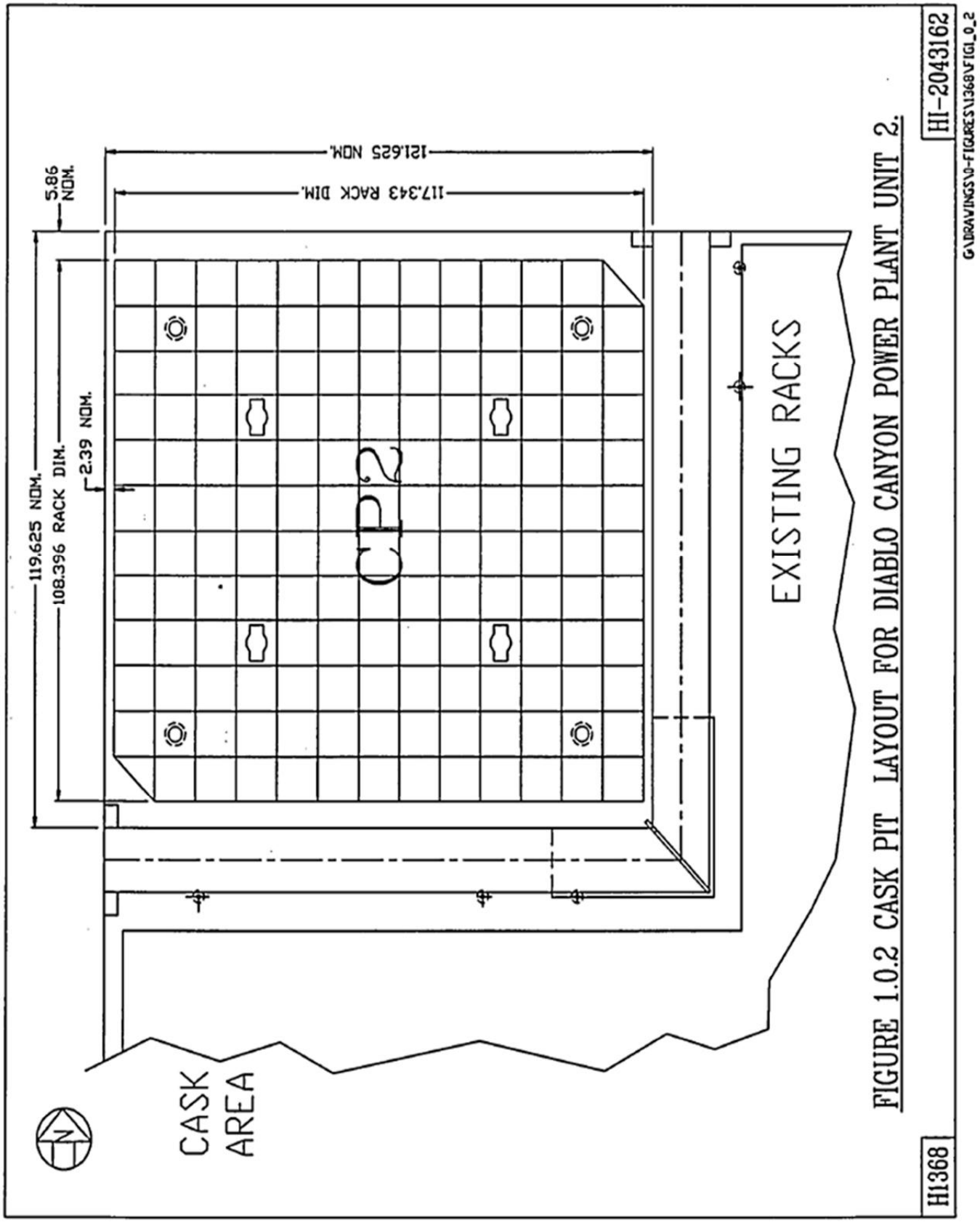


圖 1-8 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-2 號機

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2043162 (XR175815-02)

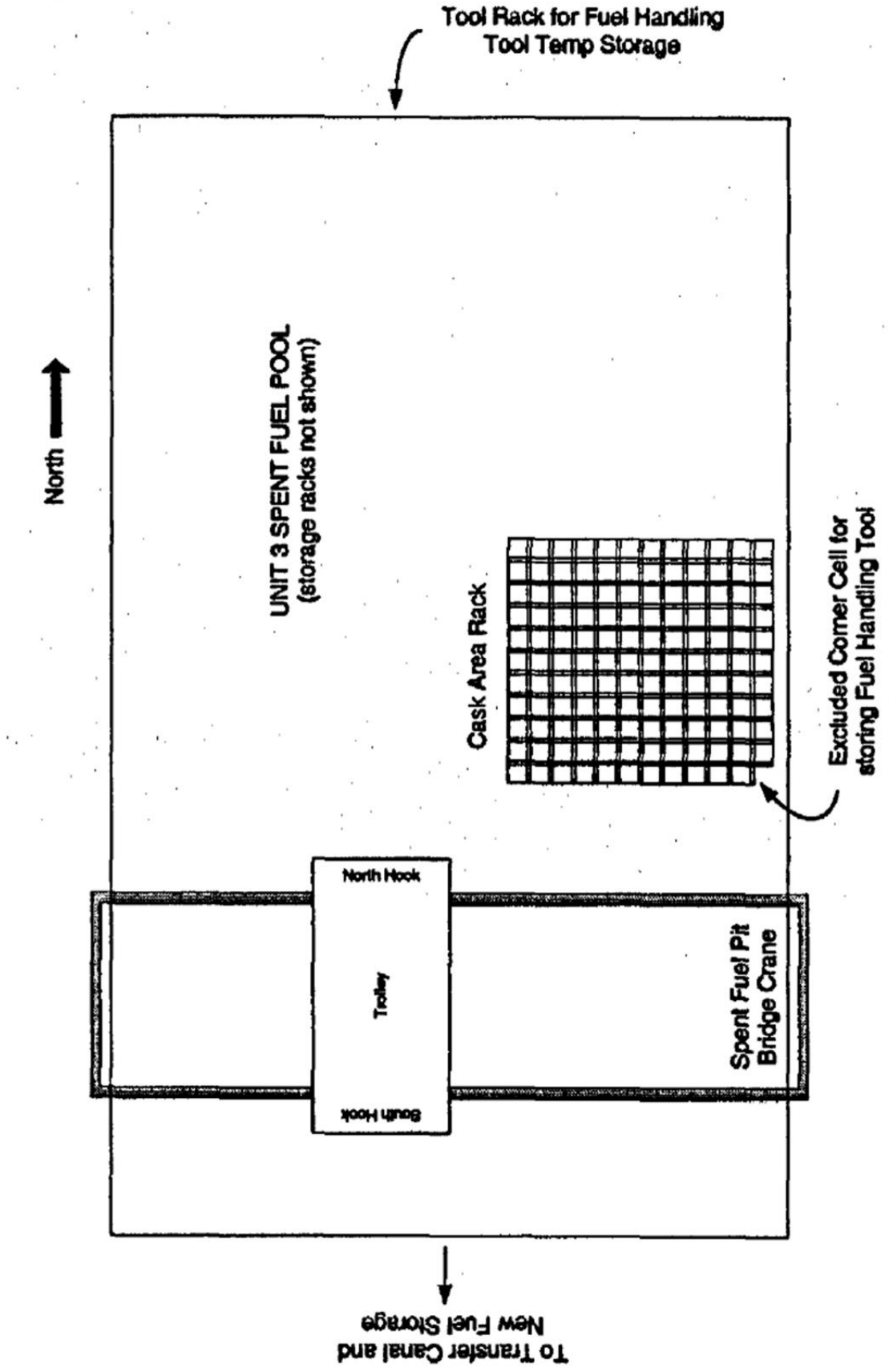


圖 1-9 Turkey Point 電廠護箱裝載區格架安裝

引用自美國核管會網站文件：(ML032580479)
Turkey Point, Units 3 and 4, RAI Response for Addition of Spent Fuel Pool Cask Area Rack Amendment.

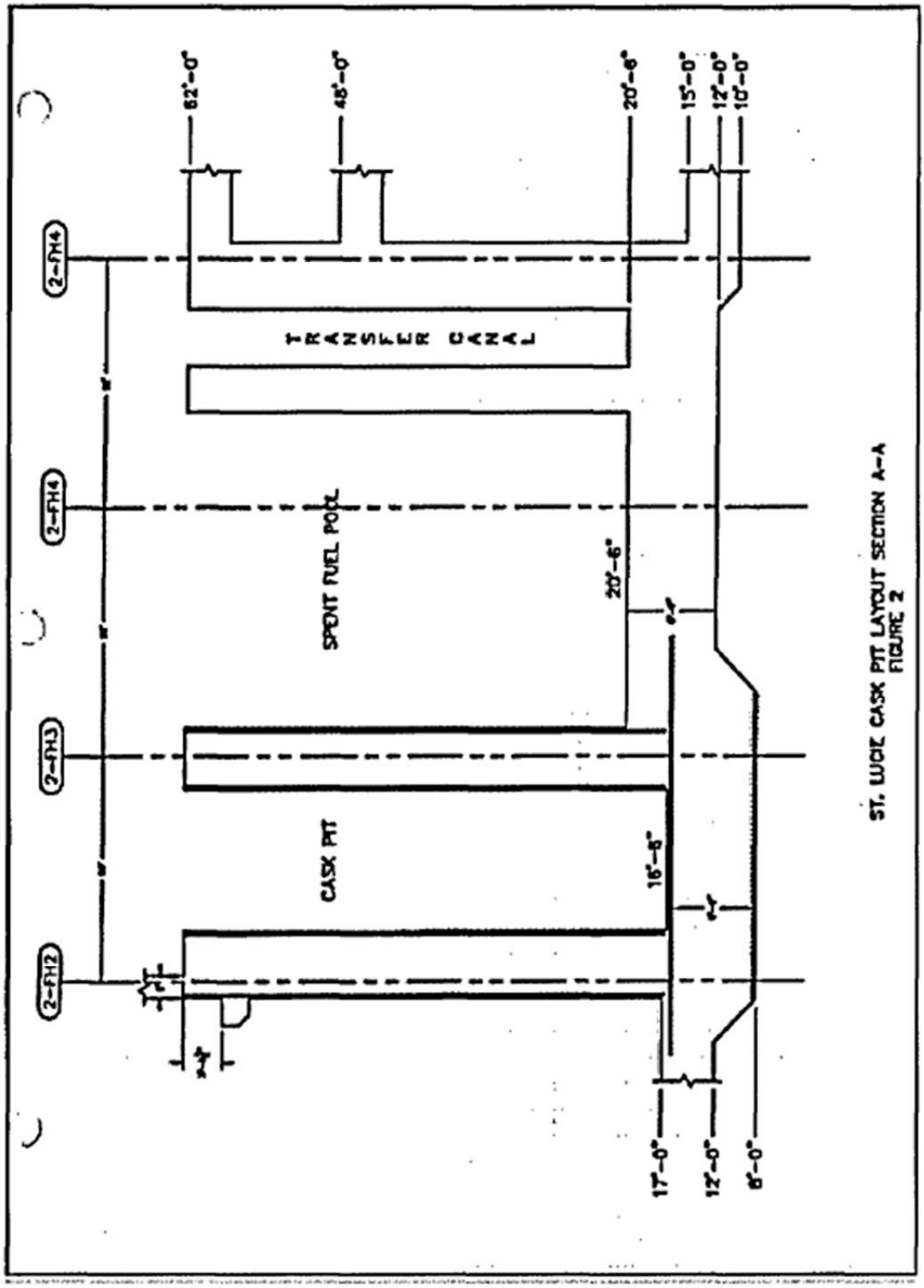


Figure 8.2.2 View Through Section A-A

圖 1-10 St. Luice 電廠之用過燃料池及護箱裝載池布置

引用自美國核管會網站文件：
Holtec Report：HI-2022882 (R163905)

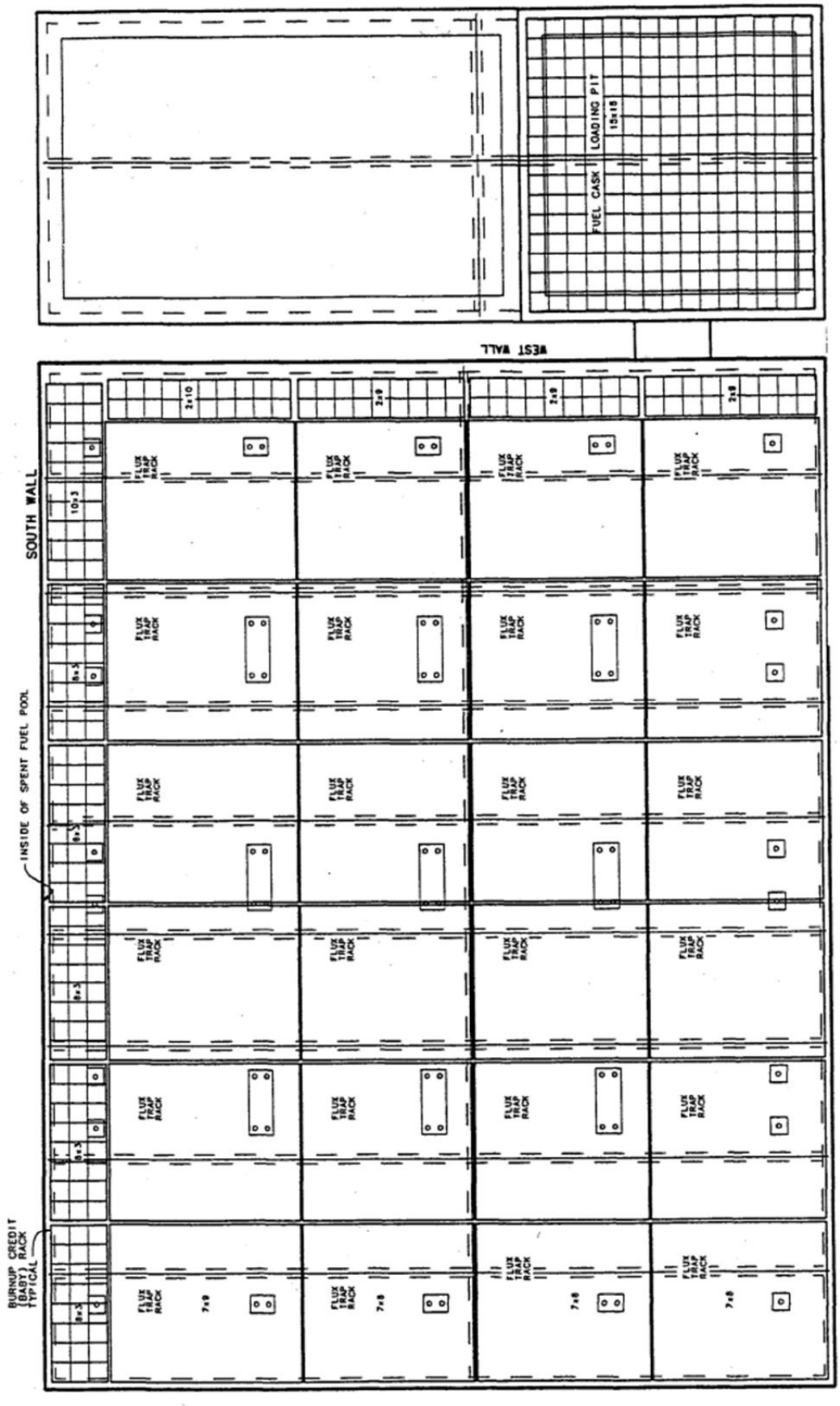


圖 1-11 Watts Bar 1 號機用過燃料池及護箱裝載池格架布置圖

引用自美國核管會網站文件：
Watts Bar #1 WBN-TS-96-010 (WB9611060045)

第二章 總體介紹

2.1 一般介紹

核二廠 1、2 號機每部機組均有上燃料池及下燃料池。上燃料池位於反應器廠房（一次圍阻體），安裝有 3 組 13x17 個貯存單元的高密度格架，用於機組大修更換燃料期間貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料，但目前在反應爐臨界時不貯存用過燃料。下燃料池，即所謂的用過燃料池，位於燃料廠房內，分東、西兩池，兩池之間由燃料傳送渠道所分隔，如圖 2-1 所示。核二廠曾在民國 81 年進行用過燃料池貯存格架容量第一次擴充計畫，將用過燃料池原有的用過燃料貯存格架更換成含 Boral 中子吸收材料之高密度貯存格架，使每一用過燃料池之貯存容量由 2,520 個用過燃料貯存位置(含 51 個特殊貯存位置)增加至 3,660 個用過燃料貯存位置(含 51 個特殊貯存位置)。該工程之技術顧問是由泰興工程顧問公司負責，格架之設計、製造及安裝則由美國 Holtec 公司負責。民國 93 年核二廠進行用過燃料池貯存容量第二次擴充工程。該次所採取之方法乃是移除燃料池內之特殊格架，切除池壁之一些突出物，包括固定式控制棒懸掛架及西池東側及東池西側各有兩支直徑為 6"之冷卻水擴充管，及其他突出物，然後將原有格架重新布置，如此每一用過燃料池可再安裝 7 組新格架，而增加 738 個貯存單元。即每一用過燃料池之貯存容量由 3660 個貯存位置增加至 4398 個貯存位置。該次用過燃料池貯存容量擴充工程之技術顧問是由泰興工程顧問公司負責，格架之設計、製造及安裝則由西班牙 ENSA 公司承包; 但格架之實際安裝作業是委託我國廠商執行。因此目前核二廠用過燃料池內之格架包含 Holtec 及 ENSA 所提供之格架，如圖 2-2 所示，兩者之設計參數如表 2-1 所示。兩者之外觀類似，且均以 Boral 為中子吸收材料。但 ENSA 格架含有較高之 B-10 面積密度（最小值為內容涉及廠家智慧財產權，以因應濃縮度較高之燃料，而 Holtec 格架所含的 B-10 面積密度則為內容涉及廠家智慧財產權。此外，Holtec 格架之底板厚度為內容涉及廠家智慧財產權，而 ENSA 格架之底板厚度則提高為內容涉及廠家智慧財產權。

核二廠的護箱裝載池位於燃料廠房用過燃料池東池東側，與用過燃料池東池以 3 號門(Gate 3)相隔，而與護箱清洗池以 4 號門(Gate 4)相隔，其位置如圖 2-1 所示，其東西向尺寸為內容涉及核子保安，南北向尺寸為內容涉及核子保安，而深度則與用過燃料池相同。其原設計功能乃用來放置金屬護箱或傳送護箱，以將用過燃

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，然後將其外運至指定地點或移至乾式貯存設施貯存。以 1 號機為例，護箱裝載池之展開圖如圖 2-3 所示，在其北牆內有用來懸掛 4 號門之掛架，及 10" 內容涉及核子保安 內容涉及核子保安 及 12" 內容涉及核子保安 管路之出口。12" 內容涉及核子保安 管路連接至冷凝水貯存槽，作為護箱裝載池快速充水用。10" 內容涉及核子保安 管路連接至用過燃料池冷卻水泵，作為護箱裝載池快速洩水用，洩水將經由用過燃料池冷卻水泵、熱交換器、過濾樹脂床後流回用過燃料池。南牆有用來懸掛 3 號門之掛架，及 6" 內容涉及核子保安 管之出口。6" 內容涉及核子保安 管路連接至冷凝水傳送泵(condensate transfer pump)，作為護箱裝載池補水用。護箱裝載池底部之襯板上另銲有一片厚度為 內容涉及核子保安 之不銹鋼環狀磨耗板(wear plate)，以供護箱承座用。其內徑為 內容涉及核子保安，外徑為 內容涉及核子保安。於池底襯板與混凝土樓板間設置有 內容涉及核子保安 厚之碳鋼板，洩漏導溝(leak chase)則位於此板銲接處之下方。此外，池底部還有一個 2" 內容涉及核子保安 洩水管之 內容涉及核子保安 直徑洩水孔蓋(cap)。上述進入或離開護箱裝載池的管路，除進水管 6" 內容涉及核子保安 外，其他均屬於安全相關的 ASME Section Ⅲ Class 3 等級之系統，並設置常關狀態之核能級閥件。護箱裝載池之俯視圖以及池內壁上既有之管路、構件等突出物，池外側上述相關管閥位置之現場相片，請詳見圖 2-4 至圖 2-9。

2.2 突出物切除

由於選用的格架放入池內後，於池壁與格架之間所剩餘的空間非常有限，若既有池壁上的銲接構件、管路供水或排水口等突出物仍依現況保留，不但妨礙格架的吊掛安裝作業，日後也會干擾用過核子燃料挪移之進行，以及造成部分的貯存格無法使用。故上述池壁上的銲接構件、管路供水或排水口等突出物均於格架吊掛安裝作業前，使用機械切割方式予以切除至凸出壁面 1"處。所有突出物於移除後，相鄰的池壁襯板均必須通過非破壞檢測，確保池壁襯板的完整性。

如圖 2-10、圖 2-11 之掛架及管件復原細部設計圖所示，所有切除的突出物及無法留用的組件均已另製 1 套新品，若日後護箱裝載池須回復作為原有規劃之用途時，即可依相關規定及護箱裝載池復原程序書[1]進行復原作業。

2.3 洩水管及既有管路盲封

為符合法規對於用過燃料池的完整性要求，必須對護箱裝載池所有穿牆孔(penetration)兩端之穿牆管路進行內、外雙重盲封。亦即於與池內壁相鄰之管路外端管口，使用盲板(blind plate)與管壁以封銲(seal weld)進行內盲封；外盲封則是將池外部管路與池外壁相鄰的第一只管閥進行行政管制，使其保持常關狀態。

內盲封如圖 2-12 及圖 13-1~13-4 管路盲封細部設計圖所示，護箱裝載池南側池壁上 6"內容涉及核子保安冷凝水管路之供水口，北側池壁上 12"內容涉及核子保安冷凝水管路之供水口及 10"內容涉及核子保安之排水管口，池底 2"內容涉及核子保安之地板洩水口均須予以內盲封。為便於對盲封後之管路進行水壓測試，於既有管路出口處之內部，是以內、外兩片各內容涉及廠家智慧財產權厚之圓形不銹鋼盲板直接封銲，並對內盲板之封銲進行非破壞檢測，以確認銲道之品質符合法規的要求，於外盲板銲接完成後於內外盲板間以水壓進行測試，如圖 13-5~13-8。通過水壓測試，再將管路切除至凸出壁面 1"處。池底洩水口之 6"直徑洩水孔蓋之盲封方式為取出既有排水濾具，於孔蓋底部及出口端之內部，以上、下各內容涉及廠家智慧財產權厚之圓形不銹鋼盲板直接封銲，並於下部的盲板銲接完成後先完成非破壞檢測。因無突出物需切除的情況，故於通過水壓測試後仍保留上部之盲板。

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權相關之管路應力及原有支撐設計亦均已檢核，滿足於新事證地震等級(0.67g)之設計條件下的規範要求，以及護箱裝載池的完整性要求。

2.4 池底墊板及承載板之配置

護箱裝載池池底之高程與用過燃料池相同，均為內容涉及廠家智慧財產權，但由於池底襯板上另銲有內容涉及廠家智慧財產權厚之中空圓形不銹鋼磨耗板，由圖 1-1 核二廠護箱裝載池格架布置圖可知，於選用的格架放入此池後，龍門格架內容涉及廠家智慧財產權直徑的基腳板(foot pad w/ load distribution plate)會分別座落於池底襯板及磨耗板之上。故於池底鋪設與磨耗板相同材料及厚度之不銹鋼墊板(backing plate)，並另以內容涉及廠家智慧財產權厚之不銹鋼承載板(bearing plate)完整鋪設於墊板及磨耗板上，使各

基腳板底部座落在同一塊鋼板上，格架重量即經由基腳板將負荷均布於護箱裝載池池底之襯板上。

如圖 2-13、圖 2-14 池底墊板及承載板配置圖所示，為便於上述池底墊板施工之可行性，此墊板配合中空圓形不銹鋼磨耗板之實際完工尺寸，除中空部分使用完整一塊鋼板置入外，於磨耗板外圍與四周池壁的空間，配合池壁與池底接鄰處之襯板彎角，墊板與池壁襯板之間保持[內容涉及廠家智慧財產權]間隙，使用[內容涉及廠家智慧財產權]塊鋼板分開安裝。池底墊板與既有磨耗板，以及各相鄰墊板及承載板之間則保持[內容涉及廠家智慧財產權]間隙，無任何銲接。

2.5 龍門格架及格架之支撐設計

龍門電廠用過核子燃料貯存池格架布置如圖 2-15 所示，龍門電廠每一部機組有 31 組燃料格架，1 號機燃料格架已安裝，2 號機尚未安裝。龍門電廠格架分成 A、B、C、D、E 五種型式；其中 B 型計有 10 組，編號由 B01 至 B10，每一組 B 型格架共有 11x10=110 個貯存單元。核二廠 1 號機護箱裝載池計畫安裝龍門電廠 2 號機之 B01、B02、B06、及 B07 4 組格架；2 號機護箱裝載池則計畫安裝 B03、B04、B08、及 B09 4 組格架。因此每一護箱裝載池可提供 440 個貯存單元。前述之格架配置組合乃考量龍門格架之中子吸收材料 Boral 板為棋盤式(checkerboard)設計，為了確保相鄰的格架間均有 Boral 板，因此每一護箱裝載池之格架布置與龍門電廠 B 型格架布置完全一樣。

龍門電廠格架之設計參數如表 2-1 所示，主要材料與核二廠既有格架相同，Boral 所含 B-10 之最小面積密度為[內容涉及廠家智慧財產權]，與既有的 ENSA 格架相同。貯存單元內部尺寸為[內容涉及廠家智慧財產權]，較既有的 Holtec 及 ENSA 格架大。

龍門電廠格架之型式與核二廠燃料廠房用過燃料池東、西池內既有格架相同，雖均屬於自由站立(free standing)型式，但由圖 2-15 可知，格架與池壁間均設置水平向的支撐(support)，此支撐可將橫向地震力傳送至池體結構，以確保格架結構應力滿足設計基準地震等級之設計條件。龍門電廠用過核子燃料貯存池格架之支撐詳細，請參見圖 2-16 及圖 2-17。

龍門格架底板(base plate)表面至貯存單元方管(channel)頂端之距離為[內容涉及廠家智慧財產權]，底板(base plate)表面至基腳板底部之距離為[內容涉及廠家智慧財產權]，故格架全長(高)

為[redacted]。於格架四周設有[redacted]寬，[redacted]厚之加勁框架(stiffening frame)，框架頂端至至基腳板底部之距離為[redacted]。格架與池壁間所設置水平向支撐即是以螺栓固定於此加勁框架上。

水平向支撐是由外徑[redacted]，[redacted]厚之圓形不銹鋼管件，以及兩端各[redacted]厚之鋼板以銲接方式組成，圓形管件之長度須配合格架安裝後與池壁的實際距離於現場切割，與池壁相鄰的鋼板則均使用[redacted]方形板且與池壁保持[redacted]的間隙(gap)，以便於格架之安裝及容許於非正常池水溫度下的膨脹。另於間隙為[redacted]相鄰格架加勁框架之間，安裝如圖 2-18 所示，厚度為[redacted]之填塞板構件(upper crosses)。此構件主要目的是為傳遞格架的橫向地震力，藉此構件及所設置的水平向支撐，使地震所產生的負荷集中並分別作用於池壁上。

由圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架布置圖可知，於選用的格架放入池內後，於池壁與格架加勁框架之間所剩餘的空間非常有限(約 81 mm/ 96 mm)。原有龍門電廠格架所設計與池壁間的水平向支撐，是於所有格架安裝完成後，才進行水平向支撐的安裝。因水平向支撐是以螺栓固定於加勁框架上，而此框架頂端至貯存單元方管頂端之距離約為[redacted]，因無足夠的施工空間，本案無法採用龍門電廠格架之方式來設計護箱裝載池內的格架支撐。

為解決上述施工的困難，原有格架支撐之設計，改為利用護箱裝載池頂端之樓地板[redacted]四周的凸緣(curb)，直接以可調式不銹鋼螺桿吊掛一矩形限制器(restraint)，此限制器與池壁緊鄰，但與格架加勁框架之間則仍保持[redacted]的間隙，以限制器取代原有龍門格架水平向的支撐，其位置詳圖 2-20，限制器支撐的位置詳圖 2-21，限制器支撐之組裝示意圖如圖 2-22 所示。

龍門電廠格架以及新增設的限制器及其支撐之設計，經動力分析，均滿足於新事證地震等級設計條件下之應力檢核，確認於核二廠護箱裝載池安裝龍門電廠格架，仍符合相關設計規範之要求。

2.6 設計基準

由龍門電廠搬運並安裝於核二廠燃料廠房用過燃料池護箱裝載池之格架，必須依據原能會所發布「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」[2]之相關要求，提出安全分析報告，其內容至少應包括下列五

大技術範疇之分析與評估結果：

1. 臨界安全
2. 熱流分析
3. 結構分析（材料、機械及結構觀點）
4. 輻射安全
5. 事故評估

臨界安全分析是為確保護箱裝載池 4 組燃料格架所貯存的用過燃料，無論是在正常、異常及事故的情況，在考慮所有的不準度前題下均仍維持在 $K_{eff} \leq 0.95$ 之次臨界狀況。有關臨界安全分析的設計基礎，詳細敘述於本報告之第三章。

熱流分析是評估護箱裝載池安裝 4 組格架後，無論是在正常及異常的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之池水溫度均能維持在原能會所發佈之「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」[2]所規定之限值以下。此外，在正常情況下，池中(含護箱裝載池)任何部份均無局部沸騰現象；在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之上。有關熱流分析的設計基準、分析方法及結果，詳細敘述於本報告之第四章。

結構分析內容包括機械及結構觀點和材料觀點兩部分。在機械及結構觀點方面，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 大會對既有設施特定設計變更案涉及 SMA 兩串安全停機路徑(及大會另有要求者)「耐震設計要求應比照 SMA 補強設計辦理」之要求，在護箱裝載池中新增燃料格架的結構分析主要是以 0.67g 設計基準地震 (Design Basis Earthquake，DBE)，及 FSAR 原運轉基準地震(OBE)為 0.2g 的地震等級為設計基礎，進行格架之動力分析，並確認護箱裝載池的新增燃料格架可承受意外事故所造成之影響。廠房結構則評估新增燃料格架對護箱裝載池及燃料廠房所造成之影響，分別以 0.4g 的設計基準地震，0.2g 的運轉基準地震，以及以耐震餘裕評估(SMA)方法錨定至 0.67g 之 FSAR 原設計反應譜，對護箱裝載池及燃料廠房既有結構物進行耐震及完整性之評估。有關結構負荷的設計基準及意外事故情況之詳細敘述，詳本報告之

第五章及第九章。

在材料觀點方面，使用於用過燃料格架之各種材料必須證實可適用在用過燃料池的環境，以及貯存系統必須確保至少有 40 年的設計壽命。有關材料的設計基準及相關之敘述，詳本報告第六章。

輻射安全評估將考量護箱裝載池安裝格架對用過燃料池水淨化系統所產生的放射性廢棄物，及對燃料廠房空浮之影響。同時進行護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量、以及意外事故對廠界劑量等之影響評估。有關輻射安全評估之詳細敘述請詳本報告第八章。

事故評估針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全)指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。事故評估之結果彙整於本報告第九章。第九章除了提供結構相關事故評估之詳細敘述，亦提供其他安全領域 (臨界安全、熱流安全、輻射安全)之事故評估結論。

2.7 設計負荷及負荷組合

護箱裝載池中燃料格架以設計基準地震力(DBE)之地震頻譜動態反應，於各種負荷(載重)組合下完成結構應力分析，確認各項應力符合 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF[3]在 Level A/B/D 各種情況下所規定之許可值。依 USNRC SRP 3.8.4 Appendix D[4]，用過燃料池格架結構的接受準則及其負荷組合包括：

Level A：Dead loads + Live loads + To + OBE

Level B：Dead loads + Live loads + Ta + OBE

Level D：Dead loads + Live loads + Ta + DBE

OBE - 由 OBE(FSAR OBE)反應譜，並考慮兩水平方向及垂直方向地震力同時計算。

DBE - 由 DBE 反應譜(保守考量採包絡 0.67g 之 FSAR 原設計反應譜)，並考慮兩水平方向及垂直方向地震力同時計算。

To - 正常運轉時之溫度載重，池水溫度不超過 60℃狀態下所產生之溫度載重。

Ta - 異常運轉下之溫度載重，池水溫度低於飽和溫度 100℃狀態下所產生之溫度載重。

根據核二廠第二次格架擴充的格架分析，包括靜載重、活載重、溫度載重及地震載重，其中考量溫度載重是由於可能發生剛從爐心退出之用過燃料放入東西池，而造成 single hot cell 的現象發生。但護箱裝載池將只用來貯存各機組第 1 至 4 週期所退出之用過燃料，平均冷卻期已達 29 年，因此無 single hot cell 的現象發生。以下對本計畫之溫度載重做詳細說明。

護箱裝載池中所產生之溫度載重可能源自於用過燃料衰變熱、材料氧化放熱及用過燃料的臨界反應：

1. 用過燃料衰變熱

   將貯存於護箱裝載池之用過燃料為第 1 至 4 週期退出之燃料，也就是平均冷卻期在 29 年以上之燃料。換言之，用過燃料所產生之衰變熱非常小，溫度載重對格架造成之應力變化可忽略不計。

2. 材料氧化

   護箱裝載池內材料包括格架(不銹鋼)及用過燃料棒(鋯合金)，依據核二廠營運程序書 336.1[5]之規定，對燃料池水溫度之要求，核二廠則採取行政管理限制，要求溫度必須維持低於 54.4℃。護箱裝載池於正常情況池水溫度低於 60℃，異常情況池水溫度低於 100℃，在上述池水溫度條件下，造成不銹鋼及鋯合金的氧化速率極慢，因此材料氧化放熱幾乎可以忽略不計。

3. 用過燃料的臨界反應

   根據本報告第三章臨界安全分析，K_{eff} 計算結果小於 0.95，因此用過燃料並不會達到臨界，所以並不會有用過燃料的臨界反應發生。

基於上述三項因素，且池水溫差不大，造成格架收縮膨脹的瞬態循環次數極低，由於相鄰組件因溫度變化所產生之應力屬於次應力，此值亦很低，故本案可忽略 USNRC SRP 3.8.4 Appendix D[4]所提溫度載重對格架應力之影響。格架模組結構以機械載重為基礎進行評估，考慮池水環境溫度對於格架膨脹及材料允許應力的影響，有關允許應力之限值及格架的實際計算值，另詳本報告之第五章。

2.8 法規及標準

依據 GE 公司所發行之採購規範 31113.62.1810 Rev.7[6]，龍門電廠格架屬於非安全相關之耐地震一等級(seismic category I)組件，但其製造是依據 ASME Section III 1989 Edition plus 1989 Addenda[3]，以及 10CFR50 Appendix B[7]與製造業有關的嚴格品保系統進行所有相關工作。下列各項規範及標準為依據 GE 公司所發行之採購規範，提供用過燃料貯存格架的設計、製造、生產、測試、以及運送等工作遵循使用。本案分析評估相關之特定版本及參考資料則分別詳細增列於各章節。

SPONSOR	NUMBER and SUBJECT
AISC	Manual of Steel Construction Allowable Stress Design 9th Edition, 1989
AISI	Stainless Steel Cold-Formed Structural Design Manual, 1974 Edition
ANSI	N14.6 Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds or more, 1986 Edition
ANSI	N16.9 Validation of Calculation Methods for Nuclear Criticality Safety, 1975 Edition
ANSI	B30.9 Safety Standards for Crane, Derricks, Hoists, Hooks, Jacks, and Slings, 1984 Edition
ANSI	57.2 Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Stations, 1976 Edition
AWS	D1.1 Structural Welding Code, Steel, 1990 Edition

AWS	D1.3 Structural Welding Code, Sheet Metal, 1989 Edition
ASME	Section II Materials, 1989 or Later
ASME	Section III Subsection NF, for Class 3 Component Supports, 1989 Edition.
ASME	Section IX Welding and Brazing Qualifications, 1989 or Later
SSPC	SP-1 Solvent Cleaning, 1982 Edition
SSPC	SP-10 Near White Metal Blast Cleaning, 1985 Edition
USNRC	Regulatory Guide 1.29 Seismic Design Classification, 1978 Edition
USNRC	Regulatory Guide 3.4.1 Validation of Calculation Methods for Nuclear Criticality Safety, Revision 1, 1977.
USNRC	Position Paper OT Position Paper for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Application, dated April 14, 1978; including the January 18, 1979 Revision
USNRC	SRP 3.8.4 Appendix D Technical Position on Spent Fuel Racks, July 1981.
USNRC	NUREG-0612 Control of Heavy Loads of Nuclear Power Plants, July 1980.
USNRC	NUREG-1355 USNRC Generic Safety Issue 82 "Beyond Design Basis Accidents in Spent Fuel Pools", April 1989.

USNRC Standard Review Plan(NUREG-0800) ,Section 9.1, Fuel Storage and Handling, 2007

原能會 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, 民國 79 年 2 月 28 日發布

2.9 龍門格架模組之解析

圖 2-23 與圖 2-24 為龍門電廠用過核子燃料貯存格架詳細圖。龍門電廠格架設計與目前核二廠用過燃料池內 Holtec 及 ENSA 所提供之格架相同，均是採用 Boral 板為中子吸收料，格架製造詳細說明如下。

1. 貯存單元組件：貯存單元是先以內容涉及廠家智慧財產權方式，將兩支精準內容涉及廠家智慧財產權厚之槽型鋼片，以特殊封銲機具製作成內部尺寸為內容涉及廠家智慧財產權的方形盒狀構件。另以精密模具壓製提供中子吸收板放置使用之相框型護套(wrapper)，此護套偏置(offset)內容涉及廠家智慧財產權於貯存單元盒狀構件上，以確保所放置的內容涉及廠家智慧財產權厚中子吸收板不會受到約束。護套銲接於貯存單元盒狀構件上外側的設計位置，中子吸收板(Boral)則放置於護套的內部。護套頂部彎成平滑之導入形狀與盒狀構件以內容涉及廠家智慧財產權方式連接，而形成完整之貯存單元組件。用過核子燃料之貯存單元組件詳圖 2-25 所示。

   貯存單元方型盒狀構件是以內容涉及廠家智慧財產權形式置放形成貯存空間位置，相鄰的貯存單元盒狀構件之間是於縱向以內容涉及廠家智慧財產權方式連結，形成內容涉及廠家智慧財產權的整體結構，並藉以提供軸向、彎曲、以及扭轉等之結構剛性。

2. 格架底板：底板之厚度與原有核二廠用過燃料池 ENSA 所提供格架之底板厚度相同均為內容涉及廠家智慧財產權。於底板上每個貯存單元位置均設內容涉及廠家智慧財產權之內容涉及廠家智慧財產權開口，以提供用過燃料組件作為支撐之置放座。格架底板與貯存單元組件之間均是以內容涉及廠家智慧財產權方式連接。

3. 中子吸收材料：如前所述，龍門電廠亦使用 Boral 板為中子吸收材料，與原有核二廠用過燃料池 ENSA 所提供格架相同，其 Boral 板也是由 AAR Brooks and Perkins of Livonia, Michigan 相同廠商提供。

4. 相框型護套：如前所述內容涉及廠家智慧財產權厚的護套為貯存單元組件的一部分，作為標示及放置中子吸收材料之用。必須以高耐受性模具來重複壓製不銹鋼片，以製作完成精確尺寸的護套。護套本體並不作為格架貯存

單元組件結構的一部分，護套外壁突出貯存單元外壁[內容涉及廠家智慧財產權]。貯存單元、護套、中子吸收材料等之相關位置及詳細尺寸詳圖 2-25。

5. 支撐腳：所有格架支撐腳均為可調整的型式，螺栓與其上部的螺栓座均採用 SA479 Type 304L 之不銹鋼材料，另於螺栓底部則使用直徑[內容涉及廠家智慧財產權]之 SA240 Type 304L 材質的基腳板(load distribution plate)。支撐腳螺栓頂部突出呈[內容涉及廠家智慧財產權]型式，以便於格架置放於裝載池後，可於格架頂部以特殊工具進行格架高程的調整，以螺栓調整高程之允許值為正負[內容涉及廠家智慧財產權]

6. 格架加勁框架：如本章 2.5 節所述，於格架四周設有[內容涉及廠家智慧財產權]寬[內容涉及廠家智慧財產權]厚之加勁框架(stiffening frame)，框架頂端至至基腳板底部之距離為[內容涉及廠家智慧財產權]。龍門電廠格架與池壁間所設置水平向支撐即是以螺栓固定於此加勁框架上。格架最外側貯存單元組件之間是採用[內容涉及廠家智慧財產權]厚的蓋板(closure plate)形成貯存單元，此蓋板外側並無相框型護套。視蓋板與框架間之間隙大小插入適當鋼片(shim plate)，將此框架銲接固定於格架最外側的蓋板上。因蓋板是以[內容涉及廠家智慧財產權]方式突出於貯存單元組件外側。故框架與護套間並無任何銲接及衝突。

2.10 參考文獻

1. 核二廠 SP-2016-13, 「護箱裝載池復原」特殊程序書。

2. 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，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。

3. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF, 2007 Edition and including 2008 Addenda.

4. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4, Appendix D, Guidance On Spent Fuel Pool Racks, Revision 4, September 2013.

5. 核二廠 336.1 營運程序書, 「用過燃料池冷卻與淨化系統」。

6. Purchase Specification for High Density Fuel Storage Racks, Project Drawing Number 31113.62.1810, Revision 7, GE Nuclear Energy.

7. 10 CFR PART 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.

表 2-1 核二廠既有 Holtec 及 ENSA 格架之設計參數對照表

項次	項目	核二廠		龍門電廠 (ENSA 格架)
		Holtec (第一次格架容量擴充)	ENSA (第二次格架容量擴充)	
1	品質等級	10CFR 50 App B		10CFR 50 App B
2	地震等級	I		I
3	材料規格	● 主要材料:SA240, Type304L, stainless steel ● 支撐腳 SA564 TP630		● 主要材料: SA240, Type304L ● 支撐腳 SA479, Type304L
4	中子吸收材料	Boral		Boral
5	10 CFR 50 Appendix B 符合性	Yes		Yes
6	提供 CMTR	Yes		Yes
7	材料之可追蹤性	Yes		Yes
8	格架應力分析	符合 ASME Section III, NF 之規定		符合 ASME Section III, NF 之規定
9	貯存單元內部尺寸	內容涉及廠家智慧財產權		
10	最小格距 (Pitch)			
11	標稱格距			
12	B-10 Boral Loading			
13	Boral 片寬度			
14	Boral 片長度			
15	Boral 片與底板間距			
16	貯存單元高度			
17	貯存單元厚			

項次	項目	核二廠		龍門電廠 (ENSA 格架)
		Holtec (第一次格架容量擴充)	ENSA (第二次格架容量擴充)	
	度	內容涉及廠家智慧財產權		
18	底板厚度			
19	底板格子樑深度			
20	格架全高(含支撐腳)			
21	每一格架之支撐腳數目			
22	支撐腳型式	可調整	可調整	可調整

內容涉及核子保安

圖 2-1　燃料廠房於高程 1'-0"平面圖

內容涉及廠家智慧財產權

圖 2-2 核二廠用過燃料池 ENSA 所提供之格架

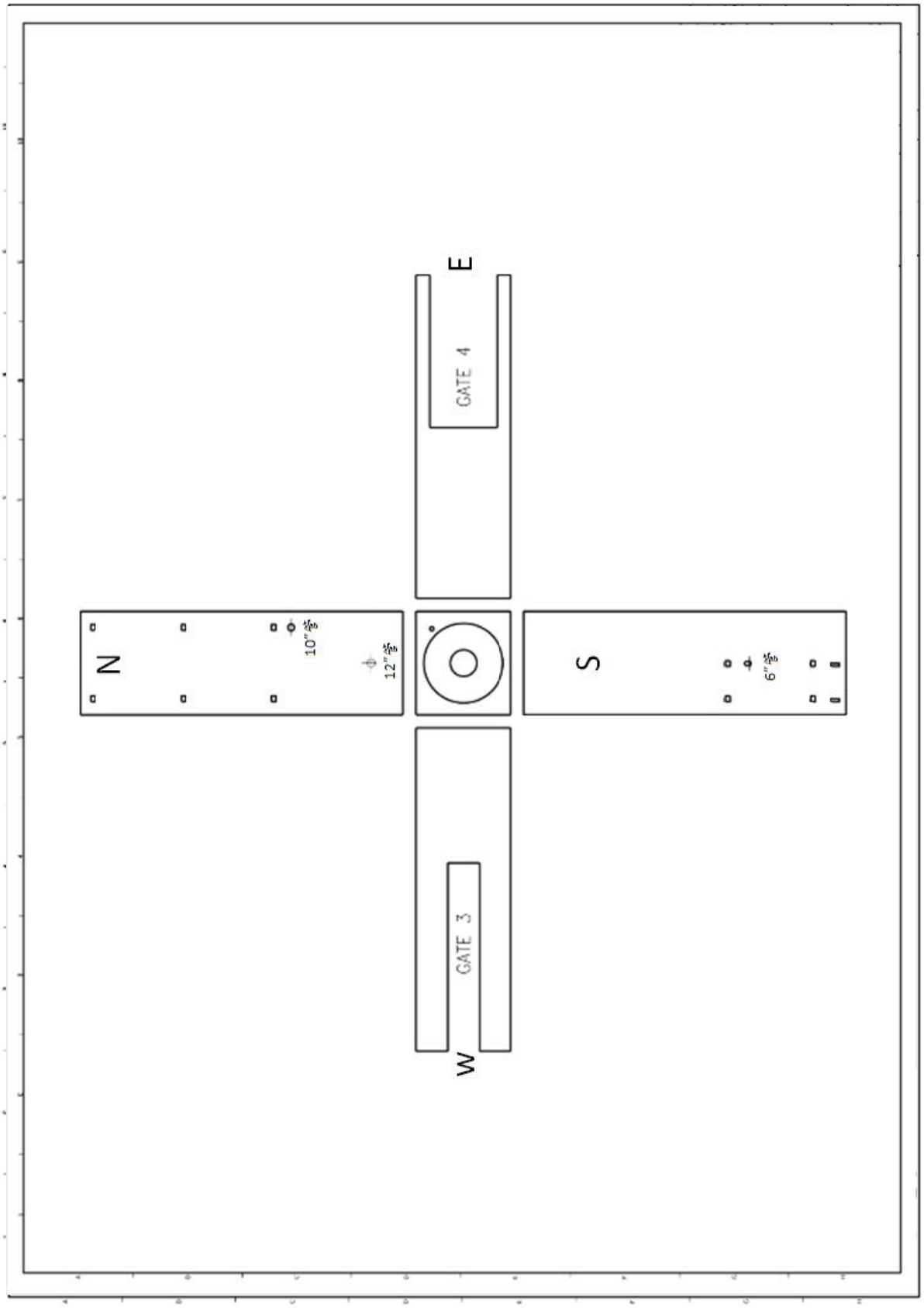


圖 2-3　護箱裝載池展開圖-全池

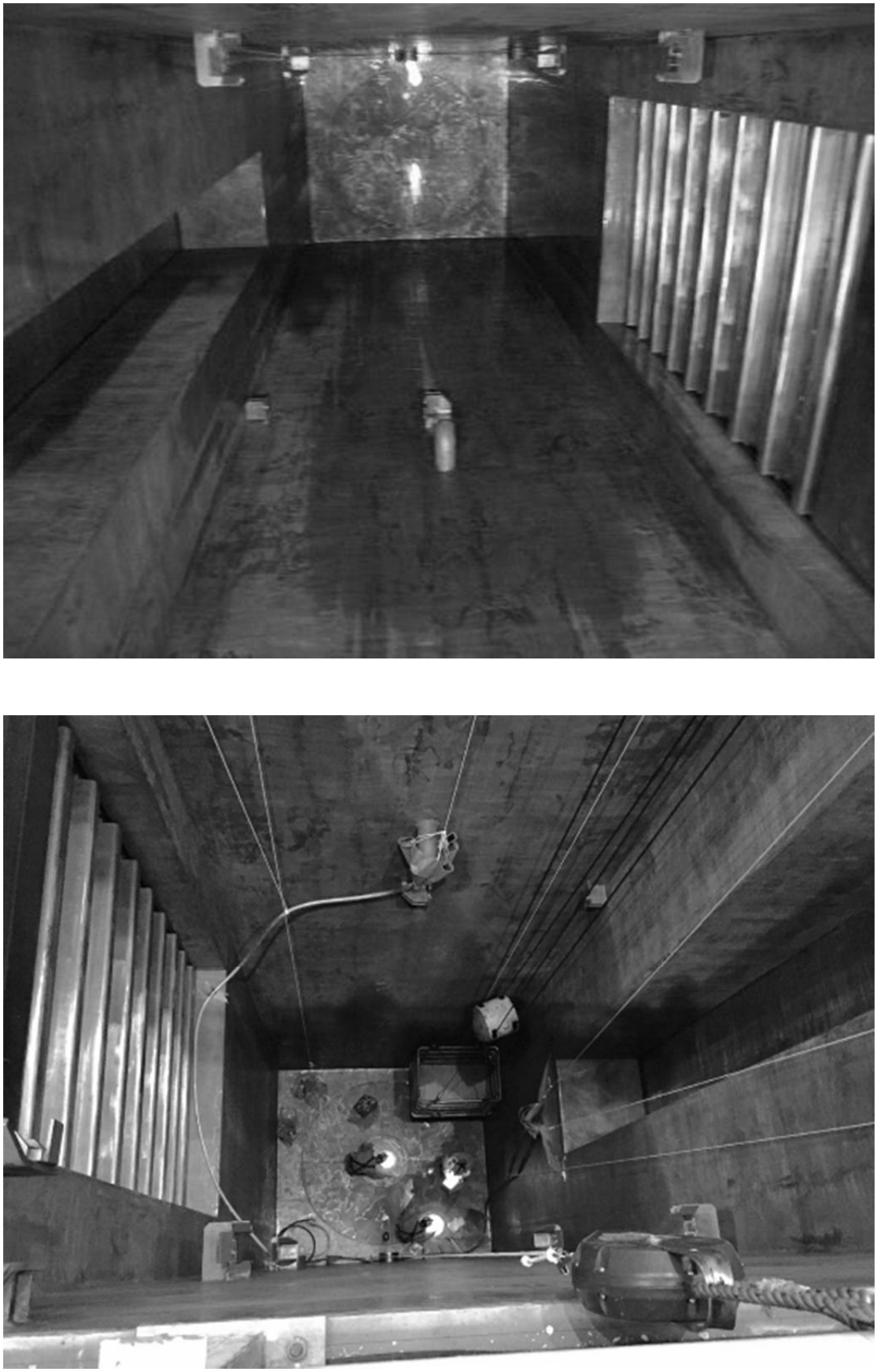


圖 2-4 護箱裝載池現場俯視圖

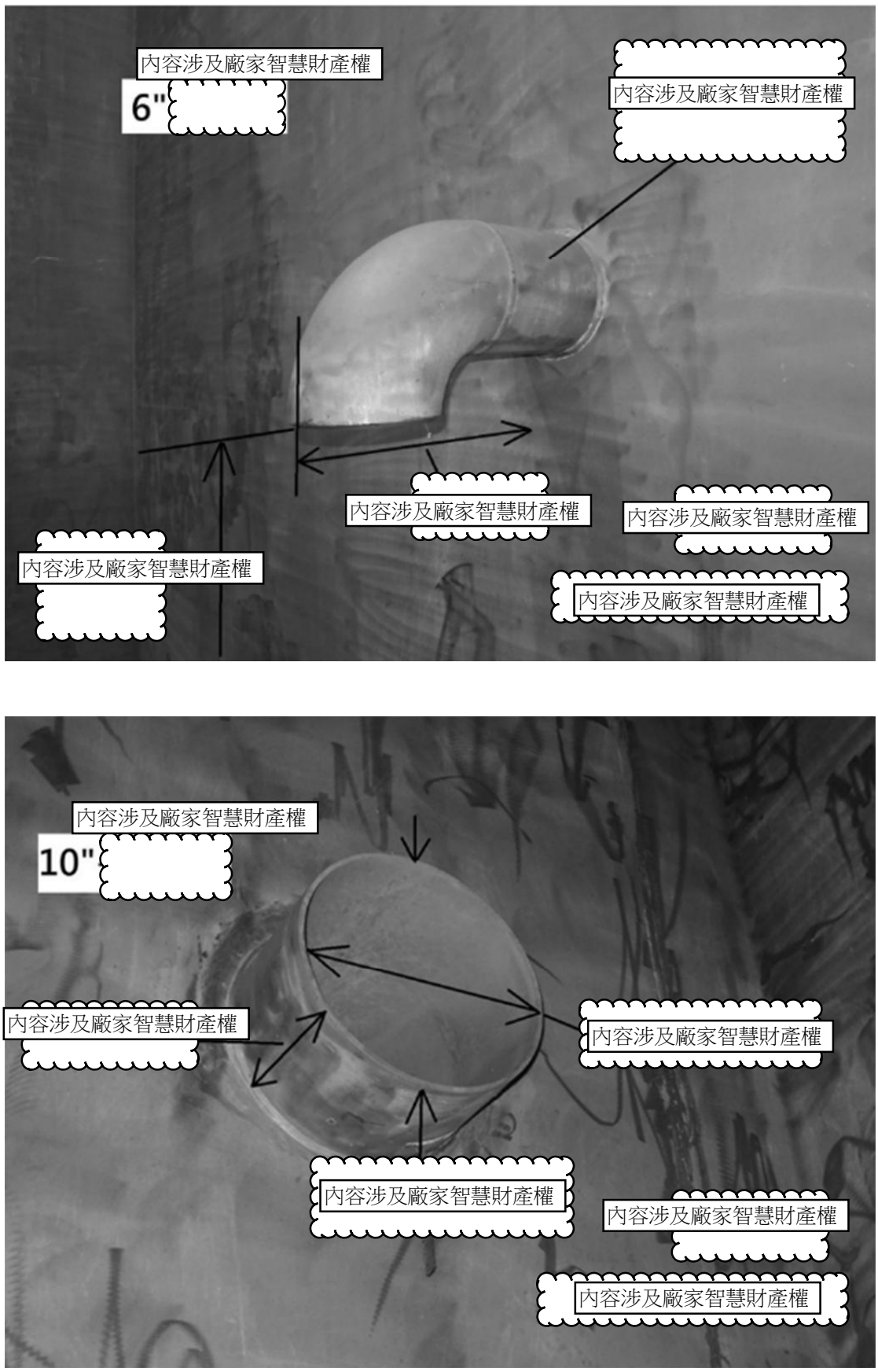


圖 2-5　護箱裝載池內壁管路出口示意圖

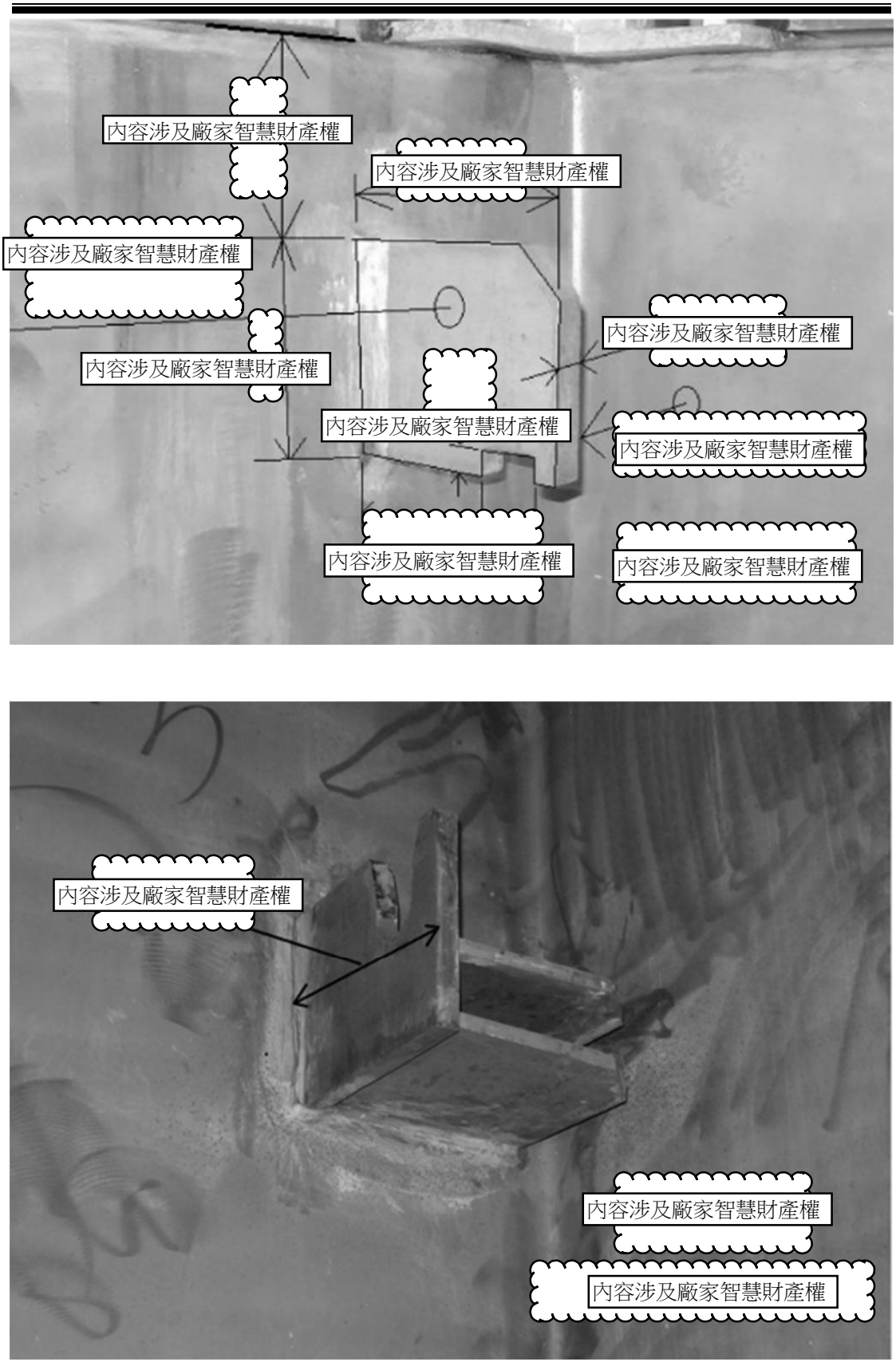


圖 2-6　護箱裝載池南側內壁突出物示意圖- Gate 3

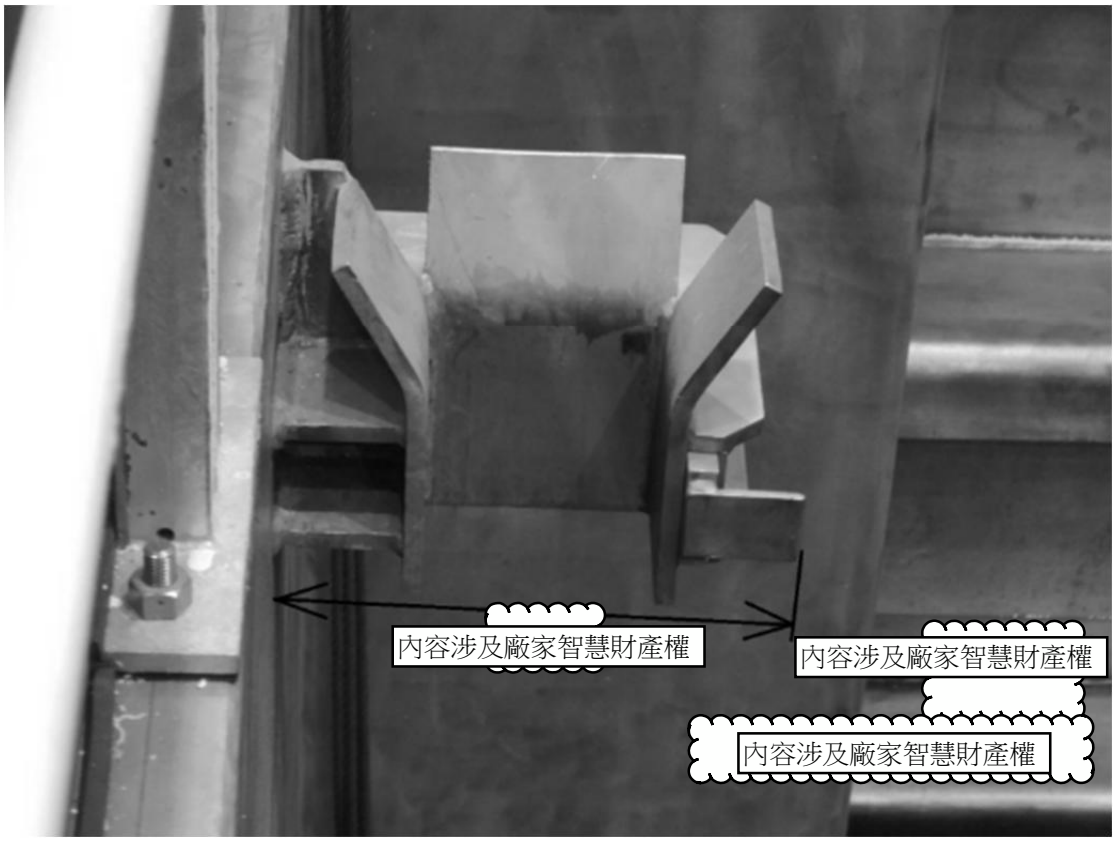


圖 2-7　護箱裝載池北側內壁突出物示意圖- Gate 4

內容涉及核子保安



圖 2-8　護箱裝載池外側管閥位置圖 - 1 號機

內容涉及核子保安

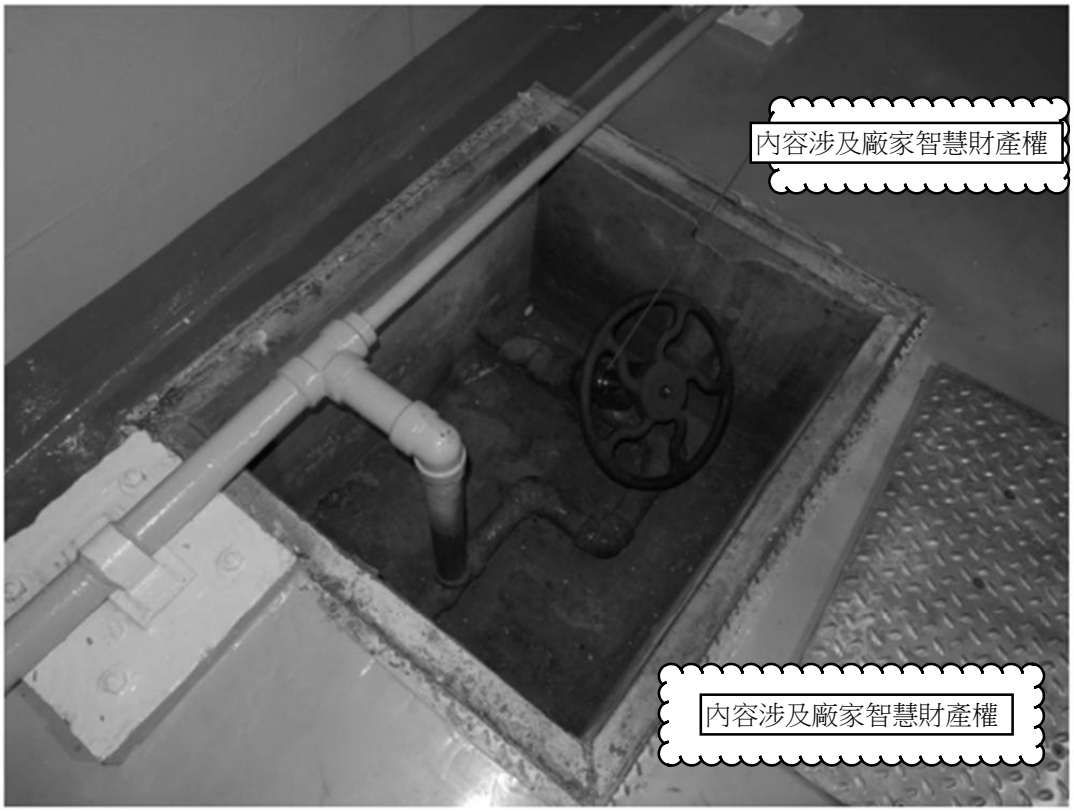


圖 2-9　護箱裝載池外側管閥位置圖 - 2 號機

第 2-24 至 2-39 頁內容涉及廠家智慧財產權

第三章 臨界安全分析

3.1 緣起與目的

核二廠為解決用過燃料池貯存空間不足的問題，規劃在 1、2 號機護箱裝載池分別安裝 4 組龍門電廠 2 號機庫存 B 型格架，1 號機將安裝 B01、B02、B06、及 B07 格架；2 號機則將安裝 B03、B04、B08、及 B09 格架。此種安排乃為了確保相鄰之貯存單元間均有中子吸收材料 Boral 板存在。每一組 B 型格架共有 11x10=110 個貯存單元，因此每一機組預計最多可增加 440 個貯存空間（4×11×10）（見圖 3-1 及圖 3-2）。龍門電廠用過燃料貯存格架已進行過臨界安全分析[1]，其分析用的燃料為 GE14 型式，與核二廠欲存放的 8×8-2 型燃料不同，故該分析報告無法直接引用於本次修改作業，需重新進行臨界安全分析。

本臨界安全分析之目的為保證在該 4 組用過燃料貯存格架安裝至核二廠護箱裝載池，並存放 ANF8×8-2 型與 GE8×8-2 型已冷卻 25 年以上之用過燃料的情形下，核二廠護箱裝載池的核反應度係符合對應的法規要求，亦即該護箱裝載池之中子增殖因數（K_{eff}），在考慮所有的不準度前提下，必須小於或等於 0.95[2]。

本臨界安全分析適用的法規、規範及導則包括：

1. 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，民國 79 年 02 月 28 日發布/函頒。
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%機率與 95%自信度(95/95)的條件下不得超過 0.95。
3. L. Kopp, “Guidance on the Regulatory Requirements for Criticality Analysis of Fuel Storage at Light-Water Reactor Power Plants,” USNRC Internal Memorandum, L. Kopp to Timothy Collins, August 19, 1998.
4. USNRC Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Revision 0, March 1971.

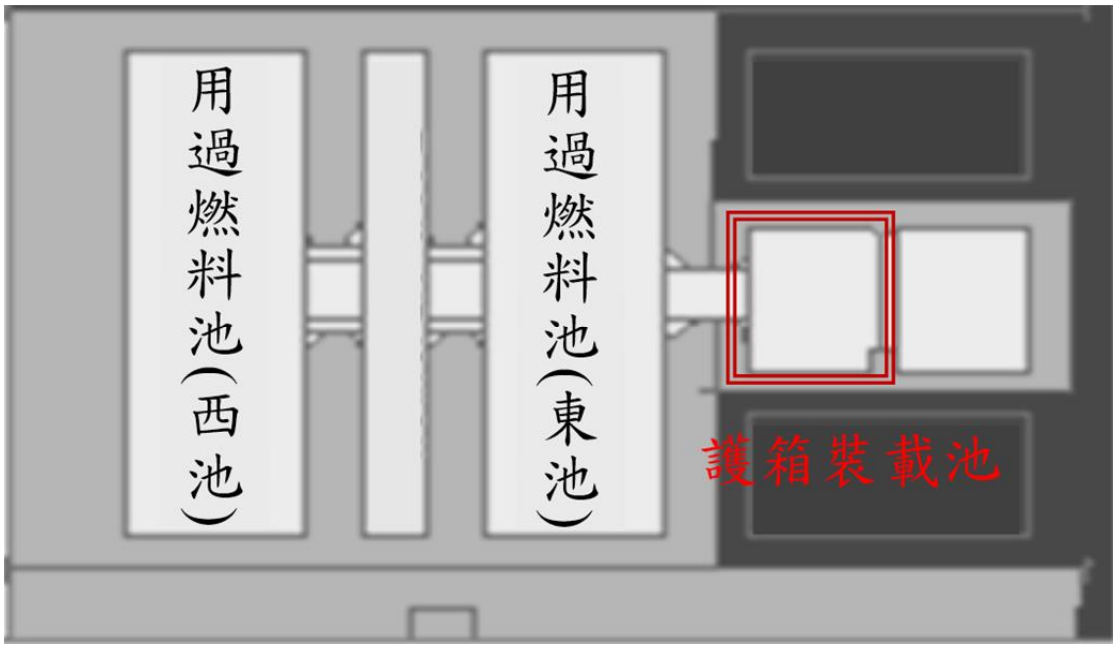


圖 3-1　核二廠護箱裝載池示意圖

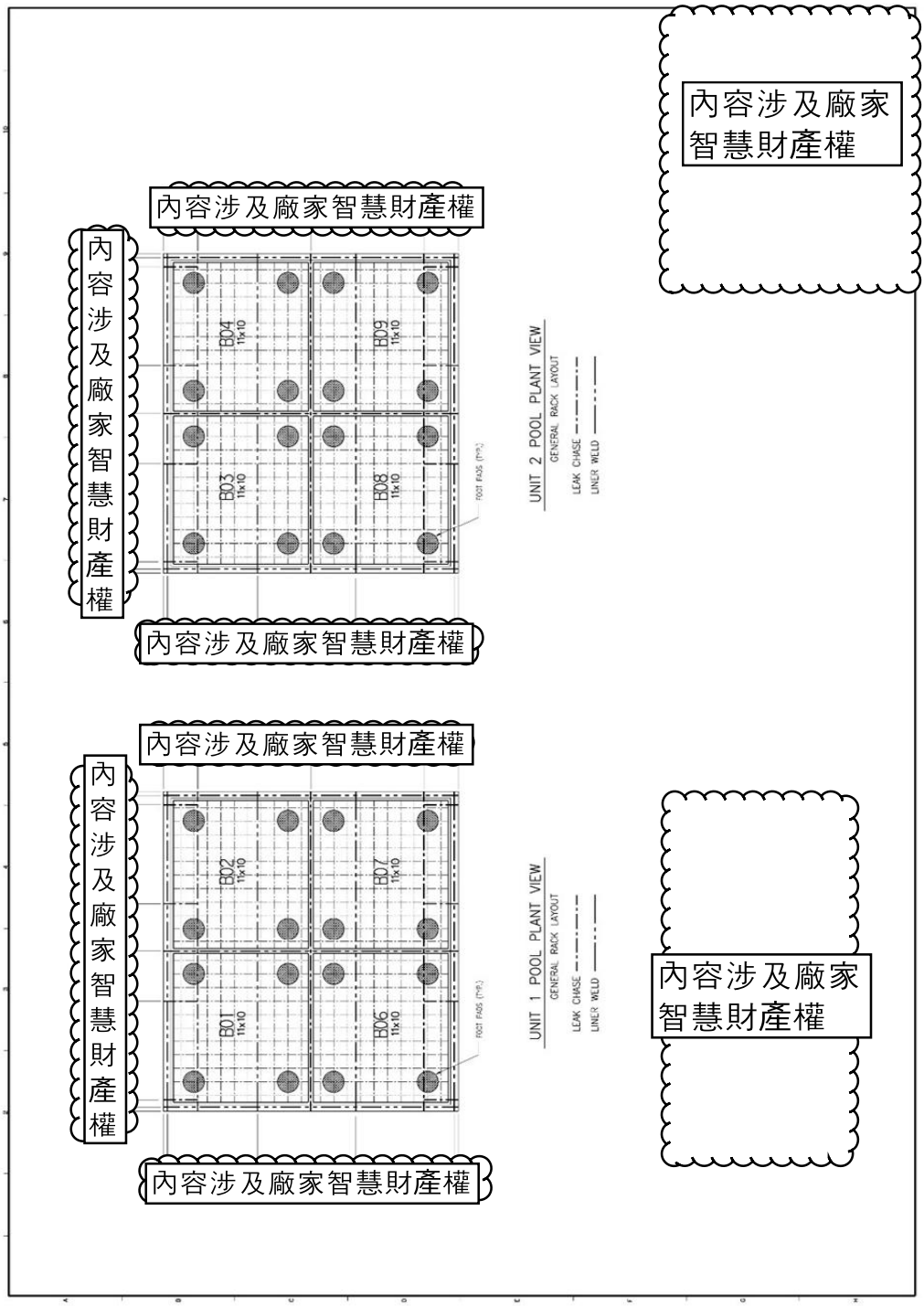


圖 3-2　龍門電廠用過燃料貯存格架模組安裝至核二廠護箱裝載池示意圖

3.2 分析條件與假設

本臨界安全分析所用的保守分析條件與假設為：

1. 假設貯存格架皆存放最高反應度的 8×8-2 燃料，並不含任何控制棒或其他非內含式的可燃性中子毒物。
2. 分析係在最大反應度燃耗下計算，涵蓋燃料生命週期中之最高反應度。
3. 護箱裝載池之中子緩和劑為溫度 4°C 不含硼酸的純水，池水密度為 1.0g/cm^3。
4. 臨界安全分析係依據徑向及軸向均無限延伸的貯存格架單元，亦即不考慮徑向與軸向的中子洩漏。除了在評估某些意外情況時自然納入中子洩漏效應外，不考慮中子洩漏之負反應度。
5. 燃料束濃縮度保守假設為截面平均值(planar-average)，即 BWR 燃料束慣用之徑向濃縮度分佈以晶格平均濃縮度代表。
6. 不考慮非主要的結構材料（亦即以水取代燃料隔板(Spacer Grids)）之中子吸收效應。
7. 燃耗計算係假設爐心平均空泡率為 80%。
8. 不考慮天然鈾的 UO_2 軸向圍包（Axial Blankets）。
9. 貯存格架中子吸收材料為 BORAL。

3.3 輸入參數

3.3.1 燃料束規格

臨界安全分析所用的設計基準燃料為標準的 GE8×8-2 燃料及 ANF8×8-2 燃料，GE8×8-2 燃料及 ANF8×8-2 燃料均具有 62 根燃料棒及 2 根水棒，如圖 3-3 所示。燃料之設計規格摘彙如表 3-1。

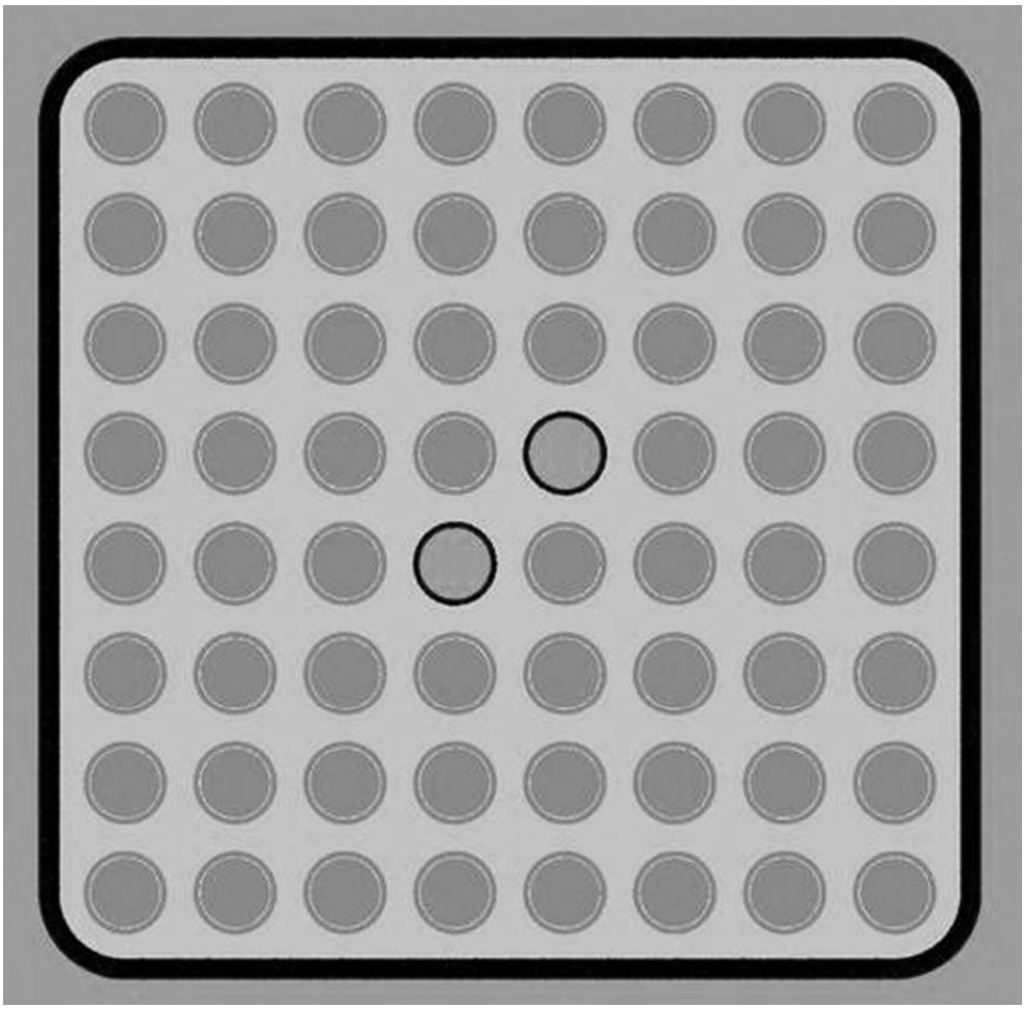


圖 3-3 GE8×8-2 及 ANF8×8-2 燃料晶格示意圖

3.3.2 用過燃料貯存格架單元規格

龍門用過燃料貯存格架係以不銹鋼方管銲接成一棋盤式結構，如圖 3-4 所示。對一組 2×2 的格架單元（圖中紅色虛線圓圈），可以看出 BORAL 片只貼在兩個格架單元的不銹鋼方管的外壁（如左上及右下），而其餘兩個位置（如左下及右上）則不含不銹鋼方管。格架貯存單元的幾何尺寸及 BORAL 中 B-10 的最小面密度則列在表 3-2 中。

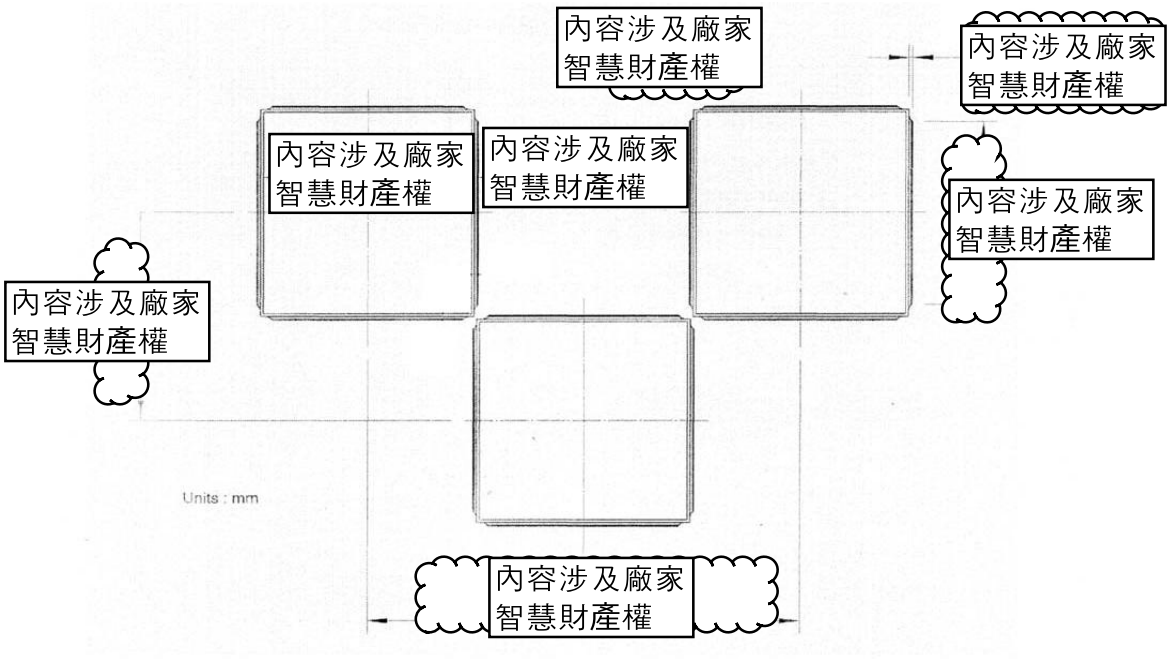


圖 3-4　龍門電廠用過燃料池貯存格架示意圖

表 3-1 待貯存燃料規格

	單位	GE8×8-2	ANF8×8-2
燃料丸半徑	cm	內容涉及廠家智慧財產權	
燃料護套內徑	cm		
燃料護套外徑	cm		
有效燃料堆疊密度	g/cm^3		
燃料陣列			
燃料棒根數			
水棒根數			
水棒內徑	cm		
水棒外徑	cm		
燃料匣內徑	cm		
燃料匣厚度	cm		

表 3-2 龍門電廠用過燃料池貯存格架單元規格

	單位	數值	製造公差
不銹鋼方管厚度	mm	內容涉及廠家智慧財產權	
不銹鋼方管 Box 的內寬度	mm		
格架單元間距	mm		
BORAL 片寬度	mm		
BORAL 片厚度	mm		
B-10 最小面密度	g/cm^2		
不銹鋼護套厚度	mm		
BORAL 與不銹鋼護套間隙	mm		

*資料來源：GE-NE-0000-0024-6630-R3[1]，” Safety Analysis Report for Spent Fuel Storage Rack Criticality Analysis for Lungmen”

3.4 分析方法及模式

3.4.1 計算程式及版本

本章中使用兩套計算程式，包括 CASMO-4[5]及 MCNP5[6,7]。CASMO-4 是由美國 Studsvik Scandpower 公司發展之一多能群二維中子遷移分析程式，以特徵法（Method of Characteristics）求解中子遷移方程式，以及預測因子/修正因子(Predictor/Corrector)法進行燃耗計算；而 MCNP5 則由美國 LANL（Los Alamos National Laboratory）國家實驗室所開發之三維連續能量中子/光子/電子蒙地卡羅遷移程式，為核工界公認為其準確度僅次於實驗的標準粒子遷移分析工具。CASMO 與 MCNP 皆為國際上廣泛應用於臨界安全之分析程式。

本章中，CASMO-4 2.05.15 版搭配 70 群 ENDF/B-IV 中子截面數據庫為分析的主要程式（Primary Code），主要用於標準模型計算、與 MCNP5 的驗證比對計算、各種製造公差對核反應度的影響分析、燃耗不準度計算、爐心運轉歷史參數對核反應度的影響分析，以及一些非常態（Off-Normal）事件對核反應度的影響分析等；MCNP5 1.60 版搭配 ENDF/B-VII 中子截面數據庫則做為次要程式（Secondary Code），用於進行與臨界實驗的驗證計算以及意外事故的分析。此二程式的計算結果係以統計方法求得在 95%機率/95%信心水準下的最大中子有效增殖因數（K_{max}），並與法規限值的 0.95 比對，以確認龍門電廠之用過燃料貯存格架，在裝填 8×8-2 用過核燃料束後，仍符合臨界安全規定。

3.4.2 最大中子增殖因數（K_{max}）計算方法

如 3.1 節所述，護箱裝載池之最大中子增殖因數（K_{max}），在考慮所有不準度的前提下，必須小於或等於 0.95，以下列數學式表達：

$$K_{max} = K_{nominal} + \sum_i Bias_i + \sqrt{\sum_j Uncertainty_j^2} \qquad (1)$$

式中，

$K_{nominal}$ = 在正常情況下的中子增殖因數，

$Bias_i$ = 各種反應度偏差（Bias），

$Uncertainty_j$ = 各種反應度不準度（Uncertainty），

K_{max} = 最大中子增殖因數。

將(1)式再詳細分解，則 K_{max} 為：

$$K_{max} = K_{nominal} + Bias_{M5} + Bias_{C4} + Bias_{Code-to-code} + \sum_k Bias_k + \sqrt{Uncertainty_{M5}^2 + Uncertainty_{C4}^2 + Uncertainty_{Code-to-code}^2 + Uncertainty_{depletion}^2 + \sum_l Uncertainty_l^2} \quad (2)$$

式中，

$Bias_{M5}$ = MCNP5 與臨界實驗之間的反應度偏差，

$Bias_{C4}$ = CASMO-4 與臨界實驗之間的反應度偏差，

$Bias_{Code-to-code}$ = CASMO-4 與 MCNP5 之間的反應度偏差，

$Bias_k$ = 其他各種反應度偏差，

$Uncertainty_{M5}$ = MCNP5 與臨界實驗之間的反應度不準度，

$Uncertainty_{C4}$ = CASMO-4 與臨界實驗之間的反應度不準度，

$Uncertainty_{Code-to-code}$ = CASMO-4 與 MCNP5 之間的反應度不準度，

$Uncertainty_{depletion}$ = CASMO-4 燃耗計算造成的反應度不準度，

$Uncertaint\ y_l$ = 其他各種反應度不準度。

本臨界安全分析中，CASMO-4 燃耗不準度的計算係採用 Kopp Memo[3] 定義的百分之五，並參考美國核管會公布之 ISG 方法[4]，亦即未經過燃耗且未含可燃毒物之最大反應度與含可燃毒物及經燃耗之最大反應度的差異之百分之五，以下式及圖 3-5 表示：

$$Uncertainty_{depletion} = 0.05 \times (K_{No\ Depletion,\ No\ Gd} - K_{With\ Depletion,\ With\ Gd}) \quad (3)$$

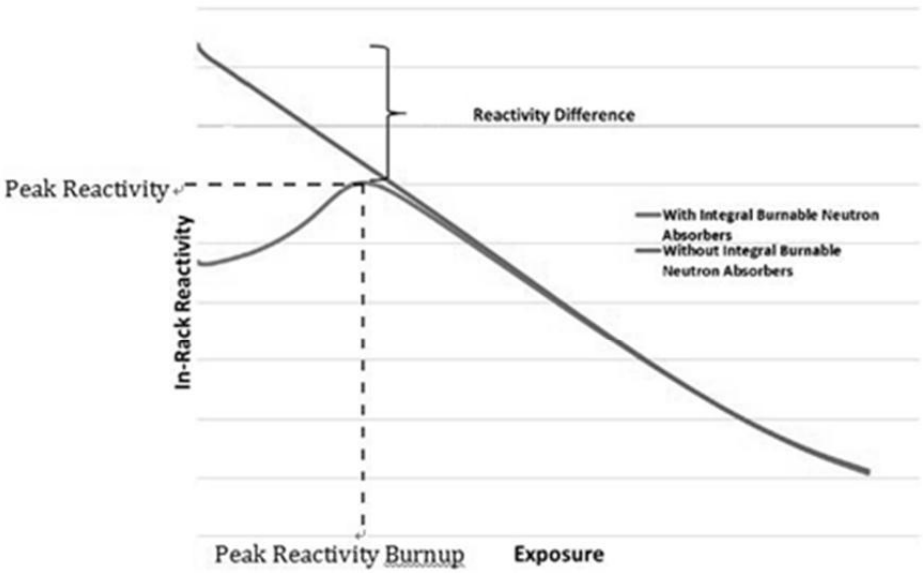


圖 3-5 CASMO-4 燃耗不準度定義示意圖

此外，為保守計，在計算 K_{max} 時會使核反應度下降的項目以零計算。

3.4.3 計算程式驗證

Studsvik 公司已為 CASMO4 進行驗證[10]，包含 B&W、KRITZ 等廣泛用於程式驗證的臨界實驗，該報告以 70 群中子截面庫共進行 42 組臨界實驗。所得之偏差與符合 95/95 的不準度將作為 CASMO4 準確度的驗證。

Studsvik 所作之臨界實驗不包含類似格架環境，且不含 BORAL 中子吸收板，此部分將利用 MCNP5 補充。MCNP5 為蒙地卡羅方法程式，其優異的幾何模擬能力與準確的計算能力在核工界常被用來作為驗證標準。本臨界分析利用 MCNP5 與包含護箱裝載池格架環境類似的臨界實驗進行驗證，再進行 CASMO-4 與 MCNP5 的程式間驗證。

3.4.4 CASMO-4 格架分析模式及驗證

CASMO-4 格架分析模式為一 2×2 Colorset 幾何模式（見圖 3-6），其中以控制棒來模擬格架單元不銹鋼方管外壁之 BORAL 中子吸收體，而該模式之徑向邊界條件為週期性（Periodic）邊界條件。臨界安全分析所使用的燃料包括核二廠現有之 GE8×8-2 及 ANF8×8-2 燃料型式中，所有不同晶格平均燃料濃縮度與 Gd 棒組合（重量百分比與根數）的燃料晶格。除了天然鈾的 UO_2 軸向圍包外，GE8×8-2 共有 7 種燃料晶格，ANF8×8-2 共有 2 種燃料晶格。

在進行臨界安全分析時，先以 CASMO-4 單一燃料晶格（為保守計，所有燃料棒濃縮度皆使用該晶格平均燃料濃縮度），在爐心平均空泡率為 80%，無控制棒的條件下，進行燃耗計算。接著，從計算結果中，找出對應於反應度最大的燃耗下之各核種濃度，將其輸入上述之格架分析模式（但將 Xe-135 核種濃度設為零），在 4°C 池水溫度下進行格架之臨界分析。

此外，在執行 CASMO-4 與 MCNP5 的驗證分析時（見圖 3-7 之 MCNP5 格架模型），該二程式均係在無燃耗及 4°C 池水溫度條件下計算。驗證計算所使用之燃料晶格均包括含與不含 Gd 可燃中子毒物兩種情況。

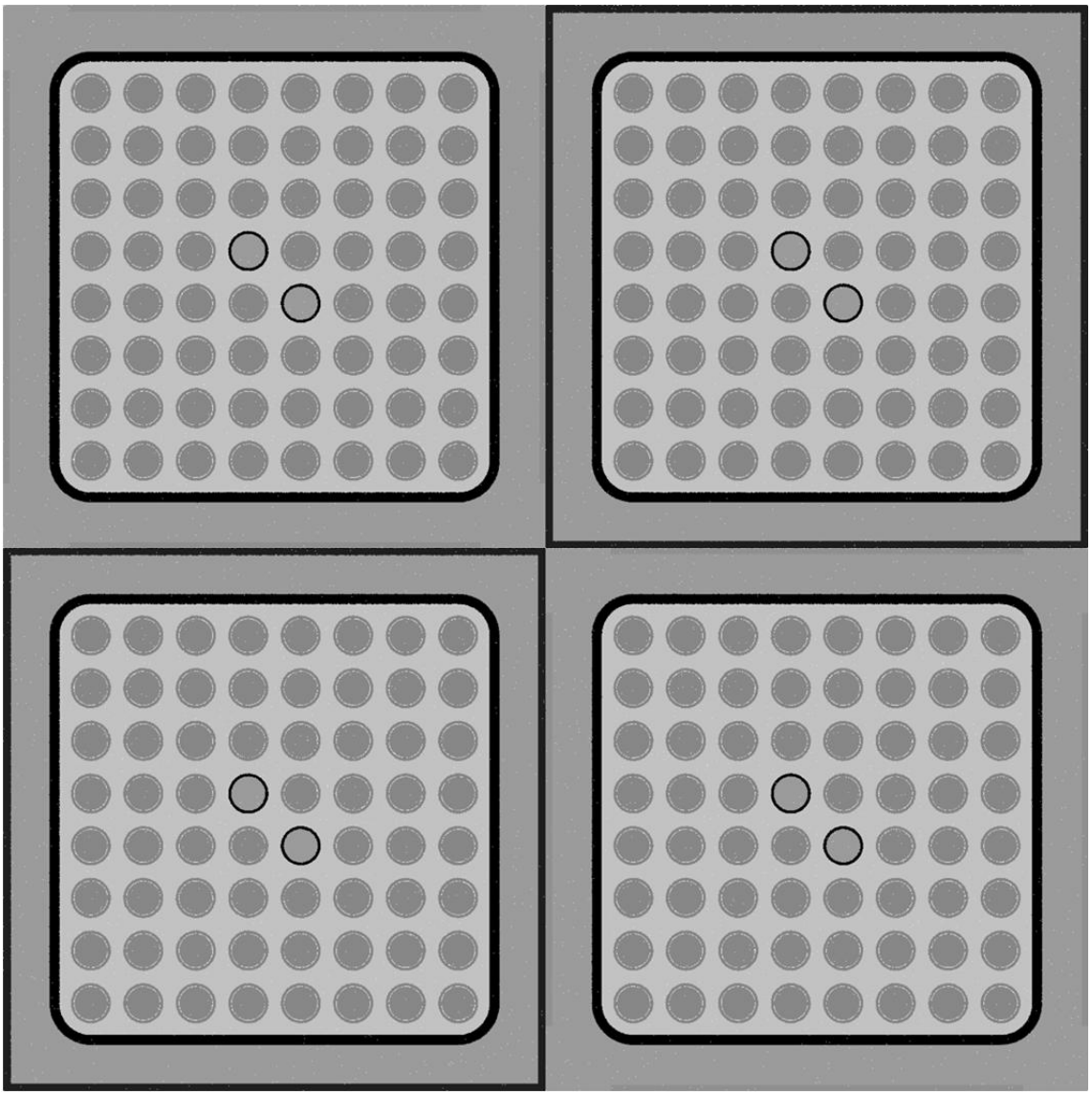


圖 3-6 貯存格架之 CASMO-4 2×2 Colorset 幾何模型

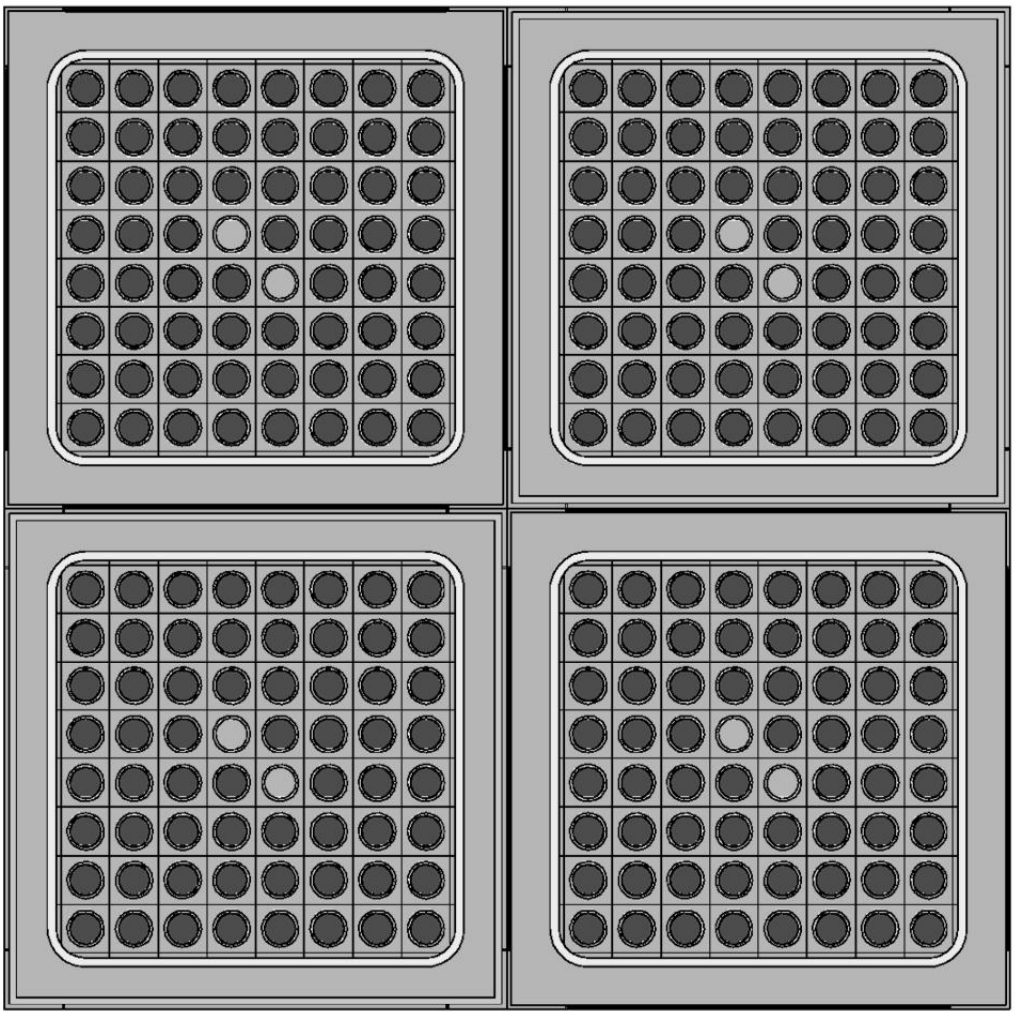


圖 3-7 貯存格架之 MCNP5 幾何模型

3.5 臨界安全分析結果

3.5.1 CASMO4 驗證計算結果

CASMO4 驗證結果來自 Studsvik 公司為 CASMO4 進行的驗證[10]。共進行 42 組臨界實驗，平均偏差為-0.00032，標準差為 123 pcm。為保守考量，負的偏差值將視為零，而符合 95/95 的不準度為 0.00248。

3.5.2 MCNP5 驗證計算結果

MCNP5 與臨界實驗間的驗證比對結果係引用自核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告[8]。在該報告中，一共模擬 138 組臨界實驗，其中包括 34 組 B&W 臨界實驗，80 組 PNL 臨界實驗及 24 組 PNL 的 flux trap 臨界實驗。臨界實驗中具有與護箱裝載池相似的環境，燃料形式為 UO_2 的圓形燃料棒，且包含本案貯存格架使用之 BORAL 中子吸收板。經 95/95 統計處理後，MCNP5 與臨界實驗間的平均偏差值為 0.00509，而不準度為 0.00511。

3.5.3 CASMO-4 與 MCNP5 程式間驗證比對結果

本臨界安全分析包含所有 GE8×8-2 燃料晶格（共 7 組）與 ANF8×8-2 燃料晶格（共 2 組），進行 CASMO-4 與 MCNP5 間的驗證比對計算，此分析是在無燃耗下進行。結果如表 3-3。

CASMO-4 的計算結果均較 MCNP5 保守（亦即 K 值較大），故程式間驗證的偏差與不準度保守以零取代。本分析以 MCNP5 與臨界實驗間驗證得到的偏差（0.00509）與不準度（0.00511），合併 CASMO4 的偏差（0.00000）與不準度（0.00248），代表計算程式的準確度。

表 3-3 CASMO-4 與 MCNP5 程式間驗證比對結果

Lattice[1]	$K_{CASMO-4}$	K_{MCNP5}	$\Delta K\ (K_{MCNP5} - K_{CASMO-4})$
GE8×8-2_3.03_6G3.0	0.73468	0.73125	-0.00343
GE8×8-2_2.32_3G4.7	0.71401	0.71165	-0.00236
GE8×8-2_2.32_3G2.0	0.72018	0.71764	-0.00254
GE8×8-2_2.32_4G5.0	0.68681	0.68432	-0.00249
GE8×8-2_1.86_1G2.0	0.71154	0.70872	-0.00282
GE8×8-2_1.85_2G5.0	0.68414	0.68149	-0.00265
GE8×8-2_1.85_2G3.0	0.68277	0.68011	-0.00266
ANF8×8-2_3.25_8G4.0	0.70162	0.69827	-0.00335
ANF8×8-2_3.25_6G4.0	0.73887	0.73644	-0.00243

[1]本表中的燃料晶格名稱分為三部分，以底線區隔：name1_name2_name3，其中 name1 代表燃料型式，例如 GE8×8-2 或 ANF8×8-2；name2 代表平均晶格鈾-235 濃縮度的數值，例如 3.03 表示平均晶格濃縮度為 3.03%，1.85 表示平均晶格濃縮度為 1.85%等；name3 代表 Gd 的組合，例如 6G3.0 代表 6 根 Gd 重量百分比為 3.0w%的 Gd 棒，3G4.7 代表 3 根 Gd 重量百分比為 4.7w%的 Gd 棒等。以下報告同。

3.5.4 均勻化濃縮度分佈保守度分析

本臨界安全分析假設以截面平均濃縮度均勻化分佈取代實際濃縮度分佈。本小節比對均勻化濃縮度分佈與實際濃縮度分佈的反應度差異。結果如表 3-4，顯示均勻化濃縮度分佈較實際濃縮度分佈保守。

表 3-4 均勻化濃縮度分佈與實際濃縮度分佈比對結果

	均勻化濃縮度分佈	實際濃縮度分佈	ΔK
GE8×8-2 3.03 wt%	0.86263	0.84891	-0.01372
ANF8×8-2 3.25 wt%	0.87254	0.86137	-0.01117

*分析在無燃耗、無可燃毒物下計算

3.5.5 正常條件分析案例（Nominal Case）計算結果

本臨界安全分析自核二廠用過燃料池中現有的 8×8-2 燃料中，分別針對所有的 7 組具不同晶格平均濃縮度與 Gd 組合之 GE8×8-2 燃料晶格與 2 組 ANF8×8-2 燃料晶格，放入 CASMO-4 格架模型中進行臨界計算。此 9 組燃料晶格之正常條件分析結果如表 3-5 所示。

表 3-5 燃料晶格正常條件分析結果

Lattice	$K_{nominal}$	Peak Burnup (GWD/MTU)
GE8×8-2_3.03_6G3.0	0.79257	9.0
GE8×8-2_2.32_3G4.7	0.72646	9.5
GE8×8-2_2.32_3G2.0	0.75563	5.5
GE8×8-2_2.32_4G5.0	0.71636	11.0
GE8×8-2_1.86_1G2.0	0.71681	4.0
GE8×8-2_1.85_2G5.0	0.69058	8.0
GE8×8-2_1.85_2G3.0	0.69849	6.0
ANF8×8-2_3.25_8G4.0	0.78490	11.5
ANF8×8-2_3.25_6G4.0	0.78840	10.5

3.5.6 反應度不準度計算結果

3.5.6.1 製造公差不準度

本臨界安全分析所考慮的製造公差影響分成燃料的製造公差與格架的製造公差，燃料的製造公差項目包括：燃料濃縮度、燃料密度、燃料丸半徑、燃料護套內徑、燃料護套外徑、水棒厚度、以及燃料匣厚度；而格架的製

造公差則包括：格架厚度、格架間距、BORAL 片厚度、BORAL 片寬度。表 3-6 為製造公差不準度計算結果。

表 3-6 製造公差不準度計算結果

	製造公差不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
燃料濃縮度（+0.05 wt%）	0.00278	0.00351	0.00396
燃料密度(+3%)	0.00241	0.00277	0.00323
燃料丸半徑（±0.001cm）	0.00038	0.00043	0.00047
燃料護套內徑（±0.004cm）	0.00027	0.00029	0.00029
燃料護套外徑（±0.004cm）	0.00205	0.00184	0.00194
水棒厚度（±0.015cm）	0.00048	0.00045	0.00045
燃料匣厚度（±0.02cm）	0.00053	0.00096	0.00061
格架厚度（±0.02cm）	0.00041	0.00036	0.00036
格架間距（±0.05cm）	0.00120	0.00106	0.00108
BORAL 片厚度（±0.013cm）	0.00003	0.00001	0.00001
BORAL 片寬度（±0.05cm）	0.00034	0.00031	0.00032

表 3-6 製造公差不準度計算結果(續)

	製造公差不準度（Δk）		
	GE8×8-2 2.30_4G5.0	GE8×8-2 1.86_1G2.0	GE8×8-2 1.85_2G5.0
燃料濃縮度（+0.05%）	0.00317	0.00552	0.00455
燃料密度（+3%）	0.00246	0.00422	0.00358
燃料丸半徑（±0.001cm）	0.00040	0.00058	0.00056
燃料護套內徑（±0.004cm）	0.00030	0.00028	0.00025
燃料護套外徑（±0.004cm）	0.00181	0.00181	0.00168
水棒厚度（±0.015cm）	0.00046	0.00041	0.00040
燃料匣厚度（±0.02cm）	0.00115	0.00065	0.00106
格架厚度（±0.02cm）	0.00035	0.00034	0.00033
格架間距（±0.05cm）	0.00102	0.00098	0.00098
BORAL 片厚度（±0.013cm）	0.00001	0.00002	0.00000
BORAL 片寬度（±0.05cm）	0.00030	0.00031	0.00028

表 3-6 製造公差不準度計算結果(續)

	製造公差不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
燃料濃縮度（+0.05%）	0.00504	0.00235	0.00247
燃料密度(+3%)	0.00393	0.00177	0.00203
燃料丸半徑（±0.001cm）	0.00055	0.00034	0.00035
燃料護套內徑（±0.004cm）	0.00029	0.00027	0.00028
燃料護套外徑（±0.004cm）	0.00174	0.00206	0.00207
水棒厚度（±0.015cm）	0.00039	0.00040	0.00040
燃料匣厚度（±0.02cm）	0.00091	0.00053	0.00057
格架厚度（±0.02cm）	0.00033	0.00041	0.00042
格架間距（±0.05cm）	0.00095	0.00122	0.00122
BORAL 片厚度（±0.013cm）	0.00002	0.00003	0.00004
BORAL 片寬度（±0.05cm）	0.00030	0.00033	0.00034

3.5.6.2 燃料匣效應分析

在本臨界安全分析中，因為 CASMO-4 2x2 Colorset 模式有納入燃料匣，故應分析燃料匣效應造成的不準度，包括燃料匣卸除及燃料匣腫脹此二種情形。表 3-7 列出燃料匣效應的分析計算結果。

表 3-7 燃料匣效應對反應度影響分析結果

	燃料匣效應對反應度影響（Δk）		
	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
燃料匣卸除	-0.00276	-0.00162	-0.00166
燃料匣腫脹	0.00213	0.00157	0.00162

	燃料匣效應對反應度影響（Δk）		
	GE8×8-2 _2.30_4G5.0	GE8×8-2 _1.86_1G2.0	GE8×8-2 _1.85_2G5.0
燃料匣卸除	-0.00161	-0.00123	-0.00120
燃料匣腫脹	0.00153	0.00145	0.00137

	燃料匣效應對反應度影響（Δk）		
	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
燃料匣卸除	-0.00085	-0.00286	-0.00283
燃料匣腫脹	0.00142	0.00215	0.00216

3.5.6.3 CASMO-4 燃耗不準度

表 3-8 列出 CASMO-4 燃耗不準度計算結果。

表 3-8 CASMO-4 燃耗不準度計算結果

	CASMO-4 燃耗不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
燃耗不準度	0.00350	0.00363	0.00217

	CASMO-4 燃耗不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _2.30_4G5.0	GE8×8-2 _1.86_1G2.0	GE8×8-2 _1.85_2G5.0
燃耗不準度	0.00403	0.00131	0.00255

	CASMO-4 燃耗不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
燃耗不準度	0.00215	0.00438	0.00421

3.5.6.4 爐心運轉歷史參數的影響

本臨界安全分析考慮之爐心運轉歷史參數效應包括：控制棒歷史效應、緩和劑溫度歷史效應、燃料溫度歷史效應、以及功率歷史效應。計算結果如表 3-9 所示。

表 3-9 爐心運轉歷史參數之不準度計算結果

	爐心運轉歷史參數不準度（Δk）		
	GE8×8-2 3.03_6G3.0	GE8×8-2 2.32_3G4.7	GE8×8-2 2.32_3G2.0
控制棒歷史	-0.00809	0.01648	0.00832
緩和劑溫度歷史（±5°K）	0.00003	0.00014	0.00003
燃料溫度歷史（+50°K）	0.00017	0.00030	0.00015
功率歷史（-90%）	0.00224	0.00147	0.00199

	爐心運轉歷史參數不準度（Δk）		
	GE8×8-2 2.30_4G5.0	GE8×8-2 1.86_1G2.0	GE8×8-2 1.85_2G5.0
控制棒歷史	0.01824	0.01421	0.02099
緩和劑溫度歷史（±5°K）	0.00016	0.00010	0.00022
燃料溫度效應（+50°K）	0.00033	0.00017	0.00034
功率歷史（-90%）	0.00089	0.00175	0.00114

	爐心運轉歷史參數不準度（Δk）		
	GE8×8-2 1.85_2G3.0	ANF8×8-2 3.25_8G4.0	ANF8×8-2 3.25_6G4.0
控制棒歷史	0.02210	-0.01444	-0.00745
緩和劑溫度歷史（±5°K）	0.00018	0.00007	0.00006
燃料溫度歷史（+50°K）	0.00026	0.00020	0.00019
功率歷史（-90%）	0.00157	0.00201	0.00226

3.5.6.5 護箱裝載池池水溫度與密度對反應度的影響

當護箱裝載池池水溫度與密度偏離分析時正常情況使用的參考水溫 4°C 及密度 1.0 g/cm^3 時，有可能會對反應度造成影響。池水溫度與密度對於反應度影響分析結果分別如圖 3-8 與圖 3-9 所示。所有晶格設計呈現一致性，池水密度為 1.0 g/cm^3 時的反應度最大，正常情況下池水密度即為 1.0 g/cm^3，池水密度偏離不會造成反應度上升。而池水溫度越低反應度越高，在攝氏零度時達到最高，與正常情況下(水溫 4°C)的反應度差異列於表 3-10。

