

# 龍門核能電廠初期安全分析報告書

## 審查結論報告

行政院原子能委員會  
中華民國八十八年元月

# 前 言

台灣電力公司（以下簡稱台電公司）於民國八十六年十月十六日以(86)電核技字第 8610-0687 號函向行政院原子能委員會（以下簡稱本會）提出龍門核能電廠（或稱核四廠）之建廠申請案，並提送該廠初期安全分析報告書以供審查，本案經審查後，已匯集各項審查結論撰成本報告。

本報告之書寫格式係對應台電公司「龍門核能電廠初期安全分析報告書」各章順序，逐項敘述相關技術審查結論。為有助於參閱者瞭解本報告中所引用之技術名詞及用語，並編撰「縮寫語說明」附於最後，以利對照。

為使參閱者對審查結論重點與審查作業相關之行政事項有迅速扼要的瞭解，本會另編訂「審查結論摘要報告」，俾供參考。除了本報告及摘要報告外，審查作業期間各項書面資料亦經分類彙整成冊，列為本報告之參考附件計四件，分列如下：

附件一：審查問題與答覆彙編

附件二：委託美國 MPR 工程顧問公司併行審查報告

附件三：審查指導與諮詢意見彙編

附件四：設計與審查引用法規彙總

最後，本會對所有參與本專案的單位與工作人員，謹致謝忱。他們的專業與投入，讓核四廠之初步設計能得到最詳盡與完整的查核。相信經過此查核程序，未來核四廠之興建，必能達到更高之品質。

# 目 錄

	<u>頁 次</u>
圖目錄.....	I-1
表目錄.....	II-1
第一章 電廠簡介.....	1-1
1.1 概述.....	1-1
1.2 ABWR 設計特性.....	1-1
1.2.1 微調控制棒驅動系統.....	1-1
1.2.2 反應器內部再循環水泵.....	1-2
1.2.3 多工系統.....	1-2
1.2.4 固態/數位化控制.....	1-2
1.2.5 圍阻體過壓保護系統.....	1-3
1.2.6 不依賴交流電源補水系統.....	1-3
1.2.7 乾井下部淹水設計.....	1-3
1.2.8 冷凝器.....	1-3
1.2.9 壓力槽噴嘴.....	1-4
1.2.10 三套完全獨立安全系統.....	1-4
1.2.11 反應爐.....	1-4
1.2.12 材料選擇.....	1-4
1.3 審查結論.....	1-5
1.3.1 設計準則方面.....	1-5
1.3.2 核四廠設計特性與相似廠特性比較.....	1-5
1.3.3 符合法規和標準方面.....	1-5
1.3.4 三哩島事件相關要求.....	1-6
1.3.5 安全懸案的解決方式.....	1-7
1.3.6 電廠全黑設計考量.....	1-8
1.4 總結.....	1-8
第二章 廠址特性.....	2-1
2.1 概述.....	2-1

	<u>頁 次</u>
2.2 地理與人口分佈.....	2-1
2.2.1 廠址位置描述.....	2-1
2.2.2 禁建與管轄.....	2-1
2.2.3 人口分佈.....	2-2
2.3 廠址附近工業交通與軍事設施.....	2-2
2.3.1 鑑示廠址附近之工業交通與軍事設施與廠址潛在之危害.....	2-2
2.3.2 潛在性事故評估.....	2-3
2.4 氣象.....	2-4
2.4.1 區域氣象資料.....	2-4
2.4.2 廠區氣象資料.....	2-5
2.4.3 廠區氣象資料量測計畫.....	2-5
2.4.4 短期事故劑量擴散評估.....	2-6
2.4.5 長期劑量擴散評估.....	2-7
2.5 水文工程.....	2-7
2.5.1 水文特性描述.....	2-7
2.5.2 洪水.....	2-8
2.5.3 溪流之最大可能洪水.....	2-11
2.5.4 潰壩之可能性.....	2-12
2.5.5 湧浪及振波之風險.....	2-12
2.5.6 最大海嘯氾濫之風險.....	2-13
2.5.7 結冰影響.....	2-13
2.5.8 冷卻水渠道與蓄水池.....	2-13
2.5.9 渠道途徑之轉向.....	2-13
2.5.10 防洪要求.....	2-13
2.5.11 低水位之考量.....	2-14
2.5.12 地下水.....	2-15
2.5.13 假想輻射外釋事故地表水分析探討.....	2-16
2.5.14 技術規範與緊急運轉之要求.....	2-17
2.6 地質、地震與大地工程.....	2-17

	<u>頁 次</u>
2.6.1 基本地質與地震資料.....	2-17
2.6.2 地震活動基本資料.....	2-18
2.6.3 地表斷層 .....	2-19
2.6.4 地盤構造與基座之穩定性.....	2-20
2.6.5 邊坡穩定性.....	2-22
2.7 審查結論.....	2-23
第三章 結構、系統、組件與設備之設計 .....	3-1
3.1 概述.....	3-1
3.2 結構、系統與設備之分類.....	3-1
3.2.1 地震分類 .....	3-1
3.2.2 系統品質群分類.....	3-2
3.3 風力與颱風負載.....	3-3
3.3.1 風力負載 .....	3-3
3.3.2 颱風負載 .....	3-4
3.4 淹水設計.....	3-4
3.5 拋射物.....	3-5
3.6 假想性斷管動態效應之防護 .....	3-6
3.6.1 流體系統假想性斷管保護措施之設計.....	3-6
3.6.2 斷管與破管位置之決定 .....	3-6
3.7 地震設計.....	3-7
3.7.1 地震設計參數 .....	3-7
3.7.2 地震系統分析 .....	3-7
3.7.3 地震次系統分析.....	3-9
3.7.4 地震儀器 .....	3-10
3.8 地震一級結構之設計.....	3-11
3.8.1 混凝土圍阻體 .....	3-11
3.8.2 鋼筋混凝土不銹鋼設備.....	3-12
3.8.3 混凝土圍阻體之混凝土與不銹鋼內部結構.....	3-12

	<u>頁 次</u>
3.8.4 其他地震一級結構 .....	3-13
3.8.5 基礎 .....	3-13
3.9 機械系統與設備 .....	3-14
3.9.1 機械設備之特殊議題 .....	3-14
3.9.2 動態測試與分析 .....	3-15
3.9.3 ASME 一、二、三級設備、設備支撐與爐心支撐結構 .....	3-15
3.9.4 控制棒驅動系統 .....	3-16
3.9.5 反應器壓力槽內部組件 .....	3-16
3.9.6 泵與閥之測試 .....	3-16
3.10 機械與電器設備之地震驗證 .....	3-17
3.11 機械與電器設備之環境驗證 .....	3-17
3.12 審查結論 .....	3-17
第四章 反應器 .....	4-1
4.1 概述 .....	4-1
4.2 燃料系統設計 .....	4-1
4.2.1 核燃料機械設計 .....	4-1
4.2.2 控制棒設計 .....	4-4
4.3 中子設計 .....	4-5
4.3.1 爐心反應度係數 .....	4-5
4.3.2 停機能力 .....	4-6
4.3.3 控制棒操作 .....	4-6
4.3.4 反應度突增事故 .....	4-8
4.4 熱水力設計 .....	4-8
4.4.1 核燃料運轉限值 .....	4-9
4.4.2 爐心功率/流量圖 .....	4-10
4.4.3 熱水力穩定性 .....	4-11
4.5 反應器材料 .....	4-12
4.5.1 CRD 系統結構材料 .....	4-13

	<u>頁 次</u>
4.5.2 反應器內部組件材料.....	4-13
4.6 控制棒驅動系統功能設計.....	4-14
4.6.1 急停功能.....	4-14
4.6.2 落棒與射棒之防範.....	4-16
4.6.3 替代插棒系統.....	4-17
4.6.4 單一失效與共因失效.....	4-17
4.7 審查結論.....	4-18
第五章 反應器冷卻水系統及其相關連系統.....	5-1
5.1 概述.....	5-1
5.2 反應器壓力邊界的完整性.....	5-1
5.2.1 規範與個案的遵守.....	5-1
5.2.2 過壓保護.....	5-2
5.2.3 反應器冷卻水壓力邊界材料.....	5-3
5.2.4 反應器壓力邊界的 ISI 與 IST.....	5-5
5.2.5 反應器壓力邊界洩漏偵測.....	5-6
5.3 反應器壓力槽.....	5-7
5.3.1 反應器壓力槽材料.....	5-7
5.3.2 壓力溫度限制.....	5-9
5.4 次系統設計.....	5-9
5.4.1 反應器再循環系統.....	5-9
5.4.2 主蒸汽流量限制器.....	5-10
5.4.3 反應器爐心隔離冷卻系統.....	5-11
5.4.4 餘熱移除系統.....	5-12
5.4.5 反應器爐水淨化系統.....	5-14
5.5 審查結論.....	5-16
第六章 特殊安全設施.....	6-1
6.1 概述.....	6-1

	<u>頁 次</u>
6.2 特殊安全設施材料.....	6-2
6.2.1 金屬材料.....	6-2
6.2.2 有機材料.....	6-3
6.3 圍阻體系統.....	6-4
6.3.1 主圍阻體功能設計.....	6-4
6.3.2 圍阻體熱移除系統.....	6-7
6.3.3 二次圍阻體功能設計.....	6-8
6.3.4 圍阻體隔離系統.....	6-9
6.3.5 圍阻體內可燃性氣體控制.....	6-11
6.3.6 圍阻體洩漏測試.....	6-12
6.4 緊急爐心冷卻系統.....	6-12
6.5 適居系統.....	6-17
6.6 分裂產物之移除及控制.....	6-19
6.7 第二級及第三級組件的營運前與營運期間檢測.....	6-22
6.8 氮氣供應系統.....	6-23
6.9 審查結論.....	6-24
第七章 儀控系統.....	7-1
7.1 概述.....	7-1
7.2 安全相關之儀控系統及安全準則.....	7-1
7.2.1 安全相關之儀控系統特性概述.....	7-1
7.2.2 安全相關儀控系統之安全準則.....	7-3
7.2.3 審查方法.....	7-4
7.2.4 審查結論.....	7-4
7.3 反應器保護儀控系統.....	7-6
7.3.1 反應器保護儀控系統概述.....	7-6
7.3.2 審查結論.....	7-8
7.4 特殊安全設施儀控系統.....	7-9
7.4.1 特殊安全設施儀控系統概述.....	7-9

	<u>頁 次</u>
7.4.2 審查結論 .....	7-10
7.5 安全停機系統.....	7-10
7.5.1 安全停機系統概述 .....	7-10
7.5.2 審查結論 .....	7-10
7.6 安全重要之資訊系統.....	7-11
7.6.1 安全重要之資訊系統概述 .....	7-11
7.6.2 審查結論 .....	7-12
7.7 安全重要之連鎖系統.....	7-12
7.7.1 安全重要之連鎖系統概述 .....	7-12
7.7.2 審查結論 .....	7-12
7.8 控制系統.....	7-13
7.8.1 控制系統概述 .....	7-13
7.8.2 審查結論 .....	7-16
7.9 多樣化之儀控系統.....	7-17
7.9.1 多樣化儀控系統概述 .....	7-17
7.9.2 審查結論 .....	7-18
7.10 數據傳輸通訊系統.....	7-19
7.10.1 數據傳輸通訊系統概述 .....	7-19
7.10.2 審查結論 .....	7-20
7.11 總結.....	7-21
第八章 電力系統.....	8-1
8.1 概述.....	8-1
8.2 廠外電力系統.....	8-1
8.2.1 系統設計 .....	8-1
8.2.2 分析 .....	8-2
8.2.3 介面需求 .....	8-2
8.2.4 其他需求 .....	8-3
8.3 廠內電力系統.....	8-3

	<u>頁 次</u>
8.3.1 廠內交流電力系統.....	8-3
8.3.2 廠內直流電力系統.....	8-7
8.3.3 廠內一般電力系統需求.....	8-9
8.4 雜項電力系統.....	8-11
8.4.1 電廠接地網及電力突波保護.....	8-11
8.4.2 陰極保護.....	8-12
8.4.3 管路電氣加熱保溫系統.....	8-12
8.5 審查結論.....	8-13
第九章 輔助系統.....	9-1
9.1 概述.....	9-1
9.2 燃料儲存與吊裝設施.....	9-1
9.2.1 新燃料儲存.....	9-1
9.2.2 用過燃料儲存.....	9-2
9.2.3 廠用燃料池冷卻及淨化系統.....	9-3
9.2.3.1 用過燃料池冷卻及淨化系統.....	9-3
9.2.3.2 輔助燃料池冷卻及淨化系統.....	9-4
9.2.4 輕件吊裝系統.....	9-5
9.2.5 重件吊裝系統.....	9-6
9.3 水系統.....	9-7
9.3.1 廠用海水系統.....	9-7
9.3.2 密閉冷卻水系統.....	9-8
9.3.3 除礦水補充系統.....	9-8
9.3.4 飲用水及衛生廢水系統.....	9-8
9.3.5 最終熱沉.....	9-8
9.3.6 冷凝水儲存及運送系統.....	9-9
9.3.7 電廠寒水系統.....	9-9
9.3.8 冷凝水補充及淨化系統.....	9-9
9.3.9 冷凝水儲存及運送系統.....	9-9

	<u>頁 次</u>
9.3.10 補充水淨化系統.....	9-10
9.3.11 反應器廠房冷卻水系統.....	9-10
9.3.12 正常寒水系統.....	9-11
9.3.13 緊急寒水系統.....	9-11
9.3.14 汽機廠房冷卻水系統.....	9-12
9.3.15 反應器廠房冷卻海水系統.....	9-13
9.3.16 汽機廠房冷卻海水系統.....	9-13
9.3.17 其他廠房寒水系統.....	9-13
9.4 流程輔助系統.....	9-14
9.4.1 壓縮空氣系統.....	9-14
9.4.2 流程及事故後取樣系統.....	9-14
9.4.3 非放射性洩水系統.....	9-15
9.4.4 化學與體積控制系統.....	9-15
9.4.5 備用硼液控制系統.....	9-15
9.4.6 儀用空氣系統.....	9-16
9.4.7 廠用空氣系統.....	9-17
9.4.8 放射性洩水傳送系統.....	9-17
9.5 空氣調節、加熱、冷卻和通風系統.....	9-18
9.5.1 控制室區域通風系統.....	9-18
9.5.1.1 控制室適居區域通風系統.....	9-18
9.5.1.2 安全相關設備區域通風系統.....	9-19
9.5.2 燃料池區域通風系統.....	9-19
9.5.3 輔助區域通風系統.....	9-20
9.5.4 汽機島通風系統.....	9-20
9.5.5 反應器廠房通風系統.....	9-20
9.5.5.1 反應器廠房二次圍阻體通風系統.....	9-21
9.5.5.2 反應器廠房安全相關設備通風系統.....	9-21
9.5.5.3 反應器廠房非安全相關設備通風系統、反應器 廠房主蒸汽通道通風系統、反應器廠房反應器內 再循環水泵可變速度驅動通風系統.....	9-22

	<u>頁 次</u>
9.5.5.4 反應器廠房安全相關電氣設備通風系統 .....	9-23
9.5.5.5 反應器廠房安全相關緊急柴油機通風系統 .....	9-24
9.5.5.6 反應器廠房一次圍阻體送 / 排風系統 .....	9-24
9.5.5.7 反應器廠房主蒸汽通道通風系統.....	9-25
9.5.5.8 反應器廠房 RIP 可調速度驅動通風系統 .....	9-25
9.5.6 廢料廠房通風系統 .....	9-25
9.5.7 反應器廠房安全相關緊急柴油發電機通風系統.....	9-26
9.5.8 反應器廠房冷卻海水泵室通風系統.....	9-26
9.5.9 乾井冷卻系統 .....	9-27
9.5.10 輔助燃料廠房通風系統 .....	9-27
9.6 其他輔助系統 .....	9-28
9.6.1 火災防護系統 .....	9-28
9.6.2 通訊系統 .....	9-29
9.6.3 照明系統 .....	9-30
9.6.4 柴油發電機燃油儲存傳送系統.....	9-31
9.6.5 柴油發電機冷卻水系統 .....	9-32
9.6.6 柴油發電機起動空氣系統 .....	9-32
9.6.7 柴油發電機潤滑油系統 .....	9-33
9.6.8 柴油發電機進氣及排氣系統.....	9-34
9.7 審查結論 .....	9-35
第十章 蒸汽與動力轉換系統.....	10-1
10.1 概述 .....	10-1
10.2 汽輪機 .....	10-1
10.2.1 汽輪機系統 .....	10-1
10.2.2 汽機轉子完整性 .....	10-2
10.2.3 營運期間檢測 .....	10-3
10.3 主蒸汽系統 .....	10-3
10.3.1 蒸汽與飼水系統材質 .....	10-4

	<u>頁 次</u>
10.4 其他相關設備.....	10-4
10.4.1 主冷凝器.....	10-4
10.4.2 冷凝器空氣移除系統.....	10-5
10.4.3 汽機汽封系統.....	10-6
10.4.4 汽機旁通系統.....	10-6
10.4.5 循環水系統.....	10-7
10.4.6 凝結水淨化系統.....	10-7
10.4.7 凝結水及飼水系統.....	10-8
10.5 審查結論.....	10-8
第十一章 放射性廢料管理.....	11-1
11.1 概述.....	11-1
11.2 射源項.....	11-1
11.3 放射性液體廢料處理系統.....	11-2
11.4 放射性廢氣處理系統.....	11-2
11.5 放射性固體廢料處理系統.....	11-4
11.6 流程及排放放射性液、氣體偵測取樣系統.....	11-5
11.7 廠外環境輻射監測計畫.....	11-6
11.8 審查結論.....	11-7
第十二章 輻射防護.....	12-1
12.1 概述.....	12-1
12.2 確保職業曝露合理抑低.....	12-2
12.3 輻射源.....	12-3
12.4 輻射防護設計特性.....	12-5
12.5 工作人員之劑量評估.....	12-7
12.6 輻射防護計畫.....	12-8
12.7 審查結論.....	12-10

	<u>頁 次</u>
第十三章 運轉管理.....	13-1
13.1 概述.....	13-1
13.2 台電公司組織架構.....	13-1
13.2.1 台電公司管理與技術支援部門.....	13-2
13.2.2 核四廠組織.....	13-3
13.2.3 人員資格.....	13-3
13.3 訓練.....	13-4
13.3.1 電廠主管人員訓練.....	13-4
13.3.2 運轉員訓練.....	13-5
13.3.3 無照（含維護、包商）人員訓練.....	13-5
13.4 審查與稽查.....	13-6
13.4.1 廠內審查.....	13-6
13.4.2 獨立單位審查.....	13-6
13.4.3 稽查計畫.....	13-7
13.5 電廠程序書.....	13-7
13.5.1 行政管理程序書.....	13-7
13.5.2 運轉與維護程序書.....	13-8
13.6 保安計畫.....	13-8
13.6.1 保安先期規劃.....	13-8
13.6.2 保安計畫.....	13-9
13.6.3 防治入侵破壞計畫.....	13-9
13.7 審查結論.....	13-10
第十四章 初始試驗計畫.....	14-1
14.1 概述.....	14-1
14.2 審查結論.....	14-2
14.2.1 測試方案和目的摘要.....	14-2
14.2.2 組織和人員.....	14-2
14.2.3 測試程序書.....	14-2

	<u>頁 次</u>
14.2.4 測試方案之執行.....	14-3
14.2.5 測試結果之審查和批准.....	14-3
14.2.6 測試方案符合法規指引情形.....	14-4
14.2.7 運用運轉和測試經驗以研訂測試方案 .....	14-4
14.2.8 運轉和緊急程序書之試用.....	14-4
14.2.9 測試方案時程與事序.....	14-4
14.2.10 各個測試之敘述.....	14-5
14.3 總結.....	14-6
第十五章 事故分析.....	15-1
15.1 概述.....	15-1
15.2 分析方法.....	15-1
15.2.1 事故分類 .....	15-1
15.2.2 分析模式 .....	15-2
15.3 可預見運轉狀況分析.....	15-4
15.3.1 冷卻水溫度降低事件 .....	15-4
15.3.2 反應器增壓事件 .....	15-6
15.3.3 反應器冷卻水流量降低.....	15-7
15.3.4 反應度與功率分佈異常事件 .....	15-8
15.3.5 反應器冷卻水含量增加 .....	15-9
15.4 特殊事件.....	15-10
15.4.1 壓力調節器失效導致 TCV 與 TBV 全關.....	15-10
15.4.2 再循環泵全部跳脫.....	15-11
15.5 極限事故與劑量分析.....	15-11
15.5.1 再循環泵軸卡住或斷裂.....	15-12
15.5.2 射棒事故與落棒事故.....	15-12
15.5.3 圍阻體外之反應器冷卻水小管破裂.....	15-13
15.5.4 圍阻體外之主蒸汽管斷管.....	15-14
15.5.5 冷卻水流失事故.....	15-15

	<u>頁 次</u>
15.5.6 反應器爐水淨化系統在圍阻體外斷管.....	15-17
15.5.7 放射性廢氣處理系統失效.....	15-18
15.5.8 放射性廢液儲存槽失效.....	15-19
15.5.9 燃料吊運事故.....	15-19
15.5.10 用過核燃料運送護箱掉落事故.....	15-20
15.6 預期暫態未急停.....	15-21
15.6.1 設計特性.....	15-21
15.6.2 評估分析.....	15-22
15.7 審查結論.....	15-23
第十六章 運轉規範.....	16-1
16.1 概述.....	16-1
16.2 評估.....	16-1
16.3 審查結論.....	16-4
第十七章 品質保證.....	17-1
17.1 概述.....	17-1
17.2 台電公司品保組織及品保方案.....	17-1
17.3 法規承諾符合情形.....	17-2
17.4 品保十八條承諾符合情形.....	17-2
17.5 可靠度保證方案.....	17-6
17.6 審查結論.....	17-6
第十八章 人因工程.....	18-1
18.1 概述.....	18-1
18.2 審查依據與發現.....	18-1
18.3 審查結論.....	18-3
第十九章 嚴重核子事故分析.....	19-1
19.1 概述.....	19-1

	<u>頁 次</u>
19.2 審查依據.....	19-1
19.3 事故預防特性.....	19-2
19.3.1 預期暫態未急停.....	19-2
19.3.2 電廠全黑事故.....	19-3
19.3.3 防火功能.....	19-4
19.3.4 系統間冷卻水流失事故.....	19-5
19.4 事故緩和特性.....	19-6
19.4.1 氫氣燃燒與控制.....	19-6
19.4.2 爐心熔渣之冷卻.....	19-7
19.4.3 高壓熔融噴出.....	19-9
19.4.4 圍阻體排氣設計.....	19-11
19.4.5 抑壓池旁通.....	19-12
19.4.6 燃料與冷卻水的作用.....	19-14
19.4.7 設備適存性.....	19-15
19.4.8 圍阻體集水池之防護.....	19-17
19.5 圍阻體能力.....	19-18
19.6 嚴重事故處理.....	19-19
19.7 圍阻體耐壓強度分析.....	19-20
19.8 審查結論.....	19-21
附錄 A 安全度評估.....	A-1
A.1 概述.....	A-1
A.2 審查依據.....	A-2
A.3 內容引述.....	A-2
A.3.1 運轉時安全度評估.....	A-2
A.3.1.1 廠內事件.....	A-2
A.3.1.2 廠外事件.....	A-3
A.3.2 停機時安全度評估.....	A-4
A.3.3 二階層安全度評估.....	A-4

	<u>頁 次</u>
A.3.4 三階層安全度評估 .....	A-5
A.4 審查結論 .....	A-5
附錄 B 整體可靠度分析 .....	B-1
B.1 概述 .....	B-1
B.2 審查依據 .....	B-1
B.3 審查內容引述 .....	B-1
B.3.1 機組營運可靠度目標值 .....	B-2
B.3.2 分析模式 .....	B-2
B.4 審查結論 .....	B-3
附錄 C 緊急計畫 .....	C-1
C.1 概述 .....	C-1
C.2 事故分類及緊急計畫區說明 .....	C-1
C.2.1 緊急事故分類 .....	C-1
C.2.2 緊急計畫區之說明 .....	C-2
C.3 緊急應變組織 .....	C-3
C.3.1 緊急應變組織之編組與權責分工 .....	C-3
C.3.2 廠外緊急應變組織支援協定 .....	C-3
C.4 緊急應變組織作業場所與設備 .....	C-4
C.4.1 廠內各緊急應變組織作業場所設置說明 .....	C-4
C.4.2 近廠指揮協調中心設置說明 .....	C-4
C.5 緊急應變行動 .....	C-5
C.5.1 緊急通知動員時機與作業流程 .....	C-5
C.5.2 通知各緊急應變組織及民眾所用方法與時間 .....	C-5
C.5.3 事故期間各項資訊傳遞 .....	C-5
C.5.4 廠內外輻射影響程度評估設備、系統與方法 .....	C-5
C.5.5 應用即時氣象資訊評估廠內外劑量分佈 .....	C-6
C.5.6 緊急計畫區內輻射偵測隊派遣說明 .....	C-6

C.5.7	廠內技術支援中心與近廠指揮協調中心在訊息評估、 輻防建議及民眾訊息傳遞之任務說明.....	C-6
C.5.8	廠內輻射防護措施 .....	C-7
C.5.9	廠外民眾防護措施 .....	C-7
C.5.10	緊急計畫區不同區域之訪客與居民疏散時間分析.....	C-7
C.5.11	疏散及實施各項民眾防護行動之障礙及解決方案.....	C-7
C.5.12	廠內緊急醫療救護除污與傷患送醫措施.....	C-8
C.5.13	廠外緊急醫療照護與輻傷救護措施.....	C-8
C.5.14	簽約醫院接受治療傷患能力評估.....	C-8
C.6	其他相關作業.....	C-9
C.6.1	緊急應變作業與支援人員訓練計畫.....	C-9
C.6.2	核四環境影響評估報告（EIA）審查結果有關緊急計畫 部分改善情形.....	C-9
C.6.3	緊急計畫經驗回饋.....	C-10
C.7	審查結論.....	C-10
附錄 D	後端營運計畫.....	D-1
D.1	概述.....	D-1
D.2	審查經過.....	D-2
D.3	審查發現.....	D-2
D.4	審查結論.....	D-3
附錄 E	經驗回饋.....	E-1
E.1	概述.....	E-1
E.2	審查過程.....	E-1
E.3	審查結論.....	E-2
縮寫語說明	.....	F-1

# 圖 目 錄

	<u>頁 次</u>
圖 4.1 GE12 燃料設計 .....	4-20
圖 7.1 核四廠之儀控系統佈置.....	7-23
圖 7.2 數位化儀控系統中軟體生命週期之作業 .....	7-24
圖 7.3 核能安全軟體 V&V 工作架構.....	7-25
圖 7.4 反應器保護系統示意圖.....	7-26
圖 7.5 特殊安全設施(ESF)儀控邏輯示意圖.....	7-27
圖 7.6 遙控停機系統/主控制室間多樣關係示意圖 .....	7-28
圖 7.7 SSLC 單支控道 EMS 原設計之環路架構示意圖 .....	7-29
圖 7.8 SSLC 單支控道 EMS 修改後之點對點架構示意圖 .....	7-30
圖 8.1 廠外及廠內電源概示圖 .....	8-14
圖 8.2 廠內電源概示圖.....	8-15
圖 10.1 蒸汽與動力轉換系統.....	10-9
圖 10.2 冷凝器除礦系統設計變更比較 .....	10-10
圖 19.1 不依賴交流電源加水系統(ACIWA)示意圖.....	19-22
圖 19.2 核四廠圍阻體設計示意圖.....	19-23