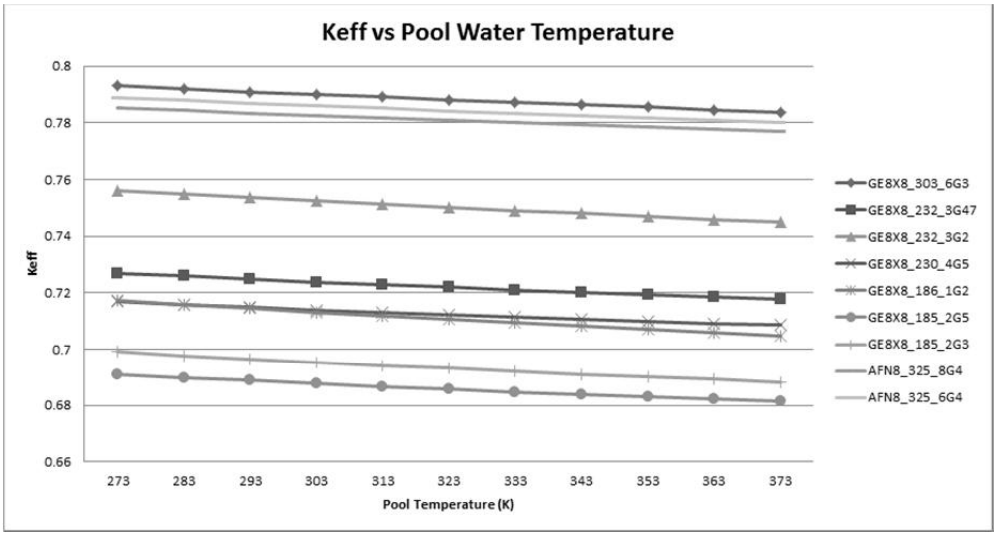


圖 3-8 用過燃料池水溫度與反應度變化

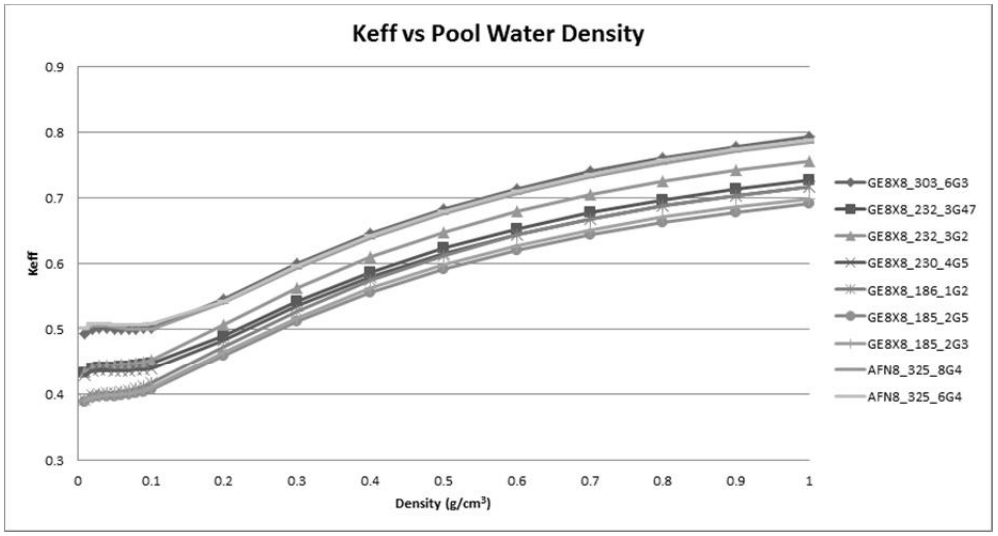


圖 3-9 用過燃料池水密度與反應度變化

表 3-10 護箱裝載池池水溫度與密度對反應度的不準度之計算結果

	池水溫度對反應度影響（Δk）		
	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
池水溫度（0°C）	0.00044	0.00044	0.00053

	池水溫度對反應度影響（Δk）		
	GE8×8-2 _2.30_4G5.0	GE8×8-2 _1.86_1G2.0	GE8×8-2 _1.85_2G5.0
池水溫度（0°C）	0.00040	0.00060	0.00048

	池水溫度對反應度影響（Δk）		
	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
池水溫度（0°C）	0.00054	0.00040	0.00041

3.5.6.6 燃料束於格架中位移

在正常情況下燃料束係假設置放在格架正中央，但可能向格架內或外側做徑向移動（如圖 3-10 所示）。

表 3-11 為燃料束在格架中位移之不準度分析結果，結果顯示位移對於反應度並無實質影響。

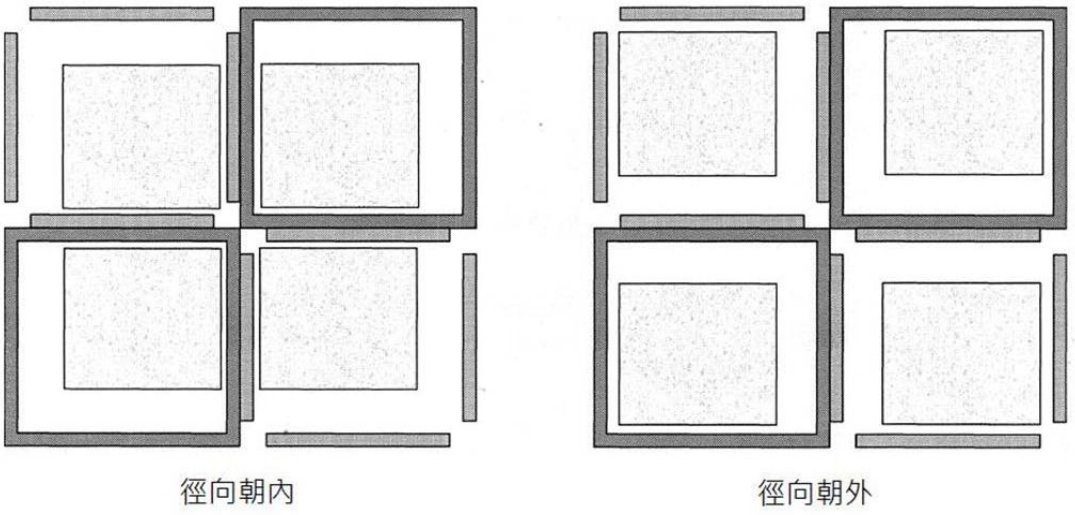


圖 3-10 燃料束在格架中位移示意圖

表 3-11 燃料束在格架中位移之不準度分析結果

	燃料束在格架中位移之不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
燃料束位移	-0.00001	0.00001	0.00000

	燃料束在格架中位移之不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _2.30_4G5.0	GE8×8-2 _1.86_1G2.0	GE8×8-2 _1.85_2G5.0
燃料束位移	0.00001	-0.00001	0.00000

	燃料束在格架中位移之不準度（Δk）		
	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
燃料束位移	0.00000	0.00004	0.00006

3.5.7 其他反應度偏差分析

除 MCNP5 與臨界實驗間之反應度偏差，以及 CASMO-4 與 MCNP5 之間的反應度偏差（設為零）之外，本臨界安全分析尚考慮以下兩種爐心運轉參數對反應度偏差的影響：停機後冷卻效應及爐心空泡歷史效應。表 3-12

為反應度偏差的計算結果。

表 3-12 停機後冷卻效應及爐心空泡歷史效應對反應度偏差之計算結果

	停機後冷卻對反應度偏差（Δk）		
	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
停機後冷卻	0.00006	0.00033	0.00019
空泡率歷史(0% 空泡率)	-0.00293	-0.01006	-0.00395

	停機後冷卻對反應度偏差（Δk）		
	GE8×8-2 _2.30_4G5.0	GE8×8-2 _1.86_1G2.0	GE8×8-2 _1.85_2G5.0
停機後冷卻	0.00033	0.00047	0.00060
空泡率歷史(0% 空泡率)	-0.01034	-0.00527	-0.00644

	停機後冷卻對反應度偏差（Δk）		
	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
停機後冷卻	0.00059	0.00005	0.00006
空泡率歷史(0% 空泡率)	-0.00887	-0.00311	-0.00319

3.5.8 最大反應度計算結果

依據公式(2)，將所有反應度偏差直接相加，不準度則以統計方法相加，為合理計，負的偏差值與不準度以零計算。最後，將所有偏差值的和與所有不準度統計加總後的值相加後，再加入正常分析條件下的中子增殖因數（$K_{nominal}$），即得到最大中子增殖因數（K_{max}），如表 3-13 所示。

從表 3-13 可知，在 9 組分析的燃料晶格中，GE8×8-2_3.03_6G3.0 為最具限制性的燃料晶格，其最大反應度為 0.80635，遠低於法規要求之 0.95。

表 3-13 最大反應度計算總結

	GE8×8-2 _3.03_6G3.0	GE8×8-2 _2.32_3G4.7	GE8×8-2 _2.32_3G2.0
$K_{nominal}$	0.79257	0.72646	0.75563
總不準度	0.00863	0.01866	0.01205
總偏差	0.00515	0.00542	0.00528
K_{max}	0.80635	0.75054	0.77296

	GE8×8-2 _2.30_4G5.0	GE8×8-2 _1.86_1G2.0	GE8×8-2 _1.85_2G5.0
$K_{nominal}$	0.71636	0.71681	0.69058
總不準度	0.02018	0.01718	0.02285
總偏差	0.00542	0.00556	0.00569
K_{max}	0.74196	0.73955	0.71912

	GE8×8-2 _1.85_2G3.0	ANF8×8-2 _3.25_8G4.0	ANF8×8-2 _3.25_6G4.0
$K_{nominal}$	0.69849	0.78490	0.78840
總不準度	0.02401	0.00870	0.00877
總偏差	0.00568	0.00514	0.00515
K_{max}	0.72818	0.79874	0.80232

3.5.9 異常與意外事故分析

3.5.9.1 燃料束水平或垂直掉落事故

在燃料束水平掉落在格架上方的情形，因該掉落的燃料束離格架中原存放燃料的有效燃料頂部（Top of Active Fuel）尚有超過 30 cm 厚的距離，形成非耦合（Nuclear Decoupled）的中子系統。燃料束墜落不會造成反應度增加，故燃料束水平掉落在格架上方的事故不需執行臨界分析。

另一種情形則為燃料束掉落在格架外，緊鄰格架，但無 BORAL 覆蓋的位置。本意外事故分析以 MCNP5 分別模擬三種不同的掉落位置（如圖 3-11 所示），並以燃料晶格 ANF8×8-2_3.25 和 GE8×8-2_3.03 為分析對象，另保守假設無燃耗及不含 Gd 可燃中子毒物，計算結果如表 3-14 所示。

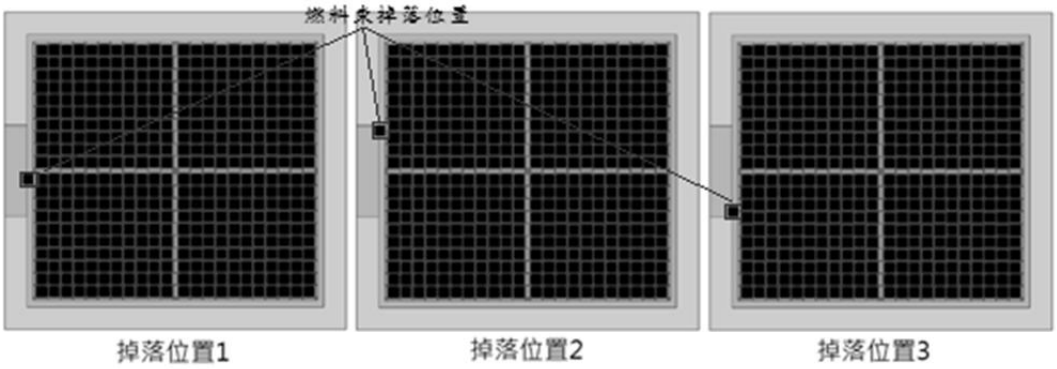


圖 3-11 燃料束掉落在格架外位置示意圖

表 3-14 燃料束掉落在格架外之反應度效應分析結果

分析案例		K	σ	ΔK
GE8×8-2_3.03	無掉落	0.84797	0.00017	-
	掉落位置 1	0.84789	0.00016	-0.00008
	掉落位置 2	0.84797	0.00016	0.00000
	掉落位置 3	0.84814	0.00017	0.00017
ANF8×8-2_3.25	無掉落	0.85763	0.00017	-
	掉落位置 1	0.85763	0.00017	0.00000
	掉落位置 2	0.85797	0.00016	0.00034
	掉落位置 3	0.85766	0.00017	0.00003

從表 3-14 可知，最大的反應度變化發生在 ANF8×8-2_3.25 且掉落位置 2 的情形，其反應度變化僅 0.00034，在兩個統計標準差之內，故其結果並無統計上的意義，可視為對反應度無影響。

3.5.9.2 燃料束誤裝填事故

本事故係假設某單根不得置放至護箱裝載池中的燃料束，被誤裝填至該格架中，造成反應度影響。在本事故分析中，該誤裝填之燃料束為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[9]中使用之燃料（ATRIUM-10，濃縮度 4.8%），另保守假設無燃耗及不含 Gd 可燃中子毒物，而格架中其他正常放置的燃料則為 ANF8×8-2_3.25 或 GE8×8-2_3.03。

圖 3-12 顯示誤裝填的位置（即格架模組中最中央的位置）。以 MCNP5 計算結果如表 3-15。最大 K 值為 ANF8×8-2_3.25 的 0.86098 ± 0.00017，而反應度最大增加為 ANF8×8-2_3.25 的 0.00355。由於最大中子增殖因數距離法規規定的限值 0.95 仍有許多安全餘裕，故即使加入此燃料誤裝填事故造成的反應度變化，亦不會有違反臨界安全之虞。

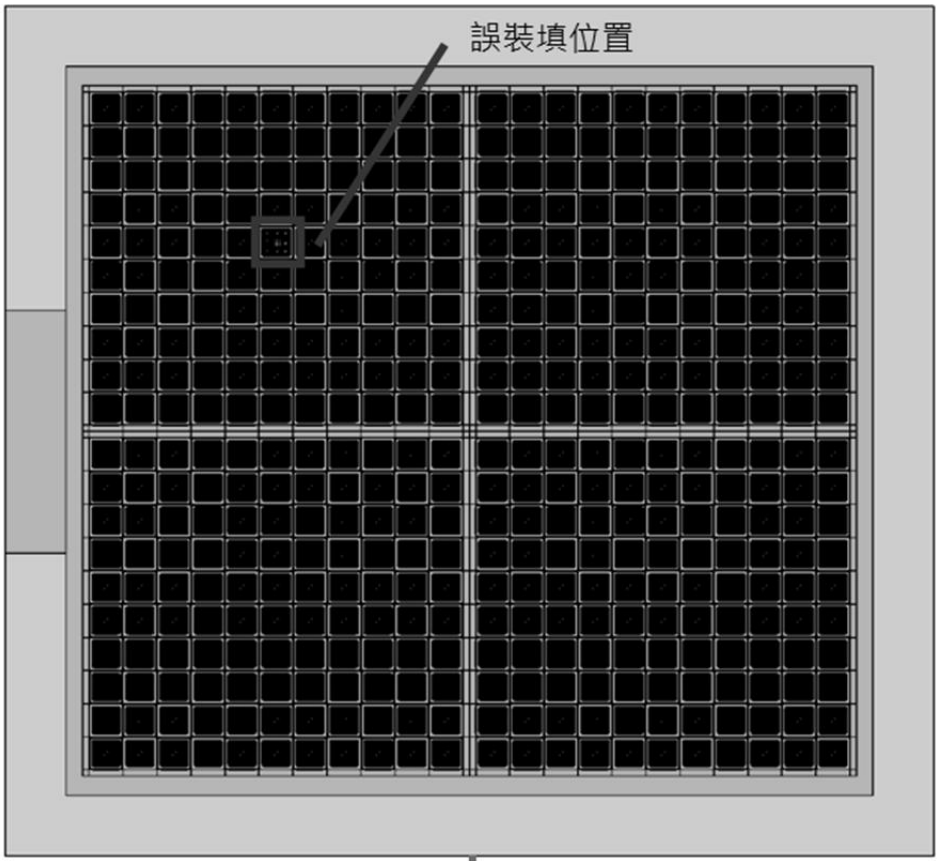


圖 3-12　燃料誤裝填位置示意圖

表 3-15 燃料誤裝填對反應度影響

Case Name	K	σ	ΔK
GE8×8-2 3.03 wt% Normal	0.84797	0.00017	-
GE8×8-2 3.03 wt% Misload	0.85105	0.00016	0.00308
ANF8×8-2 3.25 wt% Normal	0.85763	0.00017	-
ANF8×8-2 3.25 wt% Misload	0.86098	0.00017	0.00355

3.6 結論

依據以上各節的敘述，藉由將龍門電廠用過燃料貯存格架移入核二廠護箱裝載池以擴充核二廠用過燃料池的貯存空間一案，在存放 8×8-2 已冷卻 25 年以上之用過燃料之前提下，經臨界安全分析顯示無違反臨界安全之虞。從以最具限制性燃料晶格 GE8×8-2_3.03_6G3.0 進行臨界計算的結果，得知該貯存格架之最大中子增殖因數僅為 0.80635，遠低於法規限值 0.95。而即使再計入因燃料誤裝填事故而增加的反應度（0.00355），仍然有充足的安全餘裕[11]。

3.7 參考文獻

1. Safety Analysis Report for Spent Fuel Storage Rack Criticality Analysis for Lungmen, GE-NE-0000-0024-6630-R3, January 2005.
2. 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，民國 79 年 02 月 28 日發布/函頒。
3. L. Kopp, “Guidance on the Regulatory Requirements for Criticality Analysis of Fuel Storage at Light-Water Reactor Power Plants,” USNRC Internal Memorandum, L. Kopp to Timothy Collins, August 19, 1998.

4. Nuclear Regulatory Commission (NRC) Division of Safety Systems (DSS), " Final Division of Safety Systems Interim Staff Guidance," DSS-ISG-2010-01, Rev 1.

5. Joel Rhodes and Kord Smith, "CASMO-4: A Fuel Assembly Burnup Program User's Manual," SSP-01/400 Rev. 5, Studsvik Scandpower, 2007.

6. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory," LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, April 24, 2003 (Revised 2/1/2008).

7. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume II: User's Guide," LA-CP-03-0245, Los Alamos National Laboratory, April 24, 2003 (Revised 2/1/2008).

8. 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，民國 97 年 12 月。

9. Safety Analysis Report of Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 & 2 (Rev. 0), ENSA, Equipos Nuclears, S.A. and Pacific Engineers & Constructors, LTD., July 2003.

10. SOA-94/13, "CASMO-4 Benchmark against Critical Experiments", December 1995.

11. 核能研究所核子工程組，核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作－臨界安全分析計算書，NED-CM-05A36803-CCS-001-01，2016 年。

第四章 熱流分析

核二廠兩部機的用過燃料池各可貯放 4,398 束燃料(西池 1,986 束、東池 2,412 束)，現正規劃在東池旁的護箱裝載池中新增 4 組格架，各格架可放置 110 束用過燃料，即總容量會增至 4,838 束。本章評估護箱裝載池安裝格架後的熱流安全，包括以下項目：(1)整體水溫、(2)局部水溫、(3)喪失強制冷卻的補救時間、(4)補水系統的能力。

本分析適用的法規、規範及導則為：

1. 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的「熱流分析」，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
2. USNRC Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Revision 0, March l97l.

4.1 整體水溫

參照原能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[1]熱流分析之接受標準，對於用過燃料池之整體水溫有以下要求：

1. 正常情況下之分析只准許單一用過燃料貯存池冷卻系統對貯存池中最大之正常熱負載執行移熱，池水溫度不得超過 60 °C (140 °F)，池中任何部分不允許發生局部沸騰。
2. 非正常情況下之分析無需假設冷卻系統單一故障，若餘熱移除系統及用過燃料貯存池冷卻系統同時對貯存池執行移熱，池水溫度不可超過 66°C (150°F)。若僅靠用過燃料池冷卻系統移熱時，池水溫度應低於飽和溫度 100 °C。

本分析與先前之貯存容量第二次擴充案(Second Reracking)安全分析報告(SAR) [2]及中幅度功率提昇案安全分析報告[3]同樣使用 ASB 9-2 方式[4]計算衰變熱，並採用能量守恆方式計算用過燃料池整體水溫變化，評估是否符合審查規範的要求。

4.1.1 用過燃料衰變熱計算

ASB 9-2 方式[4]考慮兩種衰變熱，一是分裂產物衰變熱 (Fission Product Decay Heat)，另一是重元素衰變熱(Heavy Element Decay Heat)。

分裂產物衰變熱比值計算之主要輸入參數分別為停機後時間(t_s)與燃料累積運轉時間(t_0)，計算方式如下式：

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200}\sum_{n=1}^{11} A_n \exp(-a_n t_s) \quad (1)$$

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1+K)\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \quad (2)$$

其中 P/P_0 為 fraction of operating power；t_0 為燃料的累積運轉時間(秒)；t_s 為停機時間(秒)；K 為 uncertainty factor ($K = 0.2$ for $t_s < 10^3$ seconds；$K = 0.1$ for $10^3 \leqq t_s \leqq 10^7$ seconds)，當 $t_s > 10^7$ 秒保守假設 K 維持 0.1。A_n 及 a_n 等係數如表 4-1 所列。

表 4-1 ASB 9-2 方式的相關係數

n	A_n	$a_n\left(\sec^{-1}\right)$		n	A_n	$a_n\left(\sec^{-1}\right)$
1	0.5980	1.772×10^{0}		7	0.4620	5.344×10^{-6}
2	1.6500	5.774×10^{-1}		8	0.3280	5.716×10^{-7}
3	3.1000	6.743×10^{-2}		9	0.1700	1.036×10^{-7}
4	3.8700	6.214×10^{-3}		10	0.0865	2.959×10^{-8}
5	2.3300	4.739×10^{-4}		11	0.1140	7.585×10^{-10}
6	1.2900	4.810×10^{-5}				

重元素衰變熱比值分別來自於 U-239 與 N_p-239，如下二式：

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28\times10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}\left[1-\exp(-4.91\times10^{-4}t_0)\right]\times\left[\exp(-4.91\times10^{-4}t_s)\right] \quad (3)$$

$$\frac{P(N_p-239)}{P_0} = 2.17\times10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}\{1.007\left[1-\exp(-3.41\times10^{-6}t_0)\right]$$
$$\times\exp(-3.41\times10^{-6}t_s) - 0.007\left[1-\exp(-4.91\times10^{-4}t_0)\right]\times\exp(-4.91\times10^{-4}t_s)\} \quad (4)$$

其中 $P(U\text{-}239)/P_0$ 為 U-239 的 fraction of operating power；$P(N_p\text{-}239)/P_0$ 為 N_p-239 的 fraction of operating power；C 為 conversion ratio；σ_{25} 為 U-235 的中子吸收截面(barn)；σ_{f25} 為 U-235 的中子分裂截面(barn)；ASB 9-2 方式假設 $C\sigma_{25}/\sigma_{f25} = 0.7$。

至週期 24 為止，核二廠 1 號機用過燃料池中各批次燃料數量如表 4-2 所列，該表之資料為計算池中原有燃料之衰變熱的基礎。

表 4-2 核二廠 1 號機用過燃料池中各批次燃料數量

批次	BOC	EOC	移入反應爐日期	移出反應爐日期	數量(束)
1	BOC-1	EOC-1	1981/05/21	1983/07/11	
2	BOC-1	EOC-2	1981/05/21	1984/10/05	
3	BOC-1	EOC-3	1981/05/21	1985/10/20	
4	BOC-1	EOC-4	1981/05/21	1987/03/10	
5	BOC-2	EOC-4	1983/10/05	1987/03/10	
6	BOC-2	EOC-5	1983/10/05	1988/04/19	
7	BOC-3	EOC-5	1984/11/21	1988/04/19	
8	BOC-3	EOC-6	1984/11/21	1989/09/27	
9	BOC-4	EOC-6	1985/12/10	1989/09/27	
10	BOC-4	EOC-7	1985/12/10	1991/01/27	
11	BOC-5	EOC-7	1987/05/03	1991/01/27	
12	BOC-5	EOC-8	1987/05/03	1992/05/01	
13	BOC-5	EOC-10	1987/05/03	1994/11/12	
14	BOC-6	EOC-8	1988/07/07	1992/05/01	
15	BOC-6	EOC-9	1988/07/07	1993/09/06	
16	BOC-6	EOC-11	1988/07/07	1996/01/03	
17	BOC-7	EOC-9	1989/12/20	1993/09/06	
18	BOC-7	EOC-10	1989/12/20	1994/11/12	
19	BOC-8	EOC-10	1991/04/13	1994/11/12	
20	BOC-8	EOC-11	1991/04/13	1996/01/03	
21	BOC-9	MOC-11	1992/06/20	1995/07/21	
22	BOC-9	EOC-11	1992/06/20	1996/01/03	
23	BOC-9	EOC-12	1992/06/20	1997/04/02	
24	BOC-10	EOC-12	1993/11/28	1997/04/02	
25	BOC-10	EOC-13	1993/11/28	1998/11/04	
26	BOC-11	EOC-13	1995/01/15	1998/11/04	
27	BOC-11	EOC-14	1995/01/15	2000/03/04	
28	BOC-12	EOC-14	1996/02/16	2000/03/04	
29	BOC-13	EOC-14	1997/06/03	2000/03/04	
30	BOC-13	EOC-15	1997/06/03	2001/09/07	
31	BOC-13	EOC-16	1997/06/03	2003/02/24	
32	BOC-14	EOC-16	1998/12/23	2003/02/24	
33	BOC-15	EOC-17	1998/12/23	2004/09/09	
34	BOC-14	EOC-18	1998/12/23	2006/03/04	
35	BOC-15	EOC-17	2000/04/18	2004/09/09	

內容涉及核子保安

批次	BOC	EOC	移入反應爐日期	移出反應爐日期	數量(束)
36	BOC-15	EOC-18	2000/04/18	2006/03/04	內容涉及核子保安
37	BOC-16	EOC-17	2001/11/13	2004/09/09	
38	BOC-16	EOC-18	2001/11/13	2006/03/04	
39	BOC-16	EOC-19	2001/11/13	2007/10/28	
40	BOC-17	EOC-19	2003/05/08	2007/10/28	
41	BOC-17	EOC-19	2003/05/08	2007/10/28	
42	BOC-18	EOC-19	2004/10/26	2007/10/28	
43	BOC-17	EOC-20	2003/05/08	2009/03/09	
44	BOC-18	EOC-20	2004/10/26	2009/03/09	
45	BOC-17	EOC-21	2003/05/08	2010/10/07	
46	BOC-18	EOC-21	2004/10/26	2010/10/07	
47	BOC-19	EOC-21	2006/04/26	2010/10/07	
48	BOC-18	EOC-22	2004/10/26	2012/03/16	
49	BOC-19	EOC-22	2006/04/26	2012/03/16	
50	BOC-20	EOC-22	2007/10/18	2012/03/16	
51	BOC-20	EOC-23	2007/10/18	2013/12/11	
52	BOC-21	EOC-23	2009/04/12	2013/12/11	
53	BOC-21	EOC-24	2009/04/12	2015/04/24	
54	BOC-22	EOC-24	2010/11/01	2015/04/24	

計算衰變熱的假設如下：

1. 假設池中的用過燃料運轉時間皆為 63 個月[2]。
2. 假設最後一批退至池中的燃料是在停機後 72 小時開始搬運，以固定速率在 78 小時後完成[3]。
3. 考慮中幅度功率提昇後之運轉條件，本分析保守使用爐心熱功率為 3001 MWt 計算衰變熱。
4. 護箱裝載池放置格架後，用過燃料池總容量為 4,398+440 = 4,838 束。
5. 核二廠一般大修時約退出 180 束燃料，為保守起見，本分析參考中幅度功率提昇案[3]的評估，另計算退出 196 束燃料的狀況。
6. 分析僅考慮最後退出燃料衰變熱之暫態變化，其餘先前退出至池中的燃料衰變熱在暫態過程中維持不變。

參照審查規範[1]熱流分析之審查程序，計算用過燃料池中的衰變熱時，考慮下述兩種狀況：

1. 最大正常熱負載：考慮一次正常更換燃料所換下燃料經 150 小時後在用過燃料池產生之衰變熱，加上一次正常更換燃料所換下燃料經 1 年產生的衰變熱，再加上已貯存於池內之用過燃料所產生之衰變熱，並考慮裝滿用過燃料池最大容量。
2. 最大非正常熱負載：考慮爐心內所有燃料(核二廠 1、2 號機皆為 624 束)經 150 小時後在用過燃料池衰變後產生的衰變熱，加上一次正常更換燃料所換下之燃料經 36 天後產生的衰變熱，並考慮裝滿用過燃料池最大容量。

4.1.1.1 最大正常熱負載

為填滿用過燃料池最大容量，計算最大正常熱負載時，假設第 55、56、57 批皆退出 180 束，最早的第 1 批則減少至 146 束，以達到總容量 4838 束。配合審查規範[1]要求，第 56 批的停機時間為 1 年，第 57 批的停機時間由 3 天開始計算。各批次用過燃料所產生之衰變熱如表 4-3 所示[5]，池中原有燃料(第 1 至 56 批)產生之總衰變熱為 2.0009 MWt。

最後一批燃料在停機 3 天(72 小時)產生之衰變熱為 3.7448 MWt，150 小時降為 2.7542 MWt，250 小時降為 2.2553 MWt，分析假設最後退出燃料在停機後 72 小時開始搬運至池中，以固定速率搬運 78 小時完成。池水吸收的熱負載與搬運數量成正比，故在搬運完成(停機 150 小時)後，熱負載才等於最後退出燃料產生之衰變熱，如圖 4-1 所示[5]。

表 4-3 最大正常熱負載計算結果

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
1	內容涉及核子保安	13047	2894	5.248×10^{-5}	0.0355
2		12595	2894	5.406×10^{-5}	0.0391
3		12215	2894	5.542×10^{-5}	0.0555
4		11709	2894	5.729×10^{-5}	0.0106
5		11709	2894	5.729×10^{-5}	0.0404
6		11303	2894	5.883×10^{-5}	0.0164
7		11303	2894	5.883×10^{-5}	0.0357

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
8	內容涉及核子保安	10777	2894	6.090×10^{-5}	0.0071
9		10777	2894	6.090×10^{-5}	0.0539
10		10290	2894	6.287×10^{-5}	0.0073
11		10290	2894	6.287×10^{-5}	0.0312
12		9830	2894	6.480×10^{-5}	0.0252
13		8905	2894	6.885×10^{-5}	0.0003
14		9830	2894	6.480×10^{-5}	0.0349
15		9337	2894	6.692×10^{-5}	0.0230
16		8488	2894	7.075×10^{-5}	0.0007
17		9337	2894	6.692×10^{-5}	0.0301
18		8905	2894	6.885×10^{-5}	0.0380
19		8905	2894	6.885×10^{-5}	0.0042
20		8488	2894	7.075×10^{-5}	0.0390
21		8654	2894	6.999×10^{-5}	0.0003
22		8488	2894	7.075×10^{-5}	0.0154
23		8033	2894	7.289×10^{-5}	0.0514
24		8033	2894	7.289×10^{-5}	0.0243
25		7452	2894	7.572×10^{-5}	0.0351
26		7452	2894	7.572×10^{-5}	0.0421
27		6966	2894	7.817×10^{-5}	0.0044
28		6966	2894	7.817×10^{-5}	0.0609
29		6966	2894	7.817×10^{-5}	0.0058
30		6414	2894	8.105×10^{-5}	0.0692
31		5879	2894	8.395×10^{-5}	0.0093
32		5879	2894	8.395×10^{-5}	0.0654
33		5316	2894	8.710×10^{-5}	0.0016
34		4775	2894	9.025×10^{-5}	0.0201
35		5316	2894	8.710×10^{-5}	0.0594
36		4775	2894	9.025×10^{-5}	0.0205
37		5316	2894	8.710×10^{-5}	0.0004
38		4775	2894	9.025×10^{-5}	0.0264
39		4172	2943	9.389×10^{-5}	0.0536
40		4172	2943	9.389×10^{-5}	0.0035
41		4172	2943	9.389×10^{-5}	0.0186
42		4172	2943	9.389×10^{-5}	0.0004
43		3674	2943	9.704×10^{-5}	0.0494
44		3674	2943	9.704×10^{-5}	0.0330

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
45	內容涉及核子保安	3097	2943	1.009×10^{-4}	0.0157
46		3097	2943	1.009	0.0319
47		3097	2943	1.009×10^{-4}	0.0286
48		2571	2943	1.049×10^{-4}	0.0064
49		2571	2943	1.049×10^{-4}	0.0490
50		2571	2943	1.049×10^{-4}	0.0416
51		1936	2943	1.120×10^{-4}	0.0465
52		1936	2943	1.120×10^{-4}	0.0359
53		1437	3001	1.243×10^{-4}	0.0670
54		1437	3001	1.243×10^{-4}	0.0430
55[b]		912	3001	1.624×10^{-4}	0.1406
56[b]		365	3001	3.419×10^{-4}	0.2960
57[b]		3	3001	4.326×10^{-3}	3.7448

[a] 配合最大容量 4,838 束

[b] 分析假設之退出批次

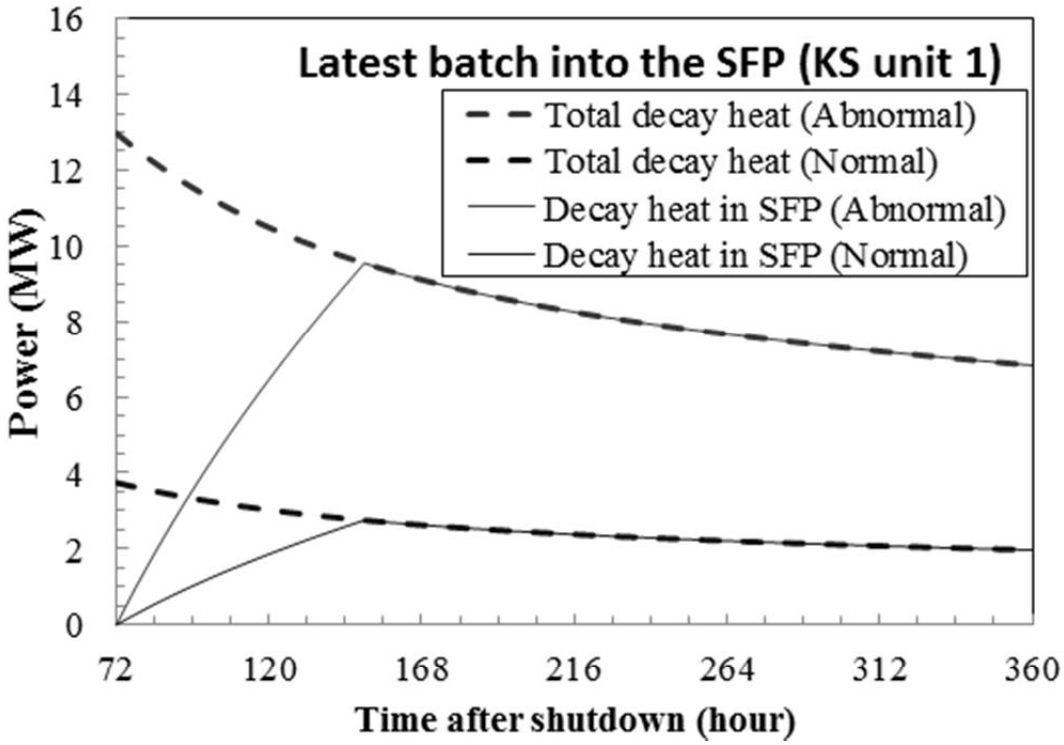


圖 4-1 最後退出燃料衰變熱之暫態變化

比照中幅度功率提昇時進行的評估[3]，另假設正常退出數目增為 196 束，第 55、56、57 批皆退出 196 束，最早的第 1 批則減少至 98 束，各批次用過燃料所產生之衰變熱如表 4-4 所示，因第 2 批至第 54 批之結果與表 4-3 相同，不再重覆列出，池中原有燃料(第 1 至 56 批)產生之總衰變熱略增為 2.0280 MWt。

最後一批燃料在停機 72 小時產生之衰變熱為 4.0777 MWt，150 小時降為 2.9990 MWt，250 小時降為 2.4558 MWt，如圖 4-2 所示[5]。相同地，用過燃料池吸收到的熱負載與搬運數量成正比，在搬運完成後，池中熱負載才等於最後退出燃料產生之衰變熱。

表 4-4　最大正常熱負載計算結果(退出 196 束)

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
1	98	13047	2894	5.248×10^{-5}	0.0239
55	196	912	3001	1.624×10^{-4}	0.1531
56	196	365	3001	3.419×10^{-4}	0.3223
57	196	3	3001	4.326×10^{-3}	4.0777

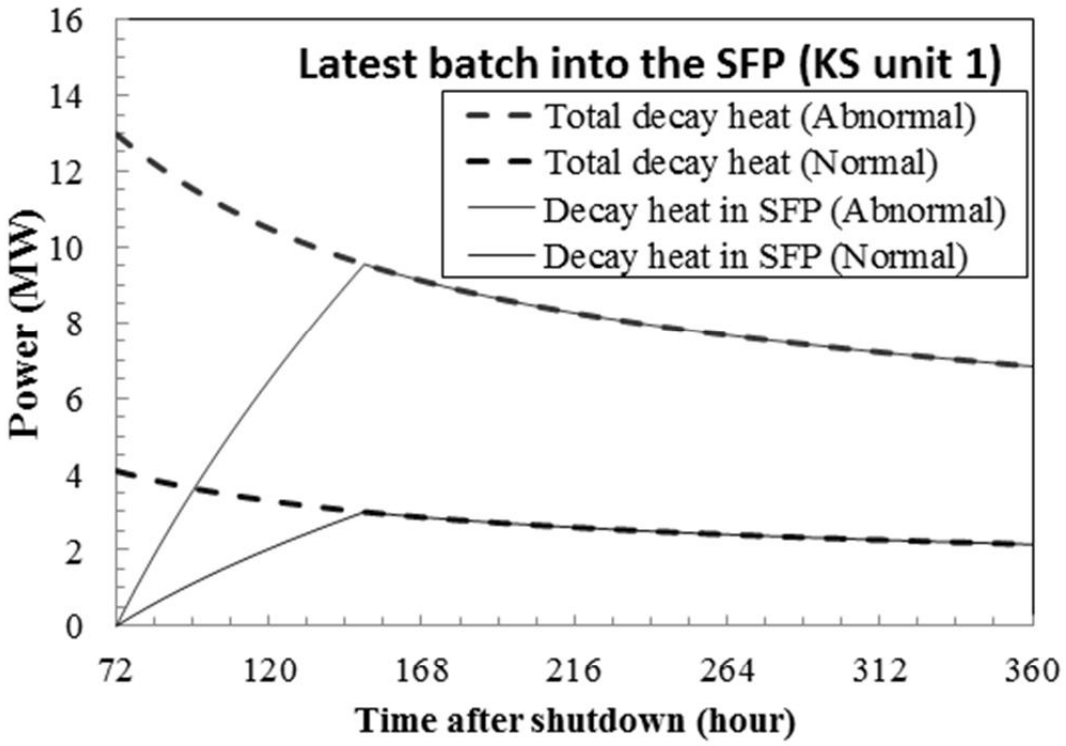


圖 4-2　最後退出燃料衰變熱之暫態變化(退出 196 束)

4.1.1.2 最大非正常熱負載

計算非正常熱負載時假設第 55 批退出 180 束，第 56 批退出 624 束，而最早的第 1 批則減少至 0 束，第 2 批則減少至 38 束，以達到總容量 4838 束。配合審查規範[1]要求，第 55 批的停機時間為 36 天，第 56 批的停機時間由 3 天開始計算。各批次用過燃料所產生之衰變熱如表 4-5 所示，池中原有燃料(第 1 至 55 批)產生之總衰變熱為 3.0112 MWt。

最後退出一批燃料數目達 624 束，停機 3 天(72 小時)產生之衰變熱為 12.9820 MWt，150 小時降為 9.5480 MWt，250 小時降為 7.8184 MWt。用過燃料池的熱負載同樣與搬運數量成正比，在停機 150 小時之後，熱負載才等於最後退出燃料產生之衰變熱，如圖 4-1 所示。

表 4-5 最大非正常熱負載計算結果

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
1	內容涉及核子保安	12232	2894	5.536×10^{-5}	0.0000
2		11780	2894	5.702×10^{-5}	0.0100
3		11400	2894	5.846×10^{-5}	0.0586
4		10894	2894	6.043×10^{-5}	0.0112
5		10894	2894	6.043×10^{-5}	0.0426
6		10488	2894	6.206×10^{-5}	0.0173
7		10488	2894	6.206×10^{-5}	0.0377
8		9962	2894	6.424×10^{-5}	0.0074
9		9962	2894	6.424×10^{-5}	0.0569
10		9475	2894	6.632×10^{-5}	0.0077
11		9475	2894	6.632×10^{-5}	0.0329
12		9015	2894	6.835×10^{-5}	0.0266
13		8090	2894	7.262×10^{-5}	0.0003
14		9015	2894	6.835×10^{-5}	0.0368
15		8522	2894	7.060×10^{-5}	0.0242
16		7673	2894	7.464×10^{-5}	0.0007
17		8522	2894	7.060×10^{-5}	0.0318
18		8090	2894	7.262×10^{-5}	0.0401
19		8090	2894	7.262×10^{-5}	0.0044
20		7673	2894	7.464×10^{-5}	0.0412
21		7839	2894	7.383×10^{-5}	0.0003
22		7673	2894	7.464×10^{-5}	0.0163

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
23	內容涉及核子保安	7218	2894	7.689×10^{-5}	0.0542
24		7218	2894	7.689×10^{-5}	0.0257
25		6637	2894	7.988×10^{-5}	0.0370
26		6637	2894	7.988×10^{-5}	0.0445
27		6151	2894	8.246×10^{-5}	0.0046
28		6151	2894	8.246×10^{-5}	0.0643
29		6151	2894	8.246×10^{-5}	0.0061
30		5599	2894	8.550×10^{-5}	0.0730
31		5064	2894	8.855×10^{-5}	0.0099
32		5064	2894	8.855×10^{-5}	0.0690
33		4501	2894	9.188×10^{-5}	0.0017
34		3960	2894	9.522×10^{-5}	0.0212
35		4501	2894	9.188×10^{-5}	0.0626
36		3960	2894	9.522×10^{-5}	0.0216
37		4501	2894	9.188×10^{-5}	0.0004
38		3960	2894	9.522×10^{-5}	0.0278
39		3357	2943	9.912×10^{-5}	0.0566
40		3357	2943	9.912×10^{-5}	0.0037
41		3357	2943	9.912×10^{-5}	0.0196
42		3357	2943	9.912×10^{-5}	0.0005
43		2859	2943	1.026×10^{-4}	0.0523
44		2859	2943	1.026×10^{-4}	0.0349
45		2282	2943	1.076×10^{-4}	0.0168
46		2282	2943	1.076×10^{-4}	0.0340
47		2282	2943	1.076×10^{-4}	0.0305
48		1756	2943	1.153×10^{-4}	0.0071
49		1756	2943	1.153×10^{-4}	0.0538
50		1756	2943	1.153×10^{-4}	0.0457
51		1121	2943	1.416×10^{-4}	0.0588
52		1121	2943	1.416×10^{-4}	0.0454
53		622	3001	2.183×10^{-4}	0.1176
54		622	3001	2.183×10^{-4}	0.0756
55[b]		36	3001	1.536×10^{-3}	1.3299
56[b]		3	3001	4.326×10^{-3}	12.9820

[a] 配合最大容量 4,838 束

[b] 分析假設之退出批次

比照中幅度功率提昇(SPU)時進行的評估[3]，另假設正常退出數目增為 196 束，即表 4-5 的第 55 批數量增為 196 束，第 2 批因此減少至 22 束，結果如表 4-6 所示，因僅有第 2 批及第 55 批與表 4-5 不同，其餘批次之結果皆相同，不再重覆列出。

池中原有燃料(第 1 至 55 批)產生之總衰變熱略增為 3.1252 MWt。最後一批燃料並無受到影響，與前述結果相同，暫態變化則如圖 4-2 所示。

表 4-6 最大非正常熱負載計算結果(退出 196 束)

批次	數量(束)	t_s (天)	爐心熱功率 (MWt)	單束燃料與全爐心之熱功率比	P (MWt)
2	22	11780	2894	5.702×10^{-5}	0.0058
55	196	36	3001	1.624×10^{-4}	1.4481

4.1.2 整體水溫計算

參照先前分析方式[2]，用過燃料池的整體水溫暫態變化採用下式計算：

$$mc_p \frac{dT(t)}{dt} = Q(t) + Q_{old} - Q_{HX}(t) \quad (5)$$

$$Q_{HX}(t) = w_{SFPHX} c_p p_{SFPHX} [T(t) - T_{i,SFPHX}] + w_{RHRHX} c_p p_{RHRHX} [T(t) - T_{i,RHRHX}] \quad (6)$$

其中 T 為整體水溫(°C)；t 為時間(秒)；m 為池水質量(kg)；c_p 為液態水比熱 4180 J/kg-°C；$Q(t)$為最後退出燃料之衰變熱(W)，如圖 4-1 及圖 4-2 所示；Q_{old} 為池中原有燃料之衰變熱(W)；Q_{HX} 為冷卻系統移熱率(W)；w 為冷卻系統流量(kg/s)；p 為熱交換器效率；T_i 為熱交換器冷卻水之入口水溫(°C)；下標之 SFPHX 代表用過燃料池冷卻及淨化系統之熱交換器，RHRHX 代表餘熱移除系統之熱交換器。

初始水溫 $T(t=0)$假設是反應爐內燃料退至池裡之前，原有燃料熱源和冷卻系統移熱率達成熱平衡時的溫度：

$$T(0) = \frac{Q_{old} + w_{SFPHX} c_p p_{SFPHX} T_{i,SFPHX} + w_{RHRHX} c_p p_{RHRHX} T_{i,RHRHX}}{w_{SFPHX} c_p p_{SFPHX} + w_{RHRHX} c_p p_{RHRHX}} \quad (7)$$

東池、西池及護箱裝載池的面積與池水體積如表 4-6 所示，水深為 12.19 m[2]，燃料頂部高度為 4-7 m[2]，並假設整個池體空間 25%是被燃料、格架等固體所佔滿[2]，表 4-7 列出之體積已扣除 25%的固體空間。

表 4-7 核二廠用過燃料池幾何尺寸

	面積(m^2)	體積(m^3)
西池	內容涉及核子保安	
東池		
護箱裝載池		
西池+東池		
西池+東池+護箱裝載池		

用過燃料池冷卻系統的相關參數則如表 4-8 所示[2]。

表 4-8 冷卻系統相關參數

	用過燃料池冷卻及淨化系統	餘熱移除系統
w (kg/s)	內容涉及核子保安	
p		
T_i (°C)		

依燃料退出狀況與冷卻系統可用狀況，Second Reracking SAR[2]分為 9 個案例，中幅度功率提昇案[3]針對其中的 3 個原能會審查規範所列之案例進行分析(Cases 1, 3, 4)，本分析亦針對該 3 案例進行分析，如表 4-9 所示。Case 1 的最後退出燃料衰變熱採用正常狀況計算，如 4.1.1.1 節所述；Case 3 及 Case 4 的最後退出燃料衰變熱採用非正常狀況計算，如 4.1.1.2 節所述。

表 4-9 整體水溫之分析案例

Case	燃料退出狀況	冷卻系統可用狀況	水溫限制
1	正常	1 SFPHX	60°C
3	非正常	2 SFPHX	100°C
4	非正常	1 SFPHX + 1RHRHX	66°C

計算整體水溫變化的相關假設如下所列：

1. 計算整體水溫變化時，僅考慮西池的體積。
2. 假設整個池體空間 25%是被燃料、格架等固體所佔滿[2]，池水體積佔整個池體空間的 75%。

3. 假設最後一批退至池中的燃料是在停機後 72 小時開始搬運，以固定速率在 78 小時後(即停機後 150 小時)完成。
4. 僅考慮最後退出燃料衰變熱之暫態變化，其餘先前退出至池中的燃料衰變熱假設維持不變。
5. 一般大修時約退出 180 束燃料，為保守起見，本分析參考中幅度功率提昇案[3]的評估，另計算退出 196 束燃料的狀況。

求解式(7)可得到各案例的用過燃料池初始水溫，再求解式(5)及式(6)即可得到水溫暫態變化，各案例結果如圖 4-3 及圖 4-4 所示[6]，最高溫與發生時間列於表 4-10，最高溫皆發生於所有燃料移入池內後(150 小時)。

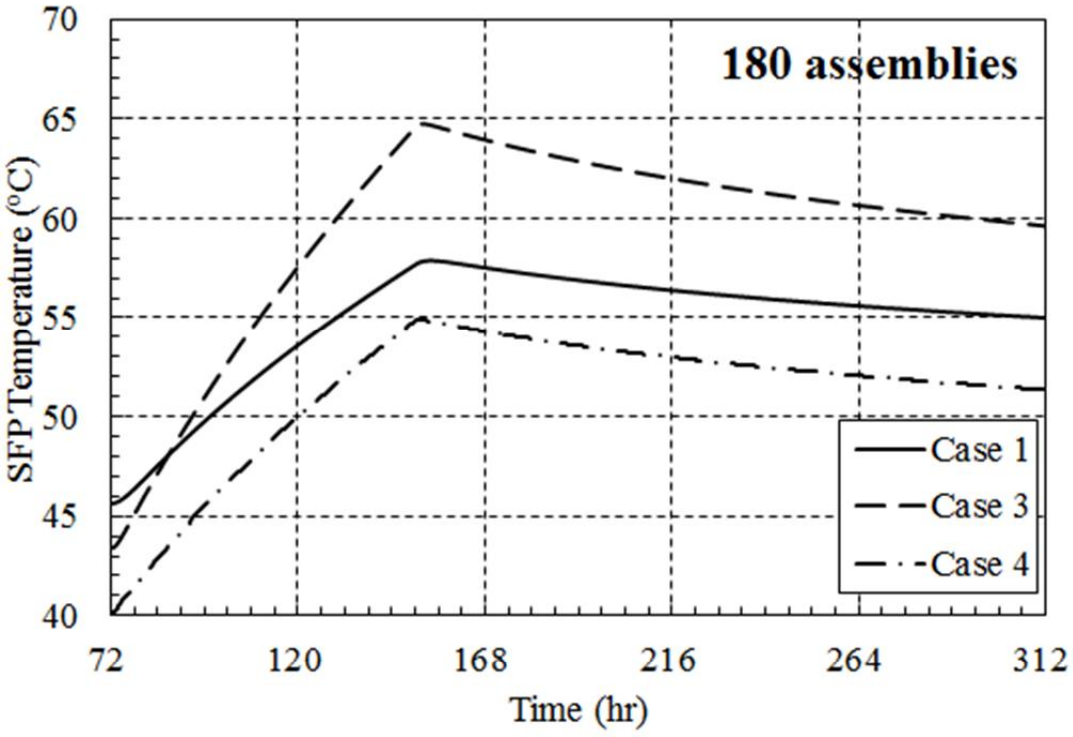


圖 4-3 整體水溫暫態變化

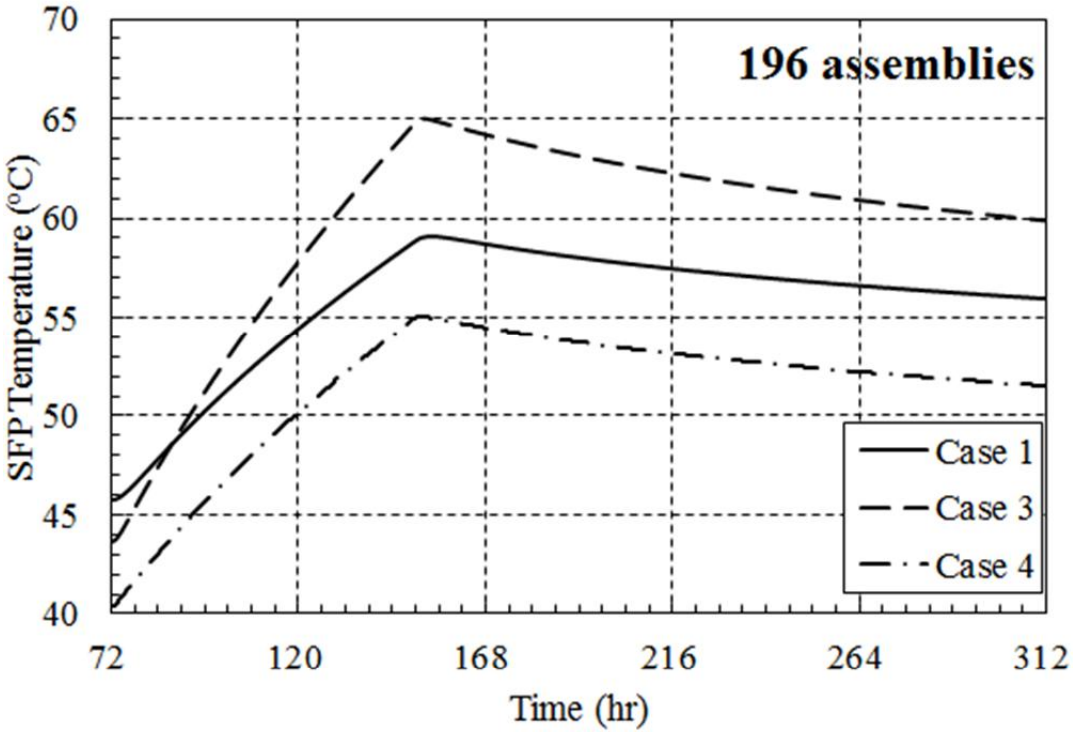


圖 4-4　整體水溫暫態變化(退出 196 束)

表 4-10　整體水溫計算結果

	本分析			中幅度功率提昇[3]		
	最高水溫 T_{max} (°C)	發生時間 (hr)	最高溫發生時總衰變熱 Q_{bundle} (MWt)	最高水溫 T_{max} (°C)	發生時間 (hr)	最高溫發生時總衰變熱 Q_{bundle} (MWt)
Case 1	57.88	153.5	4.73	58.03	153.5	4.76
Case 1 (196 束)	59.09	154.0	4.99	59.14	153.5	5.01
Case 3	64.75	152.0	12.51	64.82	152.0	12.54
Case 3 (196 束)	65.01	152.0	12.62	65.07	152.0	12.65
Case 4	54.90	151.0	12.53	54.95	151.5	12.55
Case 4 (196 束)	55.07	151.0	12.65	55.12	151.0	12.66

與 SPU 安全分析報告結果[3]相較，本分析雖然增加了 440 束用過燃料，但最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，而 SPU 之最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3038.7 MWt (105% OLTP)計算，經比較後，本分析所得之總燃料衰變熱稍微低於 SPU 結果，

因此所得之最高池水溫度相當接近。

經分析後，新增格架之後，整體水溫在正常或非正常情況下皆可符合審查規範之要求。

4.2 局部水溫

根據原能會審查規範[1]，正常狀況下池中任何部分不允許發生局部沸騰之現象。在爐心熱功率為 2894 MWt 之運轉條件下，Second Reracking SAR[2]對於局部溫度則是使用計算流體力學(CFD)計算，且特別針對非正常狀況的 Case 3 進行(因其池水平均溫度最高)，計算得出燃料束表面最高溫度為 111.16°C，而燃料格架頂端的局部沸騰溫度為 116 °C，因此不會產生局部沸騰的現象。非正常狀況的 Case 3 衰變熱約為 12 MWt，較正常狀況的 Case 1 高約 7 MWt。SPU 提昇 5%功率時所增加之衰變熱約為 0.5 MWt[3]，遠小於 7 MWt，因此 SPU 條件下 Case 1 不會發生局部沸騰，而新增格架後(103.7% OLTP)之衰變熱會略低於 SPU (105% OLTP)條件，且整體水溫也較 Case 3 低，因此在新增格架後，正常狀況下不會發生局部沸騰，符合審查規範之要求。

4.3 喪失強制冷卻的補救時間

因池水具有輻射屏蔽作用，審查規範[1]要求水位高於燃料棒頂端上方 3 公尺。前 4.1 節之整體水溫係在冷卻系統可用之條件下進行，為保守評估，假設冷卻系統在最高水溫出現之時間點失效，導致水溫上升至沸點，開始產生相變化導致水位下降。水溫達到沸點及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間點可作為現場應變措施的時間參考。

分析方法亦參照 Second Reracking SAR[2]及 SPU 安全分析報告[3]，當水溫小於 100 °C，依據能量守恆，池水暫態溫度變化為：

$$mc_p \frac{dT(t)}{dt} = Q_{bundles} + Q_{mw} \tag{8}$$

其中 Q_{bundle} 為池中所有燃料產生之衰變熱，分析時假設其為在整體水溫達到最高值 T_{max} 時(如表 4-10)的總衰變熱，並假設其值維持固定。

Q_{mw} 為補水(makeup water)之熱移除率(kJ/s)：

$$Q_{mw} = m_{mw} c_p (T_{mw} - T) \tag{9}$$

其中 m_{mw} 為補水流量(kg/s)；T_{mw} 為補水溫度(kg/s)；c_p 為水之比熱(kJ/kg-^{o}C)。

保守假設池水質量不因補水效應而增加，水溫達到 100°C 的時間 t_{boil} 為：

$$t_{boil} = \frac{mc_p(100 - T_{\max})}{Q_{bundles} + Q_{mw}} \tag{10}$$

水溫達到 100°C 後，所吸收的能量會轉變為汽化熱，經由能量平衡後，總衰變熱扣除補水熱移除率後，即為可用於汽化液態水之熱負載，藉此可得池水之汽化率(kg/s)為：

$$m_{boil} = \frac{Q_{bundles} + m_{mw}c_p(T_{mw} - 100)}{H_{fg}} \tag{11}$$

其中 H_{fg} 為水在 100°C 時之蒸發潛熱(kJ/kg)。

水存量變化率即為補水流量扣除汽化量：

$$\rho A\frac{dH}{dt} = m_{mw} - m_{boil} \Rightarrow \rho A\frac{(H - H_{Top} - 3)}{t_{3m} - t_{boil}} = m_{mw} - m_{boil}$$

$$\Rightarrow t_{3m} = t_{boil} + \frac{\rho A(H - H_{Top} - 3)}{m_{mw} - m_{boil}} \tag{12}$$

其中 t_{3m} 為水位降至燃料頂部上方 3 公尺的時間(秒)；ρ為液態水密度(kg/m^3)；H 為用過燃料池水位 12.19 m[2]；H_{top} 為燃料頂部高度 4.7 m[2]。

由 4.1.2 節所得之最高水溫 T_{max} 以及當時之總衰變熱 $Q_{bundles}$，再求解(10)式得到水溫達 100°C 時間 t_{boil}，最後求解(11)與(12)式得到水位降至燃料頂部上方 3 公尺的時間 t_{3m}。

原有分析[2,3]僅考慮西池與東池的體積(4.1 節之整體水溫計算更是保守考慮西池體積而已)，若也考慮護箱傳送池的池水體積，達到沸點時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間會增加。分別考慮補水 50 gpm (3.1419 kg/s)以及無補水的狀況，表 4-11 為只考慮西池與東池體積之結果，表 4-12 則是考慮西池、東池與護箱裝載池體積之結果[6]。

表 4-11 達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間 (西池與東池)

本分析結果				
	補水 50 gpm		無補水	
	達到沸點時間 (hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間(hr)	達到沸點時間 (hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間(hr)
Case 1	13.98	N.A.	11.38	83.01
Case 1 (196 束)	12.70	N.A.	10.46	78.29
Case 3	3.87	78.56	3.60	30.69
Case 3 (196 束)	3.81	76.66	3.54	30.38
Case 4	4.94	79.20	4.60	31.63
Case 4 (196 束)	4.88	77.33	4.54	31.32
中幅度功率提昇[3]				
	補水 50 gpm		無補水	
	達到沸點時間 (hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間(hr)	達到沸點時間 (hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間(hr)
Case 1 (196 束)	11.20	N.A.	10.43	75.63
Case 3 (196 束)	3.65	73.67	3.53	29.33
Case 4 (196 束)	4.63	74.25	4.52	30.27

表 4-12 達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間 (西池、東池與護箱裝載池)

	補水 50 gpm		無補水	
	達到沸點時間 (hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間(hr)	達到沸點時間 (hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間 (hr)
Case 1	15.64	N.A.	12.73	92.87
Case 1 (196 束)	14.21	N.A.	11.71	87.58
Case 3	4.33	87.88	4.03	34.33
Case 3 (196 束)	4.26	85.76	3.96	33.99
Case 4	5.53	88.61	5.14	35.38
Case 4 (196 束)	5.46	86.51	5.08	35.04

如前所述，本分析雖然增加 440 束用過燃料，但最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，SPU 係採用較高之 3038.7 MWt (105% OLTP)計算，本分析所得之達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間會略長於 SPU 結果。然而因為新增格架位於護箱裝載池，其與東池之間的水門(gate 3)會維持開啟狀態以連通池水，考慮護箱裝載池增加之池水體積，達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間因此增加(如表 4-12 所示)，現場應變措施的要求時間亦可隨之延長。

4.4 補水系統能力

前 4.1 節所得之最高溫發生時總衰變熱 Q_{bundle}，將其除以水的汽化熱即可得到汽化率，結果列於表 4-13，而現有之補水系統容量達 50 gpm[3]，現有之補水系統有能力維持用過燃料池水位。而且為因應類福島事故，核二廠已加裝了 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水的措施，能有助於維持用過燃料池的水位。

表 4-13 汽化率

Case 1	有補水之汽化率	無補水之汽化率
退出 180 束	1.71 kg/s (27.4 gpm)	2.10 kg/s (33.7 gpm)
退出 196 束	1.82 kg/s (29.3 gpm)	2.21 kg/s (35.6 gpm)
中幅度功率提昇[3]		
退出 180 束	1.77 kg/s (28.4 gpm)	2.16 kg/s (34.8 gpm)
退出 196 束	1.88 kg/s (30.2 gpm)	2.27 kg/s (36.6 gpm)

4.5 熱流分析評估結論

經評估護箱裝載池安裝格架後的熱流安全，即使增加了 440 束用過燃料，使用 ASB 9-2 計算衰變熱，並採用能量守恆計算整體水溫，其最高溫仍可符合審查規範[1]要求；而原有 Second Reracking 安全分析[2]對於局部水溫的計算可涵蓋本報告之條件，在正常運轉狀況下不會發生局部沸騰；以整體水溫計算結果作為評估喪失強制冷卻的補救時間與補水系統能力的條件，評估結果顯示其影響輕微。經分析後，護箱裝載池安裝格架後的熱流安全可符合要求。

4.6 燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕

與 SPU 安全分析報告結果相較，本分析雖然增加了 440 束用過燃料，但最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，而 SPU 安全分析報告之最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3038.7 MWt (105% OLTP)計算，因此本分析所得之總燃料衰變熱稍微低於 SPU 結果，所得之最高池水溫度也稍微低於 SPU 結果。正常運轉時用過燃料池的衰變熱負載係由「用過燃料池冷卻淨化」(SFPCP)系統熱交換器移除，相較於 SPU 結果，本案之 SFPCP 系統熱交換器熱負載及用過燃料池最高池水溫度並未增加，且最高池水溫度符合原能會審查規範[1]要求，因此不會影響核機冷卻水系統(NCCCW)、及燃料儲存廠房空調與冷卻系統的設計餘裕(核二廠 SPU 安全分析報告 6.4.7 及 6.6 節)。本案對燃料廠房內環境之影響可以忽略。

4.7 參考文獻

1. 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，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
2. “Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 & 2,” Rev. 0, ENSA, Equipos Nuclears, Pacific Engineerings & Constructors, LTD., July 2003.
3. 核二廠中幅度功率提昇安全分析報告，第 2 版，KS-SPU-SAR-R2，台灣電力股份有限公司、核能研究所、Sargent & Lundy, LLC，2014 年 1 月。
4. “Residual Decay Energy for Light-Water Reactors for Long-Term Cooling,” NRC Standard Review Plan (NUREG-0800), Rev.2, Section 9.2.5, Branch Technical Position ASB 9-2, July 1981.
5. 核二廠用過燃料池新增格架之衰變熱功率計算，NED-CM-05A36803-CCS-002-01，核能研究所核子工程組，2016 年 3 月。
6. 核二廠用過燃料池新增格架之水溫計算，NED-CM-05A36803-CCS-003-01，核能研究所核子工程組，2016 年 3 月。

第五章 結構分析與地震考量

5.1 前言

在核二廠燃料廠房內既有護箱裝載池新增格架，將可增加用過核燃料的貯存空間，核二廠護箱裝載池新增格架布置如圖 5-1 所示，1 號機護箱裝載池可安裝龍門的 B01、B02、B06、及 B07 等 4 組格架; 2 號機護箱裝載池可安裝龍門的 B03、B04、B08、及 B09 等 4 組格架。前述 B 型格架之貯存容量為 11x10 個貯存單元，因此每一護箱裝載池將可增加 440 個貯存單元，兩個護箱裝載池共可增加 880 個貯存單元。

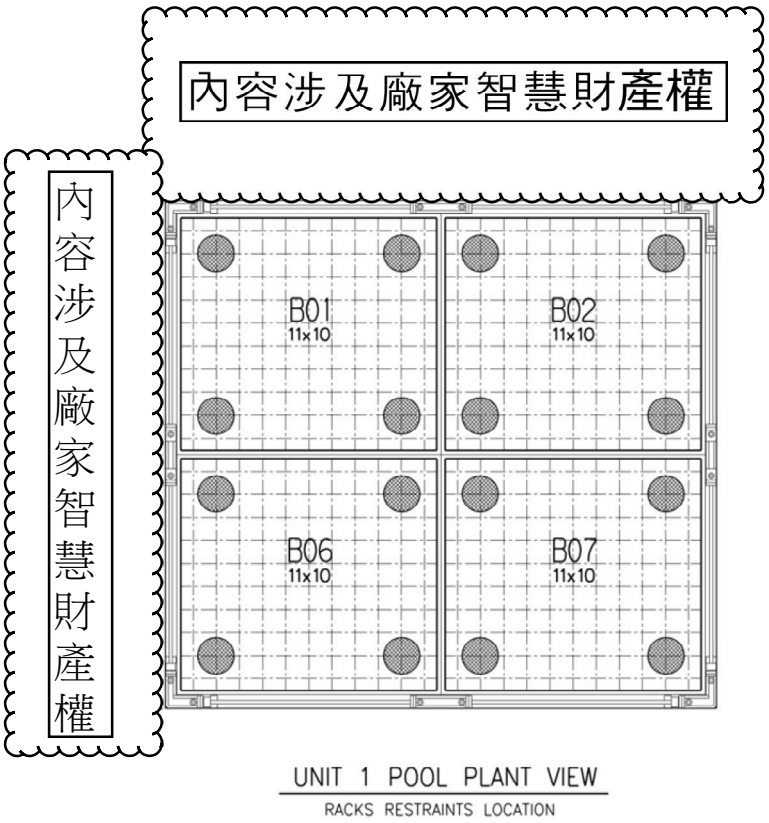
護箱裝載池裝東西向長度為內容涉及核子保安cm，南北向長度約內容涉及核子保安cm。四個格架放在池內為東西南北皆對稱，格架與東向池壁及西向池壁距離為內容涉及核子保安cm；格架與南向池壁及北向池壁距離為內容涉及核子保安cm。動力分析計算(OBE、DBE)均以圖 5-1 之狀態為起始條件。本章節 5.2~5.6 節依據護箱裝載池中新增貯存用過核燃料格架之載重狀況、幾何條件、材料性質建立模型後，以安全評估分析軟體內容涉及廠家智慧財產權進行動力分析[1,2]，在各種載重組合下，依據分析成果之格架受力狀況，進行格架構件之安全性評估。

5.7 節就新增格架後之護箱裝載池及燃料廠房結構進行評估，包括上述格架構件作用於護箱裝載池基礎板及池壁結構荷重之設計基準評估，及燃料廠房結構之耐震餘裕評估。此外，另依據 EPRI 技術報告 1025287[3]進行護箱裝載池完整性評估。

在一號機及二號機護箱裝載池各安裝 4 組龍門電廠二號機庫存格架，經上述評估後所得之成果，顯示格架構件、護箱裝載池及燃料廠房結構等，在新增格架及用過核燃料之載重後，其既有結構安全性仍然可以符合相關法規要求。

有關新增系統、組件與既有結構物，採用之各地震等級加速度基準值如下：

地震等級		OBE	DBE	BDBE
新增系統與組件 (如格架)	水平	0.2g	0.67g	-
	垂直	0.13g	0.45g	-
既有結構物 (如護箱裝載池土木結構)	水平	0.2g	0.4g	0.67g
	垂直	0.13g	0.27g	0.45g



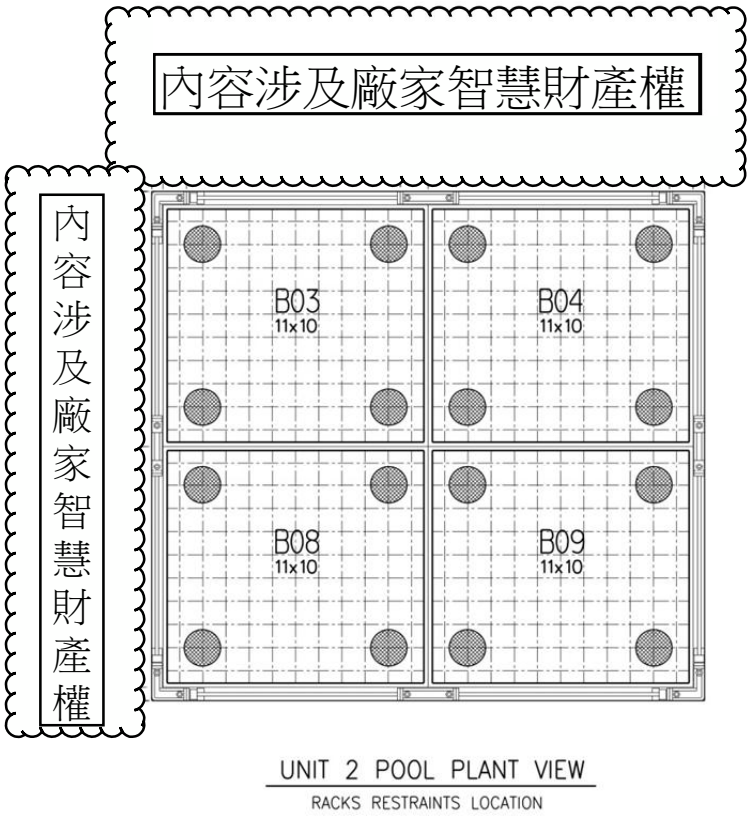


圖 5-1　核二廠護箱裝載池格架布置圖

5.2 應力分析總結與結論

本計畫使用安全評估分析軟體{內容涉及廠家智慧財產權}建立燃料格架模型並進行結構動力分析，並依據分析成果[4]進行衝擊分析、格架構件之結構應力分析及挫屈分析。以下說明應力分析總結及結論。

5.2.1 應力分析總結

核二廠用過燃料貯存格架之分析計算須符合美國核管會的標準審查導則第 3.8.4 節相關內容(Standard Review Plan 3.8.4 [5])、ASME Code Section Ⅲ Subsection NF [6]。動力分析在 5.6 節以護箱裝載池之模型估計貯存池池水造成的影響並使用 5.7.7.1 節之地震頻譜，分析格架之受力狀況，並檢核格架應力及挫屈狀況，以評估護箱裝載池設置貯存格架的可行性與安全性。主要結果分述如下(因 OBE 地震力不控制分析結果，故不在以下列出)：

1. 衝擊分析結果

   依據 5.6 節之方法與安全評估分析軟體{內容涉及廠家智慧財產權}建立格架模型進行結構動力分析，成果顯示燃料貯存格架受到設計基準地震(Design Basis Earthquake，DBE = 0.67g)地震力作用，並假設護箱裝載池放置貯存格架 4 組，共 440 束用過燃料的條件下，四組燃料貯存格架，相鄰兩組間將會發生接觸面之撞擊；此外，由於護箱裝載池壁與格架加勁框架之間所剩餘的空間非常有限，故池壁與燃料貯存格架也會發生接觸面之撞擊。

   依據衝擊分析之結果，在 DBE 地震力作用下，格架與格架間、格架與限制器間碰撞之最大主應力如表 5-1、支撐腳最大反力如表 5-2。

表 5-1 格架彼此間及格架與限制器間最大主應力(DBE 地震力)

作用位置	最大主應力(MPa)
格架與格架間	49.9
格架與限制器間	42.5

表 5-2 支撐腳與池底間最大反力(DBE 地震力)

最大底板正向力 (KN)	最大底板水平力 (KN)
305	157.7

2. 應力計算結果

採用地震力 DBE 之地震頻譜動態反應，考慮各項載重組合作用下，進行燃料貯存格架結構動力分析，計算燃料束至格架支撐之應力傳遞路徑中，各項組件於各載重組合下之應力值。其中 Level B 的載重組合基於以下原因，可以用容許應力較低的 Level A 的載重組合的檢核結果取代，詳細說明如下：

(1) 依據 5.3.2 節，Level A 及 Level B 載重組合如下：

Level A Dead loads + Live loads +T_o+OBE

Level B Dead loads + Live loads +T_a+OBE

另外，依據 5.6.4.2 節，本報告 Level A 溫度載重 T_o 保守考量以 T_a 取代，故 Level B 載重組合與 Level A 相同，兩者分析之結果相同。

(2) 依據 5.5 節，Level B 的容許應力大於 Level A 的容許應力。

(3) 基於上述原因，故只需檢核 Level A 的載重組合。

計算成果中板殼基材、銲道、螺栓應力檢核結果如表 5-3 所列。其中各項應力之最大值皆小於 ASME Code, Section III, Subsection NF[6]所規範之容許值。

上述衝擊分析中格架構件作用於護箱裝載池基礎板及池壁結構之結構應力安全檢核則於 5.7 節中進行評估，評估結果顯示安全無虞。

載重組合依據 SRP Section 3.8.4, Appendix D[5]之設定，其組合方式為：

Level A	Dead loads + Live loads +T_o+OBE
Level B	Dead loads + Live loads +T_a+OBE
Level D	Dead loads + Live loads +T_a+ DBE

表 5-3 燃料貯存格架之最大應力檢核總表

1. 基材應力						
載重組合	σ_1 for Level A P_m for Level D (MPa)		$\sigma_1+\sigma_2$ for Level A P_m+P_b for Level D (MPa)		τ (MPa)	
	分析值	容許值	分析值	容許值	分析值	容許值
Level A	56.2	108.3	65.3	162.5	30.5	65
Level D	150.4	204	154.0	306	77.0	203.7
2. 銲道						
載重組合	σ_1 for Level A P_m for Level D (MPa)		P_m+P_b for Level D (MPa)		τ (MPa)	
	分析值	容許值	分析值	容許值	分析值	容許值
Level A	35.3	108.3	N.A	N.A	17.6	68
Level D	190.6	204	192.7	306	96.3	203.7
3. 螺栓應力與拉剪聯合應力比值						
載重組合	f_t (MPa)		f_v (MPa)		拉剪聯合應力比值	
	分析值	容許值	分析值	容許值	分析值	容許值
Level A	32.7	145.6	26.8	60.1	0.25	1.0
Level D	61.6	170	25.1	102	0.19	1.0

說明:

1. σ_1:membrane stress，$\sigma_1+\sigma_2$:membrane plus bending stress stress，τ:average shear stress。
2. P_m 為 primary membrane stress intensity，P_m+P_b 為 primary membrane plus primary bending stress intensity ，τ:average shear stress。
3. f_t 為 average tensile stress，f_v 為 average shear stress。

3. 挫屈分析結果

依據動力分析結果資料[4]，評估在各項載重組合作用下，燃料貯存格架之框格板及加勁框架(stiffening frame)承受之應力，並未超過鋼板挫屈所需之臨界應力，因此燃料貯存格架沒有發生挫屈之可能性，相關評估詳見 5.6.4.4 節。

5.2.2 結論

為了評估核二廠燃料廠房內既有護箱裝載池新增格架之安全性，故建構全池之安全評估分析模型，考量燃料貯存格架結構在地震力 OBE 及 DBE 地震反應譜之載重作用下，進行非線性動力分析，依據分析結果所得之應力，取其中之最大值，計算出各種運轉狀況下(Level A/D)各項應力值，檢核之構材包括：板殼基材、銲道、螺栓。

本計畫之應力分析乃用非線性動態模組分析，即使在較保守條件下進行分析，所得燃料束至格架支撐之應力傳遞路徑中，各項組件於載重組合作用下之應力與應變皆符合美國核管會的標準審查導則第 3.8.4 節相關內容(Standard Review Plan 3.8.4 [5])、ASME Code Section Ⅲ Subsection NF [6]之相關規範要求。

5.3 載重及載重組合

5.3.1 載重考量

本分析所考慮之載重，包括：

1. 靜載重 Dead load

   內容涉及廠家智慧財產權

   燃料貯存格架自重，一個燃料貯存格架之自重約為〔〕噸

2. 活載重 Live load

   用過燃料束放置原則首先為格架碰撞時不損傷用過燃料束。每個護箱裝載池共放置 4 個燃料貯存格架，一個空燃料貯存格架有 11x10 個框格，每個格架擺用過燃料束 110 束(每束重〔〕磅)」。

   內容涉及廠家智慧財產權

3. 溫度載重

(1) 正常運轉時之溫度載重, To

池水溫度不超過 60℃狀態下所產生之溫度載重。護箱裝載池中所產生之溫度載重可能源自於用過燃料衰變熱、材料氧化放熱及用過燃料的臨界反應。

本計畫護箱裝載池貯存之用過燃料為已經冷卻 25 年以上之燃料，用過燃料所產生之衰變熱非常小，且由於熱產生率相近，故造成熱溫梯度(Thermal Gradient)極小。可忽略此正常運轉時之溫度載重對格架動力分析之格架應力之影響，僅需考慮池水環境溫度對於格架膨脹及材料允許應力的影響。

(2) 異常運轉下之溫度載重, Ta

池水溫度低於飽和溫度 100℃狀態下所產生之溫度載重。

4. 地震所產生之載重(OBE、DBE)

考量運轉基準地震(OBE)及設計基準地震(DBE)作用下進行燃料貯存格架動力分析，垂直向與水平向地震反應譜比值採 2/3，以符合原 FSAR 之規定。OBE 及 DBE 地震載重考量如下：

(1) 運轉基準地震(OBE)

運轉基準地震與核二廠最終安全分析報告(FSAR)一致，包含水平(東西、南北共 2 方向)及垂直方向共 3 個方向，採用格架加勁框架頂部處對應高程內容涉及核子保安之反應譜。相關內容詳見原 FSAR 附錄 3.7A[7]，廠房結構反應譜曲線阻尼值為 2%。將所示頻譜轉換為加速度歷時後，作為動力分析時之 OBE 地震載重，加速度-時間歷時建置說明詳見 5.6.2.1 節。

(2) 設計基準地震(DBE)

設計基準地震之水平設計地震採用岩盤露頭面處安全停機地震(SSE)反應譜，錨定至 0.67g 後進行燃料廠房結構體之反應譜分析，並求得格架加勁框架頂部處對應高程內容涉及核子保安之 SSE 加速度反應譜，因保守考量，以前述方式取得 CR-0098[8]之反應譜，並將兩者之反應譜予以包絡後，作為格架分析用之 DBE 反應譜，

包含水平(東西、南北共 2 方向)及垂直方向共 3 個方向，所採用之反應譜詳如圖 5-8。FSAR 附錄 3.7A[7]，廠房結構 SSE 反應譜曲線阻尼值為 5%。將 DBE 反應譜經頻譜轉換，每個方向產生 5 組之加速度時間歷時(共 15 組)，作為格架動力分析時之 DBE 地震載重，加速度-時間歷時建置說明詳見 5.6.2.1 節。

5. 浮力之考慮為結構內所有材料密度減去 1000 kg/m^3。

5.3.2 載重組合

載重組合依據 SRP Section 3.8.4, Appendix D[5]之設定，其組合方式為：

Level A	Dead loads + Live loads +T_o+OBE
Level B	Dead loads + Live loads +T_a+OBE
Level D	Dead loads + Live loads +T_a+ DBE

地震力載重考量 DBE 及 OBE 進行動力分析，並考慮東西/南北/及垂直向地震力同時計算。

5.4 格架系統外觀尺寸與材料性質

5.4.1 格架系統外觀尺寸

1. 格架

本計畫格架採用龍門電廠運送過來之既有格架，格架外部尺寸為長 內容涉及廠家智慧財產權 cm、寬 內容涉及廠家智慧財產權 cm，格架底板(base plate)表面至格架頂端之距離為 內容涉及廠家智慧財產權 cm，格架底板表面至支撐腳底部之距離為 內容涉及廠家智慧財產權 cm，故格架全長(高)為 內容涉及廠家智慧財產權 cm。於格架四周設有 內容涉及廠家智慧財產權 cm 寬，內容涉及廠家智慧財產權 cm 厚之加勁框架(stiffening frame)，加勁框架頂端至支撐腳底部之距離為 內容涉及廠家智慧財產權 cm。格架底板(base plate)與格架支撐腳底板藉由 內容涉及廠家智慧財產權 接合，而格架貯存單元底部與其下方之格架底板二者間以 內容涉及廠家智慧財產權 接合。相關圖面如圖 5-2~圖 5-3 所示。

2. 格架位移限制器

由圖 5-1 核二廠護箱裝載池格架初步布置可知，於選用的格架放入池內後，於池壁與格架加勁框架之間所剩餘的空間非常有限(81 mm/ 96

mm)。原有龍門格架所設計與池壁間的水平向支撐，是於所有格架安裝完成後，才進行水平向支撐的安裝。因水平向支撐是以螺栓固定於加勁框架上，而此框架頂端至貯存單元方管頂端之距離為內容涉及廠家智慧財產權mm，在無足夠的施工空間下，採用相同方式來固定護箱裝載池內的格架，將是一件非常困難的任務。

為解決上述施工的困難，原有格架固定設施之設計，將改為利用護箱裝載池頂端之樓地版(內容涉及核子保安)四周的凸緣(curb)，直接以可調式不銹鋼螺桿吊掛一矩形位移限制器，此位移限制器與池壁緊鄰，但與格架的加勁框架之間則仍保持內容涉及廠家智慧財產權mm 的間隙，位移限制器安裝示意圖請參見圖 5-4 之剖面詳圖，其分析設計另在“格架水平限制器計算書”[9]提供。另檢附格架支撐腳及承載板(bearing plate)平面圖及承載板剖面圖如圖 5-5~圖 5-6 所示。



圖 5-2 格架剖面圖

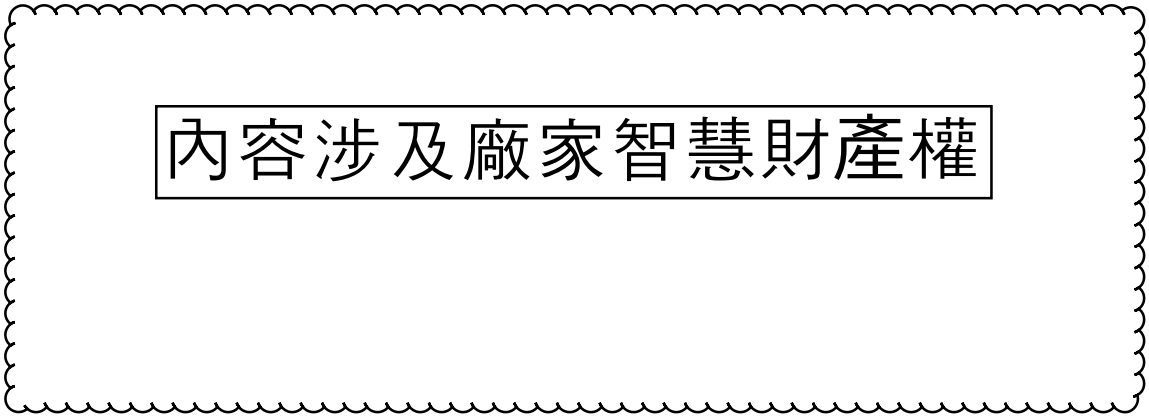


圖 5-3 支撐腳剖面圖

內容涉及廠家智慧財產權

圖 5-4 格架位移限制器圖

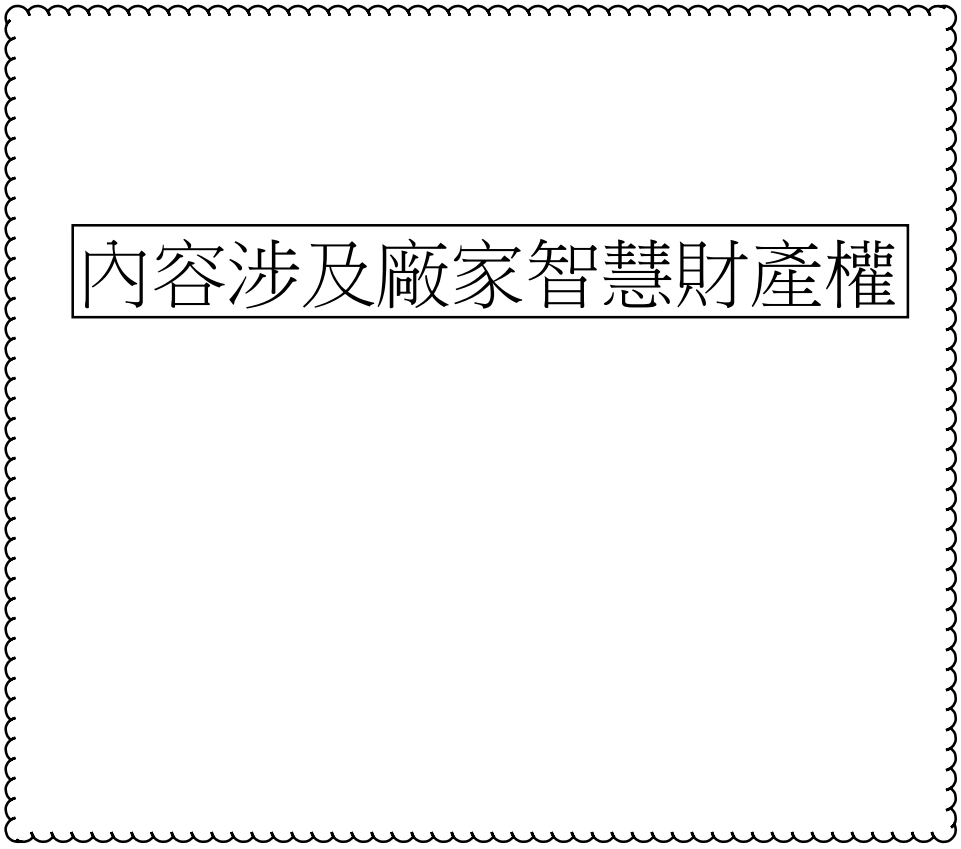


圖 5-5　格架支撐腳及承載板平面圖及承載板剖面圖(Unit1)

內容涉及廠家智慧財產權

UNIT 2 POOL PLANT VIEW

BEARING PLATES DISPOSITION & FOOT PADS LOCATION

內容涉及廠家智慧財產權

SECTION A — SECTION B

圖 5-6 格架支撐腳及承載板平面圖及承載板剖面圖(unit2)

5.4.2 材料性質

製造燃料貯存格架之材料主要為不銹鋼，包括 SA-240 Type 304L 及 SA-479 Type 304L。板殼基材(cell、格架底座)等主體材料為 SA-240 Type 304L，螺栓則為 SA-479 Type 304L 。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[10,11]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
板殼基材[註1]	SA-240 Type 304L	內容涉及廠家智慧財產權			
格架限制器[註1]	SA-240 TYPE 304L				
螺栓	SA-479 TYPE 304L				
銲道	SFA 5.9 ER308L				

其中 Sy = 降伏強度、Su = 極限強度、S = 容許應力

註 1: 板殼基材採用 ASME B&PV Code-1989 版[10]，水平限制器及吊件採用 ASME B&PV Code-2007 版[11]

動摩擦係數是參考 GE 公司之核二上池報告[12](6.1 節 6-3 頁第 2 段)及 ENSA 之核二下池報告[13](5.6-5 頁)：

支撐腳(Rack feet)與池底(pool floor)之間 GE 認為至少為內容涉及廠家智慧財產權。ENSA 平均值為內容涉及廠家智慧財產權(西池之內容涉及廠家智慧財產權個燃料架) 。本分析接觸面動摩擦係數 μ_k 採用 μ_k=內容涉及廠家智慧財產權。靜摩擦係數 μ_s 採用動摩擦係數之內容涉及廠家智慧財產權[14]。

依據 GE 上池格架分析報告[12]之阻尼值為內容涉及廠家智慧財產權，ENSA 下池格架分析報告[13]與 ENSA 核四格架分析報告 2.2.3 節[15] 阻尼值為內容涉及廠家智慧財產權與內容涉及廠家智慧財產權，本計劃分析動態載重 DBE 時阻尼值用內容涉及廠家智慧財產權、動態載重 OBE 時阻尼值用內容涉及廠家智慧財產權。

燃料貯存格架動力分析時，因格架與燃料束置於水中，所以分析時必須考慮構件於水中的浮力效應。由於格架動力分析分析模型並沒有水的元素，水受地震力的動力效應已以水動力質量型式建立於分析模型中(詳見 5.6 節)，所以分析時構件重量必須扣除水的浮力。

所以構件於水中質量如下述說明：

浮力=構件體積×水密度×g (重力加速度)，

構件質量=構件體積×構件材料密度×g (重力加速度)

不銹鋼於水中的重量=不銹鋼質量×g-浮力(浮力=不銹鋼體積×水密度×g)

=不銹鋼質量×g(1-水密度/不銹鋼密度)

燃料束於水中的重量=燃料束質量×g-浮力(浮力=燃料束體積×水密度×g)

=燃料束質量×g(1-水密度/燃料束密度)

5.5 應力法規要求

依 SRP 3.8.4 Appendix D[5]規定格架屬第三級組件，應力檢核應遵循 ASME Code, Sec. III, NF-3260[6]規定。格架基材、螺栓、及銲道則分別依據 NF-3261、NF-3265 及 NF-3266 規定檢核，而由 5.3 節得知格架結構應考量 Level A、Level B 及 Level D 三種運轉條件之載重組合，各條件下基材、銲道及螺栓應力限制係數則分別參照表 NF-3552(b)-1、表 NF-3324.5(a)-1 及表 NF-3225.2-1 規定之，其中 Level B 之基材與銲道容許應力為 Level A 的 1.33 倍；Level B 之螺栓容許應力為 Level A 的 1.15 倍，Level D 之容許應力則依 ASME Code, Sec. III, Div. I, Appendix F[16]規定辦理。同理，限制器組件亦同。另本報告 Level A 溫度載重 To 保守考量以 Ta 取代，因此 Level B 載重組合與 Level A 相同，故 Level B 應力檢核式在此不另說明。

綜合上述，格架結構及限制器組件的基材、螺栓、銲道之容許應力要求，整理如下。

1. 板殼基材 (Base Metal, SA-240 ,Type304L)

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

a. membrane stress $\sigma_1 < S =$ 內容涉及廠家智慧財產權 MPa

(格架限制器 S = 內容涉及廠家智慧財產權 MPa)

b. menbrane stress+bending stress $\sigma_1 + \sigma_2 < 1.5S =$ 內容涉及廠家智慧財產權 MPa

(格架限制器 1.5S = 內容涉及廠家智慧財產權 MPa)

c. Average shear stress $\tau < 0.6S =$ 內容涉及廠家智慧財產權 MPa

(格架限制器 0.6S = 內容涉及廠家智慧財產權 MPa)

註：σ_1 = membrane stress which is the average stress across the solid section under consideration;

σ_2 = bending stress which is the linear varying portion of the stress across the solid section under consideration。

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

a. Primary membrane stress intensity P_m

$P_m < \min [(\max (1.2S_y , 1.5S_m) , 0.7S_u] = 204.0$ MPa

b. primary membrane plus primary bending stress intensity P_m+P_b

$P_m+P_b < 1.5 \min\cdot[(\max (1.2S_y , 1.5S_m) , 0.7S_u] = 306.0$MPa

c. Shear stress: Average shear stress $\tau < 0.42S_u =$ 內容涉及廠家智慧財產權 MPa

2. 螺栓 (SA-479 Type 304L)

(1) Level A Conditions (NF-3265 for Bolting)

a. Average tensile stress $f_t \le F_{tb} = S_u / 3.33 =$ 內容涉及廠家智慧財產權 MPa

b. Average shear stress $f_v \le F_{vb} = 0.62S_u/5 =$ [redacted] MPa
內容涉及廠家智慧財產權

c. Combined Tensile and Shear Stress $\frac{f_t^2}{F_{tb}^2} + \frac{f_v^2}{F_{vb}^2} \le 1$

(2) Level D Conditions (Appendix F. F-1335)

a. Average tensile stress
$f_t \le F_{tb} = \text{Min}(S_y\ ,\ 0.7S_u) = 170$ MPa

b. Average shear stress
$f_v \le F_{vb} = \text{Min}(0.6S_y\ ,\ 0.42S_u) = 102$ MPa

c. Combined Tensile and Shear Stress $\frac{f_t^2}{F_{tb}^2} + \frac{f_v^2}{F_{vb}^2} \le 1$

3. 銲道 (Weld)

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

a. Average normal stress $\sigma_1 < S =$ [redacted] Mpa
內容涉及廠家智慧財產權

b. Shear stress: Average shear stress $\tau < 0.4S_y =$ [redacted] MPa
內容涉及廠家智慧財產權

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

a. Primary membrane stress intensity P_m

$P_m < \min[(\max(1.2S_y\ ,\ 1.5S_m)\ ,\ 0.7S_u] = 204.0$ MPa

b. primary membrane plus primary bending stress intensity P_m+P_b

$P_m + P_b < 1.5 \cdot \min[(\max(1.2S_y\ ,\ 1.5S_m),\ 0.7S_u] = 306.0$ MPa

c. Shear stress: Average shear stress $\tau < 0.42S_u =$ [redacted] MPa
內容涉及廠家智慧財產權

5.6 動力分析

5.6.1 前言

本節說明護箱裝載池內置入燃料貯存格架並以滿載用過燃料束狀況為考量，使用經反應譜轉換後的加速度-時間歷時進行動力分析，並組合其分析結果，檢驗燃料貯存格架於各種運轉條件下，是否符合 SRP 規範及相關審核規範，並將分析結果供 5.7 節進行結構完整性評估。5.6.2 節主要說明頻譜轉換及水動力質量之分析方法；5.6.3 節主要說明分析模型，包含水動力質量計算模型與計算結果；5.6.4 節主要說明格架動力分析與檢核結果。

其適用法規、標準及規範，如下：

1. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4, Appendix D, Guidance On Spent Fuel Pool Racks, Revision 4, September 2013.
2. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1, Seismic Design Parameters, Revision 3, March 2007.
3. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF, 2007 Edition and including 2008 Addenda.
4. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Appendices, 2007 Edition and including 2008 Addenda.
5. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 1989 Edition.
6. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 2007 Edition and including 2008 Addenda.
7. 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，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。

5.6.2 分析方法

5.6.2.1 加速度-時間歷時建置

由 5.7 節取得的 OBE、DBE 加速度反應譜如圖 5-7~圖 5-8，依 NUREG-0800 SRP 3.7.1[17]規定轉換為加速度-時間歷時進行動力分析，因此共需 OBE、DBE 各 5 組，每組分別包含東西、南北及垂直共 3 個方向的加速度-歷時。

本計畫採工程模擬方法，依所給定反應譜，以疊代調整方式，修正加速度

-時間歷時，以模擬出與原反應譜相合之加速度-時間歷時。其轉換結果需合乎 SRP 3.7.1 規範檢核，檢核項目如下：

1. Nyquist 頻率至少 50Hz，且總歷時時間至少 20 秒。
2. 強震延時(Td)至少 6 秒，即愛氏震度 5%~75%的時間區段。
3. 反應譜檢核：地震歷時計算出來的反應譜必須包絡其設計反應譜，譜上每個點的譜加速度值須介於 90%~130%的設計反應譜。
4. 每組正交方向的歷時須具有不相關性，其相關係數必須小於 0.16。

轉換後 OBE、DBE 地震力加速度-時間歷時分別如圖 5-9~圖 5-18 所示。

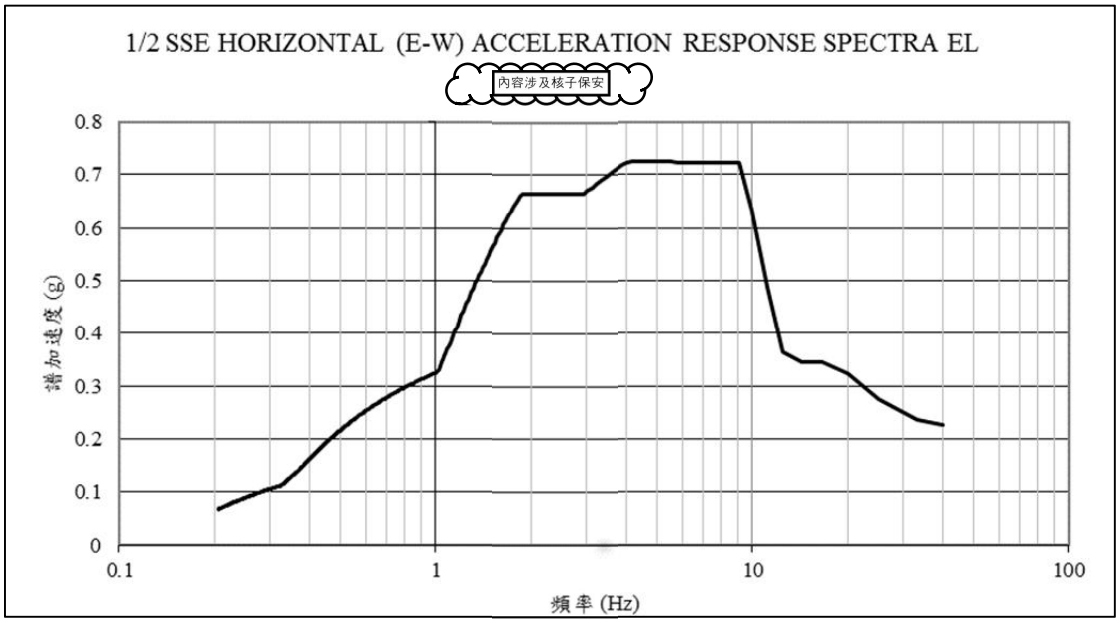


圖 5-7(a) OBE 地震力東西向(X)水平加速度反應譜

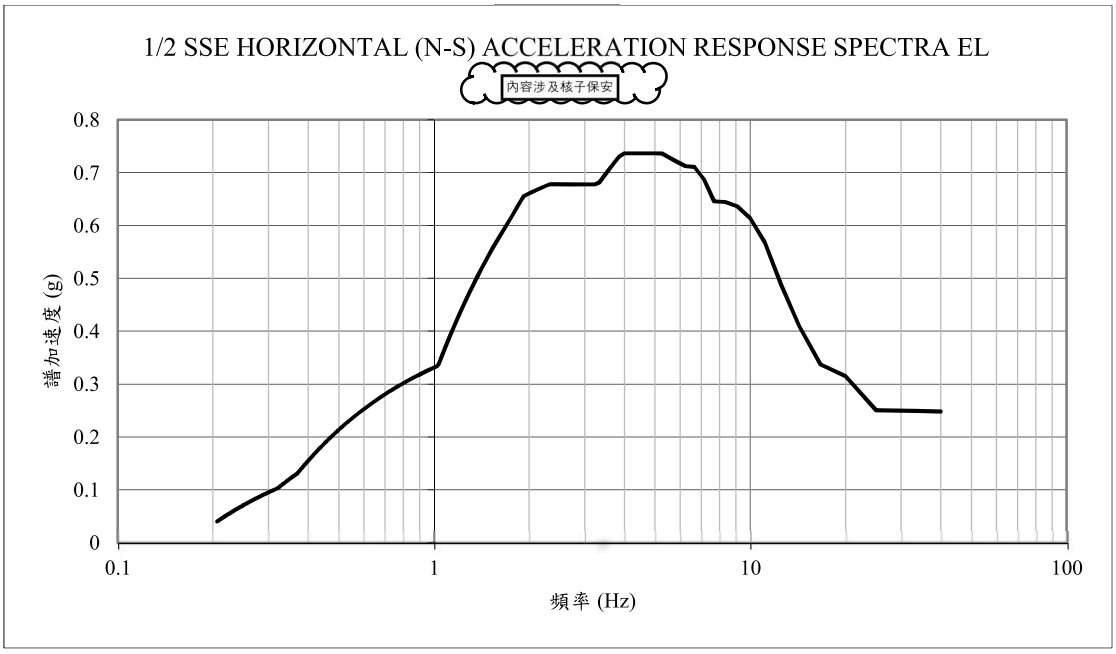


圖 5-7(b) OBE 地震力南北向(Y)水平加速度反應譜

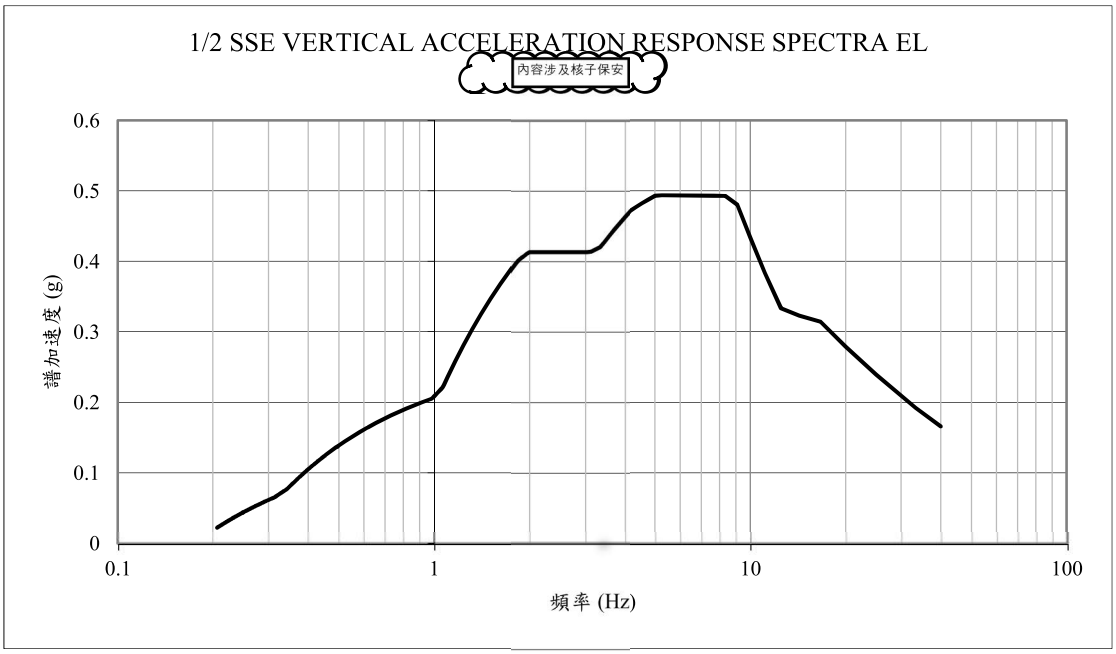


圖 5-7(c) OBE 地震力垂直向(Z)加速度反應譜

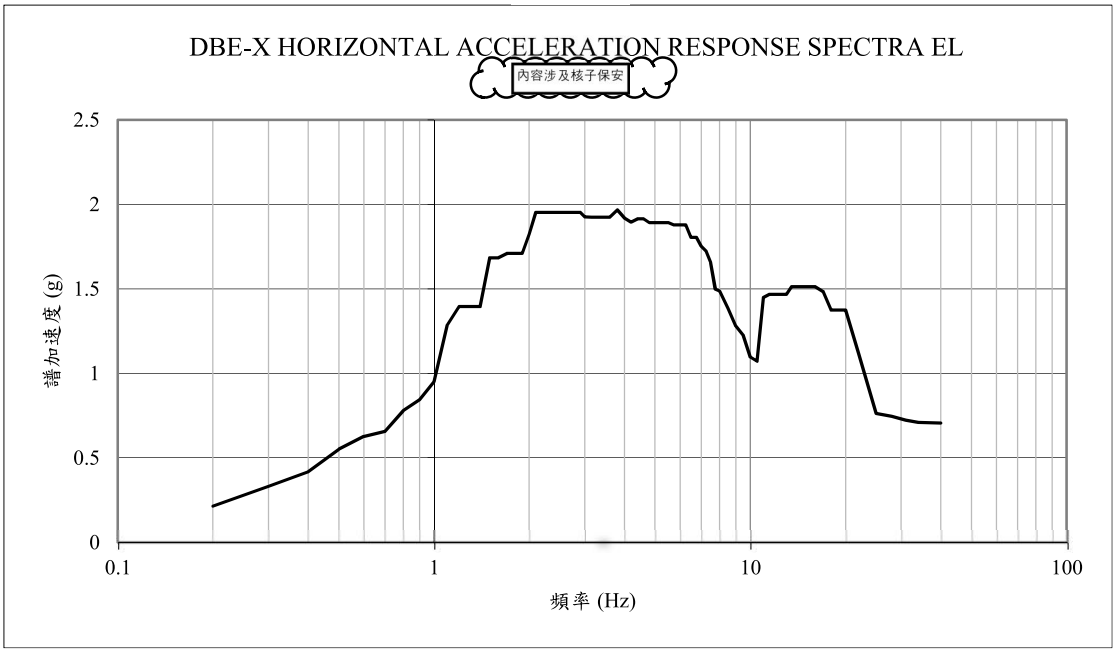


圖 5-8(a) DBE 地震力東西向(X)水平加速度反應譜

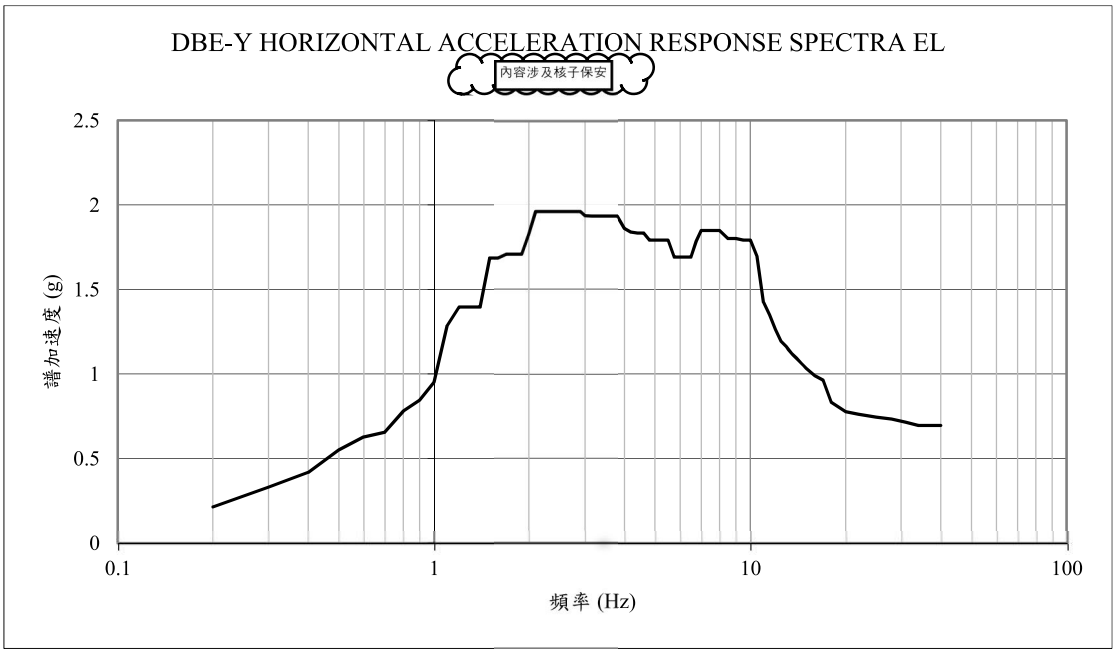


圖 5-8(b) DBE 地震力南北向(Y)水平加速度反應譜

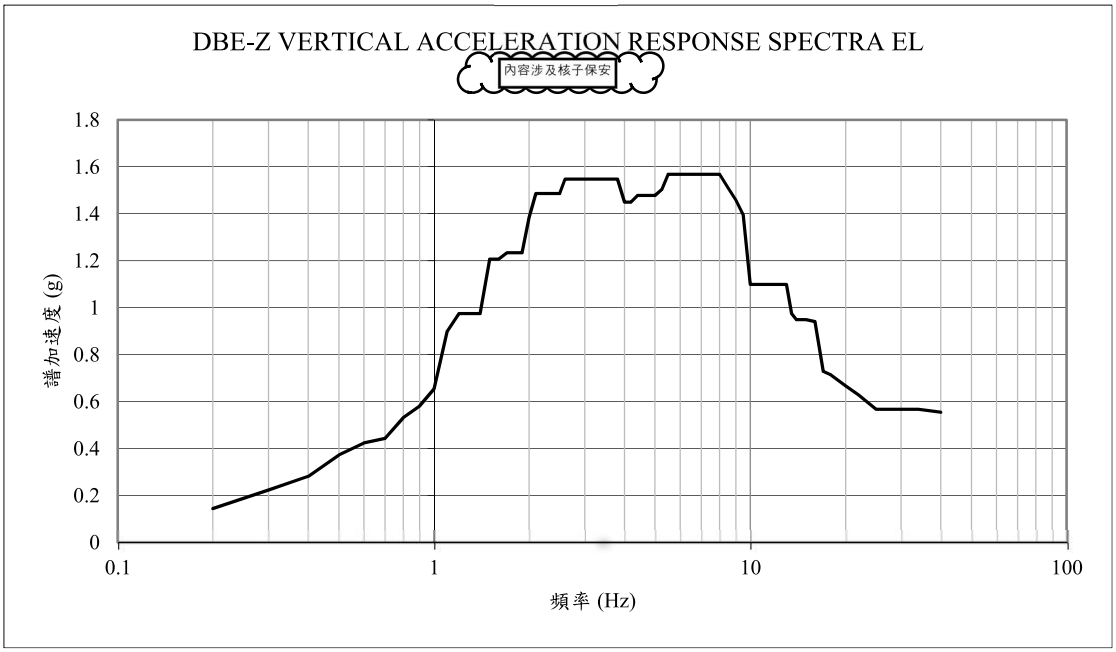


圖 5-8(c) DBE 地震力垂直向(Z) 加速度反應譜

1. OBE 地震力 1 加速度-時間歷時

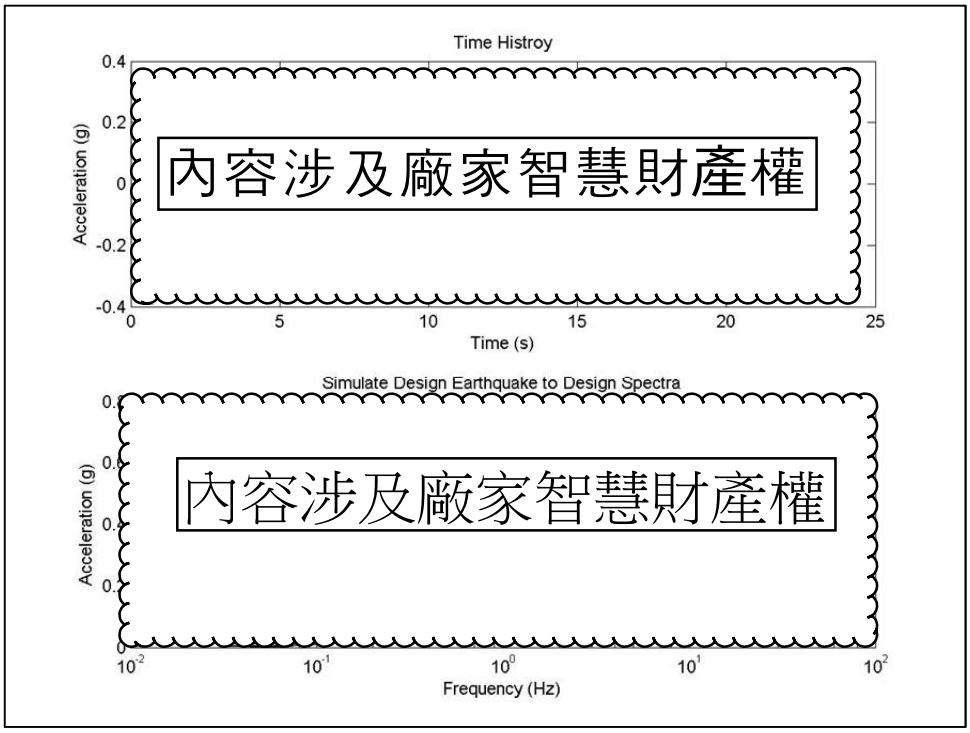


圖 5-9(a) OBE 地震力 1 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

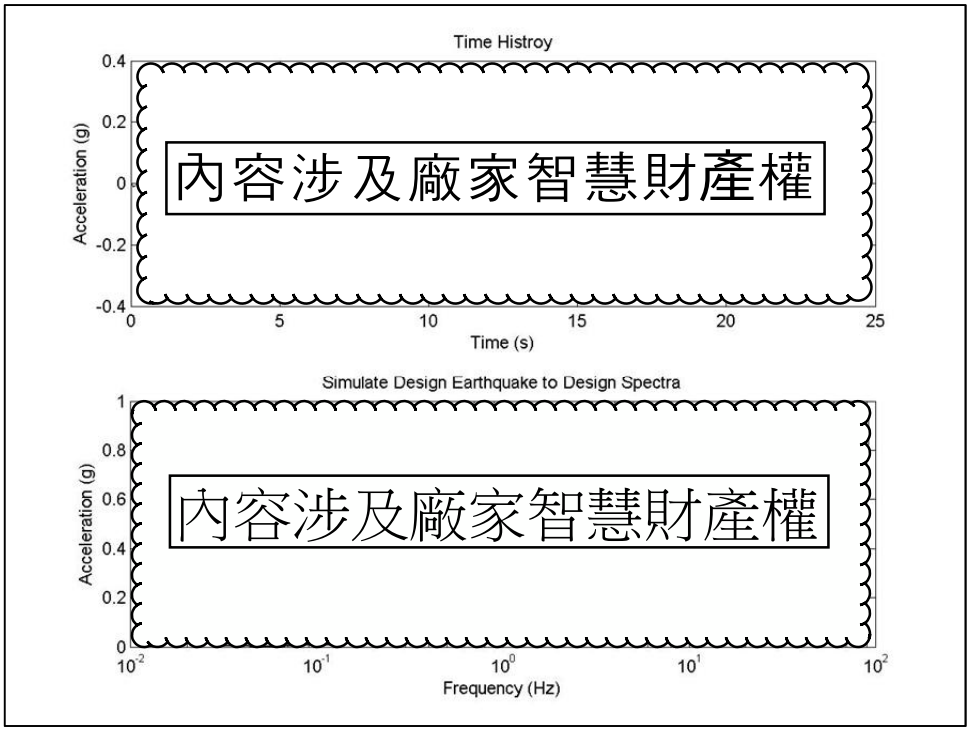


圖 5-9(b) OBE 地震力 1 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核

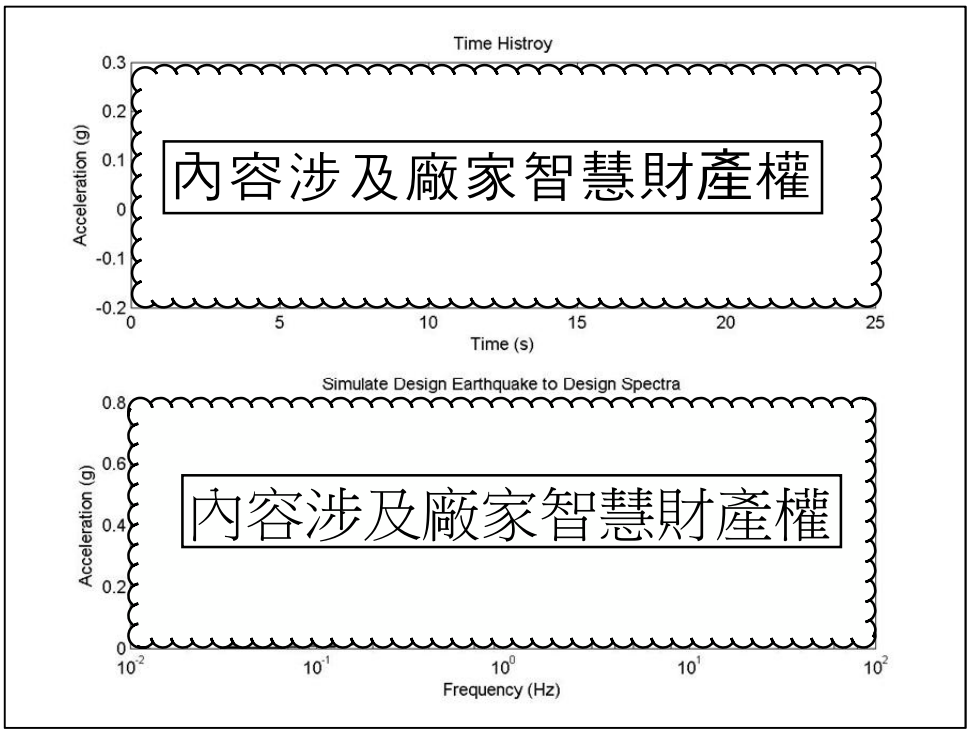


圖 5-9(c) OBE 地震力 1 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核

2. OBE 地震力 2 加速度-時間歷時

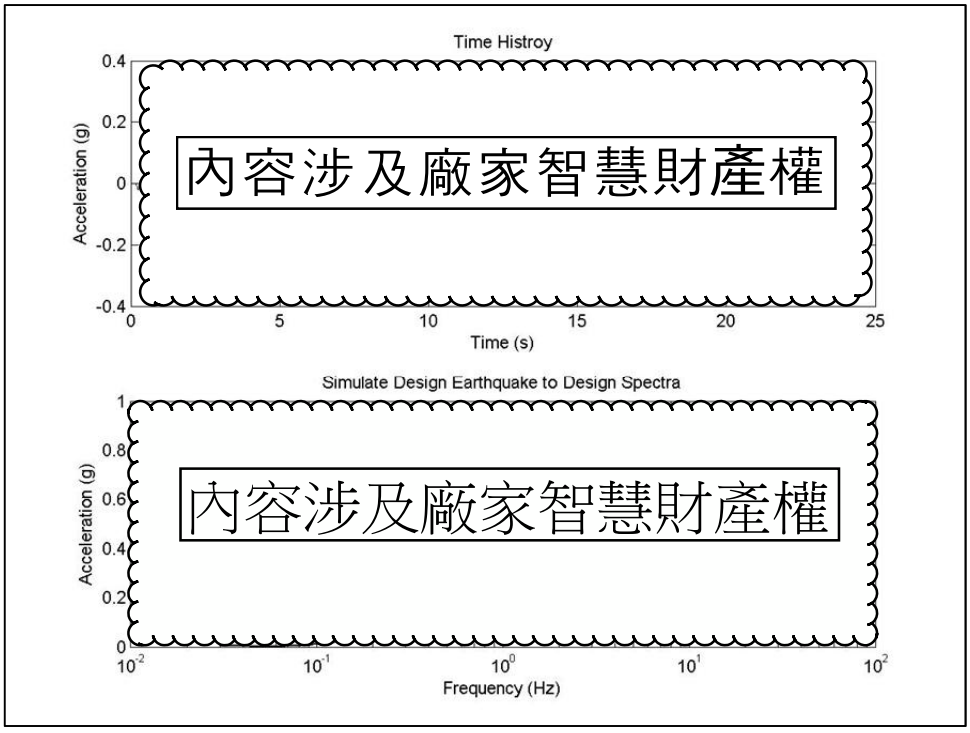


圖 5-10(a) OBE 地震力 2 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

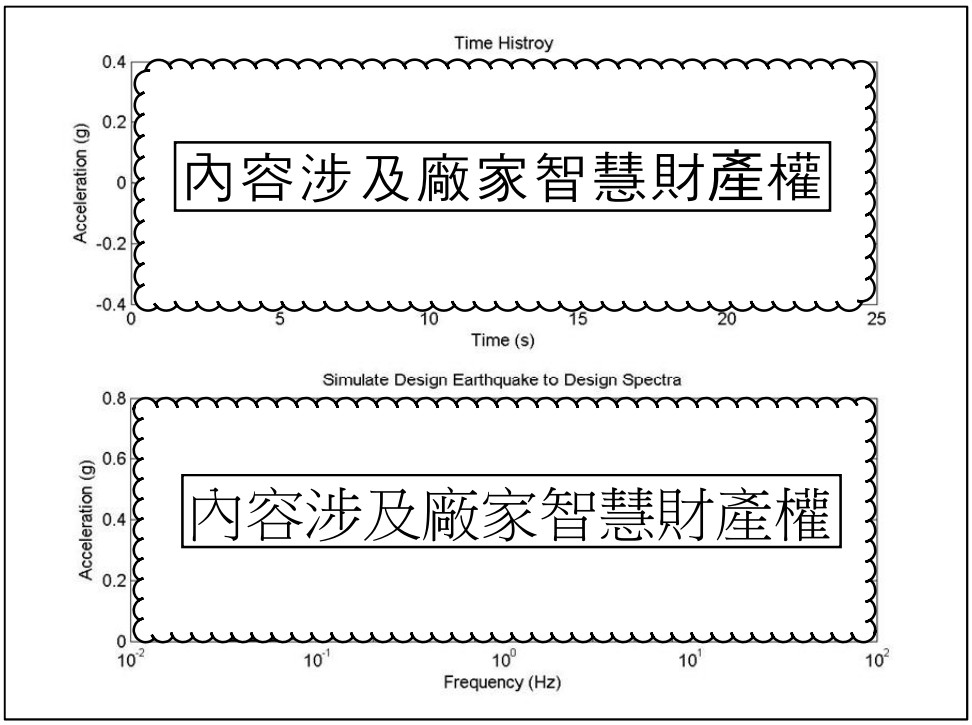


圖 5-10(b)　OBE 地震力 2 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核

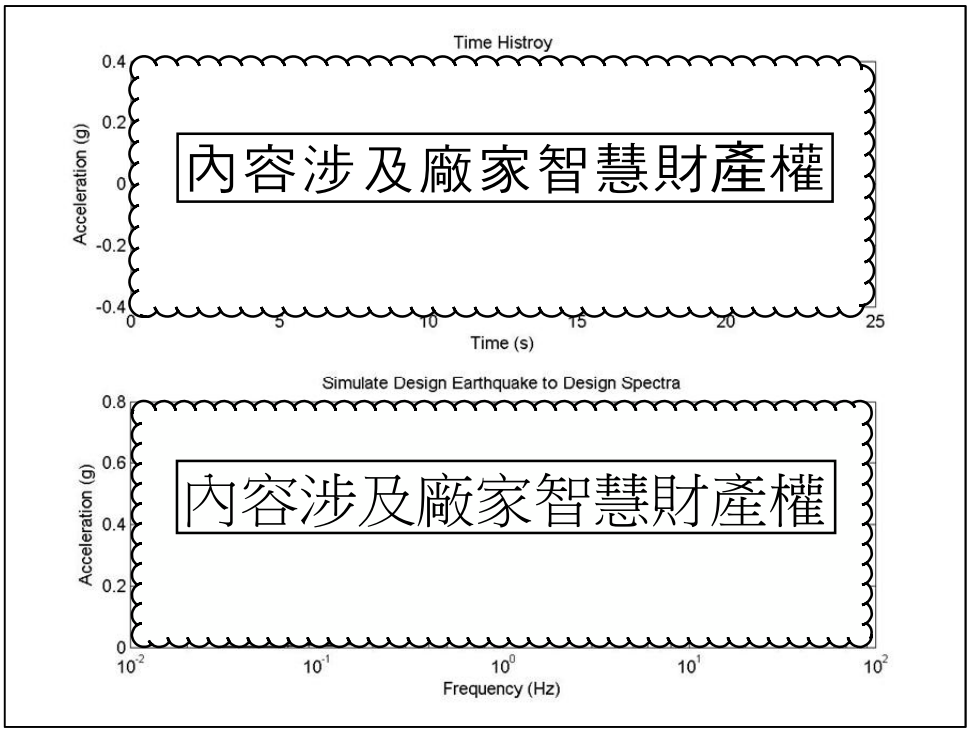


圖 5-10(c)　OBE 地震力 2 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核

3. OBE 地震力 3 加速度-時間歷時

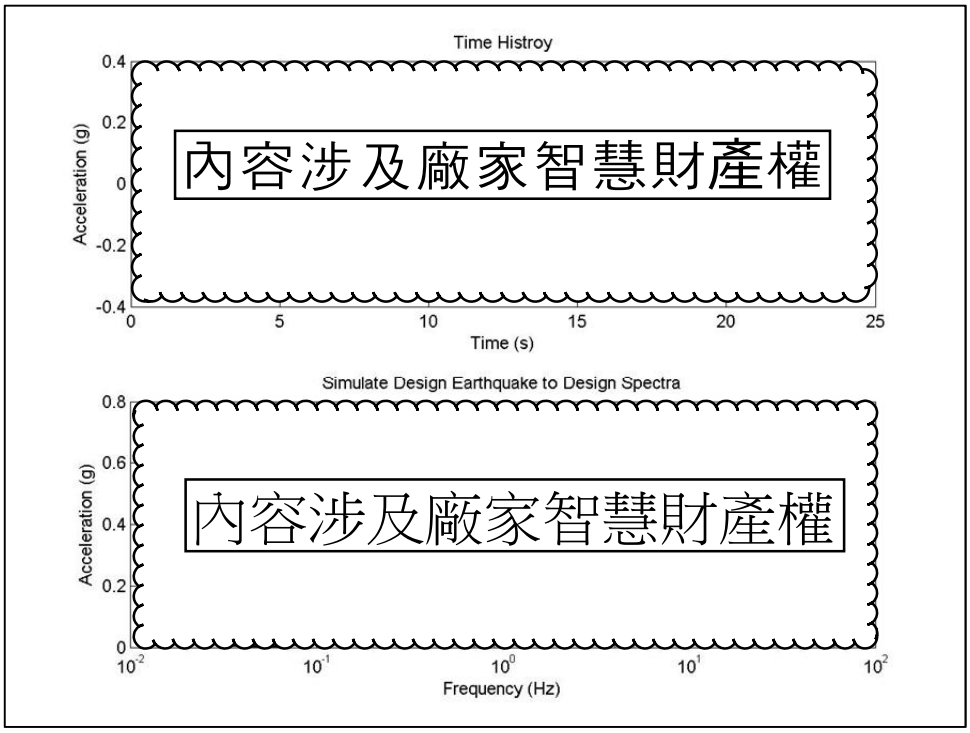


圖 5-11(a) OBE 地震力 3 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

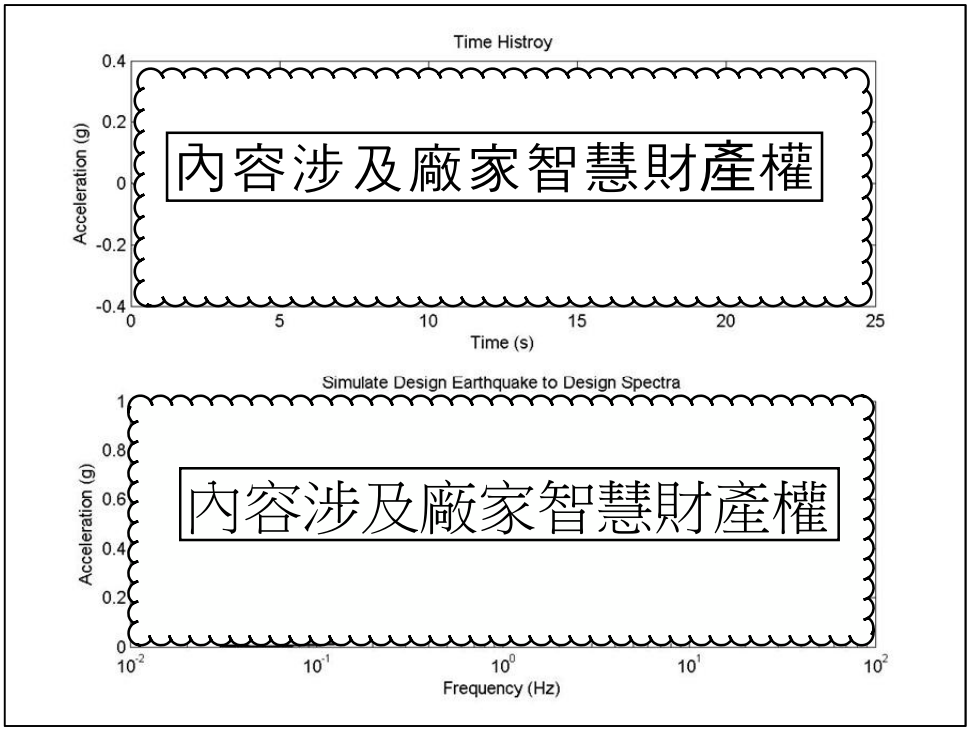


圖 5-11(b) OBE 地震力 3 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核

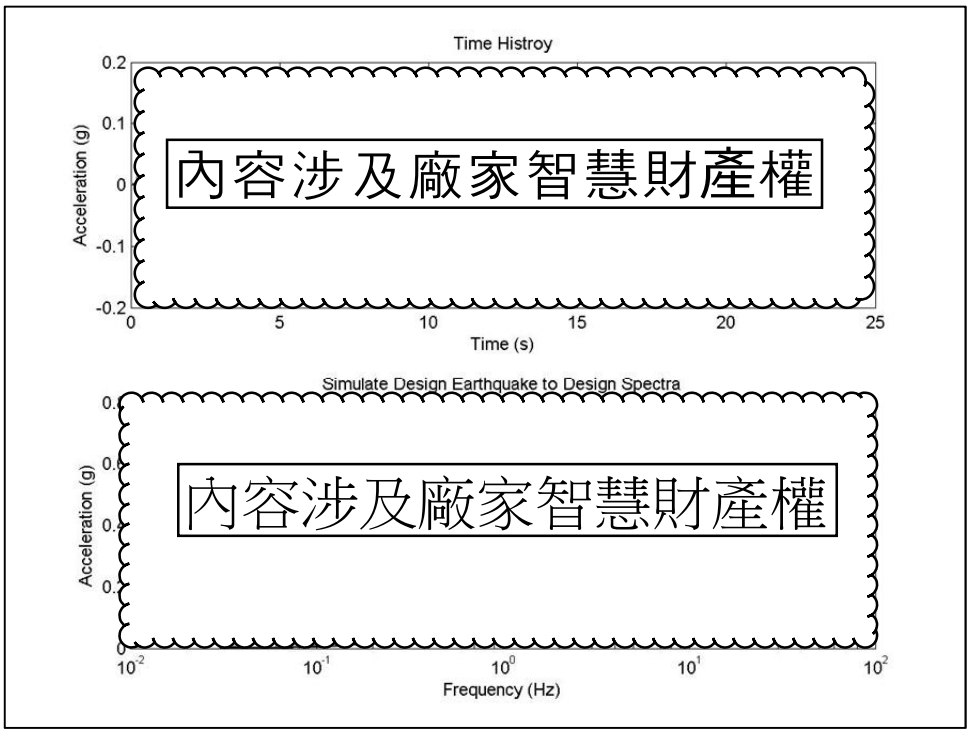


圖 5-11(c)　OBE 地震力 3 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核

4.　OBE 地震力 4 加速度-時間歷時

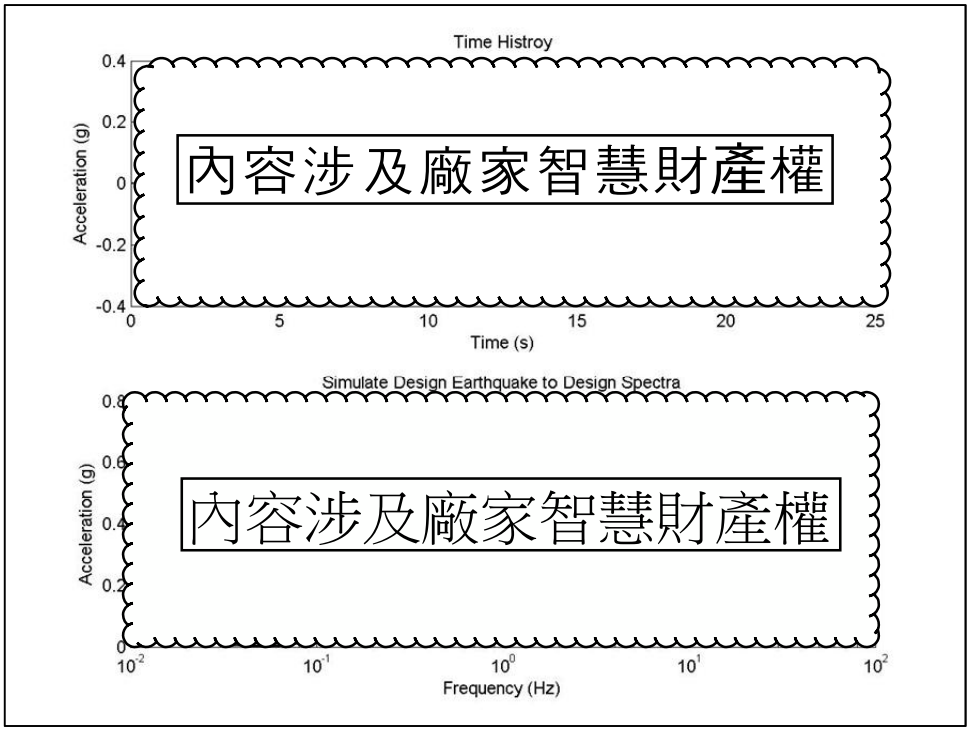


圖 5-12(a)　OBE 地震力 4 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

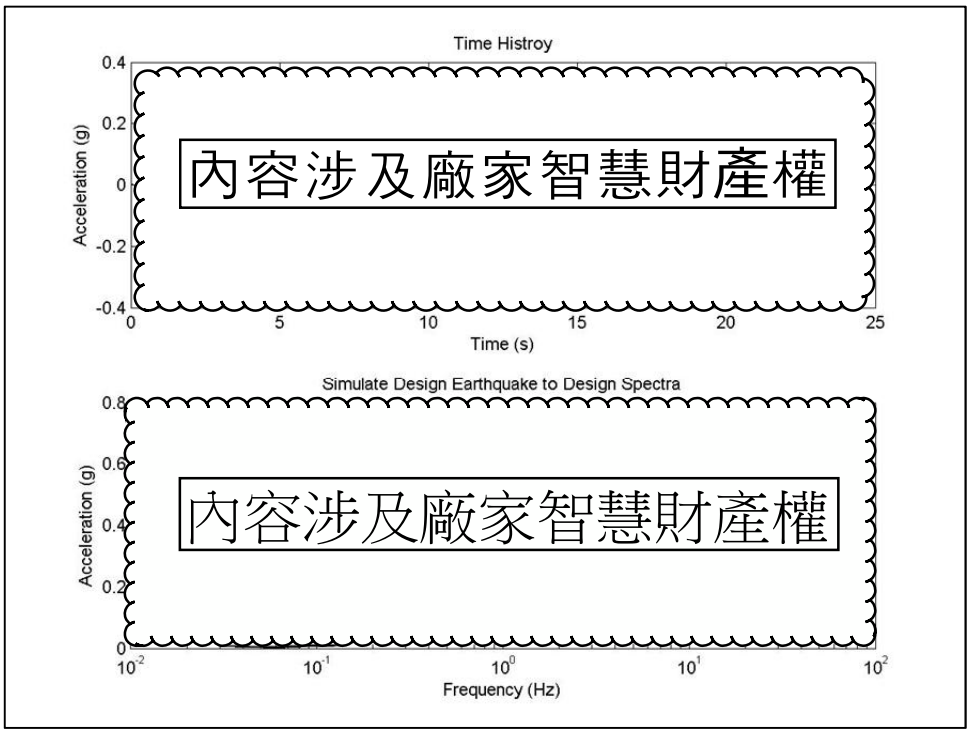


圖 5-12(b)　OBE 地震力 4 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核

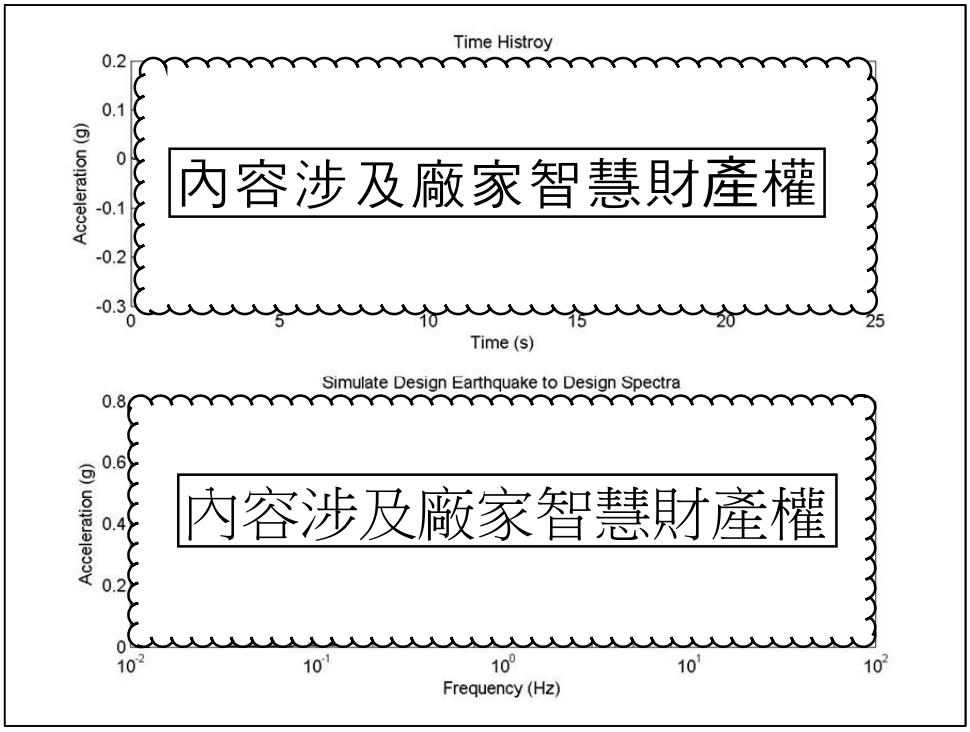


圖 5-12(c)　OBE 地震力 4 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核

5. OBE 地震力 5 加速度-時間歷時

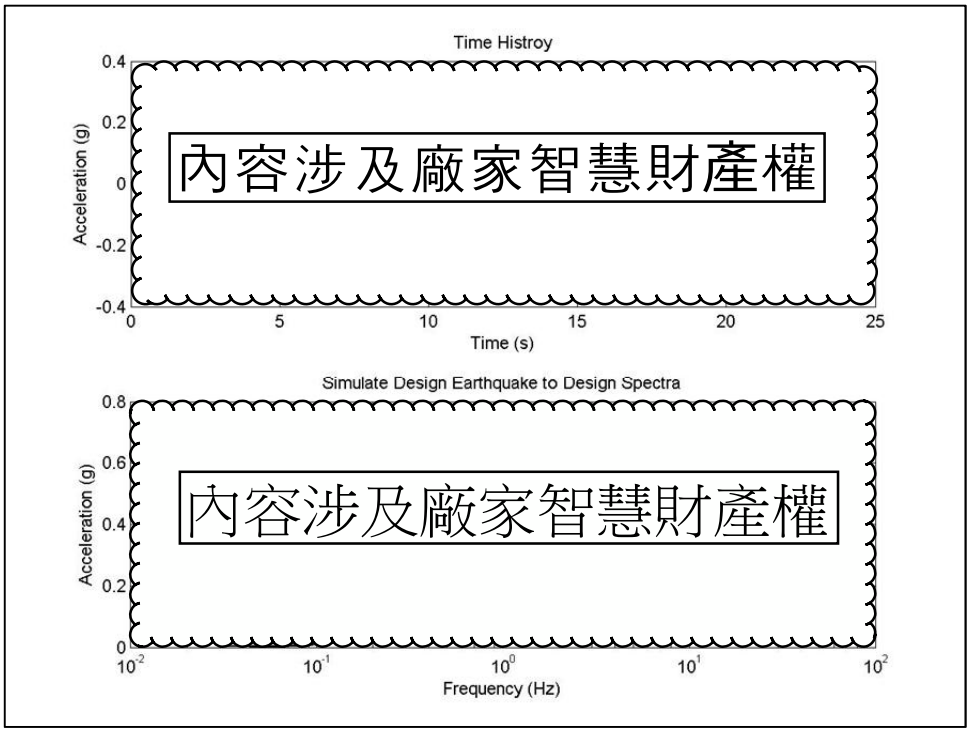


圖 5-13(a) OBE 地震力 5 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

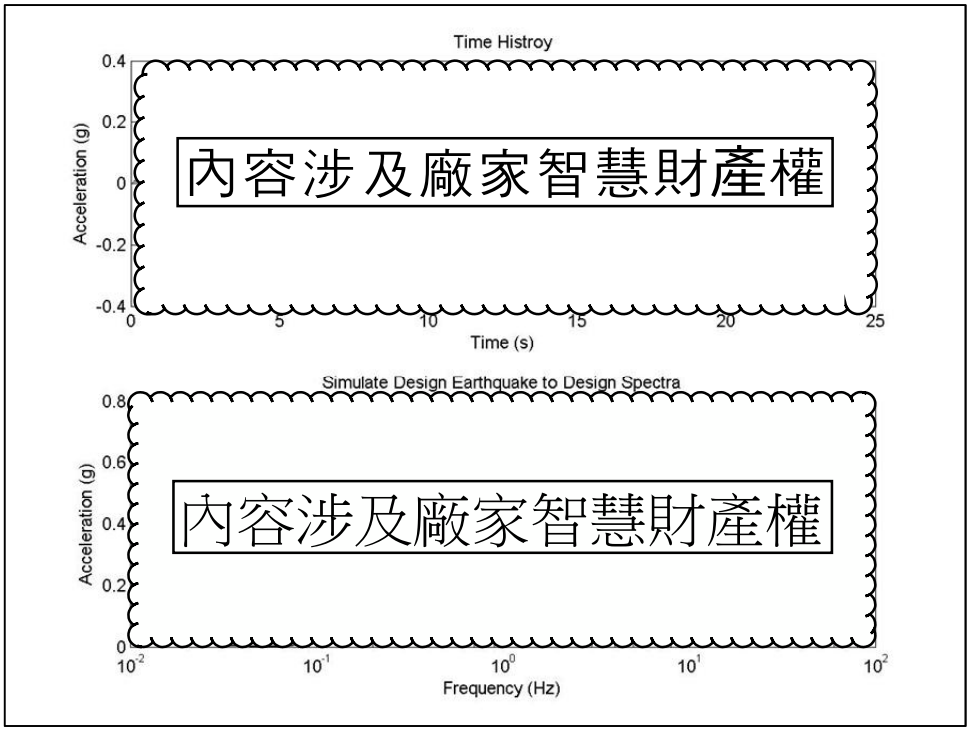


圖 5-13(b) OBE 地震力 5 南北向(Y)加速度時間歷時及反應譜檢核

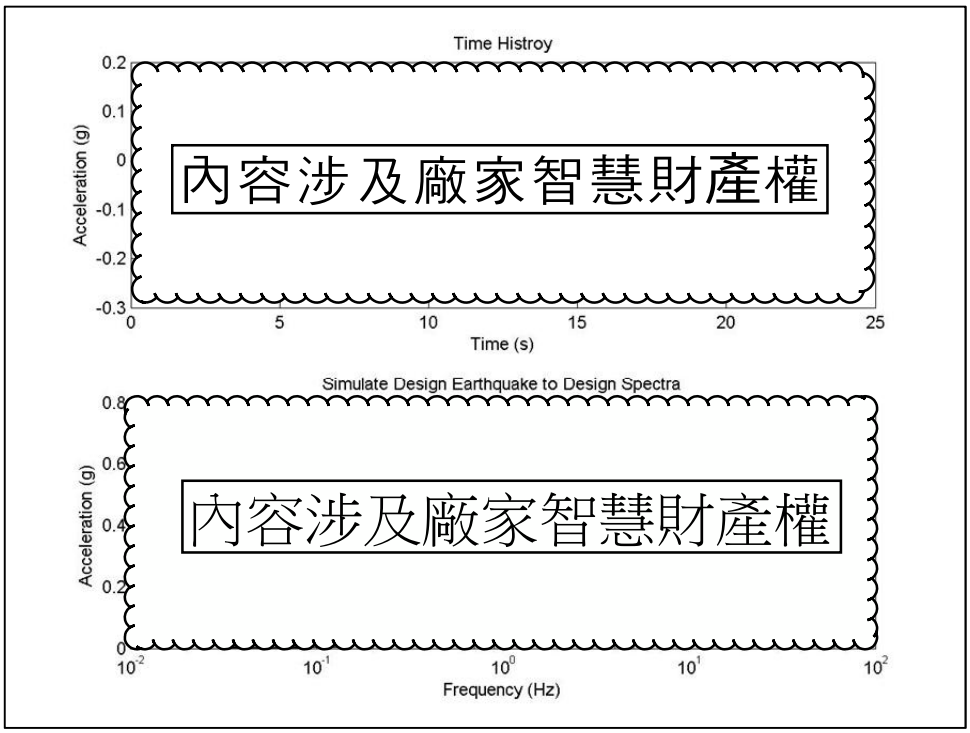


圖 5-13(c)　OBE 地震力 5 垂直向(Z)加速度時間歷時及反應譜檢核

6.　DBE 地震力 1 加速度-時間歷時

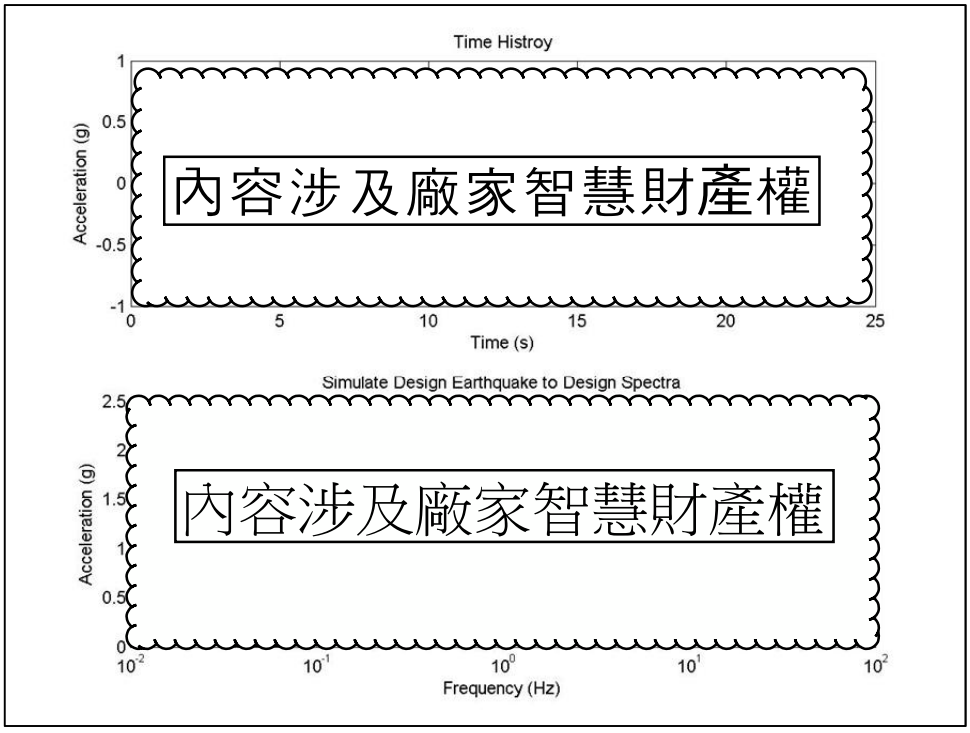


圖 5-14(a)　DBE 地震力 1 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

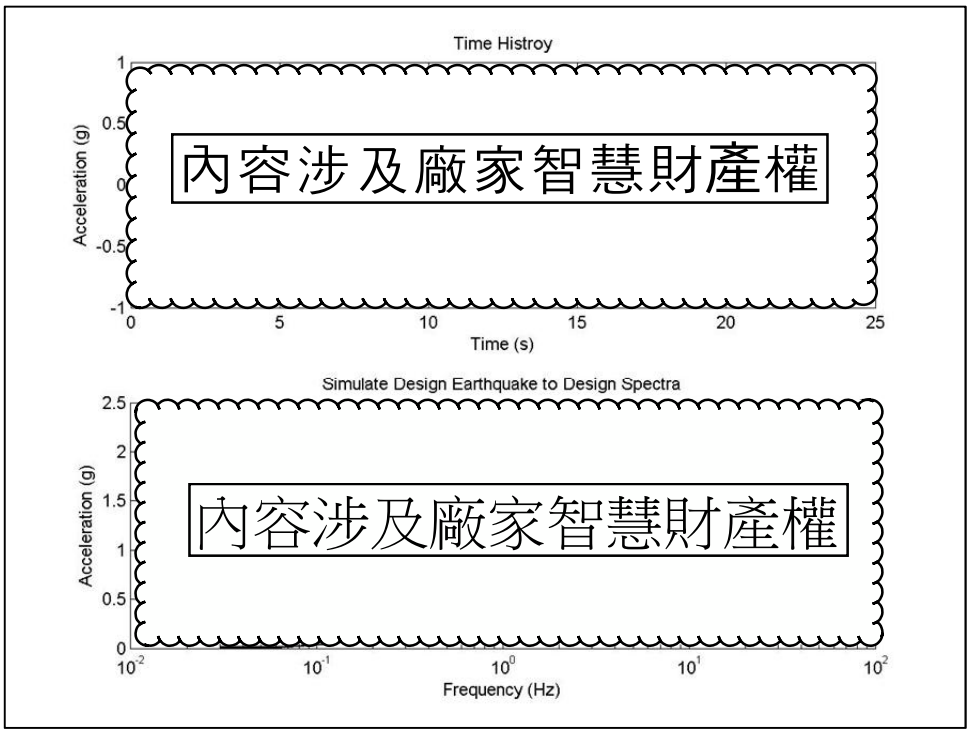


圖 5-14(b)　DBE 地震力 1 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核

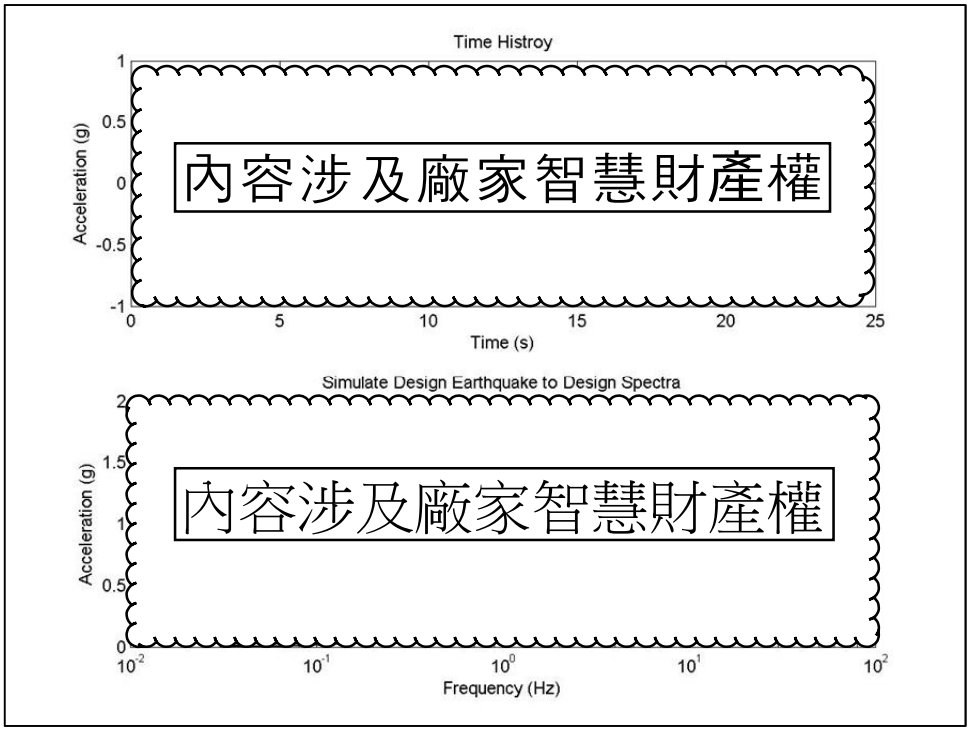


圖 5-14(c)　DBE 地震力 1 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核

7. DBE 地震力 2 加速度-時間歷時

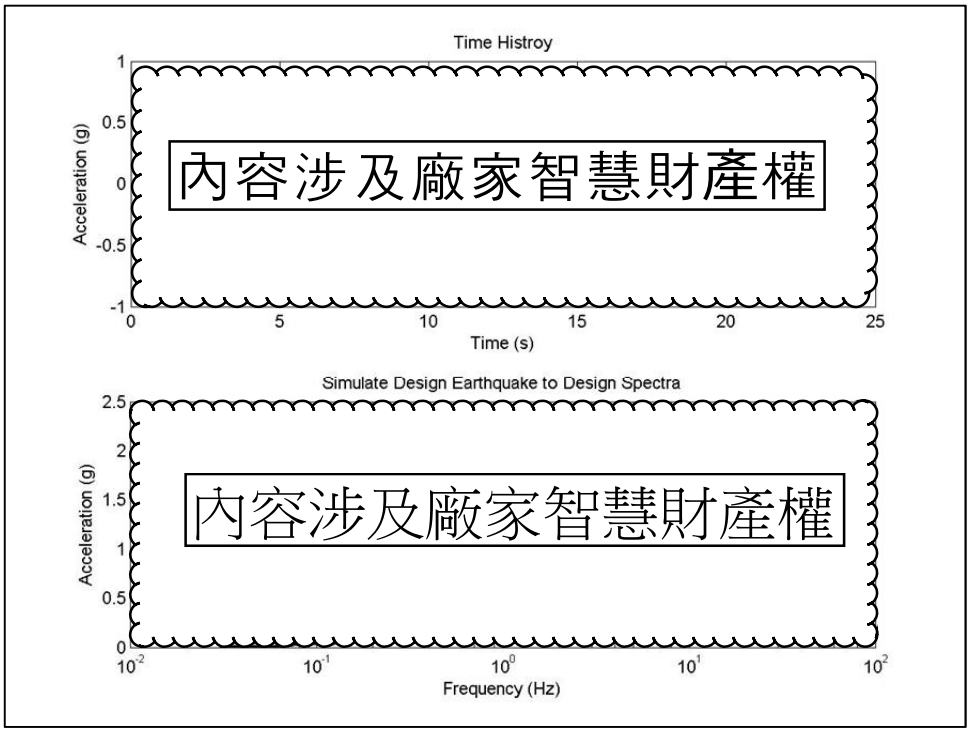


圖 5-15(a) DBE 地震力 2 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

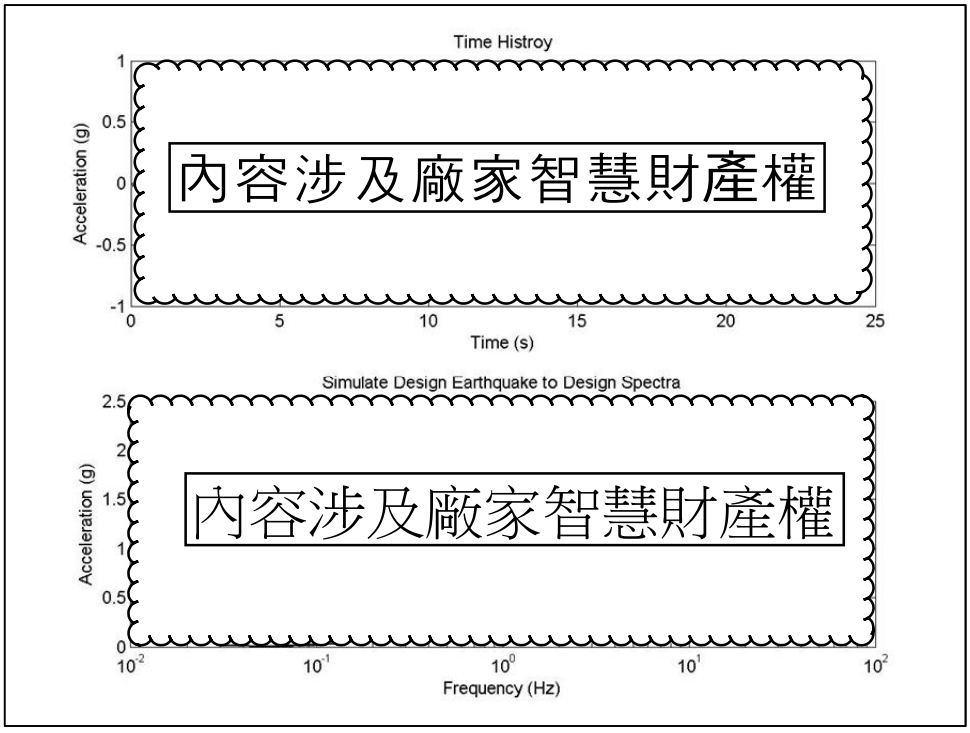


圖 5-15(b) DBE 地震力 2 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核

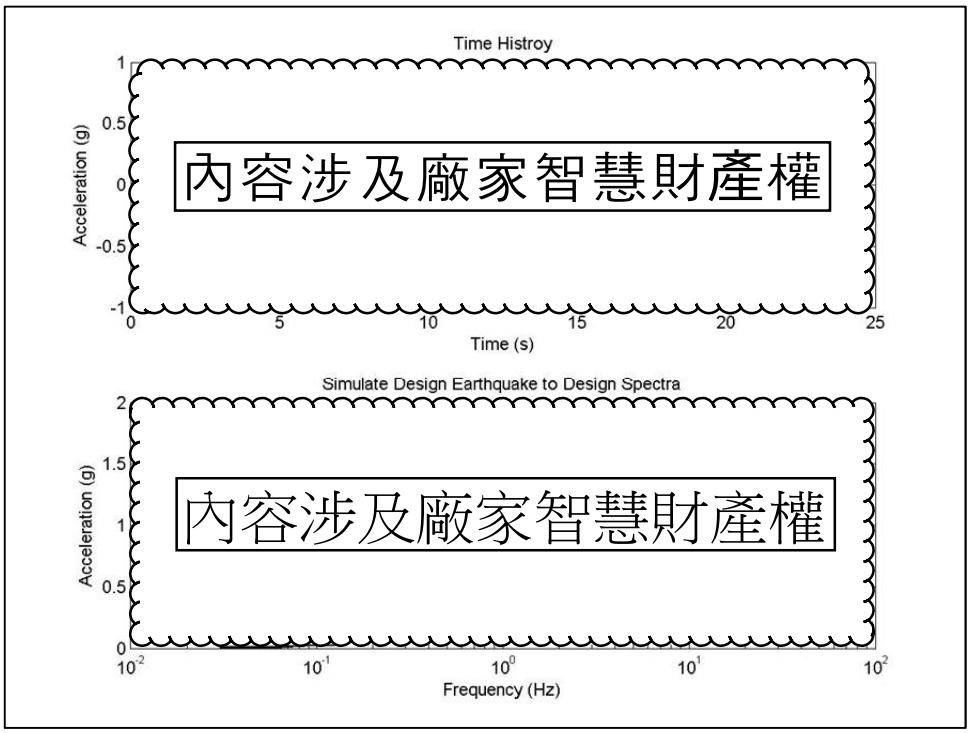


圖 5-15(c) DBE 地震力 2 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核

8. DBE 地震力 3 加速度-時間歷時

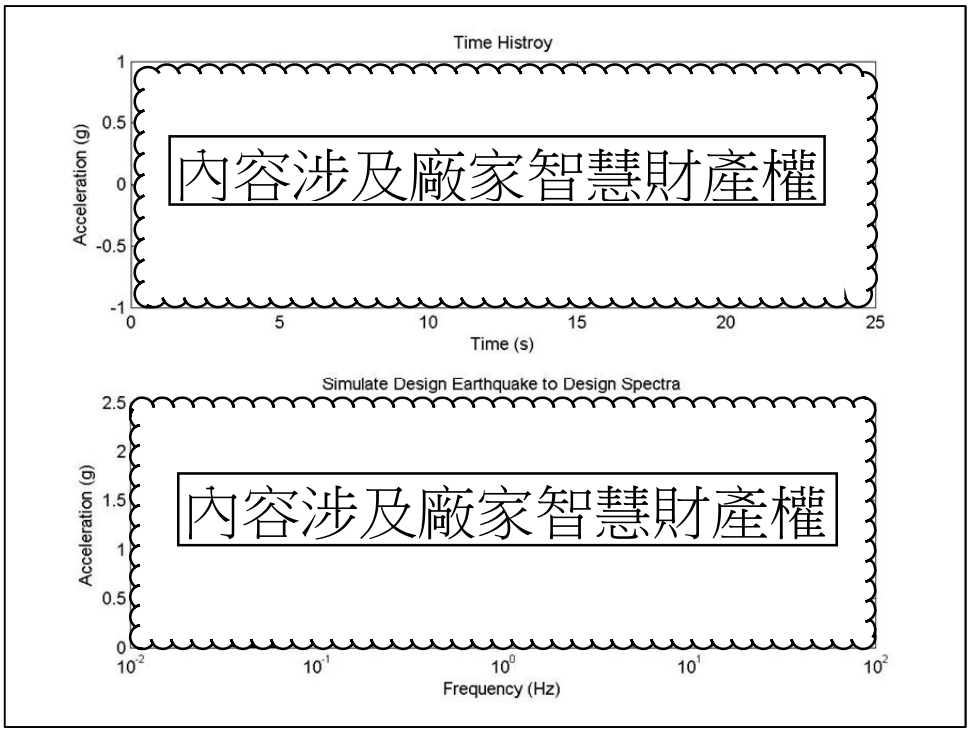


圖 5-16(a) DBE 地震力 3 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

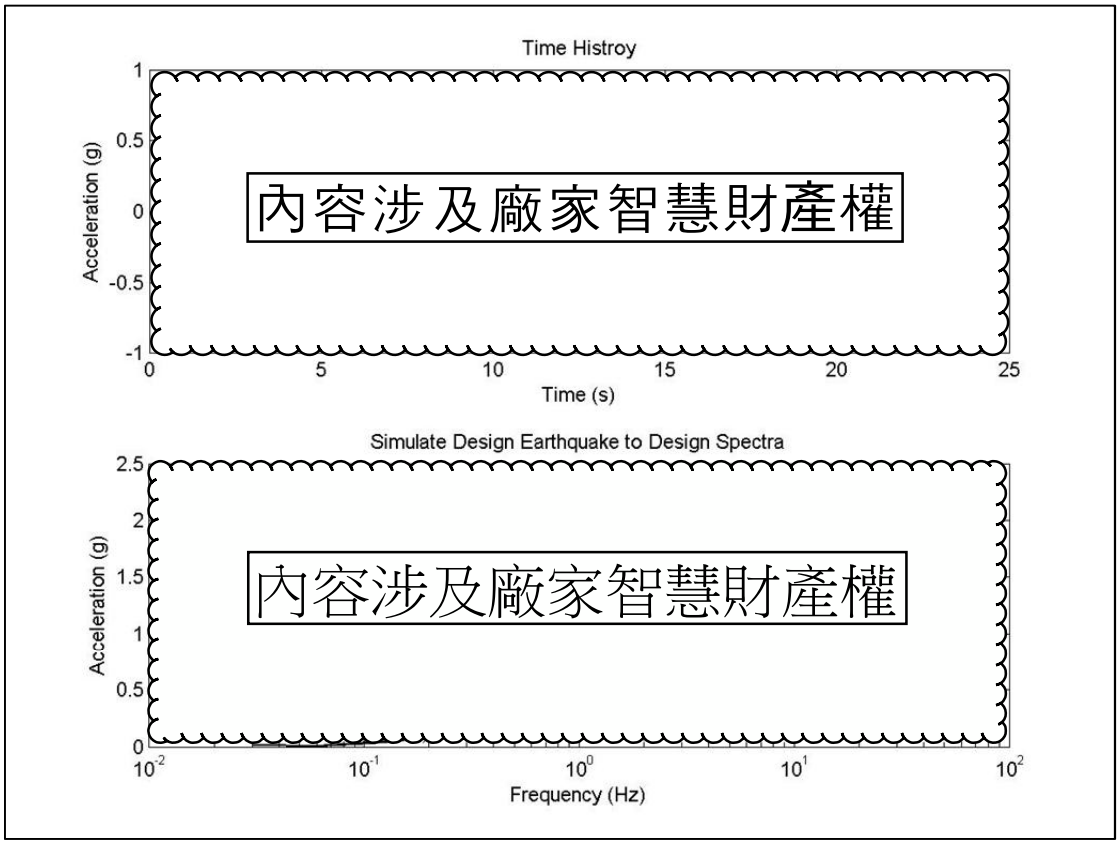


圖 5-16(b)　DBE 地震力 3 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核

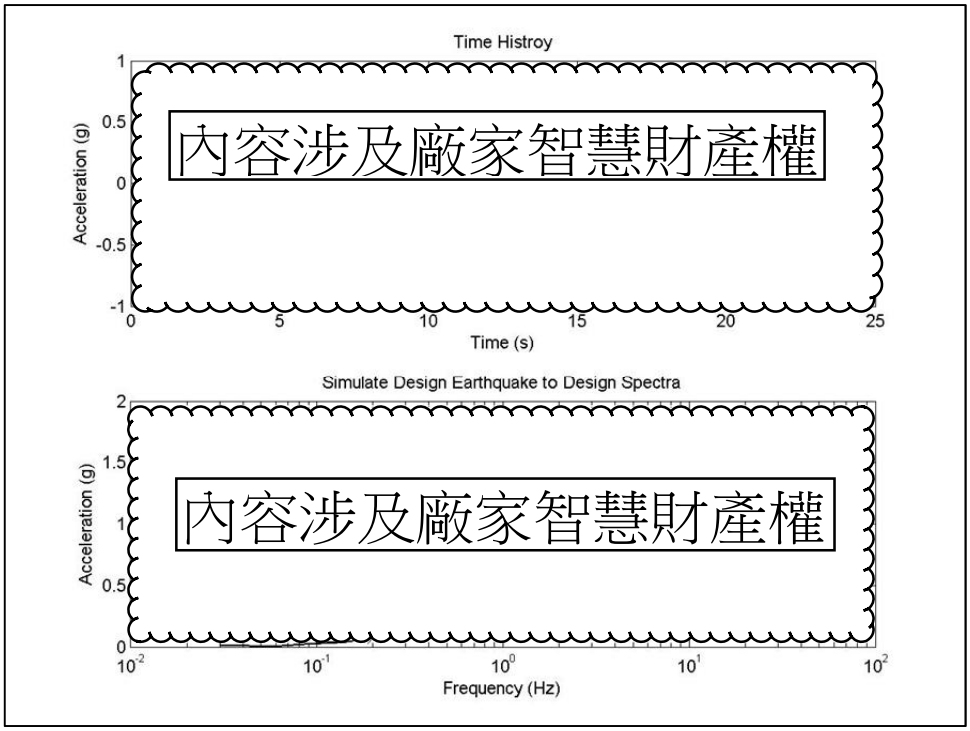


圖 5-16(c)　DBE 地震力 3 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核

9. DBE 地震力 4 加速度-時間歷時

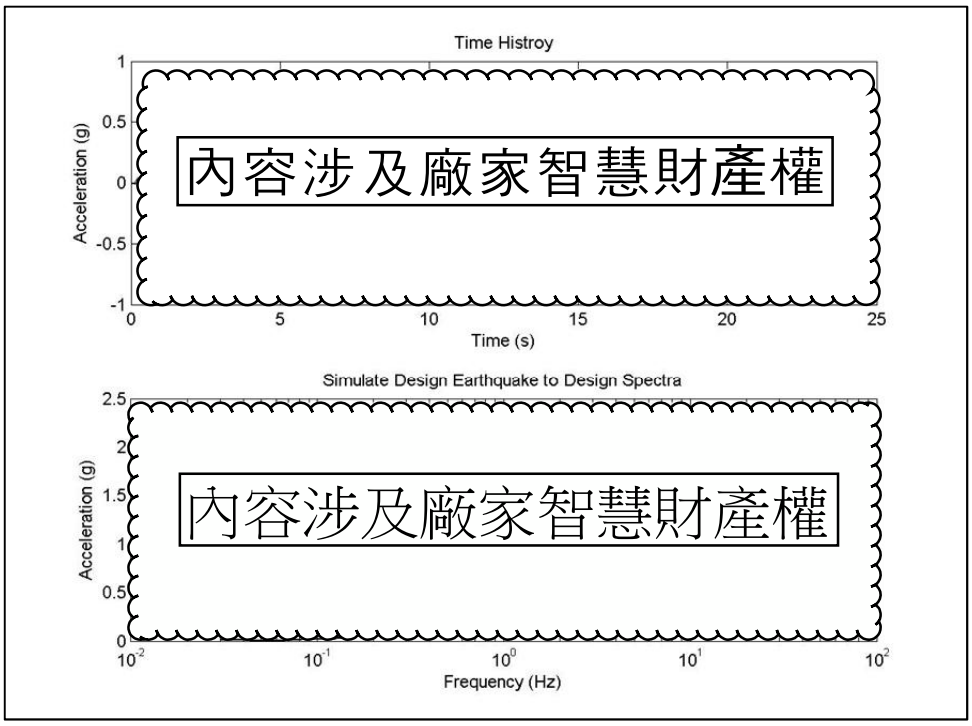


圖 5-17(a) DBE 地震力 4 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

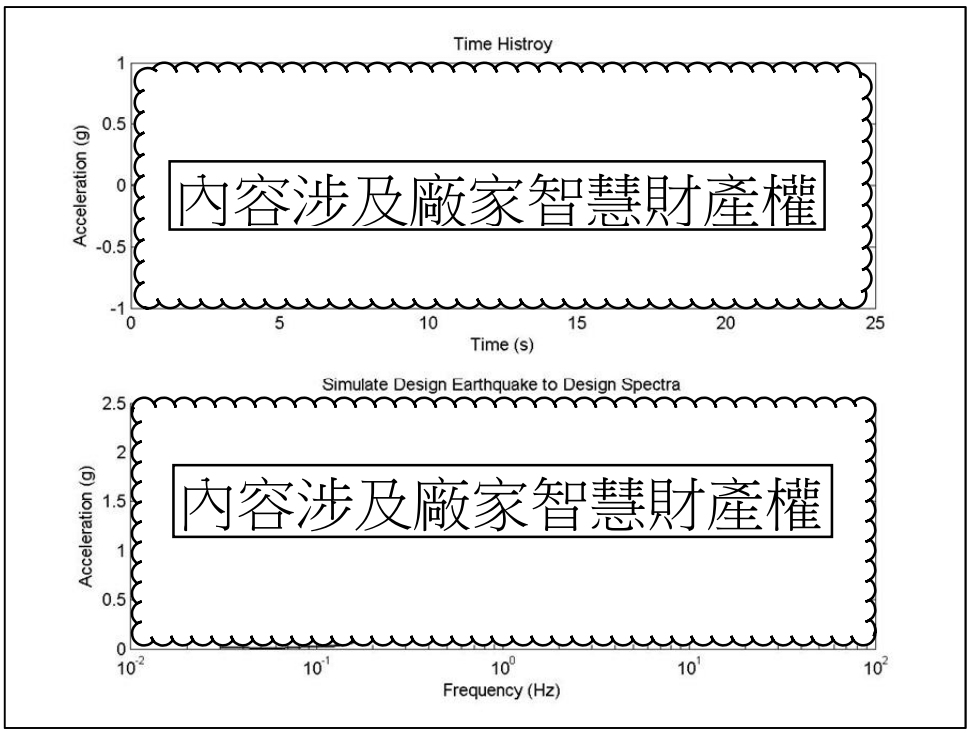


圖 5-17(b) DBE 地震力 4 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核

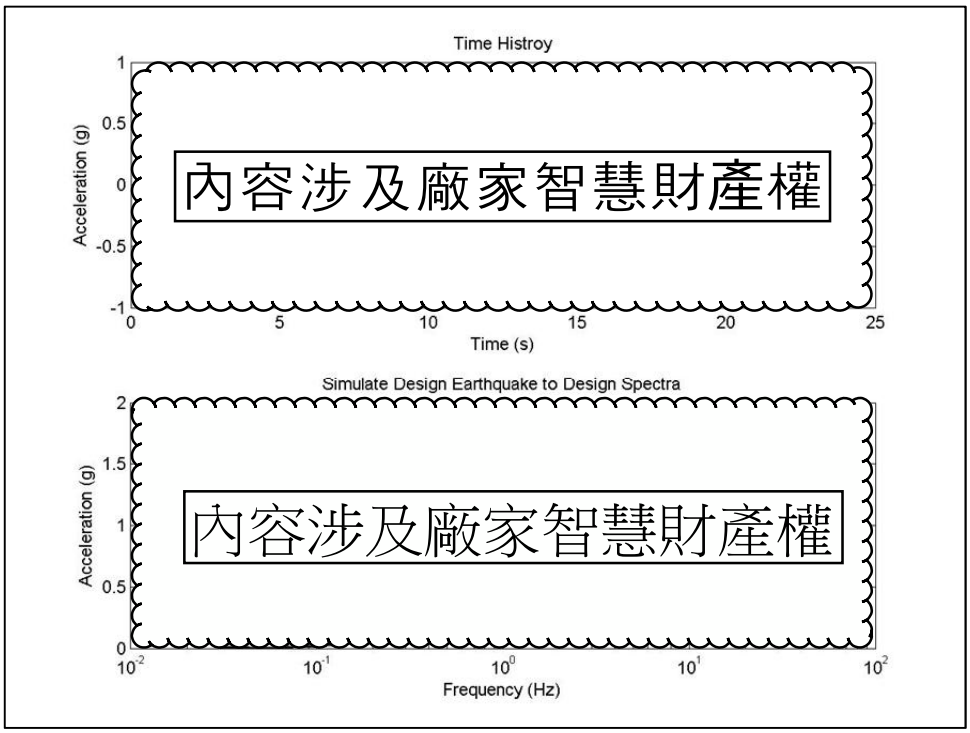


圖 5-17(c)　DBE 地震力 4 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核

10. DBE 地震力 5 加速度-時間歷時

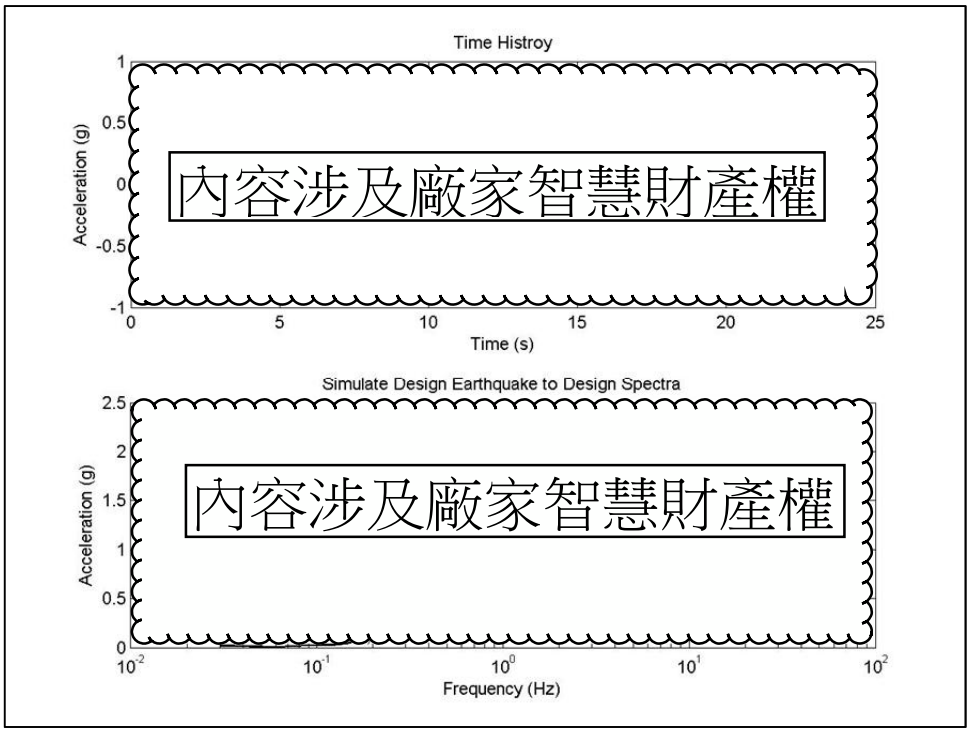


圖 5-18(a)　DBE 地震力 5 東西向(X)加速度-時間歷時及反應譜檢核

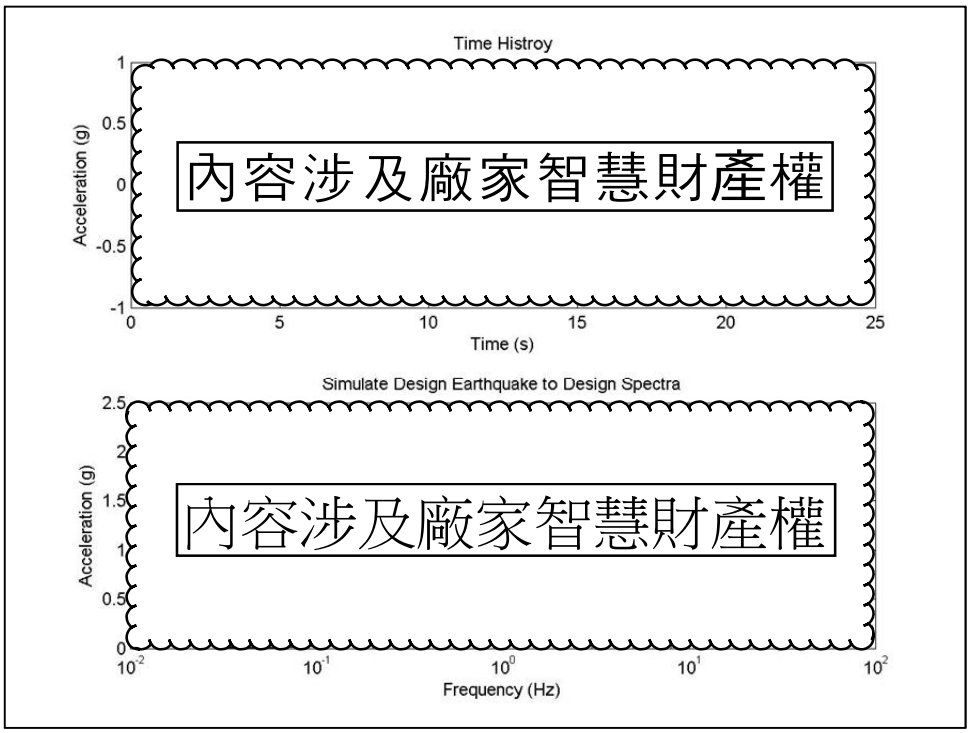


圖 5-18(b)　DBE 地震力 5 南北向(Y)加速度-時間歷時及反應譜檢核

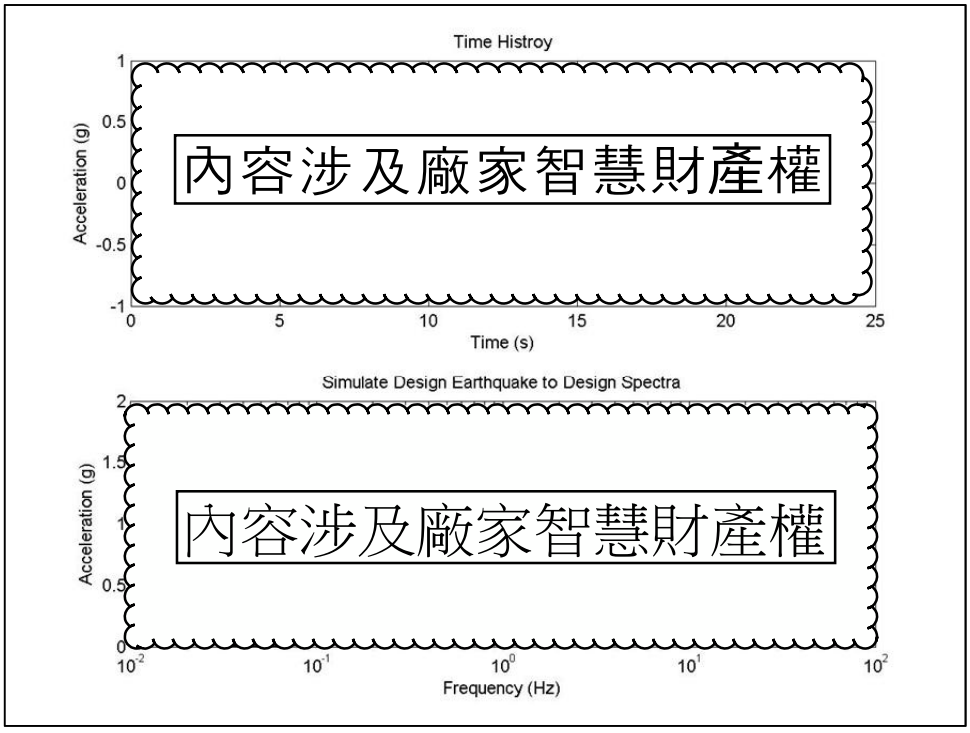


圖 5-18(c)　DBE 地震力 5 垂直向(Z)加速度-時間歷時及反應譜檢核

5.6.2.2 水動力質量分析

本計畫水動力質量分析方法與 ENSA 核二下池[13]及核四報告[15]方式一致，因燃料貯存格架在水中移動相當緩慢，當格架移動時被擠壓的水對其他格架及池壁產生壓力，其壓力可視為擬靜態水壓力，亦假設水當作彈性體，因而可假設深水中格架間受力情形以擴散作用傳遞，故將此壓力換算成等效水質量，即為水動力質量。

5.6.3 分析模型

本報告使用安全評估分析軟體內容涉及廠家智慧財產權進行分析，以獲取所需的應力及位移等相關資訊，並將分析結果依 ASME 規範進行應力檢核。格架於裝載池中為自由站立，即模型中格架支撐腳置於池底須有接觸元素作為建構有限元素模型時的支承點介面，因此屬非線性暫態分析，模型中亦有考慮水動態藕合效應。有限元素模型說明如下：

1. 有限元素模型(FEM)模型建構

   護箱池含燃料貯存格架之整體分析模型依據第二章工程圖說進行建置，有限元素模型如圖 5-19、5-20 所示。池壁在動力分析中視為剛體。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 5-19 護箱裝載池整體分析模型

圖 5-20 護箱裝載池分析模型剖面

(1) 燃料貯存格架單元

本分析模型採用內容涉及廠家智慧財產權元素模擬燃料貯存格架單元，貯存格架單元間以內容涉及廠家智慧財產權接合，並利用內容涉及廠家智慧財產權元素間的共通節點來模擬內容涉及廠家智慧財產權，如圖 5-21、圖 5-22，其材料係數、格架尺寸如 5.4 節所述。

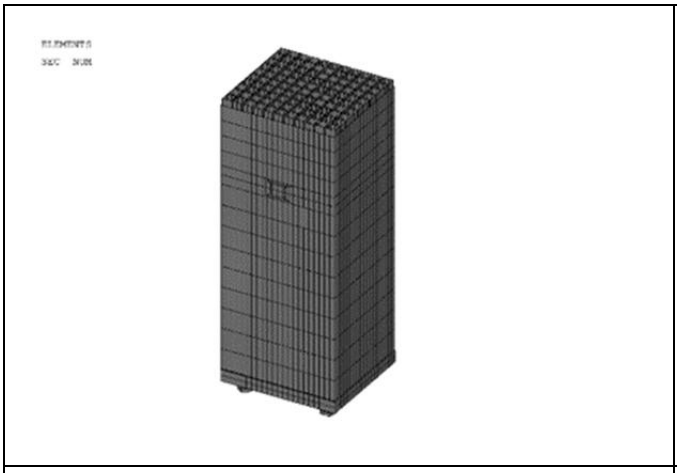


圖 5-21 燃料貯存格架單元

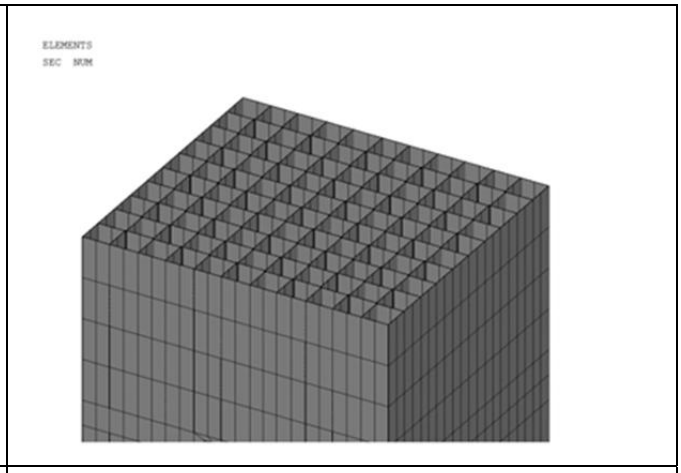


圖 5-22 燃料貯存格架單元

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 格架腳座之建立

格架底座與格架支撐腳底板藉由內容涉及廠家智慧財產權接合形成格架腳座如圖 5-23 所示，本分析採用內容涉及廠家智慧財產權元素模擬內容涉及廠家智慧財產權，螺栓基座以內容涉及廠家智慧財產權元素模擬，格架支撐腳底板以內容涉及廠家智慧財產權元素模擬，其材料係數、幾何尺寸亦依照 5.4 節所述建立。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 5-23 格架腳座分析模型

(3) 一個燃料格架之建構

由(1)小節所得燃料貯存格架單元，外部以加勁框架(stiffening frame)加固，如圖 5-24 所示，即成為一個燃料格架。其中加勁框架以內容涉及廠家智慧財產權元素模擬，格架底座以內容涉及廠家智慧財產權元素模擬，內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權

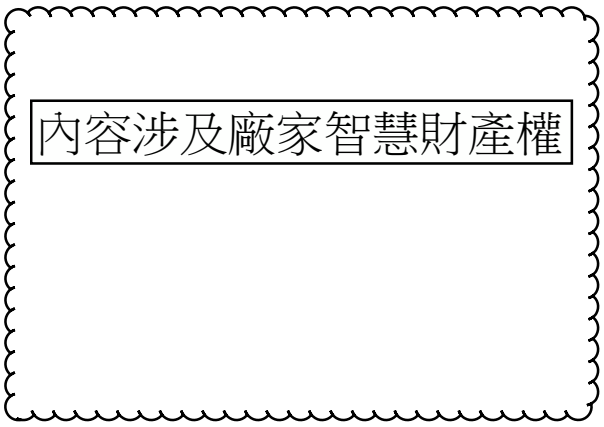


圖 5-24 燃料貯存格架分析模型

(4) 四個燃料架之建構

由(3)小節單一燃料架結構，並依圖 5-1 護箱裝載池格架布置圖配置，如圖 5-25~圖 5-27 所示，即為護箱池中配置的燃料貯存格架結構。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 5-25 完整的燃料貯存格架分析模型

圖 5-26 完整的燃料貯存格架腳座分析模型

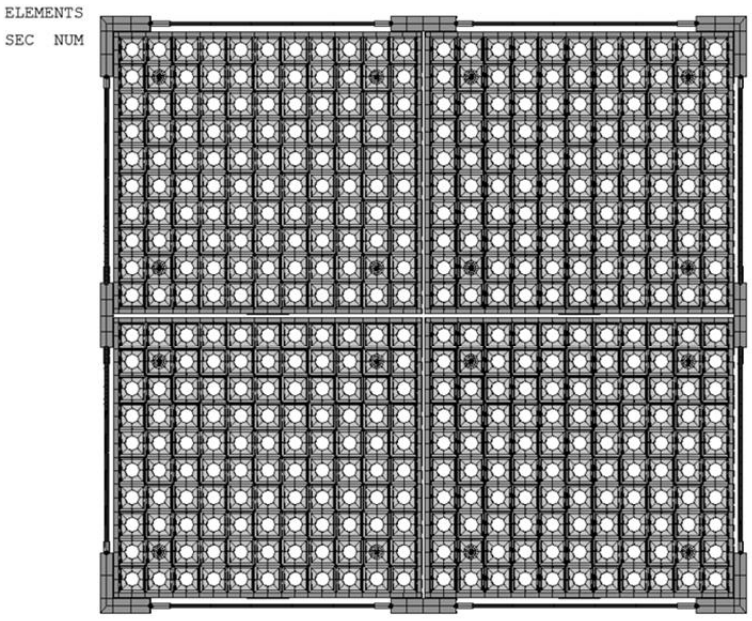


圖 5-27 完整燃料貯存格架分析模型上視圖

(5) 接觸元素之建立

本分析接觸元素有：

a. 格架及格架限制器間之衝擊碰撞，如圖 5-28~圖 5-29 所示

b. 格架及格架間之碰衝擊撞，如圖 5-30~圖 5-31 所示

c. 每個格架下方 4 個格架支撐腳底板與護箱裝載池底板間之摩擦接觸與衝擊碰撞，如圖 5-32~圖 5-33 所示



圖 5-28 整體模型中格架與限制器間之碰撞元素

圖 5-29 格架及限制器間之碰撞元素

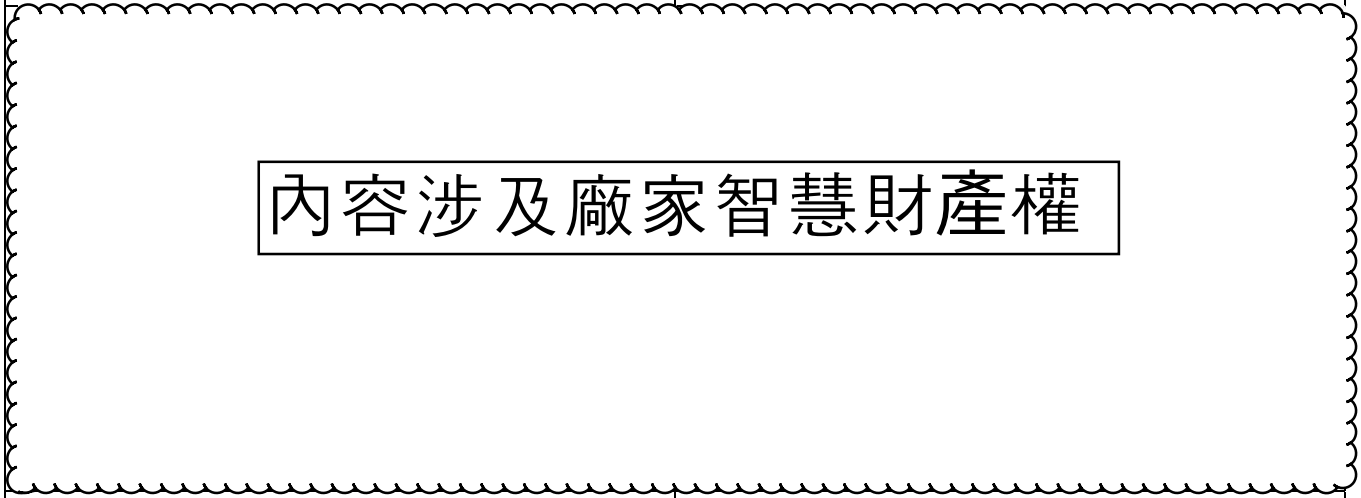


圖 5-30 整體模型中格架與格架間之碰撞元素

圖 5-31 格架及格架間之碰撞元素

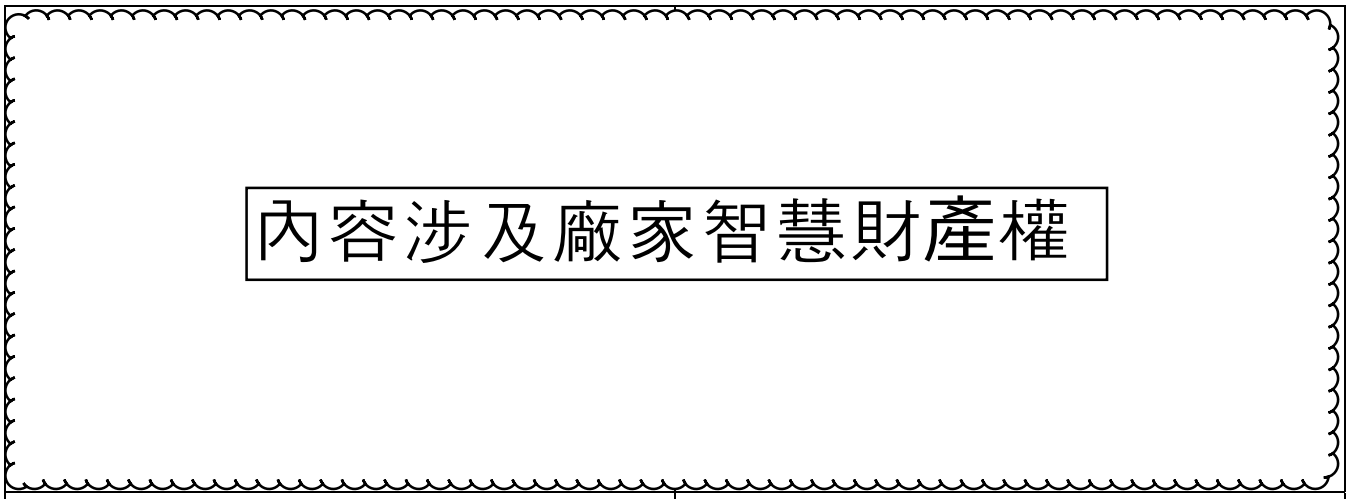


圖 5-32 整體模型中格架腳座底板與護箱裝載池底板間之摩擦接觸與碰撞元素

圖 5-33 格架腳座底板與護箱裝載池底板間之摩擦接觸與碰撞元素

2. 水動力質量模型建構



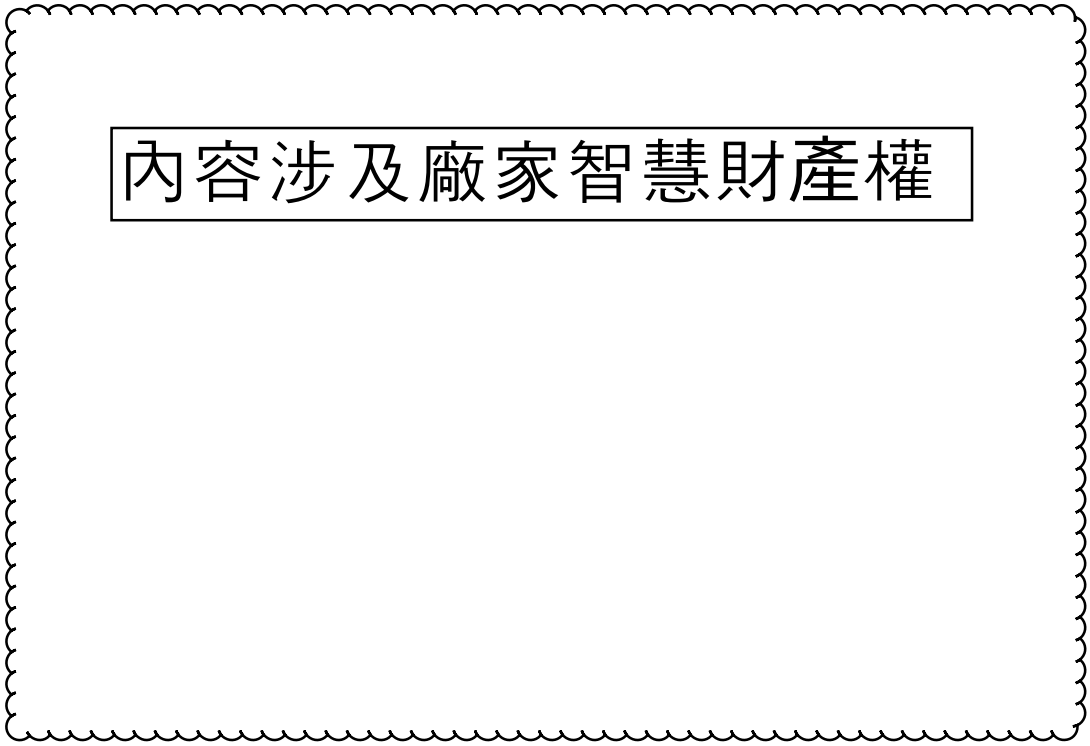


圖 5-34 計算水質量之護箱池模型

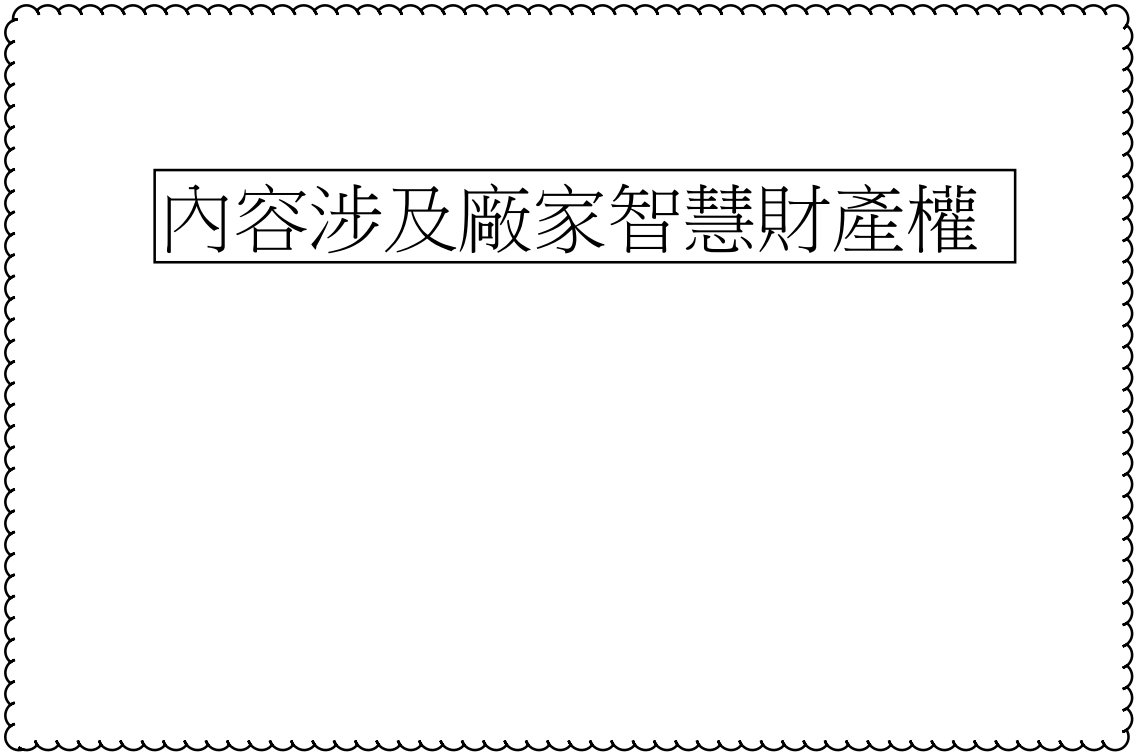


圖 5-35 格架向左移動時之水動力質量分佈

內容涉及廠家智慧財產權

表 5-4 水動力質量分配表

Unit:Tons					
Y-dir	1	2	3	4	Wall
1	92.0489	-34.5917	-5.8861	34.2513	-85.4107
2	-34.5917	92.0489	34.2513	-5.8861	-85.4107
3	-5.8861	34.2513	92.0489	-34.5917	-85.4107
4	34.2513	-5.8861	-34.5917	92.0489	-85.4107
5	-85.3250	-85.3250	-85.3250	-85.3250	343.7051
X-dir	1	2	3	4	Wall
1	107.8845	37.3065	-6.5879	-43.2566	-94.8581
2	37.3065	107.8845	-43.2566	-6.5879	-94.8581
3	-6.5879	-43.2566	107.8845	37.3065	-94.8581
4	-43.2566	-6.5879	37.3065	107.8845	-94.8581
5	-94.7581	-94.7581	-94.7581	-94.7581	382.0151
Z-dir	1	2	3	4	Wall
1	28.8860	19.5494	16.8963	20.1949	-85.0710
2	19.5494	28.8860	20.1949	16.8963	-85.0710
3	16.8963	20.1949	28.8860	19.5494	-85.0710
4	20.1949	16.8963	19.5494	28.8860	-85.0710
5	-84.9486	-84.9486	-84.9486	-84.9486	430.3581

計算完成後水動力質量平均分配，如圖 5-36。連接兩格架間之線即水動力質量元素，連接後即成為動力分析計算結構的一部分。

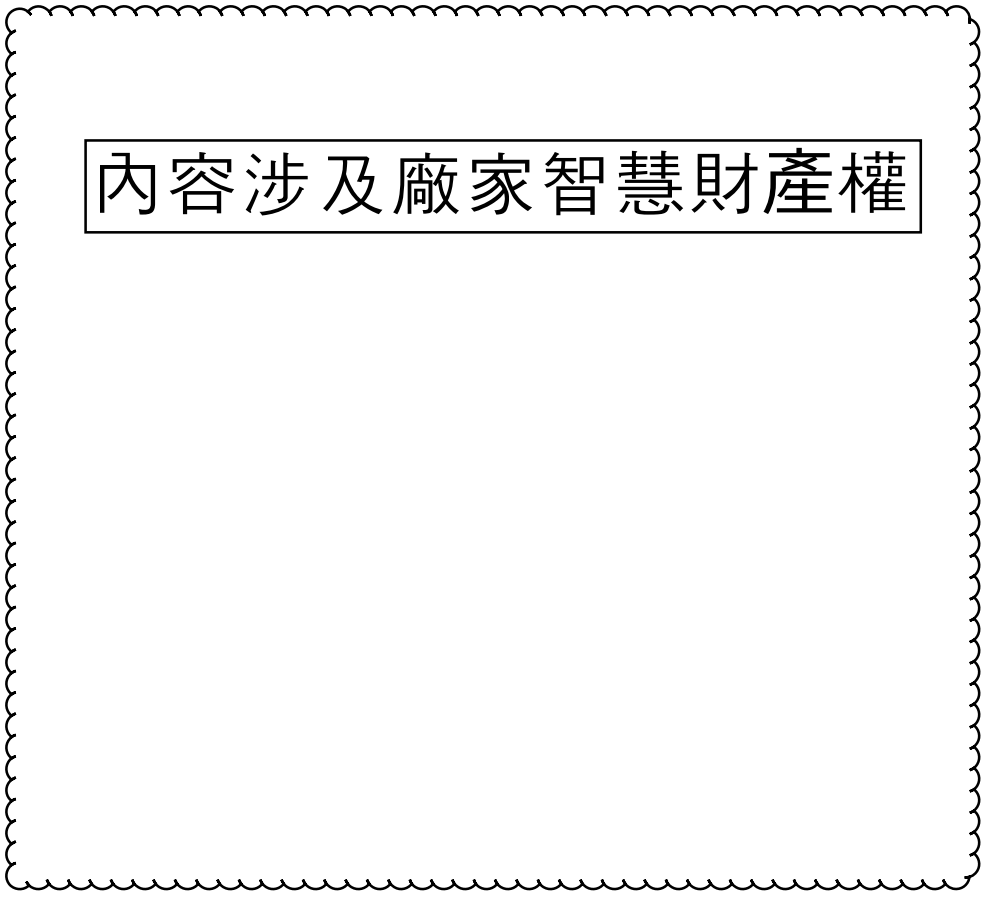


圖 5-36 水動力質量分配元素 matrix27

另在進行核二廠護箱池分析前將 ENSA 核二下池報告[13]數據以相同步驟進行驗證，以確定原理及步驟正確，驗證後其結果與 ENSA 相當接近。

5.6.4 分析結果

本節說明溫度載重 T_a、地震力 OBE 與地震力 DBE 進行動力分析後所獲得的結果。依板殼基材、銲道與螺栓分類說明溫度載重 T_a、地震力 OBE 與地震力 DBE 動力分析後所獲得的最大應力值及格架與格架、格架與限制器、格架與護箱池底間的摩擦力與衝擊力等計算結果，並依據 NUREG-0800 SRP 3.8.4. Appendix D [5]的載重組合 Level A/B/D，以各載重組合所對應的應力與作用力進行 ASME 規範檢核以確保格架結構的完整性。

5.6.4.1 格架結構應力分析

1. 板殼基材

(1) 格架溫度載重分析結果

考慮池水溫度由室溫升高至異常運轉下之溫度載重 T_a=100℃，造成格架熱膨脹，因此格架與池底間產生摩擦力，此現象以格架熱應力分析計算格架應力，應力分析結果如下：

板殼基材 membrane stress σ_1=30.3 MPa、membrane stress plus bending stress $\sigma_1+\sigma_2$=34.7 MPa、maximum shear stress τ_m =16.8 MPa，如表 5-5 所示。

表 5-5 溫度載重 – 基材應力

基材	σ_1 (MPa)	$\sigma_1+\sigma_2$ (MPa)	τ (MPa)
	30.3	34.7	16.8

(2) OBE 地震力動力分析結果

格架 OBE 地震力分析歷時 0~24 秒，比較 5 組 OBE 地震力作用後板殼基材的 membrane stress σ_1、membrane stress+bending stress $\sigma_1+\sigma_2$ 與 average shear stress τ，取各種應力最大值的結果以作為 ASME 規範應力檢核依據：

OBE 地震力 1、OBE 地震力 2 計算結果如圖 5-37、圖 5-38。圖中板殼基材應力最大的 σ_1 為 25.9 MPa (OBE 地震力 2)，最大的 $\sigma_1+\sigma_2$ 為 30.6 MPa (OBE 地震力 1)，最大的 τ 為 13.7 MPa (OBE 地震力 2)，整理後如表 5-6 所示。

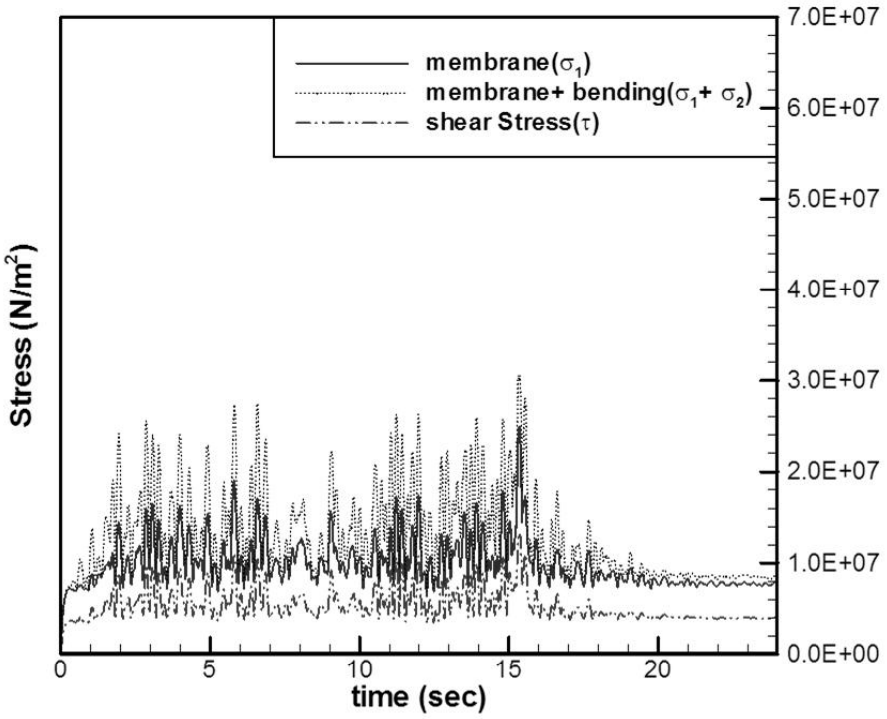


圖 5-37 OBE 地震力 1 – 板殼基材應力

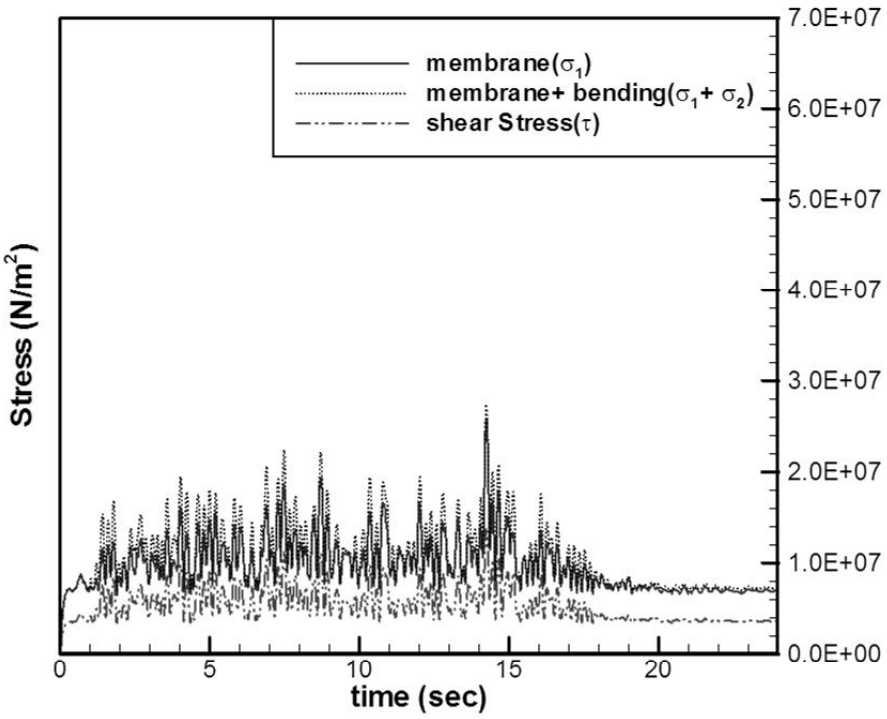


圖 5-38 OBE 地震力 2 – 板殼基材應力

表 5-6 OBE 地震力 1－板殼基材應力

板殼基材	$\sigma_{1\ \text{OBE 地震力 2}}$ (MPa)	$\sigma_1+\sigma_{2\ \text{OBE 地震力 1}}$ (MPa)	$\tau_{\text{OBE 地震力 2}}$ (MPa)
	25.9	30.6	13.7

(3) DBE 地震力動力分析結果

格架 DBE 地震力分析過程如同 OBE 地震力，比較 5 組 DBE 地震力作用後板殼基材的 primary membrane stress intensity P_m、primary membrane plus primary bending stress intensity P_m+P_b 與 average shear stress τ，取各種應力最大值的結果，以作為 ASME 規範應力檢核依據：

圖 5-39 為 DBE 地震力 4 歷時 0~24 秒間板殼基材的應力變化，由圖可知歷時中板殼基材的 P_m 最大值為 150.4 MPa、P_m+P_b 最大值為 154.0 MPa，τ 最大值為 77.0 MPa，如表 5-7 所示。

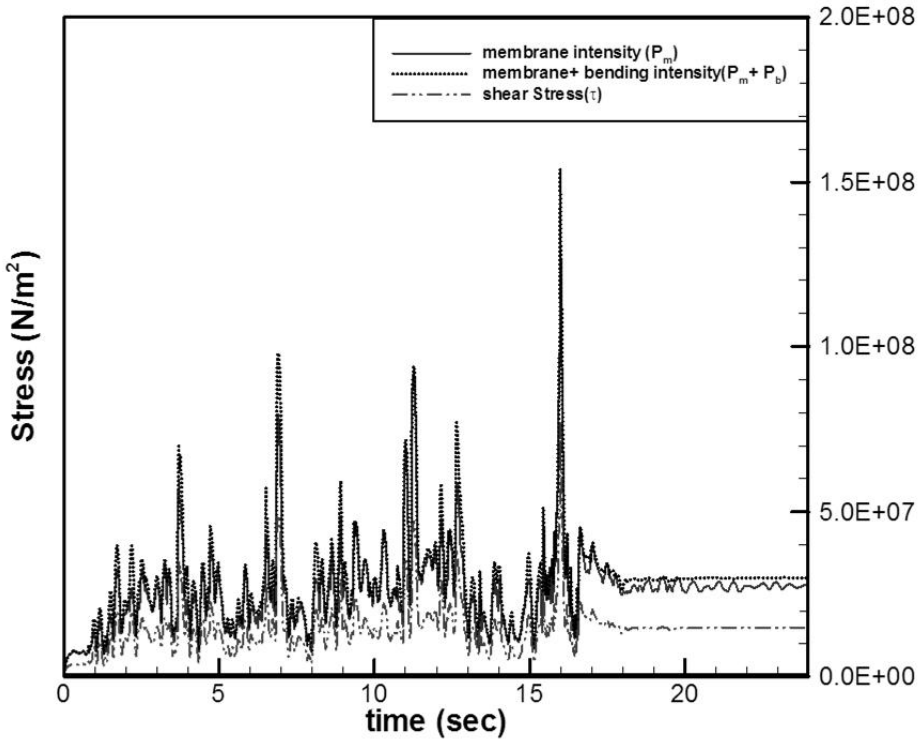


圖 5-39 DBE 地震力 4－板殼基材應力

表 5-7 DBE 地震力 4 – 板殼基材應力

板殼基材	P_m (MPa)	$P_m + P_b$ (MPa)	τ (MPa)
	150.4	154.0	77.0

2. 銲道

(1) 格架溫度載重分析結果

a. cell 單元間銲道(圖 5-3)及格架底座(base plate)與下方垂直格狀加勁板接合間銲道(圖 5-3) — 銲道的 average normal stress σ_1 最大值為 11.8 MPa ，average shear stress τ 最大值為 5.8 MPa。

b. 格架底座(base plate)與燃料格架底部間銲道(圖 5-3) — 銲道的 principle stress σ_P 最大值為 8.7 MPa，τ為 4.4 MPa，但此部份銲接為 3 邊銲接，故此時最大應力應為模型分析結果的 1.4 倍，因此σ_P與τ必須修正為σ_P=12.2 MPa、τ=6.2 MPa。因基材的σ_P比σ_1大，故保守考量下取σ_1=σ_P=12.2 MPa 與 τ=6.2 MPa。

c. 比較第 1 項與第 2 項計算所得的 σ_1 與 τ，選二者較大的值作為 ASME 規範檢核的應力值，得 σ_1 =12.2 MPa 與τ=6.2 MPa，如表 5-8 所示。

表 5-8 溫度載重 – 銲道應力

銲道	σ_1 (MPa)	τ (MPa)
	12.2	6.2

(2) OBE 地震力動力分析結果

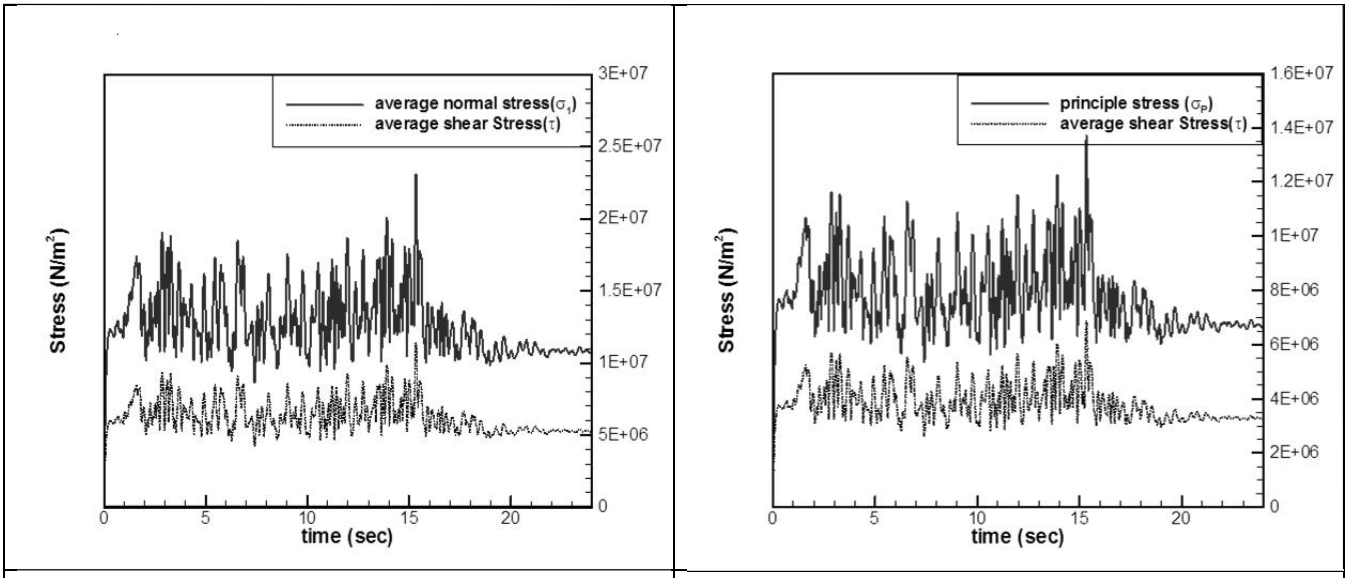
選取 5 組 OBE 地震力作用下銲道所受應力最大值的結果，作為 ASME 規範應力檢核依據：

a. cell 單元間銲道(圖 5-3)及格架底板(base plate)與下方垂直格

狀加勁板接合間銲道(圖 5-3) — 圖 5-40 (a)為此區域 OBE 地震力 1 歷時 0~24 秒時間內銲道的應力變化，由此圖可知所有歷程中銲道最大的 average normal stress σ_1 =23.1 MPa ，最大的 average shear stress τ =11.4 MPa。

b. 格架底板(base plate)與燃料格架底部間銲道(圖 5-3) — 圖 5-40 (b)為此區域 OBE 地震力 1 歷時 0~24 秒時間內銲道的應力變化，由此圖可知所有歷程中銲道最大的 principle stress σ_P =13.7 MPa，最大的 τ =6.9 MPa，如同溫度載重項目所述原因，故 σ_P 與 τ 必須修正為 σ_P =19.2 MPa、τ =9.7 MPa。另由分析結果得知基材的 σ_P 比 σ_1 大，故保守考量下以 σ_P 取代 σ_1 ，得 σ_1 =19.2 MPa、τ =9.7 MPa。

c. 比較第 1 項與第 2 項計算所得的 σ_1 與 τ，選二者較大的值作為 ASME 規範檢核的應力值，得 σ_1 =23.1 MPa 與τ =11.4 MPa，如表 5-9 所示。