# 表 目 錄

	<u>頁 次</u>
表 1.1 重要審查結論摘要.....	1-9
表 1.2 重要追蹤事項摘要.....	1-10
表 2.1 重要審查結論摘要.....	2-24
表 2.2 重要追蹤事項摘要.....	2-28
表 3.1 重要審查結論摘要.....	3-18
表 3.2 重要追蹤事項摘要.....	3-23
表 4.1 核燃料設計審查之重要項目 .....	4-21
表 4.2 GE12 之主要設計參數 .....	4-22
表 4.3 重要審查結論摘要.....	4-23
表 4.4 重要追蹤事項摘要.....	4-24
表 5.1 重要審查結論摘要.....	5-17
表 5.2 重要追蹤事項摘要.....	5-20
表 6.1 重要審查結論摘要.....	6-25
表 6.2 重要追蹤事項摘要.....	6-27
表 7.1 主要數位儀控法規指引與 IEEE 標準對照表.....	7-31
表 7.2 安全相關系統軟體發展作業文件 .....	7-32
表 7.3 主要儀控法規符合狀況.....	7-33
表 7.4 遙控停機主要系統設備配置 .....	7-38
表 7.5 EMS 網路架構設計變更優劣比較表.....	7-39
表 7.6 重要審查結論摘要.....	7-40
表 7.7 重要追蹤事項摘要.....	7-42
表 8.1 重要審查結論摘要.....	8-16
表 8.2 重要追蹤事項摘要.....	8-19
表 9.1 重要審查結論摘要.....	9-36
表 9.2 重要追蹤事項摘要.....	9-38
表 10.1 蒸汽與動力轉換系統比較表 .....	10-11
表 10.2 重要審查結論摘要.....	10-12

頁 次

表 10.3	重要追蹤事項摘要.....	10-13
表 11.1	本章審查相關法規.....	11-8
表 11.2	核四廠環境偵測計畫執行時程表.....	11-10
表 11.3	重要審查結論摘要.....	11-11
表 11.4	重要追蹤事項摘要.....	11-15
表 12.1	重要審查結論摘要.....	12-13
表 12.2	重要追蹤事項摘要.....	12-17
表 13.1	重要審查結論摘要.....	13-11
表 13.2	重要追蹤事項摘要.....	13-12
表 14.1	重要審查結論摘要.....	14-7
表 14.2	重要追蹤事項摘要.....	14-8
表 15.1	重要審查結論摘要.....	15-25
表 15.2	重要追蹤事項摘要.....	15-28
表 16.1	重要審查結論摘要.....	16-5
表 16.2	重要追蹤事項摘要.....	16-6
表 17.1	重要審查結論摘要.....	17-7
表 18.1	重要審查結論摘要.....	18-4
表 18.2	重要追蹤事項摘要.....	18-5
表 19.1	核四廠因應嚴重核子事故之設計特性.....	19-24
表 19.2	重要審查結論摘要.....	19-25
表 19.3	重要追蹤事項摘要.....	19-27
表 A.1	核四廠風險限值.....	A-7
表 A.2	核四廠爐心熔損機率之分佈.....	A-7
表 A.3	火災引起之爐心熔損機率分佈.....	A-7
表 A.4	廠區淹水爐心熔損機率分佈.....	A-8
表 A.5	停機時爐心熔損機率分佈.....	A-8
表 A.6	災後分析結果.....	A-8
表 A.7	重要審查結論摘要.....	A-9
表 A.8	重要追蹤事項摘要.....	A-10

	<u>頁 次</u>
表 B.1 重要審查結論摘要 .....	B-5
表 B.2 重要追蹤事項摘要 .....	B-6
表 C.1 重要審查結論摘要 .....	C-11
表 C.2 重要追蹤事項摘要 .....	C-13
表 D.1 重要審查結論摘要 .....	D-4
表 D.2 重要追蹤事項摘要 .....	D-7
表 E.1 核四經驗回饋項目分類表 .....	E-4
表 E.2 重要審查結論摘要 .....	E-5
表 E.3 重要追蹤事項摘要 .....	E-6

# 第一章 電廠簡介

## 1.1 概述

核四廠廠址位於台北縣貢寮鄉仁里村鹽寮地區，約在基隆市東南方 20 公里，台北市東方 40 公里，宜蘭市東北方 33 公里處，廠址面積約 480 公頃。

該廠將裝置美國奇異公司設計之改良進步型沸水式核反應器(ABWR)兩部機，單機熱功率為 3926MW。汽輪發電機係日本三菱重工公司設計、製造，發電輸出為 1350MWe。電廠其他發電系統設計是由美國石偉工程顧問公司負責。

本章審查範圍包括下列各項：

- 1.設計準則
- 2.設計特性與相似電廠之比較
- 3.符合法規和標準
- 4.三哩島事件相關要求
- 5.安全懸案解決方式
- 6.電廠全黑設計考量

本章審查依據包括下列各項：

1. NUREG-0800 (安全分析報告審查標準)
2. 10CFR50 附錄 A (一般設計準則)
3. 10CFR50.34(f) (附加 TMI 相關要求)
4. 法規指引 1.70 第 3 版(1978 年) (核能電廠安全分析報告標準格式)
5. 10CFR50.63 (喪失交流電源)

## 1.2 ABWR 設計特性

### 1.2.1 微調控制棒驅動系統(FMCRD)

微調控制棒驅動機構是 ABWR 設計的一大改進，係由電動馬達帶動，每次移動 19 毫米(傳統的沸水式控制棒每次移動 76 毫米，因而命名為「微調」)。在緊急情況下，控制棒由液壓控制來急停反應器。FMCRD 的可靠性已經過驗證，電廠每次大修，所需檢驗之驅動機構，與傳統的沸水式反應器所需檢驗之驅動機構相較，維修工作量明顯降低。此外，FMCRD 在運轉中不斷的以清水沖洗驅

動機構內的污染物，所以輻射量預期將比傳統之驅動機構低。

### 1.2.2 反應爐內再循環泵

ABWR 與傳統式的沸水式反應器最大的不同點就是 ABWR 採用 10 台反應爐內再循環泵強迫冷卻水的再循環。傳統沸水式反應器之冷卻水再循環泵是在壓力槽外，所以需要很大的再循環管路，ABWR 則取消了再循環管路，不但減低了冷卻水流失事件發生的可能性，且可大幅降低工作人員由於該管路所造成的輻射劑量。

反應爐內再循環泵在歐洲已有 1000 個泵年的運轉經驗。它採用濕式馬達設計，所以減除了乾式馬達所需的機械密封。經綜合相關資料研判後，預期反應爐內再循環泵應具有良好的可靠性與耐久性。

### 1.2.3 多工系統(Multiplexing system)

此系統提供儀器與控制數據通訊網路之多重性和分配，以完成核能電廠系統界面控制和監測。此系統包括電力裝置和線路(諸如多工單元、匯流排控制器、數據匯流排等)以連接感測器、顯示裝置、控制器及動作器。它亦包括全廠性數據和控制分配功能相關數據需求和通訊軟體。

### 1.2.4 固態/數位化控制

ABWR 的儀控系統採用目前最尖端的數位化及光纖科技。ABWR 具有四套獨立的安全系統邏輯及控制分區，其中包括四套獨立而重複的多重發訊網路，確保系統的安全性。每一套的系統有微處理器，以處理感測器的訊息及送出對外的控制信號，以及用來傳遞當地及遠端數據的多重發訊器及光纖電纜網路。控制器有容錯的特性，它們不斷的產生訊號以模擬輸入的數據，將模擬數據結果與預期結果做比較。感測器及設備的控制器是位於卡片上並可以遙控散佈，若控制器偵察到卡片有任何問題時，就會將訊號送至控制室。多重發訊及光纖可大量減少所需的電纜，傳統的控制邏輯是採用類比電路設計，所有的設備需裝置在十幾個儀器櫃中，若利用微處理器的固態科技，控制系統只需約兩個儀器櫃大小的空間。

### 1.2.5 圍阻體過壓保護系統(COPS)

雖然 ABWR 之爐心熔毀機率很低，但是為了確保嚴重核子事故發生後圍阻體仍能保持完整性，且將分裂產物抑制在圍阻體內不致因圍阻體受到過高壓力而破裂造成輻射外釋，因此圍阻體在設計上裝置了兩具 200 毫米直徑之過壓釋放破裂膜盤(Overpressure Relief Rupture Disk)。它係連接在溼井空間至煙囪之管路上，而在電廠煙囪進口上有一個第二道破裂膜盤，設定點為 0.03MPaG。COPS 在圍阻體破裂前提供分裂產物經由抑壓池淨化後才外釋的功能，具有保護圍阻體完整性及防止輻射外釋的淨化功能。

### 1.2.6 不依賴交流電源加水系統(ACIWA)

此係反應器餘熱移除系統(RHR)運轉模式之一，亦即在廠內喪失全部交流電源時，能利用消防泵打水經由 RHR C 迴路之管路及手動閥等流徑注水至爐心，將反應器安全停機。

### 1.2.7 乾井底部灌水器(LDF)

此為 ABWR 緩和嚴重核子事故的設計特性。它係考量如發生爐心熔毀的意外事故，爐心殘骸的熱力會融化 ABWR 抑壓池的安全閥(Fusible Valve)，使冷卻水直接注入乾井的底部，確保爐心殘骸的冷卻。壓力容器下部的地面是用玄武岩水泥 (Basaltic Cement) 製作而成，以限制混凝土與爐心反應所產生的不凝結氣體。當壓力容器的壓力接近設計的極限時，在抑壓池排氣管內的一個爆裂盤就會開啟，釋放抑壓池內的壓力，直到運轉員把閥門關閉。因此分裂產物仍保留在抑壓池水中，只有蒸汽被釋放。

### 1.2.8 冷凝器

冷凝器係採用鈦管，而且汽機旁通系統設計容量為 110% 蒸汽量，與美國 ABWR 設計 40% 旁通量及日本柏崎刈羽第六、七號設計 30% 旁通量不盡相同。其主要原因為符合環境影響評估報告所要求之循環水出口溫升必須小於 7°C。依此所設計出來之熱傳面積亦可承受 110% 蒸汽旁通容量。

### 1.2.9 壓力槽噴嘴

壓力槽噴嘴裝置有文氏管式限流器可抑制主蒸汽管路破管之蒸汽流失速度

及後果。

### 1.2.10 三套完全獨立安全系統

ABWR 有三套完全獨立而重複的安全系統，每套都有足夠且獨立的電源。為了加強安全，每套有專屬的緊急柴油發電機，而且都有防火牆隔開。如果任何一套有火災、水災、或失去電源，都不會影響到另外一套安全系統。每一套安全系統都有獨立的高壓、低壓注水系統與熱交換器來控制爐心的冷卻，去除衰變熱。為了增加動力的多元性，這三套安全系統中的一個高壓注水系統是不需要電源的，它的動力來源是靠反應器的蒸汽，而增加了安全性。任何一套安全系統都有能力使得爐心在緊急情況下經常有水覆蓋，以保障核燃料的完整。另外，在爐心發生最嚴重的冷卻水流失意外事故狀況下，電廠的設計也都已自動化，運轉員在 72 小時內不需要採取任何措施，都不會影響到電廠的安全。

### 1.2.11 反應爐

進步型沸水式反應器的反應爐有 21 米高、直徑是 7.1 米，設計使用期限 60 年。ABWR 的反應爐大部份是單次鍛造，以減少焊接點。由於外部再循環管路已去除，所以反應爐在低於核燃料頂點以下的地方沒有超過 51 毫米的噴嘴，這大幅降低了爐心冷卻水流失的可能性。再循環管路的移除，使得冷卻水管路的焊接點少了約百分之五十，預期會大幅降低工作人員所受到的輻射曝露。

### 1.2.12 材料選擇

ABWR 的材料選擇是累積三十多年來全世界沸水式反應器運轉經驗所得來的。ABWR 的材料選擇採用能增加抗晶間應力腐蝕裂痕(IGSCC)，以減少運轉時的檢查與維修次數，並且可以減少工作人員所受到的輻射污染為原則。例如 ABWR 主迴路系統所使用的核能級不鏽鋼，碳的含量非常的低，同時加入了氮。其他能夠減低 IGSCC 的生產程序，也都應用在 ABWR 的材料上。此外，除了考慮應力腐蝕和爐水的化學成份控制之外，ABWR 的材料選擇對於鈷的含量也特別重視。降低鈷含量可以減少工作人員的輻射劑量，所以 ABWR 盡量選擇低鈷含量的材料。譬如冷凝器是用鈦來製造，閘座也是採用不含鈷的材料。

## 1.3 審查結論

### 1.3.1 設計準則方面

1. 包括發電設計準則、安全功能設計準則和系統設計準則。PSAR 中所列出之準則已涵蓋核能電廠系統設計基本要求和安全功能設計要求，符合 10CFR 50 附錄 A 一般設計準則要求。
2. 從設計開始將生命週期管理(Life Cycle Management)的概念納入，並在 FSAR 階段提出各重要組件老化管理計畫是前所未有的措施，對未來核能電廠運轉之安全性和可靠性提升將有積極的意義。

### 1.3.2 核四廠設計特性與相似廠特性比較

已針對汽源供應系統、特殊安全設施、圍阻體各結構等方面之設計，列出與 Grand Gulf BWR-6、Nine Mile Point BWR-5 及 ABWR(GE)等設計特性參數作比較。大體上與 GE ABWR 相似。但其中安全停機耐震值為 0.4g，耐風速設計值為 156.5mph。(詳請參閱 Q/A 01-021)。

### 1.3.3 符合法規和標準方面

1. PSAR 各章內容與 SRP 內容比較(表 1.8-1 至表 1.8-18)差異之部份，經參照 GESSAR 內容完全一致，可接受。
2. 安全分析報告審查標準和核管會部門技術立場(BTP)適用於核四廠之項目及其年版符合原能會「龍門核能電廠初期安全分析報告審查作業基準」規定，可接受。
3. 適用於核四廠之法規指引(RG)、通函(GL)、通告(IEB)、通知(IEN)、通訊(IE Circular)、管制技術文件(NUREG)係涵蓋一九八一年至一九九一年止，所列舉者與 GESSAR 相同，可接受。
4. 適用之工業法規和標準，包括 ACI、AISC、AISI、ANS、ANSI、ASME、ASCE、ASTM、AWS、AWWA、ICEA、IEEE、NEMA、NFPA、SSPC、MIL 等之標準名稱和版本均一一列舉，至為詳細和週延，某些適用之標準其年版比 GESSAR 上所列舉者還要更新，可接受。

### 1.3.4 三哩島事件相關要求

有鑑於三哩島事件之發生，美國核管會於一九八〇年五月提出 NUREG-0660(NRC Action Plan Developed as a Result of the TMI Accident)，其後於一九八〇年十一月又提出 NUREG-0737(Clarification Of TMI Action Plan Requirements)。後者之文件中澄清了 TMI 行動方案執行之細節，包括執行時程、適用性、執行方法、提出日期和澄清技術立場。於該項改善行動方案中約計 120 項改善要求，按其性質可分作七類，簡略概述如下：