(a) cell 單元間 | **(b) 格架底座與格架底部間**

圖 5-40 OBE 地震力 1— 銲道應力

表 5-9 OBE 地震力 1 — 銲道應力

銲道	σ_I (MPa)	τ (MPa)
	23.1	11.4

(3) DBE 地震力動力分析結果

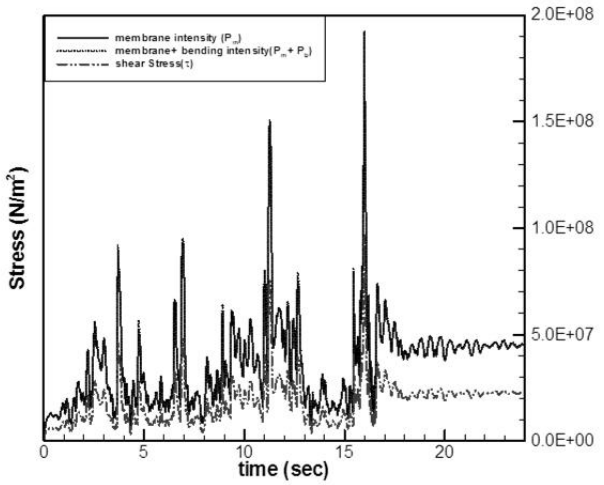
如同基材情形，選取 5 組 DBE 地震力作用下銲道所受應力最大值的結果，作為 ASME 規範應力檢核依據：

a. cell 單元間銲道(圖 5-3)及格架底板(base plate)與下方垂直格狀加勁板接合間銲道(圖 5-3) — 圖 5-41(a)為此區域 DBE 地震力 4 歷時 0~24 秒間銲道的應力變化，由圖可知所有歷程中銲道最大的 P_m 為 190.6 MPa ，P_m+P_b 為 192.7 MPa，τ 為 96.3 MPa。

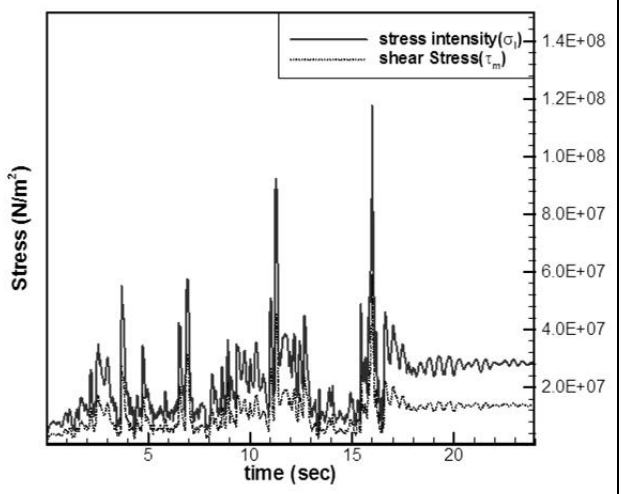
b. 格架底座(base plate)與格架底部間銲道(圖 5-3) — 圖 5-41(b)為此區域DBE地震力4歷時0~24秒間銲道的應力變化，由圖可知所有歷程中銲道最大的 stress intensity σ_I = 117.7 MPa ，maximum shear stress τ_m = 59.3 MPa，如同 OBE 地震力項目所述原因， σ_I 與 τ_m 必須修正為 σ_I = 164.8 (MPa)、τ_m = 83.0 (MPa)。

另因銲道σ_I與 τ_m 比 P_m 、 P_m+P_b與 τ 大，故保守考量下以 P_m = σ_I = 164.8 MPa、P_m+P_b = σ_I = 164.8 MPa 與 τ = τ_m = 83.0 MPa。

c. 比較第 1 項與第 2 項計算所得的 P_m 、 P_m+P_b與 τ，選二者較大的值作為 ASME 規範檢核的應力值，得 P_m = 190.6 MPa、 P_m+P_b = 192.7 MPa 與 τ = 96.3 MPa，如表 5-10 所示。



(a) cell 單元間



(b) 格架底座與格架底部間

圖 5-41 DBE 地震力 4 — 銲道應力

表 5-10 DBE 地震力 4 — 銲道應力

銲道	P_m (MPa)	$P_m + P_b$ (MPa)	τ (MPa)
	190.6	192.7	96.3

3. 螺栓

(1) 格架溫度載重分析結果

螺栓的最大軸力 T =20.5 (KN)，最大剪力 V =105 (KN)，而[內容涉及廠家智慧財產權]螺栓直徑為[內容涉及廠家智慧財產權]，所以螺栓的平均拉應力(Average tensile stress) $f_t = \frac{T}{A} = 2.6$ (MPa)，平均剪應力(Average shear stress) $f_v = \frac{V}{A} = 13.4$ (MPa)，如表 5-11 所示。

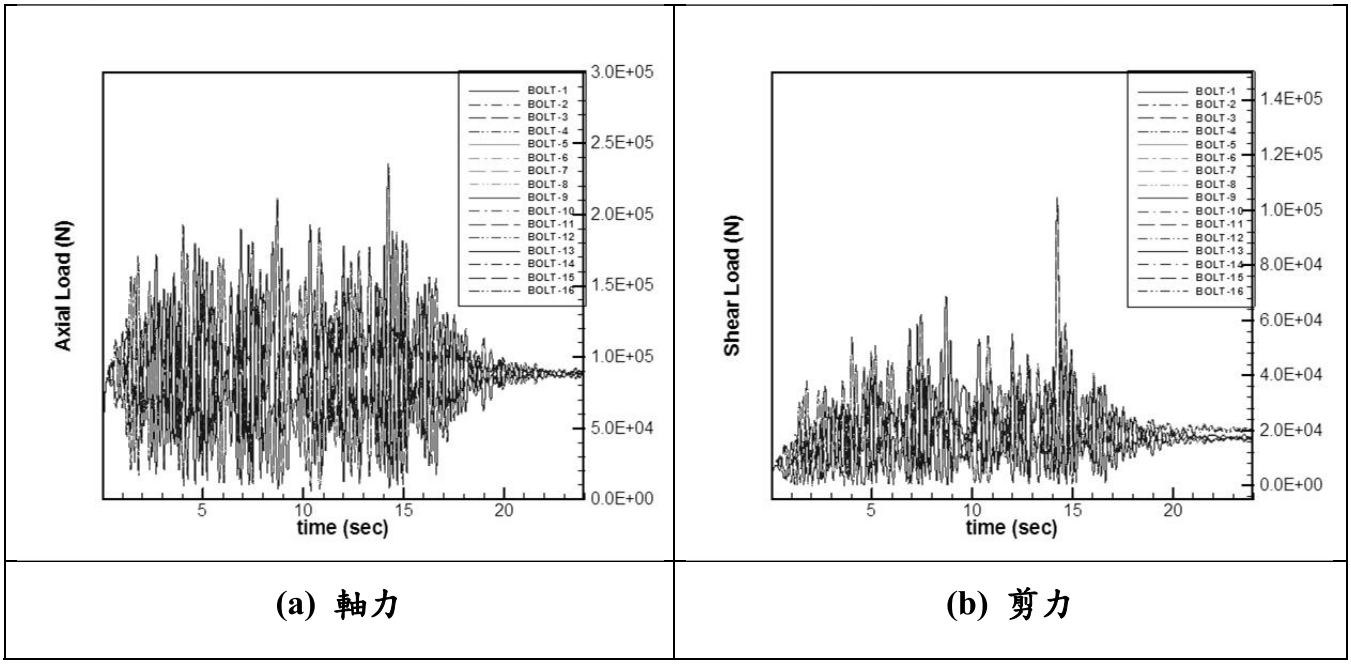
表 5-11 溫度載重 — 螺栓應力

螺栓	f_t (MPa)	f_v (MPa)
	2.6	13.4

(2) OBE 地震力動力分析結果

選取 5 組 OBE 地震力作用下銲道所受應力最大值的結果，作為 ASME 規範應力檢核依據：

圖 5-42 為 OBE 地震力 1 歷時 0~24 秒間螺栓所承受的軸力與剪力變化，由圖 5-42 (a)可知螺栓的最大軸力 T=232.7 (KN)，圖 5-42 (b)可知螺栓的最大剪力 V=104.1 (KN)，而[內容涉及廠家智慧財產權]螺栓直徑為[內容涉及廠家智慧財產權]，所以螺栓的平均拉應力(Average tensile stress) $f_t = \frac{T}{A} = 29.6$ (MPa)，平均剪應力(Average shear stress) $f_v = \frac{V}{A} = 13.3$ (MPa)，如表 5-12 所示。



(a) 軸力 **(b) 剪力**

圖 5-42 OBE 地震力 1 — 螺栓力

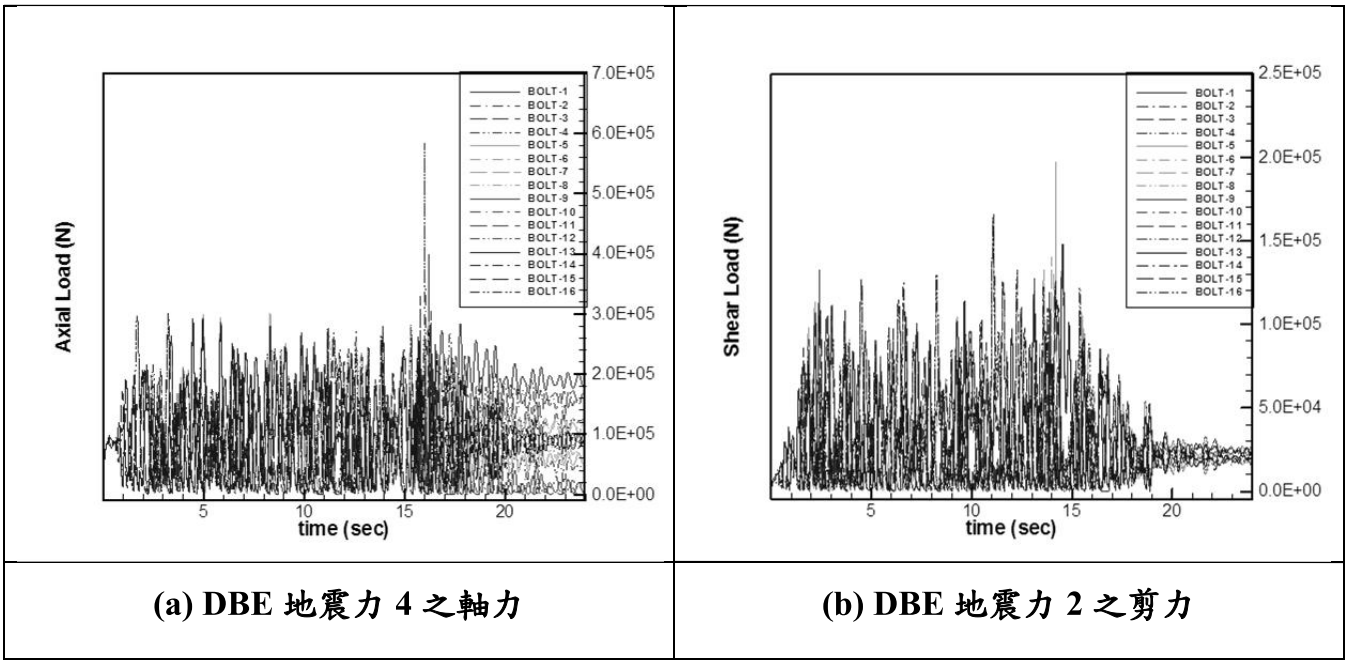
表 5-12 OBE 地震力 1 — 螺栓應力

螺栓	f_t (MPa)	f_v (MPa)
	30.1	13.4

(3) DBE 地震力動力分析結果

如同基材情形，選取 5 組 DBE 地震力作用下螺栓所受應力最大值的結果，作為 ASME 規範應力檢核依據：

圖 5-43 為 DBE 地震力 4 與 DBE 地震力 2 歷時 0~24 秒間螺栓所承受的最大軸力與剪力力量變化，由圖 5-43 (a)可知 DBE 地震力 4 的螺栓最大軸力 T=583.4 (KN)，圖 5-43 (b)可知 DBE 地震力 2 的螺栓最大剪力 V=197.3 (KN)，而[內容涉及廠家智慧財產權]螺栓直徑為[內容涉及廠家智慧財產權]，所以螺栓的平均拉應力(Average tensile stress) $f_t = \frac{T}{A} =$ 61.6 (MPa)，平均剪應力(Average shear stress) $f_v = \frac{V}{A} = 25.1$ (MPa)，如表 5-13 所示。



(a) DBE 地震力 4 之軸力 | **(b) DBE 地震力 2 之剪力**

圖 5-43 DBE 地震力 — 螺栓力

表 5-13 DBE 地震力 — 螺栓應力

螺栓	f_t (MPa) DBE 地震力 4	f_v (MPa) DBE 地震力 2
	61.6	25.1

5.6.4.2 格架結構 ASME 應力檢核

本節將溫度載重熱應力分析結果、OBE 地震力與 DBE 地震力格架動力分析結果，依據 5.3.2 節的載重組合 Level A, Level B, Level D 計算各載重組合下的應力，以評估各種運轉狀況下(Level A/B/D)之各項應力是否符合 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF [6]所規範之許可值。下述說明各載重組合的應力檢核－

1. Level A 應力檢核

Level A 載重組合為 Dead load+ Live Loads +T_o+ OBE。

其中溫度載重部分，依 5.3.1 節說明保守考量以溫度載重 T_a 熱應力分析結果取代溫度載重 T_o 的熱應力分析。因此依據溫度載重與 OBE 地震力分析結果，依此載重組合計算如表表 5-14、表 5-15、表 5-16 得格架結構板殼基材、銲道、螺栓各應力值均小於其容許應力，故在運轉條件 Level A 之載重組合情形下格架結構應力檢核符合 ASME 規範要求。

表 5-14 Level A — 板殼基材應力

載重項目	σ_1 (MPa)	$\sigma_1+\sigma_2$ (MPa)	τ (MPa)	σ_1 容許應力 (MPa)	$\sigma_1+\sigma_2$ 容許應力 (MPa)	τ 容許應力 (MPa)
基材—溫度載重	30.3	34.7	16.8	108.3	162.5	65.0
基材—OBE 地震力	25.9	30.6	13.7			
基材— 溫度載重+OBE 地震力	56.2	65.3	30.5			

說明: σ_1:membrane stress， $\sigma_1+\sigma_2$:membrane plus bending stress stress，
τ:average shear stress。

表 5-15 Level A — 銲道應力

載重項目	σ_1 (MPa)	τ (MPa)	σ_1 容許應力 (MPa)	τ 容許應力 (MPa)
銲道— 溫度載重	12.2	6.2	108.3	68
銲道—OBE 地震力	23.1	11.4		
銲道— 溫度載重+OBE 地震力	35.3	17.6		

說明: σ_1 為 average tensile stress，τ為 average shear stress

表 5-16 Level A — 螺栓應力與拉剪聯合應力比值

載重項目	f_t (MPa)	f_v (MPa)	拉剪聯合應力比值	F_{tb} (MPa)	F_{vb} (MPa)
螺栓— 溫度載重	2.6	13.4	0.05	145.6	60.1
螺栓— OBE 地震力	30.1	13.4	0.09		
螺栓— 溫度載重+OBE 地震力	32.7	26.8	0.25		

說明: f_t為 average tensile stress，F_{tb}為 f_t的容許應力；f_v為 average shear stress，F_{vb}為 f_v的容許應力；拉剪聯合應力比值(Combined Tensile and Shear Stress ratio)為 $\frac{f_t^2}{F_{tb}^2}+\frac{f_v^2}{F_{vb}^2}\leqq 1$

2. Level B 應力檢核

Level B 載重組合為 Dead load + Live Loads +T_a+ OBE。

因 Level B 載重組合與 Level A 相同(溫度載重T_o保守考量以T_a取代)，且依 5.5 節 ASME 應力檢核規範說明，Level B 的容許應力大於 LevelA 的容許應力，Level B 應力檢核可以用容許應力較低的 Level A 的檢核結果取代。

3. Level D 應力檢核

Level D 載重組合為 Dead load + Live Loads +T_a+ DBE。

因燃料貯存格架自由站立於護箱裝載池底，故格架熱應力只需考慮格架支撐腳底板因膨脹造成與護箱裝載池的摩擦力。而異常運轉下之溫度載重 Ta 造成膨脹產生的每支撐腳底板最大摩擦力 F_μ 為 63528 (N)，經 DBE 地震力分析結果顯示，格架所受水平地震力已大於溫度載重所產生的摩擦力，所以 Level D 應力檢核時溫度應力將不計入檢核式中。

因此依據 DBE 地震力分析結果，計算如表 5-17、表 5-18、表 5-19 得格架結構板殼基材、銲道、螺栓各應力值均小於其容許應力，故在運轉條件 Level D 之載重組合情形下格架結構應力檢核符合 ASME 規範要求。

表 5-17 Level D — 板殼基材應力

載重項目	P_m (MPa)	P_m+P_b (MPa)	τ (MPa)	P_m 容許應力 (MPa)	P_m+P_b 容許應力 (MPa)	τ 容許應力 (MPa)
基材—DBE 地震力 4	150.4	154.0	77.0	204.0	306.0	203.7

說明: P_m 為 primary membrane stress intensity，P_m+P_b 為 primary membrane plus primary bending stress intensity，τ 為 average shear stress。

表 5-18 Level D — 銲道應力

載重項目	P_m (MPa)	P_m+P_b (MPa)	τ (MPa)	P_m 容許應力 (MPa)	P_m+P_b 容許應力 (MPa)	τ 容許應力 (MPa)
銲道—DBE 地震力 4	190.6	192.7	96.3	204.0	306.0	203.7

說明: P_m 為 primary membrane stress intensity，P_m+P_b 為 primary membrane plus primary bending stress intensity，τ 為 average shear stress

表 5-19 Level D — 螺栓應力與拉剪聯合應力比值

載重項目	f_t (MPa)	f_v (MPa)	拉剪聯合應力比值	F_{tb} (MPa)	F_{vb} (MPa)
螺栓— DBE 地震力 4&2	61.6	25.1	0.19	170.0	102.0

說明: f_t 為 average tensile stress，F_{tb} 為 ft 的容許應力；f_v 為 average shear stress，F_{vb} 為 f_v 的容許應力；拉剪聯合應力比值(Combined Tensile and Shear Stress ratio)為 $\frac{f_t^2}{F_{tb}^2}+\frac{f_v^2}{F_{vb}^2} \leqq 1$

5.6.4.3 撞擊分析

格架動力分析結果顯示燃料貯存格架於 DBE 地震力作用中，格架組件可能發生撞擊之位置共有四處，分述如下：(1)相鄰格架間；(2)格架與限制器間；(3)格架腳座底板與護箱池池底間之摩擦衝擊狀況；(4)格架與燃料元件間，各分析結果說明如下。

1. 相鄰格架間

依 DBE 地震力動力分析結果，格架與格架間最大衝擊主應力發生在 DBE 地震力 1 在 14.064 秒時的動力載重下，圖 5-44 為此撞擊時撞擊區的主應力圖(正為拉應力、負為壓應力)，由圖知 Rack 3 的加勁框架(stiffening frame)因為衝擊碰撞發生的最大主應力為 49.9 (MPa)，此值小於基材與銲道降伏應力 170 (MPa)，所以此衝擊的發生不會造成基材與銲道的降伏。整理如表 5-20 所示。

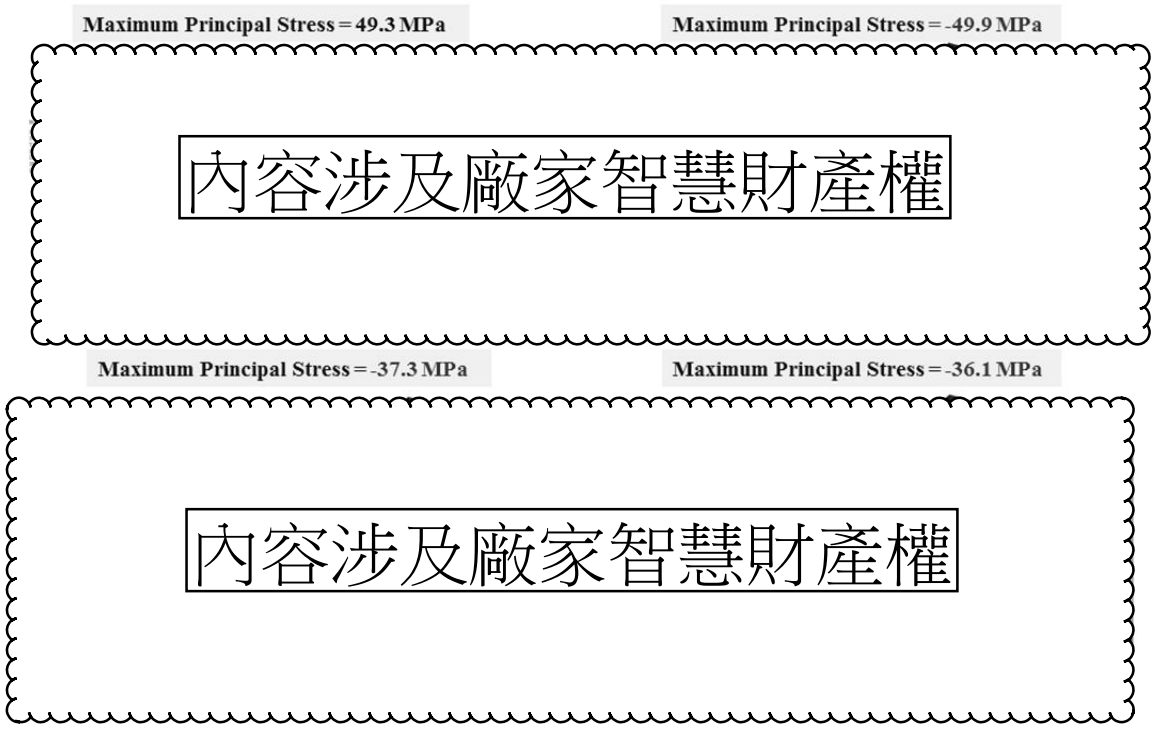


圖 5-44 DBE 地震力 1 — 格架與格架間撞擊區主應力圖

表 5-20 DBE 地震力 1 — 格架與格架間最大主應力

格架與格架間主應力	(MPa)
	49.9

2. 格架與限制器間

DBE 地震力動力分析結果，得知格架與限制器間最大主應力發生在 DBE 地震力 1 在 2.280 秒時的動力載重下，圖 5-45 為此撞擊時撞擊區格架加勁框架(stiffening frame)與格架限制器的主應力圖(正為拉應力、負為壓應力)，由圖知此時的最大主應力為 42.5 (MPa)小於基材與銲道降伏應力 170 (MPa)，所以碰撞的發生不會造成基材與銲道的降伏。如表 5-21 所示。

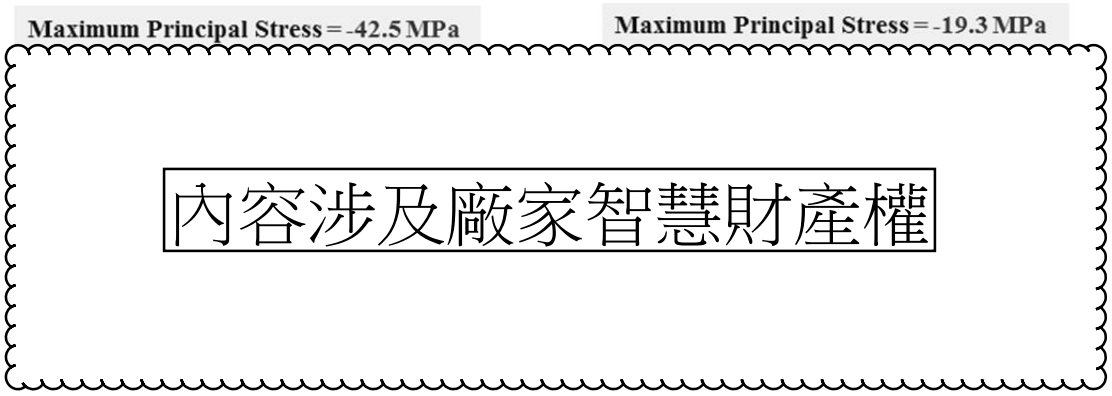


圖 5-45 DBE 地震力 1 — 格架與限制器間撞擊區主應力圖

表 5-21 DBE 地震力 1 — 格架與限制器間最大主應力

格架與限制器間主應力	(MPa)
	42.5

3. 格架腳座底板與護箱池池底間

依 OBE、DBE 地震力動力分析結果，得知格架腳座底板與護箱池池底間最大衝擊作用力，單支格架底板最大正向力為 305 KN，單支格架底板最大水平力為 157.7 KN。

經由 5.7 節結構完整性評估結果顯示格架受 OBE、DBE 地震力作用下，格架腳座底板與池底間衝擊作用力，並不會對護箱裝載池 RC 結構與內襯不銹鋼板造成降伏且其應力符合相關規範要求。

4. 格架與燃料元件間

因燃料元件與格架框格間約只有內容涉及廠家智慧財產權公分的間隙，在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[12]中，GE 分析結果為燃料元件與格架框格間碰撞不影響其動力行為，並加入此碰撞行為在安全停機地震力作用下產生的格架應力只有格架容許應力的 1/9，而燃料元件外殼材料 Zircaloy 降伏應力為內容涉及廠家智慧財產權MPa 比格架基材不銹鋼降伏應力內容涉及廠家智慧財產權MPa 約超過 1.6 倍。另將 DBE 頻譜與上燃料池安全停機地震頻譜相較，只有在 8(Hz)~17(Hz)的頻率下 DBE 譜加速度值大於上燃料池安全停機地震譜加速度值，且最大

值約為 1.4 倍，其它頻率下 DBE 譜加速度值均小於上燃料池安全停機地震譜加速度值甚多。因此 DBE 之作用力並不會超過上燃料池安全停機地震作用力的 1.4 倍，此 9 倍的餘裕是相當足夠的。故燃料元件與格架框格內的擾動碰撞並不會造成燃料元件的損壞。

5.6.4.4 挫屈分析

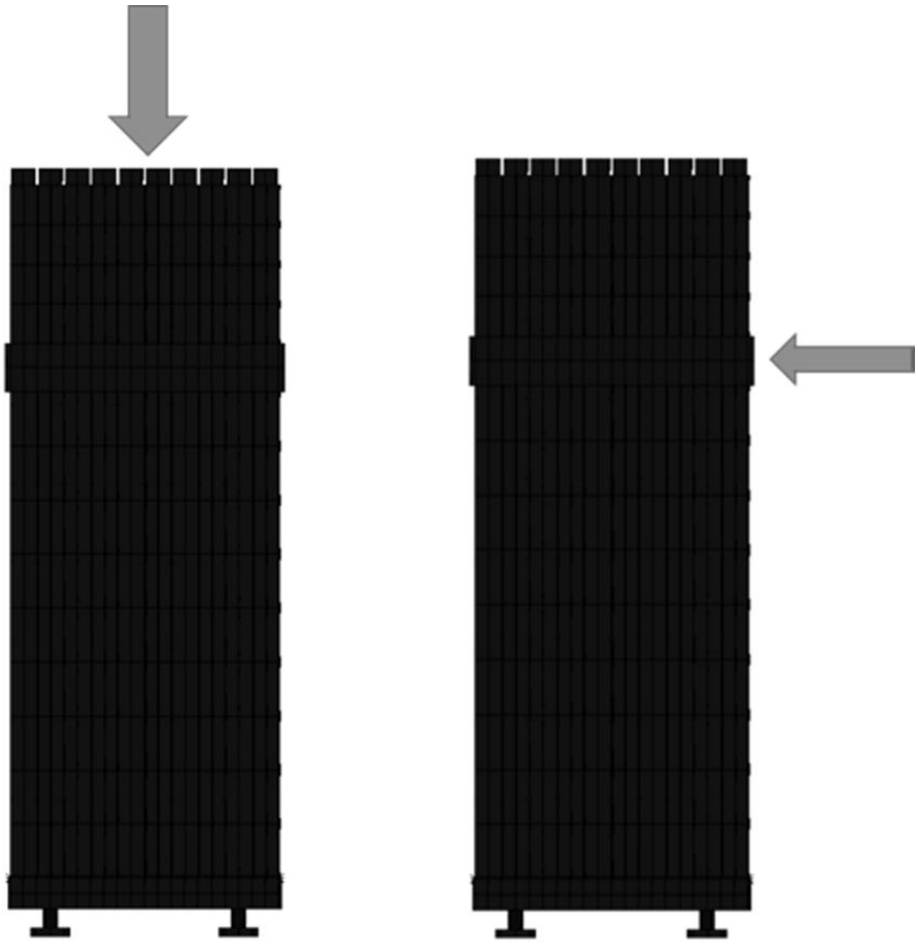
1. 格架整體挫屈分析

格架結構為長[內容涉及廠家智慧財產權]cm ×寬[內容涉及廠家智慧財產權]cm ×高[內容涉及廠家智慧財產權]cm，依燃料格架受力型式整體挫屈考量可能有垂直向挫屈與水平向挫屈，分別承受垂直向的地震力(圖 5-46(a))與加勁框架(stiffening frame)的衝擊力(圖 5-46(b))。

因垂直向細長比大於水平向細長比，故以垂直向地震力作用進行檢核：

如圖 5-46 為格架結構長寬高示意圖，格架框格厚度為[內容涉及廠家智慧財產權]mm，如只取格架最外圍框格板進行 I 值計算可得整體 I 值為 7.82×10^{-3} (m^4)，格架結構彈性模數 E 值為[內容涉及廠家智慧財產權]，由挫屈公式 $P_{cr}=\frac{\pi^2 EI}{4L^2}$ 則可得單一格架挫屈所需之力為 1.98×10^{8} (N) = 20143.2 噸重。

而在 5 組 DBE 地震歷時中取最大加速度值下得最大垂直壓力為 64.8 噸重，遠小於使格架結構挫屈所需之力，故格架結構不會發生整體挫屈行為。



(a) 垂直向地震力　　(b) 水平向衝擊力

圖 5-46　格架受力圖

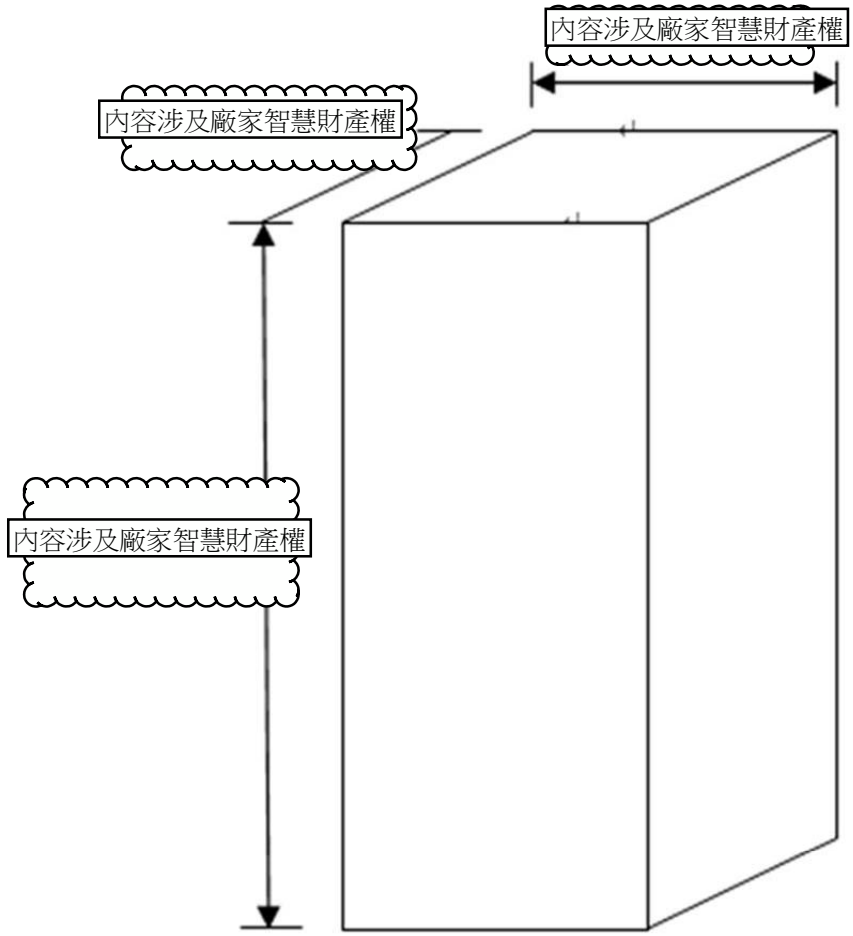


圖 5-47 格架結構長寬高示意圖

2. 格架局部挫屈分析

由 5.6.4.1 節動力分析結果得知，衝擊力作用於加勁框架如圖 5-48 所示，有可能發生局部挫屈位置為隔板，如圖 5-49 所示內容涉及廠家智慧財產權隔板。

加勁框架厚內容涉及廠家智慧財產權cm 且格架寬度內容涉及廠家智慧財產權m，範圍內有內容涉及廠家智慧財產權片會發生此種挫屈的內容涉及廠家智慧財產權隔板，因相對剛性夠大，故當受水平向衝擊力時可假設受力面變形一致，所以水平向衝擊力的傳遞可依斷面剛性比值分配，圖 5-48 中內容涉及廠家智慧財產權隔板其前後兩端由其他隔板束制，格架隔板寬度為內容涉及廠家智慧財產權cm，故發生一片內容涉及廠家智慧財產權隔板局部挫屈所需之力為 8.6×10^4 (N) = 8.8 噸重，則作用的最大水平力 P_{cr} 為 326 噸重。

由 DBE 地震力 1 分析結果得知格架與格架間最大水平衝擊力為 23.1 噸重，小於 P_{cr}，故在 DBE 地震力 1 作用下，格架結構不會發生局部挫屈。

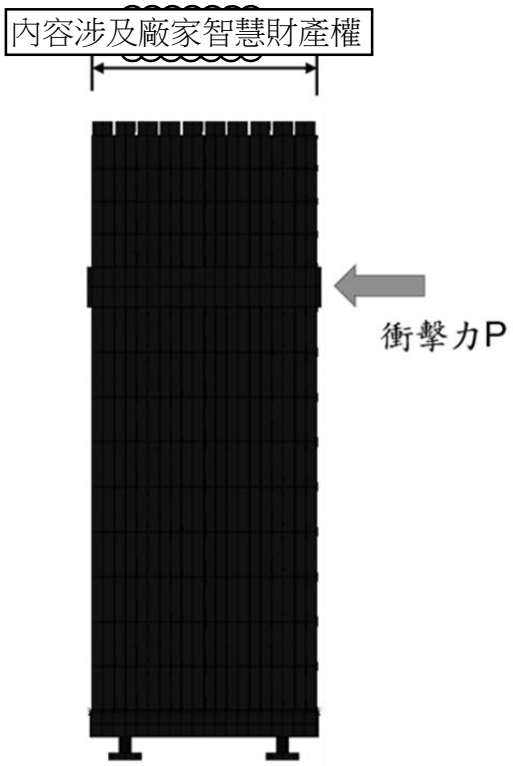


圖 5-48 衝擊力作用示意圖

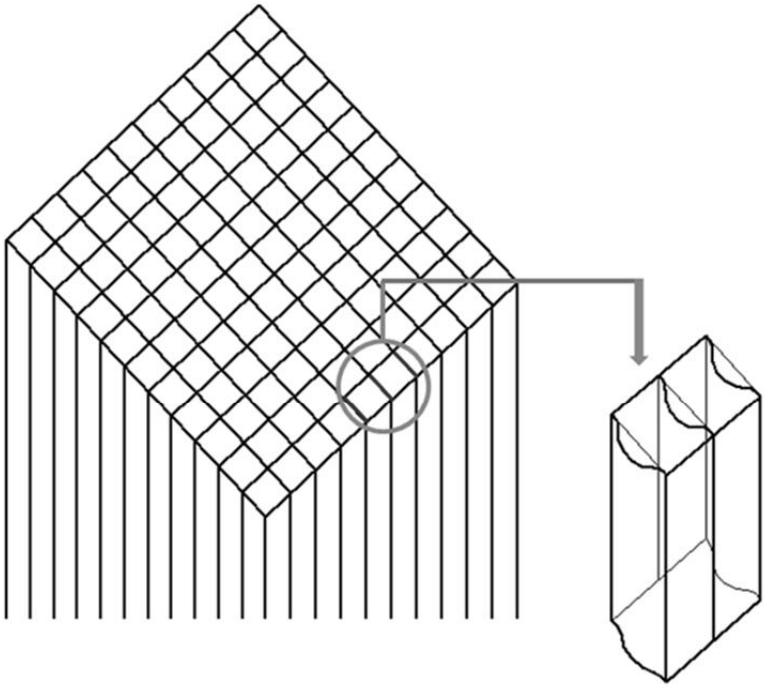


圖 5-49 格架隔板局部挫屈示意圖

5.7 燃料廠房及護箱裝載池結構評估

1. 燃料廠房結構評估

廠房結構評估包含滿足運轉基準地震(OBE = 0.2g)及設計基準地震(DBE = 0.4g) 評估與耐震餘裕評估。

(1) 運轉基準地震(OBE 0.2 g)及設計基準地震評估(DBE 0.4 g)

a. 於新增加格架及用過燃料束重量下，重新進行結構分析，證明燃料廠房在此狀態下之動態反應影響仍在安全限度內。

b. 評估裝載池之基礎版及牆之承載能力。

(2) 耐震餘裕評估 (Seismic Margin Assessment, SMA)

依照核二廠耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)方法辦理，計算燃料廠房結構高信心度低失效機率值(High-Confidence of Low Probability of Failure , HCLPF)。評估基準地震其水平地震採用岩盤露頭面位置，錨定至 0.67g 之 FSAR 原設計反應譜，且垂直向/水平向反應譜比值採用 FSAR 之規定為 2/3。項目包括:

a. 結構動力分析、土壤結構互制模型建立與分析、樓層反應譜製作與檢討。

b. 燃料廠房結構 HCLPF 計算。

2. 裝載池完整性評估

福島事故後為因應美國核管會 NTTF Recommendation 2.1 所要求，裝載池完整性評估係參考 EPRI 技術報告 1025287 [3]，Seismic Evaluation Guidance, Screening, Prioritization, and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic, Final Report, February 2013.指導方針，進行裝載池完整性評估。工作內容包括：

(1) 現場巡查

由耐震巡查團 (Seismic Review Team, SRT) 成員至現場進行地震巡查，檢視及收集額外資料，並藉由現場勘查了解所評估結構及設備目前劣化狀況，以及地震發生時是否受到附近其他耐震能力較低結構或設備失效之影響。

(2) 組件或系統評估及 HCLPFs 值計算

工作內容如下:

a. 結構完整性

地震造成池體鋼筋混凝土結構或內襯鋼板(Liner)損壞，引發池水持續流失，池內貯存用過燃料可能於地震發生後 72 小時內暴露於水面上。

b. 內襯鋼板完整性

燃料貯存格架因地震產生位移，內襯鋼板因貯存格架碰撞而受損或因銲接剝蝕導致池水洩漏，偵漏系統需加以檢視。

c. 貯存燃料頂端下方之用過燃料池穿越孔破壞(排水管線與冷凝管線)

考慮於貯存燃料頂端下方發生破壞的狀況，一般來說，所有穿越孔的地震完整性評估將能決定此狀況發生的地震容許大小。

d. 燃料上方用過燃料池穿越孔破壞

此情況的考量為此配置是否會排出顯著的庫存池水(缺乏適當補水)使得蒸發與沸騰可能導致燃料於 72 小時內處於暴露的情況。

e. 冷卻水管或其他接點損壞可能導致池水虹吸

任何機制導致池內冷卻水可能因虹吸而導致燃料於 72 小時內暴露均會列入調查。

當燃料池與反應爐處於燃料裝填的配置階段時，可能導致用過核燃料池水量下降之損壞。

不同於正常操作，當考量燃料傳送通道(canals)與傳送池為開放性配置，地震發生時可能導致想像不到的災難性池水洩降。

針對在 DBE 地震力下可能的虹吸現象，原 FSAR 在章節 9.1.3.3 Safety Evaluation [7]中已有考慮。

f. 地震引發池水震盪

地震造成池水震盪，震盪幅度高於池壁最高點時，部分池水濺溢至池外，造成水位降低，導致燃料棒於地震發生後 72 小時內暴露於水面上。

g. 閘門之完整性

閘門必須探討受到地震時的弱點，因為閘門在地震時可能鬆脫或掉落。

h. 地震交互影響

地震時，對於燃料廠房之結構、設備可能會產生損壞，使物件掉入護箱裝載池可能造成冷卻、補水或閘門與管路的功能損壞。

i. 補水系統失效

洩漏或沸騰將導致冷凝水流失，此時補水機制需要有能力補償流失的水，因此必須確保補水系統 (幫浦)與電力(MCCs, Buses and electrical panels)供應之耐震完整性。

3. 適用法規、標準及規範

(1) USNRC NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1, Seismic Design Parameters, Revision 3, March 2007.

(2) USNRC NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.2, Seismic System Analysis, Revision 3, March 2007.

(3) USNRC NUREG/CR-0098, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, September 1977.

(4) NUREG-1557, "Summary of Technical Infomnation and Agreements from Nuclear Management and Resources Council Industry Reports Addressing License Renewal", October 1996.

(5) NUREG-1801, "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report", Revision 1, Volumes 1 and 2, September 2005.

(6) ASCE, Working Group on Revision of ASCE Standard 4, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures, July 2013.

(7) ASCE 4-98, "Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures".

(8) ACI 318-71, Building Code Requirements for Reinforced Concrete.

(9) ACI 349-01, Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures.

(10) AISC Steel Manual, 7th.

(11) EPRI Report NP-6041-SL Rev. 1, "A Methodology for Assessment of Nuclear Plant Seismic Margin", August 1991.

(12) EPRI Report No.: 1025287, "Seismic Evaluation Guidance - Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic", Final Report, February 2013.

(13) EPRI Report No.1025295, "Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report – Volume 2: The Physics of Accident Progression", Final Report, October 2012.

(14) EPRI TR-1015078, "Plant Support Engineering: Aging Effects for Structures and Structural Components (Structural Tools)", Final Report, December 2007.

(15) EPRI TR-103842, "Class I Structures License Renewal Industry Report", Revision 1, July 1994.

5.7.1 燃料廠房及護箱裝載池結構說明

燃料廠房為鋼筋混凝土結構，包含新燃料貯存區、用過燃料貯存池、燃料傳送區、護箱裝載池與水洗區，燃料廠房同時設有用過燃料貯存池冷卻系統，用過燃料池為厚混凝土牆結構並有不銹鋼襯板埋設於池底部及池壁表面以防止滲漏。考慮池水沸騰，貯存池壁、基礎版與襯板考量熱效應進行設計，廠房上部結構為混凝土牆與屋頂系統。

燃料廠房之護箱裝載池位於用過燃料池之東側，護箱裝載池池底之高程與用過燃料池相同，均為內容涉及核子保安，東西向之池寬為內容涉及核子保安，南北向則為內容涉及核子保安，詳圖 5-49 所示。於池底中心線之襯板(liner plate)上另銲接有一寬度為內容涉及核子保安，內容涉及核子保安厚之中空圓形不銹鋼磨耗板(wear plate)；於池底襯板與混凝土樓板間設置有內容涉及核子保安厚之鋼板，洩漏導溝(leak chase)則位於此板銲接處之下方。

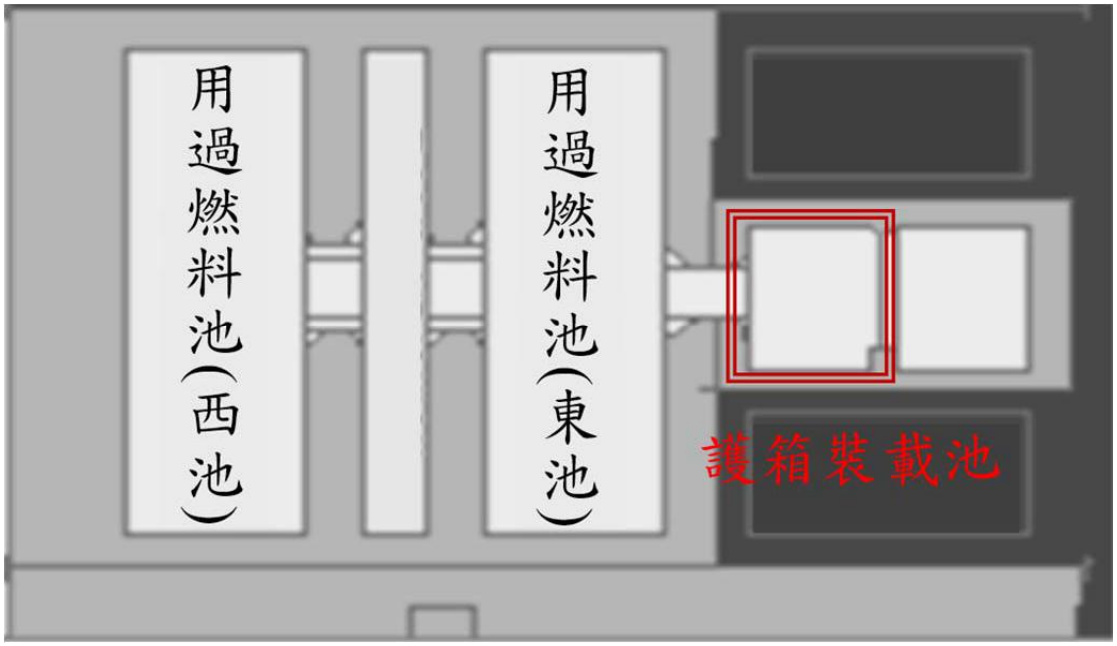


圖 5-50 護箱裝載池示意圖

5.7.2 材料性質

鋼筋

最小降伏強度 (fy)

鋼筋尺寸>= #8

鋼筋尺寸< #8

彈性模數 (Es)

混凝土

混凝土抗壓強度 (f'c)

彈性模數 (Ec)

Es/Ec (n)

柏松比

密度 (ρ)

膨脹係數 (α)

不銹鋼襯板 (304L)

最小抗拉強度 (Fu)

最小降伏強度 (Fy)

彈性模數 (E_S)

膨脹係數 (α)

內容涉及廠家智慧財產權

5.7.3 驗收標準

5.7.3.1 設計基準評估

原驗收標準均詳載於核二廠 FSAR 3.8.2.5 節[7]，這些標準同樣也適用於結構計算。當考量到各種標準的靜載重、活載重、溫度載重和地震載重，裝載池應保持彈性行為，此彈性行為須符合所承受應力小於結構材料有效承載的降伏應力，鋼筋的降伏強度應符合 ASTM 規範。

為提升運轉可靠性，裝載池在正常預期的載重條件下將保持於彈性範圍內。而在所有假設的極端事故條件下，假設廠房無法繼續操作，它必須保證廠房能安全停機並保持在安全狀態。因此，在這些極端事故下，裝載池結構將允許接近的材料的降伏點。

依照核二廠 FSAR [7]說明，耐震 I 級結構適用的法規包括 ACI 318-71[18]鋼筋混凝土及 AISC 第 7 版鋼結構[19]，耐震 I 級結構之設計 SSE 為 0.40g PGA。載重組合及強度標準詳述於 FSAR3.8.2.3 節[7]，包括耐震 I 級結構分析所採用之載重和載重組合。對於設計事故的極端環境條件下，在 SSE 下之混凝土結構強度為 U 與鋼結構強度則為 0.9Y。

U=根據 ACI 318-71[18]混凝土結構所需強度，或較新版本

Y=根據 AISC 規範第 7 版[19]鋼結構所需強度，或較新版本

5.7.3.2 耐震餘裕評估

採用 EPRI NP-6041-SL[20]的內容涉及廠家智慧財產權分析標準進行組件的詳細分析。在 EPRI NP-6041-SL[20]的內容涉及廠家智慧財產權提供了特定組件的分析條件之詳細描述。相關內容涉及廠家智慧財產權標準歸納如下 (取自 EPRI NP-6041-SL 內容涉及廠家智慧財產權[20])。

載重組合：	內容涉及廠家智慧財產權
樓層反應譜：	
阻尼：	
結構模型：	
土壤及結構互制：	
材料強度：	
靜態容量公式：	
非彈性吸收能量：	

高信心度低失效機率（HCLPF）為達到極限強度時，所能承受的地震最大加速度(PGA)。HCLPF 地震載重的計算方法如下：

內容涉及廠家智慧財產權

說明：

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

說明:

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

該 HCLPF 將被定義為由 Ec 產生之尖峰地表加速度（PGA）

5.7.4 載重

裝載池結構分析中所考慮的載重，與原結構分析相同，包括:

1. 靜載重（D）

(1) 混凝土結構自重(DL)

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 格架自重(FD)

內容涉及廠家智慧財產權

2. 靜水壓(HP)

內容涉及廠家智慧財產權

3. 活載重(L)

內容涉及廠家智慧財產權

4. 溫度載重

內容涉及廠家智慧財產權

(1) 正常運轉時之溫度載重 (T_o)

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 異常運轉下之溫度載重 (T_a)

內容涉及廠家智慧財產權

5. 地震載重

(1) 安全停機地震 (SSE, E_s)

根據核二廠 FSAR 3.7.2.6 節[7]，地震作用力的載重組合(各個水

平與垂直方向組合)以 SRSS 方式進行分析。

對於第二核能發電廠設計依據安全停機地震 (SSE) 在 FSAR 圖 3.7-2 中定義，錨定在水平方向上 0.4g 的峰值加速度(PGA)，以及在垂直方向 SSE 為水平方向的 2/3，如圖 5-51 所示。



圖 5-51 核二廠安全停機地震反應譜 SSE

(2) 運轉基準地震(OBE, E_o)



圖 5-52 核二廠運轉基準地震反應譜 OBE

運轉基準地震 (OBE)為 0.2 g 如圖 5-52，與核二廠終期安全分析報告數值一致。

(3) 超越設計基準地震 (BDBE)

耐震餘裕評估採用之超越設計基準地震其水平地震採用岩盤露頭面位置，錨定至 0.67g 之 FSAR 原設計反應譜，如圖 5-53。

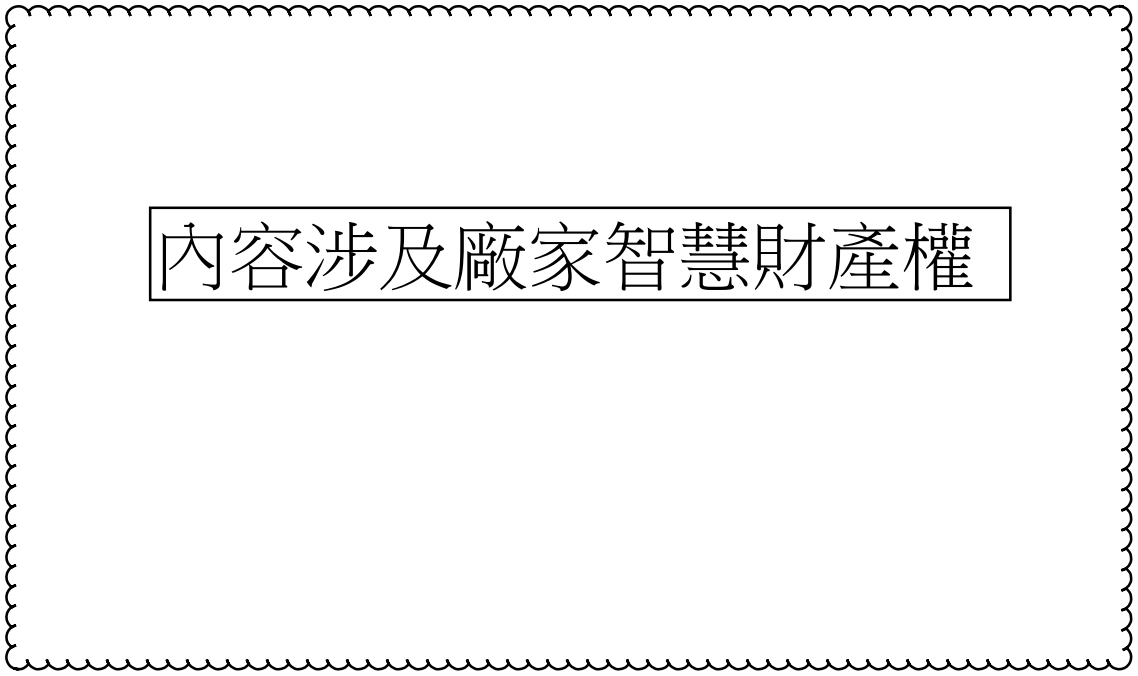


圖 5-53 超越設計基準地震(BDBE)反應譜

6. 動態水壓力

水壓之水平地震波可以分為衝擊壓力與對流壓力。衝擊壓力是由在裝載池池壁的加速度產生的慣性力，並與加速度大小成正比。對流壓力則是由流體的振盪產生。

由於垂直地震加速度所產生之垂直水壓力可以從由水的質量乘以垂直加速度估計。

7. 燃料貯存格架動力分析載重

單支格架支撐腳底板作用於護箱裝載池底的作用力為

單支格架支撐腳底板正向力為 305 (KN)

單支格架支撐腳底板水平力為 157.7 (KN)

0.3(m)x0.4(m)格架限制器的受力

正向力 169 (KN)

5.7.5 載重組合

1. 設計基準評估

載重組合是依照 USNRC 標準審查計畫 SRP 3.8.4「其他地震 I 級結構」[5]和核二廠安全分析報告(FSAR) 3.8.2.3.2 節[7]。適用之載重組合詳如下所列:

(1) 正常工作情況:

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 發生意外或極端環境情況

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

2. 耐震餘裕評估(SMA)

根據 EPRI NP-6041-SL[20]，只需考慮正常操作載重與超越評估基準地震。

內容涉及廠家智慧財產權

說明：

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

5.7.6 分析方法與模式

1. 反應譜分析方法

核二廠燃料廠房為鋼筋混凝土結構，由於重量相當大且基礎埋入土層中至岩盤，內容涉及廠家智慧財產權執行結構動力分析時必須考慮土壤結構互制效應，進行動態歷時分析時，土建結構模型之各模態特性，包括模態頻率、模態阻尼比與模態振形，內容涉及廠家智慧財產權土壤結構互制分析步驟如下：

(1) 內容涉及廠家智慧財產權

(2) 內容涉及廠家智慧財產權

(3) 內容涉及廠家智慧財產權

(4) 內容涉及廠家智慧財產權

(5) 內容涉及廠家智慧財產權

(6) 內容涉及廠家智慧財產權

(7) 內容涉及廠家智慧財產權

土壤結構互制分析流程圖詳圖 5-54：

內容涉及廠家智慧財產權

圖 5-54 核二廠燃料廠房土壤結構互制分析流程圖

執行土壤結構互制分析時，需依上述步驟產生與反應譜相符的地震歷時，再將地震歷時輸入進行土壤結構互制分析。由於核二廠建廠設計當時，已產生符合設計反應譜之地震歷時，以為設計的依據。因此，此報告直接採用核二廠原設計之人工地震歷時加速度歷時以為評估之基準，上述步驟不須執行。然為因應 SRP3.7.1[17]改版要求，原核二廠設計之人工地震歷時不能滿足其要求，故將其產生之整體反應譜值乘以係數內容涉及廠家智慧財產權後以滿足其要求，並使用修正後反應譜進行後續分析。

設計基準地震標高通常定義在建廠時「開挖後」之地表，核二廠為平均海平面內容涉及廠家智慧財產權，即岩盤頂部。耐震餘裕評估基準地震作用在「開

挖後」之岩盤頂部。

基礎土壤特性包括建廠時所測得之土壤特性(舊土壤)與“2012 年營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查成果總結報告”[23]中之資料(新土壤)，而新舊土壤差異處在於新土壤有較高的剪力模數，兩者特性總結詳表 5-22 所示。

小應變下之土壤參數可採用“2012 年營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查成果總結報告”[23]之成果，但由於強震下土壤性質將會受到震波影響而改變，故須進行自由場場址地盤反應分析，以求得大應變下之地層參數，包括動態剪力模數、動態阻尼比、剪力波速等[24,25]。本報告在岩盤露頭面處採用原 FSAR 安全停機地震(SSE)及 CR-0098 反應譜，分別錨定至 0.67g 後，考量新土壤及舊土壤之地層條件，以內容涉及廠家智慧財產權程式分析自由場場址地盤反應，求得大應變下之地層參數，並將結果應用於後續燃料廠房之土壤—結構互制分析(SSI, Soil Structure Interaction)中。

表 5-22 核二廠土壤特性

項次	地層(材料)	Vp (m/sec)	Vs (m/sec)	柏松比 Poisson's Ratio υd	剪力模數 Shear Modulus Gd (kg/cm^2)	楊氏模數 Young's Modulus Ed (kg/cm^2)	體積彈性模數 Bulk Modulus Kd (kg/cm^2)	備註
1	Top of rock	內容涉及廠家智慧財產權						核二廠終期安全分析報告(FSAR)(舊土壤)
	10 feet Into rock							
	20 feet into rock							
2	未固結沈積物							營運中核能電廠補充地質調查成果(新土壤)
	岩層							

資料來源：核二廠 FSAR[7]及營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查

成果總結報告(定稿本) [23]。

2. HCLPF 的計算

根據 EPRI NP-6041-SL[20]，通常可以兩個方法決定 0.67g SSE 地震載重；(1) 採用 0.4g SSE 設計分析進行比例縮放； (2) 結構再分析。

0.4g SSE 與 0.67g SSE 地表反應譜比較的比例縮放

結構的動力反應由地表反應譜決定，當 SSE 與 RLE(=0.67g SSE)相似時，NP-6041-SL 允許基礎頻率於岩石場址按比例縮放結構載重內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

結構再分析

在 0.67g SSE 下，新的 SSI 地震反應譜分析被重新計算，每個高程新的地震 g 值，被應用於建立 0.67g SSE 設計分析使用之比例因子。

本計畫運用新的 SSI 地震反應分析，每個高程的新加速度水準將與 SSE 設計分析一同用來建立比例因子。

兩種建議都會呈現在本分析，判斷選定適當之比例因子。

一旦比例因子決定了，以係數設計為基底的方法將用來決定 HCLPF 的容許值，HCLPF 容許值由下式決定:

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

3. 基本分析模式

內容涉及廠家智慧財產權

燃料廠房模型詳圖 5-55~圖 5-56[27]。 X 軸指向東，Y 軸指向北與 Z 軸朝上，座標系統原點在較基礎底部高英尺之西南角。

內容涉及廠家智慧財產權

節點的固定基本模型如圖 5-55 (節點 7 和節點 8 是在相同的座標) ，節點 1 至 5 表示集中質量位於建築物的每個標高中心，節點 6 至 13 表示樓層的剛性中心，節點 5 為基礎中心。

桿件編號的固定的基本模型如圖 5-56 所示。桿件 1 至 4 是表示樓層間之牆桿件 5 到 12 為剛性桿件，連接質心和剛性中心。

節點座標如表 5-23 所示；桿件的組成詳表 5-24；節點的慣性質量和質量矩列於表 5-25。

表 5-23 節點座標 (ft)

JOINT	X(E)	Y(N)	Z(UP)	Remarks
1	內容涉及廠家智慧財產權			$ Mass Center
2				$ Mass Center
3				$ Mass Center
4				$ Mass Center
5				$ Mass Center fixed point
6				$ Rigidity Center
7				$ Rigidity Center
8				$ Rigidity Center
9				$ Rigidity Center
10				$ Rigidity Center
11				$ Rigidity Center
12				$ Rigidity Center
13				$ Rigidity Center

表 5-24 桿件組成

桿件編號	起始節點	終止節點
1	內容涉及廠家智慧財產權	
2		
3		
4		
5		
6		
7		
8		
9		
10		
11		
12		

表 5-25 節點的慣性質量和質量矩

節點		質量(k-s^2/ft)	方向	質量矩(k-s^2-ft)	方向	質量矩(k-s^2-ft)	方向	質量矩(k-s^2-ft)
1	TRANS ALL		ROT X		Y		Z	
2	TRANS ALL	內容涉及廠家智慧財產權	ROT X	內容涉及廠家智慧財產權	Y	內容涉及廠家智慧財產權	Z	內容涉及廠家智慧財產權
3	TRANS ALL		ROT X		Y		Z	
4	TRANS ALL		ROT X		Y		Z	
5	TRANS ALL		ROT X		Y		Z	

內容涉及廠家智慧財產權

圖 5-55 節點模型

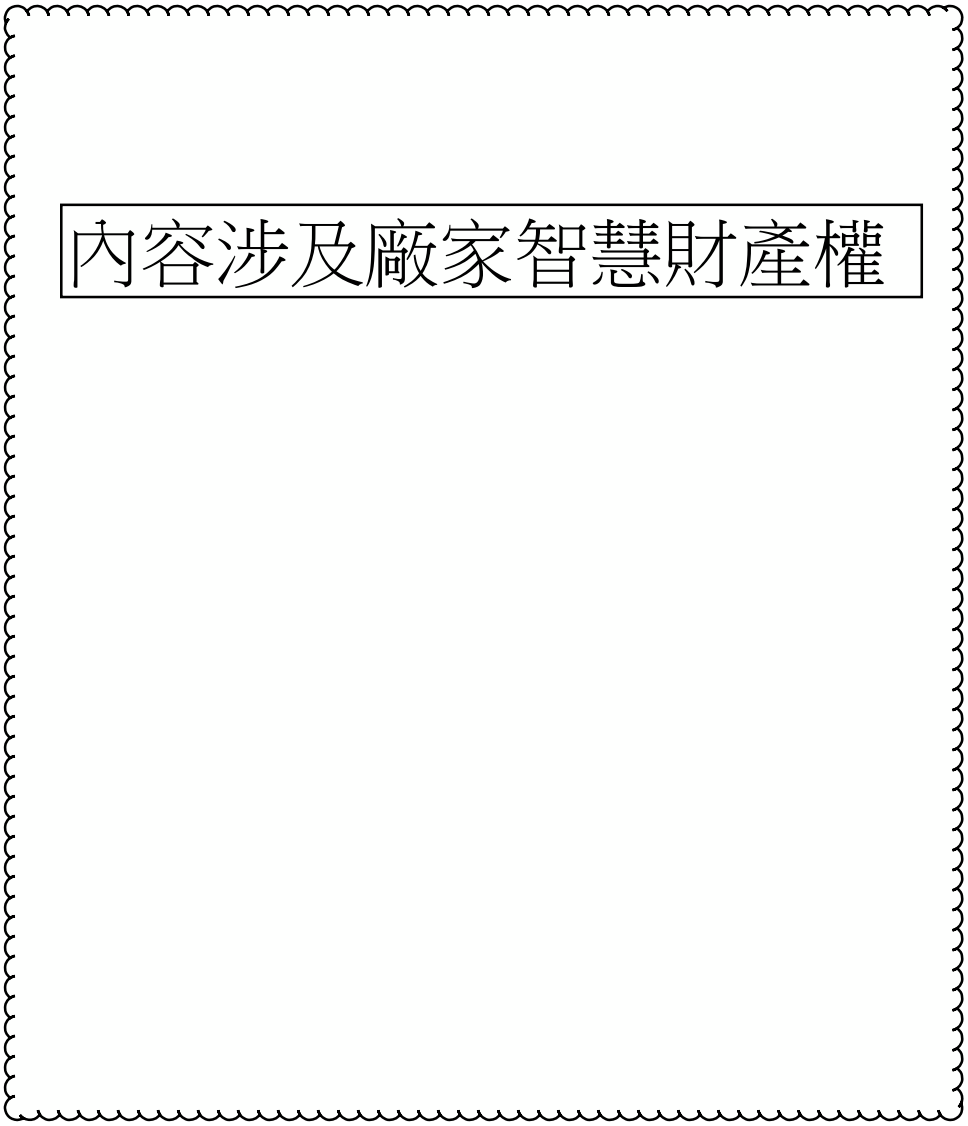


圖 5-56 桿件模型

4. 自然頻率

根據表 5-22 所列 FSAR 土壤參數，以 GTSTRUDL 進行自然頻率分析，所得之燃料廠房自然頻率如表 5-26。

表 5-26 燃料廠房自然頻率

方向	自然頻率 (Hz)
Y (N)	內容涉及廠家智慧財產權
X (E)	
Z (V)	

5.7.7 計算與評估

5.7.7.1 樓層反應譜分析

1. 燃料廠房樓層反應譜分析

此計算的目的是取得燃料廠房樓層反應譜(ISRS)。根據 ASCE 4-13[28] 的要求，燃料廠房受到 0.67 g 地震力作用下經評估後，在南北向結構需考量開裂(crack)效應，東西向結構則不需要考量開裂(crack)效應，故東西向結構分析時採用原核二廠 FSAR 混凝土結構設計參數，南北向結構依據 ASCE 4-13 建議部份參數需進行折減[28]。所得樓層反應譜(ISRS)將用於結構、組件和燃料廠房系統之耐震餘裕評估，結果如下。

在 0.67 g SSE 地震力下，其樓層反應譜如下 (包絡新土壤與舊土壤) [21,22,29]

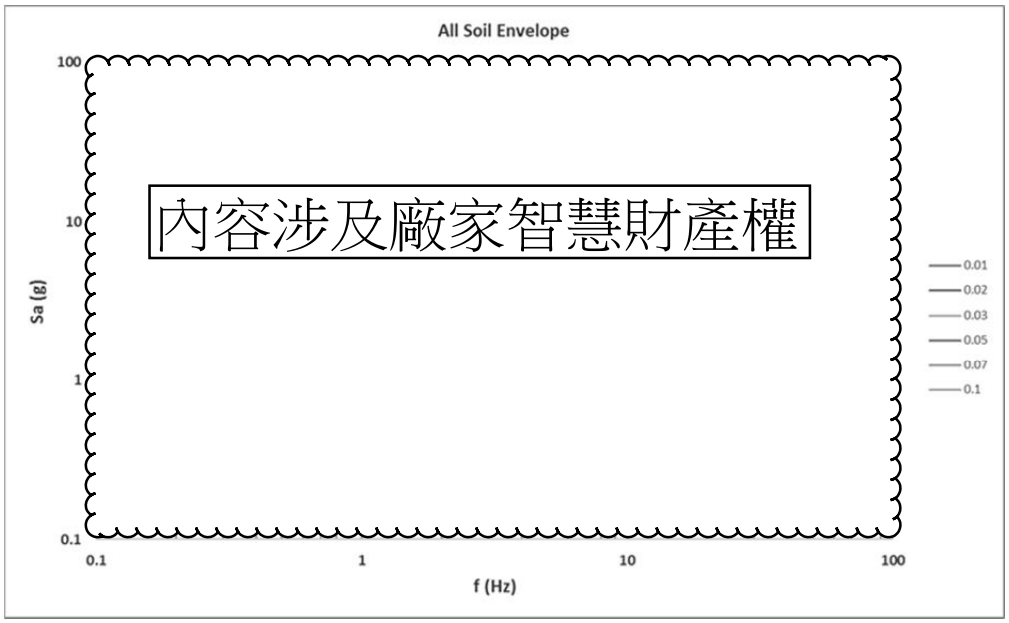


圖 5-57　節點 1 之東西向水平反應譜

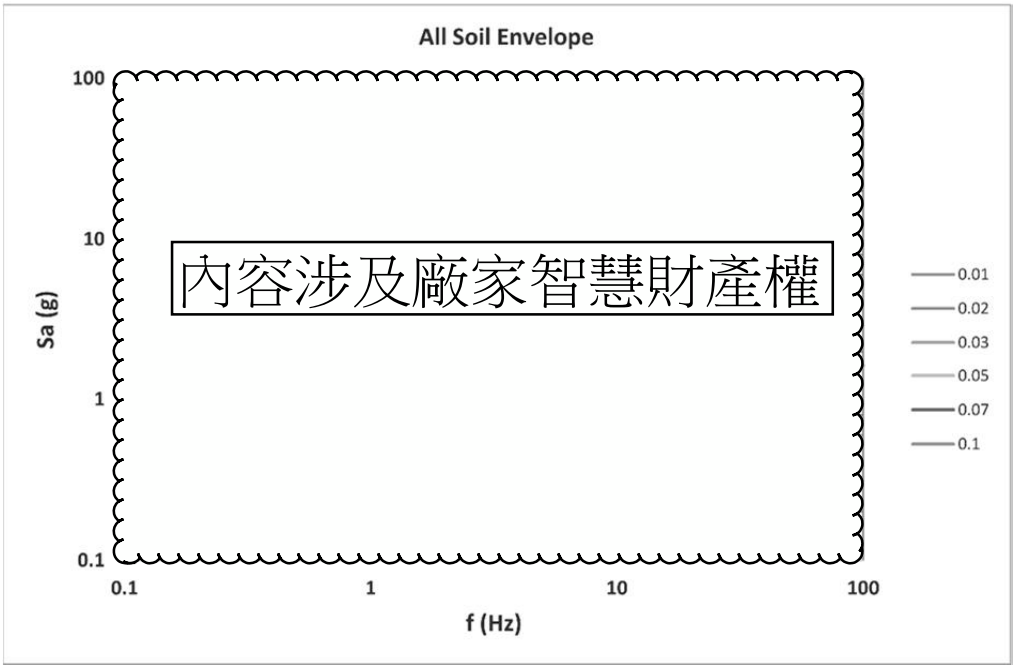


圖 5-58　節點 1 之南北向水平反應譜

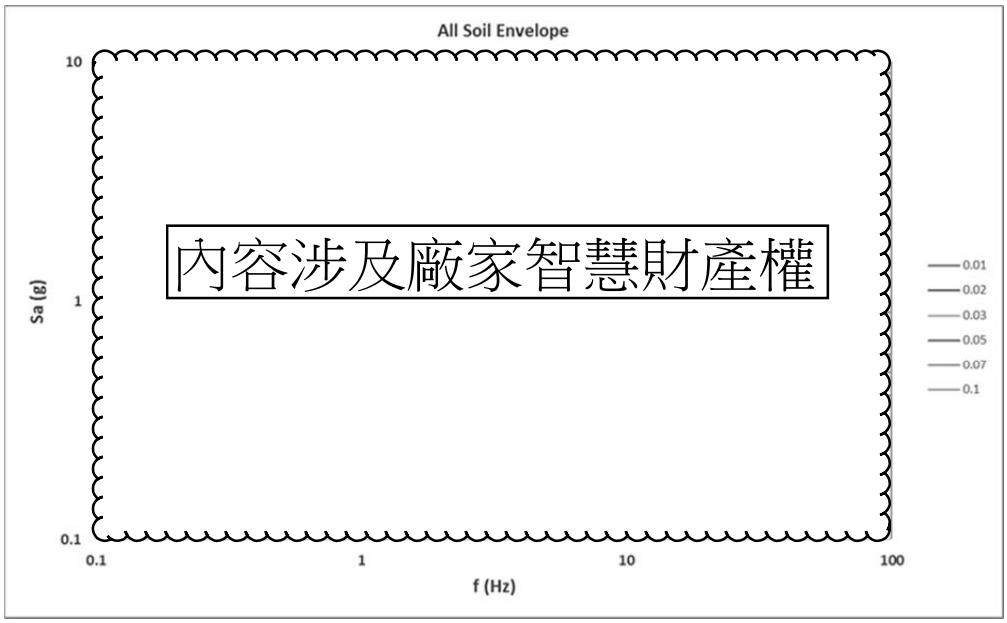


圖 5-59　節點 1 之垂直向反應譜

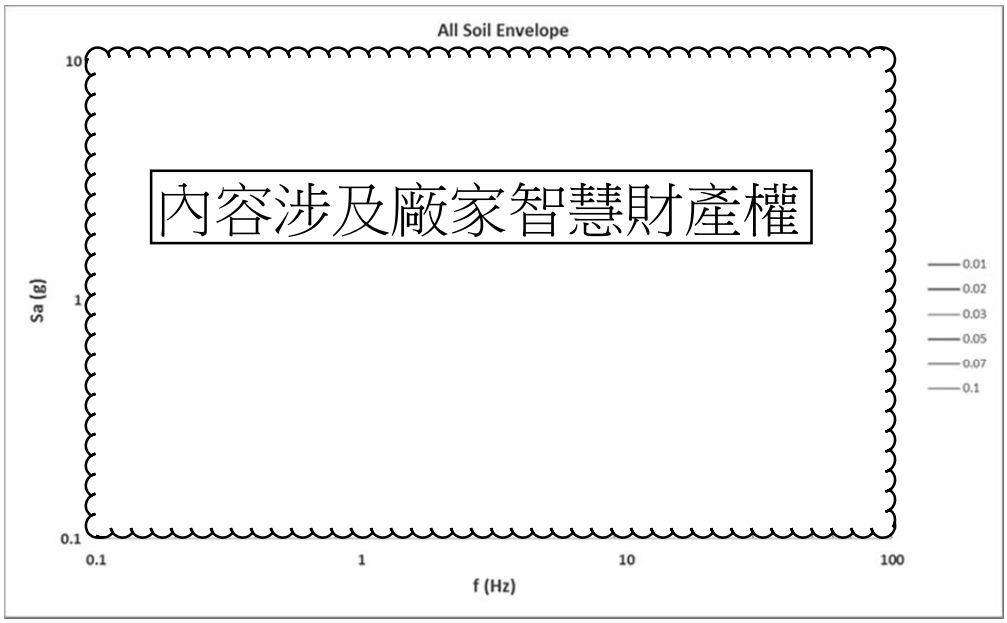


圖 5-60　節點 2 之東西向水平反應譜

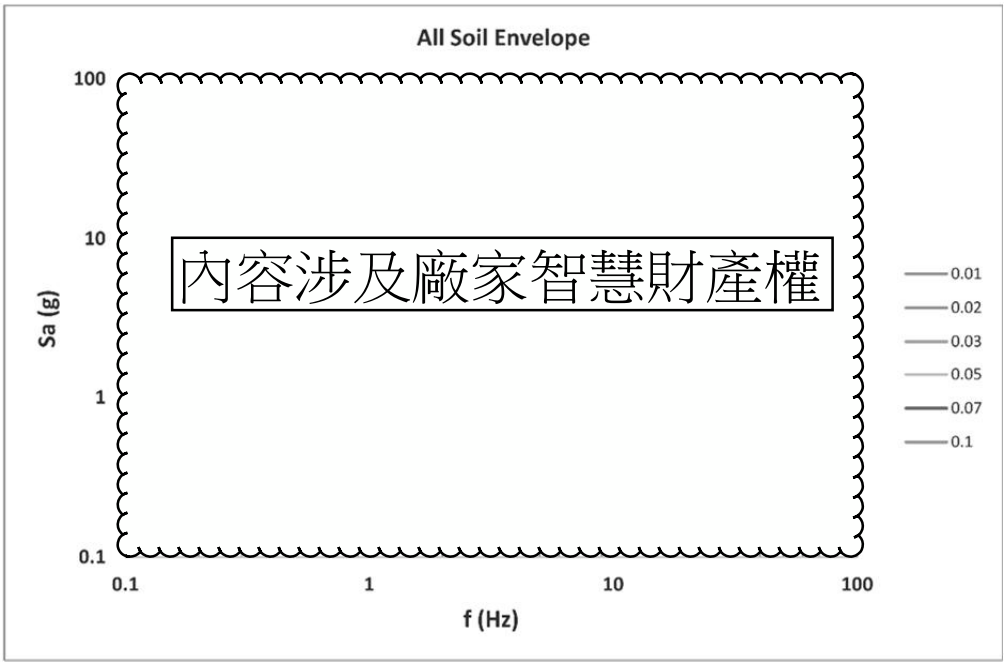


圖 5-61　節點 2 之南北向水平反應譜

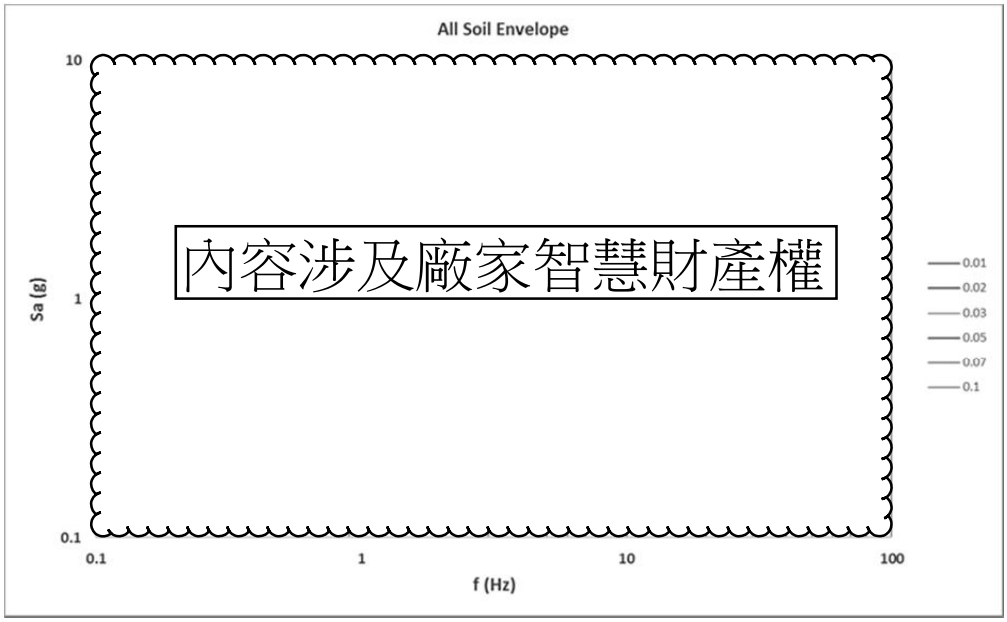


圖 5-62　節點 2 之垂直向反應譜

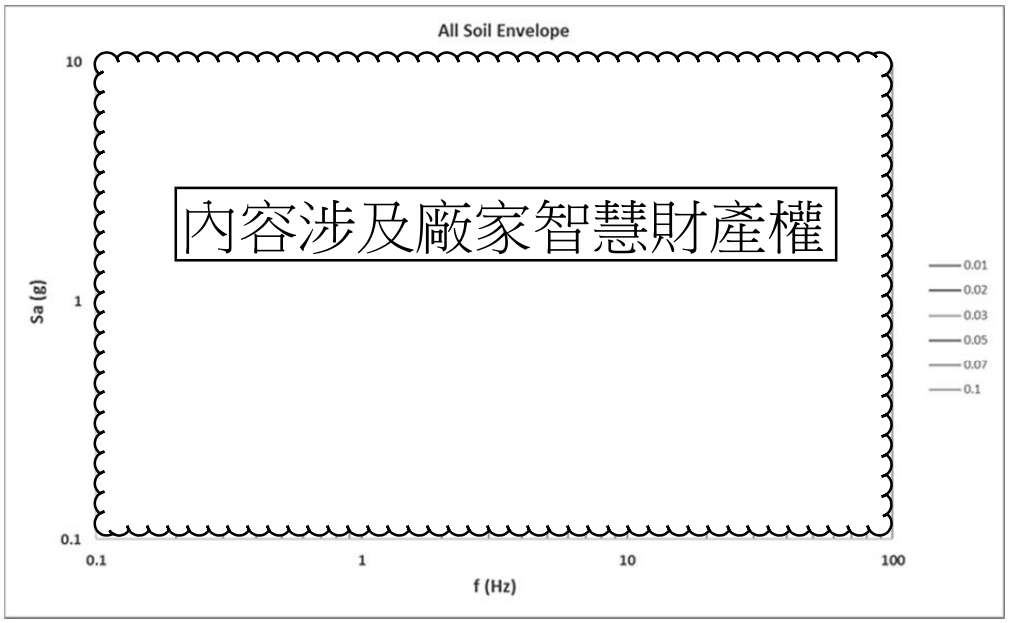


圖 5-63 節點 3 之東西向水平反應譜

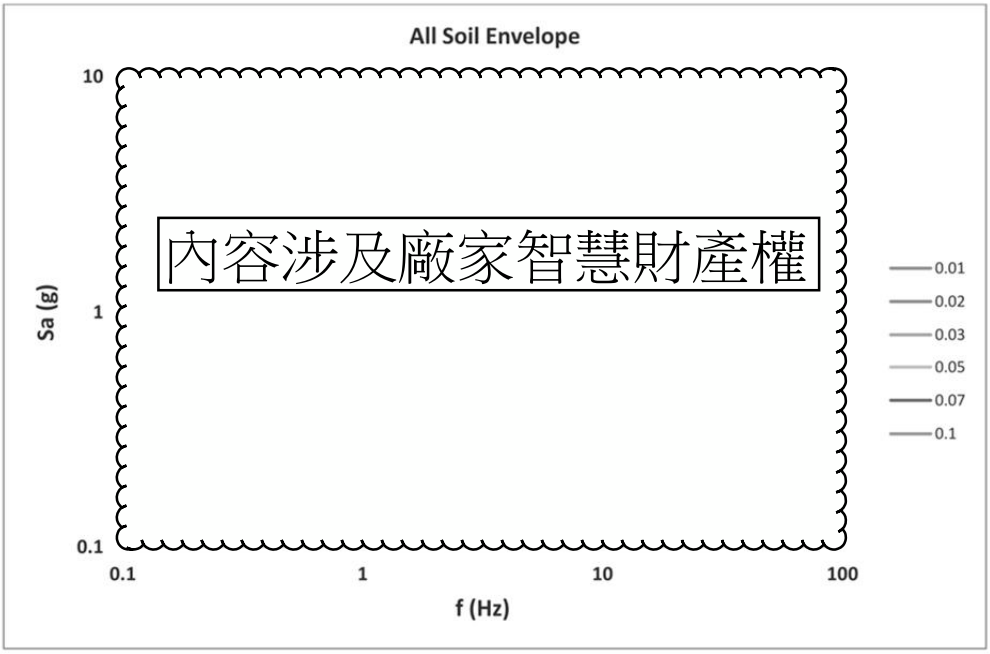


圖 5-64 節點 3 之南北向水平反應譜

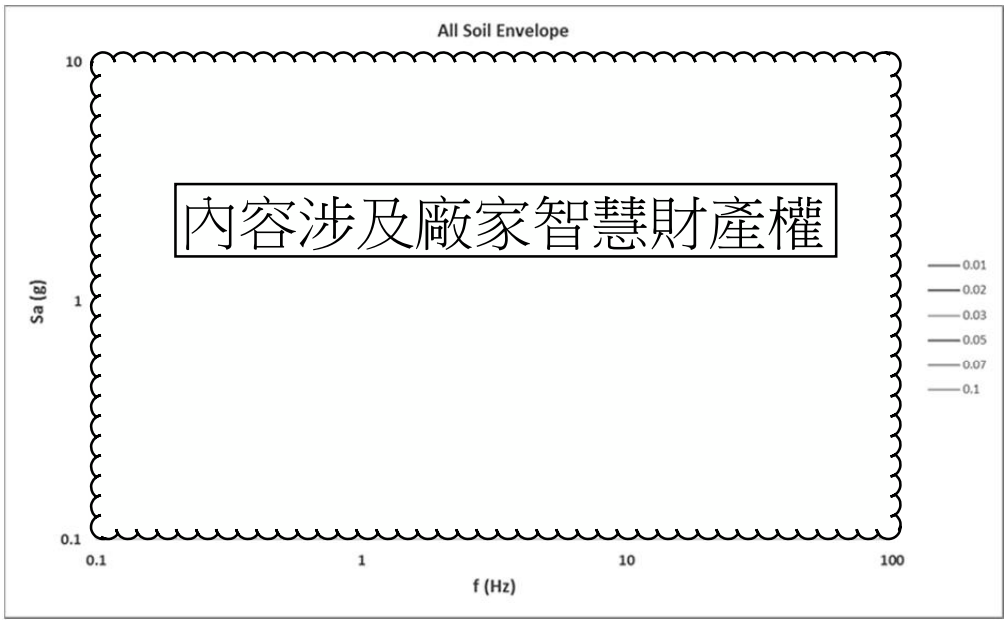


圖 5-65　節點 3 之垂直向反應譜

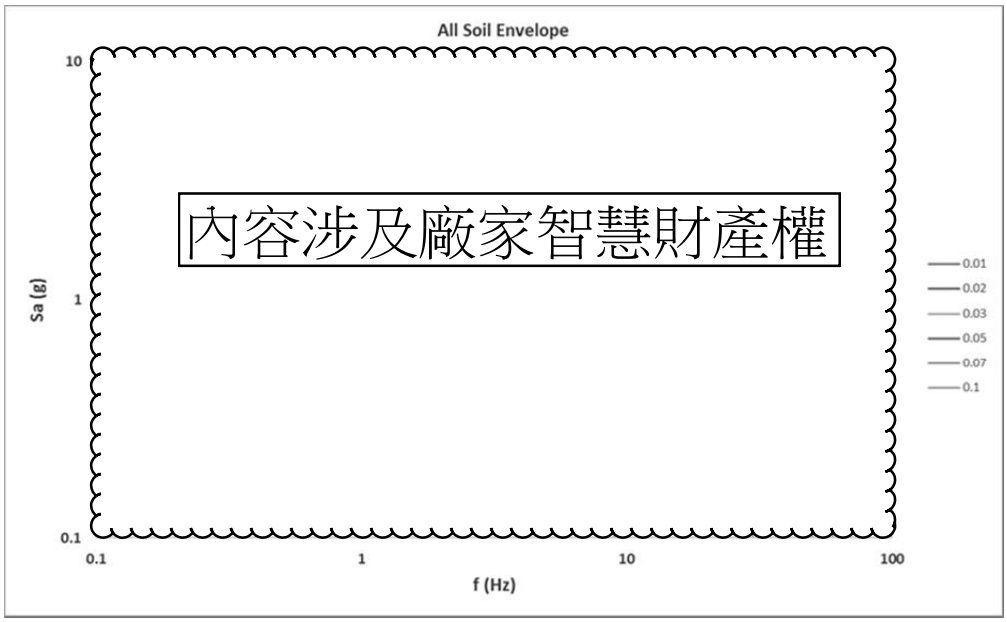


圖 5-66　節點 4 之東西向水平反應譜

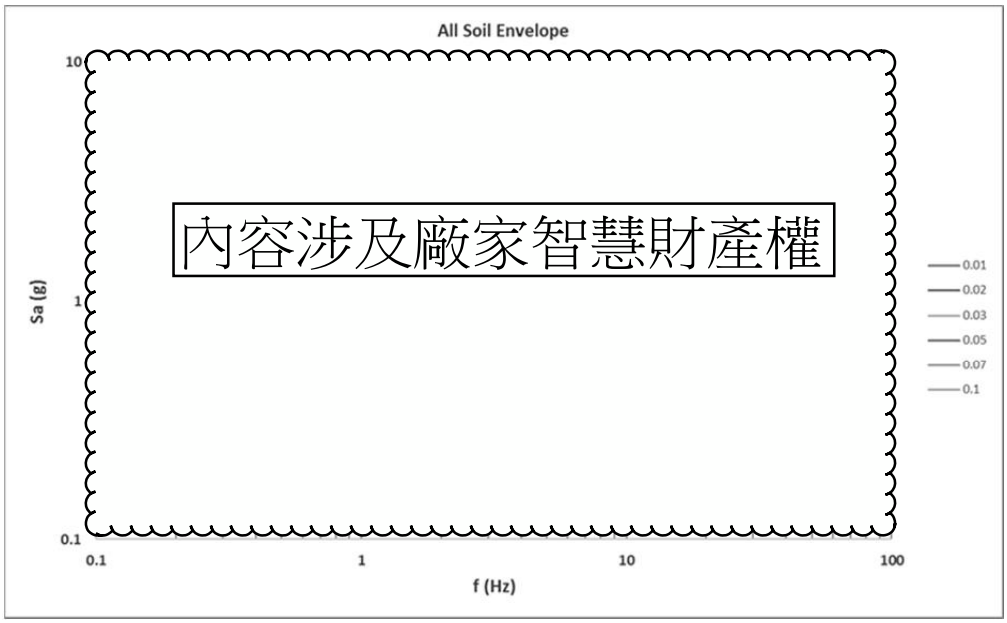


圖 5-67 節點 4 之南北向水平反應譜

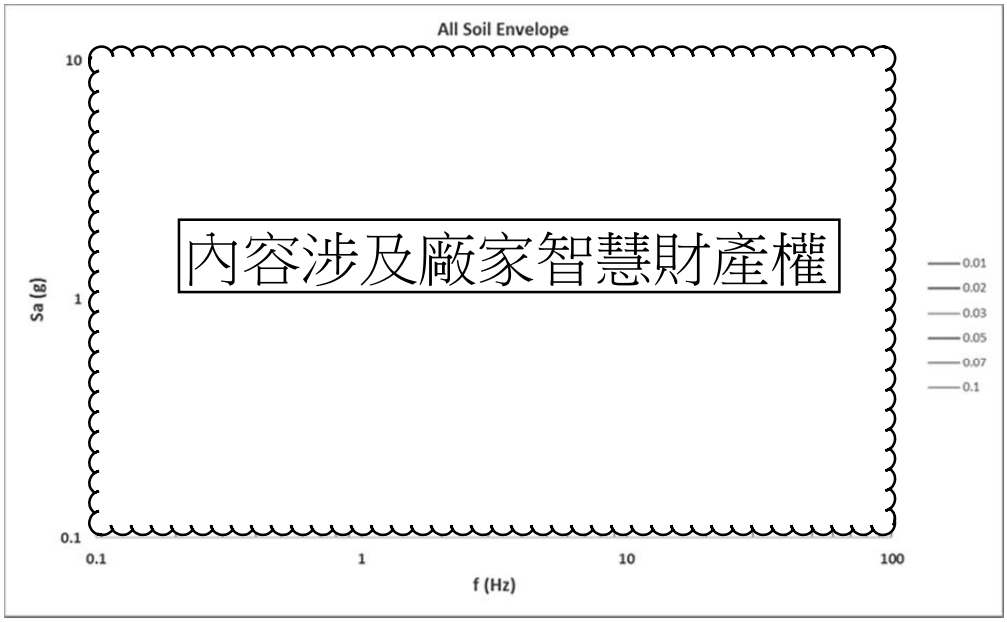


圖 5-68 節點 4 之垂直向反應譜

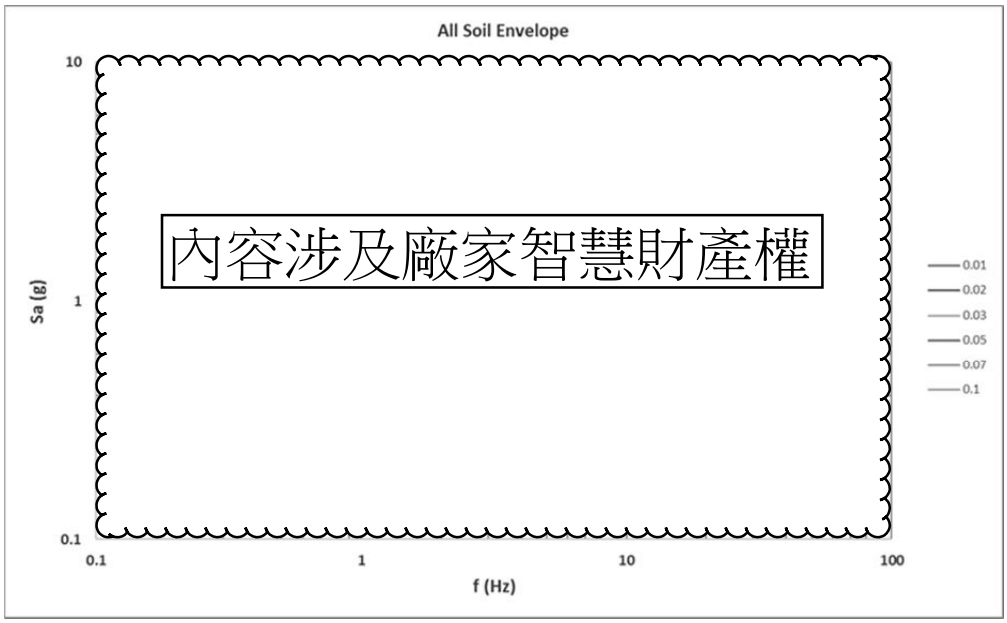


圖 5-69　節點 5 之東西向水平反應譜

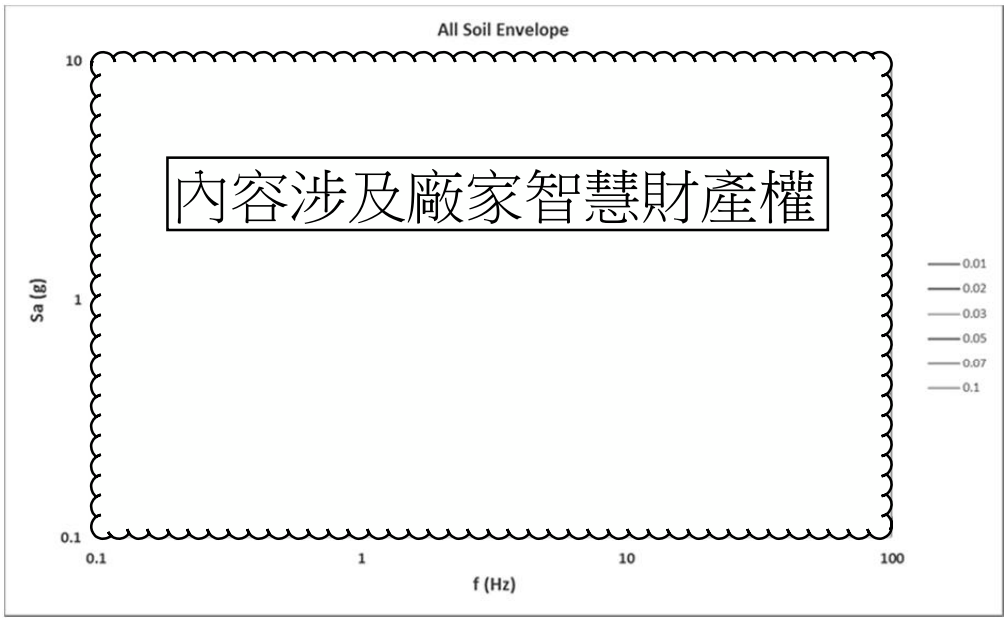


圖 5-70　節點 5 之南北向水平反應譜

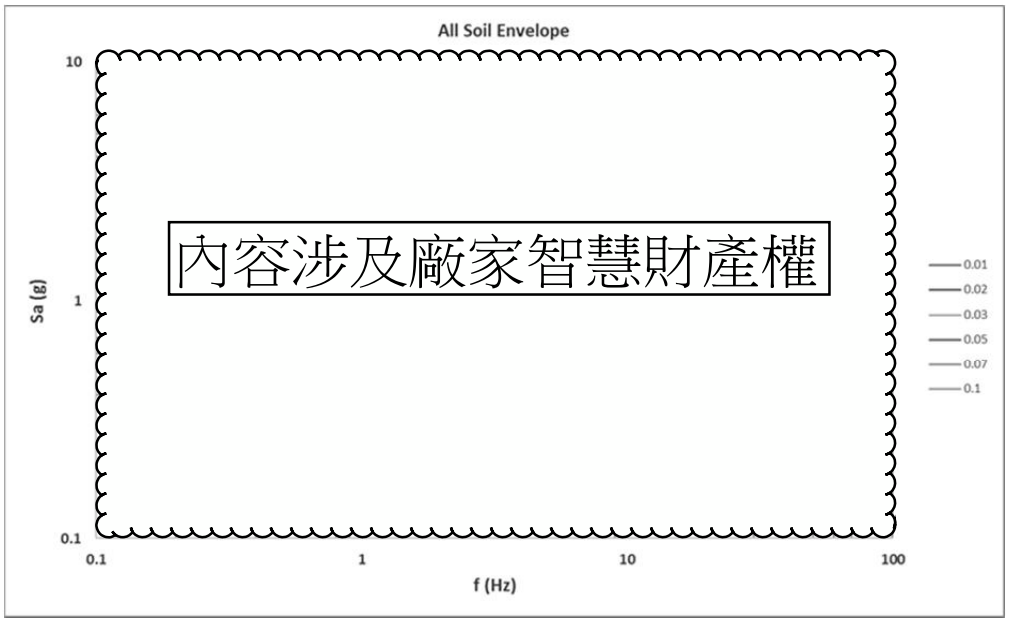


圖 5-71　節點 5 之垂直向反應譜

5.7.7.2 運轉及設計基準地震分析

1. 燃料廠房設計基準地震分析

表 5-27 與表 5-28 為運轉基準地震(OBE)與設計基準地震(DBE)作用下之桿件力量與樓層加速度內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權

表 5-27 運轉及設計基準地震力下之桿件力量

OBE

EL.	Member	Axial (kip)	Shear (kip)		Bending M. (ft-kip)	
		Vert.	E-W	N-S	N-S	E-W
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權				
	2					
	3					
	4					

SSE

EL.	Member	Axial (kip)	Shear (kip)		Bending M. (ft-kip)	
		Vert.	E-W	N-S	N-S	E-W
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權				
	2					
	3					
	4					

表 5-28 運轉及設計基準地震下之樓層加速度

OBE

EL.	Node	E-W		N-S		Vert.	
		Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權					
	2						
	3						
	4						
	5						

內容涉及廠家智慧財產權

SSE

EL.	Node	E-W		N-S		Vert.	
		Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權					
	2						
	3						
	4						
	5						

內容涉及廠家智慧財產權

2. 燃料廠房結構評估

重新分析後之燃料廠房結構評估結果，先以新增的建築物力量、加速度比較第二次格架擴充工程之結果[32]。表 5-29 到表 5-36 則顯示比較結果與各樓層反應譜載重因數之增加。在 OBE 的情況下，其建築物最大地板加速度增加量為 3.49%，建築物力量改變量最大為 4.60%。在 SSE 的情況下，其建築物最大地板加速度增加量為 3.66%，建築物力量改變量最大為 4.32%。總體使用 1.05 為一保守之載重增加因數，燃料廠房之牆、板與基礎之原始計算書[33,34])均以此因數加成後評估其安全餘裕。

表 5-29 OBE 地震力下建築物力量

EL.	Member	Axial (kip)	Shear (kip)		Bending M. (ft-kip)	
		Vert.	E-W	N-S	N-S	E-W
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權				
	2					
	3					
	4					

內容涉及廠家智慧財產權

表 5-30 SSE 地震力下建築物力量

EL.	Member	Axial (kip)	Shear (kip)		Bending M. (ft-kip)	
		Vert.	E-W	N-S	N-S	E-W
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權				
	2					
	3					
	4					

內容涉及廠家智慧財產權

表 5-31 OBE 地震力下樓地板加速度

EL.	Node	E-W		N-S		Vert.	
		Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權					
	2						
	3						
	4						
	5						

內容涉及廠家智慧財產權

表 5-32 SSE 地震力下樓地板加速度

EL.	Node	E-W		N-S		Vert.	
		Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.	Acc. (ft/s^2)	A.F.
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權					
	2						
	3						
	4						
	5						

內容涉及廠家智慧財產權

表 5-33 OBE 地震力下建築物力量改變量

EL.	Member	Axial (kip)	Shear (kip)		Bending M. (ft-kip)	
		Vert.	E-W	N-S	N-S	E-W
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權				
	2					
	3					
	4					

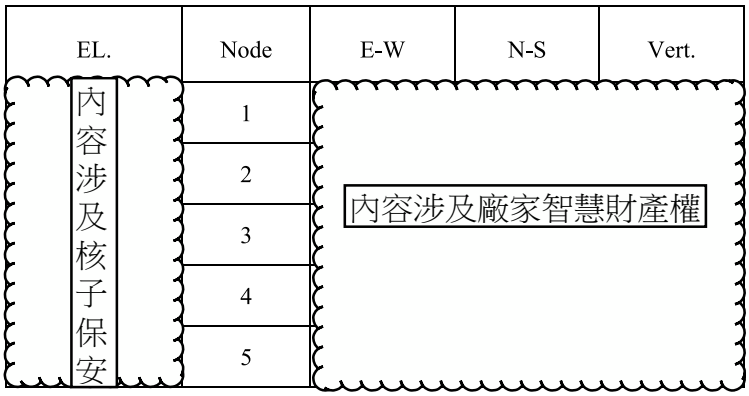
表 5-34 SSE 地震力下建築物力量改變量

EL.	Member	Axial (kip)	Shear (kip)		Bending M. (ft-kip)	
		Vert.	E-W	N-S	N-S	E-W
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權				
	2					
	3					
	4					

表 5-35 OBE 地震力下樓地板加速度改變量

EL.	Node	E-W	N-S	Vert.
內容涉及核子保安	1	內容涉及廠家智慧財產權		
	2			
	3			
	4			
	5			

表 5-36 SSE 地震力下樓地板加速度改變量



根據第二次格架擴充分析計算書(詳[35]與[36])，各結構組件之分析結果整理如下(表 5-37)：

表 5-37 第二次格架擴充分析計算書結果整理

Components Evaluated	**Notes**
Roof	由靜載重加上½ SSE 垂直效應控制。 根據判斷 SF =1
Wall F1 & F10 @ 1’	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 1.011
Wall F1 & F10 @ 26’	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 1.411
Wall F1 & F10 @ 44’	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 2.736
Wall FA @ 1’	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 2.049
Wall FD @ 1’	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 4.418
All walls @ -45’ N-S	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 1.346
All walls @ -45’ E-W	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 3.269
Wall F1 & F10 @ -45’	剪力牆設計抵抗剪力與彎矩 SF = 1.055
Foundation – Top Foundation – Bottom	抵抗由牆產生的彎矩 需要的鋼筋比為 0.001， 0.0018 鋼筋比為滿足需求所提供的最小鋼筋比 SF = 0.0018/0.001 = 1.8
Column F9 (F6~F9) 1’ to 26’7”	抵抗梁彎矩與梁剪力 B.M SF = 1.112 Shear SF = 4.306
Column F9 (F6~F9) 26’7” to 44’-11.5”	抵抗梁彎矩與梁剪力 B.M SF = 3.109 Shear SF = 1.12

Components Evaluated	Notes
Column F9 (F6~F9) 44'-11.5" to 64'-9.5"	抵抗梁彎矩與梁剪力 B.M SF = 2.497 Shear SF = 2.788
Column F2 (F3, F4, F5) 1' to 44'-11.5"	抵抗梁彎矩與梁剪力 B.M SF = 2.396 Shear SF = 2.87
Column F2 (F3, F4, F5) 44'-11.5" to 64'-9.5"	抵抗梁彎矩與梁剪力 B.M SF = 2.709 Shear SF = 2.162
Spent Fuel Pool Wall	抵抗溫度載重、地震力、靜態水壓及動態水壓力。溫度載重提供大部分應力，Mu/Md 比為 0.77，安全係數 SF = 1/0.77 = 1.3. Mu 為彎矩需求、Md 為設計容量。

從上述總表來看，除了位於 EL. 1′之牆組件 F1 與 F10 之外，所有的結構組件均顯示其安全係數大於載重增加因數 1.05。

根據第二次格架擴充之分析，屋頂設計是由 OBE 控制。換句話說，對於 SSE 的安全係數將比 OBE 安全係數（= 1.01）更高。根據工程判斷，格架質量的增加，對屋頂反應的影響將非常有限，引此，屋頂在 SSE 地震力下依舊有足夠的安全係數。

位於 EL. 1′之牆組件 F1 與 F10 則進一步進行更嚴謹的評估，根據報告[31]，牆組件 F1 與 F10 新的安全係數為 1.02 (>1)。

總結如下，更新地震力後，燃料廠房所有的主要結構組件均符合安全要求。

5.7.7.3 耐震餘裕評估 (SMA)

原燃料廠房設計總結在 FSAR 之表 3.8-6 (詳表 5-38) [7]。表 5-38 中列出的設計載重與設計能力的主體結構元件及其相關規範(最重要)載重組合。

表 5-38 燃料廠房設計基準摘要

Description Of Component	Governing Load Combination Number [b]	Calculated Axial Load (pu) and Flexural Load(Mu)		Maximum M Capacity for Given Pu(c)	Calculated Shear Vu(c)	Maximum Shear(c) Capacity Vu
		Pu[c]	Mu[d]			
1. Roof slab at 內容涉及核子保安	內容涉及廠家智慧財產權					
2. Slab at 內容涉及核子保安						
3. Foundation mat						
4. Exterior earth-retaining wall						
5. Walls around ruel pools						
6. Exterior wall not subject to earth pressures						
7 Composite beam design						
8. Crane girder						

內容涉及廠家智慧財產權

除 FSAR 外，燃料廠房耐震餘裕評估之 HCLPF 計算[37]，參考的原設計計算書整理如表 5-39：

表 5-39 SMA 評估組件與原計算書

結構組件/破壞模式	設計計算書
護箱吊車大樑、大樑錨定托架與吊車軌道。	內容涉及廠家智慧財產權
Exterior wall not subjected to earth pressure 未承受大地應力之外牆	
廠房屋頂 內容涉及核子保安 到面外彎矩(垂直)，作為樓板/深樑來傳遞 SSE 地震力(側向)到垂直剪力牆	
燃料池四周之牆	
基礎設計	
承受大地應力之外牆	
穩定性檢核 • 基礎滑動 • 建築物翻覆 • 土壤承壓	

根據表 5-39 之計算書，針對各組件之不同破壞模式，根據 5.7.6.2 之方法，計算各破壞模式將原設計結果依評估地震力進行縮放後[37]，所得之 HCLPF 值如下表所示：

表 5-40 燃料廠房 HCLPF 值總結

結構組件/破壞模式	HCLPF
護箱吊車大樑與吊車軌道。	• Crane Girder overall bending: 0.77g • Weld connecting the girder vertical side plate and the vertical stiffener : < 0.67g • Corbel Anchorage = 0.84g • Rail and Clamps : Screened
10-ton Service crane girder and rail	• Crane Girder overall bending: 0.88g • Weld that connects the girder vertical side plate and the vertical stiffener : Screened Rail and Clamps : Screened
未承受大地應力之外牆	0.94g
廠房屋頂 (EL. 64′) 到面外彎矩 (垂直)，作為樓板/深樑來傳遞 SSE 地震力(側向)到垂直剪力牆。	0.96g
燃料池四周之牆	1.14g
基礎設計	0.86g
承受大地應力之外牆	1.0g
穩定性檢核 • 基礎滑動 • 建築物翻覆 • 土壤承壓	• Foundation Sliding : 0.73g • Building Overturning : screened • Soil bearing pressure : 0.77g

5.7.7.4 相關組件分析

1. 管線與管線支撐

(1) 管線與管線支撐評估方法

對於耐震餘裕評估，EPRI NP-6041[20]方法建議縮放既有分析之比例為發展 HCLPF 容許值最實際之方法[內容涉及廠家智慧財產權]

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

管線與內部銲接附件的 HCLPF 值計算為:

內容涉及廠家智慧財產權

有些管線與支撐沒有既有計算，在這個情況下，使用手算來計算 HCLPF 值。

(2) 管線支撐

本案之管線並未使用鑄鐵管、鑄鐵閥門、螺紋或機械接頭連接，因此管線之行為可視為具有延展性，基於延展效益之容許量評估，可降低為內容涉及廠家智慧財產權之計算地震應力來計算管線系統的總體要求。地震之需求增加係數為內容涉及廠家智慧財產權，總體要求增加係數為內容涉及廠家智慧財產權，此數值用於工作範圍內管線支撐之篩選要求。

對於使用 NP-6041[20]標準之地震餘裕分析，內容涉及廠家智慧財產權阻尼用於代表結構反應，管線餘裕分析阻尼值為內容涉及廠家智慧財產權。

支撐分析分為三個部分:

a. 內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

b. 內容涉及廠家智慧財產權

c. 內容涉及廠家智慧財產權

(3) 管線評估選擇

內容涉及廠家智慧財產權管線與支撐的分析結果列於表 5-41。

根據用過燃料池下池所提供之功能，管線可以分成 4 類，包括: 冷卻、排水、反虹吸與補償等四部分。

a. 餘熱移除 (Residual Heat Removal, RHR) 冷凝管線

RHR 冷凝系統中的內容涉及核子保安為透過內容涉及核子保安與內容涉及核子保安補償至下池。內容涉及核子保安的評估範圍從連接點內容涉及核子保安與內容涉及核子保安到閥門內容涉及核子保安。

b. 冷凝水儲存槽 (Condensate Storage Tank, CST) 緊急補水管線

冷凝水儲存槽(CST)的緊急補水管線包含內容涉及核子保安與內容涉及核子保安，其功用為注水至東、西用過燃料貯存池，此內容涉及核子保安提供水至裝載池與護箱水洗池，每條管線的評估範圍為從噴嘴至第一個關閉閥門。

c. 用過燃料池冷凝管線

用過燃料池 (SFP) 冷凝系統中的內容涉及核子保安透過內容涉及核子保安，內容涉及核子保安，內容涉及核子保安，內容涉及核子保安，與內容涉及核子保安補充下池，每條管線的範圍從噴嘴到第一個閥門。

d. 排水管線

表 5-40 所列之排水管線可能不經意地將下池的任何 5 個區域排水，包括東、西池燃料貯存池、傳送渠道、護箱裝載池與護箱水洗池。本計算範圍為每個排水管線從池中排水起始點至第一個關閉閥門。

e. 反虹吸管線

RHR 與用過燃料冷凝管線包含許多有反虹吸裝置以避免池水虹吸至冷凝系統的內容涉及核子保安分支管線，本範圍的反虹吸分支管線從 RHR 與用過燃料池連接點至反虹吸裝置。

f. 洩漏導溝管線

一些內容涉及核子保安的排水管裝置於用過燃料池下池底部，其作用為洩漏導溝，洩漏導溝管線的計算範圍從池子開始排水點至第一道閥門。

g. 補水管線

補水管線內容涉及核子保安將提供下池的補水。

h. 噴水管線

噴水管線(內容涉及核子保安)則負責下池的噴灑水。

(4) 管線以及管線支撐應力

結果顯示所有管線以及管線支撐的分析皆有足夠的地震餘裕或是可以通過篩選，其 HCLPF 值分析總結於表 5-41。

表 5-41 管線與管線支撐 HCLPF 總表

Line No.	Support No.	HCLPF (g)
內容涉及核子保安		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75

Line No.	Support No.	HCLPF (g)
內容涉及核子保安		
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75
		≥0.75

Line No.	Support No.	HCLPF (g)
內容涉及核子保安		≥0.75
		≥0.68
		≥0.68
		≥0.68
		≥0.68
		≥0.68
		≥0.68
		1.25
		1.25

2. 閥門

(1) 評估方法

閥門應力評估步驟為: 首先，篩選程序根據 NP-6041[20]內容涉及廠家智慧財產權，內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權只有被動的項目(如手動，逆止閥與反虹吸裝置) 能夠通過篩選內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權。

對於未篩選通過的閥門，其方法根據先前資料與 gmax 的比值，簡單的將應力進行縮放，包括於 SQDPs (控制應力 vs. 容許值) 的詳細資訊。 SMA 的接受條件列於 NP-6041[20]中內容涉及廠家智慧財產權，新

的地震要求為每個高程樓層反應譜的內容涉及廠家智慧財產權尖峰值。新的 gmax 需求將可計算得到，這個 gmax 將會與原先 gmax 比較且保守得保留地震餘裕量或從 SQDP 得到。內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權

(2) 選擇評估閥門

本報告所的閥門評估須為下列:

a. 冷凝水儲存槽（CST)與用過燃料池下池(LSFP)路徑

b. 用過燃料池下池底部排水管線終點

c. 用過燃料池下池洩漏導溝(leak chase)終點

d. 用過燃料池下池餘熱(RHR)移除路徑

e. 避免ＵＳＦＰ的虹吸作用發生

本計算所包含的閥門範圍列於內容涉及廠家智慧財產權，其包含完整的閥門種類、功能與高程。

(3) 評估結果

結果顯示分析的閥門皆有足夠的耐震餘裕，內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權所有可能改變狀態且需要操作的 MOVs 電子元件也都有足夠的耐震餘裕。

計算所得之閥門 HCLPF 值總結於表 5-42。

表 5-42 閥 HCLPF 總結

Valve ID	Evaluation Group	HCLPF (g)	HCLPF > SSE (0.68g)
內容涉及核子保安		2.40	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes

Valve ID	Evaluation Group	HCLPF (g)	HCLPF > SSE (0.68g)
內容涉及核子保安		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		16.6	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		16.6	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out

Valve ID	Evaluation Group	HCLPF (g)	HCLPF > SSE (0.68g)
內容涉及核子保安		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		16.6	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		16.6	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out

Valve ID	Evaluation Group	HCLPF (g)	HCLPF > SSE (0.68g)
內容涉及核子保安		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes
		Screened out	Yes

3. 閘門

用過燃料池下池使用四個匣門來隔離內部子區域，匣門分別標記為匣門 1、匣門 2、匣門 3 與匣門 4，在新的配置匣門 1、匣門 2 與匣門 3 為不安裝的狀態，匣門 4 雖有滲漏，唯之後水洗池水位與用過燃料池下池水位同，使水能夠自由的在池子區域流動，因此無快速洩水的風險，故不列入分析中。

4. 燃料處理平台

此平台直接於用過燃料池下池的上方進行燃料吊運，其輸送軌道與台車滾輪可能發生脫離，平台本身考量為高地震適應性，平台掉入池內的可能性很低，因為平台基腳座落位置超出池子區域有相當大的距離如圖 5-72 所示。

且，燃料處理平台軌道嵌入於混凝土通道，混凝土通道高度與軌道結構上方同高，如圖 5-73 所示。因此，即使平台滾輪脫離軌道，滾輪無法超過混凝土通道的邊界，因此排除平台掉入用過燃料池下池的可能性。

內容涉及核子保安

圖 5-72 燃料傳輸平台



圖 5-73 燃料傳輸平台軌道接頭

5. 用過燃料池下池池水震盪

池水震盪導之池水體積流失分析內容涉及廠家智慧財產權

(1) 評估方法

池水震盪分析方法參考 SPID Sec. 7[3]，根據下池的幾何配置，每方向震盪的自然頻率為:

內容涉及廠家智慧財產權

其中:

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

每個方向的池水震盪高度，h_{s1}，保守計算為(含之安全餘量):

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

每個水平方向的池水震盪高度用方法估算池水體積流失，

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 評估結果

評估後在正常運轉時池水流失高度為 7.09′，在異常運轉的情況下，池水流失高度為 9.10′。

6. 用過燃料的衰變熱

(1) 評估方法

第二次格架擴充後，東池和西池一共可容納4,398束燃料，在考慮中幅度功率提昇後爐心退出之情況，將退出內容涉及核子保安束燃料，東西池剩餘之可儲存空間為內容涉及核子保安。除此外，護箱裝載池將存放 440 束用過燃料。

故總共之熱載重包括:1.內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權;2.內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權;及 3.內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權。

內容涉及廠家智慧財產權為經 150 小時後退出爐心的用過燃料束所貢獻之熱為 2.9990 MWt。[47]

內容涉及廠家智慧財產權為原有燃料束內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權產生之總衰變熱為 2.028 MWt。

則全部燃料束的總衰變熱Q_{tot}為:

內容涉及廠家智慧財產權

池水溫度增加率dT_w/dt計算為:

內容涉及廠家智慧財產權

其中

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

水位下降率 dy/dt 可用下式計算:

內容涉及廠家智慧財產權

其中

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

EPRI 1025295 Appendix EE[48]定義兩個補水速率:

a. 內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

b. 內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 評估結果

由熱分析計算內容涉及廠家智慧財產權得知，在 BDBE 發生後 72 小時內有能力維持用過燃料池水位高於燃料束頂部，不需額外補水即可避免用過燃料裸露。且為因應類福島事故，核二廠另已加裝補灑水系統，分別為 500 gpm 之補水系統內容涉及核子保安、200 gpm 內容涉及核子保安之灑水系統，因此能有助於維持用過燃料池的水位無虞。

7. 用過燃料池下池內襯鋼板

裝載池厚重的混凝土牆與底板表面都有裝置內容涉及廠家智慧財產權的不銹鋼襯板以防滲漏。底板的內容涉及廠家智慧財產權不銹鋼襯板底下另加裝內容涉及廠家智慧財產權CS 鋼板。本專案底板處另加兩層鋼板(池底墊板-backing plate 和承載板-bearing plate 厚度各為內容涉及廠家智慧財產權目的在於整平底板頂部以利格架安裝。池底墊板和裝載池壁的不銹鋼襯板之間的間隙為內容涉及廠家智慧財產權mm，承載板和裝載池壁不銹鋼襯板之間的間隙則為內容涉及廠家智慧財產權mm。

根據格架動力分析的結果[4]，格架對格架限制器產生的最大衝擊力為 169 kN，限制器與池壁內襯鋼板之間的接觸面積為 30cm × 40cm。格架單一腳架作用於承載板的最大垂直力為 289 kN，作用於的承載板的最大水平力為 107 kN。單一腳架的直徑為內容涉及廠家智慧財產權mm，靜摩擦係數為內容涉及廠家智慧財產權，動摩擦係數為內容涉及廠家智慧財產權。

衝擊力對於內容涉及廠家智慧財產權不銹鋼襯板和其後混凝土以及內容涉及廠家智慧財產權承載板的影響已於計算書內容涉及廠家智慧財產權詳細計算。

結果顯示，在 169 kN 衝擊力下，裝載池牆的背襯混凝土承載力與貫穿強度與內襯鋼板之彎矩應力均不致導致結構受損。

由於承載板上下所受到的摩擦力方向是相反的，故在板的軸承方向淨力是小的，因此沒有導致承載板的挫曲的可能性。同樣的，池底墊板也不會挫曲。經評估，池底混凝土之承載力與貫穿強度與內襯鋼板之彎矩應力，在 289 kN 的最大垂直力作用下保持完整。

池底墊板和承載板的熱膨脹效應也須檢查。承載板和池壁，池底墊板和池壁分別有內容涉及廠家智慧財產權mm 及內容涉及廠家智慧財產權mm 的初始間隙，假設溫度從 20℃上升到 100℃，此間隙亦不會接觸。因此，在這些板不會產生溫度應力。

8. 結構體老化管理評估

老化管理評估為核二廠時限整體安全評估（Time-Limited Integrated Plant Assessment, TLIPA）執行程序之一，以下評估敘述係參考燃料廠房老化管理評估報告。[50]

針對燃料廠房內依材料組成分類納入老化管理的結構有鋼材組件、螺栓型連結組件、混凝土組件與其他材料，其都有可能發生老化效應。因此係參考 EPRI 1015078[51]、EPRI TR-103842[52]、NUREG-1557[53]與 NUREG-1801[54]等規範要求，鑑定其老化情形，以確保其老化效應受到適當的管理。

經評估燃料廠房內結構組件的預期功能、材料、環境、老化效應，以及電廠既有老化管理方案與 NUREG-1801[54]之比對，均確認有適當的老化管理方案，使結構組件老化效應能被有效管理，並符合現行持照基礎。

5.8 參考文獻

1. ANSYS Computer Program Release 15, ANSYS Inc.
2. 核二廠燃料廠房護箱裝載池儲存格架結構地震頻譜之動力分析技術服務執行規劃書，工業技術研究院，民國 105 年 2 月。
3. EPRI Report No.: 1025287, Seismic Evaluation Guidance - Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic, Final Report, February 2013.
4. 格架結構地震頻譜之動力分析(含事故分析)報告，工業技術研究院，民國 105 年 05 月 12 日。
5. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4, Appendix D, Guidance On Spent Fuel Pool Racks, Revision 4, September 2013.
6. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF, 2007 Edition and including 2008 Addenda.
7. Kuosheng Nuclear Power Station (KSNPS) FSAR, 2015 updated.
8. USNRC NUREG/CR-0098, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, May 1978.
9. PECL Calculation 1003-260-CAL-001,格架水平限制器計算書, Rev.0.
10. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 1989 Edition.
11. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 2007 Edition and including 2008 Addenda.
12. Kuosheng Nuclear Plant Units 1&2 Containment Upper Spent Fuel Pool Modification Report, Revision 4, Oct 7, 1985, by GE.
13. Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 & 2, July 2003, by ENSA.
14. ASM Handbook, Vol18 “Friction, Lubrication, and wear technology”.
15. HDFSR for Lungmen ASME Compliance Summary Report Document N° AR-FP05, Rev. 3, 2002, by ENSA.

16. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Appendices, 2007 Edition and including 2008 Addenda.

17. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1, Seismic Design Paramentrts, Revision 3, March 2007.

18. ACI 318-71, Building Code Requirements for Reinforced Concrete.

19. AISC Steel Manual, 7th.

20. EPRI Report NP-6041-SL Rev. 1, "A Methodology for Assessment of Nuclear Plant Seismic Margin", August 1991.

21. S&A Calculation 15C4373-CAL-016, Soil-Structure Interaction Analysis of Fuel Storage Building for SSE In-Structure Response Spectra, Rev. 0.

22. S&A Calculation 15C4373-CAL-017, Soil-Structure Interaction Analysis of Fuel Storage Building for SSE In-Structure Response Spectra with Updated Soil Property, Rev. 0.

23. 營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查成果總結報告(定稿本)，民國 101 年 11 月。

24. S&A Calculation 15C4373-CAL-014, Evaluation of Soil Property for Soil-Structure Interaction Analysis for Kuosheng, Rev 0.

25. S&A Calculation 15C4373-CAL-015, Evaluation of Updated Soil Property for Soil-Structure Interaction Analysis for Kuosheng Nuclear Power Station, Rev 0.

26. ASCE 43-05, Seismic Design Criteria for Structures, Systems and Components in Nuclear Facilities.

27. S&A Calculation 15C4373-CAL-010, Dynamic Model for Soil-Structure Interaction Analysis of Fuel Storage Building, Rev. 0.

28. ASCE, Working Group on Revision of ASCE Standard 4, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures, July 2013.

29. S&A Calculation 15C4373-CAL-019, Soil-Structure Interaction Analysis of Fuel Storage Building for SSE In-Structure Response Spectra with Original and Updated Soil Properties, Rev. 0.

30. S&A Calculation 15C4373-CAL-005, Design Basis Seismic Analysis of Fuel Building, Rev. 0.

31. S&A Calculation 15C4373-CAL-006, Design Basis Structural Evaluation of Fuel Building, Rev 0.

32. PECL Calculation No. 1003-228-C001, Seismic Analysis of Fuel Building, Rev. 1.

33. Bechtel C17H1.2-7.5, Fuel Storage Building: Walls & Columns Above Grade, Rev. 1.

34. Bechtel C17H1.3-7.8, Fuel Storage Building: Foundation Design, Rev. 0.

35. PECL Calculation No. 1003-228-C002, Seismic Evaluation of Fuel Building, Rev. 1.

36. PECL Calculation No. 1003-228-C003, Seismic Evaluation of Spent Fuel Pool, Rev. 1.

37. S&A Calculation 15C4373-CAL-020, HCLPF Analysis for Kuosheng Fuel Storage Building under 0.67g SSE, Rev. 0.

38. Bechtel C17H1.2-7.2, Fuel Storage Building: Crane Girder Design, Rev.1.

39. Bechtel C17H1.2-7.1, Fuel Storage Building: Roof Design, Rev. 0

40. Bechtel C17H1.2-7.7, Fuel Storage Building: Walls & Columns Below Grade, Rev. 1.

41. Bechtel C17H1.3-7.15, Fuel Storage Building: Miscellaneous Calculations, Rev. 2.

42. ASME B31.1, Power Piping.

43. S&A Calculation 15C4373-CAL-002, Analysis of Piping and Supports Associated with the Lower Spent Fuel Pool, Rev. 0.

44. M-44 Rev. 46, P&ID, Spent Fuel Pool Cooling and Purification System.

45. S&A Calculation 15C4373-RPT-003, KS LSFP Rapid Draindown Evaluation Summary Report, Rev. 0.

46. S&A Calculation 15C4373-CAL-001, Lower Spent Fuel Pool Sloshing and Thermal Load Cases, Rev. 0.

47. 核二廠中幅度功率提昇安全分析報告，第 2 版，KS-SPU-SAR-R2，台灣電力股份有限公司、核能研究所、Sargent & Lundy, LLC，2014 年 1 月。

48. EPRI Report No.1025295, “Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report – Volume 2: The Physics of Accident Progression”, Final Report, October 2012.

49. S&A Calculation 15C4373-CAL-007, Fuel Rack Bearing Plates and Pool Liner Evaluation, Rev. 1.

50. KSIPA Project Report：KSIPA-AMRC-06，“燃料廠房老化管理評估”，第 2 版，2013 年 7 月。

51. EPRI TR-1015078, “Plant Support Engineering: Aging Effects for Structures and Structural Components (Structural Tools)”, Final Report, December 2007.

52. EPRI TR-103842, “Class I Structures License Renewal Industry Report”, Revision 1, July 1994.

53. NUREG-1557, “Summary of Technical Infomnation and Agreements from Nuclear Management and Resources Council Industry Reports Addressing License Renewal”, October 1996.

54. NUREG-1801, “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report”, Revision 1, Volumes 1 and 2, September 2005.

第六章 格架材料

6.1 介紹

龍門電廠每一部機組之用過核子燃料貯存池有 31 組燃料格架，1 號機燃料格架已安裝，2 號機尚未安裝。龍門電廠格架分成 A、B、C、D、E 五種型式；其中 B 型計有 10 組，編號由 B01 至 B10，每一組 B 型格架共有 11x10=110 個貯存單元。核二廠 1 號機護箱裝載池計畫安裝龍門電廠 2 號機之 B01、B02、B06、及 B07 4 組格架；2 號機護箱裝載池則計畫安裝 B03、B04、B08、及 B09 4 組格架。龍門電廠格架之設計、製造是由西班牙 ENSA 公司承包。

民國 93 年核二廠進行用過燃料池貯存容量第二次擴充工程，該次格架之設計、製造及安裝也是由西班牙 ENSA 公司承包，因此龍門電廠格架與目前核二廠用過燃料池內 ENSA 所提供既有格架之主要材料相同，均以 Boral 為中子吸收材料。格架之設計參數如表 2-1 所示，龍門電廠格架貯存單元內部尺寸為[內容涉及廠家智慧財產權]，較核二廠既有的 ENSA 格架稍大。

本章節詳細說明龍門電廠格架製造所使用之材料，以確認於既有用過燃料池的環境條件下，格架製造所使用的材料可提供燃料的安全貯存，並完全可適用於核二廠護箱裝載池。

GE 之採購規範[1]，將格架分類為 Safety Class NNS, Quality Class R-3, Seismic Category I。但要求格架之設計、製造、測試及檢驗須符合 10 CFR 50, Appendix B 之要求。根據 GE 之「Quality Assurance Requirements for Procurement of Equipment for the Lungmen Project」[2]，Quality Class R 只要遵守 ISO-9001,1994 Edition 之品保要求，但如前述 GE 之採購規範要求格架之設計、製造、測試及檢驗須符合 10 CFR 50, Appendix B[3]之要求。GE 在龍門格架之 Product Quality Certificate，認證格架為屬 Non-ASME，但實際上龍門格架之基本組成方管所使用之材料則為 SA240 Type 304L 不銹鋼，與核二廠既有格架相同。龍門格架之其他主要組件材料亦是 SA240 Type 304L 與核二廠既有格架相同。ENSA 將貯存單元組件委託美國 HOLTEC 公司負責，故由 HOLTEC 之金屬材料供應商 Vincent Metal Goods 所出具之符合證明(Certificate of Conformance)，證明供應之材料符合 10CFR 21[4]及 10CFR50 Appendix B[3]之品質要求；中子毒素 Boral 供應商 AAR Cargo Systems 所出具之符合證明(Certificate of Conformance)，證明供

應之材料符合 10CFR 21[4]及 10CFR50 Appendix B[3]之品質要求；方管製造商 UST&D 所出具之符合證明(Certificate of Conformance)證明其製造符合 10CFR 21[4]及 10CFR50 Appendix B[3]之品質要求。最後由 HOLTEC 出具符合證明(Certificate of Conformance)證明貯存單元組件之設計、製造、檢驗、及測試符合 HOLTEC 的 QA 程序書、10CFR 21[4]、以及 10CFR50 Appendix B[3]之品質要求。 ENSA 之 QRA 亦提供材料之 CMTR，材料之可追蹤性認證，Qualitied NDE Inspectors 及 Qualitied Welders 之資格認證紀錄，所有銲接填料之 CMTR，以及銲道之可追蹤性表最後製造、檢驗及測試紀錄。其所提供之品質成套文件與核二廠既有格架相當。也就是雖然龍門將格架歸類為 NNS, Quality Class R-3 及 Non-ASME；但龍門格架實際上在設計、材料及製造仍與核二廠既有格架一致。此外，核二廠 FSAR 對格架並沒有特定法規之要求。故根據判斷，龍門格架應可適用於核二廠。

6.2 結構材料

下列為龍門電廠用過燃料格架製造所使用之結構材料：

1. ASME SA240 Type 304L 使用於所有的不銹鋼板(plate)及鋼片(sheet)。如貯存單元組件使用之方管(channel)、最外圍貯存單元組件間之蓋板(closure plate)、貯存單元組件間之連接棒(backing flat)、格架的底板(base plate)與其底部之格子樑(bottom grid)、支撐腳螺栓底部之基腳板(load distribution plate)、格架的加勁框架(stiffening frame) ，以及填塞加勁框架與蓋板間之間隙所需之墊片(shim)。

2. ASME SA479 Type 304L 使用於所有可調整格架高程的支撐腳螺栓(foot pad)與其上部螺栓座的加勁塊(stiffening block)。

3. 使用 ASME SA193 Gr.B8 Cl.2 之 M16x25 不銹鋼螺絲(screw)，及 SA240 Type 304L 之墊圈(washer)，將支撐腳底部之基腳板固定於支撐腳螺栓。

4. 銲接材料為依據母材(base metal)之材料規格及其厚度，以符合 ASME SFA 5.4 E-308L 之被覆電銲條，採用被覆金屬電弧銲法(SMAW)，或以符合 ASME SFA 5.9 ER-308L 之裸銲條或線(rod or wire)為填充材料(filler metal)，以惰性氣體電弧銲法(GMAW 或 GTAW)進行所有格架各構件間之銲接。

6.3 非結構材料

1. 中子吸收材料：龍門電廠亦使用 Boral®板為中子吸收材料，與原有核二廠用過燃料池 ENSA 格架所使用之中子吸收材料 B-10 Boral 內容涉及廠家智慧財產權 相同，均由 AAR Brooks and Perkins of Livonia, Michigan 廠家所提供，符合 GE 公司採購規範 31113.62.1810 Rev.7[1]之要求。

2. 供中子吸收板放置使用之相框型護套(wrapper)以及銘牌(name plate)所使用之材料均為 ASME SA240 Type 304L。

6.4 材料品質文件

龍門電廠格架之各項材料相關品質文件[5]包含材料接收時 ENSA 之檢查報告(Inspection Report, IR)、材料之認證報告(Certified Material Test Report, CMTR)、以及材料製造商提送之符合證明(Certificate of Conformance, CoC)，或供應商提送之產品符合證明(Certificate of Compliance, CoC)。

表 6-1 為龍門電廠 2 號機 B01 格架製造組裝之材料認證測試報告或符合證明一覽表。依 ENSA 格架母材材料之可追蹤性認證清單，如圖 6-1、圖 6-2 所示，格架製造組裝分貯存單元組件、格架底板組件、與格架組件三大部分。貯存單元組件 S30 依中子吸收板設置數量，其編號分為 S30/2、S30/3、S30/4 三類。貯存單元組件是由 ENSA 委託美國 HOLTEC 公司負責，將貯存單元(channel)、中子吸收板(Boral)、及相框型護套(wrapper)組裝完成後送至 ENSA，再由 ENSA 完成格架底板組件製造及最後完整格架模組之組裝工作。B01 格架所有銲接材料之認證報告以及產品符合證明清單，擷取自龍門電廠有關格架材料之品質文件 QRP-62.1810-03 Vol.2，如圖 6-3 所示。附件 6-1 則為擷取自品質文件 QRP-62.1810-02 Vol.7 & Vol.10、QRP-62.1810-04 Book 5.2 & Book 5.8 之部分內容，提供分析評估之參考。

6.5 材料與冷卻池水之相容性

計畫安裝於核二廠護箱裝載池內的龍門電廠格架，其製造及施工所使用的低碳不銹鋼 304L 及中子吸收材料 Boral，無論在物理、化學和放射性各方面均可與用過燃料池的環境相容。故格架的材料，確認可完全適用於既有核二廠用過燃料池的環境，並提供用過燃料的安全貯存。

6.6 參考文獻

1. Purchase Specification for High Density Fuel Storage Racks, Project Drawing Number 31113.62.1810, Revision 7, GE Nuclear Energy.

2. Lungmen Quality Assurance Requirement, LQAR-1, Revision 5, by GE.

3. 10 CFR PART 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.

4. 10 CFR PART 21, Reporting of Defects and Noncompliance.

5. Data Package Lungmen,Lungmen Equipment Package, 31113.62.1810。

表 6-1 格架材料之認證測試報告或符合證明一覽表

項次	材料名稱	材料編號	報告序號
1	貯存單元組件	內容涉及廠家智慧財產權	
1a	貯存單元(channel)		
1b	中子吸收板(Boral)		
1c	相框型護套(wrapper)		
2	格架底板組件		
2a	格架底板(base plate)		
2b	底板底部之格子樑(bottom grid)		
2c	螺栓座加勁塊(stiffening block)		
2d	底板格子樑加勁塊間銲接之填料(filler metal)		
3	格架組件		
3a	貯存單元組件間之蓋板(closure plate)		
3b	貯存單元組件間之連接棒(backing flat)		
3c	連接棒之切割		
3d	支撐腳螺栓(foot pad)		
3e	支撐腳螺栓底部之基腳板(load distribution plate)		
3f	基腳板固定於支撐腳螺栓之螺絲及墊圈(screw & washer)		
3g	格架的加勁框架(stiffening frame)		
3h	填塞加勁框架與蓋板間之間隙所需之墊片(shim)		
3i	格架銘牌(name plate)		
3j	貯存單元組件與連接棒及蓋板銲接之填料(filler metal)		

第 6-6 至 6-94 頁內容涉及廠家智慧財產權

第七章 格架運輸、安裝、緊急應變計畫

7.1 前言

為了因應用過燃料池貯存空間不足之問題，核二廠 1、2 號機護箱裝載池將分別安裝 4 組龍門電廠 2 號機 B 型格架，1 號機將安裝 B01、B02、B06、及 B07 格架；2 號機則將安裝 B03、B04、B08、及 B09 格架。這些格架將暫存在核二廠[內容涉及核子保安]倉庫，在準備安裝時才運至 1、2 號機燃料廠房進行開箱，並進行安裝前之拉力測試以驗證每一貯存單元在運輸過程沒有產生任何損傷，可順利地插入所欲貯存之燃料元件。

護箱裝載池之格架安裝將在乾式狀態安裝，也就是將先進行護箱裝載池洩水，洩水過程並將以高壓水柱進行池壁及池底之除污，以降低工作人員所受到之輻射劑量。

由於護箱裝載池內部有一些突出物，包括 3、4 號門之掛架，以及管件；為了避免這些突出物干擾格架之安裝，因此安裝前將先切除這些突出物。同時既有管件在切除後將加以盲封以確保不會經由這些路徑而發生池水洩漏之情形。護箱裝載池之既有底部有環狀磨耗板(wear plate)，以供護箱承座用。由於格架安裝時必須整平護箱裝載池底部，因此將先在環狀磨耗板裡外安裝厚度為[內容涉及廠家智慧財產權]，材質為 SA240，Type 304L 不銹鋼墊板(backing plate)，然後在墊板上面再鋪設厚度為[內容涉及廠家智慧財產權]，材質為 SA240，Type 304L 不銹鋼承載板(bearing plate)。

為了確保格架安裝之安全，所有作業遵循相關法規、作業程序書及計畫如下：

1. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.
2. NRC RIS-05-25 Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads.
3. 燃料格架包件廠內搬運計畫。
4. 核二廠 619.4 營運程序書,「燃料廠房 10 噸吊車連鎖測試」。
5. 核二廠 SP-2016-11,「護箱裝載池池壁突出物修改及管路盲封(含管路水壓測試)」特殊程序書。

6. 核二廠 SP-2016-09,「護箱裝載池燃料格架拉力測試程序」特殊程序書。

7. 核二廠 795 營運程序書,「起重作業」。

8. 核二廠「燃料填換樓及下燃料池區域 FME 管制」程序書。

9. 核二廠 SP-2016-12,「護箱裝載池燃料格架安裝」特殊程序書。

10. 核二廠 SP-2016-10,「護箱裝載池燃料貯存格架中子毒素衰減能力測試作業程序」特殊程序書。

7.2 格架廠內運輸

龍門電廠之 8 組 B 型格架在運抵核二廠後，將暫存在核二廠內容涉及核子保安倉庫。每組格架包件之尺寸為長內容涉及廠家智慧財產權公尺、寬內容涉及廠家智慧財產權公尺、高內容涉及廠家智慧財產權公尺，重量約為內容涉及廠家智慧財產權公噸，格架包件如圖 7-1 所示。

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

在進行吊裝作業時，將採取下列措施以確保吊裝及運輸作業之安全：

1. 所有參與吊運和裝卸格架工作相關人員事先須接受核二廠工安講習，並於工作前召開工具箱會議，以確保所有相關人員於施工前清楚工作內容及任務分配。

2. 施工人員必須全程戴上安全帽及穿上安全鞋，倘若吊裝作業須在高空拆卸鋼索時，吊掛人員必須配用安全帶及輔助繩，以防止墜落。

3. 吊裝前，吊車操作者應先檢查過捲揚預防裝置(保持 0.25 m 距離)、警報器、制動器、離合器及其他安全裝置有無異常，確保機械設備安全無虞。

4. 吊裝前，依核二廠程序書規定對鋼索、吊鉤、桁架及附屬零件進行檢查，確認無裂紋或損傷；吊鉤須裝有安全舌片且功能正常。上述相關組件均須經核二廠檢驗合格後方能使用。

5. 吊裝時，將依核二廠程序書規定指派特定人員擔任吊運過程的監督，確保工作過程符合規定和安全吊運作法。且品質管制單位將依其營運品保方案制定本作業查核計畫，以強化關鍵步驟之作業品質與安全。

6. 工作過程中工作人員應隨時注意個人安全，避免站立於吊運物下方。重件吊起時，吊車操作者應服從指揮手以手勢或哨聲統一指揮。

7. 吊車作業時，為避免燃料廠房地板小區域受力過大或地面塗裝破損，將視需要鋪設墊(鐵、鋼)板以分散壓力，確保安全，在作業中亦隨時注意吊車支撐裝置是否正常。工作場所如有發生危險之虞時，承包商工作場所負責人應立即下令工作人員停止作業，並使工作人員退避至安全處所。

8. 行車前確實檢查胎壓是否正常或過壓。詳細計算貨物裝車後，各輪軸之軸荷重及輪荷重能承受貨物之重量，不致造成爆胎。如需要時，行車前更換備用輪胎。

9. 貨物捆綁前，確實檢查手搖鬆緊器能否正常使用，有無損壞或斷裂之跡象，以防止故障脫落。

10. 作業前，先執行路況調查，以規劃最佳格架運輸路線。路線上之高度障礙需事先排除，並量測各轉彎處之可用寬度，確定車頭及板架之轉彎半徑能通過此彎度。

11. 作業前，針對規劃運輸路線，量測路線上之所有坡度，計算車頭所需之曳引力，確定運輸車輛之爬坡力足以通過所有坡度。

12. 10T 吊車及 150T 護箱吊車的維護及操作須依照電廠相關程序書的規定辦理。10T 吊車使用前須完成禁入區之安全連鎖功能測試，確保吊車吊運重物時其控制系統能自動禁止駛入用過燃料池上方，以符合 NRC NUREG-0612 Section 5.1.2~5[1]之安全要求。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 7-1 格架包件

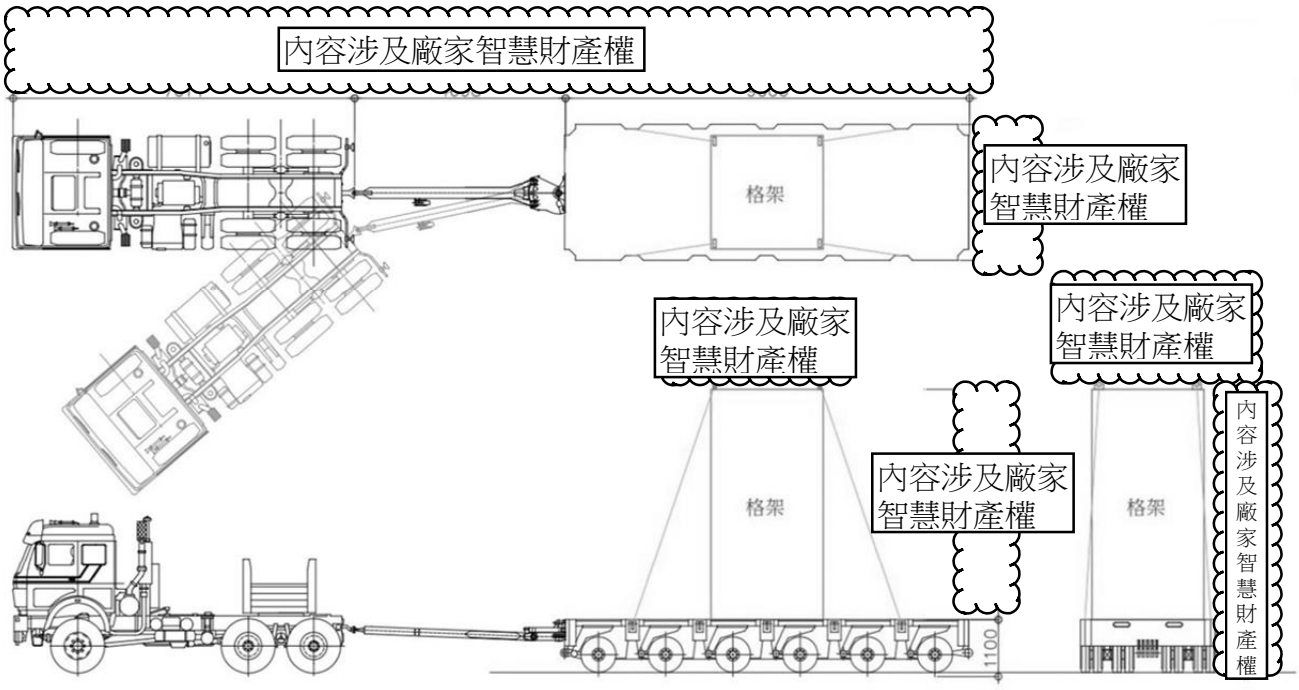


圖 7-2 油壓板架之裝載與繫固示意圖

7.3 格架安裝作業項目

護箱裝載池格架安裝包含下列主要工作項目：

1. 護箱裝載池洩水及除污
2. 安裝設備定位
3. 格架開箱、及外觀檢查
4. 格架水平調整
5. 格架安裝前之假燃料拉力測試
6. 護箱裝載池突出物切除
7. 護箱裝載池管路盲封、目視檢查、滲液測試、及水壓測試
8. 護箱裝載池底部墊板及承載板安裝
9. 格架安裝及水平調整
10. 格架安裝後之假燃料拉力測試
11. 限制器支撐之安裝
12. 護箱裝載池充水後進行黑度測試(Blackness Test)
13. 廢棄物清理及裝桶
14. 現場環境清理及復原作業

護箱裝載池格架安裝作業整體流程如圖 7-3 所示。

首先將進行護箱裝載池之洩水，在洩水過程亦將以高壓水柱進行池壁及池底之除污，以降低工作人員所受到之輻射劑量。在完成洩水後，將依據「護箱裝載池池壁突出物修改及管路盲封(含管路水壓測試)程序書」[2]，切除如第 2.1 節所述護箱裝載池既有之突出物，包括北牆用來懸掛 4 號門之掛架，及位於內容涉及核子保安之 10"內容涉及核子保安及內容涉及核子保安之 12"內容涉及核子保安管之出口；以及南牆用來懸掛 3 號門之掛架，及內容涉及核子保安之 6"內容涉及核子保安內容涉及核子保安管之出口。工作執行前，須完成裝載池內相關管路隔離，包括北側池壁上 12"內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安、2 號機內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安內容涉及核子保安

內容涉及核子保安管路、北側池壁上 10"內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安、2 號機內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安管路、南側池壁 6"內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安、2 號機內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安管路、池底 2"內容涉及核子保安號機管閥內容涉及核子保安、2 號機內容涉及核子保安管閥內容涉及核子保安管，各管路管閥須確實隔離完畢。突出物切割將利用軍刀鋸(saber saw)及手提砂輪機

(grinder)，以採機械式切割法以避免傷害到襯板。所有既有管路在盲封後，將進行水壓測試，以確保池水不會經由這些途徑滲漏。再將所有突出牆面之管口切除至距池壁 1"處，並進行非破壞檢測。

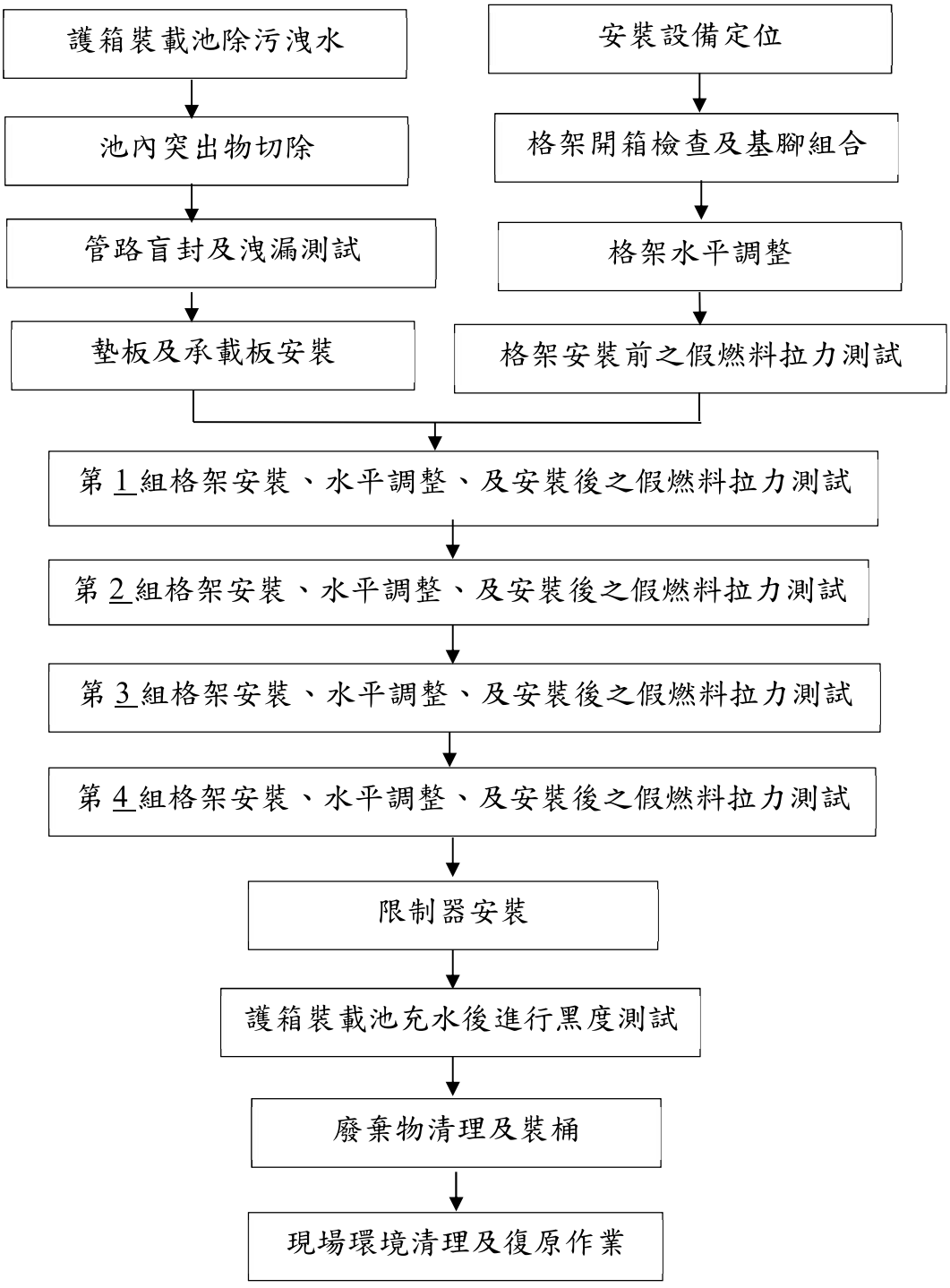


圖 7-3 護箱裝載池格架安裝作業整體流程圖

前述既有突出物切除及管路盲封，再詳述如下：

7.3.1 北側池壁上 12" 冷凝水之供水管

1. 使用 厚之圓形不銹鋼板進行內盲板及外盲板封銲，詳圖 7-4，內盲封板外側銲接一塊 方板，作為盲板封銲時以點銲固定把手之用。待內盲封板之封銲完成後，切除銲接所使用之把手，執行 VT 及 PT 檢測合格後；再依序完成外盲封板銲接作業。外盲封板主要是提供內盲封板進行水壓測試所用之臨時盲封板，待水壓測試完成且測試結果合格時，切除外盲封板，只保留內盲封板。

2. 外盲封板銲接完成後，依 7.3.7 節執行水壓測試。

3. 完成水壓試驗後，進行切除管路作業，於突出壁面量測 1"處切除，對內盲封板銲道作 VT 及 PT 檢測，池壁襯板作 VT 檢測，實際檢驗結果記錄於維護查證表。

4. 通知控制室值班人員消卡復原動作。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 7-4 12"管路封銲圖

7.3.2 北側池壁上 10"內容涉及核子保安之排水管路

1. 使用內容涉及廠家智慧財產權厚之圓形不銹鋼板進行內盲板及外盲板封銲，詳圖 7-5，內盲封板外側銲接一塊內容涉及廠家智慧財產權方板，作為盲板封銲時以點銲固定把手之用。待內盲封板之封銲完成後，切除銲接所使用之把手，執行 VT 及 PT 檢測合格後；再依序完成外盲封板銲接作業。外盲封板主要是提供內盲封板進行水壓測試所用之臨時盲封板，待水壓測試完成且測試結果合格時，切除外盲封板，只保留內盲封板。

2. 外盲封板銲接完成後，依 7.3.7 節執行水壓測試。

3. 完成水壓試驗後，進行切除管路作業，於突出壁面量測 1"處切除，對內盲封板銲道作 VT 及 PT 檢測，池壁襯板作 VT 檢測，實際檢驗結果記錄於維護查證表。

4. 通知控制室值班人員消卡復原動作。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 7-5 10"管路封銲圖

7.3.3 南側壁 6"內容涉及核子保安冷凝水之供水管

1. 從池壁襯板量測內容涉及廠家智慧財產權處將管路切除，詳圖 7-6。
2. 從池壁襯板量測內容涉及廠家智慧財產權處將管路切除，詳圖 7-6。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 7-6 6"管線切除圖

3. 使用內容涉及廠家智慧財產權厚之圓形不銹鋼板進行內盲板及外盲板封銲，詳圖 7-7，內盲封板外側銲接一塊內容涉及廠家智慧財產權直徑之圓形板，作為盲板封銲時以點銲固定把手之用，待內盲封板之封銲完成後，切除銲接所使用之把手，執行 VT 及 PT 檢測合格後；再依序完成外盲封板銲接作業。外盲封板主要是提供內盲封板進行水壓測試所用之臨時盲封板，待水壓測試完成且測試結果合格時，切除外盲封板，只保留內盲封板。

4. 外盲封板銲接完成後，依 7.3.7 節執行水壓測試。

5. 完成水壓試驗後，進行切除管路作業，於突出壁面量測 1"處切除，對內盲封板銲道作 VT 及 PT 檢測，池壁襯板作 VT 檢測，實際檢驗結果記錄於維護查證表。

6. 通知控制室值班人員消卡復原動作。

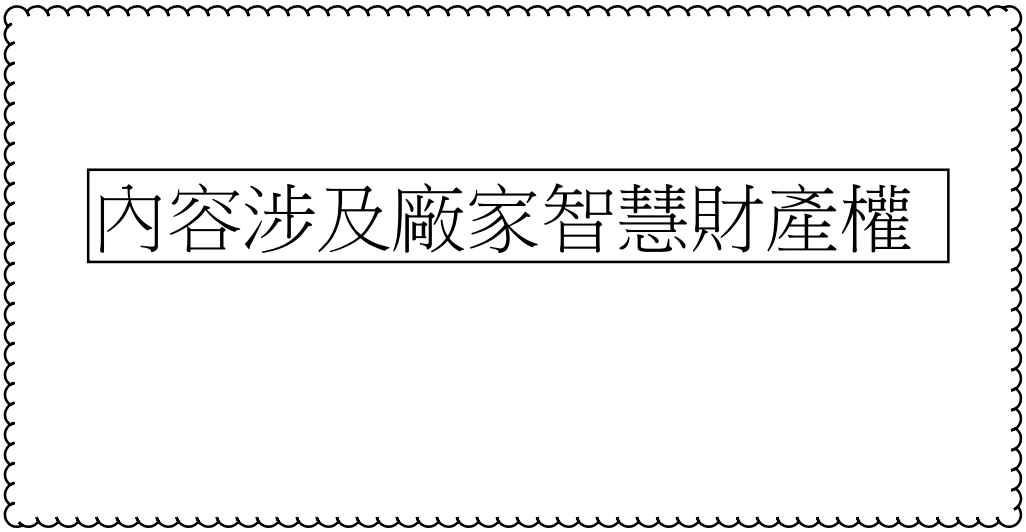


圖 7-7 6"管路封銲圖

7.3.4 池底 2"洩水管路盲封

池底 2" 洩水管路無需進行切割，但須進行盲封，盲封之程序如下：

1. 原有洩水口內容涉及廠家智慧財產權CAP 管蓋出口端支撐擋板上方，使用內容涉及廠家智慧財產權厚之圓形不銹鋼板進行內盲板及外盲板封銲，詳圖 7-8。內盲封板封銲後執行 VT 及 PT 檢測合格後；再依序完成外盲封板銲接作業及 VT 及 PT 檢測。此處之外盲封板在水壓測試完成後由於不阻礙格架之安裝，將予以保留。

2. 外盲封板銲接完成後，依 7.3.7 節執行水壓測試。

3. 完成水壓試驗後，對外盲封板銲道作 VT 及 PT 檢測，池壁襯板作 VT 檢測，實際檢驗結果記錄於維護查證表。

4. 通知控制室值班人員消卡復原動作。

內容涉及廠家智慧財產權

圖 7-8 2"管路封銲圖

7.3.5 南北側池壁上之 12 組不銹鋼銲接構件(bracket)

1. 切除 3 號門所使用之 6 組不銹鋼之銲接構件，切除後構件四周之襯板須進行 VT 檢測，切除之不銹鋼之銲接構件若不堪使用時，需另製一套新品，於日後若格架不再需要而移除，須回復作為護箱裝載池之原規劃用途時，即可再依相關規定予以復原。

2. 切除 4 號門使用之 6 組不銹鋼之銲接構件，切除後構件四周之襯板須進行 VT 檢測，切除之不銹鋼之銲接構件若不堪使用時，需另製一套新品，於日後若格架不再需要而移除，須回復作為護箱裝載池之原規劃用途時，即可再依相關規定予以復原。

7.3.6 液滲檢測

切割或銲接完成後，執行液滲檢測時，須依本公司非破壞檢測隊檢測程序辦理，對銲道進行液滲檢測工作。

7.3.7 水壓測試

護箱裝載池既有管路盲封後除對於銲道進行液滲檢測外，亦將根據「護箱裝載池池壁突出物修改及管路盲封(含管路水壓測試)」特殊程序書[2]執行水壓測試。水壓測試之流程如圖 7-9 所示。

水壓測試圖(以 12"管為例)則如圖 7-10 所示。相關注意事項如下：

1. 應依據核二廠程序書 1111.02 壓力試驗工作管制程序[3]之壓力試驗工作流程圖執行各項作業。管路執行試壓前應申請檢修工作聯絡書，並須申請掛卡關閉閥門。

2. 在外盲封板安裝試壓管路(包含內容涉及廠家智慧財產權)。

3. 試壓期間不降壓持壓(內容涉及廠家智慧財產權)分鐘，停留壓力時間滿足後，應由合格之目視檢測人員執行目視洩漏檢查，目視檢查員應為初級以上之目視檢測員，其檢定方法應符合核二廠非破壞檢測人員資格審查程序之規定。

4. 水壓試驗時若發現洩漏，則應確定洩漏位置，排除洩漏問題後，再重新步驟 3，直到無洩漏為止。

5. 內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權12"內容涉及廠家智慧財產權管水壓測試壓力為(內容涉及廠家智慧財產權)PSI；10"內容涉及廠家智慧財產權管水壓測試壓力為(內容涉及廠家智慧財產權)PSI；6"內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權管水壓測試壓力為內容涉及廠家智慧財產權PSI；2"內容涉及廠家智慧財產權水壓測試壓力為內容涉及廠家智慧財產權PSI。

6. 壓力試驗工作的申請，應於水壓測試前，依電廠品質管制程序 1114.03「禁止操作卡管制程序」[4]之規定；並填寫「管閥位置序列表」，「儀器／設備隔離檢查表」，經值班人員操作並取得禁止操作卡副卡後，始准進行試驗。

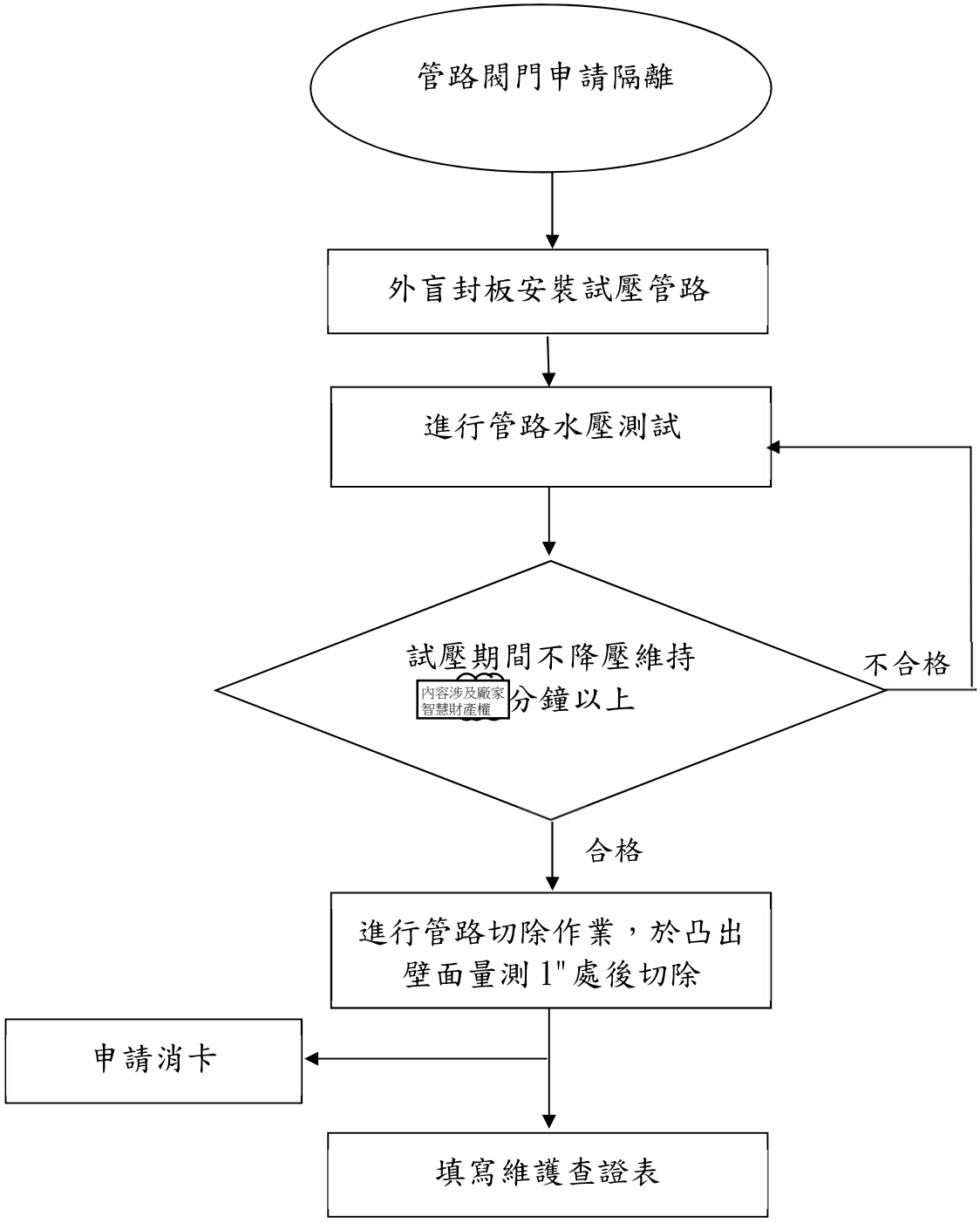


圖 7-9 水壓測試作業流程圖

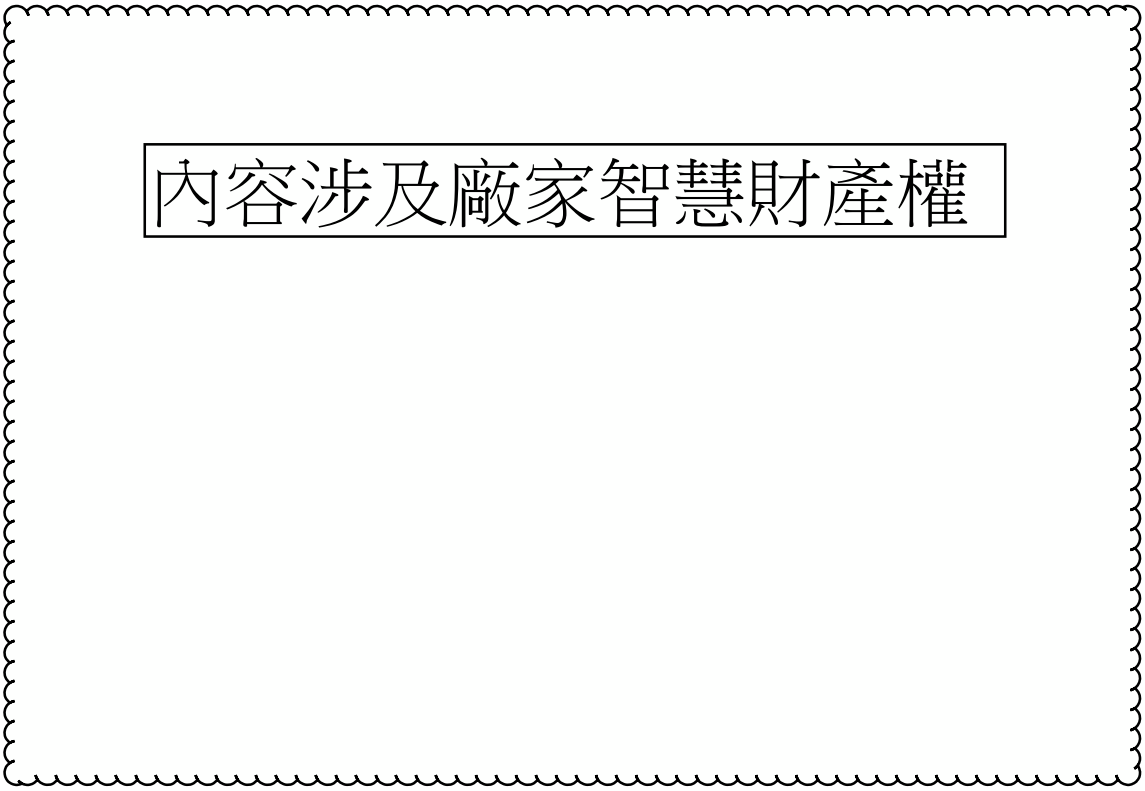


圖 7-10 12"水壓測試圖

7.3.8 墊板及承載板安裝

在完成液滲及水壓測試後，開始進行墊板及承載板安裝，詳述如下：

1. 利用燃料廠房 10 美噸內容涉及廠家智慧財產權池底 7 片墊板(backing

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

2. 使用燃料廠房 10 美噸吊內容涉及廠家智慧財產權底墊板及磨耗板上方安裝 6 片承載板(bearing plate)內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

7.3.9 格架安裝

在完成墊板及承載板安裝後，開始進行格架安裝，其流程如圖 7-11 所示，詳述如下：

1. 根據龍門電廠圖號內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權，將龍門電廠所提供之格架吊掛工具安裝在格架上。

2. 移除格架之臨時基腳板(foot pad)。根據龍門電廠圖號內容涉及廠家智慧財產權安裝永久性基腳內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權。

3. 內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權利用龍門電廠所提供之水平調整工具如圖 7-16 所示(參考圖號內容涉及廠家智慧財產權)進行格架的水平調整內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權確保貯存單元為垂直。

4. 拆除格架吊掛工具及氣泡水平儀。

5. 依據「SP-2016-09 護箱裝載池燃料格架拉力測試程序特殊程序書」[5]執行格架安裝前所有貯存單元之拉力測試。

6. 根據圖 7-17 燃料廠房 3 樓施工現場配置圖進行格架安裝，使用燃料廠房 10 美噸吊車，安裝順序 1 號機為 B01、B02、B06、B07；2 號機為 B03、B04、B08、B09。內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權。

7. 內容涉及廠家智慧財產權調整高程之允許值正負 15 mm 內，將格架調至水平（容許誤差±4 mm）。

8. 依據「SP-2016-09 護箱裝載池燃料格架拉力測試程序特殊程序書」[5]，進行所有貯存單元之拉力測試。

9. 完成 4 組燃料格架安裝及拉力測試後，根據圖 7-18、7-19、7-20、7-21、及 7-22 安裝限制器及限制器支撐，其安裝程序將依循「SP-2016-12 護箱裝載池燃料格架安裝特殊程序書」[6]執行。

10. 最後利用沉水泵由東池抽水至護箱裝載池，充水至正常水位內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權然後依據「SP-2016-10 護箱裝載池燃料貯存格架中子毒素衰減能力測試作業程序特殊程序書」[7]進行黑度測試(blackness test)。

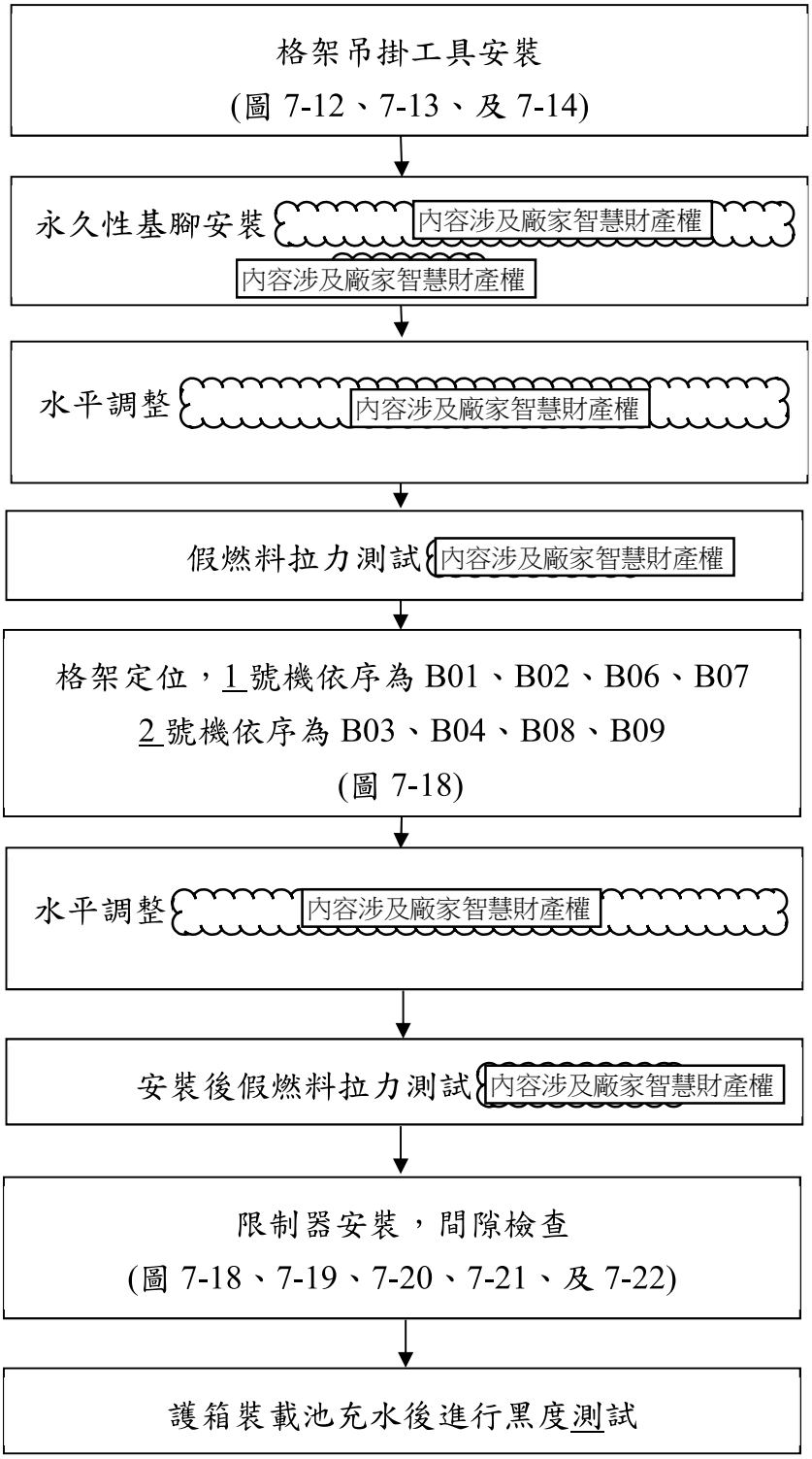


圖 7-11　格架安裝流程圖

第 7-19 至 7-28 頁內容涉及廠家智慧財產權

7.4 作業安全

由圖 7-17 格架安裝之安全移動路徑及現場配置圖可知，護箱裝載池是位於燃料池之東邊外側，因此格架移動時將不會跨過已貯存有用過燃料之區域，可確保既有用過燃料貯存之安全。護箱裝載池格架安裝可能之風險包括：(1)高架作業，(2)吊掛作業，(3)池內作業，(4)動火安全，(5)異物入侵，及(6)輻射安全。下列各節將詳述對這些風險所採取之因應措施，以確保格架安裝作業之安全。

7.4.1 高架作業安全

格架安裝時可能之高架作業包括利用高空作業車進行格架吊掛工具之安裝，以及在水平調整台搭設工作架進行格架之假燃料拉力測試。將採取下列措施以確保高架作業之安全：

1. 落實工作前講習，未依規定上課，不准進廠工作。
2. 高空作業車駕駛必須取得相關之證照。
3. 施工架搭設應符合核二廠施工架搭設管理要點。
4. 必須確實使用安全帶，以防止可能之墜落。

7.4.2 吊掛作業安全及重負載考量

核二廠護箱裝載池位於用過核燃料池東池東側，格架安裝時不會越過燃料池上空移動格架。且用過燃料池東側亦沒有安全停機設備，因此亦不會有在安全停機設備上方移動格架之可能。此外，目前燃料廠房內之兩部吊車，其中 150 噸護箱吊車之鉤頭西向極限距護箱裝載池西側牆尚有 1,600 mm，因此無法越過用過燃料池上方。10 噸燃料廠房吊車則須根據核二廠營運程序書 619.4[8]之規定，在使用前 7 天內(含當天)或使用期間至少每 7 天，應證實其連鎖功能可以防止吊車越過用過燃料池的上方，但為了達到深度防禦之原則，以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. 吊車操作員需具備 3 公噸以上固定式起重機操作人員之資格。
2. 吊掛手須具備起重機從事吊掛作業人員資格。

3. 指揮手須具備起重機從事吊掛作業人員資格。

4. 確實依據核二廠程序書 619.4[8]之規定，使用前 7 天(含當天)及使用期間至少每 7 天，應證實燃料廠房 10 噸吊車之連鎖功能可以防止吊車越過用過燃料池的上方。

5. 須符合 NUREG-0612 準則[1]，沿著事先規劃之安全負載路徑移動。

6. 鋼索及鉤環須符合 NUREG-0612 準則[1]。

7. 所有吊具必須經核二廠檢查合格，並貼示合格標籤後才可使用。

8. 起吊時先保持距離樓地板 50 mm，停留 5 分鐘，待確定穩固後才可移動。

9. 沿著安全路徑移動時，要保持在離樓地板 150 mm 以下，以避免墜落之衝擊。

7.4.3 池內作業安全

本計畫將在護箱裝載池完成洩水及除污後進行池內突出物之切除及管路盲封，同時格架安裝時之定位亦需要工作人員在池內協助。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，由現場負責人對於作業環境、工作程序書、危害因素及防範措施等召開工具箱會議，簽認工具箱會議查對表，送交現場檢驗員存查。

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佩帶安全帶。

6. 池邊要有工安員全程監視，發現狀況時可立即將工作人員撤出池外。

7.4.4 動火安全

本計畫於切割池內突出物後將進行管路盲封，如 7.3 節所述盲封乃採圓形

不銹鋼板銲接於管路末端，為執行水壓試驗每個盲封處皆有內、外盲封板需銲接。將採取下列措施以確保銲接（動火）作業安全：

1. 申請動火許可令。
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。

7.4.5 防止異物入侵

由於護箱裝載池位於燃料池外側，且將在乾式狀態進行安裝，因此較不可能對燃料池造成異物入侵，但仍將採取下列異物入侵之防範措施：

1. 須依照核二廠防止異物入侵作業相關程序書之要求辦理，且燃料池旁之防止異物入侵鋁板已裝妥。
2. 工作現場將設置防止異物入侵監視員，且該員須具有核二廠規定之資格。
3. 所有攜入工作區域之工具及物件必須列出清單，並於每值工作結束時進行清點。

7.4.6 輻射安全

將依照本報告第 8.5 輻射防護之相關規定執行，以確保工作人員之輻射安全。

7.5 緊急應變計畫

7.5.1 事前防範措施

1. 所有安裝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以為工作人員遵循；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帶齊全，以確保在作業期間可有妥善之保護。

2. 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。

7.5.2 緊急應變步驟

1. 當發生緊急事件時必須立即通知控制室。

2. 當發生緊急事件時，立即停止所有工作並撤退須應付緊急事件以外之所有人員。

3. 如果發生輻射防護有關之緊急事件，須依照現場保健物理人員之指示。

4. 如果發生護箱裝載池襯板受損之緊急事件，應立即進行襯板之修補。

7.5.3 輻射異常之應變程序

核二廠用過燃料池旁依輻防作業程序，設有連續空氣濃度監測器，並依輻防管制程序規定設定警報，以連續監測工作區域放射性氣體濃度，並以每值巡視制度確保其功能維持正常，一旦該監測器發出警報，則須採取下列應變程序：

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. 保健物理人員配戴自給式面具後，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。

7.5.4 工作過程中發生地震時之處理及應變程序

在工作過程中若發生地震，將採取下列之處理及應變程序：

1. 立即將吊卸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. 重新開始工作時，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。

7.5.5 工作過程中發生 3 號門洩漏之處理及應變程序

在工作過程中若發生與東池緊鄰的 3 號門洩漏，池水流入護箱裝載池內，將以吊籠立即撤退池內之所有工作人員。同時將啟動補水系統，以避免燃料池之水位降低。

7.6 復原計畫

為因應未來乾式貯存護箱於水池中裝載用過燃料之需求，護箱裝載池須進行復原，核二廠已立案護箱裝載池復原之 DCR，並已訂定「SP-2016-13 護箱裝載池復原特殊程序書」[9]如附件 7-1，作為施工之依據，提供護箱裝載池復原之相關程序，以確保池內物件移除、管路盲板解封及銲接構件復原之正確性及作業安全。

附件 7-1

護箱裝載池復原特殊程序書

名稱：護箱裝載池復原特殊程序書

目 錄

1.0 目的及適用範圍

2.0 準備事項

3.0 注意事項

4.0 參考資料及圖面

5.0 機組預期之反應

6.0 工作程序流程圖

7.0 工作程序

8.0 維護查證表

第二核能發電廠營運程序書

1.0、目的及適用範圍

1.1 本程序書之目的在提供本廠一號機及二號機護箱裝載池復原之相關程序，以為工作人員遵循，以確保池內物件移除、管路盲板解封之正確性及作業安全。

1.2 護箱裝載池復原作業必須在機組停機期間始可執行。

2.0、準備事項

2.1 護箱裝載池內之所有用過燃料已傳送至上燃料池或 F/B 3F 東西池暫存，並關閉 3 號水門。

2.2 起重吊掛作業依本廠程序書 pro795 起重作業程序書執行。

2.3 高架作業依本廠程序書 pro105.1 高架作業執行。

2.4 FME(Foreign Material Exclusion)異物入侵防範依本廠程序書 pro708.1.1 執行。

2.5 需於工作區域搭設隔離帳蓬(如附圖一)供污染組件電漿切割、裝桶。

2.6 所有鋼索、及鉤環(Shackle)等吊掛工具須經本廠機械組機具課檢驗核可。

2.7 所使用工具、設備、材料、格架吊裝工具、高空作業車等已在燃料廠房 3 樓定位。

3.0、注意事項

3.1 執行復原作業前應先申請檢修工作聯絡書，待值班完成裝載池內相關管路掛卡、隔離後，須取得紅卡副卡，才可執行現場工作。

3.2 輻射區域作業需依照本廠保健物理相關規定辦理。

3.3 非經本廠檢驗並核可之吊裝特殊工具、鋼索、及鉤環等，不可使用。

3.4 污染設備、組件須於隔離帳蓬以電漿切割成 60cm x 30cm、60cm x 15cm，再裝入 55 加侖鍍鋅鋼桶，或由廢料處理組指定切割尺寸及容器。

3.5 工作內容涉及法規修理/更換，須依 pro1109.09「按法規要求執行機械組件之修理與更換 (CODE REPAIR & REPLACEMENT)管制程序書」辦理。

第二核能發電廠營運程序書

4.0、 參考資料及圖面

4.1 龍門格架說明書-31113.62.1810 (INSTRUCTION BOOK)。

4.2 pro795 起重作業程序書。

4.3 pro105.1 高架作業。

4.4 pro708.1.1 燃料池區域 FME 管制。

4.5 pro1109.09 按法規要求執行機械組件之修理與更換 (CODE REPAIR & REPLACEMENT)管制程序書

4.6 SP-2016-11 護箱裝載池池壁突出物修改及管路盲封(含管路水壓測試)特殊程序書。

4.7 SP-2016-12 護箱裝載池燃料格架安裝特殊程序書。

4.8 附圖一 燃料廠房 3 樓施工配置圖。

4.9 附圖二 限制器及其支架平面圖。

4.10 附圖三 燃料格架吊升架 內容涉及廠家智慧財產權

4.11 附圖四 燃料格架吊升桿 內容涉及廠家智慧財產權

4.12 附圖五 燃料格架圖 內容涉及廠家智慧財產權

4.13 附圖六 內容涉及廠家智慧財產權

4.14 附圖七 內容涉及廠家智慧財產權

4.15 附圖八 內容涉及廠家智慧財產權

4.16 附圖九 內容涉及廠家智慧財產權

4.17 附圖十 內容涉及廠家智慧財產權

4.18 附圖十一 內容涉及廠家智慧財產權

4.19 附圖十二 內容涉及廠家智慧財產權

4.20 附圖十三 內容涉及廠家智慧財產權

4.21 附圖十四 三號水門掛架不銹鋼銲接構件圖面

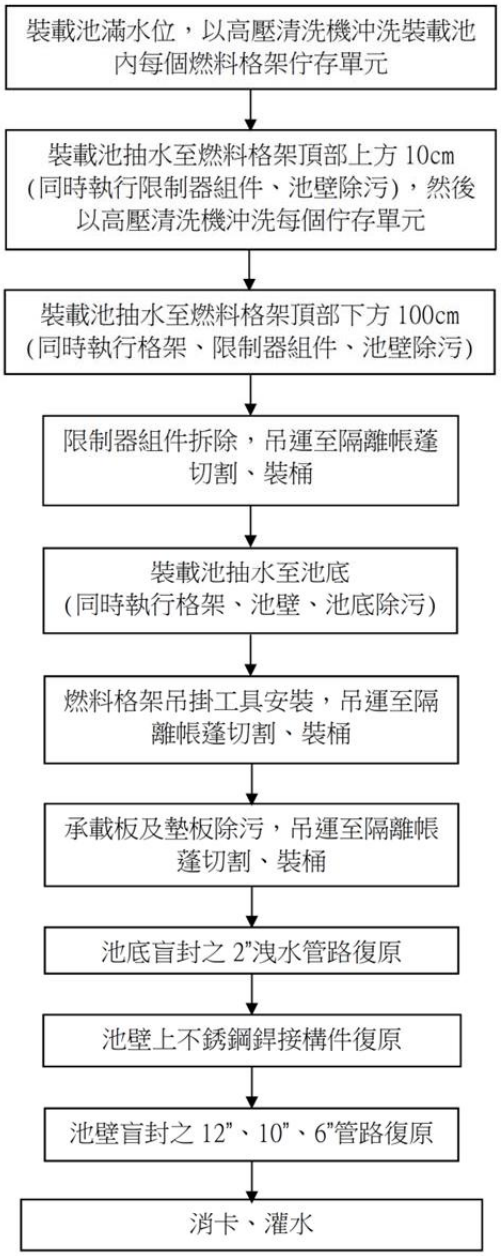
4.22 附圖十五 三號水門掛架不銹鋼銲接構件圖面

5.0、機組預期之反應

護箱裝載池復原作業於機組大修期間執行，除應遵守工安、輻防及 FME 相關規定外，對機組安全無直接影響。

第二核能發電廠營運程序書

6.0、工作程序流程圖



第二核能發電廠營運程序書

7.0、工作程序

【已詳加閱讀並充份明瞭 注意事項/先決條件/必備條件/限制條件/運轉準則等皆已符合要求。 簽名：_____ 】

一、二號機護箱裝載池復原程序敘述如下：

7.1 於 10 噸吊車的吊鉤上安裝高壓清洗機組件(旋轉噴頭)，沖洗裝載池內 4 個燃料格架每個佇存單元。

7.2 裝載池抽水至用過燃料池東池，持續到裝載池水位下降至燃料格架上方約 10cm 時，同時以高壓清洗機(更換扇形噴頭)執行限制器組件、池壁除污。

7.3 以高壓清洗機(更換旋轉噴頭)沖洗裝載池內燃料格架每個佇存單元。

7.4 裝載池抽水至用過燃料池東池，持續到裝載池水位下降至燃料格架頂部下方約 100cm 時，同時以高壓清洗機(旋轉噴頭)執行格架佇存單元、限制器組件、池壁除污至 HP 人員許可之程度。

7.5 以 10 噸吊車吊鉤連接限制器組件，拆除裝載池邊的限制器固定組件，吊車將限制器組件吊運至隔離帳棚內切割、裝桶。

7.6 裝載池抽水至池底，同時以高壓清洗機(旋轉噴頭)執行格架佇存單元、池壁除污至 HP 人員許可之程度。

7.7 燃料格架吊掛工具安裝

7.7.1 使用 10 噸吊車，將燃料格架吊升架(參考附圖三 內容涉及廠家智慧財產權)安裝於鉤頭(Hook)上，並安裝四支燃料格架吊升桿(參考附圖四 內容涉及廠家智慧財產權)於燃料格架吊升架上，注意燃料格架吊升桿須定位在吊升架 B 位置。

7.7.2 檢查燃料格架吊升桿之提升腳在未鎖(UNLOCKED)的位置，並有安全插銷扣住。

7.7.3 吊掛燃料格架吊升架及 4 個吊升桿，慢慢下降插入燃料格架貯存單元內之吊升孔，當燃料格架吊升桿下降到達定位時，拔出 4 個吊升桿的安全插銷，轉動吊升桿到鎖(LOCKED)的位置，再將安全插銷插上扣住，此時，吊車可經由吊升架及吊升桿吊掛燃料格架。

7.8 將燃料格架吊運至隔離帳棚內進行切割、裝桶。

7.9 利用吊車將承載板立起，利用高壓清洗機(更換扇形噴頭)沖洗、除污以降低其劑

量至 HP 人員許可之程度，再吊運至隔離帳棚內進行切割、裝桶。

7.10 利用吊車將墊板立起，利用高壓清洗機(扇形噴頭)沖洗、除污以降低其劑量至 HP 人員許可之程度，再吊運至隔離帳棚內進行切割、裝桶。

7.11 將池底 2"內容涉及核子保安之地板洩水口盲封板移除，依附圖六內容涉及廠家智慧財產權、附圖十內容涉及廠家智慧財產權恢復未盲封時情況，完成後針對管路施工部位執行 PT、VT 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

7.12 裝載池南、北側池壁上不銹鋼銲接構件復原，依附圖十四復原南側池壁上 6 組不銹鋼銲接構件(用於置放 3 號水門)，依附圖十五復原北側池壁上 6 組不銹鋼銲接構件(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 檢測、構件新銲道 PT、VT 檢測，不合格時須修復並複檢。

7.13 池壁盲封之管路復原

7.13.1 北側池壁上 12"內容涉及核子保安管路之供水口盲封板移除，依附圖七內容涉及廠家智慧財產權、附圖十一內容涉及廠家智慧財產權移除盲封板(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 PT、VT 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

7.13.2 北側池壁上 10"內容涉及核子保安之排水管口盲封板移除，依附圖八內容涉及廠家智慧財產權附圖十二內容涉及廠家智慧財產權移除盲封板(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 PT、VT 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

7.13.3 南側池壁上 6"內容涉及核子保安冷凝水管路之供水口盲封板移除及管路復原，依附圖九內容涉及廠家智慧財產權、附圖十三內容涉及廠家智慧財產權恢復未盲封時情況，完成後針對管路施工部位執行 PT、VT 檢測，確保管路狀況，不合格時須修復並複檢。

7.14 通知值班消卡、灌水。

第二核能發電廠營運程序書

8.0、維護查證表

機　　組：_____ 安全等級：☐ 安全有關 ☐ 非安全有關

系統/設備編號：_____ 可 靠 性：☐ R-1，☐ R-2，☐ R-3

EOC　　：_____ 相關文件/圖面 ：_____

查 証 結 果：(1) 有數據需填寫 (2) 正常打 (V)，不正常打 (X)

查 證 區 分：以下列表皆為檢驗員須查證工作。

步驟	執行內容	接受標準	結果	執行者	複查者
2.0	準備事項	完成			
3.0	注意事項	完成			
7.0	工作程序	確實了解步驟			
7.1	沖洗裝載池內每個佇存單元	完成			
7.2	裝載池水位降至格架上方約10cm(同時執行限制器、池壁除污)	完成			
7.3	沖洗裝載池內每個佇存單元	完成			
7.4	裝載池水位降至格架頂部下方約 100cm(同時執行格架、限制器、池壁除污)	完成			
7.5	限制器組件移除	完成			
7.6	裝載池抽水至池底(同時執行格架、池壁除污)	完成			
7.7	燃料格架吊掛工具安裝				
7.7.1	於吊車之吊鉤上安裝燃料格架吊升架，然後將吊升桿安裝於吊升架 B 位置	完成			
7.7.2	吊升桿之提升腳在 UNLOCKED 的位置，且有安全插銷扣住	提升腳 UNLOCKED			

第二核能發電廠營運程序書

編號： 版次：

步驟	執行內容	接受標準	結果	執行者	複查者
7.7.3	將吊升桿插入吊升孔，吊升桿下降到達定位時，拔起安全插銷，轉動吊升桿到 LOCKED 的位置，並插入安全插銷	提升腳 LOCKED，且有安全插銷扣住			
7.8	格架移除	完成			
7.9	承載板移除	完成			
7.10	墊板移除	完成			
7.11	池底 2"內容涉及核子保安之地板洩水口盲封板移除	NDE 檢測合格			
7.12	池壁不銹鋼銲接構件復原	NDE 檢測合格			
7.13	池壁盲封之管路復原				
7.13.1	北側池壁上 12"內容涉及核子保安冷凝水管路盲封板移除	NDE 檢測合格			
7.13.2	北側池壁上 10"內容涉及核子保安之排水管盲封板移除	NDE 檢測合格			
7.13.3	南側池壁上 6"內容涉及核子保安冷凝水管路盲封板移除及管路復原	NDE 檢測合格			
7.14	通知值班消卡、灌水	完成			
備註					
審核	複查者：_____ 課長：_____ 維護經理：_____ 品質查証者：_____ 課長：_____ 品質經理：_____				

程序書名稱: 護箱裝載池復原程序書

第 7-43 至 7-58 頁內容涉及廠家智慧財產權

7.7 參考文獻

1. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.

2. 核二廠 SP-2016-11,「護箱裝載池池壁突出物修改及管路盲封(含管路水壓測試)」特殊程序書。

3. 核二廠 1111.02 營運程序書,「壓力試驗工作管制程序」。

4. 核二廠 1114.03 營運程序書,「禁止操作卡管制程序」。

5. 核二廠 SP-2016-09,「護箱裝載池燃料格架拉力測試程序」特殊程序書。

6. 核二廠 SP-2016-12,「護箱裝載池燃料格架安裝」特殊程序書。

7. 核二廠 SP-2016-10,「護箱裝載池燃料貯存格架中子毒素衰減能力測試作業程序」特殊程序書。

8. 核二廠 619.4 營運程序書,「燃料廠房 10 噸吊車連鎖測試」。

9. 核二廠 SP-2016-13,「護箱裝載池復原」特殊程序書。

第八章 輻射安全（及屏蔽）評估

8.1 法規依據

1. NUREG-0575 “Handling and Storage of Spent Light Water Power Reactor Fuel”, Vol. 1, Executive Summary and Text”, August 1979, USNRC.
2. NUREG-0737 “Clarification of TMI Action Plan Requirements”, Final Report, November 1980, USNRC.
3. NUREG-0800, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants:Chapter 12 Radiaion Protection” September 2013, USNRC.
4. Regulatory Guide 1.109, “Calculation of Annual Doses to Man From Routine Releases of Reactor Effluents for The Purpose of Reactor Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I” October 1977, USNRC.
5. Regulation Guide 1.25, “Assumptions Used for Evaluating The Potential Radiological Consequences of A Fuel Handling Accident in the Spent Handling and Storage Facility for Boiling and Pressurized Water Reactors” September 1972, USNRC.
6. Regulatory Guide 1.3, “Assumptions Used for Evaluating The Potential Radiological Consequences of A Loss of Cooling Accident for Boiling Water Reactor” June 1974, USNRC.
7. 10 CFR 20, “Standards for Protection Against Radiation”, USNRC.
8. 10 CFR 100.11, “Reactor Site Criteria” November 2002, USNRC.
9. 游離輻射防護安全標準，2005，行政院原子能委員會。
10. 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，民國 79 年 2 月 28 日，行政院原子能委員會。

8.2 輻射源

8.2.1 護箱裝載池池水輻射源

護箱裝載池中所含核種濃度主要來自於反應器冷卻水(簡稱爐水)、燃料束積垢及護套劣化的燃料:

1. 反應器冷卻水

   當反應器停機進行燃料填換作業時，反應器開蓋後其內的冷卻水會流到爐穴，和上燃料池水混合，池水經由池壁之溢流孔流入與下燃料池(又稱為用過燃料池)共用之池水淨化冷卻系統，爐水遂與用過燃料池水混合，而用過燃料池水會經由 3 號水門與護箱裝載池水混合。[1]

2. 附著於燃料束上的積垢

   燃料在爐心使用期間，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。當燃料退出至下燃料池貯存時，積垢可能脫落並流入護箱裝載池中。

3. 護套劣化的燃料

   用過燃料池有專用格架貯存護套劣化之燃料棒，其中之放射性核種有可能微量析出至池水中，進而流動至護箱裝載池內。

源自上述 3 項因素，護箱裝載池放射性核種主要源自爐水。護箱裝載池水與爐水之混合僅與燃料填換作業之進行與頻率相關，本次進行之設計修改並未更改燃料填換之進行與頻率。換言之，本次格架擴充後護箱裝載池水中源自爐水的放射性活度不預期會增加。根據許多商轉中電廠經驗，用過燃料池水的放射性核種平衡濃度僅在大修燃料填換後短暫上升，機組啟動後藉由用過燃料池淨化及冷卻系統之持續運轉而逐漸回歸常態，無可偵測之明顯上升趨勢。

根據核二廠近期之用過燃料池水取樣分析結果，核二廠 1 號機及 2 號機之用過燃料池水中所含的主要放射性核種平均濃度如表 8-1 所示。

附著於燃料束上的積垢脫落至池水中的量，會隨著用過燃料的吊掛次數而增加，與用過燃料貯存時間的長短無關。從操作經驗來看，用過燃料上累積積垢的脫落時機大部分將發生在吊掛過程中，特別是用過燃料自用過燃料池移至護箱裝載池時，搬運結束後，護箱裝載池中源自積垢的核種濃度

會逐步降至正常運轉值。

經輻射照射的護套材質因腐蝕而釋出至護箱裝載池水中的量非常小，因為護套材質鋯 2 合金具有高抗腐蝕性且增加 4 組格架後池溫僅會微幅上升，並不會造成鋯 2 合金腐蝕速率增加。【本項重點在於一次側管路析出之鈷錳附著於燃料表面活化，形成放射性積垢】

護套劣化燃料所釋出的分裂產物僅在反應器停機後退出燃料時短暫影響，並不會在吊掛或貯存燃料時造成長期影響。一般而言，大部分的固態及氣態分裂產物會保留在陶瓷狀的 UO_2 燃料丸中，並由鋯合金的燃料護套密封。在正常運轉下，部份於燃料丸表面產生的氣態分裂產物不會停留在燃料晶格中，這些氣體將會遷移至燃料棒上方的預留區域中。由於運轉時的高溫，預留區中的氣體對護套加壓，燃料丸亦因熱膨漲，含有少量的固態分裂產物的氣態分裂產物在燃料棒護套發生穿孔時便外釋至反應器冷卻水。而在燃料更換幾週後，用過燃料衰變熱逐漸降低，此時燃料護套溫度也相對降低，因此燃料護套與燃料丸間的間隙壓力變得很小，而使分裂產物保留在燃料護套與燃料丸間的間隙中。此外，大部分的氣態分裂產物為短半化期，在燃料更換數月後其活度已衰變為可忽略的量。碘-131(半化期 8 天)是主要的一種氣態分裂產物，但經過燃料更換數月後碘-131 活度已低於可測值。[2]

此外，用過燃料池冷卻水泵在正常運轉模式中，將從洩水槽取水，總流量的 60 %流經用過燃料池除礦器。用過燃料池除礦器可移除的膠狀材質，例如銅、鐵、與惰性的二氧化矽，並利用粉狀樹脂進行離子交換以移除多餘離子，以控制用過燃料池水質符合 FSAR 9.1.3.2.1 之規定。[1]

8.2.2 空浮輻射源

如前所述，大部分氣態分裂產物的半化期很短，主要的核種碘-131 在燃料更換後數月，其活度已衰變為可忽略的量。外釋的放射性氣體中，唯一較重要的核種為半化期 11 年的氪-85。氪-85 是燃料從反應器移出前後短期內從護套劣化之用過燃料中釋出，當用過燃料在池中冷卻 1 年後，燃料丸與護套間之間隙壓力變得很小，令氪-85 的釋出變少。由於護箱裝載池 4 組貯存格架僅貯存早期退出之正常燃料，因此該池不會增加空浮來源。【護套劣化之燃料棒皆取出集中貯存，不會放到護箱裝載池，析出物僅有可能挪移時自東池帶入】

根據核二廠實際運轉經驗，燃料廠房的Kr-85活度一直維持在可測值以下，因此護箱裝載池安裝4組貯存格架將不會導致空氣中所含Kr-85或其他放射性惰性氣體的活度有明顯增加的情況發生。

8.2.3 其他輻射源

由於護箱裝載池與用過燃料池連通，護箱裝載池中的放射性同位素及粒子，藉由用過燃料池冷卻及淨化系統清除。在燃料填換階段，爐水將流進用過燃料池，積垢也將自最近退出之燃料脫落至池水中。除礦器可移除粒子較大的膠狀物質，例如銅、鐵、與惰性的二氧化矽，而且利用粉狀樹脂進行離子交換來移除不要的離子。當除礦器進出口的壓差達[內容涉及核子保安]時，將進行逆洗更換樹脂，使用過的樹脂將逆洗至放射性廢料沉澱槽後，再進一步處理成固體廢料。在護箱裝載池安裝4組貯存格架後所增加的放射性污染物極少，並不會造成用過燃料池除礦器之放射性廢棄物明顯增加，不會增加該系統之負荷。因此，護箱裝載池安裝4組貯存格架後並不需提升用過燃料池冷卻淨化系統處理能力。

在正常的運轉情況下，用過燃料池水是利用該系統的除礦器來淨化水質，而不是將池水傳送到廢液處理系統，因此，在護箱裝載池安裝4組貯存格架後並不預期會增加放射性廢液。

池壁上既有突出物包括12”及6”供水管，及10”洩水管將切除至剩下1”突出牆面，然後利用盲封板進行封銲。3、4號門吊架亦將切除至剩下1”突出牆面。加上完工後受污之工具亦須當低放射性廢棄物處理，預期兩部機共約產生7,200磅之不銹鋼低放射性廢棄物。假設每個55加侖桶可盛裝600磅不銹鋼低放射性廢棄物，估計約產生12桶低放射性廢棄物。

表 8-1 核二廠用過燃料池池水核種濃度

核種	1號機 (μCi/cc)	2號機 (μCi/cc)
Mn-54	6.00×10^{-5}	2.36×10^{-5}
Co-58	4.05×10^{-6}	2.26×10^{-6}
Co-60	1.55×10^{-4}	8.61×10^{-4}
Zn-65	2.99×10^{-5}	1.65×10^{-4}
Cs-134	1.04×10^{-4}	1.89×10^{-6}
Cs-137	1.92×10^{-4}	3.10×10^{-5}

8.3 各輻射源造成之輻射曝露率

8.3.1 用過燃料所造成之輻射曝露率

雖然用過燃料具有高活度的放射性，但由於護箱裝載池會保持至少有 25 英呎深的池水覆蓋在這些燃料上方，提供足夠的屏蔽將池水表面的燃料直接輻射劑量率降至約為每小時 10^{-18} 毫西弗。相較於池水及用過燃料東池所造成的輻射劑量，用過燃料造成池水表面的輻射劑量應可忽略。在護箱裝載池安裝 4 組用過燃料貯存格架，用過燃料對池壁外區域所造成的輻射劑量率需加以考量，特別是護箱裝載池北牆外的走道，該處有 12"內容涉及核子保安及 10"內容涉及核子保安管之管閥，如圖 8-1 所示。護箱裝載池將只貯存第 1 至 3 週期所退出的燃料，1 號機第 1 至 3 週期之退出日期分別為 1983/9/27、1984/10/29、及 1985/11/27；2 號機第 1 至 3 週期之退出日期分別為 1984/6/8、1985/6/20、及 1986/7/1，因此平均冷卻期在 29 年以上。保守起見，以冷卻期為 29 年進行裝載池壁外之輻射劑量率評估。護箱裝載池北牆厚度為內容涉及核子保安英呎，有 2 支穿越管，分別為內容涉及核子保安的 12”內容涉及核子保安及內容涉及核子保安的 10”內容涉及核子保安(如圖 8-2)，這 2 支穿越管將被切除剩下 1”突出牆面，然後進行盲封。盲封後此 2 穿越管內為空氣，除盲封板外護箱裝載池水外並無屏蔽，其中 10”管位置約在燃料有效長度(active length)頂端，劑量率較低，12”管位置則在有效長度中央，池壁外此處(Point 1)為最高劑量點。護箱裝載池北牆輻射屏蔽評估模型如圖 8-3 所示，Point 1 之輻射劑量率為 0.057 毫西弗/小時。[3]燃料廠房 1 樓北側走道其輻射分區於護箱裝載池安裝格架後將劃分為 Zone 3，並進行行政管制。【Zone3 劑量率($\dot{D}$):15 mrem/h＞$\dot{D}$≧2.5 mrem/h】



圖 8-1　護箱裝載池北牆外現況

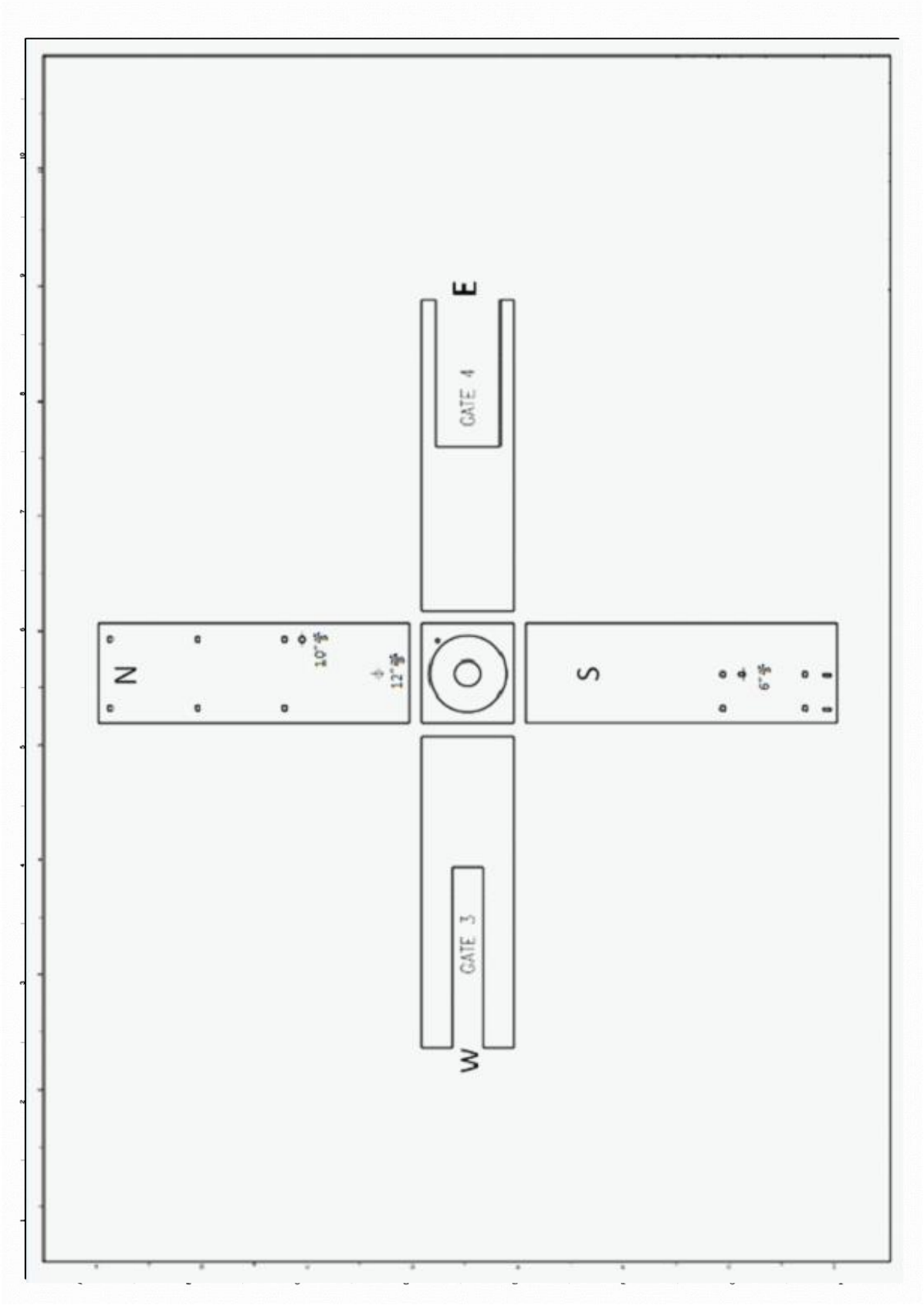


圖 8-2　護箱裝載池展開圖

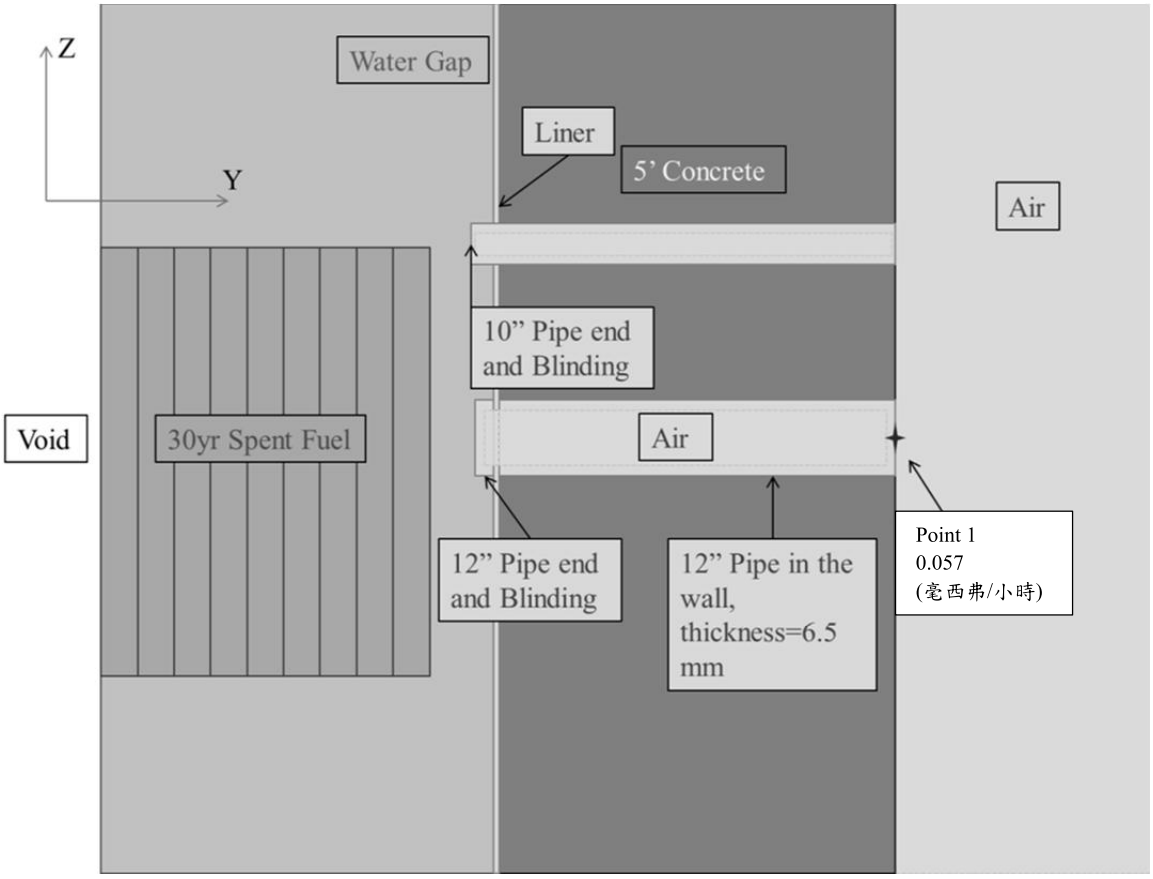


圖 8-3　護箱裝載池北牆輻射屏蔽評估模型

8.3.2 護箱裝載池水造成之輻射曝露率

護箱裝載池水中所含放射性核種主要來自燃料更換作業時流入用過燃料池的反應器冷卻水，如 8.2.1 節所討論，在護箱裝載池安裝 4 組貯存格架不會增加護箱裝載池水放射性。根據核二廠近期量測的數據(如第 8.2.1 節)，計算 1 號機及 2 號機用過燃料池水表面的輻射曝露率分別為 0.005 毫西弗/小時及 0.020 毫西弗/小時。

8.3.3 空浮輻射源造成之輻射曝露率

如 8.2.2 節所討論，大部分氣體性分裂產物的半化期很短，通常只需要幾個月的時間即衰變至很低的量。而用過燃料棒移至用過燃料池冷卻後，其燃料間隙的活度逃逸係數將變得相當的低。因此，在護箱裝載池安裝 4 組貯存格架，對燃料廠房內氣體性分裂產物所導致的輻射曝露率將不會很明顯。

8.4 職業曝露

將根據本案每一項施工作業所需人力及工作時數，以及可能曝露環境(護箱裝載池周圍，或護箱裝載池內)估算本案工作人員之集體劑量。

8.4.1 施工期間作業區域之輻射曝露

本案主要作業項目共有 14 項，如表 8-2 所示。包括 1)安裝設備定位。2)護箱裝載池洩水及除污，在進行護箱裝載池格架安裝作業前，為使工作人員之輻射劑量合理抑低(ALARA)，將進行護箱裝載池洩水，同時利用高壓水柱進行池壁及池底除污。3)安裝前假燃料拉力測試，以確定每一貯存單元之拉力在 50 公斤之內，沒有因運輸而受到影響。4)突出物切除，將切除護箱裝載池內之突出物，包括管路及吊架。5)管路盲封，管路切除後以盲封板進行盲封。6) PT 測試(滲透液測試)，在盲封板銲進行 PT 測試以確保銲道完整無缺。7)水壓測試，對盲封板銲進行水壓測試以確保銲道完整無缺及可耐受預期之壓力。8)池底墊板及承載板安裝。9)格架安裝。10)限制器安裝。11)安裝後假燃料拉力測試。12)黑度測試(blackness test) ，在護箱裝載池充滿水後進行。13)廢棄物處理及裝桶。14)完工後現場清理作業。

施工人員可能之輻射曝露環境包含 1 號機及 2 號機 3 樓護箱裝載池周圍，

及護箱裝載池內。根據核二廠實測結果，1 號機及 2 號機 3 樓護箱裝載池周圍之輻射劑量率分別為 4.6 及 4.3 微西弗/小時，護箱裝載池在洩水除污後，池內平均輻射劑量率為 45 及 50 微西弗/小時。

依據每一作業項目所需人力、作業時數、及曝露環境之輻射劑量率計算出本案施工期間之集體劑量，如表 8-2、8-3 所示，1 號機為 85.168 人毫西弗，2 號機為 91.71 人毫西弗，總集體劑量為 176.878 人毫西弗。集體劑量之最大貢獻者為墊板及承載板之安裝，2 部機共 84.0 人毫西弗，約佔總集體劑量之 47.5%。其次為突出物切割，2 部機共 48.835 人毫西弗，約佔總集體劑量之 27.6%。未來將加速此兩項作業，縮短其工時，以降低工作人員之集體劑量。

8.4.2 護箱裝載池正常運轉下及格架安裝後燃料挪移之輻射曝露

如 8.3.1 節所討論，池水表面源自於用過燃料的直接輻射曝露率約為每小時 10^{-18} 毫西弗，進行燃料挪移的工作人員輻射曝露主要來自於用過燃料池水及池壁。然而護箱裝載池安裝格架並不會增加池水及池壁的活度，故於池面上方工作人員的輻射曝露並不因此受到實質影響。在池壁外側走廊的工作人員，由於護箱裝載池北牆有 2 支穿越管(12 吋 x1，10 吋 x1)，此處最大輻射劑量率為 0.057 毫西弗/小時。該區域之輻射分區將劃分為 Zone 3，並進行行政管制。

8.4.3 放射性廢棄物處理之輻射曝露

如 8.2.3 節所討論，根據過去之施工經驗，格架改裝作業期間，並不會明顯增加用過燃料池冷卻淨化系統中廢棄樹脂之放射性活度；此外，離子交換樹脂逆洗及更換作業可遠端操作，人員不會受到照射。故護箱裝載池安裝格架將不會有工作人員因處理用過樹脂增加照射劑量。

本次施工共約產生 12 桶低放射性廢棄物，並不會造成顯著的環境衝擊及工作人員輻射劑量。

表 8-2 工作人員集體劑量預估（1 號機）

作業項目	人力（人）	工時（小時）	劑量率（毫西弗/小時）	集體劑量（人毫西弗）	備註
1. 安裝設備定位	12	48	4.6×10^{-3} (池邊)	2.650	1. 工作進行時工作人員在池邊並未進入護箱裝載池，採用燃料廠房 3 樓平均空間劑量率計算，標註為（池邊）。 2. 工作進行時工作人員進入護箱裝載池內，採用護箱裝載池內空間劑量率計算，標註為（池內）。
2. 裝載池洩水及除污	8	24	4.6×10^{-3} (池邊)	0.883	
3. 安裝前假燃料拉力測試	6	24	4.6×10^{-3} (池邊)	0.662	
4. 突出物切除	10 3	50	4.5×10^{-2} (池內) 4.6×10^{-3} (池邊)	22.500 0.690	
5. 管路盲封	4 3	16	4.5×10^{-2} (池內) 4.6×10^{-3} (池邊)	2.880 0.221	
6. PT 測試	4 3	8	4.5×10^{-2} (池內) 4.6×10^{-3} (池邊)	1.440 0.110	
7. 水壓測試	4 3	16	4.5×10^{-2} (池內) 4.6×10^{-3} (池邊)	2.880 0.221	
8. 墊板及承載板安裝	12 3	72	4.5×10^{-2} (池內) 4.6×10^{-3} (池邊)	38.880 0.994	
9. 格架安裝	12	48	4.6×10^{-3} (池邊)	2.650	
10. 限制器安裝	6	12	4.6×10^{-3} (池邊)	0.331	
11. 安裝後假燃料拉力測試	12	36	4.6×10^{-3} (池邊)	1.987	
12. 黑度測試	12	48	4.6×10^{-3} (池邊)	2.650	
13. 廢棄物處理	8	24	4.6×10^{-3} (池邊)	0.883	
14. 完工後現場清理作業	10	36	4.6×10^{-3} (池邊)	1.656	
總集體劑量				85.168	

表 8-3 工作人員集體劑量預估（2 號機）

作業項目	人力（人）	工時（小時）	劑量率（毫西弗/小時）	集體劑量（人毫西弗）	備註
1. 安裝設備定位	12	48	4.3×10^{-3} (池邊)	2.477	1. 工作進行時工作人員在池邊並未進入護箱裝載池，採用燃料廠房 3 樓平均空間劑量率計算，標註為（池邊）。 2. 工作進行時工作人員進入護箱裝載池內，採用護箱裝載池內空間劑量率計算，標註為（池內）。
2. 裝載池洩水及除污	8	24	4.3×10^{-3} (池邊)	0.826	
3. 安裝前假燃料拉力測試	6	24	4.3×10^{-3} (池邊)	0.619	
4. 突出物切除	10 3	50	5.0×10^{-2} (池內) 4.3×10^{-3} (池邊)	25.000 0.645	
5. 管路盲封	4 3	16	5.0×10^{-2} (池內) 4.3×10^{-3} (池邊)	3.200 0.206	
6. PT 測試	4 3	8	5.0×10^{-2} (池內) 4.3×10^{-3} (池邊)	1.600 0.103	
7. 水壓測試	4 3	16	5.0×10^{-2} (池內) 4.3×10^{-3} (池邊)	3.200 0.206	
8. 墊板及承載板安裝	12 3	72	5.0×10^{-2} (池內) 4.3×10^{-3} (池邊)	43.200 0.929	
9. 格架安裝	12	48	4.3×10^{-3} (池邊)	2.477	
10. 限制器安裝	6	12	4.3×10^{-3} (池邊)	0.310	
11. 安裝後假燃料拉力測試	12	36	4.3×10^{-3} (池邊)	1.858	
12. 黑度測試	12	48	4.3×10^{-3} (池邊)	2.477	
13. 廢棄物處理	8	24	4.3×10^{-3} (池邊)	0.826	
14. 完工後現場清理作業	10	36	4.3×10^{-3} (池邊)	1.548	
總集體劑量				91.71	

8.5 意外事故分析

8.5.1 燃料掉落事故

燃料掉落事故(Fuel Handling Accident)是指用過燃料束在用過燃料池挪移時不慎掉落，造成掉落及貯存的燃料棒損壞。以輻射外釋的角度評估燃料掉落事故中最嚴重的是有套燃料匣的用過燃料束掉落擊中未套燃料匣的用過燃料。評估掉落事故所造成的燃料棒損壞程度時，一般是根據掉落燃料束之動能來估計。用過燃料掉落事故分析係假設:

1. 燃料束從燃料吊卸設備所允許的最大高度掉落。

2. 用過燃料束掉落至格架頂部所轉換的所有位能均應用在此意外事故的分析。換言之，本假設將燃料束在水中掉落過程中所損失的機械能量忽略，而且燃料束與吊具完全分離。而發生此假設的惟一可能狀況為燃料束把手、燃料抓鉤或抓鉤纜線發生斷裂。

3. 掉落燃料束之能量完全不會被燃料物質(UO_2)所吸收。

用過燃料束掉落至燃料格架之最大掉落高度為 6 英呎，此高度不會因護箱裝載池安裝格架而增加，因此護箱裝載池安裝格架完成後，用過燃料掉落事故分析之動能並不會大於安裝前之情況。所以燃料掉落事故造成之廠外民眾劑量仍與 FSAR 第 15.7.4 節之燃料掉落事故結果一致，將遠低於 10 CFR 100 之限值。

8.5.2 用過核燃料格架或傳送護箱墜落

核二廠護箱裝載池位於用過核燃料池東池東側，10 噸燃料廠房吊車將根據核二廠營運程序書 619.4 之規定，在使用前 7 天內(含當天)或使用期間至少每 7 天，證實其連鎖功能可以防止吊車越過用過燃料池的上方。因此格架安裝時不會越過燃料池上空移動格架，即不會發生格架墜落至既有已貯存燃料之格架上方，造成輻射外釋之情節。完工後，亦無空間再容納傳送護箱，因此無傳送護箱墜落之議題。未來當可以進行乾式貯存時，會先將護箱裝載池內之所有用過燃料移至上燃料池，然後移出所有格架，進行盲封管路及 3、4 號門吊架之復原，充水後再移入傳送護箱，以進行燃料裝載作業。過程中亦無可能發生墜落撞毀用過燃料之情況。

8.5.3 用過燃料池喪失冷卻功能事故之廠外劑量

依據核二廠 FSAR 9.1.3，用過燃料池冷卻淨化系統為非耐震一級系統，用過燃料池耐震一級之冷卻系統為餘熱移除系統(RHR)，此為用過燃料池之備用系統。當用過燃料池冷卻淨化系統因強震失效或用過燃料池熱負載過大時，餘熱移除系統將支援用過燃料池之冷卻。若有用過燃料池冷卻淨化系統及餘熱移除系統皆失效時，除了原有的緊急補水系統外，核二廠又根據 NEI 06-12 導則，進行福島事件後之強化措施：1)自燃料廠房外增設常備硬管式消防注入管路，可提供 500 gpm 之注入能力；2)於燃料廠房外增設常備硬管管線到廠房內，再針對用過燃料池裝設噴灑設備，可提供 200 gpm 之噴灑能力。因此在多重加強措施下，核二廠用過燃料池將有足夠之冷卻水，不會因冷卻能力不足而沸騰。但保守起見，進行廠外民眾輻射劑量評估時，仍假設核二廠用過燃料池仍會因冷卻能力不足而沸騰，在此假設條件下，在禁建區邊界及低密度人口區邊界所造成之甲狀腺及全身劑量如表 8-4 所示:

表 8-4 喪失冷卻時廠外劑量評估結果

地區	甲狀腺劑量 (西弗)	全身劑量 (西弗)
禁建區邊界(EAB)	7.33×10^{-6}	5.38×10^{-5}
低密度人口區邊界 (LPZ)	3.05×10^{-3}	3.29×10^{-5}
10 CFR 100	3	2.5×10^{-1}

其所造成之廠外民眾劑量很明顯仍遠低於 10 CFR 100 之限值。[4]

8.6 輻射防護

8.6.1 人員管制

1. 所有執行本案之工程人員皆需依核二廠之〝包商管理辦法〞、〝人員進出管制程序〞等規定接受門禁管制、輻射防護、廢棄物處理、品質、工安…等教育訓練，並經考試合格後始得入廠。

2. 須依規定持制式表格至合格醫療院所進行健康檢查，經醫師判定合格者始得申辦人員劑量佩章（TLD）。

3. 所有人員劑量監測儀器在工程開始前，皆需確認儀器在校正有效期限內。工作前亦須檢查儀器，使儀器有最佳工作狀況，減少臨時故障機率。

4. 外傷未癒或自覺身體不適、精神不濟時，應避免進入管制區工作，以防意外事故發生。

5. 工作人員必須熟悉各有關之程序書，不得隨意變更簡化作業步驟或程序，唯有按照規定執行，方可確保安全。

6. 所有參與本工程人員之劑量均採專案管制及每日登記。若發現有異常現象即馬上追究原因並採取適當措施。

7. 有關人員劑量之管制，集體劑量之預估與管制，應按月或按週做追蹤管制，以發現可能產生偏差之現象，及早修正和追查工作變動影響人員集體劑量目標值達成之原因和改善，以達有效管制人員劑量及落實工作掌控，劑量合理抑低之目的。

8.6.2 工作區域之管制

1. 所有輻射劑量偵測儀器在工程開始前，皆需確認儀器在校正有效期間內。工作前亦再次檢查儀器，使儀器有最佳工作狀況。

2. 作業前，工作區域須先經保健物理人員全面偵測，確定其輻射狀況無虞，方允許工作人員開始作業，若作業區域劑量率異常，則須肇因分析排除射源後再進行作業。

3. 於護箱裝載池四周圍設置適當之污染隔離區（1 道 SOP），可於該區域內進行設備之移動、檢修、更換、清潔…等作業。

4. 於護箱裝載池、燃料廠房 1 樓北側走道適當位置，並依現場之正常背

景值及其他參數設定其警報值，以做為早期預警系統，用以快速偵測施作期間之輻射異常變動，而能及時採取應變與防護措施。

5. 格架之吊運須遵守事先規劃之安全路徑移動，不可越過池內。

6. 格架在吊運時應先吊離樓板約 2 英吋，停留 10 分鐘，確定吊具及吊索均安裝妥當後才可吊起。

7. 格架在池外樓板移動時距樓板應保持在 6 英吋以下之安全距離移動，以減低掉落事故之後果。

8. 進行池壁突出物切除作業前，須先確認切割設備是否安裝妥當，以保護切割部位附近的襯板。

9. 燃料廠房工作區域，需保持 1 組區域輻射偵檢器 ARM 及 1 台空浮監測器，並依現場正常背景值作適當之警報設定以為其反應警報值，即時反應輻射異常，而得以盡早採取應變和防護措施。ARM 之警報設定值選定，必須能反應工作現場之輻射變動。

10. 護箱裝載池區域若懷疑有熱粒子（hot particle），應作必要之偵測及防護措施。

11. 例行偵測發現熱粒子時，應立即停止工作，並全面去污該區域，確認無其他熱粒子存在後才能恢復作業。

12. 發現工作人員被熱粒子污染，須依據核二廠相關程序書所規定之人員皮膚污染輻射劑量偵檢與評估作業流程進行評估與記錄。

8.6.3 ALARA 作業程序

1. 預備事項

- 申請燃料廠房 ARM 設定點調高
- 地面污染隔離設置
- 人員防污圍裙
- 防護衣物
- 連續式空浮監測器
- 長桿式輻射偵測器

- 必要時申請起動緊急通風排氣系統
- 地面去污裝備
- 設備去污裝備
- SOP
- 大型垃圾袋
- 移動式區域輻射監測器
- 劑量佩章準備
- 電子式人員劑量警報計（EPD）
- 各項作業程序書準備
- 吊車性能確認

2. 職前訓練

核二廠將對承包商之工作人員進行門禁管制、輻射防護、廢棄物處理、品質、及工安等之教育訓練。

3. 落實工具箱會議

於每次執行作業前之教育宣導內容需包含：該次出勤之工作任務、位置、時間、輻射狀況、其他注意事項或特殊指令。過去之經驗及發生案例，應在工具箱會議中確實反映給第一線工作者。

4. 落實自主檢查

為加強輻防管制，承包商需依各作業階段進行自主檢查，並詳實登載相關紀錄於自主檢查表內。此自主檢查表紀錄除將由本公司現場監工人員確認外，保健物理組亦將不定期進行稽查。藉由此種對輻射防護措施作一全面性自主檢查的方式，來確保 ALARA 任務之執行。

5. 意外事故之應變與處理程序

核二廠用過燃料池旁依輻防作業程序，設有連續空氣濃度監測器，並依輻防管制程序規定設定警報，以連續監測工作區域放射性氣體濃度，並以工作前巡視確保其功能維持正常，一旦該監測器發出警報，則須

採取下列應變程序：

- 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。
- 通知控制室注意燃料廠房通風排氣排放情形，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。
- 保健物理人員配戴呼吸防護面具，至燃料廠房取樣確認空氣濃度及工作區域輻射狀況。
- 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。
- 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，直到恢復正常狀態。

8.7 輻射監控

每部機組用過燃料池區域各有 5 台區域輻射監測器及 1 台空浮輻射監測器。監測器位置如圖 8-4 所示，其中 2 台區域輻射通量監測器可引動燃料廠房緊急通風排氣系統下游。

區域輻射監測器範圍、高層、位置如表 8-5 所示，2 台區域輻射監測器內容涉及核子保安為臨界監測器。這 2 台監測器為安全相關耐震一級設計，當燃料廠房發生事故時若輻射強度超過 0.05 mSv/hr，監測器會發出警報至控制室；當輻射強度超過 1.0 mSv/hr，監測器會送出訊號起動燃料廠房緊急通風排氣系統。另有 3 台區域輻射監測器屬非安全相關監測器，此 3 台區域輻射監測器警報設定點將依每次大修現場量測值調整，設定至量測值加上 3 個標準差。

表 8-5 用過燃料池之區域輻射監測器

監測器編號	適用範圍 (mSv/hr)	高層 (ft)	位置	備註
內容涉及核子保安	10^{-4}-1	+1	West	Non-safety Related
	10^{-4}-1	+1	West	Non-safety Related
	10^{-4}-1	+1	East	Non-safety Related
	10^{-4}-1	+1	East	Non-safety Related
	10^{-4}-1	+1	East	Non-safety Related
	10^{-4}-1	+1	East	Non-safety Related
	10^{-3}-10^{3}	+3	Central	Safety Related
	10^{-3}-10^{3}	+3	Central	Safety Related
	10^{-3}-10^{3}	+3	Central	Safety Related
	10^{-3}-10^{3}	+3	Central	Safety Related

燃料廠房排氣系統下游裝有 2 台安全相關廣域輻射通量監測器內容涉及核子保安、內容涉及核子保安，可在核能事故時統計排放至外界之輻射總量，以符合 NUREG-0737[5]規定。

除此之外，在用過燃料池北側有 1 台貝他氣體監測器(如圖 8-4)。

依據 8.2 節輻射源分析評估結果，燃料廠房 3 樓裝載池設備修改及安裝工作，僅在用過燃料吊運過程中，累積的積垢可能脫落，使得護箱裝載池中源自積垢的核種濃度稍微上升外，並不會增加空浮來源，且核二廠燃料廠房之空調為內部密閉循環，並不對外排氣，故本案對於燃料廠房之 PRM 並無影響。

依據 8.3 節各輻射源造成之輻射曝露率分析評估結果，在護箱裝載池安裝四組用過燃料貯存格架並放滿燃料後後，僅對於燃料廠房 1 樓北側走道 12”穿越管附近背景值上升(評估後最高劑量率約為 0.057 毫西弗/小時)，其餘不論是安裝過程或用過燃料挪移(水下作業)過程，對燃料廠房 3 樓輻射背景並無明顯的影響，故本案對於燃料廠房之 ARM 並無影響。



圖 8-4　用過燃料池區域輻射監測器及空浮輻射監測器配置圖

8.8 參考文獻

1. “Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 and 2 Final Safety Analysis Report”, Taiwan Power Company.