1. 運轉人員之要求：其中包含運轉人員之資格要求、運轉人員訓練要求、運轉人員執照核發要求，以及模擬器之功能與使用要求等。
2. 其他人員之要求：其中包含長程改善工程之組織與管理、安全功能喪失情形下之管理、營運中之稽查工作、運轉規範之遵守情形等。
3. 營運程序之要求：其中包含小破管冷卻水流失事故與不適當反應器冷卻狀況下之事故分析與程序書修訂、值班工程師責任檢討、控制室功能檢討、運轉經驗回饋制度檢討，以及長程之程序書改善計畫等。
4. 控制室設計要求：其中包含控制室設計檢討、安全參數展示系統、安全系統狀態偵測、有關控制室儀控系統改善之研究、線上反應器監視系統，以及電廠狀態紀錄與事故後偵測系統等。
5. 運轉經驗分析與回饋：其中包含運轉數據之分析與評估單位、運轉安全有關數據之分析，以及人為疏失事件之分析等。
6. 品質保證之要求：其中包含品保工作獨立性之確保、品保人員在運轉程序書修訂中之參與、品保人員在電廠改善工程與測試中之參與、品保人員之資格要求、對電廠品保適用範圍之擴充要求，以及明訂品保人員在電廠設計與分析中之角色等。
7. 低功率測試要求：其中包含適切之訓練要求以及對測試計畫之要求等。

本章所提出之三哩島事件相關要求，於附件 1A 部份計 36 項，1B 部份 47 項，經參考 GESSAR 因應說明及審查本章內容說明，因其具體解決方式將在 FSAR 階段完成，並在其後相關章節作詳細說明。現階段審查結果認為，台電公司之設計承諾已充分考量 10CFR 50.34(f)之安全要求，可接受。

另外附件 1AA (Plant Shielding To Provide Access To Vital Areas And Protective Safety Equipment For Post Accident Operation)係要求持照人應審查緊要區域和設備的屏蔽設計，包括主控制室、廢料控制室、緊要電源供應、馬達控制中心和儀器區域，以確保事故後人員操作安全和設備之可用性。

此部份之說明僅作原則性敘述與執行承諾，詳細之安全相關設備之環境驗証設計要求係列在第三章附件 3 I (包括 3I.3-9 至 3I.3-13，3I.3-19 至 3I.3-20)，將併第三章部份於建廠期間執行後續稽查。

此部份承諾符合 10CFR50.34(f)第(2).(VII)節之要求，可接受。

### 1.3.5 安全懸案的解決方式

所謂安全懸案之定義是指核能電廠現有之安全要求之適切性可能產生未知之變數，並且在電廠使用壽命期間可能導致不可接受之後果的原因或事件。安全懸案計畫 (Unresolved Safety Issues Plan) 的源起是在一九七八年美國國會對美國核管會的一件要求事項而來，於一九七八年美國國會通過的一項公眾法案 (Public Law 95-209) 中，要求美國核管會應提出一項針對核反應器安全懸案的界定與分析之計畫，該計畫並應針對必要之改善措施提出改善行動。

本章附件 IC 係將 NUREG-0933(A Prioritization Of Generic Safety Issues，包括附件 1 至 15)之中、高等優先度之 GSI 和 USI 列入考量(包括 Generic Issues 28 件、New Generic Issues 25 件、Issues Resolved With No New Requirements 10 件、TMI Issues 83 件，合計 146 件)。每一議題應包括：1. Issue 摘述；2. 接受準則；3. 解決方案等三大部份。

經參照 GESSAR 內容與本節內容比較，台電公司所提出的解決方式更具體且完整，且所採行之原則是一致的，可接受。

### 1.3.6 電廠全黑設計考量

所謂電廠全黑(SBO)係指全廠的緊要和非緊要開關匯流排完全喪失交流電源，亦即失去廠外交流電源、主發電機跳脫和失去廠內緊急交流電源。本章附件 1D 內容包括 1.SBO 事故敘述及設計基礎；2.如何符合 10CFR50.63 要求；3.符合 10CFR50.63 之支持文件

核四廠之設計可承受 8 小時之 SBQ 且其替代交流電源(Alternate AC, AAC)係採用第七台緊急柴油發電機(SDG)，在發生 SBO 後 20 秒內 SDG 可達到額定電壓和頻率，並可在 10 分鐘內手動併入安全級匯流排供電。若 10 分鐘內無法

完成安全級匯流排連接，並供電給 ECCS 系統，則改由 RCIC 和 ACIWA 系統來維持爐心冷卻和圍阻體完整性。此種設計承諾符合 10CFR50.63 要求，可接受。

#### **1.4 總結**

綜合本章審查結論，本章內容符合 SRP 及 RG 1.70 之要求，可接受。重要審查結論摘要如表 1.1，惟尚有重要追蹤事項摘要如表 1.2，其他有關本章審查意見請參閱附件一第一章之 Q/A。

**表 1.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
1-1	1.2	設計準則（包括發電、安全功能和系統設計）	10CFR 50 附錄 A	同意台電之承諾，但其 SSC 之生命週期管理方案和老化管理方案將於 FSAR 階段詳細審查
1-2	1.3	核四廠設計特性與相似廠特性比較	NUREG-0800	可接受
1-3	1.8	法規和工業標準符合性	NUREG-0800	可接受
1-4	1A	三哩島事件相關管制要求	10CFR 50.34(f)	同意台電承諾，並將於 FSAR 階段詳細審查
1-5	1C	安全懸案的解決方式	NUREG-0933	同意台電之承諾，將在試運轉階段執行查証
1-6	1D	電廠全黑設計考量	10CFR 50.63	可接受

**表 1.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
1-1	1.2	結構、系統和組件生命週期管理方案和老化管理方案（將在 FSAR 階段提出）	終期安全分析報告書階段
1-2	1A	三哩島事件相關管制要求（具體解決方式將在 FSAR 階段全部完成，並在相關章節作詳細說明）	終期安全分析報告書階段
1-3	1C	安全懸案的解決方式（具體設計將在 FSAR 階段全部完成）	試運轉階段
1-4	1C	人為故意破壞危害分析報告	終期安全分析報告書階段

## 第二章 廠址特性

### 2.1 概述

本章係廠址與鄰近地區之環境概況，內容共分五節，包括 1.地理與人口；2.鄰近之工業、交通與軍事設施；3.氣象；4.水文；5.地質、地震與大地工程等。本章主要目的係確定核四廠址環境特性參數之極限值，以作為廠房與安全有關之重要結構、系統與組件設計之用，其最終設計須能承受如洪水、地震等自然現象之影響，而不喪失安全系統應有之功能。建廠所需之各廠址特性與相關之設計參數均需在各章節中有充份的說明與訂定，審查過程中所應強調者係審查廠址特定之特性，如地質特性引導出之 SSE 值，廠址中之水文資料推導廠區防洪高度，與因應低密度人口區(LPZ)大幅縮小符合法規要求須做相關的劑量排放設計等。

本章主要審查依據包括：10CFR 50，10CFR 100，RG 4.7，NUREG-0800，此外尚有適用於特定廠址特性之法令，請參見本章各節說明。

本章審查主要著重於調查資料之補充與內容之更新、相關數據之釐清及內容一致性。本章審查過程中，除審查人員依據相關法規與技術規範進行報告內容審閱與評估外，並歷經多次會議討論及赴廠址現場勘察。

### 2.2 地理與人口分佈

#### 2.2.1 廠址位置描述

本節內容說明廠址位置之經緯度、行政區分及廠址自然與人工修復後的狀況、人口密度分佈等，以作為廠址禁建區及低人口密度分佈區訂定的依據，並提供廠址位置與地圖等，符合法規要求，可以接受。

#### 2.2.2 禁建與管轄

為了維護廠址安全，廠址附近必須訂定禁建區與管轄方法，以使萬一發生核子事故時，民眾所受到輻射外釋劑量應低於法定值。本節審查範圍包括：1.廠址禁建區之管轄權；2.與電廠運轉無關之一般活動的管制；3.交通管制的安排等。

本節主要審查結論：

1. 核四廠第一、二號機之禁建區與低人口密度區範圍界線初步暫定為 300 公尺，均位於台電財產線內，不至遭遇遷移人口或私人房屋建築遷移至禁建區外之情形，因此沒有管轄的問題。
2. 核四廠址之交通路線全在廠址之東邊沿海通行，對電廠之主體沒有重大影響。

有關 EAB 與 LPZ 雖已依法規 10CFR 100.3(a)與 10CFR 20 訂定，但仍需在電廠細部設計底定後，針對人員之輻射劑量重新計算，以確認符合法規之允許值。有關此點，將在 FSAR 階段繼續追蹤。

### 2.2.3 人口分佈

廠址鄰近人口分佈數據係用以決定禁建區、低人口密度區及確認是否符合 10 CFR 100 之規定。本節主要審查範圍包括：1.核四廠址 50 公里內人口分佈狀況；2.低人口密度區；3.人口聚集中中心之要求。

本節提供足夠的人口分佈資料可作為低人口密度區與人口集中區距離分析之用，並符合 10 CFR 50.34 與 10 CFR 100 要求，可以接受。

為確定人口分佈情形，法規規定在提出 FSAR 前兩年，必須再做一次人口分佈調查，並將原有資料更新後列於 FSAR 報告。本項將於 FSAR 階段再追蹤。

## 2.3 廠址附近工業交通與軍事設施

本節所敘述之項目已涵蓋於核四廠址之環境影響評估報告中，總計自民國八十一年至民國八十六年，環境監督委員會已召開 22 次會議，已對歷次會議之主要議題與核四廠 PSAR 相關章節內容執行對照審查，以求其一致性與完整性。

### 2.3.1 鑒示廠址附近之工業交通與軍事設施與廠址潛在之危害

此項主要在標示廠址附近外在之環境及對廠址可能存在潛在危害。主要審查範圍如下述各項：

1. 廠址與鄰近工業設施、軍事設施、交通狀況，包含航空站、航線、鐵公

路、水運及油管運輸線等。

2. 廠址與鄰近公共設施，包含鄉公所、漁港、農業合作社、郵電分局等。
3. 調查淡水供應設施、淡水處理設備、遊樂場所、學校、派出所、消防站、電力煤氣供應站、電信局、醫療所等及廠址附近物產。
4. 廠址鄰近工業發展預估。
5. 廠址附近潛在危害調查共有十項，計：(1)有害物質之操作；(2)可燃性氣雲之延滯起火；(3)液態氣體外洩而釋出有害物質；(4)廠外火災；(5)飛機撞擊；(6)工業或軍事設施發生事故；(7)輸油管線事故；(8)交通事故；(9)取水口建築物遭受外物撞擊事故；(10)廠區有毒化學物品之貯存。

本節主要審查結論為：廠址附近之工業、交通、軍事設施與廠址潛在之危害調查均有詳細的調查，足供廠址潛在危害的安全評估及安全運轉對策之訂定。本節符合法規 10CFR 50 及 10CFR 100 之要求，可以接受。

### 2.3.2 潛在性事故評估

本節依照 2.3.2 標示之十項潛在性對廠址造成危害的事項逐一討論，若經評估後認為該項目有可能對廠區造成災害時，本節必須提供相關的因應措施。審查範圍包含：1.廠區潛在性之事故列舉項目與基準是否完整；2.廠外事故，如有毒氣體等，是否會對控制室廠房造成影響；3.廠房鄰近發生潛在性事故之概率評估；4.審查含有設計基準事故之項目。

本節主要審查結論：

1. 廠區可能外釋之有毒氣體主要為處理水質之氯氣，此事件之影響及因應措施將於 FSAR 仔細討論。
2. 飛機撞擊廠區主要結構物，如反應器廠房，控制室廠房，輔助燃料廠房等，其概率評估將於 PSAR 3.5.1.6 App. 2 節提出說明，請參照第三章之審查結論。

本節所列舉之項目充分，相關之因應措施及後續承諾事項，均有明白交代，符合 10CFR 100 之要求，可以接受。

## 2.4 氣象

### 2.4.1 區域氣象資料

廠址平均與極端的區域氣象資料必須蒐集齊全，以作為電廠相關安全系統設計之用。區域氣象資料審查範圍含下述諸項：

1. 一般區域天氣之描述需含氣流、氣壓、風速、風向、溼度、溫度、雨量及對廠區氣候之關聯性。
2. 四季與年週期之嚴重氣象變化應含颱風、暴風雨、閃電、冰暴及高層空氣污染之潛在性。
3. 設計與營運基準之氣象條件
  - (1) 最大冰雪荷重對屋頂之設計考量；
  - (2) 最終熱沉的氣象狀況；
  - (3) 防禦颱風的設計；
  - (4) 100 年迴歸期之最大風速應含垂直風速分布圖及強風係數；
  - (5) 冰風暴或砂風暴之最大年發生率；
  - (6) 運轉基準設計用之空氣品質與氣象條件。

本節主要審查發現為：

1. 區域氣象資料的收集尚屬完整。氣象參數如空氣質量、氣流、氣壓型態、鋒面系統、溫度、溼度均有列表報告。
2. 區域氣象站收集之平均與極端氣象數據需與廠址氣象情況比較，擷取之數據需對廠址有代表性者。有關的數據需提供給結構、系統及組件設計之用。
3. 廠址氣象特性符合 10CFR100.10(c)(2)興建核電廠之要求。
4. 區域內嚴重的氣象資料均有提供作為防禦自然災害設計之用。
5. 本節有考量防禦颱風夾帶物撞擊之設計。
6. 區域最大風速為基隆氣象站所記錄之 66.6m/s，本區最大設計風速為 70m/s(262km/h)，應該是保守的設計值。
7. 氣象資料顯示龍捲風自一九六一至一九八九期間從未在新竹以北地區發生過，加上考量廠區地形的狀況，嚴重的龍捲風應不會在核四廠區發生。

綜合以上所述，本節符合法規 10CFR 50App.A GDC 2、GDC 4 與 10CFR 100.10(c)之要求。

### 2.4.2 廠區氣象資料

本節係對核電廠建造和營運後對廠區氣象參數的影響執行評估，尤其對廠區地形和環境做一詳細的描述，以作為訂定廠址邊界、禁建區和低人口密度區之依據。本節審查範圍如下述各項：

1. 廠址氣象資料所提供之氣流、溫度、水蒸汽、降雨、濃霧、氣流之穩定性與空氣品質。
2. 評估由電廠結構物、地勢之整形和電廠營運後水汽與熱源對廠址氣象參數的影響。
3. 廠址地形與環境之描述及對相關電廠結構物、廠址邊界、禁建區和低人口密度區之釐定。

本節主要審查發現為：

1. 廠區自一九八一年起由廠區北緣之低塔(塔高 40 公尺)及南緣之高塔(塔高 53 公尺)蒐集相關之氣象資料。項目含氣流與風速、起始風速、氣壓、溫度、降雨量及露點溫度等，資料蒐集相當齊全，但高塔之高度無法涵蓋排放煙囪之高度。
2. 廠區高低塔風速分布情形均有紀錄，與中央氣象局基隆站風速分布數據有些微差異。
3. 廠區氣象的極端值均有訂定，可作為防禦嚴重氣象災害設計之用，符合法規 10CFR 50App.A GDC 2 之設計準則。
4. 風速與空氣之穩定度均有由高低塔之紀錄製表分類。
5. 廠區之汽機廠房有助於空氣擴散與混合，但對溫度之影響不大。
6. 地形圖與 16 方位之地形剖面圖均有提供，除了正東面臨太平洋外，其他三個方向均可作為防風與減少雨量的屏障。

綜合以上所述，本節涵蓋內容可以接受，但廠區南緣高塔高度不能涵蓋排放煙囪之高度，相關廠區氣象數據資料必須補足，並於 FSAR 提報。

### 2.4.3 廠區氣象資料量測計畫

核四廠區空氣擴散必須由適當的氣象量測計畫獲得，相關的氣象數據亦可應用於事故分析及正常運轉情況，劑量排放值不得超過法規允許值。本節主要之審查範圍如下述各項：

1. 廠區氣象資料蒐集的方法、儀器種類的使用、感應器之校對與紀錄、相關之品保措施及紀錄分析等。
2. 氣象紀錄之時間長度需足夠反應廠區氣流擴散的特性，PSAR 階段應提

供一年之廠區氣象數據，FSAR 階段則應提供最近兩年連續的氣象數據。

3. 供應電廠緊急計畫所需相關之氣象資料。

本節主要審查發現為：

1. 廠區高低塔台蒐集相關的氣象資料，以作為地面及煙囪排放估算，所用之儀器及氣象資料之蒐集方式均符合法規之要求。
2. 氣象資料蒐集計畫含建廠期間及將來電廠營運期間，對相關的氣象參數可由自動監控系統紀錄及分析，適時通報特殊之數據，從而可以完全掌控氣流的穩定性，並應用氣象數據來決定劑量是否有合理抑低，符合 10CFR 50App.I 之要求

由於高塔之高度無法涵蓋排放煙囪的高度，相關的氣象資料蒐集計畫必須修改至正確高度重新蒐集兩年廠區氣象資料，相關廠區氣象數據須於 FSAR 補充。

#### 2.4.4 短期事故劑量擴散評估

有關假設性的事故，從適當的劑量源距離，保守地評估氣流移動及擴散所造成劑量外釋和有害物分佈的情況。本節審查範圍如下述各項：

1. 有關假設之輻射及有害物劑量相對濃度之移動與擴散計算模型之建立。
2. 擴散模型中，各項氣象參數。
3. 擴散參數之推導。
4. 相對劑量濃度之分佈概率。
5. 評估假設事故或廠外有害物侵襲之相對劑量濃度，在適當距離內由於氣流移動和擴散對廠區之影響。
6. 確定禁建區及低人口密度區的估算符合 10CFR 100.11(2)及相關的法規指引（包括：RG 1.5，1.23，1.24，1.25，1.77，1.78，1.95，1.145）之要求。

本節主要審查結論：

1. 本節所引用之大氣擴散分析模型式屬保守且適切，分析模型所涵蓋之相關氣象參數足以計算相對劑量濃度( $\chi/Q$ )累積概率分布情形。
2. 但排放煙囪高度為 116 公尺（平均海平面高程為 128 公尺），而目前廠區高塔收集氣象資料僅為海平面以上 93.0 公尺，煙囪排放口的高度較諸氣象高塔高出甚多。因此，所蒐集的氣象資料並不足以代表水平向和垂直向的風速分布情況。相關高塔的氣象資料必須在延長高塔之高度後重新量取兩年

之資料。本節所有計算，包括 $\chi/Q$  值，應在 FSAR 全部再確認並執行必要的更新。

#### 2.4.5 長期劑量擴散評估

本節提供輻射外釋長期劑量之評估，包含地面及排放煙囪兩種高程及 16 個方位計算方式，在禁建區及低人口密度區之劑量外釋濃度值均應低於法規允許值。本節審查範圍如下述各項：

1. 用以計算長期廠區劑量外釋濃度之大氣擴散模型。
2. 用於擴散模型之氣象數據。
3. 擴散參數之推導。
4. 用作評估長期劑量擴散效應之相對劑量濃度( $\chi/Q$ )與相對沉澱數值(D/Q)。

本節主要審查結論為：

1. 本節計算模式已按 RG 1.111 公式計算。
2. 相關氣象參數之數值，應於 FSAR 階段將更新之評估數據重新提報，以符合 10CFR 50.App I 及 RG 1.109 之要求。
3. 相關之( $\chi/Q$ )與(D/Q)值須於 FSAR 更新，並列為追蹤事項。

## 2.5 水文工程

### 2.5.1 水文特性描述

核四廠之廠址位於台北縣貢寮鄉之仁里村內，約在基隆市東南 20 公里處，恰位於台灣之東北角區域。由於所在地埋位置為每年東北季風侵襲之門戶，另由颱風所引起之海浪及對該地造成之洪水，均對電廠有相當程度之影響，所以對水文特性須有詳細之描述，以驗證廠址特性符合安全及設計基準之要求。

核四廠之廠址北方有石碇溪及鹽寮溪流經廠址，南邊為雙溪之流域，西側環山，東臨太平洋。由於鹽寮溪為間歇性之溪流，在大量降雨後，始有微量之水流，且併入石碇溪之下流，所以鹽寮溪對廠址之影響甚小。影響廠址安全之水文特性，主要為該地之最大可能降雨(PMP)所產生之最大可能洪水(PMF)，及由颱風所引發之暴潮及湧浪。廠區之排水設施亦根據 PMF 來設計，進水口之取水設施則依據暴潮及湧浪之計算而設計，整個廠區設計基準高程為海平面高程 12 公尺，均高於上述水文現象所造成災害之高程（詳見相關章節之描述），因此

可防範所有水文之極端事件所帶來之災害。

本節審查範圍如下述各項：

1. 確定廠區水文現象之界域，包括廠區之集水區，及廠區所屬之流域。
2. 確定與安全相關結構及組件之水力因素之設計基準高程。
3. 確定河川、蓄水池(大小、位置)、海岸線。

本節符合 10CFR50App.A，10CFR100 及 NUREG-0800 之要求，可以接受。

## 2.5.2 洪水

有關河川流量紀錄及其歷史上曾發生之洪水氾濫(定義為在河川上或在沿海地區，異常發生之高水位，並越堤氾濫成災)，以及該河川對發電廠可能發生洪水與其影響範圍之分析，可供電廠進行安全有關結構、系統及組件設計基準之考量與審查之參考。

核四廠之廠址北方有石碇溪及鹽寮溪流經廠址，南邊為雙溪之流域，西側環山，東臨太平洋，所以可能對廠址形成洪水氾濫之溪流有石碇溪、鹽寮溪及雙溪。

### 1. 歷史紀錄：

雙溪、石碇溪與鹽寮溪其歷史上之大洪水紀錄分別為 625cms、50cms 及 3.07cms(cms 為立方公尺 / 每秒)，由於鹽寮溪為間歇流之溪流且流量很少，在洪水演算時不予考慮，故分析時只選石碇溪及雙溪來演算，經由頻率分析後得各迴歸週期年之尖峰流量如下表所示。至於由颱風所形成之暴潮及湧浪將在 2.5.5 及 2.5.6 二節說明。

迴歸 週期年	尖峰流量	
	雙溪(cms)	石碇溪(cms)
5	632	109
10	738	123
20	836	143
50	962	165

100	1059	182
200	1156	198
500	1273	219
1000	1369	236

## 2. 洪水設計之考量

核四廠址之所有結構物及設施之設計高程以 12 公尺 MSL 為基準，主要之設計考量如下：

1. 雙溪及石碇溪之溢流水。
2. 考量廠址附近溪流所產生之最大可能洪水。
3. 儲水池潰決後造成之洪水。
4. 颱風形成之暴潮及湧浪所造成之海水倒灌。

雙溪是核四廠附近最大之溪流，流域面積為 130 平方公里，距廠址南方邊緣約 2 公里，因有山坡地之地形阻隔，所以雙溪之洪水並不會影響到核四廠。

石碇溪則為附近第二大溪流，流域面積約為 12 平方公里，約在距海岸公路 120 公尺處，流入一人工明渠，該渠距二號機組位置之最近點約 800 公尺，該明渠之容量是以 100 迴歸週期年之降雨強度來設計，據判斷只有發生在最大可能降雨時，始可能發生溢流之現象。依據 PMP 所推算之洪水高程約在 MSL11.5 至 12 公尺，而廠址機組之地表高程設計值為 MSL12 公尺，所以不會對廠區造成影響。

計劃興建之 120,000 立方公尺蓄水池約在西側山丘上，標高約為 MSL100 至 135 公尺，由於地形上之走向因素，若該蓄水池潰決後，水流之流向為與廠區相反之山丘另一側。

至於由最大暴潮及颱風所產生之最大湧浪，經推算後其值約為 MSL7.5 至 8.69 公尺，與廠區之設計高程 MSL 12 公尺相較，得知此因素不會對廠區產生危害。

廠區排水設施方面，共包括三項措施，分別為：

1. 以迴歸週期 100 年設計水準之廠區主要排水系統，來排除廠區降雨所產生之地表逕流。
2. 廠區南方及西南方山丘之區域外流入之逕流以三號排水渠道來排水。

3. 廠區西方、北方及東方之區域外匯入之逕流，則以圍繞廠區外圍二號渠道來排水。

至於由 PMP 產生之大量豪雨，廠區排水設施一時無法排除而形成短暫之積水，推算其積水高程為 MSL12.1 公尺，則藉由所有結構物之開口高程為 MSL12.3 公尺之設計，仍高於積水 0.2 公尺，足以保護所有設施之安全。

本節主要審查範圍如下述各項：

1. 廠區附近之溪流所產生之洪水對廠區形成氾濫之可能性。
2. 暴潮所產生之洪水對廠區形成氾濫之可能性。
3. 廠區之排水能力。
4. 符合法規 10CFR 50，App. A 之要求。

本節主要審查結論如下述：

1. 文中提到由於歷年之資料不夠（只有間斷性且為民國七十二年以前之資料），無法直接進行頻率分析，雖然廠址選石碇溪之資料為基準，但從相關單位之現有雙溪水文站觀測資料，可知最大洪水量為民國七十八年之 1,020cms，較文中提到雙溪之 625cms 為大，所以鄰近之石碇溪亦將有更大之洪水量產生，故 PSAR 表 2.4-1 分析之各頻率洪水量，將小於已有資料可分析之結果，相信對廠址和各項機組之高程設計會有影響。經與台電公司討論及現場再勘驗後，確認雙溪與石碇溪之水文事件相關性並不顯著，而且雙溪與石碇溪分屬不同之流域，雙溪與廠址之間有山丘阻隔，所以雙溪之洪水並不會影響到廠區。至於廠區石碇溪所產生之洪水，是依據 PMP 來推估，所得之值遠低於設計之高程，是故洪水對廠區之影響，已降至最低。
2. 審查期間曾請台電公司補充民國七十二年以後之資料，以更新本節相關迴歸週期之頻率洪水資料，並評估是否仍可以 MSL 12.0 公尺做為設計洪水水位。經台電答覆廠址之洪水主要以海嘯、颱風對海水位影響之因素最顯著，因此，根據前述，以 MSL 12.0 公尺做為廠址之設計高程可接受。台電公司亦承諾將對未來持續觀測之資料，於 FSAR 中補充。

### 2.5.3 溪流之最大可能洪水

核四廠位於台灣東北角，一年四季雨水相當充足，主要來源有東北季風、梅雨、及颱風所帶來之雨量。由於龍門地區所設之水文氣象觀測站之時間甚短，

為推測溪流之最大可能洪水，須藉由臨近之雨量站資料來推測。安全分析報告中所用之方法，是選用前經濟部水資會及台灣省水利局之台北、基隆、及宜蘭三站之雨量資料為參考，並選用基隆站 1901 年起之資料，來推測龍門地區之 PMP，所得之關係式為  $R=1.74D^{0.475}$ ，R 為 PMP(inches)，D 為降雨延時(minutes)。

流經龍門附近之溪流皆屬小流域之溪流，所以安全分析報告中在計算洪水時，採用合理式來演算，故在設計電廠廠區之排水渠道時，配合不同地表覆蓋物而採用不同逕流係數，得到最大可能洪水為 624 至 930mm/hr 之間。經 2.5.2 節分析結果，洪水高程均低於 MSL12 公尺。

核四廠廠區二條主要排水渠道根據 PMP 計算出其流量分別為 81.57 及 118.10 cms，依設計斷面計算水位高程，也低於 MSL12 公尺。

本節主要審查範圍如下述各項：

- 1.PMP 對廠址附近河川渠道所造成之 PMF 之分析。
- 2.上游水工結構物(如水庫)潰敗後之水位分析。
- 3.廠址對 PMF 之排洩能力。
- 4.PMF 對廠址附近所成之洪水位及其影響。

本節主要審查結論如下：

- 1.由於流經廠區之河流，以石碇溪為主，鹽寮溪可能的影響已不存在，因而由廠區之洩水渠道由二號及三號渠道取代，依此渠道設計之斷面，應可容納 PMP 所帶來之水量。
- 2.由於廠區資料蒐集時期甚短，所觀測獲得及引用基隆站之資料與廠址相關性如何，很難判斷，因此所推求之 PMP 及 PMF 是否合理，是關鍵所在。台電於審查會中提及該數據係已加入世界最大降雨之包絡線來推算，該值已遠大於已有之觀測資料。為確保安全考量，建議資料宜持續蒐集，並與設計所採用之數值進行再確認。此項確認結果應在 FSAR 提出。