2. “Safety Analysis Report for Kuosheng Spent Fuel Pool Reracking, Chapter 8”, 1991, Pacific Engineers & Constructors, Ltd.

3. 輻射安全分析(含事故分析)報告,附件一,輻射屏蔽計算書, “Kuosheng Cask Loading Pool Rack Installation-Shielding and Dose Rate Analysis”, Calculation No. 1003-260-N-001, 2016, Pacific Engineers & Constructors, Ltd.

4. 輻射安全分析(含事故分析)報告,附件二,廠外劑量計算書, “Kuosheng Cask Loading Pool Rack Installation- Off Site Dose Analysis”, Calculation No. 1003-228-N-002, 2016, Pacific Engineers & Constructors, Ltd.

5. NUREG-0737 “Clarification of TMI Action Plan Requirements”, Final Report, November 1980, USNRC.

第九章 事故評估

9.1 前言

本章提供結構安全相關事故之評估，其他安全領域（臨界安全、熱流安全、輻射安全）之事故評估係於本報告其他章節提供。本報告第 3.5.9 節從臨界安全之觀點，進行異常與意外事故分析，證實在意外事故下可確保臨界安全。本報告第 4.3 節則從熱流安全之觀點，分析喪失強制冷卻的補救時間，證實在喪失冷卻水狀況下，仍有足夠時間進行補水以確保用過燃料之貯存安全。本報告第 8.5 節則從輻射安全之觀點，進行意外事故分析，證實在各種假設事故所造成之廠外民眾劑量，將遠低於 10 CFR 100 之限值[1]。臨界安全、熱流安全、輻射安全之事故評估摘要簡述於下列 9.1.1～9.1.3 各節。

9.1.1 臨界安全之事故評估

1. 燃料束水平或垂直掉落事故

在燃料束水平或垂直掉落在格架上方的情形，因該掉落的燃料束離格架中原存放燃料的有效燃料頂部（Top of Active Fuel）尚有超過 30 cm 厚的距離，形成非耦合（Nuclear Decoupled）的中子系統。因此燃料束墜落不會造成反應度增加，故燃料束水平掉落在格架上方的事故不需執行臨界分析。

2. 燃料束掉落在格架外

燃料束掉落在格架外，緊鄰格架，但無 BORAL 覆蓋的位置。在本報告意外事故分析以 MCNP5 分別模擬三種不同的掉落位置（如第三章圖 3-11 所示）[2]，並以燃料晶格 ANF8×8-2_3.25 和 GE8×8-2_3.03 為分析對象，另保守假設無燃耗及不含 Gd 可燃中子毒物，計算結果如第三章表 3-14 所示。最大反應度變化發生在 ANF8×8-2_3.25 且掉落位置 2 的情形，其反應度變化僅 0.00034，在兩個統計標準差之內，故其結果並無統計上的意義，可視為對反應度無影響。

3. 燃料束誤裝填事故

本事故係假設某單根不得置放至護箱裝載池中的燃料束，被誤裝填至該格架中，造成反應度影響。在本事故分析中，該誤裝填之燃料束為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[3]中使用之燃料（ATRIUM-10，濃縮度 4.8%），另保守假設無燃耗及不含 Gd 可燃中子毒物，而格架中其他正常放置的燃料則為 ANF8×8-2_3.25 或 GE8×8-2_3.03。第三章圖 3-12 顯示誤裝填的位置（即格架模組中最中央的位置）。以 MCNP5 計算結果如第三章表 3-15。最大 K 值為 ANF8×8-2_3.25 的 0.86098 ± 0.00017，而反應度最大增加為 ANF8×8-2_3.25 的 0.00355。由於最大中子增殖因數距離法規規定的限值 0.95 仍有許多安全餘裕，故即使加入此燃料誤裝填事故造成的反應度變化，亦不會有違反臨界安全之虞。

依據以上敘述，臨界安全事故評估在使用存放 8×8-2 已冷卻 25 年以上之用過燃料的前提下，經分析結果顯示符合法規限值 0.95 之規定。

9.1.2 熱流安全之事故評估

1. 喪失強制冷卻的補救時間

因池水具有輻射屏蔽作用，審查規範要求水位高於燃料棒頂端上方 3 公尺。為保守評估，假設冷卻系統在最高水溫出現之時間點失效，導致水溫上升至沸點，池水開始產生相變化導致水位下降。則水溫達到沸點及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間點可作為現場應變措施的時間參考。

分析方法係參照 Second Reracking SAR[3]及 SPU 安全分析報告[4]，當水溫小於 100 ℃，依據能量守恆，以及池中所有燃料產生之衰變熱，計算池水暫態溫度變化，於分析時假設其為在整體水溫達到最高值 T_{max} 時的總衰變熱，並假設其值維持固定。

補水(makeup water)之熱移除率(kJ/s)，保守假設池水質量不因補水效應而增加，水溫達到 100 ℃後，所吸收的能量會轉變為汽化熱，經

由能量平衡後，總衰變熱扣除補水熱移除率後，即為可用於汽化液態水之熱負載，藉此可得池水之汽化率(kg/s)，水存量變化率即為補水流量扣除汽化量。依此可計算水位降至燃料頂部上方 3 公尺的時間；其中用過燃料池水位 12.19 m；燃料頂部高度 4.7 m。

由第四章 4.1.2 節所得之最高水溫 T_{max} 以及當時之總衰變熱 $Q_{bundles}$，再求得水溫達 100 ℃時間，最後依公式得到水位降至燃料頂部上方 3 公尺的時間。

原有 Second Reracking SAR[3]及 SPU 安全分析報告[4]僅考慮西池與東池的池水體積(第四章 4.1 節之整體水溫計算更是保守考慮西池體積而已)，若也考慮護箱裝載池的池水體積，達到沸點時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間會增加。分析情境分別考慮補水 50 gpm (3.1419 kg/s)以及無補水的狀況，第四章表 4-11 為只考慮西池與東池體積之結果，第四章表 4-12 則是考慮西池、東池與護箱裝載池體積之結果。

如前所述，本分析雖然增加 440 束用過燃料，然而因新增格架位於護箱裝載池，本案施工後其與東池之間的水門(gate 3)會維持開啟狀態以連通池水，考慮護箱裝載池增加之池水體積，無補水狀況下，達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間因此增加(如第四章表 4-12 所示)，現場應變措施的要求時間亦可隨之延長。

2. 補水系統能力

以最高溫發生時總衰變熱 $Q_{bundles}$，將其除以水的汽化熱即可得到汽化率，結果列於第四章表 4-13，而現有之補水系統容量達 50 gpm，現有之補水系統有能力維持用過燃料池水位。而且為因應類福島事故，核二廠已加裝了 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水的措施，能有助於維持用過燃料池的水位。

經評估護箱裝載池安裝格架後的熱流安全，即使增加了 440 束用過燃料，使用 ASB 9-2 計算衰變熱[5]，並採用能量守恆計算整體水溫，其結果作為評估喪失強制冷卻的補救時間與補水系統能力的條件，評估結果顯示其影響輕微。經分析後，護箱裝載池安裝格架後的熱流安全可符合要求。

9.1.3 輻射安全之事故評估

1. 燃料掉落事故

燃料掉落事故(Fuel Handling Accident)是指用過燃料束在用過燃料池挪移時不慎掉落，造成掉落及貯存的燃料棒損壞。以輻射外釋的角度評估燃料掉落事故中最嚴重的是有套燃料匣的用過燃料束掉落擊中未套燃料匣的用過燃料。評估掉落事故所造成的燃料棒損壞程度時，一般是根據掉落燃料束之動能來估計。用過燃料掉落事故分析係假設:

(1) 燃料束從燃料吊卸設備所允許的最大高度掉落。

(2) 用過燃料束掉落至格架頂部所轉換的所有位能均應用在此意外事故的分析。換言之，本假設將燃料束在水中掉落過程中所損失的機械能量忽略，而且燃料束與吊具完全分離。而發生此假設的惟一可能狀況為燃料束把手、燃料抓鉤或抓鉤纜線發生斷裂。

(3) 掉落燃料束之能量完全不會被燃料物質(UO_2)所吸收。

用過燃料束掉落至燃料格架之最大掉落高度為 6 英呎，此高度不會因護箱裝載池安裝格架而增加，因此護箱裝載池安裝格架完成後，用過燃料掉落事故分析之動能並不會大於安裝前之情況。所以燃料掉落事故造成之廠外民眾劑量仍與 FSAR 第 15.7.4 節[6]之燃料掉落事故結果一致，將遠低於 10 CFR 100 之限值[1]。

2. 用過核燃料格架或傳送護箱墜落事故

核二廠護箱裝載池位於用過核燃料池東池東側，10 噸燃料廠房吊車將根據核二廠營運程序書 619.4 之規定[7]，在使用前 7 天內(含當天)或使用期間至少每 7 天，證實其連鎖功能可以防止吊車越過用過燃料池的上方。因此格架安裝時不會越過燃料池上空移動格架，即不會發生格架墜落至既有已貯存燃料之格架上方，造成輻射外釋之情節。完工後，亦無空間再容納傳送護箱，因此無傳送護箱墜落之議題。未來當可以進行乾式貯存時，會先將護箱裝載池內之所有用過燃料移至上燃料池，然後移出所有格架，進行盲封管路及 3、4 號門吊架之復原，充水後再移入傳送護箱，以進行燃料裝載作業。過程中亦無可能發生

墜落撞毀用過燃料之情況。

3. 用過燃料池喪失冷卻功能事故之廠外劑量

依據核二廠 FSAR 9.1.3[6]，用過燃料池冷卻淨化系統為非耐震一級系統，用過燃料池耐震一級之冷卻系統為餘熱移除系統(RHR)，此為用過燃料池之備用系統。當用過燃料池冷卻淨化系統因強震失效或用過燃料池熱負載過大時，餘熱移除系統將支援用過燃料池之冷卻。若有用過燃料池冷卻淨化系統及餘熱移除系統皆失效時，除了原有的緊急補水系統外，核二廠又根據 NEI 06-12 導則[8]，進行福島事件後之強化措施：1)自燃料廠房外增設常備硬管式消防注入管路，可提供 500 gpm 之注入能力；2)於燃料廠房外增設常備硬管管線到廠房內，再針對用過燃料池裝設噴灑設備，可提供 200 gpm 之噴灑能力。因此在多重加強措施下，核二廠用過燃料池將有足夠之冷卻水，不會因冷卻能力不足而沸騰。但保守起見，進行廠外民眾輻射劑量評估時，仍假設核二廠用過燃料池仍會因冷卻能力不足而沸騰，在此假設條件下，在禁建區邊界及低密度人口區邊界所造成之廠外民眾甲狀腺及全身劑量很明顯仍遠低於 10 CFR 100 之限值[1](詳第八章 8.5.3 節評估結果)

依上述評估，核二廠護箱裝載池安裝格架後增加 440 束用過燃料的輻射安全可符合法規要求。

除上述臨界安全、熱流安全、輻射安全等事故之評估，因本案燃料廠房護箱裝載池之新增格架採用龍門電廠 2 號機之庫存格架，ENSA 已完成對龍門電廠用過燃料組件掉落撞擊格架之影響評估，且重物傾斜掉落情境依原報告說明此事故情境僅是部分位移動能(translation kinetic energy)轉換成轉動動能(rotational kinetic energy)，此轉動動能並不會被使用於產生格架變形，因此本報告僅需探討用過燃料組件垂直掉落至格架頂部或底部之情境。

其結果詳述於評估報告(Effects of Postulated Impacts on a Spent Fuel Rack ，Document No.AR-FP06.Rev.6[9])，本章節主要為引述原報告考量營運期間對於燃料組件掉落至池內撞擊格架頂層及格架底部等之評估模式，比較本

案與龍門電廠之燃料組件重量及掉落高度差異，重新評估事故結果，以確保貯存之燃料束本身及中子吸收板無任何破損、護箱裝載池牆面及底板之內襯鋼板不會遭受損害。

另施工期間格架掉落事故之考量，係依據 NRC RIS-05-25 “Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads” [10]，對於 NUREG-0612 [11] 之管制說明即電廠吊車若通過 single failure proof 驗證或滿足 horizontal separation 連鎖保護機制(即禁止吊重物之吊車行進燃料池上方)，則不須進行重物掉落分析。核二廠護箱裝載池位於用過核燃料池東池東側，格架安裝時不會越過燃料池上空移動格架。且用過燃料池東側亦沒有安全停機設備，因此亦不會有在安全停機設備上方移動格架之可能。此外，目前燃料廠房內之兩部吊車，其中 150 噸護箱吊車之行徑只達護箱裝載池西側，無法越過用過燃料池，且此部吊車已更新成 single-failure-proof 吊車。10 噸燃料廠房吊車則將根據核二廠營運程序書 619.4 之規定[7]，在使用前 7 天內(含當天)或使用期間至少每 7 天，證實其連鎖功能可以防止吊車越過用過燃料池的上方。但為了達到深度防禦之原則，如本報告第 7.4.2 節之說明，仍將採取下列措施確保格架吊掛作業之安全：

1. 吊車操作員需具備 3 公噸以上固定式起重機操作人員之資格。
2. 吊掛手須具備起重機從事吊掛作業人員資格。
3. 指揮手須具備起重機從事吊掛作業人員資格。
4. 確實依據核二廠程序書 619.4 之規定，使用前 7 天(含當天)及使用期間至少每 7 天，證實燃料廠房 10 噸吊車之連鎖功能可以防止吊車越過用過燃料池的上方。
5. 須符合 NUREG-0612 準則，沿著事先規劃之安全負載路徑移動。
6. 鋼索及鉤環須符合 NUREG-0612 準則。
7. 所有吊具必須經核二廠檢查合格，並貼示合格標籤後才可使用。
8. 起吊時先保持距離樓地板 50 mm，停留 5 分鐘，待確定穩固後才可移動。
9. 沿著安全路徑移動時，要保持在離樓地板 150 mm 以下，以避免墜落之衝擊。

因此本計畫格架安裝期間不會發生NUREG-0612[11]第 5.1 節所關切事故：

(1)用過燃料受損放射性物質釋出；(2)用過燃料達意外臨界；(3)損壞安全停機與餘熱移除設備；(4)喪失池水導致用過燃料屏蔽不足。再由原廠計算書[12]、核二廠燃料廠房護箱吊車改善評估報告[13]得知，即使考量格架墜落，其影響亦極微。因此，本計畫不須進行格架掉落分析。

本評估主要需探討的撞擊項目如下：

1、 燃料組件掉落至格架頂部貯存單元壁體中心處或格架頂部貯存單元壁體相交處。

2、 燃料組件掉落並穿過一個空的貯存單元，直接撞擊格架底板。

本項目評估燃料組件直接掉落至格架中央底板之情況(away from pedestal)。至於燃料組件直接掉落至格架支撐腳上方之底板之情況(above pedestal)，由於池底不銹鋼襯板原設計是可承受 100 噸護箱掉落事故，且燃料組件重量[內容涉及廠家智慧財產權]遠小於護箱重量，因此在此掉落情境下襯板完整性應不受影響，不需進一步評估。

3、 格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊護箱裝載池底部之承載板上。

前述各項撞擊評估接受準則如下：

1、 燃料組件掉落在燃料格架之頂部框架壁體上：

確保貯存之燃料束本身及中子吸收板無任何破損。

2、 燃料組件掉落並穿過一個空的貯存單元，直接撞擊格架底板：

確保格架底板不被刺穿，護箱裝載池底部內襯鋼板無損傷。

3、 格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊護箱裝載池底部之承載板上：

確保池底部內襯鋼板無損傷。

適用法規、標準及規範為：

1. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 9.1.2, New And Spent Fuel Storage, Revision 4, March 2007.

2. NRC RIS-05-25 Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads.

3. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.

4. 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，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。

9.2 載重

每束燃料組件(含燃料匣)重量為內容涉及廠家智慧財產權。

9.3 幾何與材料特性

9.3.1 幾何

護箱裝載池燃料格架配置圖如 5-1 所示;燃料格架剖面圖、格架支撐腳剖面圖、格架位移限制器剖面及承載板詳細圖如圖 5-2~5-6 所示。

龍門事故分析與本案格架及燃料組件之主要差異如下表 9-1 所示:

表 9-1 龍門與本案之格架及燃料組件主要差異表

項目	龍門電廠	本案
1.格架型式	11 × 9	11 × 10
2.燃料組件重量	內容涉及廠家智慧財產權	
3.燃料組件掉落高度 (格架頂部上方高度)	1.8 m	1.185 m (3.887 ft)

因燃料組件掉落至格架之事故分析，撞擊後格架貯存單元之應力及變形影響範圍皆屬局部性，因此 ENSA 評估龍門電廠格架型式 11x9 與本案格架型式 11x10，在掉落分析中並不影響評估結果，所以可以忽略格架型式之影響。

本案評估燃料組件掉落至格架頂部高度採 1.185 m(3.887 ft)，主要考量符合核二廠廠終期安全分析報告(FSAR) 9.1.2.3 節第 B.1 點[6]，要求最小屏蔽水深 8 ft，燃料組件掉落至格架頂部之最大可能高度為 3.887 ft(格架高度 15.35 ft、燃料束 14.68 ft 及承載板厚 0.083 ft)，如圖 9-1 所示。(核二廠(FSAR) 9.1.2.3 節第 A.2 點第 f 項所述[6]，採用 6 ft 進行燃料組件掉落高度分析，則燃料組件頂部距離燃料挪移時之水位 EL.0'-0" 為 5.887 ft，無法滿足

FSAR 最小屏蔽水深 8 ft 之要求，因此電廠營運中此情境並不會發生，故此高程不使用於掉落分析中。)

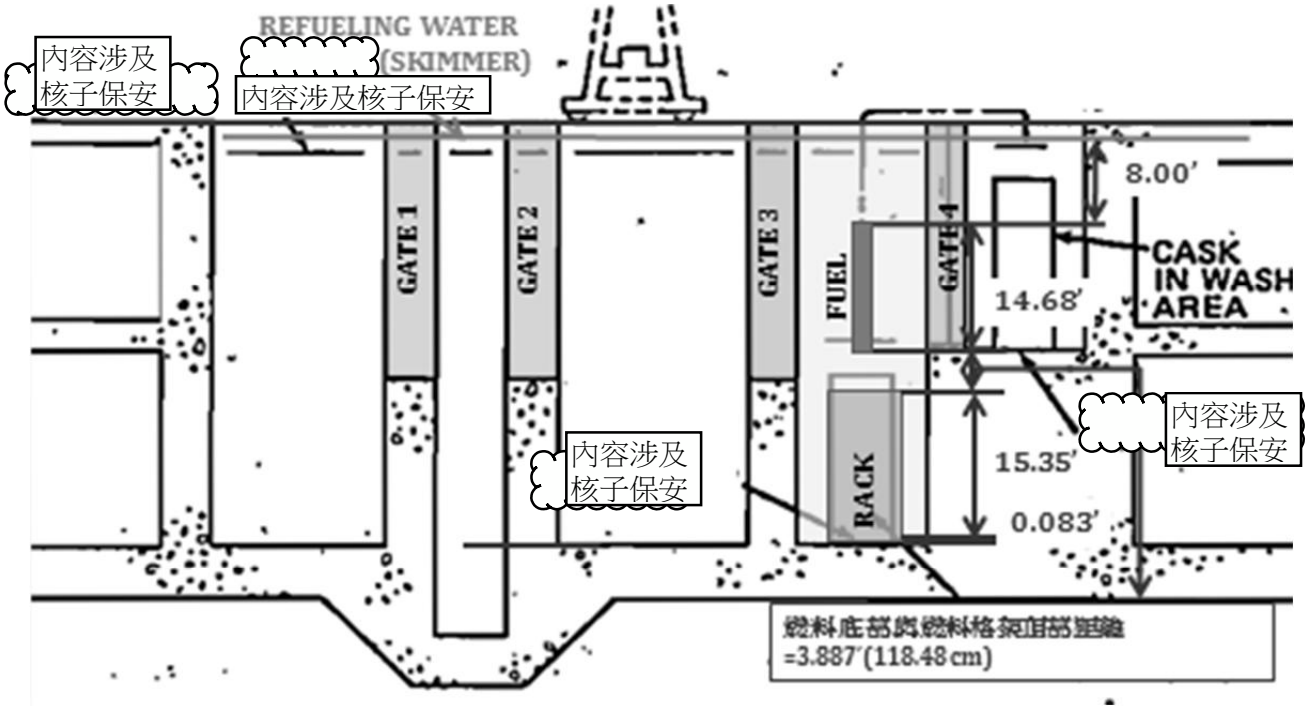


圖 9-1　裝載池燃料組件掉落高度示意圖

9.3.2　材料性質

用過燃料格架、位移限制器及其相關配置構材，其詳細材料性質詳 5.5 節說明，本案與龍門電廠用過燃料格架之材料性質皆相同。

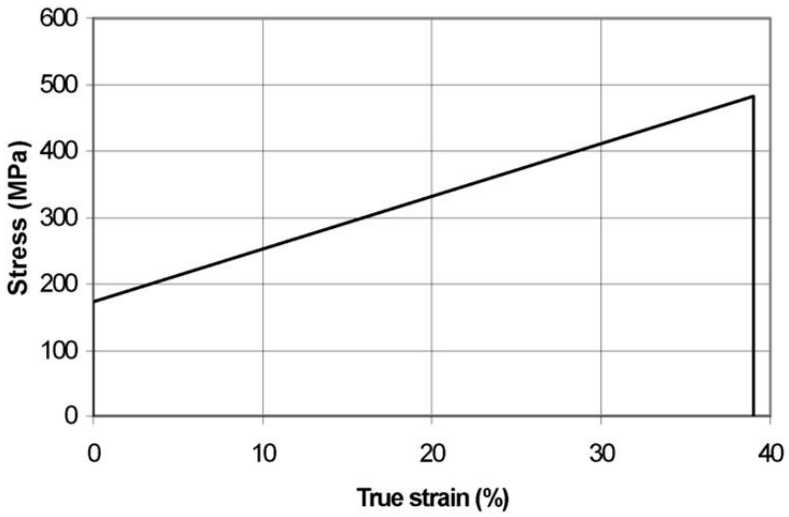


圖 9-2　不銹鋼 304L 應力與應變關係圖

格架基材 SA-240 Type 304L 不銹鋼之應力及應變關係如圖 9-2 所示，極限應變量為 40%。

9.4 假設事故

假設事故描述如下：

1、 燃料組件掉落在燃料格架頂部之框架上

(1) 一束燃料組件從格架頂部上方 1.185 m (3.887 ft)高墜落，撞擊格架頂部貯存單元壁體中心處。

(2) 燃料組件與墜落高度均相同，撞擊格架頂部貯存單元壁體相交處。

2、 一束燃料組件掉落並穿過一個空的貯存單元，直接撞擊格架底板

一束燃料組件從格架頂部上方 1.185 m (3.887 ft)高墜落，直接撞擊格架底板，格架底板必須不被刺穿，以保持池底內襯鋼板之完整性。

3、 格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊護箱裝載池底部之承載板上

須保持池底內襯鋼板之完整性。

9.5 評估總結

參考 ENSA 龍門電廠格架事故分析報告，評估核二廠燃料廠房護箱裝載池新增用過燃料格架事故分析，經評估比較，可確認核二廠之燃料組件掉落至格架頂部撞擊力皆小於原先龍門電廠評估之撞擊力、燃料組件掉落至格架底板撞擊力小於容許撞擊力，評估結果如表 9-2 所示，圖 9-3~9-5 為 ENSA 報告碰撞分析之格架頂部壁體及底板變形圖。

表 9-2 事故分析評估結果表

項目	龍門電廠	本案	評估結果
1. 燃料組件掉落至格架頂部貯存單元壁體中心處			
平均撞擊力	20 KN	17.4 KN	符合要求
變形凹陷距離	10 cm	小於 10cm	符合要求
2. 燃料組件掉落至格架頂部貯存單元壁體相交處			
平均撞擊力	40 KN	34.8 KN	符合要求
變形凹陷距離	6 cm	小於 6 cm	符合要求
3. 燃料組件穿過格架單元並掉落至底板			
撞擊底板尖峰撞擊力	1.29 MN	1.32 MN<1.5 MN	符合要求
底板塑性變形	23%<40%	24.2%<40%	符合要求

評估依據：參考龍門電廠用過燃料格架事故分析之 ENSA 評估報告內容，進行評估。

1、 燃料組件墜落並撞擊格架頂部：

(1) 原 ENSA 龍門電廠格架之燃料組件掉落撞擊影響評估中，燃料組件重量為{內容涉及廠家智慧財產權}，於距格架頂部 1.8 m 高度墜落，水的阻力會抵消約 30%的能量(參考龍門電廠 ENSA 報告之 2.3 節)，其碰撞速

度之計算公式如下:

內容涉及廠家智慧財產權

碰撞格架頂部之撞擊速度 V_{1t} =4.97 m/s

其中

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 本案燃料組件重量為內容涉及廠家智慧財產權，於格架頂部 1.185 m(3.887 ft)高度墜落，撞擊格架頂部速度約為 4.03 m/s。

內容涉及廠家智慧財產權

龍門電廠格架 ENSA 評估中採該報告 3.1 節,公式(3)計算撞擊力：

內容涉及廠家智慧財產權

其中

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

參考核二廠第二次 Reacking 報告[3]第 9.7.1 節之燃料組件自然頻率為內容涉及廠家智慧財產權，但在龍門電廠 ENSA(AR-FP 06)報告第 2.1 節[9]之燃料組件自然頻率為內容涉及廠家智慧財產權，依據上列之撞擊力計算公式可知，燃料組件自然頻率愈大撞擊力愈大，因此保守考量採與龍門廠相同之燃料組件自然頻率內容涉及廠家智慧財產權進行評估。

本案之平均撞擊力約為龍門電廠案平均撞擊力之 0.87 倍(4.03x700/(4.97x655.43)=0.87)左右，可知本案撞擊之變形凹陷區域將小於原 ENSA 龍門電廠分析之變形凹陷區域(最遠距離為 10 cm)，可判斷本案之變形凹陷區域最遠距離小於 10 cm(且小於容許凹陷區域之距離 36.5 cm)，龍門電廠 ENSA 分析結果之格架頂部壁體及底板變形圖，詳圖 9-3 與圖 9-5 所示。因此，本案之撞擊格架頂部事故，其影響範圍不會損害到中子吸收板(Boral 板)，亦不會接觸到燃料束有效長度，不至於有臨界安全之疑慮。

2、 燃料組件墜落並撞擊格架底板：

(1) ENSA 龍門電廠案例中，燃料組件穿過格架單元並撞擊底板，穿越格架單元水的阻力將抵消約 70%的能量(參考龍門電廠 ENSA 報告之 2.3 節)，其碰撞速度之計算公式如下:

內容涉及廠家智慧財產權 =5.97 m/s

(2) 本案燃料組件重量為 317.51 kgf (700 lbf)，於格架頂部 1.185 m(3.887 ft)高度墜落至格架底板高度為 5.49 m (1.185 m+4.305 m=5.49 m)，撞擊格架底板速度約為 5.68 m/s。

內容涉及廠家智慧財產權 =5.68 m/s

原 ENSA 分析之撞擊底板速度(5.97 m/s)x1.5=8.96 m/s(增加 50%,保守評估)，求得格架底板之尖峰塑性應變量為 23%，而極限應變量為 40%，最大衝擊力約為 1.29 MN，而容許最大衝擊力 1.5 MN(塑性應變量約為 30.5%)，而本案之燃料組件掉落至格架底板高度為 5.49 m(1.185 m+4.305 m=5.49 m)，本案之平均撞擊力約為龍門電廠案平均撞擊力之 1.02 倍 (5.68x1.5x 700/(8.96x655.43)=1.02)左右(採原報告 P3-2,公式(3),並假設燃料組件頻率相近)，因尖峰塑性應變量 24.2%(依據圖 9-2 應力與應變關係圖)<極限應變量 40%及最大衝擊力約為 1.32 MN<容許最大衝擊力 1.5 MN，因此可以判斷本案之格架底板無破壞疑慮，而不會因此墜落事故損及護箱裝載池襯板造成冷卻水流失事故。

3、 格架位移限制器吊桿之吊重內容涉及廠家智慧財產權遠小於吊桿內容涉及廠家智慧財產權內容涉及廠家智慧財產權容許拉力值內容涉及廠家智慧財產權，所以無掉落之疑慮。

評估後，可以確認核二廠護箱裝載池之新增用過燃料格架在承受前述假定事故下，完全可以符合規範之安全要求。

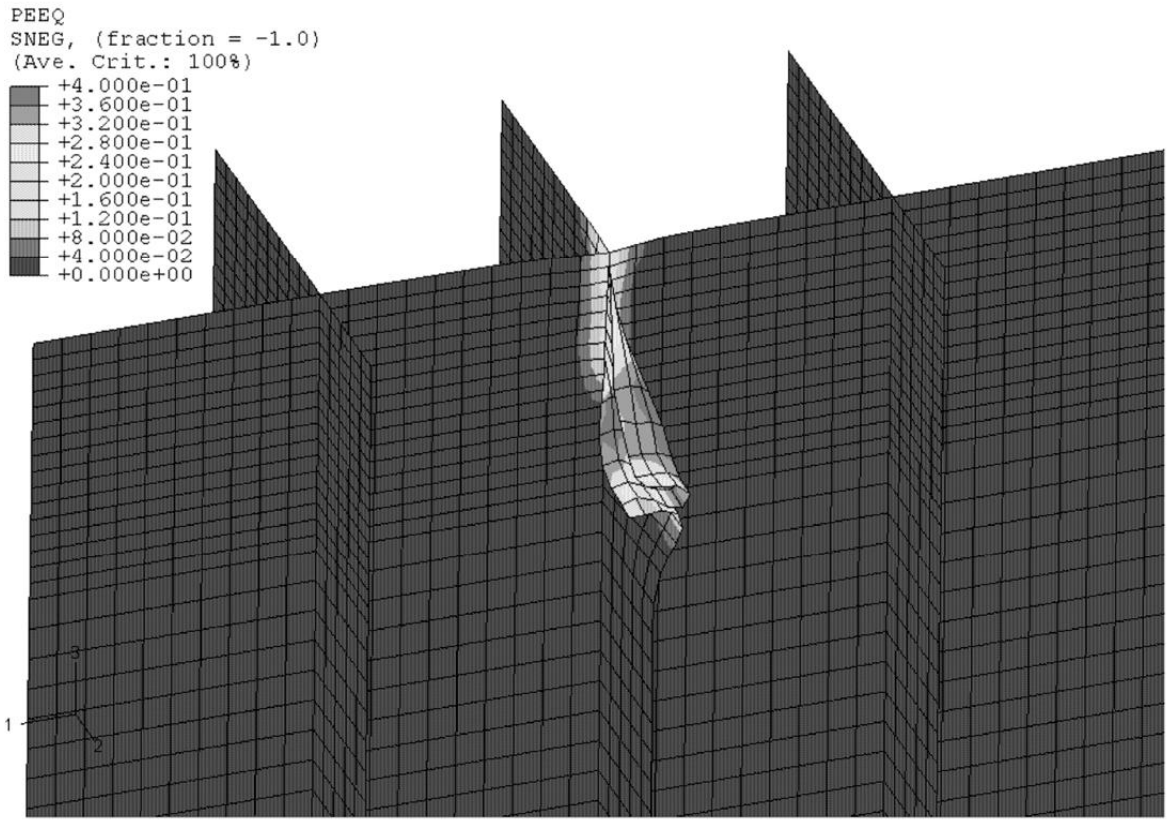


圖 9-3 ENSA 撞擊於格架壁中央之變形圖

(ENSA 龍門電廠評估報告圖 5-5)

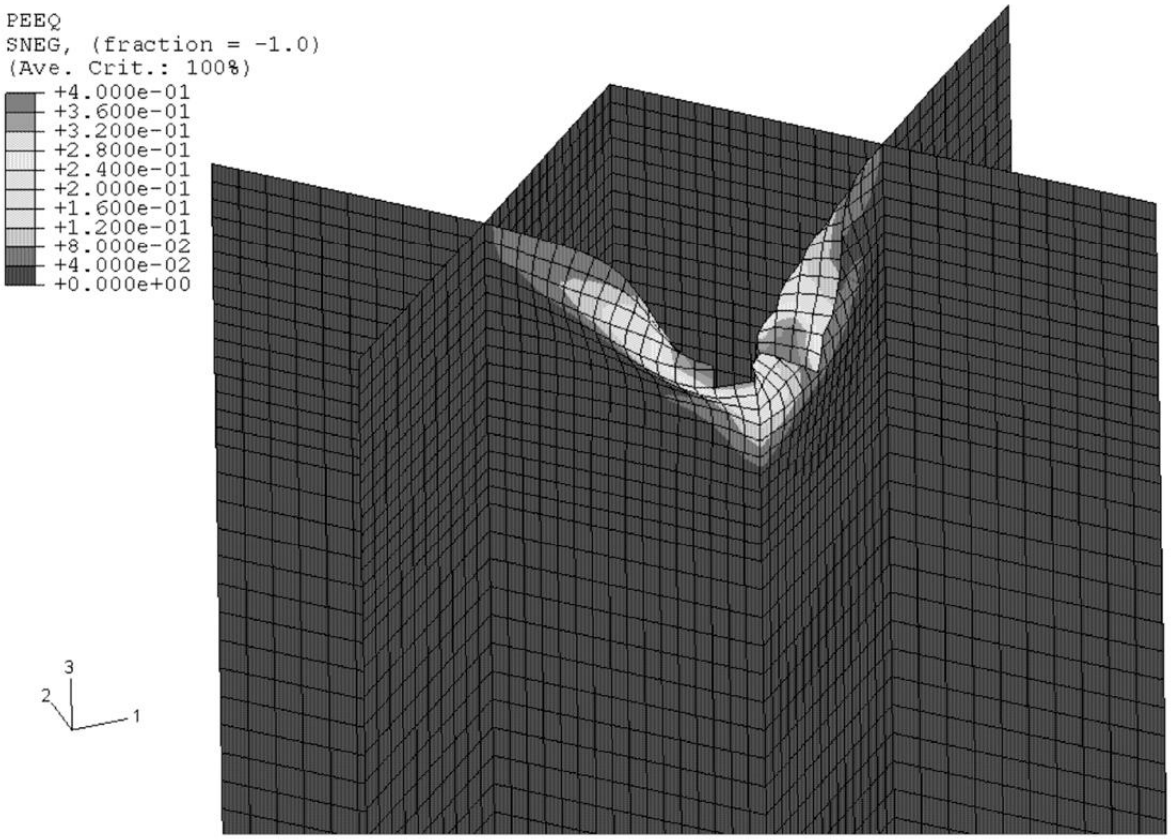


圖 9-4 ENSA 撞擊於格架壁角落變形圖

(ENSA 龍門電廠評估報告圖 5-11)

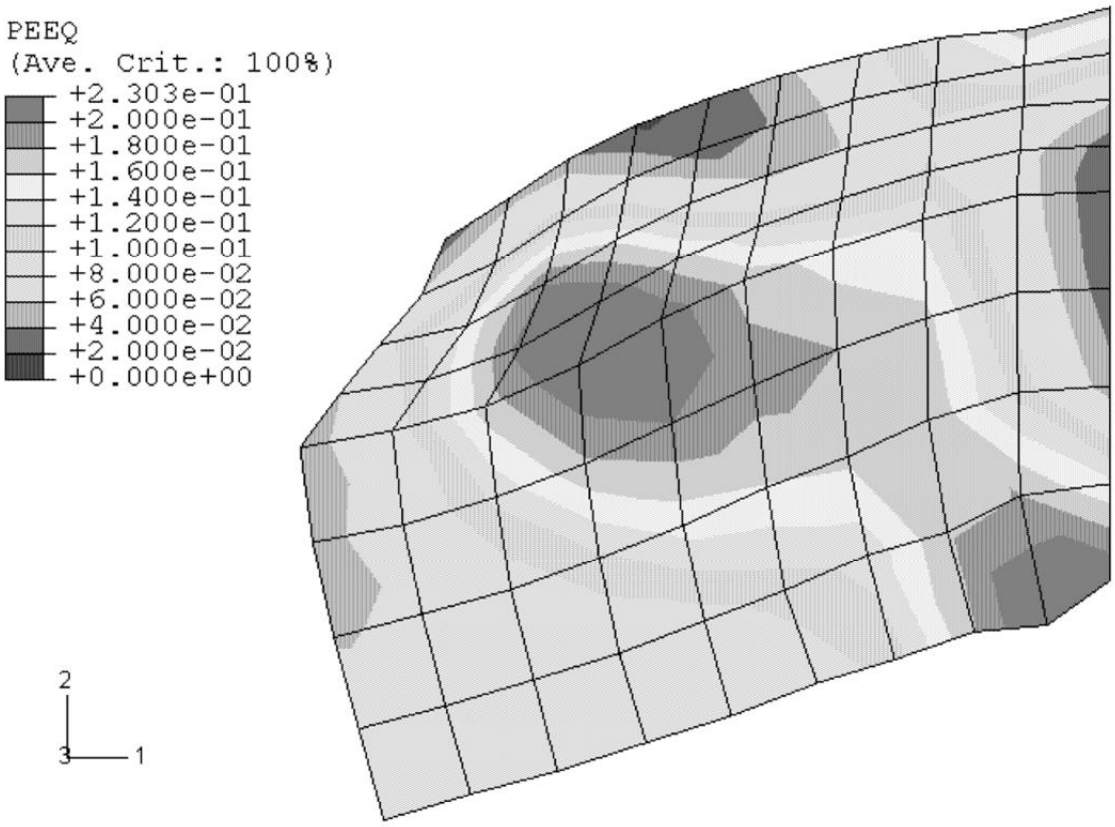


圖 9-5 ENSA 撞擊於格架底部之塑性變形圖

(ENSA 龍門電廠評估報告圖 4-16)

9.6 參考文獻

1. 10 CFR 100.11, “Reactor Site Criteria” November 2002, USNRC.
2. 臨界安全分析報告(含事故分析)，核能研究所，民國 105 年 05 月 03 日。
3. Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Unit 1&2, 2003.
4. 核二廠中幅度功率提昇安全分析報告，第 2 版，KS-SPU-SAR-R2，台灣電力股份有限公司、核能研究所、Sargent & Lundy, LLC，2014 年 1 月。
5. “Residual Decay Energy for Light-Water Reactors for Long-Term Cooling,” NRC Standard Review Plan (NUREG-0800), Rev.2, Section 9.2.5, Branch Technical Position ASB 9-2, July 1981.
6. Kuosheng Nuclear Power Station (KSNPS) FSAR, 2015 updated.
7. 核二廠程序書 619.4「燃料廠房 10 頓吊車連鎖測試」, PCN5, Rev.13.
8. NEI 06-12,Revision 3, “B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guidance”, 2009.
9. Effects of Postulated Impacts on a Spent Fuel Rack ，Document No.AR-FP06.Rev.6, 2010, by ENSA.
10. NRC RIS-05-25 Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads.
11. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.
12. C17H1.1-5.10, Fuel Storage Building: Cask Drop Study, Rev. 1.
13. 核二廠燃料廠房護箱吊車改善評估報告，民國八十八年八月。

第十章 BORAL 監測計畫

10.1 簡介

核二廠護箱裝載池所安裝的龍門電廠燃料貯存格架是採用與核二廠既有格架相同之中子吸收材料，均為 Boral，也都是由美國廠家 AAR 所製造。Boral 已廣泛應用在世界各國核能電廠採用之高密度用過燃料貯存格架中。由於中子吸收材料 Boral 板是包覆在不銹鋼夾套內，無法直接進行監測及檢驗，因此核二廠將根據核二廠程序書 1029[1]，利用試片(Coupon)進行既有格架 Boral 長期性能之監測。雖然核二廠護箱裝載池將只貯存第 1 至第 4 週期已長期冷卻之用過燃料，且當乾式貯存設施完成可用後，護箱裝載池將儘速配合乾式貯存作業移出用過燃料，貯存期間不長，Boral 受中子照射可能改變之行為極為有限；但為慎重起見，本計畫仍採取兩項監測計畫:初始監測計畫，及長期監測計畫[2,3]。初始監測計畫將執行黑度測試(Blackness Test)，以證實 Boral 確實存在於每一設計之位置[4,5]。長期監測計畫則利用龍門電廠 2 號機燃料貯存格架之 8 組試片執行。

10.2 適用法規、標準及規範

1. USNRC Letter," The Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applcations", Brian K. GRIMES, April 14, 1978.
2. “High Density Fuel Storage Rack (HDFSR) In-Service Surveillance Testing of Boral ® Coupons”, GE Nuclear Energy Project Drawing Number 31113-0F14-2002, Rev. 0.
3. “High Density Fuel Storage Racks (HDFSR) Initial and Long Term Insitu Surveillance Verification For the Presence of BORAL ® Using Radioactive Isotopes”, GE Nuclear Energy Project Drawing Number 31113-0F14-2001, Rev. 0.
4. 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的「臨界安全」，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。

10.3 黑度測試

龍門電廠用過燃料格架所採用之每一片中子吸收材料 Boral 均有材料認證測試報告(Certified Material Test Report, CMTR)以證明其成份及所含 B-10 之面積密度在內容涉及廠家智慧財產權以上，同時具可追蹤性，可知道每一片 Boral 所安裝之貯存單元。但為慎重起見，在格架安裝完成後，仍將進行所謂的黑度測試，此測試係以熱中子吸收能力，來驗證 Boral 板是否完善存在。內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

檢測在水中進行，偵檢器對中子射源剛放射出的快中子沒有感應，當快中子進入水中後，迅速成為方向散亂的熱中子，其中部分反射之熱中子為偵檢器所測得。若水與檢測裝置間有 Boral 板存在，熱中子將被吸收，熱中子偵檢器能測到的熱中子數目就會減少，訊號讀值也就降低。內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權 簡要測試原理圖解如圖 10-1 所示。[5]

內容涉及廠家智慧財產權

圖 10-1 黑度測試基本原理圖解

10.3.1 作業程序

1. 中子偵檢器工作電壓設定

沈水腔室內之中子偵檢器於裝置前應調整至適當之工作電壓，以設定檢測時之工作電壓，如此才可確保中子偵檢器之敏感度以及穩定度。

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

[5]

內容涉及廠家智慧財產權

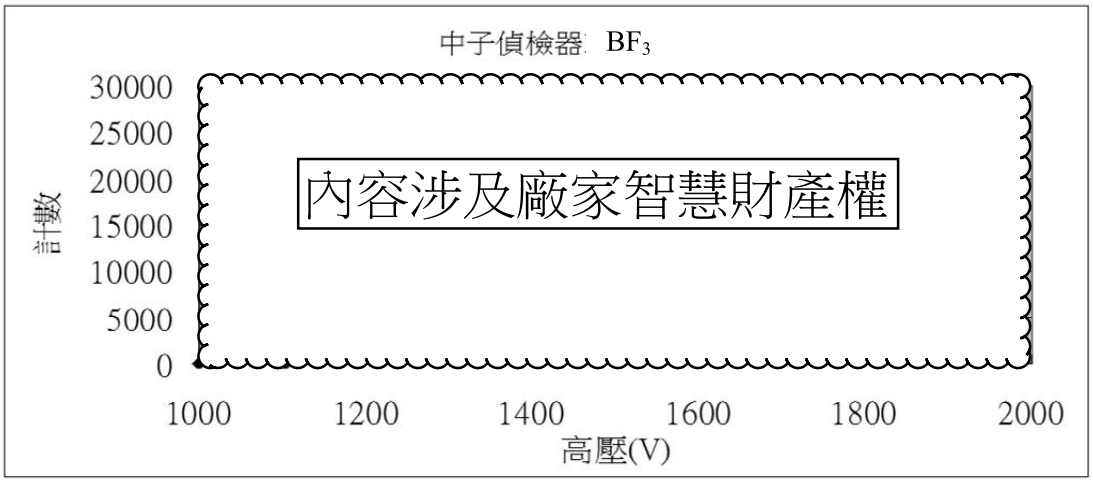


圖 10-2 中子偵檢器工作電壓設定值 XY 散布圖

2. 沈水偵測腔室裝置中子射源

沈水偵測腔室中之中子射源，須在檢測現場才從射源桶取出，裝置放入沈水偵測腔室中。裝置前需實施相關輻射防護作業，工作人員各就各位，並且完成核子儀器裝置與啟動，確認無誤才開始相關作業。

(1) 內容涉及廠家智慧財產權

(2) 內容涉及廠家智慧財產權

(3) 內容涉及廠家智慧財產權

(4) 內容涉及廠家智慧財產權

(5) 內容涉及廠家智慧財產權

(6) 內容涉及廠家智慧財產權

(7) 內容涉及廠家智慧財產權

(8) 內容涉及廠家智慧財產權

(9) 內容涉及廠家智慧財產權

3. 每日例行校驗作業

(1) 啟動校驗作業：當整體系統第一次在護箱裝載池使用以及每日檢測作業啟動時所需之作業。內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

(2) 結束校驗作業：每日執行檢測作業完成後執行，如同初始校驗作業，填表，並且記錄內容涉及廠家智慧財產權計數率讀值，由現場品保員簽署。

(3) 品管記錄圖：以每日初始校驗作業與結束校驗作業所得之計數率讀值平均以及內容涉及廠家智慧財產權倍標準差，由檔案管理員繪製記錄曲線。[5]

4. 檢測作業

於整體作業之前，將對每一貯存格架之所有貯存單元及其所安裝之 Boral 板進行編號以資識別。開始檢測時，所需檢測位置範圍需每日規劃，並描述清楚，並將紙本資料給位置查驗員、沈水偵測腔室操作員、檢測記錄員、現場品保員、品質稽核人員以及備份。

(1) 位置確認：由位置查驗員指示下一組檢測位置，聲音應該大到讓現場每一個工作人員清楚指示。內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權位置記錄查驗員同時開始在檢測記錄上記錄檢測位置編號、日期、時間等品保所需資料，檢測記錄員則在記錄器上做好位置編號、日期、時間等記錄，後向位置查驗員報告完成。

(2) 測試作業：位置確認完成後，沈水偵測腔室沈至格架底部，通知開始啟動記錄後內容涉及廠家智慧財產權秒鐘，沈水偵測腔室開始往上拉，上升速率每分鐘約內容涉及廠家智慧財產權公分。

(3) 完成測試：一直拉到沈水偵測腔室距離格架上方內容涉及廠家智慧財產權公分，由沈水偵測腔室操作員喊停，檢測記錄員停止記錄器記錄，判別有無內容涉及廠家智慧財產權訊號超過內容涉及廠家智慧財產權並在繪圖記錄器的紙張上記錄簽名，如果沒有超過內容涉及廠家智慧財產權的數據，則通知檢測位置記錄查驗員測試通過，位置查驗員在檢測記錄表結果欄下做好記錄，再重複(1)步驟檢測其他位置的 Boral 板。

(4) 再測試作業：如果測試作業中有超過內容涉及廠家智慧財產權之訊號產生，應重複上

述(2)步驟執行再測試，再測試結果如果同樣出現內容涉及廠家智慧財產權以上之訊號，應通知相關人員，以會商進一步處理。[5]

5. 校驗作業記錄與報告作業

(1) 例行之校驗記錄表格與檢測記錄完成後，由每班工作人員中之現場品保員簽名，並於現場收整完成後，送回辦公室點收保存妥善。

(2) 被完成檢測之格架，經現場品保員確認後，應明確記錄 Boral 板存在與否，並且彙整統合記錄。[5]

10.4 試片監測計畫

10.4.1 測試試片之描述

在監測計畫中所配製的中子吸收材料，須能代表貯存格架中所使用的材料。因此它必須具有相同的化學成分，相同的製造方法，並與同一生產批次中子吸收材料，有相同的認證標準。內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

內容涉及廠家智慧財產權

10.4.2 試片原始數據

龍門電廠燃料格架品質紀錄文件已提供 Boral 試片之原始數據，包含其長度、寬度、厚度、重量、密度、及中子衰減讀數，以做為後續比較用。

10.4.3 長期監測

將在護箱裝載池中心附近懸掛含有 8 片試片之試片掛架(Coupon Tree)，每隔兩年半取出一片試片進行測試，並將測試結果與原始數據進行比對。[4]

10.4.4 測試步驟

相關測試步驟說明如下[2]：

1. 內容涉及廠家智慧財產權
2. 內容涉及廠家智慧財產權
3. 內容涉及廠家智慧財產權
4. 內容涉及廠家智慧財產權
5. 內容涉及廠家智慧財產權
6. 內容涉及廠家智慧財產權
7. 內容涉及廠家智慧財產權
8. 內容涉及廠家智慧財產權

9. 內容涉及廠家智慧財產權
內容涉及廠家智慧財產權

10.4.5 測試方法與規定

依據考核二廠營運程序書「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」(程序書編號:1029) [1]，及 GE 公司測試要求「High Density Fuel Storage Racks (HDFSR) In-Service Surveillance Testing Of BORAL® Coupons」(Drawing Number: 31113-0F14-2002) [2]，其測試方法與規定，說明如下：

1. 濕式化學：

   濕式化學測試用來決定碳化硼的單位面積密度。內容涉及廠家智慧財產權
   內容涉及廠家智慧財產權
   內容涉及廠家智慧財產權
   內容涉及廠家智慧財產權

2. 尺寸穩定性：

   使用米達尺或游標卡尺，測量尺寸；內容涉及廠家智慧財產權
   內容涉及廠家智慧財產權

3. 重量穩定性：

   使用合適的重量天平加以秤重，並且以克或毫克為單位，記錄乾式重量。內容涉及廠家智慧財產權

4. 最終目視檢查：

   由具目視檢查資格的技術人員，依核能品管計畫，對試片表面做完整性檢查。

5. 測試頻率：

   每隔 內容涉及廠家智慧財產權 年取出 Boral 硼試片一片，檢驗並記錄結果。

10.5 參考文獻

1. 第二核能發電廠營運程序書，程序書編號：1029，名稱：「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」，版次：14。

2. “High Density Fuel Storage Rack (HDFSR) In-Service Surveillance Testing of Boral®Coupons”, GE Nuclear Energy Project Drawing Number 31113-0F14-2002, Rev. 0.

3. “High Density Fuel Storage Racks (HDFSR) Initial and Long Term Insitu Surveillance Verification For the Presence of BORAL®Using Radioactive Isotopes”, GE Nuclear Energy Project Drawing Number 31113-0F14-2001, Rev. 0.

4. “ Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1&2”,Rev.0, ENSA, Equipos Nuclears, S. A. and Pacific Engineers & Constructors, LTD., July 2003.

5. 核二廠裝載池設備修改，評估與安裝工作服務建議書，泰興工程顧問股份有限公司，中華民國 104 年 12 月。

第十一章 建議終期分析報告書(FSAR)及運轉規範(ITS)之修改項目

11.1 建議終期分析報告書(FSAR)及運轉規範(ITS)之修改項目

最終安全分析報告之下列頁數，將因護箱裝載池安裝格架，而有所影響：

9.1-vii	表 9.1-8
9.1- ix	表 9.1-11
9.1-5	圖 9.1-5c
9.1-6	圖 9.1-10
9.1-7	圖 9.1-24
9.1-13	圖 9.1-25
9.1-16	圖 12.3-1a
9.1-36	
12.1-5	
12.3-13	

有關上述頁數所建議修改項目之詳細說明[1,2]，如附件 11.A 所示。

11.2 建議運轉規範(ITS)之修改項目

技術規範之下列頁數，將因護箱裝載池安裝格架，而有所影響：

4.0-2

有關上述頁數所建議修改項目之詳細說明[1,2]，如附件 11.B 所示。

11.3 適用法規、標準及規範

1. ANSI/ANS-57.2-1983, American National Standard " Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plant "

2. USNRC Letter," The Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applcations", Brian K. GRIMES, April 14, 1978.

11.4 參考文獻

1. ANSI/ANS-57.2-1983, American National Standard " Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plant "

2. USNRC Letter," The Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applcations", Brian K. GRIMES, April 14, 1978.

附件 11.A

建議終期分析報告書(FSAR)修改項目

第 11-4 至 11-22 頁內容涉及廠家智慧財產權

附件 11.B

建議運轉規範(ITS)修改項目

內容涉及廠家智慧財產權

第十二章 福島後強化改善

12.1 前言

核二廠為確保用過燃料之貯存安全，在福島事故後，對每一部機組之用過燃料池已分別進行 7 項相關之設計修改案(DCR)，對全廠(兩部機組用過燃料池通用)則進行 1 項設計修改案，如表 12-1 所示，由於未來護箱裝載池啟用後係與用過燃料池連通，因此 8 項 DCR 亦對其一體適用，以下逐項說明中所稱之「用過燃料池」，均涵蓋護箱裝載池。

每一部機組之設計修改案包括：(1)修改既有溫度儀器及水位儀器以增加溫度及水位指示功能；(2)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，必要時可利用上燃料池之池水進行冷卻；(3)自燃料廠房外增設常備硬管式消防注水管路到用過燃料池；(4)於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；(5)將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；(6)在反應器輔助廠房、輔助鍋爐廠房、燃料廠房 1 樓周圍出入口處增設擋水裝置，以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力；(7)燃料廠房 3 樓增設氫氣偵檢儀器，並可於現場及控制室查看偵測結果。

全廠之設計修改案為於生水及消防水等主管路穿越保護區圍牆的位置，各裝設了彈性管路。

下述各節將詳細說明這些設計修改案。

12.2 修改既有之溫度儀器及水位儀器，以增加溫度及水位指示功能，並將電源配置改為 UPS

此設計修改案主要目的在核二廠喪失廠區電源時，可使值班人員仍可觀察用過燃料池之池水溫度與水位變化。此設計修改案包含：(1)將用過燃料池之溫度儀器內容涉及核子保安、水位傳送器內容涉及核子保安等信號接至主控室指示，並將其電源修改成 UPS(DCS)電源；(2)新增水位傳送器內容涉及核子保安移位之支撐架，依循原設計為耐震一級設計。本設計修改案將用過燃料池溫度指示信號與新增水位傳送器，接至主控制室作溫度及水位指示與警報，因該信號有輸入至 DCS 系統顯示，若信號失靈(故障或

斷線)時，則經由 DCS 系統可立即告知值班人員。本案未改善前，信號未送至 DCS 系統，信號失靈時無法立即得知。因此本設計修改案可提昇對用過燃料池池水溫度與水位監視之效率。

12.3 在用過燃料池 Drain Tank Vent Pipe 增設一手動操作閥

在用過燃料池 Drain Tank Vent Pipe 增設一手動操作閥，該閥正常狀態為常開且上鎖。其目的乃因應若發生日本福島電廠複合式災變，核二廠廠區全黑無電力可供應泵浦運轉時，可利用大修時上池洩水之路徑，將上池的水洩至用過燃料池 Drain Tank，再回流至用過燃料池。在用過燃料池 Drain Tank 增設一手動操作閥，可避免上池的水回流至用過燃料池時自此路徑溢出至廠房內。

12.4 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

此設計修改案乃因應若發生類似日本福島電廠複合式災變，核二廠廠區全黑無電力供應緊急補水系統之泵浦，而無法對用過燃料池進行緊急補水，且燃料廠房內當時呈現高輻射狀態，因此自燃料廠房外增設後備消防管路注水至用過燃料池，可利用消防車對用過燃料池提供高達 500 gpm 之補水能力，以增進電廠發生全黑事件時用過燃料池冷卻可靠度。

12.5 自燃料廠房外增設常備硬管式消防管線到廠房內，再針對用過燃料池裝設噴灑設備

此設計修改案於燃料廠房外增設常備固定消防管線到廠房內，並於每一部機組之用過燃料池旁設置 2 座消防砲塔，作為用過燃料池之噴灑設備。當發生類似於福島電廠複合式災變，核二廠廠區在全黑之緊急狀況下，即可利用消防水車在燃料廠房外連接，並以消防砲塔在燃料廠房內對用過燃料池提供 200 gpm 之噴灑能力，以避免用過燃料裸露於水線之上，可降低複合式災害對用過燃料貯存安全之衝擊。由於根據原本之設計，護箱裝載池並未完全涵蓋在消防砲塔之噴灑範圍內，對此核二廠將重新修正本系統，納入其噴灑範圍內。

12.6 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

原有水位儀器內容涉及核子保安及內容涉及核子保安之信號線，敷設於同一路徑之電器導管及托網，並透過內容涉及核子保安之 DCS 系統作水位顯示，不符合獨立配置之要求。因此乃進行設計變更，於前述兩只水位儀器之旁邊，另增設兩只新的水位儀器，將這兩只新增儀器之信號線分開敷設至輔機廠房，並於輔機廠房牆上內容涉及核子保安，增設兩個獨立之接線箱，供上述兩信號迴路轉接及提供現場外加電源，以量取水位信號電流之接點。而原設置之水位儀器內容涉及核子保安及內容涉及核子保安仍保留作為替代使用之儀器，並將信號線改接至輔機廠房之接線箱供替代量取水位信號電流之用。至於從這兩個接線箱至主控制室內容涉及核子保安之電纜敷設途徑，則沿用既有共用電纜托網之設計。

此設計修改案將可確保運轉員在事故發生時，仍可持續觀察用過燃料池水位及水位變化趨勢。另外，也可以透過 ERF 取訊號來讀取水位資料。

水位分成 Level 1、Level 2、及 Level 3，其考量如下：

Level 1：在正常運轉時，用過燃料池的低水位警報設定為距格架頂端內容涉及核子保安公分，因此亦將 L1 水位設定為內容涉及核子保安公分。

Level 2：燃料池的池邊吊掛用過控制棒之高度為內容涉及核子保安公分，為使水覆蓋超過吊掛物且有足夠的輻射屏蔽；並且考量在正常運轉期間，用過燃料池的低水位警示為內容涉及核子保安公分，因此 L2 水位設定為內容涉及核子保安公分。

Level 3：東、西池及燃料傳送池間的連通閘門，其最低點在格架上方內容涉及核子保安公分。考量此 L3 水位仍可保持東池與西池連通，並滿足水位在格架上方英吋之要求。因此，將 L3 水位設定在高於格架上方內容涉及核子保安公分。內容涉及核子保安

以上 5 項改善案係直接強化護箱裝載池對於水位及水溫之監控及救援能力；另有以下 3 項改善案可增加燃料廠房或內部管路之安全性，對護箱裝載池周遭環境及設備之可用性有所助益，降低護箱裝載池受其他事故而影響安全之程度。

12.7 在輔助廠房及燃料廠房地面層周圍出入口處增設擋水裝置，以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力

此設計修改案在反應器輔助廠房及燃料廠房地面層出入口處增設擋水裝置。內容涉及廠家智慧財產權 內容涉及廠家智慧財產權 此設計修改案可提昇輔助廠房及燃料廠房擋水高度 內容涉及廠家智慧財產權 以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力。

12.8 在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

為偵測用過燃料池在冷卻水不足或失水情況下所產生之氫氣濃度，在每一部機用過燃料廠房東池及西池 內容涉及核子保安 牆上約 內容涉及核子保安 公尺高度各增設 內容涉及核子保安 氫氣偵測儀，將信號接至反應器輔助廠房的新增監測顯示盤，並以共用警報信號送主控制室 內容涉及核子保安 警報盤，以提供高氫氣濃度警報。

12.9 於消防水及生水系統之管路上特定位置裝設彈性管路

因應福島事故，改善生水管路的局部彈性，於特定地點連接彈性管路，以吸收地震錯位造成之位移，讓管路不致輕易被扯壞。

12.10 結論

核二廠於福島事故後，遵循美國 NRC 之 NTTF B.5.b[1]之建議，已完成下燃料池區之安全補強措施，而本案之護箱裝載池位於下燃料池之東側，與東池相隔一道 3 號閘門。未來護箱裝載池啟用後即會移除 3 號閘門而與下燃料池形成連通，因此可適用本章所述之各項安全補強措施；原無法完全發揮設計功能者亦已規劃進行修正，確保其可發揮應有之功能。

12.11 參考文獻

1. NEI 06-12,Revision 3, “B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guidance”, 2009.

表 12-1 核二廠因應福島事故之強化改善措施

項目	機組	DCR 編號	設計版次	內容	實際完工	執行狀況
1	內容涉及核子保安			將用過燃料池溫度指示信號接至主控制室，修改既有水位儀器以增加水位指示功能，並將電源配置改為 UPS。	04/07/12	完工結案
				將用過燃料池溫度指示信號接至主控制室，修改既有水位儀器以增加水位指示功能，並將電源配置改為 UPS。	11/03/11	完工結案
2				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。	09/07/11	完工結案
				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。	09/07/11	完工結案
3				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。	12/22/11	完工結案
				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。	12/22/11	完工結案
4				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。	12/29/11	完工結案
				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。	12/29/11	完工結案
5				1 號機將用過燃料池水位儀器分兩路徑敷設且電源獨立，並隔離	05/21/15	完工結案

項目	機組	DCR 編號	設計版次	內容	實際完工	執行狀況
	內容涉及核子保安			現場之電子設備，使其能抗高溫、高濕及高輻射(福島案件) 。		
				2 號機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。		送施工
6				1 號機輔助廠房、輔助鍋爐廠房、燃料廠房 1F 周圍出入口處增設擋水裝置，以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力。		送施工
				2 號機輔助廠房及燃料廠房 1F 周圍出入口處增設擋水裝置，以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力。		送施工
7				一號機燃料廠房三樓，增設氫氣偵檢儀器，並可於現場及控制室查看偵測結果。	05/15/15	完工結案
				2 號機燃料廠房三樓，增設氫氣偵檢儀器，並可於現場及控制室查看偵測結果。	02/13/15	完工結案
8				於生水及消防水等主管路穿越保護區圍牆的位置，各裝設彈性管路。	01/09/12	完工結案

第十三章 護箱裝載池運轉安全

13.1 前言

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處理案」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將只限制用來貯存該機組第 1 至第 3 週期所退出之用過燃料，平均冷卻期已達 29 年以上，所含輻射及衰變熱已顯著降低。

如第一章所述，美國已有多座核能電廠，包括與核二廠同型之 Clinton 電廠，在護箱裝載池安裝格架，以因應緊急之需。由於冷卻水流失為護箱裝載池安全性之主要考量，下面將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，以防止冷卻水流失。另如第十二章所述，核二廠在福島事故後已針對用過燃料池進行多項強化改善以進一步確保用過燃料之貯存安全。

13.2 護箱裝載池之完整性

護箱裝載池原設計用來放置金屬護箱或傳送護箱，以將用過燃料池所貯存之用過燃料裝載至金屬護箱或傳送護箱，然後運出廠外或進行廠內之乾式貯存。護箱裝載池與東池以 3 號門連通，在進行用過燃料裝載作業時將打開 3 號門，以將燃料格架所貯存之用過燃料移至金屬護箱或傳送護箱內。

護箱裝載池與護箱清洗池以 4 號門連通，金屬護箱或傳送護箱在完成燃料裝載後，可將護箱經過 4 號門送至護箱清洗池進行除污。以 1 號機為例，護箱裝載池內部有 4 條管路，包括底部之 2"洩水管內容涉及核子保安；內容涉及核子保安內容涉及核子保安12"冷凝水供水管，及內容涉及核子保安內容涉及核子保安10"排水管內容涉及核子保安；以及內容涉及核子保安內容涉及核子保安6"管內容涉及核子保安。為了避免 12"、10"、及 6"管干擾到格架安裝，因此 12"、10"、及 6"管將切除並進行盲封。

12"管及 10"管是使用內容涉及廠家智慧財產權圓形 SA240 Type 304L 不銹鋼板進行內盲封板及外盲板封銲，如圖 13-1 及 13-2 所示。內盲封板外側銲接一塊內容涉及廠家智慧財產權方形板作為盲封板封銲時，以點銲固定把手之用，待內盲封板封銲完成後

將切除銲接所用之把手；再完成外盲封板之銲接作業。6"管亦是使用[redacted]厚[redacted]之圓形 SA240， Type 304L 不銹鋼板進行內盲板及外盲板封銲，如圖 13-3 所示，內盲封板外側銲接一塊[redacted]厚[redacted]直徑之圓形 SA240 Type 304L 不銹鋼板作為盲板封銲時，以點銲固定把手之用，待內盲封板之封銲完成後切除銲接所使用之把手；再完成外盲封板銲接作業。外盲封板主要是提供內盲封板進行水壓測試所用之臨時盲封板，待水壓測試完成且測試結果良好時，將切除外盲封板而只保留內盲封板。池底 2"洩水管之封銲如圖 13-4 所示，在洩水 6"CAP 管蓋出口端支撐擋板上方，使用[redacted]厚之圓形 SA240 Type 304L 不銹鋼板進行內盲封及外盲封板封銲，此處之外盲封板在水壓測試完成後由於不阻礙格架之安裝，將予以保留。

為了確保盲封板銲道之完整性，將在內盲封板銲接完成後進行目視檢查(VT)及液滲測試(PT)，以確保銲道符合要求，不會造成滲漏之虞。同時在外盲封板銲接完成後，亦將進行目視檢查及液滲測試。然後依據核二廠程序書 1111.02 壓力試驗工作管制程序書，再進行內盲封板及外盲封板之水壓測試[redacted]12"冷凝水管水壓壓力為[redacted]; 10"之排水管水壓壓力為[redacted]; 6"冷凝水管水壓壓力為[redacted]; 2"之洩水管水壓壓力為[redacted]。試壓期間不降壓持壓[redacted]分鐘，停留壓力時間滿足後，應由合格之目視檢測人員執行目視洩漏檢查。12"、10"、6"、及 2"管之水壓測試分別如圖 13-5 至 14-8 所示。本計畫防止護箱裝載池發生冷卻水流失是採取雙重保護措施：(1)在護箱裝載池內進行前述管路之盲封，並進行目視檢查、滲液測試、及水壓測試以證實不會經由銲道造成洩漏；(2)在護箱裝載池外，12"、10"、6"、及 2"管之隔離閥將保持常關狀態[redacted]同時經結構分析檢核後，這些隔離閥將可承受 0.67g 之地震力。

在運轉時護箱裝載池與護箱清洗池仍將以 4 號門隔離，但護箱清洗池將保持充滿水狀態，因此兩池水位保持平衡狀態，不會因 4 號門萬一有洩漏情形造成護箱裝載池之冷卻水流失。同時護箱清洗池之所有隔離閥[redacted]亦保持常關狀態。

因此根據前述之保護措施下，護箱裝載池不會經由既有管路及四號門發生

冷卻水流失情形。同時護箱裝載池池底亦安裝 leak chase，可於早期發現護箱裝載池洩漏問題並及時處理，達到安全運轉之要求。

第 13-4 至 13-7 頁內容涉及廠家智慧財產權

第十四章 評估總結

核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作之安全評估報告內容，包含：1.臨界安全考量、2.熱流安全考量、3.機械、材料及結構考量、4.輻射安全、及 5.事故評估等項目。本報告已經審慎評估，符合美國核管會 10CFR 50.92 (c)[1] 三個基準評估項目，及原能會審查規範[2]之要求。另從環境考慮而言，對燃料廠房內的影響微乎其微，並沒有顯著的影響；對於廠外排放沒有顯著型態改變或增加排放量，也不會顯著增加個人或累積的職業輻射曝露量，可確保民眾及工作人員的安全。

根據美國核管會 10 CFR 50.92 (c)[1]的三個基準項目進行評估，核二廠護箱裝載池安裝新格架之設計修改案並不會產生顯著影響。10 CFR 50.92 (c)[1]之條文內容，引述說明如下：

「對於 50.21 (b)的運轉執照，或 50.22 的測試設施，當提出建議修改內容，涉及無顯著影響考量時，其所相對應的建議修改內容，符合下列三個項目：

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。」

本公司確認所提出的修改內容，其相對應的項目符合 10 CFR 50.92 (c)[1]的規定，沒有顯著影響之考量基準；且未發現可判定為顯著影響的項目。本公司為證實以上之論述，提供下列補充說明內容，包含：背景資料、三項無顯著影響考量的評估事項及環境考量。

14.1 適用法規、標準及規範

1. 10 CFR 50.92, Issuance of Amendment.
2. 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。

3. ANSI/ANS-57.2-1983, American National Standard " Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plant "

4. USNRC Letter," The Position for Reviewand Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applications", Brian K. Grimes, April 14, 1978.

5. “ License Amendment Request (LAR) Guidelines “ NEI 06-02 (Rev. 2).

14.2 背景資料

核二廠 1、2 號機至民國 104 年年底已分別累積退出 4,364 及 4,252 束用過燃料；但核二廠每一部機用過燃料池(或稱下燃料池)之貯存容量只有 4,398 個貯存位置(其中少部份貯存位置已貯放非燃料物件)。本公司為因應「小規模用過核燃料境外再處理案」與「核能二廠用過燃料乾式貯存設施興建案」推動受阻，核二廠 1、2 號機分別於 105 年 11 月、106 年 5 月 EOC-25 大修時即面臨燃料池貯存容量不足，致無法繼續運轉，本公司乃啟動應變機制，探討各種可行性方案，其中以在 1 號機及 2 號機護箱裝載池各安裝 4 組龍門電廠 2 號機庫存格架，於技術與時效最為可行。國外已有在護箱裝載池安裝新格架之案例，包括美國 Clinton(BWR)、Cooper(BWR)、Diablo Canyon(PWR)、Turkey Point(PWR)、St. Luice(PWR)、Davis Besse(PWR)、Waterford(PWR)、及 Watts Bar(PWR)等 8 座核能電廠。其中 Clinton 及 Cooper 為 BWR 電廠，且 Clinton 為與核二廠同型電廠，均為 BWR6，圍阻體為 Mark III 型。核二廠 1 號機護箱裝載池計畫安裝龍門電廠的 B01、B02、B06、及 B07 等 4 組格架; 2 號機護箱裝載池計畫安裝龍門電廠的 B03、B04、B08、及 B09 等 4 組格架。此布置乃考量龍門電廠格架之中子吸收材料 Boral 板為 Checkerboard 布置，在此種布置下可使相鄰格架間均有中子吸收材料 Boral 板存在。前述每一組 B 型格架之貯存容量為 110 (11×10) 個貯存單元，因此每一機組最多將可增加 440 個貯存單元。

龍門電廠燃料格架主要材料為：ASME SA240，Type 304L，支撐腳材料為 SA479，Type 304L。安裝所需之配件，包括墊板(backing pad)，承載板(bearingplates)，護箱裝載池 2"洩水管，6"，10"，及 12"等管件之盲封板，均為 ASME SA240，Type 304L 不銹鋼材料。

14.3 評估事項

修改內容的下列評估項目，已經過各別驗證，不會超過無顯著影響考量的三項準則項目。修改內容所使用的分析方法，係採用通用的接受規定及標準;其分析結果符合所採用標準的接受準則。有關三項應考慮的基準項目，說明如下：

1. 先前評估過的事故的機率或後果，沒有顯著增加。

執行格架安裝作業時，將先以核二廠燃料廠房 10 美噸吊車將吊具安裝在格架上，然後沿著安全移動路徑將格架吊入護箱裝載池，再進行微調後將吊具吊出池外。由於護箱裝載池位於燃料池外側，所有吊掛作業均不會經過已貯存燃料之上方，吊掛所需之鋼索及鉤環亦均符合NUREG-0612“ Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plant ”的要求[3]，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。因此，所提出的修改內容，不會增加先前評估過的事故的機率或後果。

2. 不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件。

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” [2]及美國核管會技術規範文件“OT Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applications", dated April 14, 1978,及 January 18, 1979 amendment[4]的要求，且符合美國核管會的審查計畫、相關規範及工業標準。此外，本公司也參考先前美國核管會對於新增燃料格架的審查報告，根據評估與審查的結果，確認所提的修改內容，對於核二廠護箱裝載池燃料貯存設施之預期意外事件，並不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件。

3. 安全餘裕沒有顯著的降低。

原能會與美國核管會的安全評估審查作業，在確認修改後格架的安全餘裕，涵蓋下列範圍：

(1)臨界安全考量

(2)熱流安全考量

(3)機械、材料及結構考量

(4)輻射安全

(5)事故評估

對於有效增值因數的接受準則，確認用過燃料池的中子有效增殖因數(k_{eff})值，在考慮所有不準度及偏差下，必須小於或等於 0.95。此外，安全餘裕也須包括燃料束掉落意外事件。

本公司臨界分析所使用的方法，確認能符合原能會與美國核管會的規範、工業規格與標準、以及技術規範等相關適用章節。 k_{eff} 包含其不確定性，在考慮 95%機率/ 95%可靠度水準下小於 0.95，確認有效增值因數符合接受準則。護箱裝載池安裝燃料格架所提出的修改內容，不會對臨界的安全餘裕產生顯著的減少。

此外，核二廠護箱裝載池將只用來貯存第 1 至 4 週期所退出之 GE 8x8 舊燃料。經分析後格架之最大有效增值因數僅為 0.80635，遠低於法規上限值 0.95 。即使再計入因燃料誤裝填事故而增加的反應度（0.00355），仍然有充足的安全餘裕。

對於熱流分析評估，則分析 A.整體水溫、B.局部水溫、C.喪失強制冷卻的補救時間、D.補水系統的能力之 4 種情形，其說明如下：

A. 整體水溫：使用 ASB 9-2[5]方式計算衰變熱功率，並採用能量守恆方式，計算用過燃料池的整體水溫變化，評估護箱裝載池在安裝 4 組格架後，整體水溫在正常或非正常狀況皆可符合原能會及美國核管會審查規範要求。

B. 局部水溫：評估在護箱裝載池安裝格架後，正常狀況下，池中任何部分不會有局部沸騰的狀況。在此項分析使用了非常保守的條件，即特別假設非正常狀況的高水溫環境(因其池水平均溫度最高) 。經評估後不會產生局部沸騰現象。

C. 喪失強制冷卻的補救時間：當所有冷卻系統皆不可用，使用能量守恆方式，計算用過燃料池的水溫與水位變化，評估水溫達到沸點的時間及水位下降至燃料頂部上方 3 公尺之時間。由於護箱裝載池在安裝 4 組新格架後，其與東池相隔之 3 號門將保持常開狀態以連通池水，考慮護箱裝載池增加之池水體積，達到沸點的時間及水位下降至燃料頂部上方 3 公尺之時間因而增加，可增加應

變的時間。

D. 補水系統的能力：正常貯存燃料時，補水流量能維持用過燃料池的水位。同時為因應福島事故，核二廠每一機組均已加裝了 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水設備。

本公司根據核二廠耐震安全餘裕評估計畫、新事證地震力 RLE (Review Level Earthquake)地震頻譜，來評估護箱裝載池設置 4 組 11x10 燃料格架，因地震力作用所發生的碰撞及碰撞後之受力情況。經本公司檢核應力仍在容許範圍內，且評估挫曲狀況，可確保護箱裝載池設置貯存格架的安全性。

此外，依據 EPRI 技術報告 1025287[6]進行護箱裝載池整體性評估。在 1 號機及 2 號機護箱裝載池各安裝 4 組龍門電廠 2 號機庫存格架且貯滿燃料，經評估後所得之成果，顯示因新增格架及用過核燃料之載重，對於格架本身、位移限制器系統構件、護箱裝載池及燃料廠房結構等影響，其結構安全性可以符合相關法規要求。

對於輻射安全評估，則考量護箱裝載池安裝格架，對用過燃料池水淨化系統所產生的放射性廢棄物，及對燃料廠房空浮之影響。同時進行護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量、以及意外事故對廠界劑量等之影響評估，其所造成之廠外民眾劑量很明顯仍遠低於 10 CFR 100[7]之限值。

對於事故評估，參考 ENSA 龍門電廠格架事故分析報告[8]，評估核二廠燃料廠房護箱裝載池新增用過燃料格架事故分析，經評估比較，可確認核二廠之燃料組件掉落至格架頂部撞擊力皆小於原先龍門電廠評估之撞擊力、燃料組件掉落至格架底板撞擊力小於容許撞擊力。

評估後，可以確認核二廠護箱裝載池之新增用過燃料格架在承受前述假定事故下，完全可以符合規範之安全要求。

當核二廠運轉時，護箱裝載池與護箱清洗池會以 4 號門隔離，但護箱清洗池將保持充滿水狀態，因此兩池水位保持平衡狀態；且護箱清洗池的所有隔離閥亦保持常關狀態，護箱裝載池不會因 4 號門及既有管路，而造成冷卻水流失。同時護箱裝載池池底亦安裝 leak chase，可於早期發現護箱裝載池洩漏問題並及時處理，達到安全運轉之要求。

另核二廠於福島事故後，遵循美國 NRC 之 NTTF B.5.b[9]之建議，已完成下燃料池區之安全補強措施。本案之護箱裝載池位於下燃料池之東側，與東池相隔一道 3 號閘門，未來護箱裝載池啟用後，即移除 3 號閘門而與下燃料池形成連通，將可適用因應福島事故後，下燃料池的各項安全補強措施；無法完全發揮設計功能者，將經進行修正使其亦可發揮應有之功能。

核二廠進行護箱裝載池新燃料格架安裝計畫，經評估後，已符合以下事項：

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。

因此，本公司決定提送上述的修改內容，經確認符合 10 CFR 50.92 [1]的準則，無顯著影響的考量。

14.4 環境考量

另從環境考量，本次提送的修改內容，也無下列三項現象[10]：

1. 顯著影響之考量(如第 14.3 節)。

2. 對於廠外排放有顯著型態改變或增加排放量。

3. 顯著增加個人或累積的職業輻射曝露量(如第 8.4 節)。

依照 10 CFR 51.22[11]之法規規定，無須另外提出環境影響評估 (Environmental Assessment)。

有關第 2 項，如本報告第 8.2.3 節所述，本案實施後，對於用過燃料池冷卻淨化系統之樹脂濾材負荷影響極微，不會顯著增加其損耗率，因此放射性固體廢棄物並無顯著增加，而池水是利用該系統的除礦器來淨化水質，不是廢液處理系統，因此放射性廢液排放量不會增加；在氣體核種排放量方面，如本報告第 8.2.2 節所述，由於燃料廠房之空浮核種濃度極低且該廠房平常保持密閉空調循環，因此不會顯著影響電廠之放射性氣體外釋量。

如本報告第 4 章熱流分析所述，與中幅度功率提昇(SPU)安全分析報告[12]

結果相較，本報告分析雖然增加了 440 束用過燃料，但最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，而 SPU 安全分析報告之最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3038.7 MWt (105% OLTP)計算，因此本報告分析所得之總燃料衰變熱稍微低於 SPU 結果，所得之最高池水溫度也稍微低於 SPU 結果。

正常運轉時用過燃料池的衰變熱負載係由「用過燃料池冷卻淨化」(SFPCP)系統熱交換器移除，相較於 SPU 案分析結果，本案之 SFPCP 系統熱交換器熱負載及用過燃料池最高池水溫度並未增加，且最高池水溫度符合原能會審查規範要求，因此不會影響核機冷卻水系統(NCCCW)、及燃料儲存廠房空調與冷卻系統的設計餘裕(核二廠中幅度功率提昇(SPU)安全分析報告 6.4.7 及 6.6 節[12])。本案對燃料廠房內環境之影響可以忽略。

14.5 參考文獻

1. 10 CFR 50.92, Issuance of Amendment
2. 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
3. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.
4. “OT Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applications", dated April 14, 1978,及 January 18, 1979 Amendment.
5. “Residual Decay Energy for Light-Water Reactors for Long-TermCooling,” NRC Standard Review Plan (NUREG-0800), Rev.2, Section 9.2.5, Branch Technical Position ASB 9-2, July 1981.
6. EPRI Report No.: 1025287, Seismic Evaluation Guidance - Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic, Final Report, February 2013.

7. 10 CFR 100.11, “Reactor Site Criteria” November 2002, USNRC.

8. Effects of Postulated Impacts on a Spent Fuel Rack ，Document No.AR-FP06.Rev.6, 2010, by ENSA.

9. NEI 06-12,Revision 3, “B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guidance”, 2009.

10. “ License Amendment Request (LAR) Guidelines “ NEI 06-02 (Rev. 2).

11. 10 CFR 51.22, Criterion for categorical exclusion; identification of licensing and regulatory actions eligible for categorical exclusion or otherwise not requiring environmental review.

12. 核二廠中幅度功率提昇安全分析報告，第 2 版，KS-SPU-SAR-R2，台灣電力股份有限公司、核能研究所、Sargent & Lundy, LLC，2014 年 1 月。

附件一

核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作

安全分析報告之

品保程序、組織架構（含包商）、稽查狀況與執行情形

一、台電公司品保程序

(一)對於本案承包商(泰興公司)提出之安全分析報告進行專業審查，台電公司審查流程主要如下：

1.書面審查:由承包商提出報告交由核二廠審查,由核二廠專案小組成員進行書面審查同時並送總處(核發處、核安處及核技處)進行平行審查，嗣後由核發處彙總各處意見送核二廠併同電廠審查意見交由承包商答復,各章節報告修正後再重複進行本審查程序直到被審查同意為止。

2.會議審查: 承包商完成整份報告修正後，由廠、處複閱，再由核發處召集承包商及台電公司審查人員進行會議審查,討論各單位所提出之審查意見及承包商之回復後，核定最終版本。

(二)台電公司另訂定「核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作品質查證計畫」,執行業主對承包商的設計查證，針對泰興公司執行本案分析之相關軟體驗證及確認（Verification and Validation, V&V）、執行人員資格、複審人員等相關文件紀錄進行查核，以確認符合要求；台電公司已於 9 月 5 日至泰興公司進行設計及安全分析階段之初次品質查證，查證重點在該公司之內稽結果，含過程文件之保存、安全分析報告所使用軟體之 V&V 文件及人員資格等項目，查證結果除發現數項小缺失及泰興公司尚未執行對分包商稽查外，並無重大缺失導致影響安全分析報告之有效性，且泰興公司已承諾於 9/13 前完成對分包商之稽查，並修正其缺失，台電公司於其完成後翌日將進行第 2 次查證。

(三)台電公司已對泰興公司進行設計及安全分析階段之初次品質查證，確認該公司已執行之設計及安全分析結果可符合要求；為進一步強化泰興公司能落實執行本案後續作業之品保要求，台電公司將規劃於適當時間赴泰興公司進行品保稽查。

二、承包商(泰興公司)品保程序

(一)本案泰興公司係依據該公司提交台電並經台電公司審查核可之『核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作』專案品質保證計畫書執行本案之品保程序。泰興公司依前述品質保證計畫書第十二章「稽查」執行其內部稽查及對其分包商之稽查。

(二)安全分析報告之下列工作均由具有相關經驗及能力之分包商協助承包商

完成，承包商與分包商所完成之安全分析報告是根據其品質保證計畫執行:

1. 臨界安全分析、熱流分析及黑度測試。
2. 格架結構地震頻譜之動力分析。
3. 裝載池及燃料廠房結構分析及完整性評估。

本案安全分析報告是由本案承包商與分包商各自準備其負責部分，然後由本案承包商具專業能力者整合後，利用 Document Review Notice 分送承包商本案其他有經驗人員及其直屬組長審查，在處理所有審查意見後送台電公司審查。

(三)分包商之資格評定如下:

1. 核能研究所是國內最有臨界安全分析、熱流分析及黑度測試能力與經驗之機構，因此這些工作項目委託核能研究所執行。核能研究所曾負責核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，以及核一、二、三廠之功率提昇計畫，這些計畫中曾進行用過燃料池之臨界安全分析及熱流分析，並已通過 大會審查。同時核能研究所亦曾負責核二廠用過燃料池第二次貯存容量擴充工程及核四格架安裝之黑度測試，核研所在臨界安全分析及熱流分析所使用之電腦程式均已經過 V&V 之驗證。核能研究所亦已有執行核能相關計畫之品質保證方案。

2. 工研院材化所已執行過「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」FSAR 修改案(FC-KS1/2-9901)之「核二廠上燃料池貯儲存格架工程結構動力分析」，且已通過 大會審查，因此由工研院材化所負責格架結構地震頻譜之動力分析。工研院材化所已取得 ISO 9001 認證，並有執行本計畫之執行規劃書，其內容包括品質要求及品質目標，查證/確認規劃包含：人員資格、軟硬體之查證規劃、人員資格核定確認規劃、軟硬體驗證確認規劃、案例結果查證/確認規劃及分析流程與報告查證/確認規劃等驗證。其所使用之程式已經 V&V 驗證，且其品質人員亦具有台電核能稽查員資格訓練班之結業證書。

3. 美國 S&A 曾參與台電多項計畫，所使用之軟體包括 Spectra SA 4.2，GTSTRUDL 32 and 33，SHAKE 91，及 EKSSI 3.1(包括 SUPELM 3.1 及 KINIT 1.0)均已完成 V&V，且 S&A 擁有執行核能相關計畫之品質保證方案，為美國 NUPIC 定期稽查之廠商，因此委託該公司協助裝載池及燃料廠房結構分析及整體性評估。該公司曾參與美國之地震安全評估(SPRA)、

快速地震評估流程(ESEP)及篩選、優先級及實施細則(SPID)、燃料廠房評估(SFP Evaluation)等相關計畫，以及台電之 SMA for Chinshan, Kuosheng, and Maanshan、0.3g to 0.4g seismic upgrade for Chinshan、NTTF 2.3 walkdowns for Chinshan, Kuosheng, Maanshan, and Lungmen、Kuosheng upper pool evaluation 等計畫。

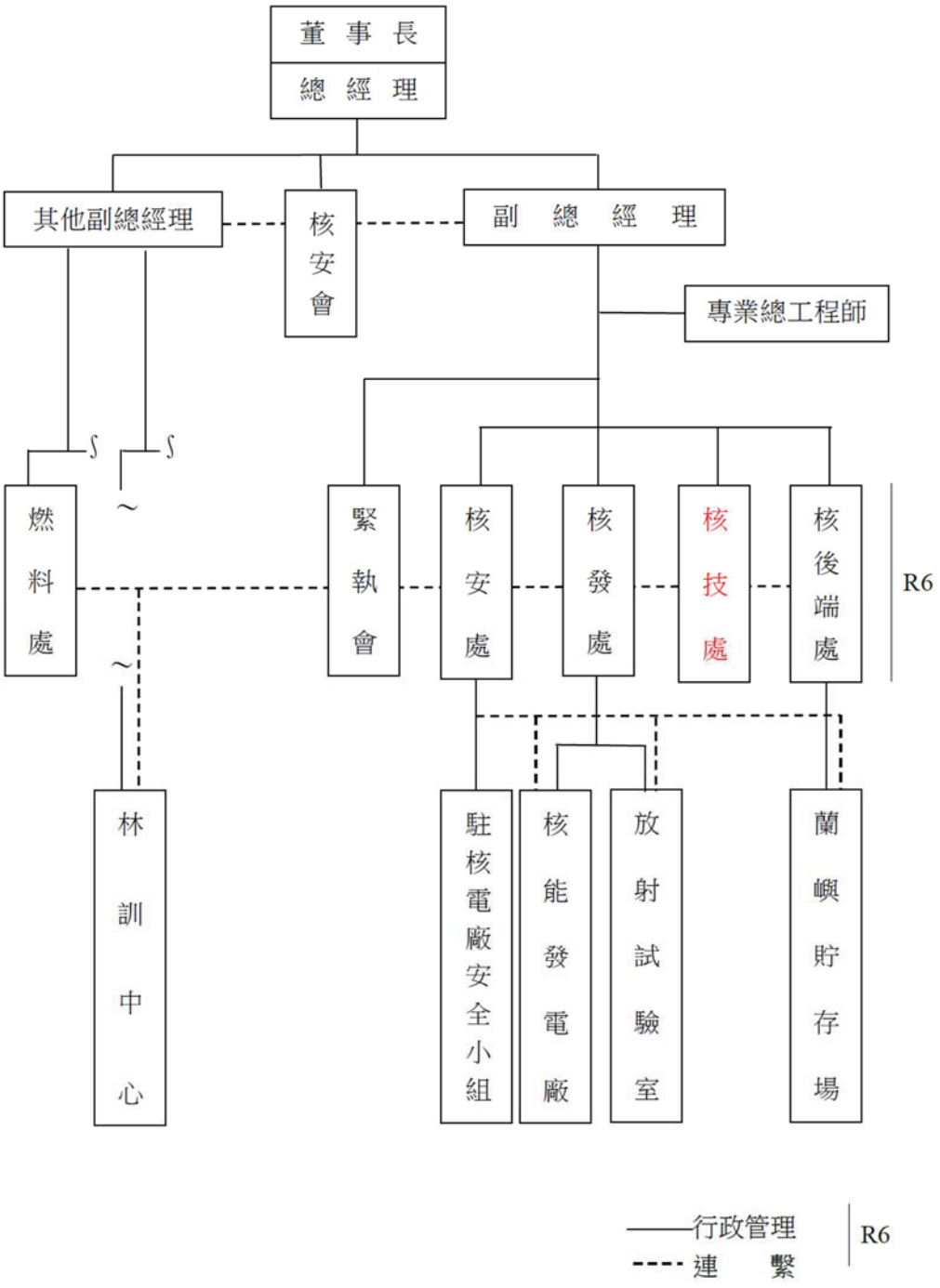
三、本案之組織架構

1.台電公司之品保組織架構，如附圖一(台電公司核能營運品質保證方案)。

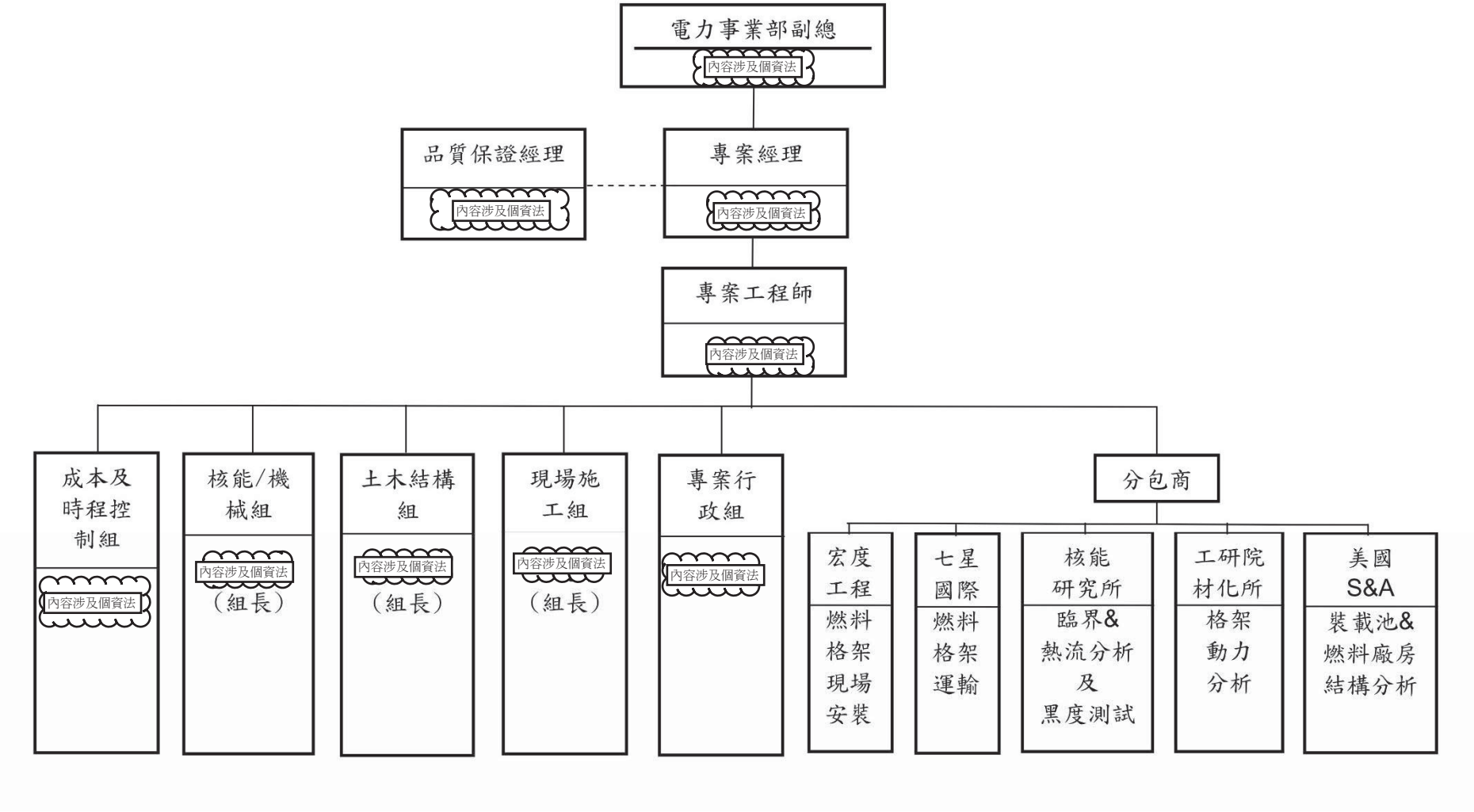
2.泰興公司之品保組織架構，如附圖二計畫組織(本案泰興公司品質保證計畫書圖 1-1)。

附圖一

核能營運品質保證方案有關單位組織系統圖



附圖二


電力事業部副總
內容涉及個資法
品質保證經理
內容涉及個資法
專案經理
內容涉及個資法
專案工程師
內容涉及個資法
成本及時程控制組
內容涉及個資法
核能/機械組
內容涉及個資法
（組長）
土木結構組
內容涉及個資法
（組長）
現場施工組
內容涉及個資法
（組長）
專案行政組
內容涉及個資法
分包商
宏度工程
燃料格架現場安裝
七星國際
燃料格架運輸
核能研究所
臨界&熱流分析及黑度測試
工研院材化所
格架動力分析
美國S&A
裝載池&燃料廠房結構分析

附件二

台電審查意見及處理情形

台電審查意見及處理情形

第一章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	報告名稱	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	報告名稱中擬修改設備之名稱不應有漏失，建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	本案計畫名稱是經核二廠指示，不使用「護箱」兩字，建議仍維持既定名稱。
2	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	本案計畫名稱是經核二廠指示，不使用「護箱」兩字，建議仍維持既定名稱。
3	封面	中華民國 105 年 3 月	報告日期須更新	謝謝指正，已修訂。
4	報告摘要		本報告有十四章，內容相當複雜，且有很多獨特考量，極需報告摘要以便利了解，請提供報告摘要。	已摘錄部份內容新增摘要於第一章。 第二次意見 摘要主要摘錄「2.6 設計基礎」新版內容，只提三、四、五、六、八、九章，請完整補充。 已補充。
5	1-1/1.1	一、二號機至民國 104 年已分別累積退出 4364 及 4252 束用過核子燃料	建議改為「一、二號機至民國 104 年年底已分別累積退出 4364 及 4252 束用過核子燃料」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
6	1-1/1.1	核二廠一號機於 105 年 11 月 EOC-25 大修時即面臨燃料池儲存容量不足	建議分別提供一、二號機資料，如改為「核二廠一、二號機分別於 105 年 11 月、106 年 4 月 EOC-25 大修時即面臨燃料池貯存容量不足」	謝謝指正，已修訂。
7	1-1/1.1	在一號機及二號機護箱裝載池各安裝…	建議改為「在一號機及二號機護箱裝載池(Cask Loading Pool)各安裝…」	謝謝指正，已修訂。
8	1-1/1.1	一號機護箱裝載池可安裝四組龍門的 B1、B2、B6、及 B7 格架；二號機護箱裝載池可安裝四組龍門的 B3、B4、B8、及 B9 格架	建議改為「一號機護箱裝載池可安裝龍門的 B1、B2、B6、及 B7 等 4 組格架；二號機護箱裝載池可安裝龍門的 B3、B4、B8、及 B9 等 4 組格架」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 「四組」未改到，請刪除。已修訂。
9	1-1/1.1	每一種 B 型格架之貯存容量為 11×10，	建議改為「每一組 B 型格架之貯存容量為 11×10 個貯存單元，」	謝謝指正，已修訂。
10	1-1/1.1	未來當核二廠用過燃料乾式貯存設施正式啟用時…	建議改為「未來當核二廠用過燃料乾式貯存設施啟用時…」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 「正式」未改到，請刪除。已修訂。
11	1-1/1.2	國外亦有類似在護箱裝載池安裝新格架以應付緊急之需之案例…	建議改為「國外已有在護箱裝載池安裝格架以因應緊急之需之案例…」	謝謝指正，已修訂。
12	1-1/1.2	Clinton 為與核二廠同型電廠，均為 BWR6， Mark III。…	建議改為「Clinton 為與核二廠同型電廠，均為 BWR6，圍阻體為 Mark III 型。…」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
13	1-1/1.2.1	Clinton 電廠護箱裝載池	建議改為「Clinton 電廠護箱貯存池」，配合圖 1-3 中英文名稱更改	謝謝指正，已修訂。
14	1-2/1.2.1	Clinton 電廠用過燃料池佈置如圖 1-2，原有貯存容量: 下池：2512 束，上池：160 束	建議改為「Clinton 電廠用過燃料池區域佈置如圖 1-2，原有貯存容量: 下池：2512 個貯存單元，上池：160 個貯存單元」	謝謝指正，已修訂。
15	1-2/1.2.1	Phase 1：在護箱裝載池安裝 2 組 15x12 格架	建議改為「Phase 1：在護箱貯存池(Fuel Cask Storage Pool)安裝 2 組 15x12 新格架」	謝謝指正，已修訂。
16	1-2/1.2.1	Phase 2：移出下池之 12 組既有格架，將護箱裝載池之兩組格架移至下池，並在下池安裝 14 組新格架。	建議改為「Phase 2：移出下燃料池之 12 組既有格架，將護箱貯存池之兩組新格架移至下燃料池，並在下燃料池安裝另外 14 組新格架。」	謝謝指正，已修訂。
17	1-2/1.2.1	下池移出之格架有 3 組安裝在護箱裝載存池 (11x12, 11x12, 11x9)， 如圖 1-3 所示	建議改為「下燃料池移出之格架有 3 組安裝在護箱裝載 1x9) ， 如圖 1-4 所示」，後面之圖編號亦須配合更改	謝謝指正，已修訂。
18	1-2/1.2.2	Cooper 電廠護箱裝載池格架安裝	建議改為「Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝」，配合英文名稱更改	謝謝指正，已修訂。
19	1-2/1.2.2	Phase 1 先放置一組 9x13 格架，如圖 1-4	與 NRC SER 有出入，建議改為「Phase 1：先在護箱裝載區(Cask Set-down Area)北方用過燃料池內放置一組 9x13 格架，如圖 1-5」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
20	1-2/1.2.2	Phase 2 再放置一組 14x13 格架，作為應付全爐心退出之應變方案，如圖 1-5	與 NRC SER 有出入，建議改為「Phase 2：若有全爐心退出需求再在護箱裝載區放置一組 14x13 格架，作為因應全爐心退出之應變方案，如圖 1-6」	謝謝指正，已修訂。
21	1-2/1.2.3	目的：為應付乾貯執照延遲	建議改為「目的：為因應乾貯執照延遲」	謝謝指正，已修訂。
22	1-2/1.2.3	一組 13x12 格架(共 154 單元，因角落兩個單元被去角)，如圖 1-6 及圖 1-7	建議改為「一組 13x12 格架(共 154 個貯存單元，因角落兩個單元被截角)，如圖 1-7 及圖 1-8」	謝謝指正，已修訂。
23	1-2/1.2.4	如圖 1-8	建議改為「如圖 1-9」	謝謝指正，已修訂。
24	1-2/1.2.5	St. Luice 電廠之用過燃料池佈置如圖 1-9 所示，分別在 Unit 1 及 Unit 2 之護箱裝載區放置 1 • 組 11x13 格架，及 1 • 組 15x15 格架	建議改為「St. Luice 電廠之用過燃料池及護箱裝載池佈置如圖 1-10 所示，分別在 1、2 號機之護箱裝載池放置 1 組 11x13 格架，及 1 組 15x15 格架」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 「 • 」未改到，請刪除。已修訂。
25	1-2/1.2.6	Davis Besse 電廠護箱裝載池格架安裝	建議改為「Davis Besse 電廠護箱裝載池及傳送渠道格架安裝」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
26	1-2/1.2.6	1. 在傳送渠道放置一個安裝過程進行燃料挪移所需之臨時格架(容量為 90 個貯存單元)，該格架後來移入燃料池內	建議改為「2. 在傳送渠道放置一組安裝過程進行燃料挪移所需之臨時格架(容量為 90 個貯存單元)，該格架後來移入用過燃料池內」，本項與後面之第 2 項互換，使護箱裝載池之敘述放在前面	謝謝指正，已修訂。
27	1-3/1.2.6	2.在護箱裝載池放置四個安裝過程進行燃料挪移所需之之臨時格架(容量共 289 個貯存單元)，此四個格架後來移入燃料池內	建議改為「1.在護箱裝載池放置 4 組安裝過程進行燃料挪移所需之之臨時格架(容量共 289 個貯存單元)，此四個格架後來移入用過燃料池內」	謝謝指正，已修訂。
28	1-3/1.2.7	Waterford Unit 3 護箱裝載池格架安裝	建議改為「Waterford 電廠護箱裝載池及傳送渠道格架安裝」	謝謝指正，已修訂。
29	1-3/1.2.7	Waterford Unit 3 在其護箱裝載池放置 4 個格架(共 255 個貯存單元)，且在其傳送渠道放置 5 個格架	建議改為「Waterford 電廠 3 號機在其護箱裝載池放置 4 組格架(共 255 個貯存單元)，且在其傳送渠道放置 5 組格架」	謝謝指正，已修訂。
30	1-3/1.2.8	Watts Bar Unit 1 護箱裝載池格架安裝	建議改為「Watts Bar 電廠護箱裝載池格架安裝」	謝謝指正，已修訂。
31	1-3/1.2.8	Watts Bar ~~Unit 1~~ 在其護箱裝載池	建議改為「Watts Bar 電廠 1 號機在其護箱裝載池」	謝謝指正，已修訂。
32	表 1-1/表 1-2	頁次編號 1-1	頁次編號錯誤，請配合本章前文編號更正	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
33	圖 1-1 至 1-10	頁次編號 1-1 至 1-10	頁次編號錯誤，請配合本章前文編號更正	謝謝指正，已修訂。
34	圖 1-2	圖 1-2 Clinton 電廠之用過燃料池佈置	建議改為「圖 1-2 Clinton 電廠之用過燃料池區域佈置」	謝謝指正，已修訂。
35	圖 1-3	圖 1-3 Clinton 電廠之護箱裝載池格架安裝-Phase 1	建議改為「圖 1-3 Clinton 電廠之護箱貯存池格架安裝-Phase 1」	謝謝指正，已修訂。
36	圖 1-4	圖 1-4 Clinton 電廠之護箱裝載池格架安裝-Phase 2	建議改為「圖 1-4 Clinton 電廠之護箱貯存池格架安裝-Phase 2」	謝謝指正，已修訂。
37	圖 1-5	圖 1-5 Cooper 電廠護箱裝載池格架安裝工程-Phase 1	建議改為「圖 1-5 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝工程-Phase 1」	謝謝指正，已修訂。
38	圖 1-6	圖 1-6 Cooper 電廠護箱裝載池格架安裝工程-Phase 2	建議改為「圖 1-6 Cooper 電廠護箱裝載區格架安裝工程-Phase 2」	謝謝指正，已修訂。
39	圖 1-7	圖 1-7 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-Unit 1	建議改為「圖 1-7 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-1 號機」	謝謝指正，已修訂。
40	圖 1-8	圖 1-8 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-Unit 2	建議改為「圖 1-8 Diablo Canyon 電廠護箱裝載池格架安裝工程-2 號機」	謝謝指正，已修訂。
41	圖 1-10	圖 1-10 St. Luice 電廠之用過燃料池佈置	建議改為「圖 1-10 St. Luice 電廠之用過燃料池及護箱裝載池佈置」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
42	p.1-1/1.1	…之貯存容量只有 4398 個貯存位置。	「之貯存容量只有 4398 個貯存位置(其中少部份貯存位置已貯放非燃料物件)。」	謝謝指正，已修訂。
43	p.1-1/1.1	…因此每一機組將可增加 440 個貯存單元。	因此每一機組將(最多)可增加 440 個貯存單元。	謝謝指正，已修訂。
44	p.1-1/1.1	第一至三週期	第一至四週期	謝謝指正，已修訂。
45	p.1-2/1.2.2	…Phase 2 再放置一組 14x13 格架，作為應付全爐心退出之應變方案，如圖 1-5。	…Phase 2 再放置一組 14x13 格架，如圖 1-5。	謝謝指正，已修訂。
46	p.1-2/1.2.3	…為應付乾貯執照延遲，喪失全爐心退出空間之需。	…為應付乾貯執照延遲之需。	謝謝指正，已修訂。

台電審查意見及處理情形

第二章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	本案計畫名稱是經核二廠指示，不使用「護箱」兩字，建議仍維持既定名稱。
2	全文	「不銹鋼」與「不鏽鋼」	本報告中「不銹鋼」與「不鏽鋼」混用，請統一	謝謝指正，已統一修訂為「不銹鋼」。
3	2-1/2.1	上燃料池位於反應器廠房，安裝有 3 組 13x17 的高密度格架	建議改為「上燃料池位於反應器廠房(一次圍阻體)，安裝有 3 組 13x17 個貯存單元的高密度格架」	謝謝指正，已修訂。
4	2-1/2.1	用於機組大修時反應器退出燃料暫存用，平時並不貯存用過燃料	建議改為「用於機組大修更換燃料期間貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料，但目前在反應爐臨界時不貯存用過燃料」	謝謝指正，已修訂。
5	2-1/2.1	較高之 B-10 面積密度{內容涉及廠家智慧財產權}{內容涉及廠家智慧財產權}以適應濃縮度較高之燃料…	建議改為「較高之 B-10 面積密度{內容涉及廠家智慧財產權}以因應濃縮度較高之燃料…」	謝謝指正，已修訂。
6	2-2/2.1	將用過燃料池內之用過燃料池移至金屬護箱…	建議改為「將用過燃料池內之用過燃料移至金屬護箱…」	謝謝指正，已修訂。
7	2-2/2.1	池底部還有一個 2" -{內容涉及核子保安}之 6" 直徑洩水孔蓋(cap)…	建議改為「池底部還有一個 2" -{內容涉及核子保安}洩水管之 6"直徑洩水孔蓋	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			(cap)…」	
8	2-2/2.1	ASME Sect. Ⅲ Class 3	英文簡寫錯誤，建議改為「ASME Section Ⅲ Class 3」	謝謝指正，已修訂。
9	2-3/2.3	為符合法規對於用過燃料池的完整性要求，必需對護箱裝載池…	建議改為「為符合法規對於用過燃料池的完整性要求，必須對護箱裝載池…」	謝謝指正，已修訂。
10	2-3/2.3	新事證地震等級(DBE =1.67 SSE)之設計條件…	建議改為「新事證地震等級(0.67g =1.67 SSE)之設計條件…」	謝謝指正，已修訂。
11	2-4/2.5	龍門電廠每一部機組有 31 個燃料格架…	建議改為「龍門電廠每一部機組有 31 組燃料格架…」	謝謝指正，已修訂。
12	2-4/2.5	一號機燃料格架已安裝，二號機尚未安裝，仍貯存在龍門電廠倉庫。…	二號機部分格架可能已從龍門電廠倉庫移出，建議改為「一號機燃料格架已安裝，二號機尚未安裝。…」	謝謝指正，已修訂。
13	2-5/2.5	圖 2-19 護箱裝載池格架佈置圖…	建議改為「圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架佈置圖…」明確區分龍門電廠與核二廠	謝謝指正，已修訂。
14	2-6/2.6	提出安全分析報告，其內容應至少胞含下列內容：…	建議改為「提出安全分析報告，其內容至少應包括下列五大技術範疇之分析與評估結果：…」	謝謝指正，已修訂。
15	2-6/2.6	3. 結構分析(材料、機械及結構觀點) 4. 材料	與原能會所發布「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」有出入，建議依據原能會審查規範改為「	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			3. 結構分析(材料、機械及結構觀點) 4. 輻射安全」	
16	2-6/2.6	臨界安全分析是…正常或不正常及事故的情況下均仍維持在Keff≤0.95之次臨界狀況…	建議改為「臨界安全分析是…正常及意外事故的情況，在考慮所有的不準度前題下均仍維持在 $K_{eff}\leq 0.95$ 之次臨界狀況…」	依原能會及本案技術規範, 應有正常、不正常、事故之評估, 本章節含括事故評估, 建議事故類型保留。修改為：正常或異常及事故的情況，在考慮所有的不準度前題下均仍維持在 $K_{eff}\leq 0.95$ 之次臨界狀況。 第二次意見 原能會審查規範只提「不正常事件」,「不正常事件」即為「事故」, 已依4月12日會議中討論改為「…正常、異常及事故的情況…」。
17	2-6/2.6	熱流分析是評估護箱裝載池安裝四組格架後，無論是在正常、非正常(異常)及事故的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之池水溫度均能維持在原能會所發佈之「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所規定之限值。	建議改為「熱流分析是評估護箱裝載池安裝四組格架後，無論是在正常、非正常(異常)的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之池水溫度均能維持在原能會所發佈之「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所規定之限值以下。」	依原能會及本案技術規範，應有事故之評估, 本章節含括事故評估，建議修改如下：…在正常、異常及事故的情況下，…所規定之限值以下。 第二次意見 原能會審查規範只在正常及非正常的情況下有池水溫度限值,「事故」的情況下並沒有池水溫度限值，而是要求「在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

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				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之上」，即第 18 項所補充加入文字，依 4 月 12 日會議中討論請改為「…正常及異常的情況…」。
18	2-6/2.6	此外，在正常情況下，池中(含護箱裝載池)任何部份均無局部沸騰現象。	不完整，建議改為「此外，在正常情況下，池中(含護箱裝載池)任何部份均無局部沸騰現象；在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之上。」	謝謝指正，已修訂。
19	2-6/2.6	格架的結構分析主要是以設計基準地震(Design Basis Earthquake，DBE = 0.67g)	結構分析內容敘述不完整，也未提供採用評估各地震加速度基準值之基礎，請詳細檢討修改。如改為「結構分析內容包括機械及結構觀點和材料觀點兩部分。在機械及結構觀點方面，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 大會對既有設施特定設計變更案涉及 SMA 兩串安全停機路徑(及大會另有要求者)「耐震設計要求應比照 SMA 補強	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 結構分析部分請依 4 月 12 日會議中討論配合第五章內容再檢討修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			設計辦理」之要求，在護箱裝載池中新增燃料格架的結構分析主要是以 0.67g 的設計基準地震(Design Basis Earthquake，DBE)」，未來亦須配合第五章內容再檢討修改。	
20	2-6/2.6	廠房結構則評估新增燃料格架對護箱裝載池及燃料廠房所造成之影響，分別以 0.4g 的設計基準地震，以及以耐震餘裕評估(SMA)方法，以 1.67 倍 SSE 之 FSAR 原設計反應譜…	同前項，請配合檢討修改。「1.67 倍 SSE 之 FSAR 原設計反應譜」建議改為「1.67 倍 SSE (0.67g)之 FSAR 原設計反應譜」	謝謝指正，已修訂。
21	2-7/2.6	使用於用過燃料格架之各種材料必須證實可適用在用過燃料池的環境，以及貯存系統必須確保至少有 40 年的設計壽命。有關材料的設計基準及相關之敘述，詳本報告第六章。	建議改為「在材料觀點方面，使用於用過燃料格架之各種材料必須證實可適用在用過燃料池的環境，以及貯存系統必須確保至少有 40 年的設計壽命。有關材料的設計基準及相關之敘述，詳本報告第六章。」，配合前面內容更改	謝謝指正，已修訂。
22	2-7/2.6	輻射安全評估將考量…。有關前述的輻射屏蔽及輻射安全評估請詳本報告第八章。	建議改為「輻射安全評估將考量…。有關輻射安全評估之詳細敘述請詳本報告第八章。」，配合整體內容更改	謝謝指正，已修訂。
23	2-7/2.6	輻射安全評估將考量…請詳本	建議改為「輻射安全評估將考量…	臨界、熱流、輻安之事故評估均分別於相關

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		報告第八章。	請詳本報告第八章。 事故評估針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全) 所關切的安全準則，指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。有關事故評估之詳細敘述請詳本報告第九章。」，加入事故評估內容	章節討論，僅與結構相關之事故評估另於第九章討論，故建議無須修改。 第二次意見 依 4 月 12 日會議中討論，已加入「事故評估針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全)指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。事故評估之結果彙整於本報告第九章。第九章除了提供結構相關事故評估之詳細敘述，亦提供其他安全領域 (臨界安全、熱流安全、輻射安全)之事故評估結論。」。
24	2-7/2.7	DBE - 由 DBE 反應譜(保守考量採包絡 0.67g SSE 之 FSAR 原設計反應譜及 0.67g CR-0098 之反應譜	「0.67g SSE 之 FSAR 原設計反應譜」改為「0.67g 之 FSAR 原設計反應譜」，未來亦須配合第五章內容再檢討修改。	謝謝指正，已修訂。
25	2-9/2.8	2.8 法規及標準 …下列有註明版本之各項規範及標準為依據 GE 公司所發行之採購規範，	所列各項規範及標準比 GE 公司之採購規範多了很多，請詳細檢討並評估必要性。	本節所提供參考之法規標準係依核二廠第二次格架容量擴充案之安全分析報告所列內容，並已去除無關的部分，故較 GE 採購規範所列內容完整。 第二次意見 依4月12日會議中討論，已詳細檢討及修訂。
26	2-18/表 2-1	格架擴充	建議改為「格架容量擴充」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
27	2-18/表 2-1	<table><tr><td>11</td><td>最小格距 (Pitch)</td><td>6.245" **(158.5mm)**</td><td>6.245" (158.5mm)</td><td>167mm</td></tr><tr><td>12</td><td>標稱格距</td><td>6.30" **(159.5mm)**</td><td>6.30" (159.5mm)</td><td>167mm</td></tr><tr><td>13</td><td>B-10 Boral Loading</td><td>0.011g/cm^2(min.) 0.012g/cm^2 (nominal)</td><td>0.02 g/cm^2 **(min.)**</td><td>0.02 g/cm^2 **(min.)**</td></tr></table>	建議加入漏缺資料 4 處，以粗體顯示	謝謝指正，已修訂。
28	2-18/表 2-1	16. Boral 片與底板間距 18. 貯存單元厚度	未提供 Holtec(第一次格架容量擴充)數據，請提供	表 2-1 內第 16, 18 欄位相關之尺寸為內容涉及廠家智慧財產權，以及內容涉及廠家智慧財產權，已修訂。
29	2-34/圖 2-15	圖 2-15 龍門用過核子燃料貯存格架佈置圖	建議改為「圖 2-15 龍門用過核子燃料貯存池格架佈置圖」	謝謝指正，已修訂。
30	2-37/圖 2-18	圖 2-18 相鄰格架加勁框架間之填塞板構件圖	建議改為「圖 2-18 龍門電廠相鄰格架加勁框架間之填塞板構件圖」	謝謝指正，已修訂。
31	2-38/圖 2-19	圖 2_19 護箱裝載池格架佈置圖	建議改為「圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架佈置圖」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 「圖 2 19」原本未改到，再修訂後改為「圖 2-19」,「-」之底線請刪除。
32	2-39/圖 2-20	圖 2_20 護箱裝載池格架限制器位置圖	建議改為「圖 2-20 核二廠護箱裝載池格架限制器位置圖」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 同「圖 2-19」,「-」之底線請刪除。
33	2-40/圖 2-21	圖 2_21 護箱裝載池格架限制器支撐位置圖	建議改為「圖 2-21 核二廠護箱裝載池格架限制器支撐位置圖」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 同「圖 2-19」,「-」之底線請刪除。
34	2-41/圖 2-22	圖 2-22 限制器支撐之組裝示意圖	建議改為「圖 2-22 核二廠護箱裝載池格架限制器支撐之組裝示意圖」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
35	P2-1/2.1	…大修時反應器退出燃料暫存用，平時並不貯存用過燃料	…大修時暫存反應器之新、用過燃料，機組運轉時並不貯存用過燃料	謝謝指正，已依審查意見修訂為「用於機組大修更換燃料期間貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料，但目前在反應爐臨界時不貯存用過燃料」。
36	P2-1/2.1	然後將原有格架重新佈置	然後將原有格架重新布置	謝謝指正，已修訂。
37	P2-1/2.1	與用過燃料池東池以三號門(Gate 3)相隔，而與護箱清洗池以四號門(Gate 4)相隔	三、四改為 3、4：此為序號，非專有名詞。且後文亦用 3、4。	謝謝指正，已修訂。
38	P2-1/2.1	以將用過燃料池內之用過燃料池移至	以將用過燃料池內之用過燃料束移至	謝謝指正，已依審查意見修訂為「以將用過燃料池內之用過燃料移至」。
39	P2-2/2.2	將使用機械方式切割予以切除至凸出壁面 1"處	使用機械切割方式予以切除至凸出壁面 1"處	謝謝指正，已修訂。
40	P2-2/2.2	突出物、不堪使用的組件	突出物及不堪使用的組件	謝謝指正，已修訂。
41	P2-2/2.2	若格架於日後因不再需要而移除，護箱裝載池…	若日後護箱裝載池…	謝謝指正，已修訂。
42	P2-3/2.3	必需對護箱裝載池所有穿牆孔	必須對護箱裝載池所有穿牆孔	謝謝指正，已修訂。
43	P2-3/2.3	如圖 2-12 管路盲封細部設計圖所示，	內盲封如圖 2-12 及圖 14-1~14-4 管路盲封細部設計圖所示，	謝謝指正，已修訂。
44	P2-3/2.3	於外盲板銲接完成並通過水壓測試後	於外盲板銲接完成後於內外盲板間以水壓進行測試，如圖 14-5~14-8。通過水壓測試	謝謝指正，已修訂。
45	P2-3/2.4	由圖 1-1 核二廠護箱裝載池格架佈置圖可知	由圖 1-1 核二廠護箱裝載池格架布置圖可知	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
46	P2-4/2.5	燃料貯存池格架佈置如圖 2-15 所示	燃料貯存池格架布置如圖 2-15 所示	謝謝指正，已修訂。
47	P2-4/2.5	裝載池之格架佈置與龍門電廠 B 型格架佈置完全一樣	裝載池之格架布置與龍門電廠 B 型格架布置完全一樣	謝謝指正，已修訂。
48	P2-5/2.5	由圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架佈置圖	由圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架布置圖	謝謝指正，已修訂。
49	P2-5/2.5	改為利用護箱裝載池頂端之樓地版	改為利用護箱裝載池頂端之樓地板	謝謝指正，已修訂。
50	P2-6/2.6	其內容應至少胞含下列內容	其內容應至少包含下列內容	謝謝指正，已修訂。
51	P2-6/2.6	保護箱裝載池四組燃料格架	保護箱裝載池 4 組燃料格架	謝謝指正，已修訂。
52	P2-6/2.6	護箱裝載池安裝四組格架後	護箱裝載池安裝 4 組格架後	謝謝指正，已修訂。
53	P2-6/2.6	以 1.67 SSE 之 FSAR 原設計反應譜	以 1.67 倍 SSE 之 FSAR 原設計反應譜	謝謝指正，已依審查意見修訂為「以 1.67 倍 SSE (1.67x0.4=0.67g)之 FSAR 原設計反應譜」。
54	P2-7/2.6	有關前述的輻射屏蔽及輻射安全評估	有關前述的輻射安全評估【說明：輻安〉輻防〉屏蔽，兩者不會並列】	謝謝指正，已依審查意見修訂為「有關輻射安全評估之詳細敘述」。
55	2-34/圖 2-15	龍門用過核子燃料貯存格架佈置圖	龍門用過核子燃料貯存格架布置圖	謝謝指正，已修訂。
56	2-38/圖 2-19	護箱裝載池格架佈置圖	護箱裝載池格架布置圖	謝謝指正，已修訂。
57	P2-1 倒數第二行	第二章"以將用過燃料池之用過燃料"池"移至金屬…"	是否多一贅字"池"。	謝謝指正，已修訂。
58	P2-2 第五行	"…冷卻水泵、熱交換器、過濾樹脂後流回…"	是否應將過濾樹脂修改為過濾樹脂床。	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
59	P2-2 倒數第 6 行	"相鄰的池壁襯板均通過非破壞檢測…"	是否應將"均通過"修改為"均必須通過"。	謝謝指正，已修訂。
60	P2-1 及 P2-3 頁	有關切除突出物及將有關管路盲封說明	該段報告內僅說明切除物已另製一套新品待未來恢復時回裝，但是否需要針對切除部分，說明其原有功能在運轉其間喪失所應有功能的配套措施或替代方案。	突出物切除後，3 號門無法懸掛於原有位置，將移至 Washdown Area 存放，4 號門因保持常關狀態，故無需替代方案。管路盲封後，因此池不再有供、排水之功能需求，故亦無需替代方案。
61	P2-5 第五行	水平向支撐的圓形管件	是否為不鏽鋼材料或異質材料？建議將材質加於"管件"前避免誤會。	謝謝指正，已修訂「…圓形不銹鋼管件」。
62	P2-5 頁 第二段最末行	"…使地震所產生的負荷集中並分別作用於池壁上。"	如果意指該水平支撐點是負荷集中點，則 P2-7 的設計負荷或本報告內容是否應有評估，如何確保該支撐點耐負荷的情形是在承受範圍內。	本報告第五章已將新設計之限制器模擬放入格架結構動力分析模型，以檢核於地震時原有水平支撐點位置之格架、限制器、以及池壁均仍符合各項允許應力之規定。經確認支撐點耐負荷的情形是在可承受的範圍內。
63	P2-5 頁 第三段最末行	"…本案無法採用龍門電廠…來設計…格架支撐。"	與本頁第五段"龍門電廠格架以及新增設的…之設計，經動力分析，均滿足於新事證…之應力檢核。…確認於核二廠…安裝龍門電廠格架，仍符合相關設計規範之要求。"兩段敘述邏輯似有矛盾之處，是否能提供具體的合格應力檢核文件可做附件之參考文件。	如原文所述，因核二廠無足夠施工空間，故以新設計之限制器取代原龍門格架的水平支撐。如前項審查意見答覆，本報告第五章已詳細說明格架經動力分析，確認於核二廠安裝龍門電廠格架均仍符合相關設計規範之要求。故兩段敘述之邏輯應無矛盾之處。
64	P2-6 第一行	"其內容應至少胞含下列內容："	"胞"應改為"包"。	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
65	P2-7 頁	公式 To 及 Ta 使用"溫度載重"的名詞，以及該段後敘述多次使用載重一詞，	溫度載重是否應改用溫度應力負荷，或是"承受應力負荷"或其它較為貼近意義的名詞，請考慮修正。	To 及 Ta 採用溫度載重或溫度負荷之定義是依 NRC SRP Section 3.8.4 相關內容，原英文使用"thermal load"，並無"應力"之字義，建議仍採用既有之名詞。
66	P2-8 第 2 段		本段材料氧化內容既說明要求池水溫度必須維持低於 54.4 度 C，其後內容又敘述低於 60 度 C 及異	本案之結構及熱流分析評估，整體水溫於正常情況時是在池水溫度不超過 60℃，於非正常情況時是在池水溫度不超過 100℃。旨在說明材料的環境溫度很低，故材料氧化放熱可忽略。
67	2-1/2.1	佈置	請用取代功能搜尋各章，將「佈置」改為「布置」	謝謝指正，已修訂。
68		核二廠的護箱裝載池位於燃料廠房用過燃料池東池東側，與用過燃料池東池以**三號門**(Gate 3)相隔，而與護箱清洗池以**四號門**(Gate 4)相隔	核二廠的護箱裝載池位於燃料廠房用過燃料池東池東側，與用過燃料池東池以 **3 號門**(Gate 3)相隔，而與護箱清洗池以 **4 號門**(Gate 4)相隔 【*設備之序號、數量請使用數字*】	謝謝指正，已修訂。
69	P2-2/2.2	將使用機械方式切割予以切除至凸出壁面 1"處。所有突出物於移除後	將使用機械切割方式予以切除至凸出壁面 1"處。所有突出物於移除後	謝謝指正，已修訂。
70		如圖 2-10、圖 2-11 之掛架及管件復原細部設計圖所示，所有切除的突出物，**不堪使用**的組件均已另製一套新品	如圖 2-10、圖 2-11 之掛架及管件復原細部設計圖所示，所有切除的突出物**及無法留用**的組件均已另製一套新品	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
71	P2-3/2.3	如圖 2-12 管路盲封細部設計圖所示	**內盲封**如圖 2-12 **及圖 14-1~14-4** 管路盲封細部設計圖所示	謝謝指正，已修訂。
72		以確認銲道之品質符合法規的要求，於外盲板銲接完成**並**通過水壓測試後。	以確認銲道之品質符合法規的要求，於外盲板銲接完成**後於內外盲板間以水壓進行測試，如圖 14-5~14-8。**通過水壓測試後	謝謝指正，已修訂。
73		滿足於新事證地震等級(0.67g=**1.67 SSE**)	滿足於新事證地震等級(0.67g) 【*其他章節請一併修改*】	謝謝指正，已修訂。
74	P2-5/2.5	改為利用護箱裝載池頂端之樓**地版**(El. 1'-0")四周的凸緣(curb)	改為利用護箱裝載池頂端之樓**地板**(El. 1'-0")四周的凸緣(curb)	謝謝指正，已修訂。
75	2-6/2.6	臨界安全分析是…正常或不正常**及事故**的情況下均仍維持在 Keff ≤ 0.95 之次臨界狀況…	建議改為「臨界安全分析是…正常、**異常及事故**的情況，在考慮所有的不準度前題下均仍維持在 K_{eff} ≤ 0.95 之次臨界狀況…」	依原能會及本案技術規範, 應有正常、不正常、事故之評估, 本章節含括事故評估, 建議事故類型保留。修改為：正常或不正常及事故的情況，在考慮所有的不準度前題下均仍維持在 Keff ≤ 0.95 之次臨界狀況。 第二次意見 原能會審查規範只提「不正常事件」,「不正常」即為「異常」, 建議改為「…正常、異常及事故的情況…」。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
76	2-6/2.6	熱流分析是評估護箱裝載池安裝四組格架後，無論是在正常、非正常(異常)及事故的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之池水溫度均能維持在原能會所發佈之「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所規定之限值。	建議改為「熱流分析是評估護箱裝載池安裝四組格架後，無論是在正常、異常及事故的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之池水溫度均能維持在原能會所發佈之「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所規定之限值以下。」	依原能會及本案技術規範，應有事故之評估，本章節含括事故評估，建議修改如下：…在正常、異常及事故的情況下，…所規定之限值以下。 第二次意見 原能會審查規範只在正常及非正常的情況下有池水溫度限值，「事故」的情況下並沒有池水溫度限值，而是要求「在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之上」，即第 18 項所補充加入文字，請改為「…正常、異常及事故的情況…」。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂。
77	2-7/2.6	輻射安全評估將考量…請詳本報告第八章。	建議改為「輻射安全評估將考量…請詳本報告第八章。 事故評估針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全) 所關切的安全準則，指出可	臨界、熱流、輻安之事故評估均分別於相關章節討論，僅與結構相關之事故評估另於第九章討論，故建議無須修改。 第二次意見 第九章事故評估為原能會審查規範要求之安

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。有關事故評估之詳細敘述請詳本報告第九章。」，加入事故評估內容	全分析報告應包括內容，必須討論，除了與結構相關之事故評估須詳細敘述，其他安全領域只須比照「上燃料池格架更新工程」GE 安全分析報告第九章之內容(附件一) ，以幾句話稍加討論即可，此處必須提供摘要討論，建議補充，如加入「事故評估針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全)指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。事故評估之結果彙整於本報告第九章。第九章除了提供結構相關事故評估之詳細敘述，亦提供其他安全領域 (臨界安全、熱流安全、輻射安全)之事故評估結論。」。 第二次意見答覆 謝謝指正，已於此節增述相關內容，並在第 9.5 節評估總結扼要說明臨界安全、熱流安全、及輻射安全之事故分析結果。
78	P2-8/2.7.3	Keff 計算結果小於 0.95	K_{eff} 計算結果小於 0.95	謝謝指正，已修訂。
79	2-9/2.8	2.8 法規及標準 …下列有註明版本之各項規範及標準為依據 GE 公司所發行之	所列各項規範及標準比 GE 公司之採購規範多了很多，請詳細檢討並評估必要性。【*審查會決議：請刪除*	本節所提供參考之法規標準係依核二廠第二次格架容量擴充案之安全分析報告所列內容，並已去除無關的部分，故較 GE 採購規

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		採購規範，	*無可供查證文件之品質法條*】	範所列內容完整。 第二次意見 龍門格架品質資料為關切重點，所列各項規範及標準比 GE 公司之採購規範多了很多，針對不在 GE 採購規範、沒有 GE 公司之品質資料的規範及標準，泰興公司是否都能自行提供品質資料？請泰興公司詳細檢討，如有部分規範及標準泰興公司無法提供品質資料，請評估其必要性。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂，僅保留 GE 採購規範所列之法規及標準。
80	2-38/圖 2-19	圖 2_19 護箱裝載池格架佈置圖	建議改為「圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架佈置圖」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 「圖 2 19」未改到，請改為「圖 2-19」。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂。
81	2-39/圖 2-20	圖 2_20 護箱裝載池格架限制器	建議改為「圖 2-20 核二廠護箱裝載	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		位置圖	池格架限制器位置圖」	第二次意見 「圖 2 20」未改到，請改為「圖 2-20」。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂。
82	2-40/圖 2-21	圖 2_21 護箱裝載池格架限制器支撐位置圖	建議改為「圖 2-21 核二廠護箱裝載池格架限制器支撐位置圖」	謝謝指正，已修訂。 第二次意見 「圖 2 21」未改到，請改為「圖 2-21」。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂。
83	p.2-1/2.1	核二廠的護箱裝載池位於東池東側，與東池以三號門(Gate 3)相隔…	核二廠的護箱裝載池位於燃料廠房用過燃料池東池東側，與用過燃料池東池以三號門(Gate 3)相隔…	謝謝指正，已修訂。
84	p.2-1/2.1	…以將用過燃料池內之用過燃料池移至金屬護箱或傳送護箱內之密封鋼筒…	…以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…	謝謝指正，已修訂。
85	p.2-2/2.1	在北牆有用來懸掛 4 號門之掛架，10" 內容涉及核子保安	在其北牆內有用來懸掛 4 號門之掛架，及 10" 內容涉及核子保安	謝謝指正，已修訂。
86	p.2-3/2.3	…池外部管路與池外壁相鄰的第一組管閥進行行政管制…	…池外部管路與池外壁相鄰的第一只管閥進行行政管制…	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
87	p.2-4/2.5	龍門電廠格架之型式與核二廠東、西池內既有格架相同…	龍門電廠格架之型式與核二廠燃料廠房用過燃料池東、西池內既有格架相同…	謝謝指正，已修訂。
88	p.2-5/2.6	由龍門電廠搬運並安裝於核二廠護箱裝載池之格架…	由龍門電廠搬運並安裝於核二廠燃料廠房用過燃料池護箱裝載池之格架…	謝謝指正，已修訂。
89	p.2-1/2.1	核二廠的護箱裝載池位於東池東側，與東池以三號門(Gate 3)相隔…	核二廠的護箱裝載池位於燃料廠房用過燃料池東池東側，與用過燃料池東池以三號門(Gate 3)相隔…	謝謝指正，已修訂。
90	p.2-1/2.1	…以將用過燃料池內之用過燃料池移至金屬護箱或傳送護箱內之密封鋼筒…	…以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…	謝謝指正，已修訂。
91	p.2-2/2.1	在北牆有用來懸掛 4 號門之掛架，10" -內容涉及核子保安	在其北牆內有用來懸掛 4 號門之掛架，及 10"內容涉及核子保安	謝謝指正，已修訂。
92	p.2-3/2.3	…池外部管路與池外壁相鄰的第一組管閥進行行政管制…	…池外部管路與池外壁相鄰的第一只管閥進行行政管制…	謝謝指正，已修訂。
93	p.2-4/2.5	龍門電廠格架之型式與核二廠東、西池內既有格架相同…	龍門電廠格架之型式與核二廠燃料廠房用過燃料池東、西池內既有格架相同…	謝謝指正，已修訂。
94	p.2-5/2.6	由龍門電廠搬運並安裝於核二廠護箱裝載池之格架…	由龍門電廠搬運並安裝於核二廠燃料廠房用過燃料池護箱裝載池之格架…	謝謝指正，已修訂。

附件一

「上燃料池格架更新工程」GE 安全分析報告第九章之內容

內容涉及廠家智慧財產權

台電審查意見及處理情形

第三章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	p.3-24/3.5.6	負的偏差值與不準度以零計算	負的不準度是否能視為 0 應另行探討	負的不準度會使反應度下降，為保守考量以零計算。而這些項目屬互相獨立，彼此並無關聯，因此其對於反應度影響當以 RMS 方法相加。 此方法與 ENSA 於核二第二次格架重整之分析相同。 第二次審查意見： 以 RMS 方法相加，負值會變正值，不計算不會比較保守。 第二次審查意見回復： 負的反應度表示原本 Nominal 情況下即為最保守情況。例如 Nominal 情況下池水密度為 1.0 g/cm3，但降低池水密度會使反應度下降，如將此反應度下降當成正值加上，則偏離實際物理狀況。 保守度考量還是應回歸實際物理意義討論。RMS 應當作獨立項目的影響疊加的一種工具。 此法與核二 ENSA 做法相同，也已通過原能

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				會審查。 第三次意見： 由於此設定是基於回歸實際物理意義而得出，本質上是追求數據的「合理性」而非「保守性」。因此，建議可考慮將【3.5.7 最大反應度計算結果】所述「為**保守**計，負的偏差值與不準度以零計算」改為 「為**合理**計，負的偏差值與不準度以零計算」。 第三次審查意見回復： 已依審查意見修改。
2	3-1/3.1 本報告各章	3-1/3.1：存放 8×8-2 已冷卻 30 年以上之用過燃料 1-1/1.1：只限於貯存該機組第一至三週期所退出之燃料，平均冷卻期已在 30 年以上 10-1/10.1：護箱裝載池將只貯存第一至第三週期已長期冷卻之用過燃料	ANF8×8-2 冷卻時間未達 30 年。本報告各分析均未實際用到「冷卻 30 年以上」之假設，建議修改，如改為「存放 8×8-2 型已冷卻 25 年以上之用過燃料」。 本報告各章建議統一配合修改，如改為「第一至四週期所退出之燃料，冷卻期已在 25 年以上」。	已依審查意見修改。
3	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
4	整體		整體內容與分析方法建議比照核二廠用過燃料池貯存容量第二次擴充案安全分析報告，請提供不足部分如燃料之設計規格、CASMO-4 的偏差與不準度。 第二次意見 5同時考慮CASMO-4不準度及Monte Carlo程式的不準度是「核二廠用過燃料池貯存格架第二次改善工程安全分析報告」審查時原能會的要求(如附件一)： 「 CASMO-4程式的不準度只引用驗証臨界實驗BAW-1810的結果，未考慮CASMO-4與KENO-V.a的比較及KENO程式驗証六組PNL實驗的不準度，應將所有偏差及不準度併計。」 建議做法與原能會要求相較仍缺了「CASMO-4 程式的不準度」一項，建議依原能會要求修改。	經查 SOA 所作之 CASMO4 驗證並不包含格架環境的臨界實驗，如未含不鏽鋼方管與 BORAL 等結構。且 BORAL 等中子吸收板結構，在用過燃料池的臨界實驗中被視為臨界控制的關鍵，應當包含於臨界實驗中較為洽當。 另一方面，MCNP5 之臨界實驗驗證十分完整。且在 3.5.2 節的比較中，顯示 CASMO4 較 MCNP5 保守，因此以 MCNP5 的驗證結果當可涵蓋 CASMO4 的驗證。 另外，核一、核二格架廠商也是只考慮單一程式的偏差與不準度，並輔以程式間比對，與本計畫做法一致。 因此建議維持利用 MCNP5 與臨界實驗驗證，並進行 CASMO-4 與 MCNP5 的程式間比對，作為本臨界分析案的程式驗證方法。 已於 3.4.3 節與 3.5.2 節強化敘述。 第二次回覆：

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				已依審查意見修改，增加 CASMO4 驗證。
5	3-1/3.1	最大中子增殖因數（K_{max}）	建議改為「中子增殖因數(K_{eff})…」	已依審查意見修改。
6	3-1/3.1	本臨界安全分析適用的法規、規範及導則包括： 1. 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… 2. L. Kopp, …	建議增加一項，改為： 本臨界安全分析適用的法規、規範及導則包括： 1. 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… 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%機率與 95%自信度(95/95)的條件下不得超過 0.95。 3. L. Kopp, …	已依審查意見修改。
7	3-4/3.2	為確保實際反應度永遠小於計算的反應度，本臨界安全分析所用的保守分析條件與假設為	建議改為「本臨界安全分析所用的保守分析條件與假設為」。	已依審查意見修改。
8	3-4/3.2	1. 假設貯存格架皆存放最高反應度的 8×8-2 燃料，並不含任何控制棒或其他非內含式的可燃性中子毒物。	建議改為「1. 假設貯存格架皆存放最高反應度的 8×8-2 燃料，並不含任何控制棒或其他非內含式的可燃性中子毒物，涵蓋燃料生命週期中之最高反應度。」。	已依審查意見修改。
9	3-4/3.2	2. 護箱裝載池之中子緩和劑為 4°C 下的不含硼酸的純水。	建議兩項合併，改為「2. 護箱裝載池之中子緩和劑為溫度 4°C 的	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		8. 護箱裝載池池水密度為 1.0g/cm3。	不含硼酸的純水。池水密度為 1.0g/cm^3。」。	
10	3-4/3.2	3. 臨界安全分析係依據徑向及軸向均無限延伸的貯存格架單元，亦即不考慮徑向與軸向的中子洩漏。	建議改為「3. 臨界安全分析係依據徑向及軸向均無限延伸的貯存格架單元，亦即不考慮徑向與軸向的中子洩漏。除了在評估某些意外情況時自然納入中子洩漏效應外，不考慮中子洩漏之負反應度。」。 另增加一項： 4. 燃料束濃縮度保守假設為截面平均值(planar-average)，即 BWR 燃料束慣用之徑向濃縮度分佈以晶格平均濃縮度代表。	已依審查意見修改。
11	3-4/3.2	不考慮天然或已燃耗過的 UO_2 之軸向圍包（Axial Blankets）。	建議改為「不考慮天然鈾的 UO2 之軸向圍包（Axial Blankets）。」。	已依審查意見修改。
12	3-4/3.3.1	GE8×8-2 燃料及 ANF8×8-2 燃料均具有 62 根燃料棒及 2 根水棒，如圖 3-3 所示。	建請提供燃料之設計規格，改為「GE8×8-2 燃料及 ANF8×8-2 燃料均具有 62 根燃料棒及 2 根水棒，如圖 3-3 所示。燃料之設計規格摘彙如表 3-1。」。	已依審查意見修改。
13	3-6/圖 3-4	圖 3-4 龍門電廠用過燃料池貯存格架示意圖	圖 3-4 與棋盤式結構有差異，請修正	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
14	3-6/表 3-1	表 3-1 龍門電廠用過燃料池貯存格架單元規格	請提供 wrapper 厚度	已依審查意見修改。
15	3-8/3.4.2	式中， $Bias_{M5}$ = MCNP5 與臨界實驗之間的反應度偏差， $Bias_{C4}$ = CASMO-4 與 MCNP5 之間的反應度偏差， …	式(2)中未處理 CASMO-4 的偏差與不準度，請納入 CASMO-4 的偏差與不準度之效應，及比照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[8]中之敘述提供 CASMO-4 的偏差與不準度：此臨界安全分析所使用之版本為 CASMO-4 1.28.05L 搭配 40-groups L-library (E4LBL40)，廠商所完成之 CASMO-4 程式驗證包括 NS&E Pin Cell 臨界實驗、BAW-1810 Bundle 臨界實驗、Calvert Cliffs and H.B. Robinson 同位素實驗等。BAW-1810 臨界實驗總共有 23 個臨界爐心，與其中 22 個爐心之驗證分析結果顯示 CASMO-4 之 Keff 偏差(Bias)值為 +0.00003 ΔK，標準誤差值為 0.00142 ΔK，95/95 不準度值為 0.00295 ΔK；BAW-1810 實驗涵蓋各種相關參數(包括氧化釓棒、	見「整體」意見回覆。 第二次意見 同時考慮 CASMO-4 不準度及 Monte Carlo 程式的不準度是「核二廠用過燃料池貯存格架第二次改善工程安全分析報告」審查時原能會的要求，建議於式(2)中納入 CASMO-4 的偏差與不準度之效應，及比照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[8]中之敘述提供 CASMO-4 的偏差與不準度。 相關數值請配合修改。 第二次回覆： 已依審查意見修改，增加 CASMO4 驗證。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			大水棒、不同濃縮度與硼濃度)，被考慮為臨界安全分析驗證工作之適當實驗，故偏差及不準度值僅採用 BAW-1810 中 22 個爐心模擬結果。	
16	3-8/3.4.2	式中， $Bias_{M5}$ = MCNP5 與臨界實驗之間的反應度偏差， $Bias_{C4}$ = CASMO-4 與 MCNP5 之間的反應度偏差， … $Uncertainty_{M5}$ = MCNP5 與臨界實驗之間反應度偏差的不準度， $Uncertainty_{C4}$ = CASMO-4 與 MCNP5 之間反應度偏差的不準度， …	「反應度偏差的不準度」建議改為「的反應度不準度」。 另建議增加一段，如： 由於 CASMO-4 無法精確地模擬包含 Boral 片之 Pacific Northwest Laboratory (PNL) 臨界實驗，CASMO-4 對於格架系統的驗證係以比較 CASMO-4 與 MCNP5 對本案貯存格架幾何結構與數種燃料晶格設計之計算結果進行(詳如第 3.5.2 節)，CASMO-4(配合 BAW-1810 驗証所得不準度)計算結果總是比 MCNP5 保守(較高)，故可以保守決定燃料束貯存於格架之最大反應度。	見「整體」意見回覆。
17	3-8/3.4.2	CASMO-4 燃耗不準度的計算係採用 Kopp Letter[3]定義的百分之	建議改為「CASMO-4 燃耗不準度的計算係採用 Kopp Memo[3]定義	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		五，亦即未經過燃耗且未含可燃毒物之最大反應度	的百分之五，亦即未經過燃耗且未含可燃毒物之最大反應度」。Kopp Memo 文字(an uncertainty equal to 5% of the reactivity decrement to the burnup of interest)並未指定未經過燃耗情況不含可燃毒物，請提供正確參考文獻。	
18	3-9/3.4.4	徑向邊界條件為週期性（Periodic）邊界條件，軸向為反射（Reflective）邊界條件。	建議改為「徑向邊界條件為週期性（Periodic）邊界條件」。	已依審查意見修改。
19	3-9/3.4.4	使用的燃料則從核二廠現有之 GE8×8-2 及 ANF8×8-2 燃料型式中，挑選若干種不同晶格平均燃料濃縮度與 Gd 棒組合（重量百分比與根數）的燃料晶格，以找出極限燃料晶格（Limiting Lattice）以做為臨界分析的依據	建議改為「使用的燃料包括核二廠現有之 GE8×8-2 及 ANF8×8-2 燃料型式中所有不同晶格平均燃料濃縮度與 Gd 棒組合（重量百分比與根數）的燃料晶格」。	已依審查意見修改。
20	3-9/3.4.4	另為增加分析結果之保守度，驗證計算所使用之燃料晶格均不含 Gd 可燃中子毒物	建議改為「驗證計算所使用之燃料晶格包括含與不含 Gd 可燃中子毒物兩種情況」。驗證計算係比較 CASMO-4 與 MCNP5 對本案貯存格架幾何結構與實際分析之燃料晶格設計之計算結果，「為增加	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			分析結果之保守度，驗證計算所使用之燃料晶格均不含 Gd 可燃中子毒物」並不合理，應有燃料晶格含 Gd 可燃中子毒物分析結果之比較，請提供。	
21	3-11/3.5.1	該報告中，一共模擬 138 組臨界實驗，其中包括 34 組 B&W 臨界實驗，80 組 PNL 臨界實驗及 24 組 PNL 的 flux trap 臨界實驗。	建議改為「該報告中，一共模擬 138 組臨界實驗，其中包括 34 組 B&W 臨界實驗，80 組 PNL 臨界實驗及 24 組 PNL 的 flux trap 臨界實驗。模擬之臨界實驗已涵蓋本案貯存格架使用之 Boral 片。」。	已依審查意見修改。
22	3-12/3.5.2	CASMO-4 與 MCNP5 間的偏差及偏差之不準度均設為零。 表 3-2 CASMO-4 與 MCNP5 程式間驗證比對結果	建議改為「CASMO-4 與 MCNP5 間的偏差及不準度均設為零。」。 表 3-2 內請提供燃料晶格含 Gd 可燃中子毒物之比對結果。	已依審查意見修改。
23	3-12/3.5.3	分別挑選 7 組具不同晶格平均濃縮度與 Gd 組合之 GE8×8-2 燃料晶格與 2 組 ANF8×8-2 燃料晶格，放入 CASMO-4 格架模型中進行所有的臨界計算	建議改為「分別針對所有的 7 組具不同晶格平均濃縮度與 Gd 組合之 GE8×8-2 燃料晶格與 2 組 ANF8×8-2 燃料晶格，放入 CASMO-4 格架模型中進行臨界計算」。	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
24	3-13/3.5.4	3.5.4 反應度不準度計算結果	請提供徑向濃縮度分佈及晶格平均濃縮度計算結果之比較。	已依審查意見修改。
25	3-20/3.5.4.5	正常情況的水溫 4°C 及密度 1.0 g/cm^3 時	建議改為「正常情況使用的參考水溫 4°C 及密度 1.0 g/cm^3 時」。	已依審查意見修改。
26	3-21/3.5.4.6	在正常情況下燃料束係假設置放在格架正中央，但由於格架係一棋盤式結構，使兩對角燃料存放位置並無 BORAL 覆蓋，故可能造成因燃料束向格架內或外側做徑向移動（如圖 3-10 所示）時，對反應度造成影響	建議改為「在正常情況下燃料束係假設置放在格架正中央，但可能向格架內或外側做徑向移動（如圖 3-10 所示）」。	已依審查意見修改。
27	3-21/3.5.4.6	表 3-9 為燃料束在格架中位移之不準度分析結果	建議改為「表 3-9 為燃料束在格架中位移之不準度分析結果，位移對反應度並無實質影響」。	已依審查意見修改。
28	3-23/3.5.5	停機冷卻	本節中「停機冷卻」建議全部改為「停機後冷卻」。	已依審查意見修改。
29	3-24/3.5.6	GE8×8-2_3.03_6G3.0 為極限燃料晶格，其最大反應度為 0.80599，遠低於法規要求之 0.95，尚有許多安全餘裕（Safety	建議改為「GE8×8-2_3.03_6G3.0 為最具限制性燃料晶格，其最大反應度為 0.80599，遠低於法規要求之 0.95」。	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		Margin）		
30	3-26/3.5.7.1	以燃料晶格 ANF8×8-2_3.25 和 GE8×8-2_3.03 為分析對象，計算結果	建議改為「以燃料晶格 ANF8×8-2_3.25 和 GE8×8-2_3.03 為分析對象，另保守假設無燃耗及不含 Gd 可燃中子毒物，計算結果」。	已依審查意見修改。
31	3-27/3.5.7.2	誤裝填之燃料束為核二廠用過燃料池貯存格架第二次改善工程安全分析報告[8]中之極限燃料（ATRIUM-10，濃縮度 4.8%)，	建議改為「誤裝填之燃料束為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[8]中使用之燃料（ATRIUM-10，濃縮度 4.8%)，另保守假設無燃耗及不含 Gd 可燃中子毒物，」。	已依審查意見修改。
32	3-28/3.6	存放 8×8-2 已冷卻 30 年以上之用過燃料之前提下，經臨界安全分析顯示無違反臨界安全之虞。此外，從以極限燃料晶格	建議改為「存放 8×8-2 已冷卻 25 年以上之用過燃料之前提下，經臨界安全分析顯示無違反臨界安全之虞，從以最具限制性燃料晶格」。	已依審查意見修改。
33	3-28/3.6	最大反應度僅為 0.80599，遠低於法規的上限值 0.95	建議改為「最大反應度僅為 0.80599，遠低於法規的限值 0.95」。	已依審查意見修改。
34	3-28/3.7		參考文獻請配合修改。	已依審查意見修改。

附件一

「核二廠用過燃料池貯存格架第二次改善工程安全分析報告」第四次審查意見答覆

1、 依據 92 年 12 月 5 日臨界安全分析審查會議之決議，未來在應用安全分析報告第 3.6-5 頁，圖 3.6-1 時，如分析程式不是使用 CASMO-4 程式則須加以評估。

答覆：目前核一、二廠燃料廠家 FANP 在進行燃料束最大 SCCG K∞與 SCCG K∞限值之比較時，係採用 CASMO-3G 程式。CASMO-3G 程式為 CASMO-4 程式之同系較早版本，根據國內核能研究所對 CASMO-3 程式與 CASMO-4 程式之比較研究，針對濃縮度 3.15 w/o GE8x8-2 設計基礎燃料束 SCCG K∞之比較，CASMO-3 程式為 1.35648，CASMO-4 程式為 1.35303，CASMO-3 較高，針對 ATRIUM-10 lattice (3.644 w/o 12G30)最大 SCCG K∞之比較，CASMO-3 程式為 1.24771，CASMO-4 程式為 1.25388，CASMO-3 較低。兩個案例計算值 CASMO-3 程式與 CASMO-4 程式互有高低，但差別均遠低於臨界安全分析為不同廠家計算間可能偏差保留之 1500 pcm SCCG K∞ (即 1000 pcm rack K∞)餘裕。而且 CASMO-3G 在臨界安全分析之應用已經由「核一、二廠申請使用 ATRIUM-10 燃料執照申請」案陳報 大會核准，未來沒有重新評估之必要。

未來如引進新程式進行核二廠執照相關分析，在應用安全分析報告第 3.6-5 頁，圖 3.6-1 時，如分析程式不是 CASMO-4，將遵照指示依一般規定評估該程式計算 Cold Uncontrolled SCCG K∞的能力。

2、 依據臨界安全分析審查會議之決議，有關安全分析報告第 3.6-3 頁，表 3.6-1 中 CASMO-4 程式的 uncertainty 及 bias 只引用驗証臨界實驗

BAW-1810 的結果，未考慮 KENO 程式驗証六組 PNL 實驗的結果，而基本上每次程式計算都會引發一組 uncertainty 及 bias，因此最後結果應將所有 uncertainty 及 bias 併計。

答覆：已遵照 92 年 12 月 5 日臨界安全分析審查會議中 大會之要求，基於審查時效需要，依據審查會議中審查委員建議之方式保守量化 CASMO-4 程式的 uncertainty，並暫時以臨界安全分析的 1500 pcm 保留餘裕中尚未使用部分抵消 total uncertainty 之增加量。安全分析報告第 3.1-1 頁、3.6-2 頁、3.A-10 頁已修訂如附件一所示。

台電審查意見及處理情形

第四章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	第四章全部	衰變熱功率	建議參照原能審查規範及通常用法之文字，全部改為「衰變熱」。 第二次意見 部分未改到，4.1 頁「分裂產物熱」請改為「分裂產物衰變熱」，4.2 頁「重元素衰變熱~~功率~~」請改為「重元素衰變熱」。	已依審查意見修改。 已依審查意見修改。
2	第四章全部	最新一批燃料 最新退出燃料	「最新」建議全部改為「最後」。	已依審查意見修改。
3	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	已依審查意見修改。
4	4-1/4.1	本章節將評估護箱裝載池安裝格架後的熱流安全，分別有以下項目	建議改為「本章評估護箱裝載池安裝格架後的熱流安全，包括以下項目」	已依審查意見修改。
5	4-1/4.1	本分析與先前之 Second Reracking SAR [2]	建議改為「本分析與先前之貯存容量第二次擴充案(Second Reracking)安全分析報告(SAR) [2]」	已依審查意見修改。
6	4-1/4.1	中幅度功率提昇案安全分析報	中幅度功率提昇案未將 Task Report	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		告[3,4]同樣使用 ASB 9-2 方式[5]計算衰變熱功率[6]，並採用能量守恆方式計算用過燃料池整體水溫變化[7]	1.6E 送審，引用安全分析報告[3]即可，參考文獻[4]請刪除。參考文獻[6]及[7]為核能研究所內部品質文件，不必送審，亦請刪除。建議改為「中幅度功率提昇案安全分析報告[3]同樣使用 ASB 9-2 方式 [4]計算衰變熱，並採用能量守恆方式計算用過燃料池整體水溫變化」。後面參考文獻請配合修改。	刪除原本的參考文獻[4]、[6]、[7]，原本參考文獻[5]改為[4]。
7	4-2/4.1.1	當 $ts>10^7$ 秒保守假設 K 維持 0.1。An 及 an 等	建議改為「當 $t_s>10^7$ 秒保守假設 K 維持 0.1。A_n 及 a_n 等」	已依審查意見修改。
8	4-4/4.1.1	假設池中的用過燃料運轉時間皆為 63 個月[2-4]	中幅度功率提昇案未將 Task Report 1.6E 送審，貯存容量第二次擴充案安全分析報告[2]與中幅度功率提昇案安全分析報告[3]使用相同的假設，引用貯存容量第二次擴充案安全分析報告[2]即可。建議改為「假設池中的用過燃料運轉時間皆為 63 個月[2]」。後面參考文獻引用亦請配合修改。	已依審查意見修改。
9	4-5/4.1.1	核二廠一二號機	建議改為「核二廠一、二號機」。	已依審查意見修改。
10	4-5/4.1.1.1	表 4.3	建議改為「表 4-3」。	已依審查意見修改。
11	4-9/4.1.1.2	配合審查規範[5]要求	建議改為「配合審查規範[1]」。	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
12	4-12/4.1.2	中幅度功率提昇案[3,4]針對其中的 3 個極限案例(limiting case)進行分析	建議改為「中幅度功率提昇案[3]針對其中的 3 個原能會審查規範所列之案例進行分析」。	已依審查意見修改。
13	4-14/4.1.2	與 SPU 分析結果[4]相較	建議改為「與 SPU 安全分析報告結果[3]相較」。	已依審查意見修改。
14	4-15/4.1.2	因此所得之最高池水溫度相當接近，最大差異僅 0.26%	建議改為「因此所得之最高池水溫度相當接近」。	已依審查意見修改。
15	4-15/4.2	新增格架後之衰變熱功率會略低於 SPU 條件	建議改為「新增格架後(103.7% OLTP)之衰變熱會略低於 SPU (105% OLTP)條件」。	已依審查意見修改。
16	4-15/4.3	因池水具有輻射屏壁作用	建議改為「因池水具有輻射屏蔽作用」。	已依審查意見修改。
17	4-15 至 4-1/4.3	頂部 3 公尺	本節中「頂部 3 公尺」建議全部改為「頂部上方 3 公尺」。	已依審查意見修改。
18	4-15/4.3	分析方法亦參照 Second Reracking SAR[2]及 SPU 安全分析	建議改為「分析方法亦參照 Second Reracking SAR[2]及 SPU 安全分析報告」。	已依審查意見修改。
19	4-15/4.3	如表 4.9)的衰變熱功率	建議改為「如表 4-10)的總衰變熱」。	已依審查意見修改。
20	4-16/4.3	衰變熱功率扣除冷卻系統移熱率後，即為可用於汽化液態水之熱功率	建議改為「總衰變熱扣除補水熱移除率後，即為可用於汽化液態水之熱負載」。	已依審查意見修改。
21	4-16/4.3	水位	建議改為「水存量」。	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
22	4-16/4.3	衰變熱功率 $Q_{bundles}$	建議改為「總衰變熱 $Q_{bundles}$」。	已依審查意見修改。
23	4-18/4.3	採用爐心熱功率 3001 MWt 計算，SPU 係採用較高之 3038.7 MWt 計算	建議改為「採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，SPU 係採用較高之 3038.7 MWt (105% OLTP)計算」。	已依審查意見修改。
24	4-18/4.4	正常更換燃料時，假設用過燃料池出現 50 gpm 的洩漏量，補水系統應能維持用過燃料池的水位，即補水流量需大於汽化量與洩漏量之和。	不必考慮 50 gpm 的洩漏量，建議刪除。	已依審查意見修改。
25	4-18/4.4	現有之補水流量可達 100 gpm[4]，即使有 50 gpm 的洩漏量，現有之補水系統仍有能力維持用過燃料池水位	不必考慮 50 gpm 的洩漏量，建議改為「現有之補水系統容量達 50 gpm [3]，現有之補水系統有能力維持用過燃料池水位」。	已依審查意見修改。
26	4-18/4.4	因應類福島事故發生，已加裝了 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水的措施	建議改為「因應類福島事故，核二廠已加裝了 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水的措施」。	已依審查意見修改。
27	4-18/4.5	原有 Reracking 安全分析	建議改為「原有 Second Reracking 安全分析」。 第二次意見 熱流分析評估結論後面建議依 4 月 12 日會議中討論另加一節，評估衰變熱負載變化對燃料廠房內環境及	已依審查意見修改。 已將新增之 4.6 節加入，參考文獻順移為 4.7 節。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			相關系統設計餘裕之影響： **4.6 燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕** 與 SPU 安全分析報告結果相較，本分析雖然增加了 440 束用過燃料，但最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，而 SPU 安全分析報告之最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3038.7 MWt (105% OLTP)計算，因此本分析所得之總燃料衰變熱稍微低於 SPU 結果，所得之最高池水溫度也稍微低於 SPU 結果。正常運轉時用過燃料池的衰變熱負載係由「用過燃料池冷卻淨化」(SFPCP)系統熱交換器移除，相較於 SPU 結果，本案之 SFPCP 系統熱交換器熱負載及用過燃料池最高池水溫度並未增加，且最高池水溫度符合原能會審查規範[1]要求，因此不會影響核機冷卻水系統(NCCCW)、及燃料儲存廠房空調與冷卻系統的設計餘裕(核二廠 SPU	

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			安全分析報告 6.4.7 及 6.6 節)。本案對燃料廠房內環境之影響可以忽略。	
28	4-19/4.6		參考文獻請配合修改。	已依審查意見修改。 刪除原本的參考文獻[4]、[6]、[7]，原本參考文獻[5]改為[4]。
29	圖/表		圖/表使用字型不一致，請統一。	圖/表說明已修改與第三章一致。
30				經檢視後，另修正二處內容： (1)表 4-6 第 55 批燃料退出天數誤植，修正為 36 天。 (2)4-16 頁最後一段 “原有分析[2-4]僅考慮……”修訂為“原有分析[2,3]僅考慮……”
31	p.4-11/ 4.1.2	護箱裝載池的面積與池水體積如表 4.6 所示…表 4.7 列出之體積	表 4.6 所指為何？ 表 4.7 應為 表 4-7	此為此為誤植，表 4.6 更正為表 4-7。
32	p.4-12/ 4.1.2	用過燃料池冷卻系統的相關參數則如表 4.8 所示	表 4.8 應為 表 4-8	已依審查意見修改。
33	p.4-12/ 表 4-9		請說明這 3 個 Case 的狀況	原本 Second Reracking SAR 共有 9 個案例，本報告參照 SPU 僅針對其中的 3 個原能會審查規範所列之案例。 Case 1 係燃料正常退出，並假設只有 1 串用過燃料池冷卻系統移熱，審查規範要求整體

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				水溫不考超過 60 °C。 Case 3 係燃料非正常退出(624 束)，無需考慮單一故障，用過燃料池冷卻系統與 RHR 同時移熱，審查規範要求整體水溫不考超過 66°C。 Case 4 係燃料非正常退出，但僅靠用過燃料池冷卻系統移熱，審查規範要求整體水溫不考超過 100°C。
34	p.4-15/ 4.2	計算得出燃料束表面最高溫度為 111.16 °C，而燃料格架頂端的局部沸騰溫度為 116 °C 新增格架後之衰變熱功率會略低於 SPU 條件，且整體水溫也較 Case 3 低	請說明局部沸騰溫度為何高於 100 °C，依表 4-9 要求水溫限制為 100 °C 為何衰變熱功率及整體水溫會較低？	表 4-9 之水溫限制係針對整體水溫而定，並非針對局部區域。由於燃料格架上方有約 7 公尺高的水壓，所以局部的沸騰溫度會提昇。 池中的總衰變熱大多來自於最後退出的燃料，SPU 時採用 105% OLTP 計算衰變熱，然而爐心熱功率實際上並無提昇至此程度，本報告採用 103.7% OLTP 計算衰變熱，故所得結果與整體水會較 SPU 條件低。
35	p.4-15/ 4.3	分析時假設其為在整體水溫達到最高值 Tmax 時(如表 4.9)的衰變熱功率	表 4.9 所指為何？	此為誤植，更正為表 4-10。
36	p.4-16/ 4.3	表 4.12 則是考慮西池與東池體積之結果。	請修改為 “表 4-12 則是考慮西池與東池與護箱裝載池體積之結果。”	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
37	p.4-18/ 4.4	有補水之汽化率	有無補水為何會影響汽化率？差別為何？	由於補水並非使用飽和溫度，計算汽化率時會扣除補水熱移除率，如式(11)所示，故有補水時會降低汽化率。
38	page 3		an 應改為 a_n	已依審查意見修改。
39	page 6		最大正常熱負載：考慮一次正常更換燃料所換下燃料經 150 小時後在用過燃料池產生之衰變熱，加上一次正常更換燃料所換下燃料經 1 年產生的衰變熱，再加上已貯存於池內之用過燃料所產生之衰變熱，並考慮裝滿用過燃料池最大容量。 最大非正常熱負載：考慮爐心內所有燃料(核二廠一二號機皆為 624 束)經 150 小時後在用過燃料池產生的衰變熱，加上一次正常更換燃料所換下之燃料經 36 天後產生的衰變熱，並考慮裝滿用過燃料池最大容量。	已依審查意見修改。
40	page 13	$Q_{HX}(t)=\{wc_p p[T(t)-T_i]\}_{SFPHX}+\{wc_p p[T(t)-T_i]\}_{RHRHX}$	建議改為 $Q_{HX}(t)=w_{SFPHX}*Cp*P_{SFPHX}*(T(t)-T_i)+w_{RHRHX}*Cp*P_{RHRHX}*(T(t)-T_i)$	已依審查意見修改。
41	page 14	$T(0)=\frac{Q_{old}+(wc_p T_i)_{SFPHX}+(wc_p T_i)_{RHRHX}}{(wc_p p)_{SFPHX}+(wc_p p)_{RHRHX}}$	亦更著改	已依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
42	page 15	(1)計算整體水溫變化時，僅考慮西池的體積。	請說明此假設	此為 Second Reracking SAR 採用之保守假設，SPU 時亦保留該假設，本報告亦隨之保留該假設。
43	page 15	(4) 僅考慮最新退出燃料衰變熱之暫態變化，其餘先前退出至池中的燃料衰變熱假設維持不變。	衰變熱之暫態變化是甚麼意思	本報告的整體水溫評估的暫態過程約為 10 天(如圖 4-3 及圖 4-4)，原本已在池中的用過燃料因停機時間夠長，衰變熱變化有限，故可假設維持不變；但最後退出的燃料因停機時間較短，在暫態分析中還會明顯降低，若也假設其維持不變會過度保守，故有考慮最後退出燃料總衰變熱的變化。
44	page 19	$mc_p \frac{dT(t)}{dt} = Q_{bundles} + Q_{mw}$ $Q_{mw} = m_{mw} c_p (T_{mw} - T)$	建議改為 $mc_p \frac{dT(t)}{dt} = Qbundles - Qmw$ $Qmw=m_{mw}(T-T_{mw})$	本報告之 Q_{mw} 係參照 Second Reracking SAR 原本定義，為與其一致而保留。
45	page 19	其中 Q_{bundle} 為池中所有燃料產生之衰變熱功率，分析時假設其為在整體水溫達到最高值 T_{max} 時(如表 4.9)的衰變熱功率	找不到表 4-9	更正為表 4-10。
46	page 20		達到沸點時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺	已依審查意見修改。
47	page 21	水位下降到燃料頂部 3 公尺時間(hr)	水位下降到燃料頂部上方 3 公尺時間(hr)	已依審查意見修改。
48	page 23		a 補水系統能力:是否假設喪失用過	a 補水系統能力評估並無考慮用過燃料池冷

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			燃料池冷卻的條件下之補水系統能力 b 在喪失用過燃料池冷卻且無補水的條件下池水是一直往上升(無 heat sink)，此時 Qboundle 如何定義。無補水之汽化率=Qboundle/Hfg 是與 $Q_{boundle}$ 有關。	卻及淨化系統和餘熱移除系統的移熱作用。 B Q_{bundle} 假設其為在整體水溫達到最高值 T_{max} 時的總衰變熱，並假設其值維持固定，如表 4-10 所示。此亦是參照 Second Reracking SAR 採用之保守假設所進行。
49	Page 23		表 4.13 應為表 5-1	更正為表 4-13。
50	P4-4、P4-5 及表 4-3~表 4-5	計算衰變熱功率的假設之 "(2) 假設最新一批退至池中的燃料是在停機後 72 小時開始搬運，以固定速率在 78 小時後完成"	請說明以"72 小時開始搬運，以固定速率在 78 小時後完成"之方式計算衰變熱功率，與 P6 所述之「最大正常熱負載」及「最大非正常熱負載」所定義之衰變熱 **150 小時**，以及表 2-3~表 2-5 之 **3 天**之關連性，並請說明何者最後作為分析用。	"72 小時開始搬運，以固定速率在 78 小時後完成"之假設亦是從 Second Reracking SAR 就開始採用，SPU 評估時保留該假設，本報告亦持續維持，以符合原能會審查規範之 150 小時要求。 此假設代表停機後 72 小時(3 天)即開始將燃料退至池中，此時燃料池就開始昇溫，在 72+78=150 小時後，最後一批燃料完全放入燃料池中，此時池中的熱負載會達最大值。最後一批燃料衰變熱變化如圖 4-1 和圖 4-2 所示，計算水溫時並無將其視為固定值，避免過度保守。
51	P4-11		請說明使用之液態水比熱值 c_p 為 4180 J/kg-°C，以及 p 為熱交換器效率其分析值之依據。	冷卻系統相關輸入參數皆是參考 Second Reracking SAR 以及 SPU SAR 所使用之數值。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
52	P4-11		請說明假設整個池體空間 **25%**是被燃料、格架等固體所佔滿之依據；並說明本分析與 2nd reracking SAR 使用值之差異。	25%之假設是從 Second Reracking SAR 就開始採用，SPU 評估時保留該假設，本報告亦持續維持該假設，並無改變。
53	P4-14 表 4-10		請說明本分析之總用過燃料數較多，為何所得之總燃料衰變熱功率較 SPU 結果低。	池中的總衰變熱大多來自於最後退出的燃料，SPU 時採用 105% OLTP (3038.7 MWt) 計算最後退出燃料的衰變熱，然而爐心熱功率實際上並無提昇至此程度，本報告採用 103.7% OLTP (3001 MWt)計算衰變熱，故所得結果較 SPU 條件低。
54	P4-14 表 4-10		請說明本分析之 Case 1 及 Case 1(196 束)，以及中幅度功率提昇之 Case 4 及 Case 4(196 束)，二者之「**發生時間 (hr)**」數據為何有差異？	由於用過燃料池的水溫暫態變化並不迅速，所以分析所使用之時間步階(time step)可大 1800 秒 (半小時)，前述二案例的最高水溫發生時間雖略有差異，但僅相差一個時間步階，並不會對評估結論造成影響。
55	P4-14 表 4-10		請說明本分析之「**最高水溫 T_{max} (°C)**」為何較中幅度功率提昇之結果低？	如前二題之回覆，由於本分析所得之總衰變熱較 SPU 條件低，在冷卻系統相同之條件下，燃料池水溫亦較低。
56	P4-15		1. 請說明所增加之衰變熱功率約為 **0.5 MWt** 之依據。 2. 請說明衰變熱功率增加約為 0.5 MWt 後，SPU 條件下 Case 1 不會	1.此為 SPU 案當時重新計算的衰變熱結果，可參照 SPU SAR[3]。本章節原本亦將 S&L 公司的計算結果(SPU Task Report 1.6E)列入參考文獻，然依貴公司核發處審查意見而刪除。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			發生局部沸騰之理由。	2.原能會審查規範僅要求正常狀況(即 case 1)不會發生局部沸騰，然而 Second Reracking SAR 已保守地針對非正常狀況的 Case 3 分析，由於 Case 3 的衰變熱較 Case 1 高約 7 MWt，即使 SPU 衰變熱會增加 0.5 MWt，仍可被 Second Reracking SAR 結果涵蓋。 本分析的總衰變熱略低於 SPU 條件，故燃料池在正常狀況下亦無局部沸騰之顧慮。
57	P4-15		「表 4.9」似乎是誤打字	已修改。
58	P4-18	"…SPU 係採用較高之 3038.7MWt 計算，本分析所得之達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3 公尺的時間會略長於 SPU 結果。…"	1. "SPU 分析之水位下降時間略長於 SPU 結果"之語句似乎有些矛盾，請說明。 2. SPU 之 rated core thermal power 為 3001 MWt，表 2-3～表 2-6 爐心熱功率均用 3001 MWt，請說明在本分析 **3038.7MWt** 之使用情形。	因核二目前的爐心熱功率並無提昇至 SPU 案原本規畫之程度，所以本分析沒有使用 3038.7 MWt (105% OLTP)來計算衰變熱，該段敘述應該沒有不一致的情形。
59	P4-18	"…假設用過燃料池出現 50 gpm 的洩漏量…"	請說明用過燃料池假設出現 **50 gpm** 的洩漏量理由。	50 gpm 洩漏量係參照 SPU 分析(Task Report 1.6E)，然此敘述已依貴公司核發處審查意見而刪除。
60	P4-18	"…因應類福島事故發生，已加	請補充本分析對於因應類福島事故	本章節係針對新增格架後的熱流分析，屬於

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		裝了 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水的措施…"	加裝設備相關分析之影響，說明原先加裝之 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水的相關措施仍適用。	設計基準(design-basis)分析，然而類福島事故已超越設計基準事故，如果在本章節多加說明，審查時可能有將本案與類福島事故相連結的顧慮。 且 4.4 節與表 4-13 已可說明因應類福島事故加裝設備的能力已足夠彌補汽化率。
61	第四章	熱流分析	本章僅有一號機而未見二號機的熱流分析結果，兩部機用過燃料的狀況不盡相同(包括批次數目不同，中幅度功率提升執行週期不同等)，且本案未來兩部機分別成立 DCR 並陳報原能會，一號機熱流分析資料是否能做為二號機使用，請確認。	Second Reracking SAR 與 SPU SAR 亦只針對一號機進行熱流分析。 燃料池中的總衰變熱主要來自於最後一批退出燃料，分析時僅假設正常與非正常兩種狀況，不因機組不同而有差異。 目前一號機燃料池內已有 4364 束用過燃料，略多於二號機 4252 束，一號機舊有燃料總衰變熱會較高，其結果應可適用於二號機。
62	4-3/表 4-2	表 4-2 核二廠一號機用過燃料池中各批次燃料數量	抽查表 4-2 所列前 10 次退出週期，其中 EOC-5(批次 6+批次 7)共 191 束，EOC-9(批次 15+批次 17)共 171 束；前述資料與第一章前言表 1-1 所列用過燃料退出數目不符。請再確認，包括其他週期(或批次)是否有類似數目不符的情形，或有影響後續相關衰變熱功率計算數值。	經確認後，發現曾有燃料再插入(re-insert)狀況發生，若僅依 EOC 分類燃料批次，各批次數目可能會略有出入，但其現有燃料總數 4364 束(表 4-2 數量總和)無誤。 此外，池中總衰變熱主要來自於最後一批退出燃料，舊有燃料對於總衰變熱貢獻有限，亦不會影響評估結論。

台電審查意見及處理情形

第五章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	p.5-1/5 第五章名稱	第五章 格架結構與地震考量	第五章名稱「格架結構與地震考量」與原能會之審查規範所要求「安全分析報告」應包括之臨界安全、熱流分析、結構分析、輻射安全與事故評估等五大技術範疇中「結構分析」不一致，實際上結構分析評估內容包括燃料廠房結構，格架結構只是部分評估內容。建議名稱改為「結構分析與地震考量」。	謝謝指正，修正敘述。
2	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	依先前會議中決議安全分析報告中「護箱裝載池」以「裝載池」進行敘述。
3	全文	「不銹鋼」與「不鏽鋼」	本報告中「不銹鋼」與「不鏽鋼」混用，請統一	謝謝指正，統一修正為「不銹鋼」。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
4	5-1/5.1	一號機護箱裝載池可安裝四組龍門的 B1、B2、B6、及 B7 格架；二號機護箱裝載池可安裝四組龍門的 B3、B4、B8、及 B9 格架。前述 B 型格架之貯存容量為 11x10	建議改為「一號機護箱裝載池可安裝龍門的 B1、B2、B6、及 B7 等 4 組格架；二號機護箱裝載池可安裝龍門的 B3、B4、B8、及 B9 等 4 組格架。前述 B 型格架之貯存容量為 11x10 個貯存單元」	謝謝指正，修正敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
5	5.2.1		1. 格架結構分析所使用之5.7.7.1節地震頻譜，在使用前是否已依RG 1.122規定進行寬裕化(Broadened or Widened)？請澄清。 2. 格架進行動力分析係採用反應譜分析法或時歷分析法？是採用線性分析還是非線性分析？是否符合SRP 3.8.4要求？請說明清楚。格架動力分析若採用非線性時歷分析，則輸入地震歷時如何產生？產生過程為何？是否符合法規規定？請一併說明之。 3. 格架在地震力作用下，會對垂直池壁產生碰撞衝擊力，此碰撞衝擊力對垂直池壁結構安全性之影響評估為何？請說明。	1. 遵照辦理，將依 RG 1.122 規定進行寬裕化格架結構分析所使用之地震頻譜。 2.本案採用非線性人工地震歷時，步驟如下： A. 根據隨機振動訊號理論估算能量譜密度(PSD)函數，並建立亂數相位角(Random Phase Angles)， B. 利用傅立葉分析(Fourier analysis)轉換產生人工地震歷時並反應實際地震狀況，加上時間窗函數。 C. 計算人工地震反應譜並與(OBE、ĐBE)設計反應譜比較。 D. 若不同修正人工地震反應譜，重覆 B、C 步驟直到收斂為止。 檢核法規相關規定，若不過重新從 A 步驟開始。 3.經 5.7.7.4 節第 7 點用過燃料池下池內襯鋼板評估結果，在四組 DBE 地震力中所產生之最大衝擊力下，裝載池牆背襯混凝土承載力、貫穿強度及內襯鋼板之彎矩應力均不致導致結構受損。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
6	5-3/5.2.1	建議改為「燃料貯存格架受到地震力DBE作用，並假設護箱裝載池放置貯存格架4組，共440支用過燃料	建議改為「燃料貯存格架受到設計基準地震(Design Basis Earthquake，DBE = 0.67g)地震力 DBE 作用，並假設護箱裝載池放置貯存格架 4 組，共 440 束用過燃料」	遵照辦理，修正於 P.5-3。
7	5.3.1.4		1. 5.3.1.4.(1)稱格架對應高程為EL-45呎，但5.7.1節稱護箱裝載池池底高程為 EL.(-)42'-0"，兩者高程不一致，請澄清。 2. 格架結構動力分析除池底樓層反應譜外，是否有依SRP 3.8.4要求額外考慮池壁高程位置之樓層反應譜？請澄清。 3. 5.3.1.4.(1)之OBE樓層反應譜係直接採用FSAR之資料，5.3.1.4.(2)之DBE樓層反應譜則為(0.67g+FSAR/SSE反應譜)進行燃料廠房結構體反應譜分析後求得。因前者5.3.1.4.(1)OBE樓層反應譜建立過程中，核二FSAR只提供一筆設計地震時歷，不符合SRP 3.7.1人造地震歷時之獨立性；而後者5.3.1.4.(2)DBE樓層反應譜又依照SRP 3.7.1, 3.7.2相關規定來求取反應譜，兩者Basis及邏輯不一致，請澄清明。	1.修正格架分析頻譜對應高程為格架加勁框架頂部處(約 EL.-29.78 呎)以滿足 SRP3.8.4 規定。 2.修正格架分析頻譜對應高程為格架加勁框架頂部處(約 EL.-29.78 呎)以滿足 SRP3.8.4 規定。 3.已修正 OBE、DBE 人造地震歷時組數(各 5 組地震歷時)以滿足 SRP3.7.1 option 2 之非線性分析規定。
8	5-6/5.3.1	每個格架擺用過燃料束110支(每支重700磅)	建議改為「每個格架擺用過燃料 110 束(每束重 700 磅)」	遵照辦理，修正於 P.5-6。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
9	5-7/5.3.1	本計畫護箱裝載池貯存之用過燃料為已經冷卻三十年以上之燃料…	建議改為「本計畫護箱裝載池貯存之用過燃料為已經冷卻 25 年以上之燃料…」	遵照辦理，修正於 P.5-7。
10	5.6.2.1		1. 本節稱共需OBE一組、DBE四組，為何OBE僅用一組而DBE用四組？請澄清說明。 2. 圖5-7~圖5-9之目標反應譜為經過Widened後之反應譜，但圖5-7~圖5-21之目標反應譜卻似為Un-Widened反應譜，兩者Basis不一致，請澄清。	1. 已修正 OBE、DBE 人造地震歷時組數(各 5 組地震歷時)以滿足 SRP3.7.1 option 2 之非線性分析規定。 2. 遵照辦理，修正 OBE、DBE 反應譜進行 Widened。
11	5-55/5.7	高信度低損害值 (High-Confidence of Low Probability of Failure , HCLPF)	建議改為「高信心度低失效機率 (High-Confidence of Low Probability of Failure , HCLPF)值」	謝謝指正，修正敘述。
12	5-60/ 5.7.3.2	高信度低損害(HCLPF)	建議改為「高信心度低失效機率 (HCLPF)」	謝謝指正，修正敘述。
13	5-61/ 5.7.3.2	Ec = HCLPF地震力，高信度低損害地震力	建議改為「Ec = HCLPF 地震力」	謝謝指正，修正敘述。
14	5-62/ 5.7.4	絶對值	建議改為「絕對值」	謝謝指正，修正敘述。
15	5-62/ 5.7.4	操作基準地震 (OBE) 0.2 g	建議改為「運轉基準地震 (OBE)為 0.2 g，與核二廠終期安全分析報告數值一致」	謝謝指正，修正敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
16	5-105/ 5.7.7.4	根據 1025295 Appendix EE，新的用過燃料束所貢獻之熱為$\dot{Q}_i$，在核心經過t_i時間之後其熱為：	建議改為「根據 1025295 Appendix EE，剛退出爐心的用過燃料束所貢獻之熱為$\dot{Q}_i$，在退出爐心經過t_i時間之後其熱為：」	謝謝指正，修正敘述。
17	5-105/ 5.7.7.4	在燃料裝載停機期間，全部燃料束的總衰變熱$\dot{Q_{tot}}$為 …(刪) …爐心由 624 根燃料棒組成且設計基準能量速率為 3039MWt，因此一根燃料束的能量速率為 3039/624 = 4.87MWt。	此文字係翻譯自運轉期間使用上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料案「上燃料池完整性評估」相關計算書 15C4280-CAL-024 中之內容(如附件一)，且錯誤極多、使用名詞很多偏離專業用語、幾近無法理解，實在離譜，請根據本案「完整性評估」相關計算書之內容整體檢討更正(計算書仍待更正)，以下已盡量指出錯誤文字，請亦自行檢討更正。	謝謝指正，將依新版 15C4373-RPT-003 報告進行修正。
18	5105/ 5.7.7.4	在燃料裝載停機期間，全部燃料束的總衰變熱$\dot{Q_{tot}}$為:	在更換燃料大修期間，全部燃料束的總衰變熱$\dot{Q_{tot}}$為:	謝謝指正，修正敘述。
19	5-105/ 5.7.7.4	$M_{w,SFP}$ 為水的特定熱	$M_{w,SFP}$ 為水的比熱	謝謝指正，修正敘述。
20	5-105/ 5.7.7.4	C_w 為相對燃料池面積的池水質量	C_w 為相關燃料池區域的池水質量	謝謝指正，修正敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
21	5-105/ 5.7.7.4	水位減少率 dy/dt 計算為: $\frac{dy}{dt} = \frac{Q_{tot}^{\cdot}}{(\rho r A_{SFP} h_{fg})}$	水位下降率 dy/dt 可用下式計算: $\frac{dy}{dt} = \frac{Q_{tot}^{\cdot}}{(\rho_f A_{SFP} h_{fg})}$	謝謝指正，修正敘述。
22	5-105/ 5.7.7.4	ρ r 大氣壓力下飽和水密度 (59.8 lbm/ft^3)	ρ f 為大氣壓力下飽和水密度 (59.8 lbm/ft^3)	謝謝指正，修正敘述。
23	5-105/ 5.7.7.4	A_{SFP} 相對燃料池區域的投影面積	A_{SFP} 為相關燃料池區域水的截面積	謝謝指正，修正敘述。
24	5-105/ 5.7.7.4	h_{fg} 大氣壓力下水的蒸發潛熱 (2.257*10^6 J/kg)	h_{fg} 為大氣壓力下水的蒸發潛熱 (2.257*10^6 J/kg)	謝謝指正，修正敘述。
25	5-105/ 5.7.7.4	EPRI 1025295 Appendix EE 定義兩個補償水速率:	EPRI 1025295 Appendix EE 定義兩個補水速率:	謝謝指正，修正敘述。
26	5-105/ 5.7.7.4	a. 當 SPF 水位接近燃料束頂部或歷史水位建議燃料曾經未予以覆蓋時需要大量的注入水。	a. 當用過燃料池水位接近燃料束頂部或水位歷史顯示燃料曾經裸露時需要較大量的注水。	謝謝指正，修正敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
27	5-106/ 5.7.7.4	b. 當水位高於最小水位，或高於 1/2 標定水位但小於最小標定水位時，需要較少的注入水，EPRI 1025295 定義小規模的注入使補償的程度符合蒸發速率。此時必須注意，此定義保守忽略池水與補償水的溫差。	b. 當水位高於最小水位，或高於 1/2 標稱水位但小於最小標稱水位時，只需要較少的注水，EPRI 1025295 定義較小規模的注水為補水的程度可匹配蒸發率。此時必須注意，此定義保守忽略池水與補水的溫差。	謝謝指正，修正敘述。
28	5-106/ 5.7.7.4	裝載燃料停止運載期間，由於注入池子高度為一般池子高度減去震盪高度，因此小規模的注入較合適，此等級遠大於 1/2 一般填滿等級。	由於評估使用的池水高度為大修池水高度減去震盪高度，此高度遠大於標稱水位高度的一半，因此適用小規模的注水。	謝謝指正，修正敘述。
29	5-106/ 5.7.7.4	(2) 熱載重輸入	(2) 衰變熱負載輸入	謝謝指正，修正敘述。
30	5-106/ 5.7.7.4	於一般操作期間，貯存於用過燃料區域的用過燃料多於 15 年者將優先退出反應爐，從 15C4373-CAL-001 [15]中 1 根燃料束的熱載重 $\dot{Q}_o$ 為 223W (0.21 BTU/sec) 加上保留空間 8%。 對於用過燃料退出反應爐(於	如上述，此文字係翻譯自運轉期間使用上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料案「上燃料池完整性評估」相關計算書 15C4280-CAL-024 中之內容(如 1 根燃料束的熱載重 $\dot{Q}_o$ 為 223W …加上保留空間 8%、因此一根燃料束的能量速率為 3039/624 = 4.87MWt)，且錯誤極多，必須根據本案「完整性評估」S&A	謝謝指正，將依新版 15C4373-RPT-003 報告進行修正。

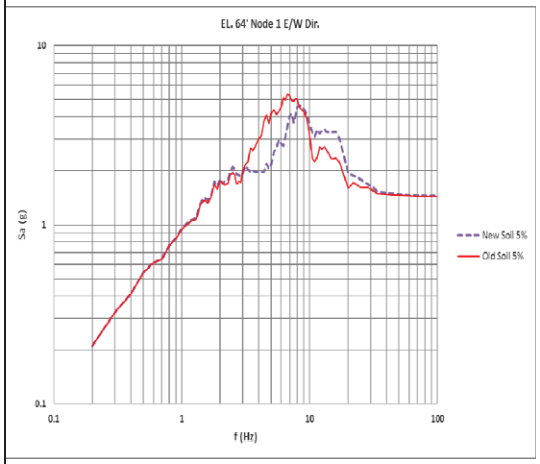
項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		全爐心卸載期間)，一根燃料束的初始熱載重 $\dot{Q}_o$可由總爐心設計能量Q_t除以爐心燃料總數而得。從 FSAR [2]，爐心由 624 根燃料棒組成且設計基準能量速率為 3039MWt，因此一根燃料束的能量速率為 3039/624 = 4.87MWt。	相關計算書之內容整體檢討更正，但 S&A 衰變熱計算使用很多偏離實況的不當假設，必須更正。 1. 衰變熱計算假設全爐心燃料(624 束)退出至用過燃料池，核二廠一般大修時約退出 180 束燃料，保守起見比照中幅度功率提昇案假設退出 196 束燃料即可。 2. 衰變熱計算使用核二廠用過燃料池貯存容量第二次擴充案安全分析報告 ENSA 的衰變熱計算結果，假設爐心熱功率為 2894 MWt，未考慮核二廠在中幅度功率提昇後之額定爐心熱功率 3001 MWt，必須更正。 3. 衰變熱計算假設增加的 440 束用過燃料之衰變熱都為退出爐心時間約為 15 年之數值再加上 ENSA 的衰變熱計算結果，實際上用過燃料池內額外增加的燃料之衰變熱會自動往前推對應到 ENSA 計算假設的最早退出批次之前，不需有時間限制。 由於本案安全分析報告第四章熱流分析已有正確爐心熱功率與退出時間的	

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			衰變熱計算結果(如附件二)，建議 S&A 直接使用第四章熱流分析的衰變熱數值進行後續計算。	
31	5-106/ 5.7.7.4	熱分析之計算於 15C4373-CAL-001 [15]，包含 5360 加侖的補水以防止燃料產生 72 小時無覆蓋的情形，補償水的傳送速率約為每分鐘 80.1 加侖。	如上述，S&A 衰變熱計算使用很多不當假設，由於本案安全分析報告第四章熱流分析已有正確爐心熱功率與退出時間的衰變熱計算結果，建議 S&A 直接使用第四章熱流分析的衰變熱數值進行後續計算。相關文字請配合檢討更正。	謝謝指正，將依新版 15C4373-RPT-003 報告進行修正。
32	5.1		5.1 節第二段提及動力分析計算含 OBE 及 DBE，但其後 5.2.1.1, 5.2.1.2, 5.2.2 等節內容僅提及 DBE，兩者不一致，請澄清說明。	因 OBE 地震力不控制分析結果，故不在 5.2 節應力分析總結中列出，只在 5.6 節列出。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
33	5.7		燃料廠房之結構評估,除需評估裝載池之基礎版及牆之承載能力外,對於裝載池下方之直接承載結構構材(梁、柱、牆、基礎等)亦需評估，評估內容應包括整體結構之穩定性(Sliding, Overturning, Bearing Capacity)，及新增載重所衍生之實際偏心矩和意外偏心矩等效應，請補充說明。	設計基準地震評估結果列於表 5-38。它包括所有裝載池周邊的結構元素。 評估由新的地震載荷與原始地震載荷，以確定負載增加率。然後考察了原始設計計算，以查看是否有額外的安全餘量以滿足負載的增加。偏心效應在原來的分析已考慮到。 整體穩定性分析在耐震餘裕分析中已考慮,結果顯示其有很高的安全係數。
34	5.7.3.1		第三段提及之法規ACI 318-71及AISC-7版等，均為舊版法規，已不符合現今核能適用之法規如ACI 349及AISC N-690等，建議以新版法規進行評估較符合實際。	本計畫並無變更電廠既有結構設計基準，其須遵循核二廠 FSAR 內原法規要求，為維持 FSAR 完整性，建議以原法規進行評估。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
35	5.7.1 & 5.7.4.5		1. 5.7.1 節提及設計基準地震(DBE=0.4g)及評估餘裕評估基準地震=1.67 SSE；5.7.4.5節又提及安全停機地震(SSE, Es)、運轉基準地震(OBE, Eo)、超越設計基準地震(BDBE)等，前後名稱不一致陷人於混亂，請更正。另結構評估有用到OBE嗎？請澄清。 2. 5.7.4.5節所提及之各等級地震，其控制點(Control Point)之位置為何？請補充說明。	1. 已於 104 年 2 月 15 日發文給核二廠，(文號 1003-260-2016-L005),確認格架屬新增系統與組件, 設計基準地震(DBE)採用 0.67g，燃料廠房及護箱裝載池屬既有結構物設計基準地震(DBE) 採用 SSE = 0.4g，超越設計基準地震 (BDBE)採用 0.67g。 在 OBE 地震力作用下，由於新增格架重量及新土壤效應，重新檢討其對各樓層地板加速度及建築物力量之影響(表 5-30、5-32、5-34 及 5-36)，分析結果，此 OBE 地震力對樓板加速度與建築物力量改變量均小於 5%，與第二次格架擴充計算書結果比較及檢討，顯示在此情況下，建築物是安全的。 2. 各級地震的控制點乃根據原始設計取其應力最大處，檢核地震增加後是否仍有足夠之餘裕。OBE 的控制應力為表 5-34，SSE 為表 5-35，SMA 則依據表 5-38，依地震比例放大後計算取其 HCLPF。另增加文字敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
36	5.7.6		1. 請補充說明自由場場址地盤反應分析(Free-Field Site Response Analysis)之	謝謝指正，遵照辦理，將於報告 P.5-69 頁補充說明。
37	5.7.6.1		1. Pages 5-65 ~ 5-67所述之分析步驟甚為混亂，請再重整。 2. 不同意Page 5-67所稱「由於核二廠建廠設計當時，已產生符合設計反應譜之地震歷時，以為設計的依據。因此，此報告直接採用核二廠原設計之人工地震歷時加速度歷時以為評估之基準，上述步驟不須執行。」蓋因核二廠建廠設計當時所產生之地震歷時，已不符合SRP 3.7.1規定，參見序號3第3子項審查意見。 3. 以新舊土壤兩種參數進行地盤反應分析之結果為何？差異性為何？請補充說明。	1.遵照辦理，有關程式 SpectraSA 之分析過於理論與複雜，建議刪除原有說明。 2.遵照辦理，經比對 SRP3.7.1 要求，由原 SSE 時間歷時生成的反應譜，被找出有 12 個頻率點對應的反應譜值低於目標反應譜值。依此結果，原 SSE 時間歷時並不滿足 SRP3.7.1 只容許五點低於目標反應譜值的要求。然而，通過整體反應譜值乘以係數 1.021 後即可滿足 SRP3.7.1 的要求。而從工程角度來看，2%以內的增幅，並不影響其反應譜的正確性。保守考量下，將依上述分析結果修正 p.5-67 頁報告敘述，並使用修正後反應譜進行分析。 3.遵照辦理，屋頂處的東西向樓層反應譜顯示如下圖。新舊土壤反應比較結果顯示在高頻率範圍內新土壤有較高的反應譜值，此因新土壤較舊

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				土壤來得硬(較高之剪力模數)，這是可預期的。 
38	5.7.6.3		評估餘裕評估基準地震=1.67SSE 之地震動強度已遠超過設計基準地震 SSE，且結構已老舊，請說明結構模型之 RC 構件參數是否已依法規規定採用開裂斷面模數？請增列 RC 構件分別採用未開裂及開裂斷面模數下之分析差異及其對 ISRS 之影響比較。結構模型之阻尼比請一併適當考量、說明。	遵照辦理，經重新建立桿件模型並依據 ASCE 4-13 考量折減 50%的抗彎與抗剪勁度及使用 10%阻尼值來模擬嚴重開裂下的混凝土結構狀況重新進行土壤結構互制分析後，比較考量開裂效應與未考量開裂效應的結構反應譜(ISRS)，可以發現在 EL.(-)45'及 EL.(-)20.75'處兩者的反應並無太大變化。換句話說，格架所在的樓層在考

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				量開裂效應後所生成的結構反應譜與原先未考量的反應譜並不會有太大的差異。
39	5.6.4.2		p5-46 與 p5-47 有兩個表 5-17，請進行後續表格序號修正。	謝謝指正，修正敘述。
40	5.6.4.2		表 5-17 與表 5-19 內拉剪聯合應力比值數值請確認正確性，並請說明 Ftb、Fvb 之數據來源。	謝謝指正，修正拉剪聯合應力比值數值，Ftb、Fvb 之數據來源請參閱第 5.5 節螺栓應力檢核式。
41	5.7.2		kg/cm^2 請更正 kgf/cm^2	謝謝指正，修正敘述。
42	5.7.2		1.混凝土 Ec 請確認正確性 2.鋼筋 Es 單位錯誤 3.國內#6 以上只有 $4200kgf/cm^2$，並非 #8 以下為 $2800kgf/cm^2$ 請修正	1. 混凝土之 f_c'= 4000 psi，用 ACI 公式 $Ec = 57000\sqrt{f_c'} = 3604997$ psi = 253456 kg/cm^2 採用 2.54×10^5 kg/cm^2。 2. 謝謝指正，修正敘述。 3. 此資料之來源為建廠之計算書 C17H1.0 - 2.0 pp.6。
43	5.7.3.1		混凝土結構強度 U 根據目前報告採用 ACI-318-71，若採用最新版本，請一併修正後續所有載重組合係數。	本計畫並無變更電廠既有結構設計基準，其須遵循核二廠 FSAR 內原法規要求，為維持 FSAR 完整性，建議以原法規進行評估。
44	P5-93		穩定性檢核 Foundation Sliding 漏未評估，請補充。	謝謝指正，補充 Foundation Sliding 評估。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
45	P5-8		請問龍門電廠有無裝設格架位移限制器？如僅核二裝載池新增元件，請提設計審查合格文件。	龍門格架原於格架加勁框架上裝設水平向支撐,並無限制器。核二因空間限制無法裝設水平向支撐而改採限制器，並將限制器支撐固定於廠房 3 樓地板與之池邊凸緣上。分析細節請參考 DCR 相關報告清單中分析報告"裝載池水平限制器計算書"。
46	P5-11		圖 5-4 螺桿與格架淨距為多少？格架與螺桿在地震作用下是否碰撞，碰撞力為何？	因限制器與格架間僅有 5mm 之間距，地震作用下格架不會碰撞到拉桿。
47	p.5-57/5.7	…此時補水機制需要有能力補償流失的水，因此必須確保補水系統 (幫浦與熱交換器)…	補水系統無熱交換器	謝謝指正，取消熱交換器敘述。
48	P.5-65/5.7.6	基礎岩盤並非硬質岩盤	請問本敘述之根據為何？	根據 FSAR Table 3.7-3，報告文字修正為"基礎岩盤為砂岩及頁岩，並非堅硬岩盤。
49	P.5-67/7	核二廠為平均海平面 9.83 呎	核二廠廠址海平高度為 12 公尺(標高 0 呎)，燃料廠房 1 樓標高-42 呎，此處 9.83 呎如何算出。	係依據核二廠 FSAR Table 3.7-3 得知，所有安全相關廠房接開挖至岩盤，岩磐頂平均標高大約高於平均海平面 9.83 呎。
50	p.5-83/5.7.7.1	…格架設計基準地震反應譜如 5.3.1.四.(二)節所述…	…格架設計基準地震反應譜如 5.3.1.4.(2)節所述…	謝謝指正，修正敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
51	p.5-90/5.7.7.2 表 5-38	Wall F1 & F10 @ 26’	有二個「Wall F1 & F10 @ 26’」，是否有誤？	謝謝指正，修正敘述，另一 Wall F1 & F10 @ 44’。
52	p.5-102/5.7.7.4	4.燃料傳輸平台 此平台直接於用過燃料池下池的上方傳輸，其輸送軌道可能發生脫離，平台本身考量為高地震適應性，平台掉入池內的可能性很低，因為平台基腳座落位置超出池子區域有相當大的距離如圖 5-76 所示。 且，燃料傳輸平台軌道嵌入於混凝土通道，混凝土通道高度與軌道結構上方同高，如圖 5-77 所示。因此，即使平台滾輪脫離軌道，滾輪無法超過混凝土通道的邊界，因此排除平	4.燃料處理平台 此平台直接於用過燃料池下池的上方進行燃料吊運，其輸送軌道與台車滾輪可能發生脫離，平台本身考量為高地震適應性，平台掉入池內的可能性很低，因為平台基腳座落位置超出池子區域有相當大的距離如圖 5-76 所示。 且，燃料處理平台軌道嵌入於混凝土通道，混凝土通道高度與軌道結構上方同高，如圖 5-77 所示。因此，即使平台滾輪脫離軌道，滾輪無法超過混凝土通道的邊界，因此排除平台掉入用過燃料池下池的可能性。	謝謝指正，修正敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		台掉入用過燃料池下池的可能性。		
53	p.5-107/5.7.7.4	…在 163.4 kNf 的最垂直力作用下保持完整。	163.4 kNf 之 f 是否誤植	謝謝指正，取消 f。
54			第 5 章中紅字及藍字的意義為何？請說明	謝謝指正，修改本章文字顏色統一為黑色。
55			整個第 5 章及工研院所作之結構動力分析評估對於 DBE、RLE 及 BDBE 之定義及 g 值須明確定義，例如，page 5-7 設計基準地震(DBE)採用 0.67g，page 5-55 設計基準地震(DBE) 採用 0.4g，page 5-63，超越設計基準地震(BDBE)採用 0.67g；類似狀況也出現在工研院動力分析報告當中，請確認後修訂。	已於 104 年 2 月 15 日發文給核二廠，(文號 1003-260-2016-L005),確認格架屬新增系統與組件, 設計基準地震(DBE)採用 0.67g，燃料廠房及護箱裝載池屬既有節購物設計基準地震(DBE) 採用 0.4g，超越設計基準地震(BDBE)採用 0.67g。
56	P5-1，5.1 節		「與南向池壁及北向壁距離為 9.6cm」北向壁建議與前面南向池壁一致寫成北向池壁。	遵照辦理，修正於 P.5-1。
57	P5-3，5.2.1 節		表 5-1，文中說明(表 5-1 上方的文章)為格架碰撞垂直池壁，但表 5-1 中為格架與限制器間。請澄清。	遵照辦理，修正為「格架與格架間、格架與限制器間碰撞」如 P.5-3 所示。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
58	P5-7，5.3.1 節		OBE 及 DBE 皆選用阻尼值 5%的依據是什麼？請說明。	依據核二廠 FSAR 最終安全分析報告。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
59	P5-7/P5-62，5.3.1 節		「異常運轉下之溫度載重 Ta」定義為***低於***飽和溫度 100℃狀態下所產生的溫度載重，而「正常運轉溫度載重 T0」則定義池水***不超過*** 60℃，即 Ta 涵蓋 T0 之溫度範圍。請澄清此定義是否適宜?	於安全分析報告第四章 4.1 節說明:參照原能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[1]熱流分析之接受標準，對於用過燃料池之整體水溫有以下要求： 1. 正常情況下之分析只准許單一用過燃料貯存池冷卻系統對貯存池中最大之正常熱負載執行移熱，池水溫度不得超過 60 °C (140 °F)，池中任何部分不允許發生局部沸騰。 2. 非正常情況下之分析無需假設冷卻系統單一故障，若餘熱移除系統及用過燃料貯存池冷卻系統同時對貯存池執行移熱，池水溫度不可超過 66°C (150°F)。若僅靠用過燃料池冷卻系統移熱時,池水溫度應低於飽和溫度 100 °C。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
60	P5-8/5.4.1		1. 「1.格架」的內文第 5 行，「框架頂端至至基腳板底部」(1)有贅字「至」；(2)「基腳板底部」是否指「支撐腳底板」？若是，應使用統一用法。(3)加勁框架相關尺寸在圖 5-2~5-3 中並未標示。(4) 「格架底板與格架支撐腳底板藉由 M100 螺栓接合，而格架底板與燃料格架底板二者間接合為 3 邊焊接」，在相關圖面 5-2~5-3 中皆未標示。(5)上一點中的「燃料格架底板」是指什麼？	遵照辦理，5.4.1 節修正如下： (1)刪除贅字 (2)修正為「加勁框架頂端至支撐腳底部之距離為 370cm」 (3) 圖 5-2 增加標示加勁框架相關尺寸。 (4)補充相關圖面標示。並修正描述為：「而格架貯存單元底部與其下方之格架底板二者間以 3 邊焊接接合。」 (5) 本版次修正為「格架貯存單元底部」。
61	P5-9		圖 5-2，圖左下方的 R 為何意？R 下方及右方的箭頭意義為何？	該 R 及箭頭乃龍門既有格架圖面之標示，R 另以箭頭指標線註明”VER HOJA SEE SHEET2”，本版次將予以移除。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
62	P5-15，5.5 節		2. 最後一行「綜合上述……整理如下」，建議在上段加註下面整理出來的內容中 Level B 都沒有列出來的原因(亦即建議可在此稍微交代 P5-4 中的原因)	謝謝指正，增加文字說明。 另本報告 Level A 溫度載重 To 保守考量以 Ta 取代，因此 Level B 載重組合與 Level A 相同，故 Level B 應力檢核式在此不另說明。
63	P5-32，5.6.3 節		圖 5-37 及圖 5-38 右邊的圖是什麼？	圖 5-37 及圖 5-38 右側圖均為模擬護箱裝載池中於滿水位時所承載的水體。
64	P5-35/36，5.6.4.1 節		為何 OBE 只有 σ1 和 σ1 +σ2 而無 Pm 和 Pm+Pb，而 DBE 正好相反？(P5-39,P5-41 亦同)	此依 NUREG-8000 SRP3.8.4 Appendix D 及 ASME sec.III NF 所要求，於 Level A 正常運轉條件下考慮 σ1 和 σ1 +σ2 之應力，其檢核時只允許構件材料在彈性範圍內；於 Level D 異常運轉條件下考慮 Pm 和 Pm+Pb 之應力，其檢核時允許構件材料達到降伏且可檢修狀態但不可破壞，此為兩者檢核條件狀況不同所致。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
65	P5-41，5.6.4.1節		拉剪聯合應力中的平方是否有誤？請說明。	經確認依 ASME Sec.III NF NF-3324.6 與 ASME Sec.III Appendices F-1335.3 在 Level A 正常運轉條件下與 Level D 異常運轉條件下拉剪聯合應力檢核式均有平方項。
66	P5-45，5.6.4.2節		表 5-14，表的標題有漏字，少了一個「力」字。	謝謝指正，修改文字敘述。
67	**5.3.1**	活載重 Live load	請確認已依用過燃料束置入格架之順序，即燃料束配置之可能情形，評估格架應力及挫屈狀況於臨界狀況之安全性，此時格架是否為滿載？	動力分析是以格架滿載狀況分析，並以此分析結果評估格架應力與挫曲之臨界狀況之安全性。
68	**5.4.2**	分析時構件重量扣除水的浮力	分析時構件重量需否考慮水的壓力？	不需考慮水壓力 因為水壓力只會使主應力平移約 0.13(Mpa)($P=1000\times13.1_{(最大水深)}\times9.81/10^{6}=0.13(Mpa)$) Level A: 由分析結果，表 4.4.1-1 – 基材應力遠大於此偏移應力 Level D: 應力檢核是看 stress intensity 與主應力偏移無關。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
69	5.6.3	分析模型	1. 請確認有限元素尺寸切割大小對於分析結果已收斂，即元件長度(寬度或厚度)為適合。 2. 請補充說明分析所使用之模型之邊界條件(Boundary Condition)。	1.分析的元素尺寸，是依據 GE 核二上池，與 ENSA 的核二下池的 element size 為參考依據，並無做收斂性分析。會補格架元素大小，對格架自然振動頻率的收斂性分析，已確認格架滑移前動態特性。 2.分析的邊界條件： (1)整體格架受重力 g 的 boundary condition。 (2)格架位於護箱裝載池 RC 結構內，RC 結構外側受 3 軸向的地震力 boundary condition。
70	p.5-1/5.1	一號機/二號機/四組龍門/四個格架	1 號機/2 號機/4 組龍門/4 個格架	遵照辦理，修正於 P.5-1。
71	p.5-4/5.2.1.2	其中 Level B 的載重組合並未檢核，只需檢核 Level A	應先說明何謂 Level A/B	遵照辦理，補充說明於 P.5-4。
72	p.5-102/5.7.7.4.3	唯之後水洗池水位與用過燃料池下池水位同，使水能夠自由的在池子區域流動	中間隔著 4 號閘門，為何能自由流動	因為目前 4 號閘門有滲漏的問題，水可透過此縫隙通過四號閘門，在燃料池之子區域自由流動。故各子區域之水位將一致，不致有快速洩水的風險。 謝謝指正，修改文字敘述。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
73	p.5-106/ 5.7.7.4.6. (2)	貯存於用過燃料區域的用過燃料多於15 年者將優先退出反應爐	語意矛盾	謝謝指正，修改文字敘述。 保守考量，裝載池之熱載重輸入為，考慮貯存 440 支貯存單元超過 25 年之用過燃料。
74	p. 5-106/ 5. 7. 7. 4. 6. (2)	對於用過燃料退出反應爐(於全爐心卸載期間)…	全爐心卸載是使用上池，熱量不會直接進入下池。是否已考慮差異。	謝謝指正，將依新版 15C4373-RPT-003 報告進行修正。
75	P5-1 倒數第二段及 5-3 開頭等後續多數	“以有限元素軟體 ANSYS 分析”	建議用軟體功能描述軟體名稱或以安全評估分析軟體取代”有限元素軟體”，再加括號(ANSYS)，避免”有限”二字造成誤解。	遵照辦理，修改文字敘述。
76	P5-4/p5-46	其中 Level B 的載重組合並未檢核	建議 p5-4 頁敘述” Level B 的載重組合並未檢核”應可改寫為”Level B 應力檢核可以用容許應力較低的 Level A 的檢核結果取代。”	遵照辦理，修改文字敘述。
77	P5-5 表格	3.螺栓拉剪應力聯合比值	比值部份有分析值，但沒有容許限值，該分析值如係有必要呈現的物理意義(例如比值為 1 代表何意?)則應補列容許限值，若無正常限制範圍則建議移除。	遵照辦理，修正表格新增容許限值。
78	P5-6	5.2.2 結論 開頭”故因”新事證.. 5.3.1 之第 2 段活載重 Live Load	開頭出現”故因”二字顯得突兀。Live Load 以活載重翻譯是否適當，動態負荷是否較為貼近。本報告全文整體而言有英翻中的品質問題。建議考慮請泰興公司的品管及品保審查重新審	遵照辦理，修改文字敘述。另外活載重為燃料棒之重量，且為設計規範之常用語，故建請保留。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			閱。	
79	P5-6	結論第二段第二句: “儘管”在較保守…..	建議將口語講法”儘管”改為”即使”。	遵照辦理，修改文字敘述。
80	P5-49/50	Maximum Principal Stress -28.4及-39.3	不考慮方向的最大主應力絕對值不需加負號，但本二頁的應力圖以具有數值負號呈現，又將負值最大者指定為最大值，不符合基本數學定義，建議移除負號。	遵照辦理，修改數值呈現方式。
81	P5-56	(2)之 e 可能導致用過燃核燃料池	本段敘述建議統一”燃料裸露於空氣中”或水面上或暴露的用法。另外 canal 是否係指燃料移動通道而非排水道請確認，並修正錯字應為”用過核燃料池”。	遵照辦理，修改文字敘述。
82	P5-59	……裝載池應保持彈性行為…….為提升運轉可靠性,裝載池在正常……..將保持於彈性範圍內。……因此……將允許接近的材料的降伏點。	本段敘述似乎直接翻譯，未能以中文有效傳達報告重點。 建議重新請泰興公司的品質管制及 QA 人員確認本段報告內容。	遵照辦理，修改文字敘述。
83	5-106	(2)熱載重輸入 貯存於用過燃料區域的…將優先退出反應爐…..對於用過燃料退出反應爐(於全爐心卸載期間)…….一根燃料束的能量速率為 3039/624=4.87MWt	本段敘述似乎係適用於反應爐全爐心燃料移除之熱載重輸入評估，並不適用於本案 DCR 的修改條件。	謝謝指正，將依新版 15C4373-RPT-003 報告進行修正。
84	5-107	結構體老化管理評估 ……經評估燃料廠房內結構的預期功能……均確認有適當的老	建議考慮本段評估是否最起碼應針對用過燃料池的結構體老化管理評估，參考有關規範將評估方法及結果，以正面表列方式來呈現評估後的結果，	遵照辦理，於本段加入”以下評估敘述係參考燃料廠房老化管理評估報告。[31]”之述敘並在 5.8 節新增參考文獻。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		化管理方案.....	本案新增格架後的燃料池結構體仍能符合現行持照基礎。或將引用其它文件的報告名稱編號加註於參考資料中。	
85	p.5-7/ 5.3.1 4(1)	採用格架對應高程(EL-45 呎)之反應譜	請說明採用此高程之反應譜是否足夠保守。	謝謝指正，將修正使用格架加勁框架處(約 EL.-29.78 呎)之反應譜進行分析。
86	p. 5-55/ 5.7 2		章節 2 裝載池完整性評估，所提及引用 EPRI-1025287 作為評估依據，EPRI-1025287 係由 EPRI 於日本福島事故後因應美國核管會 NTTF Recommendation 2.1 中有關地震再評估之要求所發展，建議於報告中說明引用 EPRI-1025287 作為本案評估依據之合理性。	謝謝指正，遵照辦理。將於報告中加入以下敘述：”福島事故後為因應美國核管會 NTTF Recommendation 2.1 所要求，係參考...”。
87	p.5-55~5-56 /5.7 2(1)		現場巡查部分，建議增加說明 SRT 成員之專長以確認現場勘查結果的合適性。	在報告 15C4373-RPT-003 章節 4.1.5.3 討論了 SRT 的要求與巡查指導原則。有關 SRT 成員的教育，經驗和相關的培訓簡歷也在 15C4373-RPT-003 的附錄 B 中提供。
88	p.5-56/5.7 2(1)		現場巡查部分，文中提及藉由現場勘查了解結構及設備的劣化狀況，由於用過燃料池若有重大劣化現象，將可能影響後續 HCLPF 容量之評估結果，空間效應的影響(或地震交互影	在耐震巡查期間未見顯著的結構惡化。由於靠近池區，對燃料處理平台的地震交互影響進行了研究，對燃料處理平台進行了耐震巡查及設計圖的審查。經判斷交互影響被認為不是一