#### 2.5.4 潰壩之可能性

核四廠附近之雙溪、石碇溪、鹽寮溪上游均未設置蓄水功能之水工結構物，所以對核四廠而言，並無潰壩所帶來之災害問題。至於因應電廠所需，在廠址西側山丘所建蓄水池，由於位於不同集水區，且有地形上之屏蔽效果，所以該池之洪水將不會影響核四廠之安全。經前往現場勘查，與 PSAR 描述無誤。因

此，潰壩不會影響核四廠安全，可以接受。

### 2.5.5 湧浪及振波之風險

台灣位於太平洋颱風帶上，平均每年約有 3.5 次侵襲到台灣，其中有 27% 會響到北台灣。颱風所引起之大浪是鹽寮地區主要的湧浪可高至 MSL8.69 公尺，此一浪高上溯至陸地上 MSL11.35 公尺，同時加上出水高度(Freeboard)之安全係數 0.5m，所以湧浪之最大高程，採用 MSL11.85 公尺為其極限值。按 ABWR 之 SSAR，湧浪及振波所造成之洪水位需在機組 30.5 公分以下。核四廠附近之海岸線僅些微凹處，大都為無變化之直海岸線，所以此處不產生共振波。

本節主要審查範圍如下述各項：

- 1.最大湧浪之假設條件、分析方法及使用之模式。
- 2.颱風強度之分析，及其形成之海水入侵所引發之湧浪與振波所形成陸地上之洪水位高程。
- 3.暴雨之軌跡及颱風之路徑等所引起之水位資料。

本節內容經審查並赴現場勘查後，均符合法規 10CFR 50 App.A 及 10CFR 100 之要求，可以接受。

### 2.5.6 最大海嘯氾濫之風險

台灣最有可能發生大海嘯的形成因素為海底震動所產生，以核四廠之海域而言，經分析僅有北部或東北部方向之海面會影響到廠址海岸。經由記錄之數值分析，核四廠海域之水位可能高升至 MSL7.5 公尺。此高程將會上推至陸地 MSL8.07 公尺，若加上 0.5 公尺之出水高程，則電廠之所有設施應高於 MSL8.57 公尺。由於核四廠之設施均以高於 MSL12.0 公尺為設計高程，故最大海嘯將不會影響到電廠安全。本節審查範圍包含：1.局部及長距離海嘯之水力特性；2.海嘯所伴隨產生之水位，含天文潮、暴潮。

本節內容經審閱後，確認歷史紀錄最大海嘯不會影響到電廠安全之評估方式和結果符合相關法規要求，可以接受。

### 2.5.7 結冰影響

核四廠址無結冰影響之考量問題，本節不適用。

### 2.5.8 冷卻水渠道與蓄水池

核四廠係採用取水渠道係引用海水作為最終熱沉，因此，本節有關蓄水池部分並不適用。

### 2.5.9 渠道途徑之轉向

核四廠取水渠道係引用海水作為最終熱沉，大部分為直線途徑，並不需要渠道途徑轉向之設計考量問題，本節不適用。

### 2.5.10 防洪要求

核四廠安全有關之設施與結構物，其位置與標高均需作有效的防洪設計，所應考慮之最大洪水位在 2.5.2 節中已有敘述，相關的防洪設備和設計應足以維護電廠之安全營運。本節之審查範圍如下述各項：

- 1.所有安全相關之系統與結構體，其所在之位置與高程是否足以保護最大洪水之動態與靜態之侵犯。
- 2.若需防洪設計，其保護限度和特殊設計是否足夠？防洪警示與緊急因應程序等作業均須具體提出。

本節審查發現與結論如下述：

- 1.核四廠址一般標高為 MSL12 公尺，瞬間最大衝浪高達 12.10 公尺，但此為暫態情形，其動能應不足以抵達核能電廠以內。
- 2.所有耐震一級結構體其標高均為 MSL12.30 公尺，遠高於最大洪水之高度，因此電廠內部不需作任何之防洪設計。
- 3.電廠內部防洪於 PSAR 3.4 節有詳細的討論。

綜合以上所述，核四廠址符合法規 10CFR 50App A GDC 2 及 10CFR 100 之要求，並符合 RG 1.59 及 RG 1.102 法規指引之要求，可以接受。

### 2.5.11 低水位之考量

廠址海淡水之水位對核能電廠冷卻水之供應關係重大，廠址地區之最低水

位尤其需要仔細調查以免有冷卻水匱乏之虞。本節審查範圍包括：1.區域內可能之最嚴重乾旱現象；2.由湧浪、振盪波及海嘯造成廠區海水之低水位；3.現存或將來建築之蓄水設備對水位之影響；4.取水結構體和泵之設計有無考慮到各種低水位之情況；5.溪流在枯水期之水權是否有合理之解決；6.水源之供應能力是否能滿足電廠各種營運狀況之需求；7.取水口是否有潛在被沉澱物或廢棄物堵塞的可能性；8.最終熱沉的能力是否足夠供應電廠正常與緊急情況的需求。本節內容應符合 10CFR 50 App.A GDC 2、GDC44 及 10CFR 100 之要求。

本節主要審查發現如下述各項：

- 1.廠址鄰近北面之石碇與南邊之雙溪其枯水位與水流均有記錄，但為恐淡水在枯水期間供應不足，台電公司已計劃在北邊高地建造一座 120,000 立方公尺之蓄水池以便於緊急情況下供應淡水。此項為核四廠環境影響評估報告審查結論中列為 PSAR 審查時應再確認之項目。
- 2.自然現象造成海面之最低水位為颱風與海嘯所造成之-8.68 公尺，因應措施與我國其他三座核能電廠同（即 UHS 取水在 MSL7.3 公尺佐以海水連通貯水設備補水）。
- 3.雙溪下游沒有抽水站，係以太平洋作為最終熱沉，電廠未來不需對廠址最低水位作更多的監控。
- 4.電廠淡水之需求已由蓄水池之興建而得紓解，在嚴重海嘯情況所造成之低水位，取水口流域水量尚足夠供應電廠停機之用，取水口之設計均已考慮可能之海面低水位情形。
- 5.電廠輔助系統已依據廠址海面之最低水位，設計相關取水口設施。

綜合以上所述，本節符合 10CFR 50 App. AGDC 2、GDC 44 及 10CFR 100 之要求，可以接受。

### 2.5.12 地下水

核四廠附近之地下含水層在地表下 0 至 10 公尺之間，厚度約有 1.33 至 9.59 公尺，屬於自由含水層之地層構造，含水層中地下水之主要來源為每年 3237 公釐之降雨量。由於含水層之水份含量不足以供應電廠使用，電廠將另興建蓄水池收集地表水以供電廠使用，所以廠區之結構設施及運轉將不使用地下水源。

廠區地下水水質略呈微鹼性，氯含量為 0 至 39.2 毫克/公升，符合台灣地區飲用水標準。重金屬含量除鐵含量略高外，其餘亦皆符合台灣地區飲用水標準。

由於核四廠雨量充沛，所以本區之地下水主要供給當地居民飲用及農業灌溉外，幾乎不做其他用途，核四廠亦不考慮引用地下水。電廠之水源主要將引用雙溪之水量，預估每天將使用 4360 立方公尺之水量，約佔自來水公司引用雙溪水源之 1/10。

本區之地下水流動方向主要由西邊之山區向東邊之太平洋流動，水力坡度約在 22% 至 73% 之間。該地層之水力傳導係數約為 0.0002 公尺/秒，儲水係數約為 0.4。本節審查範圍包括下述各項：

1. 區域性及局部性之地下水含水層、種類之描述。
2. 廠區附近之地下水位面、水力梯度、地下水流方向、流速等基本資料。
3. 評估該區地下水之水位面受季節變化之關係。
4. 地下水之使用，附近水井抽水之情形及評估該水層之蓄水能力。
5. 電廠是否使用地下水及其可能利用之量，是否超出該區之安全出水量。
6. 評估因使用地下水而對廠址下方地下水之影響。

本節審查依據除須符合 10CFR 50App.A GDC 2、GDC 5 及 10CFR 100 App A 要求外，尚須符合：

1. 水利法第四十二條水權登記：若廠區需使用地下水做為電廠用水之水，其出水量水量在每分鐘 100 公升以上，則需辦理水權登記。
2. 台灣地區地下水管制辦法第一條：為防止地層下陷，水質惡化及海水入侵而特定之辦法，故廠區若需使用地下水做為電廠用水，則須注意廠區是否劃定為地下水管制區。

本節審查發現與結論為：

1. 由於核四廠並未計劃引用地下水做為水源，且廠址亦未劃入水源保護區，故對貢寮地區應不致產生影響。
2. PSAR 所提之內容符合相關法規要求，可以接受。

### 2.5.13 假想輻射外釋事故地表水分析探討

本節係有關事故狀況下輻射源經由地下水或地表水外釋的情形。最嚴重之輻射外釋係由於廢料廠房液體廢料濃縮槽破裂，經由地下水之滲透，輻射污染之外釋流至公路東邊之鹽寮溪頭。本節探討此種輻射源外釋時，其濃度是否低於 10CFR 20 App B 所規定之最大允許濃度值。

本節審查範圍須探討廠址地表水環境是否有能力延滯、擴散、稀釋或將事故產生之輻射外釋物濃縮，尤其強調對未來地下水或地表水使用者的影響，以符合法規 10CFR 100 之要求。

本節審查結論：

- 1.本節引用 RG 1.113 之分析模式，但引用之參數值則有許多假設值，且廢料廠房之細部設計至今尚未底定，相關之計算數據必須在 FSAR 更新。
- 2.本節對假想輻射外釋事故地表水分析之方法、步驟、相關重要的同位素輻射源、水流途徑及相關參數之引用，符合相關法規要求，可以接受。

#### 2.5.14 技術規範與緊急運轉之要求

有關廠址最大水位經常都隨強烈颱風而來，核四廠安全相關之結構物與設備等標高為 12.3 公尺，超過最大之洪水位，但恐有局部洩水不及或內部管路破裂洩水以致有淹水之虞，因此建廠期間需建立相關的防洪技術與緊急應變程序。本項列為建議事項。

## 2.6. 地質、地震與大地工程

### 2.6.1 基本地質與地震資料

地質與地震的基本資料為與廠址環境有關之廠址特定要素，應能滿足廠址設計及安全評估所需，以防止造成核能電廠安全相關功能之喪失。本節內容包括廠址有關之區域及廠址地文、地形、地層、岩性、地構與地震資料等。本節審查範圍包括：1.區域地質描述；2.廠址地質調查結果；3.地震活動基本資料；4.地文特性描述；5.地層特性描述；6.地質構造特性描述；7.地質史描述；8.地下水特性描述；9.可能造成災害之地質現象。除相關法規要求外，尚參照 RG 1.132、NUREG-0800 及 NUREG-1503 等進行審查工作。

本節主要審查結論如下：

1. 調查項目：調查項目已涵蓋審查範圍所述各項之主題，並合理說明，符合 RG 1.70、NUREG-0800 之要求，可以接受。
2. 調查範圍：調查範圍為廠址五英哩範圍，符合 RG 1.70 要求，可以接受。
3. 內容完整性：本節內容經補充及修訂後，報告內容已屬完整符合法規要求，可以接受。

4. 資料正確性：相關資料之調查於一九六五至一九七九年間即進行初步鑽探。隨後在一九七九年選定鹽寮廠址後即進行二階段基礎調查。一九八一至八一第一階段完成機組位置認定，並取得結構及基礎物理性質的初步數據。第二階段於一九八二年下半年實施探查基礎狀況，並提供基礎設計準則所需資料。一九九四年由中國地質學會再次進行相關現地與室內試驗與廠址及附近地區之調查。經審查結果已充分確認資料之正確性。
5. 安全評估：報告內有關地質與地震安全性之基本評估符合 10CFR 50App.A GDC2 及 10 CFR 100 之要求，由於本報告 2.6.2 及 2.6.3 節對此尚有進一步之說明，本節內容審查可以接受。

綜合上述，本節內容有關地質與地震基本資料之描述、討論與結論，所完成之調查工作及所採行之調查方法均完善而正確，所提供資料內容之詳盡程度已能充分描述廠址地質特性並滿足設計及安全評估之所需，符合法規接受標準，可以接受。

## 2.6.2 地震活動基本資料

在廠址地震活動基本資料中必須提供地震、地質、廠址與區域之地體特性相關資料，並由地質結構與地體構造分區之資料來比較廠址地震活動的關聯性。

早在我國發展核能發電計劃之際，國際原子能總署曾於一九六六年四月派專家來台執行適合興建核能電廠廠址之地質勘查，當時核四廠址即已被評估為合適之廠址。一九八一年美國貝泰公司與臺灣泰興公司及所聘請之專家與顧問亦曾參與地震及廠址板塊活動的調查。鹽寮廠址之適宜性於一九八一年再度被確定後，根據其地震及地質斷層等之資料於一九八四年初步審定鹽寮廠址安全停機地震之數據，並於一九八六年完成廠址 PSAR 之初稿。

此後龍門計畫因故停頓至一九九一年再由經濟部決定恢復，因此本節相關之地震資料必須更新並涵蓋至一九九一年之數據。而 SSE 和 OBE 之訂定審查係由原能會主導，聘請國內外專家進行審查，於一九九三年一月核定核四鹽寮廠址之安全停機地震值為 0.4g，運轉基準地震值為 0.2g。台電公司係依據修訂後「台灣地區硬質廠址設計地震反應譜」作為龍門計畫耐震設計之依據。本節主要審查範圍如下述各項：

1. 台灣最近量測之地震網資料數據；從地球科學研究所中更新龍門計畫 PSAR 中地震資料之圖表。

- 2.針對地體構造分區或地震結構之特性蒐集近年來之相關研討資料。
- 3.收集上述之資料及其規模與強度衰減後傳至廠址 SSE/OBE 值之估算。
- 4.廠址地震之基本資料含：(1)廠址區域地震資料；(2)區域地震與區域板塊移動之關係；(3)廠址區域內由地質結構和地體構造分區產生地震之潛能；(4)廠址地震波傳送特性之歸類；(5)廠址最大潛在地震造成之特定振幅與震動特性。

本節主要審查結論：

- 1.本節對核四廠址的基本地震資料有完整的提供。包括相關廠址及地區的地震地質與地體構造、區域地震活動與地質構造和地體構造分區之關聯性、最大地震之潛在性、廠址地震波傳送特性。安全停機地震值為 0.4g 及運轉基準地震值為 0.2g 均有充分之描述。
- 2.原能會並於八十二年一月十六日核備「台灣地區硬質廠址設計地震反應譜」作為核四廠耐震設計之依據。
- 3.此次核四廠 PSAR 審查台電公司地震評估資料更新至一九九八年二月，已使資料更趨完整。
- 4.PSAR 中對於訂定潛在性最大地震的強度與規模及震央位置，其迴歸期追溯至一六四四至一九九八，共三百九十五年，包括震度六級以上及距廠址 320 公里(200 英哩)以內之地震資料。

綜合以上所述，本節有關廠址地震基本資料的內容，符合 10CFR 50 App A GDC 2 及 10CFR 100 法規要求，並引用 RG 1.132、RG 4.7 及 RG 1.60 法規指引要求，可以接受。

### 2.6.3 地表斷層

地表斷層是廠址特性調查要項之一，其存在性、位置、活動性、位移量、及與地震的關聯性等，對於核電廠之設計與安全功能評估均有重大的影響。本節審查廠址及鄰近地區有關地表斷層特性之調查與評估結果，避免地表斷層造成電廠安全之不利危害，以滿足 10CFR 50 App.A GDC 2 之要求。本節審查範圍包括：1.廠址地質狀況；2.斷層錯動證據；3.伴隨能動斷層發生之地震；4.斷層調查；5.震央與斷層之相互關連；6.斷層描述；7.需詳細調查斷層之區域；8.斷層調查結果。

本節主要審查結論：

- 1.調查項目與方法：本區曾進行之地表斷層調查方法包括地質鑽探、試溝

開挖、野外測繪、岩相分析、遙測、碳 14 定年等，調查項目已涵蓋審查範圍所述各項之主題，並合理說明所使用之方法，符合 RG 1.70、RG 4.7、RG 1.132 等之要求，可以接受。

2. 調查範圍：地表斷層調查範圍為廠址 8 公里範圍，符合 10 CFR 100App. A、RG 1.70、RG 4.7 等之要求，可以接受。
3. 內容完整性：
  - (1) 本節內容遺漏燦光寮斷層特性之說明，經請台電公司補允說明後，已無安全疑慮。
  - (2) 報告內所提之部分地震及水文紀錄原有不足，經請台電公司分別更新地震紀錄至一九九八年及地下水紀錄至一九九七年並補充說明後，已無安全疑慮。
  - (3) PSAR 第 2.5.3.7 節「須詳細斷層調查之地帶」之敘述內容與 10 CFR 100App.A III (j)(k)定義不符，經請台電公司補充說明後，已無安全疑慮。
4. 資料正確性：相關資料在一九七九年廠址選址研究時，調查小組曾依據新資料與先前研究對附近斷層加以判斷與測繪。隨後補充調查在一九八一年五到六月間進行，方法包括野外測繪、岩心記錄、明溝及試坑開挖、遙測、定年、及岩相分析等。一九九四年由中國地質學會再次進行相關現地與室內試驗與廠址及附近地區之調查。經審查確認資料正確性已充分驗證，可以接受。
5. 地表斷層對廠址安全影響之評估：廠址 8 公里(5 英哩)範圍內之主要斷層，包括屈尺斷層、澳底斷層、雙溪斷層、貢寮斷層、枋腳斷層、蚊子坑斷層等，這些斷層經中國地質學會調查確認從九 萬年前或至少距今四萬五千年以來即不再活動、相關研究亦指出地震震央並未明顯沿斷層發生，故廠址及鄰近地區並無能動斷層存在之證據。

報告內有關地表斷層安全性之評估已符合 10 CFR 100 App.A、RG 4.7 等之要求，本節所述之調查工作完善且正確，結果已能充分說明廠址及附近地區地表斷層特性，且滿足電廠設計及安全分析之所需，並符合法規要求，可以接受。

有關廠址存在剪裂帶之問題，現階段調查成果顯示並無連續性，惟廠址開挖後仍應加強此部分之調查與確認，並於 FSAR 中說明調查結果。

#### 2.6.4 地盤構造與基座之穩定性

核四廠址安全分析報告必須提供詳細的資料，以說明承載核能電廠基座之

土壤和岩石狀況之穩定性，調查土壤與岩石對靜態和動態荷載之反應，地下水情況，有無土壤液化之潛在性以及訂定基座之抗震基準，以確保電廠地盤與基座之穩定性。本節審查範圍包括：1.地質特徵；2.次表面物料性質：含土壤類別、岩層特性、覆蓋層物料之討論與基座物料之工程特性；3.地盤鑽探；4.地貌調查；5.挖方與填方：含施工挖方時對坡度之保護，與填方的要求及各類填方級配的規定；6.地下水情況；7.土壤與岩層對動力荷載之反應；8.土壤液化之潛在性；9.抗震設計基準；10.基座之穩定性；11.座落於岩石 / 土壤安全有關結構物之設計準則；12.改善次表面 - 岩石與土壤之技術。

本節審查依據法規包括：10CFR 50 App. A GDC 1, 2, 44, 10CFR 100 App. A, 以及 RG 1.27, RG 1.28, RG 1.132, RG 1.138, RG 1.70。

本節主要審查結論：

- 1.有關地質特徵方面的調查相當完備，尤其是一九九四年一月由中國地質學會主導全國專家學者對核四廠址之地質複查，其結論均為核四廠址是適合於建造核能電廠的。此節主要在強調：
  - (1) 核四廠安全有關耐震之結構物必須建造於岩盤上；
  - (2) 廠址地區之地下水位頗高，岩層已呈飽和水現象，於施工與營運期間必須有除水的設施；
  - (3) 廠址岩石的品質適合於核電廠之建造。
- 2.本節對地表覆蓋層與風化之岩層有作清楚的調查，依風化之程度，核電廠重要建築物地基位置及覆蓋層均作不同等級的分類如 W-1 至 W-5 等，岩層之傾斜度亦有作各種剖面說明，此等資料可供工程設計之考量。
- 3.有關基座物料之工程特性均有調查結果。
- 4.廠址重要建物基座位置均作地質鑽探工作與實驗室的分析，相關第一期工作為一九八三年完成，第二期工作於一九九一年完成，一九九二年並完成複查工作，各種資料亦曾反覆驗證，各項數據亦能相互支援，此項評估方式是可以接受的。
- 5.有關廠址重要建物基座之挖方與填方均有完整的敘述，尤其有關地下水滲流控制的考量、基腳的保護措施、岩層分析及鑽挖工具的選用、邊坡的保護及排樁之使用等均有完整的敘述。岩石開挖中若遇過度風化剪力帶的處理方式和相關之邊坡穩定設計等在 FSAR 中將作詳細的說明。
- 6.廠址有關地下水之監視計畫亦十分完整，自一九八 年起曾建造 23 座地下水監視井，各井之水質均有分析，地下水水位亦有持續的紀錄，在廠址內並無泉湧之現象，自從廠址內排水系統完成後，地下水水位的情況益形改善，

施工期間將做適當的抽水與排水計畫以便挖方工程在現場維持乾燥，在營運期間亦將作適當的抽水安排使廠址之地下水水位有適當的監控。

- 7.有關土壤與岩層對動力負荷之反應資料將於 FSAR 再作詳細的說明。相關資料對土壤 / 結構互制之動力分析尤其重要，其分析結果亦將於 FSAR 敘述。一般而言，風化覆蓋層之厚度僅至 2 至 10 公尺，因此，開挖後所有安全有關之結構物基座均可座落於岩石上。岩石之剪力係數和阻尼為最重要之工程分析參數。
- 8.有關廠址內安全有關之結構物因基座全座落在岩層上，土壤液化潛在的可能性不存在。其他建築物若發現其土壤成份不準時，亦計畫以合格之配料更換，以使在地震情況下，土壤液化情形不會發生。
- 9.耐震設計基準 SSE 值訂為 0.4g 及 OBE 值訂為 0.2 g，PSAR 2.5.2 節有詳細的推導與說明。
- 10.岩層之靜態與動態承載能力均有提供，相關數據可用於決定各結構物之基座力矩分佈是否平衡。耐震一級結構物於設計完成後必須於 FSAR 提供基座之最大沉陷量及最大承載壓力。
- 11.本節所提供之工程參數資料加上 PSAR 2.5.2 之耐震設計 SSE 與 OBE 之數據，足以提供 PSAR 3.7 與 3.8 之耐震設計。
- 12.廠址有關次表面岩層與土壤之改善技術含地下水之除水系統，局部邊坡穩定性的工程處理方法包含施工時的錨錠系統，開挖基座時爆破炸藥的用量必須不傷及基座岩盤的強度與完整性等，相關的細節台電承諾在 FSAR 會再詳細敘述。

本節內容符合法規要求，可以接受，但實際施工所做的改善與主要構物基座地盤剖面圖等須於建廠期間提供，並於 FSAR 提供詳細資料。

### 2.6.5 邊坡穩定性

本節包括攸關核能電廠安全之土壤與岩石邊坡之靜態及動態穩定性，並對於廠址條件、地質特徵、邊坡及土壤岩石材料之特性執行審查。

本節審查範圍包括：1.邊坡特徵；2.邊坡穩定性的設計分析與設計基準；3.有關土壤岩石之鑽探柱狀圖、實體、試坑與明溝及實驗室之試驗數據；4.更換配料之特性及搗實與挖方之規範；5.堤防與壩堰之安全考量。

本節主要審查發現為：

- 1.核四廠址整地已於一九八五年完成，廠區亦整平其平均高程為 MSL12 公尺，地面上之邊坡早已做好，近十餘年來歷經颱風豪雨之侵襲無任何塌陷情況發生。
- 2.岩層之傾斜度及局部破壞帶產生的剪力不致對基座材料造成問題，目前工程技術可使岩層局部情況補強。
- 3.核四廠址穩定坡度其水平與垂直之比在岩石為 1：1，在覆蓋層或風化層應為 2：1。在排水良好的情況下，坡度之安全係數在 SSE 為 1.16，OBE 為 1.67，其安全度可接受。
- 4.核四廠兩機組主體發電區均有做試坑平板台試驗，發現第二機組較第一機組為堅固，岩盤挖除需用特別的工具，對爆破的使用限制有作規定。
- 5.核四廠區將使用 Lean Concrete，因其材質特性與岩層較近，在荷重情況下較不易產生基座不均勻之沉陷。
- 6.大型貯水池（120,000 立方公尺容量）建造於廠區之另一山頭，其任何損壞均不致波及廠區，因此相關之保護堤防均無必要。

本節符合 SRP 接受標準可接受。但岩盤邊坡在 PSAR 階段並無開挖，在施工過程中若遇設計細節或建造程序改變者，應於建廠期間提供資料，並於 FSAR 中詳細討論。

## 2.7 審查結論

本章審查結論認為核四廠之廠址特性依據法規要求業經合理說明，就目前已知之調查與文獻資料研判，並無不利於廠址安全之特性因素存在，因此核四廠鹽寮廠址為可接受之核能電廠廠址。惟未來在施工期間仍須持續環境資料之監測，以強化安全相關 SSC 之設計。本章重要審查結論摘要如表 2.1 所示，重要追蹤事項如表 2.2 所示。

**表 2.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
2-1	2.1.2	廠址訂定禁建區與管轄辦法	10 CFR 100 10 CFR 20	可以接受
2-2	2.1.3	廠址低人口密度區與人口集中區距離之統計	10 CFR 50 10 CFR 100	原則上可以接受，惟須再執行人口分佈調查
2-3	2.2.1 2.2.2	廠址附近工業、交通與軍事設施等之調查，及其對電廠潛在性的危害項目	10 CFR 100 10 CFR 50 RG 1.70	可以接受
2-4	2.2.3	廠址外界潛在事故評估	10 CFR 100, RG 1.70 ANSI/ANS 2.12	可以接受
2-5	2.3.1	廠址區域氣象資料	10 CFR 50 App.A GDC 2 10 CFR 50 App.A GDC 4 10 CFR 100 RG 1.76 , RG 1.27	可以接受
2-6	2.3.2	廠區氣象資料	10 CFR 50 App.A , GDC 2 10 CFR 100 RG 1.23 , RG 1.70	涵蓋內容可以接受，但須提供排放煙囪高度之廠區氣象資料
2-7	2.3.3	廠區氣象資料量測計畫	10 CFR 100 10 CFR 50 App.I, RG 1.23	符合法規要求，但高塔高度不足，相關氣象量測計畫必須確切地再執行