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			響)，也可能影響設備 HCLPF 容量評估結果，建議於報告中說明現場勘查之結果，如發現有結構劣化現象以及設備具有空間效應之疑慮時，亦建議說明對結構物以及設備 HCLPF 容量之影響。	個問題，報告 15C4373-RPT-003 第 5.4 節針對這個話題進行了討論。
89	p.5-76/ 5.7.7.1	在 0.67 g SSE 地震力下，其樓層反應譜如下 (包絡新土壤與舊土壤) [7,8]	建議說明參考文獻 7、8 所引用的危害分析評估範圍在本報告的適用性，依據目前 SMA 計畫之評估過程與結果，其在危害分析中所建立的 GMRS 或 UHRS 僅考慮山腳斷層的危害，並未納入其他震源對 GMRS 或 UHRS 的影響，若本報告亦引用相同的地震危害評估結果，應說明其對樓層反應頻譜建立、HCLPF 容量評估以及池水震盪等分析結果的影響。	參考文獻 7、8 的分析乃將錨定至 0.67g 之 SSE 地震力，針對 FSAR 的舊土壤性質與 2012 年新土壤性質(營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查成果總結報告--定稿本)，進行燃料廠房之土壤與結構互制分析，而得到各樓層之反應譜，並未引用山腳斷層或其它震源之危害度分析結果。
90	p.5-92/ 5.7.7.3		表5-40內Weld connecting the girder vertical side plate and the vertical stiffener : < 0.67g，此項未通過，請補充說明其影響或後續改善措施。	本案已完成燃料廠房及護箱裝載池結構之評估。此部分天車軌道銲接檢核屬於廠房內其它設備之評估, 其後續處理另詳”核二廠用過核子燃料護箱吊車耐震安全再評估工作”（他案), 與裝載池設備修改、評估與安裝工作無關。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
91	p.5-106		分析時採用補水方式補足由衰變熱所蒸發的水存量，建議說明補水系統中包括注水泵、電力供應、水源等未於報告中評估耐震能力之相關設備，在地震後可用於補水功能的合理性，以及在地震發生後列置補水系統之相關人員操作的合理性	根據核二工作人員提供的資料，補充水是由移動發電機，水泵，及消防水車等提供，這些移動設備的主要問題是穩定性。 報告15C4373-RPT-003建議所有移動設備安裝支架，以維持其穩定性 。

台電審查意見及處理情形

第六章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」	本案計畫名稱是經核二廠指示，不使用「護箱」兩字，建議仍維持既定名稱。
2	P.6-1/6.1	龍門電廠每一部機組有31個燃料格架…	建議改為「龍門電廠每一部機組有31組燃料格架…」	謝謝指正，已修訂。
3	P.6-1/6.1	一號機燃料格架已安裝，二號機尚未安裝，仍貯存在龍門電廠倉庫。…	二號機部分格架可能已從龍門電廠倉庫移出，建議改為「一號機燃料格架已安裝，二號機尚未安裝。…」	謝謝指正，已修訂。
4	P.6-1/6.1	格架之設計參數如表 2-1 所示，龍門電廠格架貯存單元內部尺寸為 6.260"，較既有的 ENSA 格架稍大。本章節詳細說明龍門電廠格架製造所使用之材料，確認於既有用過燃料池的環境條件下，格架製造所使用的材料可提供燃料的安全貯存，並完全適用於核二廠護箱裝載池。	未提供龍門格架與核二格架品質要求資料之比較，建議依據泰興公司蔡榮鍠經理先前完成之「龍門格架在核二廠使用之合適性」報告提供龍門與核二格架品質資料之比較與結論。	如原文所述，龍門格架與核二格架之設計參數資料之比較已詳列於第二章的表 2-1。格架製造所使用材料之相關品質文件也均已納入附件作為龍門格架在核二廠使用合適性評估之依據。 「龍門格架在核二廠使用之合適性」報告所提供之龍門與核二格架品質資料比較與結論均已納入本章節內容，故建議仍維持目前格架材料安全分析報告之方式。 第二次意見 本章未提供龍門與核二格架品質要求與文

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				件資料之比較與討論。第二章只是「總體介紹」，個別章節相關資料還是須於該章節完整提供與討論。請提供龍門與核二格架品質資料之比較與結論。 第二次意見答覆 謝謝指正，已修訂加入龍門格架與核二格架品質要求之比較資料。
5	P.6-1/6.2	將支撐腳底部之基腳板(load distribution plate)固定於支撐腳螺栓(foot pad)…	英文名稱不必重覆，建議改為「將支撐腳底部之基腳板固定於支撐腳螺栓…」	謝謝指正，已修訂。
6	P.6-2/6.4	組裝完成後送回 ENSA…	建議改為「組裝完成後送至 ENSA…」	謝謝指正，已修訂。
7	P.6-3/6.5	設置於核二廠護箱裝載池內的龍門電廠格架…	建議改為「計畫安裝於核二廠護箱裝載池內的龍門電廠格架…」	謝謝指正，已修訂。
8	P.6-1/6.1	製造是由西班牙 ENSA 公司承包。	製造是由西班牙 ENSA 公司承製。	原文為「龍門電廠格架之設計、製造是由西班牙 ENSA 公司承包」，因包含設計部分之工作，故建議維持既有文句。
9	P.6-1/6.1	民國 94 年核二廠進行用過燃料池貯存容量第二次擴充工程	民國 93 年核二廠進行用過燃料池貯存容量第二次擴充工程	謝謝指正，已修訂。
10	P.6-1/6.1	格架之設計參數如表 2-1 所示	格架之設計參數如表 6-1 所示	此處敘述格架設計參數，故引用第二章的表 2-1 應無誤。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
11	P.6-1/6.1	較既有的 ENSA 格架稍大	較核二廠既有的 ENSA 格架稍大	謝謝指正，已修訂。
12	P.6-1/6.2	如貯存單元組件使用之盒狀構件(channel)	P2-4/2.5 將 channel 譯為貯存單元「方管」，請擇一使用。	謝謝指正，盒狀構件已修訂為方管。
13	P.6-2/6.4	(Inspection Report, IR)，材料之認證報告(Certified Material Test Report,	(Inspection Report, IR)、材料之認證報告(Certified Material Test Report、	謝謝指正，已修訂。
14	P.6-5/圖 6-1		請用清晰版	謝謝指正，已修訂。
15	P.6-6/圖 6-1	內容為圖 6-1 第二頁	同一標題圖面超過 1 頁者，圖號是否遞增(例如圖 2-11/17)，請統一。	謝謝指正，已修訂。
16	P.6-9~25		圖面應清晰且合乎頁面大小，已利判讀。	謝謝指正，已盡力修訂但仍受限於所引用的原始資料品質。

台電審查意見及處理情形

第七章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	本案計畫名稱是經核二廠指示，不使用「護箱」兩字，建議仍維持既定名稱。
2	7-1/7.1	為了應付用過燃料貯存不足之問題...	建議改為「為了因應用過燃料池貯存空間不足之問題...」	謝謝指正，已修訂。
3	7-1/7.2	利用 40 噸移動式吊車...	建議改為「利用 40 公噸移動式吊車...」	謝謝指正，已修訂。
4	7-2/7.2	倘若吊裝作業，須在高空拆卸鋼索時...	建議改為「倘若吊裝作業須在高空拆卸鋼索時...」	謝謝指正，已修訂。
5	7-2/7.2	下令勞工停止作業，並使勞工退避至安全處所...	建議改為「下令工作人員停止作業，並使工作人員退避至安全處所...」	謝謝指正，已修訂。
6	7-2/7.2	3.吊裝前，應檢查鋼索	建議修改為「3.吊裝前，依核二廠規定檢查鋼索...」	謝謝指正，已修訂。
7	7-2/7.2	4....重件吊起時,吊車操作者應服從領班(現場監督)...	建議修改為「4....重件吊起時，吊車操作者應服從指揮手...」	謝謝指正，已修訂。
8	7-2/7.2	5....工作場所如有發生危險之虞時，工作場所負責人...	建議修訂為「5....工作場所如有發生危險之虞時，承包商工作場所負責人...	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
9	7-2/7.2	6.行車前確實檢查胎壓是否足夠或過壓	建議修訂為「6.行車前確實檢查胎壓是否正常或過壓	謝謝指正，已修訂。
10	7-2/7.2	N/A	建議增加第 10 項，內容為「150T 護箱的維護及操作依照電廠的規定辦理」	謝謝指正，已修訂。
11	p7-4,7-5/7.3	5. 格架安裝前之假燃料拉力測試 10. 格架安裝後假燃料拉力測試	內文第 5 及 10 項之敘述與圖 7-3 流程圖「格架安裝前拉力測試」及「安裝後拉力測試」不符	謝謝指正,已將圖 7-3 步驟與 p7-4 敘述一致。
12	p7-4,7-5/7.3	12. 護箱裝載池充水後進行黑度測試(Blackness Test)	圖 7.3 流程圖無黑度測試之步驟	謝謝指正，已增加黑度測試至圖 7-3。
13	7-5/7.3	圖 7-3	建議將墊板及承載板安裝及格架安裝前拉力測試兩個流程下之箭頭合併為一個	謝謝指正，已修訂。
14	7-6/7.3.1	1....一號機須申請掛卡關閉內容涉及核子保安閥門	建議修訂為「1....一號機須申請掛卡關閉內容涉及核子保安閥門」	謝謝指正，已修訂。
15	7-6/7.3.1	2....二號機須申請掛卡關閉內容涉及核子保安閥門	建議修訂為「2....二號機須申請掛卡關閉內容涉及核子保安閥門」	謝謝指正，已修訂。
16	7-6/7.3.1	內盲封板外側銲接一塊 1"x1" 方板...	建議改為「內盲封板外側銲接一塊 1/4"厚 1"x1"方板...」	謝謝指正，已修訂。
17	7-6/7.3.1	VT 及 PT 檢測	VT 及 PT 第一次出現時應提供中文，建議改為「目視檢測(VT)及液滲檢測(PT)檢測」	謝謝指正，已修訂。

內容涉及廠家智慧財產權

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
18	7-7/7.3.2	內盲封板外側銲接一塊內容涉及廠家智慧財產權方板…	內容涉及廠家智慧財產權建議改為「內盲封板外側銲接一塊[redacted]厚[redacted]方板…」內容涉及廠家智慧財產權	謝謝指正，已修訂。
19	7-8/7.3.3	內盲封板外側銲接一塊內容涉及廠家智慧財產權圓形作為盲板封銲時內容涉及廠家智慧財產權	建議改為「內盲封板外側銲接一塊[redacted]厚[redacted]直徑之圓形不銹鋼板作為盲板封銲時」內容涉及廠家智慧財產權	謝謝指正，已修訂。
20	7-9/7.3.4	圖 7-8	請確認圖 7-8 是否已抽換	已確認此圖為正確圖示。
21	7-10/7.3.6	…須依據核二廠程序書 ISI-PT-24-1…	查無此程序書，請確認程序書編號是否正確	經查此為檢測隊程序書，已修改內文為「…依本公司非破壞檢測隊，檢測程序辦理，…」
22	7-10/7.3.5	1. 切除 3 號門…，於日後~~後~~若格架不再需要而移除… 2. 切除 4 號門…，於日後~~後~~若格架不再需要而移除…	建議改為： 1. 切除 3 號門…，於日後若格架不再需要而移除… 2. 切除 4 號門…，於日後若格架不再需要而移除…	謝謝指正，已修訂。
23	7-10/7.3.6	銲接或切割完成後，執行液滲檢測(PT)時，須依據…進行液滲檢測(PT)工作	液滲檢測第一次出現時應提供中文及英文(PT)，但後面不應重複提供英文，建議改為「銲接或切割完成後，執行液滲檢測時，須依據…進行液滲檢測工作」	謝謝指正，已修訂。
24	7-11/7.3.7	「禁止操作卡管制程」之規定	建議改為「「禁止操作卡管制程序」之規定」	謝謝指正，已修訂。
25	7-12/7.3.8	3.利用燃料廠房 10 噸吊車將格架吊離樓地板表面約 50mm	請確認格架加吊架之總重量	格架及吊架之總重量為 7,142 kg，詳見本報告 7.4.2 節。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
26	7-12/7.3.8	根據龍門電廠圖號 內容涉及廠家智慧財產權、內容涉及廠家智慧財產權、內容涉及廠家智慧財產權	建議改為「根據龍門電廠圖號 內容涉及廠家智慧財產權(如圖 7-12 所示)、內容涉及廠家智慧財產權(如圖 7-13 所示)及內容涉及廠家智慧財產權(如圖 7-14 所示)」	謝謝指正，已修訂。
27	7-12/7.3.8	圖 7-14 & 圖 7-15	建議改為「圖 7-14 及圖 7-15」	謝謝指正，已修訂。
28	7-12/7.3.8	燃料廠房 10 噸吊車	建議改為「燃料廠房 10 美噸(短噸)吊車」	謝謝指正，已修訂。
29	7-12/7.3.8	6. 利用燃料… 7. 使用燃料廠房…	6. 7. 二點為墊板及承載板安裝，建議併入盲封等前置作業，勿置於 Rack 安裝程序書中。	已將原 7.3.8 節改為 7.3.9 節，並將此 2 步驟獨立為 7.3.8 節「墊板及承載板安裝」。
30	7-13/7.3.8	燃料廠房 10 噸吊車	建議改為「燃料廠房 10 美噸吊車」	謝謝指正，已修訂。
31	7-13/7.3.8	第 8.項	請增述第 8 項作業係以 10 噸或 150 噸吊車操作	受限於 150 噸吊車行程影響，格架定位將採用 10 美噸吊車，已補充於 7.3.8 節。
32	p7-13/7.3.8	5.依據格架拉力測試程序書執行格架安裝前所有貯存單元之拉力測試。 10. 依據「假燃料拉力測試程序書」，進行所有貯存單元之拉力測試。	步驟 5 及步驟 10 是否係依據相同程序書執行格架安裝前及安裝後之測試，若是請統一所依據程序書之敘述。	步驟 5 及步驟 10 所引用程序書係相同之程序書，正式名稱為「護箱裝載池燃料格架假燃料拉力測試程序書」，已統一修正報告中之名稱。
33	7-14/7.3.8	12.…將 3 號門貯放在護箱清洗室(washdown area)	建議修訂為「12.…將 3 號門貯放在護箱清洗池(washdown pool)	謝謝指正，已修訂。
34	7-14/7.3.8	12.…充水至正常水位，然後利用額定荷重 10 噸…	建議修訂為「12.…充水至正常水位(充水時應注意東池維持水位正	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			常或直接由 DST 補水)，然後利用額定荷重 10 噸…」	
35	7-14/7.3.8	10 噸之燃料廠房吊車	建議改為「10 美噸之燃料廠房吊車」	謝謝指正，已修訂。
36	7-15/圖 7-11	護箱裝載池充水後進行黑度試驗	建議改為「護箱裝載池充水後進行黑度測試」	謝謝指正，已修訂。
37	7-15/圖 7-11	墊板安裝 承載板安裝	請將此二步驟併入盲封等前置作業，勿置於 Rack 安裝程序書中。	此二步驟於圖 7-3 中即為盲封及洩漏測試後之步驟，已將圖 7-11 中此二步驟刪除。
38	7-15/7.3.8	格架吊掛工具安裝 (圖 7-12、7-13、及 7-14)	圖 7-14 及 7-15 均為龍門 B 型格架圖，請確認格架吊掛工具安裝是否須參照包含格架圖，若不須參照，則建議於流程圖中移除圖 7-14 之參照；若須參照，則建議將圖 7-15 之參照加入流程圖中之參照	吊掛工具安裝時需確認其安裝於格架內之位置，圖 7-14 即有標示，故此步驟僅參考圖 7-12、7-13、7-14。
39	7-15/7.3.8	永久性基腳安裝，扭力值 內容涉及廠家智慧財產權，基腳高度 內容涉及廠家智慧財產權(圖 7-14)	圖 7-14 及 7-15 均為龍門 B 型格架圖，請確認永久性基腳安裝是否須參照包含格架圖，若須參照，則建議將圖 7-15 之參照加入流程圖中之參照	永久性基腳之細部設計繪於圖 7-14 中，故此步驟僅參考圖 7-14。
40	7-15/7.3.8	格架定位，一號機依序為 B01、B02、B06、B07 二號機依序為 B03、B04、B08、B09	圖 7-18 為限制器位置平面圖，請確認是否為格架定位之參照	格架定位時需預留限制器安裝之空間，故格架定位亦參照圖 7-18。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		(圖 7-18)		
41	7-15/7.3.8	圖 11，水平調整，容許誤差 內容涉及廠家智慧財產權，基腳高度調整 內容涉及廠家智慧財產權	7.3.8 第 3 及 9 項之水平容許誤差分別為 內容涉及廠家智慧財產權 及 內容涉及廠家智慧財產權 但於圖 11 此兩步驟之敘述皆為「容許誤差 內容涉及廠家智慧財產權 基腳高度調整 內容涉及廠家智慧財產權 ，建議修正與內文相符。	步驟 3 中所述「螺栓調整高程之允許值為正負 內容涉及廠家智慧財產權 表示每隻基腳螺栓可調整之範圍，需在 內容涉及廠家智慧財產權 範圍內將格架水平調整至誤差範圍 內容涉及廠家智慧財產權 內，已將內文適當修飾。
42	7-16/圖 7-12	圖 7-12 燃料格架吊升工具	建議改為「圖 7-12 燃料格架吊升工具(1/2)」	謝謝指正，已修訂。
43	7-17/圖 7-13	圖 7-13 燃料格架吊升工具	建議改為「圖 7-13 燃料格架吊升工具(2/2)」	謝謝指正，已修訂。
44	7-26/7.4.2	150 噸護箱吊車…10 噸之燃料廠房吊車	建議改為「150 美噸護箱吊車…10 美噸之燃料廠房吊車」	謝謝指正，已修訂。
45	7-26/7.4.1	1.…落實職前講習	建議修訂為「1.…落實工作前講習」	謝謝指正，已修訂。
46	7-27/7.4.2	7. 起吊時先保持距離樓地板 5 公分	第 7.3.8 所述吊離樓地板距離均以 mm 為單位，建議使用相同單位敘述，即 7.4.2 節改為 50mm	謝謝指正，已修訂。
47	7-27/7.4.2	8. 沿著安全路徑移動時，要保持在離樓地板 15 公分以下	同上，建議改為 150mm	謝謝指正，已修訂。
48	7-27/7.4.3	4.應事先進行氧濃度測量，持續監測氧濃度，以確保不會產生缺氧狀況。	建議修訂為「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。	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
49	7-27/7.4.3	6.池邊要有工安員全程監視，必要時可立即將工作人員撤出池外。	建議修訂為「6.池邊要有工安員全程監視，發現狀況時可立即將工作人員撤出池外。」	謝謝指正，已修訂。
50	7-28/7.4.5	須依照核二廠防止異物入侵作業相關程序書之要求辦理。	建議增修為「須依照核二廠防止異物入侵作業相關程序書之要求辦理，且燃料池旁之防止異物入侵鋁板已裝妥。」	謝謝指正，已修訂。
51	7-28/7.4.5	並於每職工作結束時進行清點	建議修訂為「並於每值工作結束時進行清點」	謝謝指正，已修訂。
52	7-28/7.5.1	所有安裝作業均將進行事前防範措施	請增述事前防範措施之內容	已增列下述內容:「事前防範措施包括準備妥善之作業程序書以為工作人員遵循；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帶齊全，以確保在作業期間可有妥善之保護。」
53	7-29/7.5.2	當發生緊急事件時，立即停止所有工作，撤退須應付緊急事件以外之所有人員。	建議修訂為「當發生緊急事件時，立即停止所有工作並撤退須應付緊急事件以外之所有人員。」	謝謝指正，已修訂。
54	7-29/7.5.3	5....，已待恢復正常狀態	建議修訂為「5....，待恢復正常狀態」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
55	7-29/7.5.3	依福防管制程序規定	建議改為「依輻防管制程序規定」	謝謝指正，已修訂。
56	7-26/7.4	作業安全	護箱裝載池格架安裝可能之風險於本章節已考量「動火安全」，建請於 7.4 節敘述修訂為「…(3)池內作業，(4)動火安全，(5)異物入侵，及(6)輻射安全…」	謝謝指正，已修訂。
1	p.7-1/7.1	為了解決用過燃料貯存空間不足之問題…	建議改為「為了解決用過燃料元件貯存空間不足之問題…」	謝謝指正，已修訂。
2	p.7-1/7.1	…在運輸過程沒有產生任何損傷，而可順利地插入所欲貯存之燃料元件。	建議改為「…在運輸過程沒有受到損傷，而可順利地插入用過燃料元件。」	謝謝指正，已修訂。
3	p.7-1/7.1	…這些路徑而發生池水洩漏之情形。	建議改為「…這些管路而發生池水洩漏之情形。」	謝謝指正，已修訂。
4	p.7-1/7.1	…護箱裝載池底部有環狀磨耗板…	建議改為「…護箱裝載池底部設置了環狀磨耗板…」	謝謝指正，已修訂。 內容涉及核子保安
5	p.7-1/7.2	龍門電廠之 8 組 B 型格架在運抵核二廠後，將暫存在核二廠內容涉及核子保安倉庫。每組格架包件之尺寸為長內容涉及廠家智慧財產權、寬內容涉及廠家智慧財產權、高內容涉及廠家智慧財產權，重量約為內容涉及廠家智慧財產權公噸，格架包件如圖 7-1 所示。	圖示及尺寸、重量資訊為格架護箱安裝保護罩時之狀況，但格架到達倉庫時，會於 3 天內進行保護罩拆除及公證，確認格架護箱於運輸過程中未受到損傷，廠內運輸會以格架護箱為主，應提供格架護箱之資料 內容涉及核子保安	已補充於 7.2 節，以下為補充內容，格架到達倉庫時，會於 3 天內進行保護罩拆除及公證，確認格架護箱於運輸過程中未受到損傷，每組格架護箱之尺寸為長公尺、寬內容涉及廠家智慧財產權公尺、高內容涉及廠家智慧財產權公尺(含支撐架)，重量約為公噸，龍門格架如圖 7-14 及 7-15 所示。 內容涉及廠家智慧財產權 內容涉及廠家智慧財產權

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
6	p.7-4/7.3	2.安裝設備 3.格架開箱及外觀檢查 4.格架水平調整 5.格架安裝前之假燃料拉力測試 6.護箱裝載池突出物切除 7.護箱裝載池管路盲封、目視檢查、滲液測試、水壓測試 8.護箱裝載池底部墊板及承載板安裝	建議改為「2.護箱裝載池突出物切除 3.護箱裝載池管路盲封、目視檢查、滲液測試、水壓測試 4.護箱裝載池底部墊板及承載板安裝 5.安裝設備定位 6.格架開箱及外觀檢查 7.格架水平調整 8.格架安裝前之假燃料」	謝謝指正，已修訂。
7	p.7-4/7.3	…將依據「護箱裝載池突出物修改及管路盲封程序書」…	目前已與水壓測試程序書合併，名稱要修正	謝謝指正，已修訂。
8	p.7-4/7.3	…包括北牆用來懸掛 4 號門之掛架…	建議改為「…包括北牆 4 號門之掛架(4 號水門開啟時，4 號水門放置於此掛架)…」	謝謝指正，已修訂。
9	p.7-4/7.3	…以及南牆用來懸掛 3 號門之掛架…	建議改為「…以及南牆 3 號門之掛架(3 號水門開啟時，3 號水門放置於此掛架)…」	謝謝指正，已修訂。
10	p.7-5/7.3	…採機械式切割法以避免傷害到襯板…	建議改為「…採用機械式切割法以避免傷害到襯板…」	謝謝指正，已修訂。
11	p.7-31/7.5	7.5 緊急應變計畫	應新增「運輸、安裝過程中物件發生碰撞、掉落之處理及應變程序」，此為大會關注項目，因本項屬重大缺失，原則為暫停所有工作，待提出檢討報告(物件及場地狀況評估、肇因分析、改善措施)，	已增加下列內容:在運輸、安裝過程中若物件發生碰撞、或掉落，將立即停止所有工作，先確認是否有造成人員受傷，以救人為第一，採取必要救護措施。然後將檢視物件受損情形，提出檢討報告，包括物件及場地狀況評估、肇因分析、及改善措施，待大會核

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			且大會核可後， 才可進行後續工作。	可後才可進行後續工作。

台電審查意見及處理情形

第八章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	8-1/8 第八章名稱	第八章 屏蔽及輻射劑量評估	第八章名稱「屏蔽及輻射劑量評估」與原能會之審查規範所要求「安全分析報告」應包括之臨界安全、熱流分析、結構分析、輻射安全與事故評估等五大技術範疇中「輻射安全」不一致，實際上輻射劑量為主要評估內容,「屏蔽」只是估算輻射劑量的一項因素。建議名稱改為「輻射安全(及屏蔽)評估」。	謝謝指正，已修訂。
2	第八章全部	燃料元件	建議全部改為「燃料束」	謝謝指正，已修訂。
3	8-1/8.1.1	下池	建議改為「下燃料池(又稱為用過燃料池)」	謝謝指正，已修訂。
4	8-1/8.1.1	根據核二廠之用過燃料池水取樣分析結果	建議改為「根據核二廠近期之用過燃料池水取樣分析結果」	謝謝指正，已修訂。
5	8-2/8.1.1	用過燃料池冷卻水泵在正常運轉模式中，將從上池內容涉及核子保安及用過燃料池內容涉及核子保安取水	FSAR 9.1.3 與 FSAR 11.1.4 有出入: 內容涉及核子保安	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			內容涉及核子保安 廠目前實際作法為分配到上燃料池及用過燃料池的冷卻水流量分別約為內容涉及核子保安及內容涉及核子保安，並非內容涉及核子保安及內容涉及核子保安。建議改為「用過燃料池冷卻水泵在正常運轉模式中，將從洩水槽取水」	
6	8-3/8.1.3	護箱裝載池安裝四組貯存格架後後並不需提升…	建議改為「護箱裝載池安裝四組貯存格架後並不需提升…」	謝謝指正，已修訂。
7	8-5/8.2.1	輻射劑量率降至約為每小時 10^{-6} 毫西弗	與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」中「直接輻射劑量…10^{-9} 毫西弗」不同，建議改為「直接輻射劑量率降至約為每小時 10^{-9} 毫西弗」	每小時 10^{-6} 毫西弗為筆誤，由於此次貯存於護箱裝載池之用過燃料為已經冷卻 30 年以上之燃料，且至少有 25 英呎深的池水覆蓋在這些燃料上方，提供足夠的屏蔽池水表的燃料直接輻射劑量率降至約每小時 10^{-18} 毫西弗，已修訂於 8.2.1 及 8.3.2。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
8	8-9/8.3.1	本案主要作業項目共有 13 項，如表 8-2 所示。包括 1)安裝設備定位。2)護箱裝載池洩水及除污。	建議改為「本案主要作業項目共有 14 項，如表 8-2 所示。包括 1)安裝設備定位。2)護箱裝載池洩水及除污，」	謝謝指正，已修訂。
9	8-9/8.3.1	12)黑度試驗	建議改為「12)黑度測試」	謝謝指正，已修訂。
10	8-10/8.3.1	本計畫施工期間之集體劑量	建議改為「本案施工期間之集體劑量」	謝謝指正，已修訂。
11	8-10/8.3.2	護箱裝載池正常運轉下及格架擴充後燃料挪移之輻射暴露	建議改為「護箱裝載池正常運轉下及格架安裝後燃料挪移之輻射曝露」	謝謝指正，已修訂。
12	8-10/8.3.2	池水表面源自於用過燃料的直接輻射曝露率約為每小時 10^{-6} 毫西弗	與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」中「…10^{-9} 毫西弗」不同，建議改為「池水表面源自於用過燃料的直接輻射曝露率約為每小時 10^{-9} 毫西弗」	每小時 10^{-6} 毫西弗為筆誤，由於此次貯存於護箱裝載池之用過燃料為已經冷卻 30 年以上之燃料，且至少有 25 英呎深的池水覆蓋在這些燃料上方，提供足夠的屏蔽池水表的燃料直接輻射劑量率降至約每小時 10^{-18} 毫西弗，已修訂於 8.2.1 及 8.3.2。
13	8-10/8.3.2	人員的輻射曝露並不因此受到影響…該區域之輻射分區將劃分為 Zone 3，將進行行政管制	建議改為「人員的輻射曝露並不因此受到實質影響…該區域之輻射分區將劃分為 Zone 3，並進行行政管制」	謝謝指正，已修訂。
14	8-10/8.3.3	格架擴充作業	建議改為「格架改裝作業」	謝謝指正，已修訂。
15	8-11/表 8-2	劑量率（毫西弗）	建議改為「劑量率（毫西弗/小時）」	謝謝指正，已修訂。
16	8-11/表 8-2	12.黑度試驗	建議改為「12.黑度測試」	謝謝指正，已修訂。
17	8-12/表 8-3	劑量率（毫西弗）	建議改為「劑量率（毫西弗/小時）」	謝謝指正，已修訂。
18	8-12/表 8-3	12.黑度試驗	建議改為「12.黑度測試」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
19	8-13/8.4.1	燃料墜落事故是指用過燃料在用過燃料池挪移時不慎掉落	建議改為「燃料掉落事故(Fuel Handling Accident)是指用過燃料束在用過燃料池挪移時不慎掉落」 本節「燃料墜落事故」全部改為「燃料掉落事故」、「用過燃料」全部改為「用過燃料束」	謝謝指正，已修訂。
20	8-14/8.4.3	在禁建區邊界及低密度人口區邊界所造成之甲狀腺及全身劑量如下:	$5.38x10^{-5}$ 及 $3.05x10^{-3}$ 與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」相同，但 $7.33x10^{-6}$ 及 $3.29x10^{-5}$ 與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」不同，似有問題？表 8-1 用過燃料池水中所含的主要放射性核種平均濃度既已更新，甲狀腺及全身劑量理應不同	經分析，碘造成之甲狀腺劑量在 0-2、2-8、8-24(HR)區間較第二次擴充工程高，而 1-4、4-30（DAY）較上次為低，但後者絕對值較大，30 天甲狀腺劑量為其總和，經 4 捨 5 入進位後才與第二次擴充工程相同，屬巧合。 全身劑量部分主要為氙 133 及碘 131 劑量，而氙 133 又只考慮近二週期退出燃料，與第二次擴充工程同為 180 束，但此次用過燃料池內用過核子燃料衰變熱較高（上次為 15444721.6 Btu/hr，此次為 19604798.2 Btu/hr），使沸騰現象提早發生，依計算書假設 8，沸騰開始前 Spiking Factor=100，開始後 Spiking Factor=1，依核研所計算本次沸騰預計於喪失冷卻後 12 小時發生(上次為 14 小時)，是故 EAR（0-2 小時，沸騰前）全身劑量與上次接

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
				近，LPZ（0-30 天，沸騰後）全身劑量較低。
21	8-16/8.5.2	墜落事故	建議改為「掉落事故」	謝謝指正，已修訂。
22	8-19/8.6	2 台區域輻射監測器 (SE-RE-137	建議改為「2 台區域輻射監測器 (SD-RE-137」	謝謝指正，已修訂。
23	8-19/8.6	3 台區域輻射監測器屬非安全有關	建議改為「3 台區域輻射監測器屬非安全相關」	謝謝指正，已修訂。
24	8-22/8.7	[1] 行政院原子能委員會，「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」，中華民國 79 年 2 月。	參考文獻編號與第六章及第十章不一致，建議改為「1. 行政院原子能委員會，「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」，中華民國 79 年 2 月。」，後面之參考文獻編號亦須配合更改	謝謝指正，已修訂。
25	p.8-1/標題	第八章 屏蔽及輻射劑量評估	建議改為「…輻射劑量及屏蔽評估」	謝謝指正，已修訂。
26	p.8-1/8.1.1	…所含核種濃度主要來自於反應器冷卻水、燃料元件積垢及燃料護套的破損	建議改為「…反應器冷卻水(簡稱爐水)、燃料束積垢及護套劣化的燃料」	謝謝指正，已修訂。
27	p.8-1/8.1.1	…反應器開蓋後冷凝水會補進爐穴，和燃料填換池水混合，隨著用過燃料自上池傳送至下池，含有爐水的燃料填換池水會經由燃料傳送渠道與用過燃料池水混合，而用過燃料東池	建議改為「…反應器開蓋後其內的冷卻水會流到爐穴，和上燃料池水混合，池水經由池壁之溢流孔流入與下燃料池(又稱為用過燃料池)共用之池水淨化冷卻系統，爐水與用過燃料池水混合，而用過燃料池水會經由 3 號	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		會經由 3 號水門與護箱裝載池混合	水門與護箱裝載池水混合」	
28	p.8-1/8.1.1	…附著於燃料元件上的積垢	建議改為「…燃料束上的積垢」	謝謝指正，已修訂。
29	p.8-1/8.1.1	…在燃料傳送期間，附著於燃料元件表面上具放射性的積垢及照射後的護套材質可能脫落至護箱裝載池水中。	建議改為「…燃料在爐心使用期間，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。當燃料退出至下燃料池貯存時，積垢可能脫落並流入護箱裝載池中。」	謝謝指正，已修訂。
30	p.8-1/8.1.1	…燃料護套的破損	建議改為「…護套劣化的燃料」	謝謝指正，已修訂。
31	p.8-1/8.1.1	…貯存於護箱裝載池的用過燃料，若燃料護套有破損，則自燃料棒釋出的放射性核種將汙染池水。	建議改為「…用過燃料池有專用格架貯存護套劣化之燃料棒，其中之放射性核種有可能微量析出至池水中，進而流動至護箱裝載池內。」	謝謝指正，已修訂。
32	p.8-1/8.1.1	…放射性核種主要源自反應爐水	建議改為「…放射性核種主要源自爐水」	謝謝指正，已修訂。
33	p.8-1/8.1.1	…在大修燃料填換後短暫上升，無可偵測之明顯上升趨勢。	建議改為「…在大修燃料填換後短暫上升，機組啟動後藉由用過燃料池淨化及冷卻系統之持續運轉而逐漸回歸常態，無可偵測之明顯上升趨勢。」	謝謝指正，已修訂。
34	p.8-1/8.1.1	…根據核二廠之用過燃料池水取樣…	建議改為「…根據核二廠近期之用過燃料池水取樣…」	謝謝指正，已修訂。
35	p.8-1/8.1.1	…燃料元件上的積垢…	建議改為「…燃料束上的積垢…」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
36	p.8-1/8.1.1	…從操作經驗來看，大部分累積在用過燃料上的積垢於吊掛過程中脫落至護箱裝載池，特別是用過燃料自爐心退至用過燃料池時，搬運結束後，用過燃料池中源自積垢的核種濃度會快速降至背景值。	建議改為「…從操作經驗來看，用過燃料上累積積垢的脫落時機大部分將發生在吊掛過程中，特別是用過燃料自用過燃料池移至護箱裝載池時，搬運結束後，護箱裝載池中源自積垢的核種濃度會逐步降至正常運轉值。」	謝謝指正，已修訂。
37	p.8-2/8.1.1	…金腐蝕速率增加。	建議改為「…金腐蝕速率增加。【本項重點在於一次側管路析出之鈷猛附著於燃料表面活化，形成放射性積垢】」	謝謝指正，已修訂。
38	p.8-2/8.1.1	…破損燃料所釋出…	建議改為「…護套劣化燃料所釋出…」	謝謝指正，已修訂。
39	p.8-2/8.1.1	…將從上池內容涉及核子保安及用過燃料池內容涉及核子保安取水…	建議改為「…將從洩水槽取水…」	謝謝指正，已修訂。
40	p.8-2/8.1.1	…用過燃料池除礦器…	此處是否為參考核二廠 FSAR 11.1.4	此處為引用 FSAR 11.1.4 之敘述。
41	p.8-2/8.1.2	…從破損之用過燃料中釋出…	建議改為「…從護套劣化之用過燃料中釋出…」	謝謝指正，已修訂。
42	p.8-2/8.1.2	…令氪-85 的釋出變少。因此，相較於電廠所釋出的其他惰性氣體，在護箱裝載池安裝四組貯存格架所造成的氪-85 活度增加實屬少量。	建議改為「…令氪-85 的釋出變少。由於護箱裝載池四組貯存格架僅貯存早期退出之正常燃料，因此該池不會增加空浮來源。【護套劣化之燃料棒皆取出集中貯存，不會放到護箱裝載池，析出物僅有可能挪移時自東池帶入】」	謝謝指正，已修訂。
43	p.8-3/8.1.3	…藉由用過燃料池除礦器清	建議改為「…藉由用過燃料池冷卻及	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		除…	淨化系統清除…」	
44	p.8-3/8.1.3	…粉狀樹酯…更換樹酯…用過的樹酯…	建議改為「…粉狀樹脂…更換樹脂…用過的樹脂…」	謝謝指正，已修訂。
45	p.8-3/8.1.3	…四組貯存格架後後並不需提升…	建議改為「…四組貯存格架後並不需提升…」	謝謝指正，已修訂。
46	p.8-3/8.1.3	…亦須當低放射性廢棄物處理預期兩部機共約產生…	建議改為「…亦須當低放射性廢棄物處理，預期兩部機共約產生…」	謝謝指正，已修訂。
47	p.8-4/8.2.1	雖然用過燃料含有高活度的放射性…	建議改為「雖然用過燃料具有高活度的放射性…」	謝謝指正，已修訂。
48	p.8-4/8.2.1	…提供足夠的屏蔽將池水表面的輻射劑量率…	建議改為「…提供足夠的屏蔽將池水表面的燃料直接輻射劑量率…」	謝謝指正，已修訂。
49	p.8-4/8.2.1	…每小時 10^{-6} 毫西弗…	與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」不同，為 10^{-9} 請說明原因。	每小時 10^{-6} 毫西弗為筆誤，由於此次貯存於護箱裝載池之用過燃料為已經冷卻 30 年以上之燃料，且至少有 25 英呎深的池水覆蓋在這些燃料上方，提供足夠的屏蔽池水表的燃料直接輻射劑量率降至約每小時 10^{-18} 毫西弗，已修訂於 8.2.1 及 8.3.2。
50	p.8-4/8.2.1	…相較於池水所造成的輻射劑量…	建議改為「…相較於池水及用過燃料東池所造成的輻射劑量…」	謝謝指正，已修訂。
51	p.8-4/8.2.1	…在護箱裝載池安裝 4 組…	建議改為「…在護箱裝載池安裝四組…」	謝謝指正，已修訂。
52	p.8-4/8.2.1	…護箱裝載池安裝格架後將劃分為 Zone 3…	若本文未定義 Zone 3，請於文中加註定義，例如：Dose rate：15mrem/h＞	已修訂為【Zone3 劑量(D):15mrem/h＞D≧2.5/mrem/h】。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			$\dot{D}$≧2.5/mrem/h 等	
53	p.8-8/8.3.1	施工期間作業區域之輻射暴露	建議改為「…曝露」	謝謝指正，已修訂。
54	p.8-8/8.3.1	…主要作業項目共有 13 項…	建議改為「…主要作業項目共有 14 項…」	謝謝指正，已修訂。
55	p.8-8/8.3.1	…洩水及除汙。在進行…	建議改為「…洩水及除汙，在進行…」	謝謝指正，已修訂。
56	p.8-8/8.3.1	…沒有因運輸受到影響…	建議改為「…沒有因運輸而受到影響…」	謝謝指正，已修訂。
57	p.8-8/8.3.1	…黑度試驗…	建議改為「…黑度測試…」	謝謝指正，已修訂。
58	p.8-9/8.3.1	…一號機及二號機…一號機及二號機…	建議改為「…1 號機及 2 號機…1 號機及 2 號機…」	謝謝指正，已修訂。
59	p.8-9/8.3.1	…計算出本計畫施工期間…	建議改為「…計算出本案施工期間…」	謝謝指正，已修訂。
60	p.8-9/8.3.1	人・毫西弗	集體有效劑量單位建議以「人毫西弗」表示	謝謝指正，已修訂。
61	p.8-9/8.3.2	…格架擴充後燃料挪移之輻射暴露	建議改為「…格架安裝後燃料挪移之輻射曝露」	謝謝指正，已修訂。
62	p.8-9/8.3.2	…主要來自於用過燃料池水…	建議改為「…主要來自於用過燃料池水及池壁…」	謝謝指正，已修訂。
63	p.8-9/8.3.2	…不會增加池水的活度…	建議改為「…不會增加池水及池壁的活度…」	謝謝指正，已修訂。
64	p.8-9/8.3.2	…輻射曝露並不因此受到影響…	建議改為「…輻射曝露並不因此受到實質影響…」	謝謝指正，已修訂。
65	p.8-9/8.3.2	…該區域之輻射分區將劃分為 Zone3，將進行行政管制。	建議改為「…該區域之輻射分區將劃分為 Zone3，並進行行政管制。」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
66	p.8-9/8.3.3	放射性廢棄物處理之輻射暴露	建議改為「…曝露」	謝謝指正，已修訂。
67	p.8-9/8.3.3	…格架擴充作業期間…	建議改為「…格架改裝作業期間…」	謝謝指正，已修訂。
68	p.8-9/8.3.3	…廢棄樹酯…離子交換樹酯…用過樹酯…	建議改為「…廢棄樹脂…離子交換樹脂…用過樹脂…」	謝謝指正，已修訂。
69	p.8-10/表 8-2	劑量率(毫西弗)	建議改為「劑量率(毫西弗/小時)」	謝謝指正，已修訂。
70	p.8-10/表 8-2	集體劑量（人・毫西弗）	集體有效劑量單位建議以「人毫西弗」表示	謝謝指正，已修訂。
71	p.8-10/表 8-2	12.黑度試驗	建議改為「12.黑度測試」	謝謝指正，已修訂。
72	p.8-11/表 8-3	劑量率(毫西弗)	建議改為「劑量率(毫西弗/小時)」	謝謝指正，已修訂。
73	p.8-11/表 8-3	集體劑量（人・毫西弗）	集體有效劑量單位建議以「人毫西弗」表示	謝謝指正，已修訂。
74	p.8-11/表 8-3	12.黑度試驗	建議改為「12.黑度測試」	謝謝指正，已修訂。
75	p.8-12/8.4.1	8.4.1 燃料墜落事故	建議改為「8.4.1 燃料掉落事故」	謝謝指正，已修訂。
76	p.8-12/8.4.1	燃料墜落事故是指用過燃料在用過燃料池挪移時不慎掉落…	建議改為「燃料掉落事故(Fuel Handling Accident)是指用過燃料束在用過燃料池挪移時不慎掉落…」	謝謝指正，已修訂。
77	p.8-12/8.4.1	…燃料墜落事故中最嚴重的是有套燃料匣的用過燃料墜落擊中未套燃料匣的用過燃料。評	建議改為「…燃料掉落事故中最嚴重的是有套燃料匣的用過燃料束墜落擊中未套燃料匣的用過燃料。評估掉落	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		估墜落事故所造成的燃料棒損壞程度時，一般是根據墜落燃料元件之動能來估計。用過燃料墜落事故…	事故所造成的燃料棒損壞程度時，一般是根據墜落燃料束之動能來估計。用過燃料掉落事故…」	
78	p.8-12/8.4.1	1.燃料元件從燃料…	建議改為「1.燃料束從燃料…」	謝謝指正，已修訂。
79	p.8-12/8.4.1	2.用過燃料墜落至格架頂部所轉換的所有位能均應用在此意外事故的分析。換言之，本假設將燃料元件在水中掉落過程中所損失的機械能量忽略，而且燃料元件與吊具完全分離。而發生此假設的惟一可能狀況為燃料元件把手…	建議改為「2.用過燃料束墜落至格架頂部所轉換的所有位能均應用在此意外事故的分析。換言之，本假設將燃料束在水中掉落過程中所損失的機械能量忽略，而且燃料束與吊具完全分離。而發生此假設的惟一可能狀況為燃料束把手…」	謝謝指正，已修訂。
80	p.8-12/8.4.1	3.墜落燃料元件之能量…	建議改為「3.墜落燃料束之能量…」	謝謝指正，已修訂。
81	p.8-12/8.4.1	用過燃料掉落至燃料格架之最大…	建議改為「用過燃料束掉落至燃料格架之最大…」	謝謝指正，已修訂。
82	p.8-12/8.4.1	…用過燃料墜落事故分析之動能並不會大於安裝前之情況。所以燃料墜落事故造成之廠外民眾劑量仍與 FSAR 第 15.7.4 節之燃料墜落事故結果…	建議改為「…用過燃料掉落事故分析之動能並不會大於安裝前之情況。所以燃料掉落事故造成之廠外民眾劑量仍與 FSAR 第 15.7.4 節之燃料掉落事故結果…」	謝謝指正，已修訂。
83	p.8-12/8.4.2	8.4.2 用過核燃料傳送護箱墜落	建議改為「8.4.2 用過核燃料格架或傳送護箱墜落」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
84	p.8-12/8.4.2	…安裝四組燃料格架後，即無空間容納…	建議改為「…安裝四組燃料格架過程中，新格架不會進入用過燃料東池上方，即不會威脅到用過燃料，完工後，亦無空間再容納…」	謝謝指正，已修訂。
85	p.8-12/8.4.2	…移至上燃料池，移出所有格架…	建議改為「…移至上燃料池，然後移出所有格架…」	謝謝指正，已修訂。
86	p.8-12/8.4.2	…以進行燃料裝載作業。	建議改為「…以進行燃料裝載作業。過程中亦無可能發生墜落撞毀用過燃料之情況。」	謝謝指正，已修訂。
87	p.8-12/8.4.3	8.4.3 用過燃池池喪失…	建議改為「8.4.3 用過燃料池喪失…」	謝謝指正，已修訂。
88	p.8-12/8.4.3	…餘熱移除系統…	建議改為「…餘熱移除系統(RHR)…」	謝謝指正，已修訂。
89	p.8-12/8.4.3	…若有用過燃料池之冷卻淨化系統…	建議改為「…若有用過燃料池冷卻淨化系統…」	謝謝指正，已修訂。
90	p.8-13/8.4.3	…除了原有的緊集補水系統外…	建議改為「…除了原有的緊急補水系統外…」	謝謝指正，已修訂。
91	p.8-13/8.4.3	EAB、LPZ 之甲狀腺劑量/全身劑量之數值	$5.38x10^{-5}$ 及 $3.05x10^{-3}$ 與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」相同，但 $7.33x10^{-6}$ 及 $3.29x10^{-5}$ 與「核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程可行性評估報告」不同，似有問題？表 8-1 用過燃料池水中所含的主要放射性核種平均濃度既已更新，甲狀腺及全身劑量理	經分析，碘造成之甲狀腺劑量在 0-2、2-8、8-24(HR)區間較第二次擴充工程高，而 1-4、4-30（DAY）較上次為低，但後者絕對值較大，30 天甲狀腺劑量為其總和，經 4 捨 5 入進位後才與第二次擴充工程相同，屬巧合。 全身劑量部分主要為氙 133 及碘 131 劑量，而氙 133 又只考慮近二週期退出燃

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			應不同	料，與第二次擴充工程同為 180 束，但此次用過燃料池內用過核子燃料衰變熱較高（上次為 15444721.6 Btu/hr，此次為 19604798.2 Btu/hr），使沸騰現象提早發生，依計算書假設 8，沸騰開始前 Spiking Factor=100，開始後 Spiking Factor=1，依核研所計算本次沸騰預計於喪失冷卻後 12 小時發生(上次為 14 小時)，是故 EAR（0-2 小時，沸騰前）全身劑量與上次接近，LPZ（0-30 天，沸騰後）全身劑量較低。
92	p.8-13/8.4.3	EAB、LPZ 之甲狀腺劑量/全身劑量之數值	請詳細加註說明計算基礎，或沿用原 FSAR FHA 之各假設狀況而計算之數值。且請加註計算值與 10CFR100 限值之比較表格，如附件。	詳細計算基礎會在計算書加以說明。已於表中加註 10 CFR 100 限值標準。
93	p.8-14/8.5.1	3. …工作前亦隨時檢查儀器…	建議改為「…工作前亦須檢查儀器…」	謝謝指正，已修訂。
94	p.8-14/8.5.1	7. …產生偏差之現象，以及早修正…	建議改為「7. …產生偏差之現象，及早修正…」	謝謝指正，已修訂。
95	p.8-9314/8.5.2	1. …工作前亦隨時檢查儀器…	建議改為「1. …工作前亦再次檢查儀器…」	謝謝指正，已修訂。
96	p.8-14/8.5.2	2. …若作業區域劑量率偏高… 3. …設置寬約 1M 之污染隔離區…	建議改為「2. …若作業區域劑量率異常…」 建議改為「3. …設置適當之污染隔離	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			區…」	
97	p.8-15/8.5.2	4. …增設輻射監測用具(如警報式 ARM)及空浮監測器(如 333-2)…	建議刪除「4. …及空浮監測器(如 333-2)」	謝謝指正，已修訂。
98	p.8-15/8.5.2	5. …貯存之用過核子燃料上空，以避免重物墜落損及用過核子燃料。	建議刪除「5. …貯存之用過燃料上空，以避免重物墜落損及用過燃料。」	謝謝指正，已修訂。
99	p.8-15/8.5.2	7. …減低墜落事故…	建議改為「7. …減低掉落事故…」	謝謝指正，已修訂。
100	p.8-15/8.5.2	9. …做為格架改裝異常輻射之快速偵測，而得以盡早採取應變和防護措施。ARM 之警報設定值選定，必須能反應工作內容造成之輻射變動。	建議改為「9. …即時反應輻射異常，而得以盡早採取應變和防護措施。ARM 之警報設定值選定，必須能反應工作現場之輻射變動。」	謝謝指正，已修訂。
101	p.8-15/8.5.3	● 地面汙染隔離鋪設 ● 手足偵測儀	● 建議改為「地面污染隔離設置」 ● 建議刪除「手足偵測儀」	謝謝指正，已修訂。
102	p.8-16/8.5.3	4. …保健物理課…	建議改為「4. …保健物理組…」	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
103	p.8-17/8.5.3	5. …核二廠燃料池旁…	建議改為「5. …核二廠用過燃料池旁…」	謝謝指正，已修訂。
104	p.8-17/8.5.3	5. …並以每值巡視制度確保其功能維持正常… ● 保健物理人員配戴自給式面具後… ● …已待恢復正常狀態。	建議改為「5. …並以工作前巡視確保其功能維持正常…」 ● 建議改為「保健物理人員配戴呼吸防護面具…」 ● 建議改為「…直到恢復正常狀態。」	謝謝指正，已修訂。
105	p.8-18/8.6	…5 台輻射監測器及 1 台空浮輻射監測器。監測器位置如圖 8-3 所示，2 台輻射通量監測器也安裝在燃料廠房排氣系統下游。	建議改為「…5 台區域輻射監測器及 1 台空浮輻射監測器。監測器位置如圖 8-3 所示，其中 2 台區域輻射通量監測器可引動燃料廠房緊急通風排氣系統下游。」	

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
106	p.8-18/8.6	…(SE-RE-137…	建議改為「…(SD-RE-137…」	謝謝指正，已修訂。
107	p.8-18/8.6	…2 台輻射通量監測器…。 …輻射強度超過 0.2 mSv/hr，監測器會發出警報至控制室…	建議改為「…2 台流程輻射監測器…」 建議改為「…輻射強度超過 0.05 mSv/hr，監測器會發出警報至控制室…」	謝謝指正，已修訂。
108	p.8-18/8.6	…起動燃料廠房排風系統。另有 3 台區域輻射監測器屬非安全有關監測器…	建議改為「…起動燃料廠房緊急通風排氣系統。另有 3 台區域輻射監測器屬非安全相關監測器…」	謝謝指正，已修訂。
109	p.8-18/8.6	…在各用過燃料池區域各有 1 台…	建議改為「…在用過燃料池北側有 1 台…」	謝謝指正，已修訂。
110	p.8-18/8.6	…警報由紅色閃燈…	建議改為「…警報有紅色閃燈…」	此段已刪除。
111	p.8-18/8.6	…可遙控電驛接點。	看不懂此用詞為何?	此處原為偵檢器構造說明，已刪除。
112	p.8-2/8.1.1	本項重點在於一次側管路析出之鈷猛附著於燃料表面活化，形成放射性積垢	本項重點在於一次側管路析出之鈷錳附著於燃料表面活化，形成放射性積垢	謝謝指正，已修訂。
113	p.8-2/8.1.1	…分裂產物會保留在陶瓷狀的 UO^2 燃料丸中，…	…分裂產物會保留在陶瓷狀的 UO_2 燃料丸中，…	謝謝指正，已修訂。
114	p.8-3/表 8-1	3.10 x 10-5	3.10×10^{-5}	謝謝指正，已修訂。
115	p.8-4/8.2.1	Zone3 劑量…	Zone3 劑量率…	謝謝指正，已修訂。

台電審查意見及處理情形

第九章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	9-1/9.1	本章節主要為引述原報告對於燃料組件掉落至池內撞擊格架頂層及格架底部等之評估成果…	本章節主要為引述原報告對於燃料組件掉落之評估成果，與原能會所發布「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」之「事故評估」的要求「在意外事故的考慮上，必須針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全) 所關切的安全準則，在申請者的安全分析報告中指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。」有重大落差，請依據下列審查規範之「事故評估」的審查範圍與接受準則，引述各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全) 之評估成果，補充加入事故評估內容： 一　審查範圍 …在意外事故的考慮上，應包括： (一) 在任何情況下，維持最大可容許的增殖因數 (Keff)	臨界、熱流、輻安之事故評估均分別於相關章節詳細討論，僅與結構相關之事故評估另於第九章詳細討論。但已在第 9.5 節評估總結最後面加入臨界、熱流、及輻安事故評估結果之扼要說明。 第二次意見 建議改在第 9.1 節前言最前面加入。文字補充修改如下： 本章提供結構安全相關事故之評估，其他安全領域 (臨界安全、熱流安全、輻射安全)之事故評估係於本報告其他章節提供。本報告第 3.5.8 節從臨界安全之觀點，進行異常與意外事故分析，證實在意外事故下可確保臨界安全。本報告第 4.3 節則從熱流安全之觀點，分析喪失強制冷卻的補救時間，證實在喪失冷卻水狀況下，仍有足夠時間進行補水以確保用過燃料之貯存安全。本報告第 8.4 節則從輻射安全之觀點，進行意外事故分

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			(二) 避免池水洩漏,以及冷卻能力喪失。 (三) 建立因燃料組合掉落所必須的廠外劑量評估。 (四) 提供燃料池和格架結構足夠的地震設計要求。 (五) 維持廠內劑量在一定限值之下 (六) 維持水池及格架結構之完整性 (七) 保護貯存燃料免受自然災害及投射物侵襲。 二 接受準則 用過燃料池貯存格架之改裝，在意外事故的考慮上，必須針對各個安全領域 (臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全) 所關切的安全準則，在申請者的安全分析報告中指出可能有嚴重影響的意外事故分析結果或說明。審查者在評估這些分析或說明的可接受性時，應依據各個安全領域已詳列的安全準則來評估。審查者並可依據所關切的意外事故或事件序列，要求申請者提供針對安全準則的分析或說明。	析，證實在各種假設事故所造成之廠外民眾劑量,將遠低於 10 CFR 100 之限值。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
2	全章	燃料組件 燃料元件	本章中「燃料組件」與「燃料元件」混用，請統一，建議依英文(fuel element)全部改為「燃料元件」	謝謝指教，在 FSAR 15.7.4 節原文採用 fuel assembly，建議統一採用「燃料組件」。
3	9-1/9.1	本案燃料廠房裝載池	建議改為「本案燃料廠房護箱裝載池」	謝謝指教，遵照辦理。
4	9-2/9.2	(含燃料夾)重量為 700 lbf	建議改為「(含燃料匣)重量為 700 lbf」	謝謝指教，遵照辦理。
5	9-2/9.3	核二廠終期安全分析報告(FSAR)9.1.2.3 節第 B 點，要求最小屏蔽水深 8ft 下…	建議改為「核二廠終期安全分析報告(FSAR)9.1.2.3 節第 B.1 點，要求最小屏蔽水深 8ft…」	謝謝指教，遵照辦理。
6	9-2/9.3	終期安全分析報告(FSAR)9.1.2.3 節第 2 點第 f 項…	建議改為「FSAR 9.1.2.3 節第 A.2 點第 f 項……」	謝謝指教，遵照辦理。
7	P.9-1/9.1	燃料廠房裝載池	燃料廠房護箱裝載池	謝謝指教，遵照辦理。
8		，其成果詳述於評估報告	，其結果詳述於評估報告	謝謝指教，遵照辦理。
9		格架底部等之評估成果，比較本案與龍門電廠之燃料組件重量及掉落高度差異，重新評估後，以確保貯存之燃料元件本身及中子吸收板無任何破損及裝載池牆及底版	格架底部等之評估模式，比較本案與龍門電廠之燃料組件重量及掉落高度差異，重新評估事故結果，以確保貯存之燃料元件本身及中子吸收板無任何破損、護箱裝載池牆面及底板	謝謝指教，遵照辦理。
10		2.燃料組件…： 確保格架底板不被刺穿，燃料池底部內襯鋼板無損傷。	2.燃料組件…： 確保格架底板不被刺穿，護箱裝載池底部內襯鋼板無損傷。	謝謝指教，遵照辦理。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
11		3.格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊裝載池底部…:確保裝載池底部內襯鋼板無損傷。	3.格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊裝載池底部…:確保護箱裝載池底部內襯鋼板無損傷。	謝謝指教，遵照辦理。
12	P.9-2/9.2	(含燃料夾)	(含燃料匣)	謝謝指教，遵照辦理。
13		9.3.1 護箱裝載池燃料格架配配置圖如 5-1 所示;及燃料格架…如圖 5-2~5-6 節所示。	9.3.1 護箱裝載池燃料格架配置圖如 5-1 所示;燃料格架…如圖 5-2~5-6 所示。	謝謝指教，遵照辦理。
14		表 9-1	1. 龍門格架貯存容量為何沒用 11*10 2. 有關使用屏蔽水深方式計算掉落，可能與現行之分析方式有出入。根據 FSAR 15.7.4.3.2 所述，掉落高度是使用燃料處理設備可達到之最大值，故建議 FHA 分析仍應使用現有 FSAR 15.7.3.3.1 之 6 呎假設,以免徒增困擾。	1. 因在龍門電廠 No.AR-FP06.Rev.6 報告中採用 11x9 Rack 進行掉落分析，燃料元件撞擊後對格架之應力及變形影響皆屬於局部範圍(並不會損及燃料元件的 active fuel zone 或 Boral)，因此 11x9 與 11x10 的格架形式在掉落分析中並不會影響分析結果。 2. 謝謝指教，經向核二廠確認，現行燃料挪移高程設定以程式鎖定，並遵守程序書 336.7 屏蔽水深需 9 呎之要求,故現行狀況符合 FSAR 15.7.4.3.2 所述情形，因此在此設定下裝載池格架頂部距離燃料元件底部只有 2.887 呎，保守考量下以 3.887 英呎滿足最小屏蔽水深 8 呎(FSAR 9.1.2.3.第 B.1 點要求)來計算。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
15	P.9-4/9.4		1. 墜落高度請改回 6 呎 2. 本節所述皆為燃料撞設備，缺乏燃料撞燃料之部分，請補充。	1.請參考 9-2 節表 9-1 第 2 項之意見回復，故建議無須修改。 2.已在安全分析報告第 8.3.4 節已說明，因此不再列入探討。
16	P.9-5/9.5	表 9-2	請改用 6 呎評估	請參考 9-2 節表 9-1 第 2 項之意見回復，故建議無須修改。
17	P.9-6/9.5.1	(2)	公式內掉落高度請修改	請參考 9-2 節表 9-1 第 2 項之意見回復，故建議無須修改。
18	P.9-7/9.5.2		1. 核二廠之燃料較龍門廠為小，其水阻力(30%、70%)是否可直接引用? 2. 核二廠之燃料較龍門廠為小，其水阻力(30%、70%)是否可直接引用?	核二廠與龍門廠之燃料元件之斷面積及總長度幾乎相通同，因此水阻力之消能(30%、70%)亦幾乎相同。
19	p.9-3/9.3	龍門事故分析與本案格架及燃料組件之主要差異如下表 9-1 所示…	本章節參照 ENSA 評估報告 AR-FP06 作成(格架為 11x9)，但本案格架為 11x10，應解釋其評估過程為什麼可通用，且 AR-FP06 應列為安全分析附件。	謝謝指正，已補充說明在 p.9-3 並將 AR-FP06 列為附件。
20	p.9-7/9.5	假設龍門電廠與核二廠之燃料組件之自然頻率相近…	頁碼 9-6 中提及撞擊力 F=4Mvf，其中 f 為燃料元件自然頻率，本廠與龍門電廠之燃料元件之自然頻率可能不同， 但本章計算式中皆未提供 f，若兩者數值很接近，也應予以描述。	謝謝指正，已補充說明在 p.9-7。
21	p.9-1/9.1	燃料組件掉落並穿過一個空的貯存單元，直接撞擊格架底	Cliton 安全分析第 7 章機械事故，其內容與本章節類似，其掉落事故區分	謝謝指正，已補充說明在 p.9-1。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		板…	為 Shallow Drop Event 及 Deep Drop Events. Deep Drop Events 又區分為 away from pedestal 及 above pedestal 兩種， 本章節內容目前已包含 Shallow Drop Event 及 Deep Drop Event(away from pedestal)， 請補充 Deep Drop Event(above pedestal)或者釐清為什麼不需要此部份的評估。	
22	p.9-2/9.2	每束燃料組件(含燃料夾)重量為內容涉及廠家智慧財產權。	煩請確認核二廠可能放在燃料裝載池的各型燃料是否均小於等於內容涉及廠家智慧財產權。	本案放入裝載池中燃料為第一周至第四周期所退出之燃料，為 GE8X8-2 與 ANF8X8-2 型，依據核二廠核技組所提供圖說資料及核二廠 FSAR 4.2 節顯示，每支燃料束(fuel bundle)為內容涉及廠家智慧財產權，燃料匣(fuel channel)為內容涉及廠家智慧財產權，共內容涉及廠家智慧財產權，保守考量取內容涉及廠家智慧財產權計。
23	p.9-5/9.5		p.9-5 第一段及表 9-2 為評估總結所應描述內容。而 p.9-5 下半部至 p.9-7 之內容應為評估計算，放再評估總結不太適當。	謝謝指正，已修正敘述。
24	p.9-5/9.5		第一段寫到：「經評估比較，可確認核二廠之燃料組件掉落至格架撞擊力皆	謝謝指正，已修正敘述。

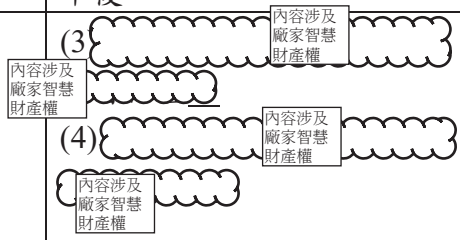
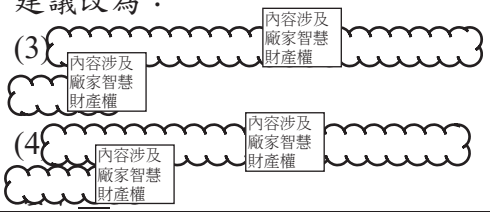
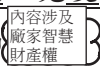
項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			小於原先龍門電廠評估之撞擊力。」此描述和表 9-2 第 3 項燃料組件穿過格架單元並掉落至底部結果有所差異。	
25	p.9-6/9.5	假設龍門電廠與核二廠燃料組件之自然頻率相近	假設兩者自然頻率相近，所以不考慮自然頻率可能導致撞擊力的差異。此假設是否有更具體資料佐證，請澄清。	謝謝指正，已補充說明在 p.9-7。
26	p.9-7/9.5 2(2)	內容涉及廠家智慧財產權	請說明內容涉及廠家智慧財產權如何得到。	格架頂部至格架底板之高度。

台電審查意見及處理情形

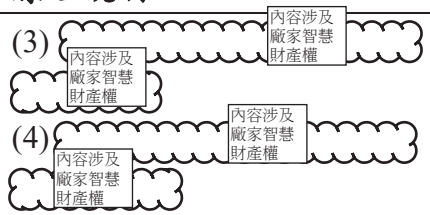
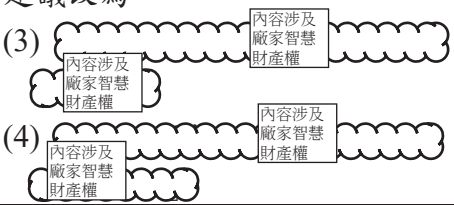
第十章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
1	p10-1/10.2	10.2 第六行	建議修改為：「於檢測裝置中放置 內容涉及廠家智慧財產權	依台電公司審查意見修改。
2	p10-2/10.2	p10-2 第一行	建議修改為：「以避免燃料棒誤放造成臨界危險。簡要測試原理圖解如圖 10-1 所示。」	依台電公司審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
3	p10-2/10.2.1	10.2.1 第 3 行	建議修改為:「每次增加 50V 以產生一計數率，…」	依台電公司審查意見修改。
4	p10-5	1.3 試片監測計畫	是否應為 10.3，請修改。	依台電公司審查意見修改。
5	p10-6/10.3.4 5.	5. 將試片放進烤箱，進行以下三階段步驟： A. 內容涉及廠家智慧財產權 B. 內容涉及廠家智慧財產權 C. 內容涉及廠家智慧財產權	這裡的溫度與核二廠程序書 1029 所使用的溫度不同，請說明。	此測試溫度為龍門電廠所採用 GE 公司的燃料格架，所使用 Boral 測試規範 (3113-0F14-2002 Rev 0)之溫度條件；相較於核二廠程序書 1029 所使用的溫度：內容涉及廠家智慧財產權；前者的測試溫度範圍，比起核二廠程序書 1029 更為寬廣。
6	10-1/10.1	核二廠已根據核二廠程序書 1029，利用試片(Coupon)進行…	建議改為「核二廠將根據核二廠程序書 1029，利用試片(Coupon)進行…」	依台電審查意見修改。
7	10-1/10.1	當乾式貯存設施啟用時即停止使用…	護箱裝載池無法立即停止使用，建議改為具有彈性之上燃料池案用語「當乾式貯存設施完成可用後，護箱裝載池將儘速配合乾式貯存作業移出用過燃料…」	依台電審查意見修改。
8	10-1/10.1	初始監測計畫將委託核能研究所執行黑度測試…	建議改為「初始監測計畫將執行黑度測試…」	依台電審查意見修改。
9	10-1/10.2	測試報告(Certified Material	建議改為「測試報告(Certified	依台電審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
		Test Report (CMTR))	Material Test Report, CMTR)」	
10	10-1/10.2	仍將進行所謂的黑度測試(Blackness Test)，係以熱中子吸收能力，來驗證 Boral 板是否完善存在。…當快中子到水中後…	建議改為「仍將進行所謂的黑度測試，此測試係以熱中子吸收能力，來驗證 Boral 板是否完善存在。…當快中子進入到水中後…」	依台電審查意見修改。
11	10-3/10.2.1	(3(4)	建議改為：	依台電審查意見修改。
12	10-4/10.2.1	紙本準備給位置查驗員…	建議改為「紙本資料給位置查驗員…」	依台電審查意見修改。
13	10-4/10.2.1	通知檢測位置記錄查驗員通過…	建議改為通知檢測位置記錄查驗員測試通過…」	依台電審查意見修改。
14	10-5/10.3.2	長、寬、厚度…	建議改為「長度、寬度、厚度…」	依台電審查意見修改。
15	10-5/10.3.3	每隔取出一片試片，並將測試結果…	建議改為「每隔取出一片試片進行測試，並將測試結果…」	依台電審查意見修改。
16	10-6/10.3.4	紀錄乾重與密度…	建議改為「記錄乾重與密度…」	依台電審查意見修改。
17	10-6/10.3.4	紀錄重量…	建議改為「記錄重量…」	依台電審查意見修改。
18	10-7/10.3.5	將 Boral 中的鋁，以化學方式溶解	建議改為「將 Boral 中的鋁以化學方式溶解」	依台電審查意見修改。
19	10-7/10.3.5	由俱目視檢查資格的技術人	建議改為「由具目視檢查資格的	依台電審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
		員	技術人員」	
20	10-8/10.4	3.第二核能發電廠營運程序書，程序書編號：1029 名稱：「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」版次：14	建議改為「3.第二核能發電廠營運程序書，程序書編號：1029，名稱：「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」，版次：14。」	依台電審查意見修改。
21	p.10-1/ 10.1 簡介	…Boral 已廣泛應用在世界各國核能電廠採用之高密度用過燃料貯存格架。…	建議改為「…貯存格架中。…」	依審查意見修改。
22	p.10-1/ 10.1 簡介	…因此核二廠已根據核二廠程序書 1029，…	建議改為「…因此核二廠將根據核二廠程序書 1029，…」	依審查意見修改。
23	p.10-1/ 10.1 簡介	…且當乾式貯存設施啟用時即停止使用…	建議改為「…且當乾式貯存設施完成可用後，護箱裝載池將儘速配合乾式貯存作業移出用過燃料，…」	依審查意見修改。
24	p.10-1/ 10.1 簡介	…初始監測計畫將委託核能研究所執行黑度測試(Blackness Test)，…	建議改為「…初始監測計畫將執行黑度測試(Blackness Test)，…」	依審查意見修改。
25	p.10-1/ 10.1 簡介	…龍門電廠二號機…	建議改為「…龍門電廠 2 號機…」	依審查意見修改。
26	p.10-1/ 10.2 黑度測試	…(Certified Material Test Report (CMTR))…	建議改為「…(Certified Material Test Report, CMTR)…」	依審查意見修改。
27	p.10-1/	…仍將進行所謂的黑度測	建議改為「…仍將進行所謂的黑	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
	10.2 黑度測試	試(Blackness Test)，係以熱中子吸收能力，…	度測試，此測試係以熱中子吸收能力，…」	
28	p.10-1/ 10.2 黑度測試	…當快中子到水中後…	建議改為「…當快中子進入到水中後…」	依審查意見修改。
29	p.10-2/ 10.2 黑度測試	…**圖 10-1　黑度測試基本原理說明**…	建議改為「…**圖 10-1 黑度測試基本原理圖解…**」	依審查意見修改。
30	p.10-3/ 10.2.1 作業程序	(3) (4) 	建議改為「 (3) (4) 	依審查意見修改。
31	p.10-4/ 4.檢測作業	…並將紙本準備給位置查驗員…	建議改為「…並將紙本資料給位置查驗員…」	依審查意見修改。
32	p.10-4/ 4.檢測作業	…則通知檢測位置記錄查驗員通過…	建議改為「…則通知檢測位置記錄查驗員測試通過…」	依審查意見修改。
33	p.10-5/ 10.3.1 測試試片之描述	…不銹鋼…	建議改為「…不鏽鋼…」	依審查意見修改。
34	p.10-5/ 10.3.2 測試原始數據	…包含其長、寬…。	建議改為「…包含其長度、寬度…」	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
35	p.10-5/ 10.3.3 長期監測	…每隔內容涉及廠家智慧財產權取出一片試片…	建議改為「…每隔內容涉及廠家智慧財產權取出一片試片進行測試…」	依審查意見修改。
36	p.10-6/ 10.3.4 測試步驟	…紀錄…	建議改為「…記錄…」	依審查意見修改。
37	p.10-7/ 10.3.5 測試方法與規定	…由俱目視檢查資格的技術人員，…	建議改為「…由具目視檢查資格的技術人員，…」	依審查意見修改。
38	p.10-8/ 10.4 參考文獻	…第二核能發電廠營運程序書程序書編號：1029 名稱：「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」 版次：14…	建議改為「…第二核能發電廠營運程序書，程序書編號：1029，名稱：「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」，版次：14。…」	依審查意見修改。

台電審查意見及處理情形

第十一章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
1	11-1 第十一章名稱	第十一章 建議最終安全分析報告書(FSAR)及技術規範之修改項目	第十一章名稱建議改為「建議終期安全分析報告(FSAR)及運轉規範(ITS)之修改項目」。	依審查意見修改。
2	第十一章全部	最終安全分析報告書 最終安全分析報告	建議全部改為「終期安全分析報告」。	依審查意見修改。
3	第十一章全部	技術規範	建議全部改為「運轉規範(ITS)」或「運轉規範」。	依審查意見修改。
4	Sheet 16 of 19 / 附件 11.A	第二行： within the Zone ~~2~~ 3 limit.	沒有標註，不知道何處修改?	將 Zone 2 limit. 更改為 Zone 3 limit.
5	Sheet 17 of 19 / 附件 11.A	增訂內容之... from the first fourth fuel cycles.	增訂內容之... from the first fourth fuel cycles. 文法好像不對。是否應為 ... from the first to the fourth cycles.	依審查意見修改為…. from the first to the fourth fuel cycles.。
6	附件 11.A	無	同意所附的標註內容，但 9.1 節其他內容(未提供標註部分)，請確定	依審查意見，確認 9.1 節 其他內容，無須修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
			無須修訂。	
7	附件 11.A	無	目前 FSAR 第 15 章之事故分析應可涵蓋 Cast pool 置放燃料的情況，但還是請確認 15.7.4 FUEL HANDLING ACCIDENT (IN FUEL STORAGE BUILDING)及 15.7.5 SPENT FUEL CASK DROP ACCIDENT 無修訂必要。	依審查意見，確認 15.7.4 及 15.7.5 節內容，無須修改。
8	Sheet 3 of 19 / 附件 11.A (FSAR 部分份)	(1) H. resulting from approximately ~~32~~ 40 years of operation. (2) ” ~~the storage locations for the removal…”~~	(1)章節 H. 原規劃新增 CASK 空間後可增加 8 年運時間的敘述，即 27 -> 35 及 32 ->40 ，請確認是否應修正為 4 年(2.5 個燃料週期)。 (2)章節 H. 本欲刪除 ”the storage locations for the removal…” 建議應保存，並將欲加入的” the new spent fuel rack..” 適度加入。 (3) 9.1.2.2 第一段	(1) 依審查意見，修訂為 4 年，即 32 39。 (2) 依審查意見保留此段文字，及修改加入” and The new spent fuel rack…”。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
		(3) ”The spent fuel pool storage …” (4) ”Each Cask Load Pool has insulated ....”	原規劃加入整段文字 ”The spent fuel pool storage …”之位置，建議改至下池的敘述之後，即”… as shown on figure 9.1-6a.”之後。 (4) 9.1.2.2 最後原規劃加入整段文字 ”Each Cask Load Pool has insulated ..”之位置，建議改至改至”Fuel can be stored either “之前。	(3) 依審查意見修改。 (4) 依審查意見修改。
9	Sheet 1 of 1 / 附件 11.B (ITS 部分)	(1) ”d. A nominal fuel assembly .” (2) ”d. A nominal fuel assembly .” 中 ”with a	(1) 建議原規劃新增 ”d. A nominal fuel assembly .” 之前 c 段的最後應增加 “; and “ 並刪除 “.”，以符合原敘述句法。 (2) 原規劃新增 ”d. A nominal fuel assembly .”中 ”with a neutron…” 建議是否比照原敘述改為 “within a	(1) 依審查意見修改。 (2) 依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
		neutron…” (3) ”d. A nominal fuel assembly .” 中 “in the spent fuel racks…”	neutron”。 (3) 原規劃新增 ”d. A nominal fuel assembly ….” 中 “in the spent fuel racks…” 建議比照原敘述改為 “in the storage racks ”。	(3) 依審查意見修改。
10	9-ix/List of Tables	9.1-24 Heat Generation of …on Cask Loading Pool 9.1-25 Integral Temperature of … on Cask Loading Pool	是否應為”in” Cask Loading pool?	依審查意見修改。 修改為,” within Fuel Rack in Cask Loading Pool “
11	9.1-5/9.1.2.2	The spent fuel Pool storage arrangement for Cask Loading Pool is shown on figure 9.1-5C	請修改為 The spent fuel ” p”ool storage arrangement for Cask Loading Pool is shown on figure 9.1-5”c”	依審查意見修改。
12	9.1-5/9.1.2.2	Each Cask Loading Pool has insulated four Lungmen’s B type rack…	本段新增文字是否應加在 Fuel can be stored either with or without the Zircaloy fuel channel 之前。 另外，本段話請修改為 Each Cask Loading Pool has “installed” four B type rack”s” “of Lungmen NPP”	依審查意見修改。
13	9.1-16/9.1.3.3	Figure 9.1-24 and 9.1-25…in	是否應為”in” Cask Loading pool?	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興回覆
		the fuel racks on Cask Loading Pool		
14	12.3-13/12.3.2.2.4.1	The Cask Loading Pool will be only filled with the spent …from the first fourth fuel cycles.	是否應為 the first “four” fuel cycles?	修改為 “the first to the fourth fuel cycles. ”
15	附件 11.A Sh.17 of 19	FSAR 12.3.2.2.4.1 增補內容: The Cask Loading Pool will be only filled with the spent fuel offloaded from the first fourth fuel cycles.	「…the first fourth fuel cycles.」語意不詳，若本意為為「…the first four fuel cycles.」，則此段增補文字與第一章前言第 1.1 節「…每一部機之護箱裝載池將只限於貯存該機組第一至三週期所退出之燃料…」不符，請澄清修訂，並確認安全分析報告其他章節內容是否有類似不一致的情形。	感謝委員之審查意見，本段文字已修改為 “the first to the fourth fuel cycles. ”，已確認此段增補文字與第一章前言第 1.1 節「…每一部機之護箱裝載池將只限於貯存該機組第 1 至 4 週期所退出之燃料…」相符合。
16	附件 11.A Sheet 5 of 19	最後一行「~~two~~ three spent fuel pool.」	修改為「two spent fuel pools, plus the Cask Loading Pool.」	依審查意見修改。
17	附件 11.A Sheet 17 of 19	FSAR 12.3.2.2.5 The Cask Loading Pool will be	修改為「The Cask Loading Pool, as an interim storage pool of spent fuel, will be」	依審查意見修改。

台電審查意見及之處理情形

第十二章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	12-1/第十二章名稱	第十二章 無顯著危險環境之考量	第十二章名稱建議改為「無顯著危害及環境之考量」。	本章節名稱依審查會議(4/18)意見修改為「評估總結」，並於本章節段落頁首增加結論說明文字。
2	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	依審查意見修改。
3	第十二章全部	無顯著危險	「危險」建議全部改為「危害」。	本章節名稱依審查會議(4/18)意見修改為「影響」。
4	第十二章全部		本章內容主要係引述本報告其他各章，請依據先前提出之審查意見進行詳細修改，以避免重複提出極多審查意見、不必要地耗費資源。 (第二次意見 很多未改到，已盡量予以修改，請亦再自行詳細檢討更正。輻射安全及事故評估部分請補充。)	謝謝委員之審查意見，本章參考台電公司對各項編寫注意事項，加以詳細修改，以避免重複修改內容。並於 12.2 節 補充輻射安全及事故評估部分。
5	12-1/12	評估事項及其後續討論內容…	評估事項及環境考量…」	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
6	第十二章全部	1. 先前評估事故後果的發生機率，沒有顯著的增加。 2. 先前所評估意外事件，沒有新的或不同的發生機率。	10 CFR 50.92 (c)之條文內容前兩項((1) involve a significant increase in the probability or consequences of an accident previously evaluated; or (2) create the possibility of a new or different kind of accident from any accident previously evaluated;)的翻譯與原文意義相差很大，建議改為： 1. 先前評估過事故的機率或後果，沒有顯著的增加。 2. 不會產生新的或不同於先前所評估過意外事件。 全文請全面檢討更正。 (第二次意見 很多未改到，已盡量予以修改，請亦再自行詳細檢討更正。輻射安全及事故評估部分請補充。)	依審查意見修改。 並於 12.2 節 補充輻射安全及事故評估部分。
7	P12-1/ 12	其相對應的項目，符合 10 CFR 50.92	其相對應的項目符合 10 CFR 50.92	依審查意見修改。
8	P12-1/ 12.1	核二廠一、二號機至民國 104 年	核二廠 1、2 號機至民國 104 年 (註：機組編號請統一用數字，以下不逐一列舉)	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
9	P12-1/ 12.1	為因應台電公司「小規模用過核燃料境外再處理案」	台電公司為因應「小規模用過核燃料境外再處理案」	依審查意見修改。
10	P12-1/ 12.1	容量不足，致無法繼續運轉困境	容量不足，致無法繼續運轉	依審查意見修改。
11	P12-1/ 12.1	安裝四組龍門電廠	安裝 4 組龍門電廠(註：設備數量請統一用數字，以下不逐一列舉)	依審查意見修改。
12	P12-2/ 12.1	均為 ASME SA240L 不銹鋼材料	均為 ASME SA240L 不鏽鋼材料	依審查意見修改。
13	P12-1/	2. 不會產生新的或不同於先前所評估過意外事件	2. 不會產生新的或不同於先前所評估過**的**意外事件	依審查意見修改。
14	P12-1/	**台電**公司確認所提出的修改內容	**本**公司確認所提出的修改內容 【*本項為通案，請檢查整份 SAR 報告*】	依審查意見修改。
15	P12-1/	沒有顯著危險之考量基準；且**無**發現可判定為顯著危險的項目。	沒有顯著危險之考量基準；且**未**發現可判定為顯著危險的項目。	依審查意見修改。
16	P12-1/ 12.1	Water **Pord**(PWR)	Water **Ford**(PWR)	依審查意見修改。
17	P12-1/ 12.1	核二廠**一**號機護箱裝載池計畫安裝**四組**龍門電廠的 B1、B2、B6、及 B7 格架;**二**號機護箱裝載池計畫安裝	核二廠 **1** 號機護箱裝載池計畫安裝龍門電廠的 B1、B2、B6、及 B7 **等 4 組**格架;**2** 號機護箱裝載池	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		四組龍門電廠的 B3、B4、B8、及 B9 格架	計畫安裝龍門電廠的 B3、B4、B8、及 B9 **等 4 組**格架	
18	P12-2/ 12.1	前述每一個 B 型格架之貯存容量為 **11X10**，	前述每一個 B 型格架之貯存容量為 **110 (11 X10) 個貯存單元**，	依審查意見修改。
19	P12-2/ 12.2	由於護箱裝載池位於燃料池**最**外側，所有吊掛作業均不會經過已貯存燃料之上方	由於護箱裝載池位於燃料池外側，所有吊掛作業均不會經過已貯存燃料之上方	依審查意見修改。
20	P12-3/ 12.2.3	對於**臨界值**的接受準則，確認用過燃料池的中子**臨界值**，	對於**有效增值因數**的接受準則，確認用過燃料池的中子**有效增值因數**，	依審查意見修改。
21	P12-3/ 12.2.3	**臨界值**符合接受準則，確認 **keff** 包含其不確定性，	**有效增值因數**符合接受準則，確認 $\mathbf{k_{eff}}$ 包含其不確定性，	依審查意見修改。
22	P12-3/ 12.2.3	核二廠護箱裝載池將只用來貯存第**一至四**週期所退出之 GE 8x8 **與 ANF 8x8** 舊燃料。經分析後格架之最大**反應度**僅為 0.80599	核二廠護箱裝載池將只用來貯存第 **1 至 4** 週期所退出之 GE 8x8 舊燃料。經分析後格架之最大**有效增值因數**僅為 0.80599	依審查意見修改。
23	P12-3/A	A. 整體水溫：使用 ASB 9-2 方式計算衰變熱功率，並採	A. 整體水溫：使用 ASB 9-2 方式計算衰變熱功率，並採用能量**守**	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		用能量**守衡**方式	**恆**方式	
24	P12-3/B	B. 局部水溫：…，即特別**針對**非正常狀況的**Case 3 進行(**	B. 局部水溫：…，即特別**假設**非正常狀況的**高水溫環境(** **【***突然出現一個 Case 3，不易理解***】**	依審查意見修改。
25	P12-4/C	C. 喪失強制冷卻的補救時間：當所有冷卻系統皆不可用，使用能量**守衡**方式	C. 喪失強制冷卻的補救時間：當所有冷卻系統皆不可用，使用能量**守恆**方式	依審查意見修改。
26	P12-4	在**一號機及二號機**護箱裝載池各安裝 4 組龍門電廠二號機庫存格架，	在 **1 號機及 2 號機**護箱裝載池各安裝 4 組龍門電廠 **2 號機**庫存格架**且貯滿燃料，**	依審查意見修改。
27	P12-2/ 12.2	建議修改內容的下列評估項目	修改內容此時已定案，不宜使用「建議」	依審查意見修改。
28	P12-2/ 12.2	格架安裝作業將先核二廠燃料廠房	執行格架安裝作業時，將先以核二廠燃料廠房	依審查意見修改。
29	P12-2/ 12.2	額定荷重為 150 噸護箱吊車	額定荷重 150 噸護箱吊車	依審查意見修改。
30	P12-2/ 12.2	不會增加先前評估事故後果的機率	事故為發生機率、後果為嚴重性。	整合審查意見及台電公司意見，更改為「不會增加先前評估過的事故的機率或後果」。
31	P12-2/ 12.2	先前所評估意外事件	先前所評估的意外事件	整合審查意見及台電公司意見。修改為「先前所評估過的意外事件」

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
32	P12-2/ 12.2	台電公司評估所提出的建議修改內容	本案為台電提案，非建議。其他段落請一併修正。	依審查意見修改。
33	P12-2/ 12.2	台電發現所提的建議修改內容，有關先前評估的意外事件,對於核二廠護箱裝載池燃料貯存設施	台電確認所提的修改內容，對於核二廠護箱裝載池燃料貯存設施之預期意外事件	依審查意見修改。
34	P12-3/ 12.2.3	安全餘裕同樣也應用於新燃料架的臨界方析方法。	新燃料架與本案無關，建議刪除。	依審查意見修改。
35	P12-3/ 12.2.3	台電公司臨界分析所使用的方法，確認能符合原能會及美國核管會的規範、工業規格及標準、技術規範等相關適用章節。臨界值符合接受準則，確認keff 包含其不確定性，在考慮 95%機率/ 95%可靠度水準下，小於 0.95。護箱裝載池安裝燃料格架所提出的修改內容，不會對臨界的安全餘裕，產生顯著的減少。	台電公司臨界分析所使用的方法，確認能符合原能會與美國核管會的規範、工業規格與標準、以及技術規範等相關適用章節。 k_{eff} 包含其不確定性，在考慮95%機率/95%可靠度水準下小於 0.95，確認臨界值符合接受準則。護箱裝載池安裝燃料格架所提出的修改內容，不會對臨界的安全餘裕產生顯著的減少。	依審查意見修改。
36	P12-3/ 12.2.3	核二廠護箱裝載池將只用來貯存第一至四週期所退出	核二廠護箱裝載池將只用來貯存第 1 至 4 週期所退出	依審查意見修改。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
37	P12-3/ 12.2.3	正常狀況下池中任何部分，不會有局部沸騰的狀況。	正常狀況下，池中任何部分不會有局部沸騰的狀況。	依審查意見修改。
38	P12-3/ 12.2.3	經評估後不會產生局部沸騰現象。。	經評估後不會產生局部沸騰現象。	依審查意見修改。
39	P12-4/C	頂部 3 公尺之時間反而增加，而可增加應變的時間	頂部 3 公尺之時間因而增加，可增加應變的時間	依審查意見修改。
40	P12-4/D	正常更換燃料時，	正常貯存燃料時，	依審查意見修改。
41	P12-4/D	灑水措施	灑水設備	依審查意見修改。
42	P12-1/ 12.1	…台電公司乃啓動緊急應變機制…	…台電公司乃啓動應變機制…	依審查意見修改。
43	P12-1/ 12.1	…安裝新格架以應付緊急之需之案例…	…安裝新格架之案例…	依審查意見修改。
44	P12-3/ 12.2.3	…燃料棒…	…燃料束…	依審查意見修改。

台電審查意見及處理情形

第十三章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	p.13-2/13.5	…每一部機組之用過燃料池旁設置 2 座消防砲塔，作為用過燃料池之噴灑設備…	請補充說明 2 座消防砲塔之噴灑區域，是否仍能均勻函蓋護箱裝載池；用過燃料池之 500 gpm 注水流是否可以流進護箱裝載池。	本次安裝作業完成後，3 號水門放置於燃料廠房內安全處，於護箱裝載池復原前將不再關上，燃料池與護箱裝載池保持互通，故本章所述所有福島後改善均適用於護箱裝載池。無論消防砲塔噴灑區域為何，其均能對護箱裝載池補水，燃料池之 500 gpm 注水亦能流至護箱裝載池。
2	p.13-1/13.1	(5)將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…	1. 是否專指增設之水位儀器 2. 使用「隔離」一詞不易理解	此處係摘錄核二廠[內容涉及核子保安]故建議用詞與原案一致，相關細節可參考 13.6 節或 DCR 文件。
3	p.13-1/13.2	並將其電源修改成 UPS(DCS)電源	首次使用 UPS 及 DCS，請補上全名。	謝謝指正，擬修正為： UPS：Uninterruptable Power System 此處 DCS 為誤植，已刪除。
4	p.13-1/13.2	(2)新增水位傳送器(1EC-LT-101/104)移位之支撐架	建議用「抑制位移」	謝謝指正，已修訂。
5	p.13-1/13.2	因信號可進入 DCS 顯示	文中缺乏 DCS 之說明，請補充。	謝謝指正，DCS 為 Distribution Control System 之簡寫，已補充。
6	p.13-1/13.2	DCS 可立即告知值班人員	DCS 可立即以警報告知值班人	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			員。	
7	p.13-2/13.5	用過燃料池旁設置 2 座消防砲塔	用過燃料池之東、西池北側設置 2 座消防砲塔。	謝謝指正，已修訂。
8	p.13-3/13.6	Level 3：…滿足水位在格架上方內容涉及核子保安之要求。因此，將 L3 水位設定在高於格架上方內容涉及核子保安。	L3 設定為格架上方內容涉及核子保安，不會滿足內容涉及核子保安之要求。語意矛盾。內容涉及核子保安之要求…已修正。	謝謝指正，此處應為滿足水位在格架上方內容涉及核子保安
9	p.13-3/13.7	擋水高度至 EL13m MSL	1. 請補充樓板高度及擋水板高度。 2. MSL 請補全名 3. 標題（及相關內文）因果邏輯錯誤，擋水板不會增加門/孔的防水或水密能力，而是降低水淹到門/孔的機率。	1. 燃料廠房地面層高度為內容涉及核子保安，擋水板高度為內容涉及核子保安已補充於 13.7。 2. MSL 為平均海平面 Mean Sea Level，已補充於本文。 3. 此處為引用核二廠內容涉及核子保安內容，此案所指水密能力係指穿越孔之防水或水密能力，擋水板屬各廠房之防淹水措施。本報告亦未稱擋水板可增加門/孔的防水或水密能力，僅說明可增加擋水高度至 EL 13m。
10	p.13-6/表 13-1		1. 為何只有項目 5-K1 之內容首句不加「因應福島…」 2. 項目 5~6 之內容首句，請比照項目 1~4。 3. 機組編號請用統一使用數字。	1. 因應第 18 項審查意見已全數刪除「因應福島…」 2. 同 1.。 3. 謝謝指正，已修訂。
11	全		應說明本章節所述改善案對護箱	用過燃料池與護箱裝載池將於改善後相連

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			裝載池貯存用過燃料之影響，即改善措施如何保護護箱裝池內的用過燃料。	通，故各項福島後改善亦適用於護箱裝載池，相關敘述已補充於 13.1 首段。
12	13-1/13.1 第十三章名稱	第十三章 福島後強化改善專章	第十三章名稱「福島後強化改善專章」中「專章」應是多餘的。建議名稱改為「福島後強化改善」。	謝謝指正，已修訂。
13	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	謝謝指正，已修訂。
14	13-1/13.1	對全廠則進行一項設計修改案…	「全廠」一詞易誤導，建議稍加說明改為「對全廠(兩部機組用過燃料池通用)則進行一項設計修改案…」	謝謝指正，已修訂。
15	13-3/13.7	擋水高度至[內容涉及核子保安]…	[內容涉及核子保安]未定義，請提供中文	此為[內容涉及核子保安]已補充於本文。
16	13-5/表 13-1	表 13-1 核二廠因應福島事故之強化改善措施	建議改為「表 13-1 核二廠因應福島事故之用過燃料池相關強化改善措施」	謝謝指正，已修訂。
17	13-5 及 13-6/表 13-1	Spent Fuel Pool SPENT FUEL POOL	全部改為「用過燃料池」	謝謝指正，已修訂。
18	13-5 及 13-6/表 13-1	因應福島事故 因應福島	表 13-1 中各項前面大多有「因應福島事故，」文字，但有 5 項只	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			有「因應福島」及一項沒有此文字，因表 13-1 名稱中已有「因應福島事故」文字，「因應福島事故，」應是多餘的。建議全部刪除。	
19	13-6/表 13-1	二號機燃料廠房三樓，增設氫氣偵檢儀器。	二號機燃料廠房三樓，增設氫氣偵檢儀器，	謝謝指正，已修訂。
20	p.13-1/13.1	…再針對用過燃料池裝設噴灑設備…	…對於用過燃料池裝設噴灑設備…	謝謝指正，已修訂。
21	p.13-1/13.1	(6)在輔助廠房、輔助鍋爐廠房…	(6)在反應器輔助廠房、輔助鍋爐廠房…	AEC 要求 17 公尺以下設置水密裝置，故該 DCR 不執行，此項已刪除。
22	p.13-1/13.1	下面各節將詳細說明這些設計修改案。	下述各節將詳細說明這些設計修改案。	謝謝指正，已修訂。
23	p.13-1/13.2	…依循原設計之耐震一級設計。	…依循原設計為耐震一級設計。	謝謝指正，已修訂。
24	p.13-1/13.2	…因信號可進入 DCS 顯示，若失靈(故障或斷線)，則 DCS 可立即告知值班人員。本案未改善前，信號未進入 DCS，失靈無法立即得知。	因該信號有輸入至 DCS 系統顯示，若信號失靈(故障或斷線)時，則經由 DCS 系統可立即告知值班人員。本案未改善前，信號未送至 DCS 系統，信號失靈時無法立即得知。	謝謝指正，已修訂。
25	p.13-2/13.3	…正常狀態為常開且上鎖。	…該閥正常狀態為常開且上鎖。	謝謝指正，已修訂。
26	p.13-2/13.3	…核二廠廠區全黑無電力供	…核二廠廠區全黑無電力可供應	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		應泵浦，	泵浦運轉時，	
27	p.13-2/13.3	可避免上池的水自此溢出。	可避免上池的水回流至用過燃料池時自此路徑溢出至廠房內。	謝謝指正，已修訂。
28	p.13-2/13.4	此設計修改案乃為了因應若發生類似日本福島電廠複合式災變，…	此設計修改案乃因應若發生類似日本福島電廠複合式災變，…	謝謝指正，已修訂。
29	p.13-2/13.4	且廠房呈現高輻射狀態，…	且燃料廠房內當時呈現高輻射狀態，…	謝謝指正，已修訂。
30	p.13-2/13.4	…以增進電廠全黑時用過燃料池冷卻可靠度。	…以增進電廠發生全黑事件時用過燃料池冷卻可靠度。	謝謝指正，已修訂。
31	p.13-2/13.5	核二廠廠區全黑之緊急狀況下，即可利用消防水車連接，並以消防砲塔對用過燃料池…	核二廠廠區在全黑之緊急狀況下，即可利用消防水車在燃料廠房外連接，並以消防砲塔在燃料廠房內對用過燃料池…	謝謝指正，已修訂。
32	p.13-3/13.7	此設計修改案在輔助廠房及燃料廠房地面層出入口處增設擋水裝置。	此設計修改案在反應器輔助廠房及燃料廠房地面層出入口處增設擋水裝置。	本節已刪除，並將原 13.8 節改為 13.7 節。
33	p.13-4/13.8	將信號接至輔助廠房的新增監測顯示盤…	將信號接至反應器輔助廠房的新增監測顯示盤…	謝謝指正，已修訂。

台電審查意見及處理情形

第十四章

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
1	**全**		1. 本章重點為失水問題，但非僅限於此一項。除執行水壓測試外，其它運轉安全有關事項亦應做說明。 2. 機組及設備之編號、數量請用統一使用數字，例如:1 號機、3 號門。	1.本章乃貴公司要求針對失水問題而特別增加之章節；實際上裝載池運轉之最重要安全考量亦是失水問題。其他安全考量已分散在各章節，如第三章已考量運轉時之臨界安全問題，第三章已考量運轉時之熱流安全問題，第八章已考量運轉時之輻射安全問題，而第七章則考量施工時之相關安全議題。 2.謝謝指正，已修訂。
2	**P.14-1/14.1**	由於冷卻水流失為護箱裝載池之主要考量	由於冷卻水流失為護箱裝載池安全性之主要考量	謝謝指正，已修訂。
3		下面將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，而不會造成冷卻水流失	下面將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，以防止冷卻水流失	謝謝指正，已修訂。
4	P.14-2/14.2		有關水壓測試及封銲，請補充允收標準及/或根據之法規。	P.14-2 已敘述封銲後將執行目視檢查(VT)及液滲測試(PT)，以確保銲道符合要求。 水壓測試標準及法規已補充於 P.14-2 第二段敘述中。
5	P.14-2/14.2	護箱裝載池不會…流失情形。	護箱裝載池不會…流失情形。同時護箱裝載池池底亦安裝 leak	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			chase，可於早期發現護箱裝載池洩漏問題並及時處理，達到安全運轉之要求。	
6	新增		請增加運轉期間，對於 10 噸吊車禁入區須涵蓋護箱裝載池之敘述。	
7	14-1/14.1 第十四章名稱	第十四章 福島後強化改善專章	第十四章名稱「護箱裝載池運轉安全專章」中「專章」應是多餘的。建議名稱改為「護箱裝載池運轉安全」。	謝謝指正，已修訂。
8	頁首	核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告	建議改為「核二廠護箱裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」。	本案計畫名稱是經核二廠指示，不使用「護箱」兩字，建議仍維持既定名稱。
9	14-1/14.1	Clinton 電廠，在護箱裝載池安裝格架，以因應付緊急之需。根據其運轉經驗，顯示在護箱裝載池安裝格架以貯存用過燃料，其安全無虞。…	Clinton 電廠只是做為若有全爐心退出需求時之應變方案，未必有在護箱裝載池長時間安全貯存用過燃料之實際經驗，建議刪除「根據其運轉經驗，顯示在護箱裝載池安裝格架以貯存用過燃料，其安全無虞。」，改為「Clinton 電廠，在護箱裝載池安裝格架，以因應緊急之需。…」	謝謝指正，已修訂。
10	14-1/14.1	由於冷卻水流失為護箱裝載	只討論完整性似有不足，福島事	

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		池之主要考量，下面將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，而不會造成冷卻水流失。	故強化改善亦為確保用過燃料運轉安全之關鍵，建議補充，如改為「由於冷卻水流失為護箱裝載池之主要考量，下面將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，而不會造成冷卻水流失。另如第十三章所述，核二廠在福島事故後已針對用過燃料池進行多項強化改善以進一步確保用過燃料之貯存安全。」	
11	14-1/14.1	金屬護箱或傳送護箱在完成燃料裝載後，可將四號門送至護箱清洗池進行除污	建議改為「金屬護箱或傳送護箱在完成燃料裝載後，可將護箱經過四號門送至護箱清洗池進行除污」	謝謝指正，已修訂。
12	14-2/14.1	內盲封板外側銲接一塊 3½"ø 圓形作為盲板封銲時	建議改為「內盲封板外側銲接一塊 3½"厚之圓形 SA240 Type 304L 不銹鋼板作為盲板封銲時」	此處所述不銹鋼板乃作為內盲封板之把手，直徑為 3½”，厚度為¼”，故修改為「內盲封板外側銲接一塊 3½"ø 圓形 SA240 Type 304L 不銹鋼板作為盲板封銲時」
			第二次意見 建議加入厚度與直徑，改為「內盲封板外側銲接一塊 1/4"厚 3 1/2" 直徑之圓形 SA240 Type 304L 不	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
			銹鋼板作為盲板封銲時」	
13	14-2/14.1	使用¼"厚之圓形 SA240，Type 304L	建議改為「使用¼"厚之圓形 SA240 Type 304L」	謝謝指正，已修訂。
14	p.14-1/14.1	核二廠一、二號機護箱裝載池各安裝四組龍門電廠二號機格架…	核二廠一、二號機燃料廠房用過燃料池之護箱裝載池各安裝四組龍門電廠二號機燃料貯存格架…	謝謝指正，已修訂。
15	p.14-1/14.1	…因此屬暫時性之貯存方案。每一部機組之護箱裝載池格架將只限制用來貯存該機組第一至第三週期…	此乃屬於暫時性之貯存方案。每一部機組新增之護箱裝載池格架將只限制用來貯存該機組運轉第一至第三週期…	謝謝指正，已修訂。
16	p.14-1/14.1	…以應付緊急之需。根據其運轉經驗…	…以應付緊急使用之需。根據 Clinton 電廠運轉之經驗…	謝謝指正，已修訂。
17	p.14-1/14.1	…護箱裝載池之主要考量，下面將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，而不會造成冷卻水流失。	…護箱裝載池貯存用過燃料後之主要考量，以下敘述將詳細討論如何確保護箱裝載池之完整性，而不致發生造成冷卻水流失事件。	謝謝指正，已修訂。
18	p.14-1/14.2	護箱裝載池原設計用來放置金屬護箱或傳送護箱，以將用過燃料池所貯存之用過燃料裝載至金屬護箱或傳送護箱，然後運出廠外或進行廠內之乾式貯存。護箱裝載池	護箱裝載池原設計為用來放置金屬護箱或傳送護箱，以將用過燃料池所貯存之用過燃料裝載至金屬護箱或傳送護箱，然後運出廠外或進行廠內之乾式貯存。護箱裝載池與用過燃料池東池間以三	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		與東池以三號門連通，在進行用過燃料裝載作業時將打開三號門，以將燃料格架所貯存之用過燃料移至金屬護箱或傳送護箱內。	號門連通，平時其門為關閉狀態，在進行用過燃料裝載作業時才打開三號門，以將燃料格架所貯存之用過燃料移至金屬護箱或傳送護箱內。	
19	p.14-1/14.2	護箱裝載池與護箱清洗池以四號門連通…	護箱裝載池與護箱清洗池間以四號門連通…	謝謝指正，已修訂。
20	p.14-1/14.2	護箱裝載池內部有四條管路，包括底部之 2"洩水管(管號內容涉及核子保安；位於…	護箱裝載池內部共有四條管路連接於內，包括(1)底部之 2"洩水管內容涉及核子保安；(2)位於…	謝謝指正，已修訂。
21	p.14-1/14.2	…12"冷凝水供水管(管號內容涉及核子保安，及位於 EL…	…12"冷凝水供水管內容涉及核子保安內容涉及核子保安，(3)位於 EL…	謝謝指正，已修訂。
22	p.14-1/14.2	…以及內容涉及核子保安內容涉及核子保安內容涉及核子保安	…(4)內容涉及核子保安內容涉及核子保安	謝謝指正，已修訂。
23	p.14-1/14.2	…。為了避免 12"、10"、及 6"管干擾到格架安裝工程，因此 12"、10"、及 6"管將切除並進行盲封。	…。為了避免上述之 12"、10"、及 6"管影響格架安裝工程及往後燃料貯存挪移工作，因此 12"、10"、及 6"管將予以切除並進行盲封。	謝謝指正，已修訂。
24	p.14-2/14.2	…將切除銲接所用之把手；再完成外盲封板之銲接作	…將切除銲接所用之把手，再完成外盲封板之銲接作業。	謝謝指正，已修訂。

項次	頁次/章節	原文	台電審查意見	泰興答覆
		業。		
25	p.14-2/14.2	…切除銲接所使用之把手；再完成外盲封…	…切除銲接所使用之把手，再完成外盲封…	謝謝指正，已修訂。
26	p.14-2/14.2	…進行水壓測試所用之臨時盲封板，待水壓測試完成且測試結果良好時，…	…進行水壓測試時所用之臨時盲封板，待水壓測試完成且測試結果符合接受標準後，…	謝謝指正，已修訂。
27	p.14-2/14.2	…在水壓測試完成後由於不阻礙格架之安裝，…	…在水壓測試完成後，由於不阻礙格架之安裝，…	謝謝指正，已修訂。
28	p.14-2/14.2	…銲接完成後進行目視檢查(VT)及液滲測試(PT)，…	銲接完成後先進行目視檢查(VT)及液滲測試(PT)，	謝謝指正，已修訂。
29	p.14-2/14.2	…之隔離閥將保持常關狀態…	…之隔離閥將保持在常關狀態…	謝謝指正，已修訂。
30	p.14-2/14.2	…檢核後，這些隔離閥將可承受 0.67g 之地震力。	…檢核後，證實這些隔離閥將可承受 0.67g 之地震力。	謝謝指正，已修訂。
31	p.14-2/14.2	在運轉時護箱裝載池與護箱清洗池仍將以四號門隔離，但護箱清洗池將保持充滿…	在機組運轉期間，護箱裝載池與護箱清洗池仍將以四號門隔離，且將護箱清洗池保持於充滿…	謝謝指正，已修訂。
32	p.14-2/14.2	…萬一有洩漏情形造成…	…萬一有洩漏情形而造成…	謝謝指正，已修訂。
33	p.14-2/14.2	…亦保持常關狀態。	…亦保持在常關狀態。	謝謝指正，已修訂。
34	p.14-2/14.2	…及四號門發生冷卻水流失情形。	…及四號門之途徑發生冷卻水流失情形。	謝謝指正，已修訂。