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
2-8	2.3.4	廠區短期事故劑量評估	10 CFR 50 App.A. GDC 19 10 CFR 100 , RG 1.5 , RG 1.23 , RG 1.24 , RG 1.25 , RG 1.77 , RG 78 , RG 95 , RG 145	高塔氣象資料不足代表排放煙囪 高度，相對劑量濃度( $\chi/Q$ )之計算 須於 FSAR 更新
2-9	2.3.5	廠區長期劑量擴散評估	10 CFR 50 App.I RG 1.109 RG 1.111 RG 1.112	相關 $\chi/Q$ 值及 D/Q 值須於 FSAR 更 新
2-10	2.4.1	廠址水文特性描述	10 CFR 50 App.A 10 CFR 100 NUREG-0800	可以接受
2-11	2.4.2	廠址最高可能的洪水水位高度之釐訂及以 12.0 公尺 MSL 作為廠址之設計高度應可防範 最大洪水。	10 CFR 100 RG 1.59 , RG 1.102	可以接受
2-12	2.4.3	廠區鄰近溪流之最大可能洪水高度評估	10 CFR 50 App.A GDC 2 10 CFR 100 RG 1.59	可以接受
2-13	2.4.4	廠址不會遭受潰壩之可能性	10CFR 50 App.A	可以接受
2-14	2.4.5	湧浪及振波其極限值 11.85 公尺 MSL 對廠址 無不良影響	10 CFR 50 App.A NUREG-1503 10 CFR 100	可以接受
2-15	2.4.6	廠址對最大海嘯氾濫之風險評估	10 CFR 50 App.A 10 CFR 100 NUREG-1503	可以接受
2-16	2.4.10	核四廠址防洪要求之符合性	10 CFR 50 App.A GDC 2 10 CFR 100	可以接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
			RG 1.59 RG 1.102	
2-17	2.4.11	電廠正常與緊急情況對廠址低水位之考量	10 CFR 50 App.A GDC 2 及 GDC 44 10 CFR 100	可以接受
2-18	2.4.12	廠址地下水之調查、特性、及使用情形	10 CFR 50 App.A GDC 2 及 GDC 4 10 CFR 100 App.A	可以接受
2-19	2.4.13	廠址假想輻射外釋事故地表水分析探討	10 CFR 100 RG 1.113 10 CFR 20, App.B	1. 探討方式可接受，但內容須修正，分析數據須更新 2. 廢料廠房之細部設計尚未完成，相關之分析數據應在 FSAR 更新
2-20	2.4.14	電廠技術規範與緊急運轉之要求	10CFR 50.36	建議訂定廠房內部防洪技術規範與緊急應變程序書
2-21	2.5.1	廠址基本地質與地震資訊描述	10CFR 50 APP.A GDC 2 10CFR 100 RG 1.70, RG 1.132, RG 4.2	可以接受
2-22	2.5.2	廠址之安全停機地震設計值 0.4g, 運轉基準地震值 0.2g, 含 395 年震度 6 級以上的區域地震資料及訂定台灣地區硬質廠址設計地震反應譜	10CFR 50 App.A GDC 2 10CFR 100 RG 1.132, RG 4.7, RG 1.60	可以接受
2-23	2.5.3	廠址及鄰近地區無能動斷層存在，對廠址應無安全疑慮	10CFR 50 App.A GDC 2 10CFR 100 RG 1.70, RG 1.132, RG 4.7	可以接受，惟須注意岩層剪裂帶是否連續
2-24	2.5.4	廠址結構物地盤構造與基座之穩定性評估，適	10CFR 50 App.A	可以接受，惟有四項追蹤事項均可

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
		於核能電廠之建造	GDC 1 , GDC 2 , GDC 44 10CFR 50 App.B 10CFR 100 RG 1.27 , RG 1.28 , RG 1.132 RG 1.138 , RG 1.70	由相關之工程技術完成，須於 FSAR 提報
2-25	2.5.5	核四廠址邊坡穩定性	同上	可以接受，惟需反應廠區工程施工 狀況

表 2.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
2-1	2.1.2	核四廠址禁建區與低人口密度區均暫訂為 300 公尺，但電廠細部設計未定，相關數據須再做確認。	終期安全分析報告書階段
2-2	2.1.3	為確定核四廠址鄰近人口分佈情形，法規要求須於 FSAR 階段提出前兩年執行鄰近人口分佈調查。	終期安全分析報告書階段
2-3	2.3.2	核四廠區南緣高塔高度不足涵蓋排放煙囪之高度，在此高度之廠區氣象資料必須重測兩年，作為相關項目設計與分析之用。	建廠期間
2-4	2.3.3	廠區氣象資料量測計畫，因目前之高塔高度不足，已量測之氣象數據不能代表排放煙囪之高度狀況，量測計畫必須修正後重作高塔氣象資料蒐集。	建廠期間
2-5	2.3.4	由 2.3.2 及 2.3.3 蒐集之高塔廠區氣象資料，重新計算廠區短期事故相對劑量濃度( $\chi/Q$ )。	終期安全分析報告書階段
2-6	2.3.5	由 2.3.2 及 2.3.3 收集之新高塔區氣象資料，重新計算廠區長期劑量擴散 $\chi/Q$ 及 D/Q。	終期安全分析報告書階段
2-7	2.4.13	核四廢料廠房之細部設計尚未完成，相關之分析數據應在完成設計後更新。	終期安全分析報告書階段
2-8	2.4.14	廠區開挖時須加強調查與確認岩層剪裂帶是否有連續性的問題，調查結果須於 FSAR 階段補充說明。	建廠期間
2-9	2.5.4	廠區反應器廠房基座除水系統設計必須於 FSAR 詳加說明。	終期安全分析報告書階段
2-10	2.5.4	廠區主要結構物基座之最大沉陷量及最大承載壓力必須於 FSAR 補充說明。	終期安全分析報告書階段
2-11	2.5.4	有關廠區次表面岩層與土壤之改善，應依工程進行之實際情況於 FSAR 予以補充說明。	終期安全分析報告書階段

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
2-12	2.5.4	廠區邊坡設計細節，主要邊坡剖面圖以及建造程序有更改者，FSAR 皆須詳細說明。	終期安全分析報告書階段

## 第三章 結構、系統、組件與設備之設計

### 3.1. 概述

本章之目的在證實電廠的結構、系統、與設備(Structure, System, Component, SSC)在正常運轉、意外事件及地震時仍能維持其功能，以確保機組之安全，因此在設計階段各 SSC 皆須滿足相關之法規與規範之要求。為達此目標，PSAR 第三章乃依據美國聯邦法規 10CFR50 Appendix A 中所條列之一般設計準則(GDC)，對電廠 SSC 在設計時需要考慮之要求做一完整之說明與承諾，訂定設計準則，以作為設計時之依據。

本章討論之內容有 1. 電廠 SSC 安全分類、地震分類與品質群分類之訂定，此部份在 3.2 節中說明，各種分類在表 3.2.1 中有詳細的列屬；2. SSC 設計基準負載中，所要考慮的自然現象，包括風力、颱風、淹水與地震等，在 3.3、3.4 與 3.7 中有詳細的說明與承諾；3. 拋射物撞擊事故，是否要考慮為設計基準負載，必須對其進行評估，在 3.5 節中討論拋射物事故之評估準則；4. 為求管路設計之保守性，3.6 節中訂定判定斷管與洩漏位置之準則，以作為安裝甩動抑制器、防噴流擋板等設備之依據，防止斷管或洩漏所造成的動態效應；5. 3.8 節說明各種地震一級 SSC 之地震分析模式、負載組合，並有相關承諾事項；6. 3.9、3.10、3.11 各節說明地震驗證與環境驗證之品質要求與承諾。

### 3.2. 結構、系統與設備之分類

#### 3.2.1 地震分類

根據 GDC 2 之要求，核能電廠設計須考慮地震發生時與發生後，其安全相關的 SSC 仍可維持執行安全功能之能力。安全相關者就是必須確保 1. 反應器冷卻水壓力邊界之完整性，2. 具有反應器停機及維持反應器在安全停機條件下的能力，3. 具有防止或延緩可能產生廠外輻射之能力。上述地震為 10CFR100 Appendix A 中所定義的安全停機地震(Safe Shutdown Earthquake, 簡稱 SSE)。核四廠的 SSE 訂為 0.4g，要較一般建築法規中震區所定的最大地震 0.23g 為高。根據 RG 1.29 規定，考慮 SSE 的 SSC 訂為地震一級，採用一般建築法規地震設計者則歸類為非地震一級。

核四 PSAR 中對非地震一級者之規定與傳統之核能電廠不同，將非地震一級者定名為地震二級，地震二級 SSC 再分類為 IIA、IIB 與 IIC。其中 IIA 級將 SSC 所承受之最大地震提升為與 SSE 相同的 0.4g，某些特定 IIA 級 SSC 還要考慮動態分析，以確保 SSC 在 SSE 發生時不會崩塌，達成結構完整性之要求。

核四廠 SSC 的地震分類依據 RG 1.29 訂定，列於 PSAR 表 3.2-1 中。依規定與安全相關的 SSC 須歸類為地震一級，但其中有關管路甩動抑制器 (Pipe Whip Restraint) 屬被動之設備，納為地震二級，可以接受。

由於核四廠將主蒸汽管路、主蒸汽排放管路、汽渦輪機旁通管路及冷凝器，作為假想意外事件發生時之洩漏路徑(Leakage Path)，故要求在 SSE 發生時與發生後能維持完整性。但上述洩漏路徑位於汽渦輪機廠房者，依 SRP 3.2.1 之要求，列為地震二級，為確保洩漏路徑在 SSE 發生時與發生後仍維持其結構完整性，因此 PSAR 3.2.5.3 節將其定為 IIA，考慮 SSE 與動態分析，此種考慮與美國核管會 SECY-93-087 之結論相同，可以接受。此段管路雖為非安全等級，但 PSAR 將此段管路的品質群分類歸為 B 級 (QG B)，提升品質標準，可以接受。

為更進一步確保洩漏路徑完整性之目標，PSAR 中承諾管路建造完成後，要對地震二級的管路進行 Walkdown 檢查，以判定洩漏路徑附近管路的損壞，是否會影響到洩漏路徑結構的完整性，並做適當之修正，此部份將於 FSAR 中詳細說明，可以接受。

本節結論綜合如下：

1. 表 3.2.1 中 SSC 之地震分類，符合 RG 1.29 之要求。
2. 列為地震二級的 SSC，但為洩漏路徑的主蒸汽管路與相關設備，承諾動態分析與 Walkdown 檢測，充分保障其在 SSE 作用下的結構完整性，達成洩漏路徑的目標。

上述結論，符合 GDC 2 對 SSC 之設計要具有抵抗地震能力的要求。

### 3.2.2 系統品質群分類(System Quality Group Classification)

GDC 1 要求核能電廠中安全之 SSC，在設計、製造、安裝與測試時，要校驗其品質，期能達成安全功能。反應器壓力邊界與其他與安全相關系統中，不論是否承持壓力之 SSC，皆須滿足校驗品質之要求，以達成下列三項安全功能 1.預防或減緩意外事故之後果，2.能達成反應器安全停機及維持在安全停機條件下，3.侷限放射性物質。

此外，在 3.2.1 節中討論地震分類，與安全相關之 SSC 為滿足 GDC 1 要求，所訂定的安全分類 品質群分類與品管分類都在表 3.2-1 明列。本節係依據 SRP 3.2.2 與 RG1.26 逐一審查表 3.2-1 之各項分類，將安全相關且承持壓力之設備分成 QG A、B、C、D 四級。10CFR 50.55a

規定反應器壓力邊界的設備要定義為 ASME Section III 中安全一級設備，也就是 RG 1.26 的品質群 A 類。但如某些反應器壓力邊界設備定義為品質群 B 類，則依 10CFR 50.55a(c)(2)的要求，必須提出說明。

PSAR 中亦採用美國核能學會 (ANS) 的安全分類 (Safety Classification, 簡稱 SC), 即安全一級、二級、三級(SC 1、2、3)與非安全等級(Non-Nuclear Safety, 簡稱 NNS)。RG 1.26 品質群分類 PSAR 中採用 ANS 之安全分類、ASME Code Section III 之分類，三者之關係如下；

<u>NRC 採用之 品質群分類</u>	<u>PSAR 中採用 ANS 分類</u>	<u>ASME Code Section III 分類</u>
A	1	1
B	2	2
C	3	3
D	NNS	-

所有與安全相關之 SSC，不論是否承持壓力，其於表 3.2-1 之品質群之分類，與 10CFR50.55a、RG1.26 的要求均相符合，滿足 GDC 1 的要求，因此可以接受。

### 3.3 風力與颱風負載

#### 3.3.1 風力負載

如 PSAR 3.3.1 節中所述，核四廠設計風速取自地表 9 米高度，100 年複限期 (Recurrence Interval)之統計值 194.4km/h。此處使用 1.0 的重要因素(Important Factor)，依 SRP 3.3.1 之導則，可以接受。

PSAR 3.3.1 對風力計算之有關曝露分類(Exposure Category)的選定，為反映地表之不規則性對建築物的效應，核四廠定為 D 類，係假設核四廠的廠址座落於平坦無障礙物之區域，是相當保守之設計，此點可接受。

PSAR 中使用 ANSI/ASCE 7-88 與 ASCE Paper No. 3269，將風速轉成作用於結構之有效壓力。此種方法與程序已應用到傳統結構的風力設計上，具有相當的保守性。因此結構設計可以抵擋風力負載，使得電廠結構不會受到傷害，在結構內的 SSC 亦已受到足夠的保護，可維持其安全的功能，滿足 GDC 2 具有抵抗自然環境的要求。

本節中提及地震一級廠房結構不為長條狀且不具柔軟度，故不需考慮 Vortex-Shedding 分析，因此風力可視為靜態負載。但煙囪(Stack)為長條狀且具柔軟度，其設計必須考慮動態效應，包括 Karman Vortex、Ovalling 振度與 buffeting 振動，此點可以接受。

### 3.3.2 颱風負載

PSAR 3.3.2 節說明所有地震一級結構其所承受的颱風負載，要能抵抗 252km/h 的風速。將此風速轉換成颱風負載亦根據 ANSI/ASCE 7-88 的程序，符合 SRP 3.3.2 之規定。此外還特別考慮到因颱風所引起的拋射物撞擊，係根據 BC-TOP-3 計算所得，此程序已得美國核管會的認可。核四廠的颱風設計承諾可以接受。

## 3.4 淹水設計

本節將依據 SPR 3.4.1 與 3.4.2 審查核四廠的淹水設計所作之承諾，是否滿足 GDC 2 的要求，安全相關的 SSC 是否要有保護措施以有效防止洪水與地震引起的洪水及海嘯。審查重點在整廠的淹水設計，尤其是安全之 SSC 是否會因淹水導致損壞，造成無法安全停機或輻射外洩。

PSAR 3.4.1 節討論水災之防範，考慮外來之洪水與內部設備損壞所產生的水災事件。針對外來水源所做的保護措施，要讓地震一級 SSC 被保護在所有水淹情況下仍能安全停機，因此安全相關的 SSC 要位於設計水位以上，且要在鋼筋混凝土地震一級的結構圍封下，保護性設施如下：

1. 外牆在水位下的厚度不小於 0.6m。
2. 在水位下的所有結構接點，要設有止水帶。
3. 水位下之地震一級結構與非地震一級結構間，要設置止水閘與止水門。
4. 浸在水位下之結構表面，要作表面防水，且封料沿滲透表面至少深入 150mm。
5. 地板要依據 RG 1.102 設計集水池。
6. 水面下的管路通道，不穿過外牆。

若有局部滲水時，要能以集水池的泵與集水池來控制，當外部牆之滲漏出現惡化前，就必須要改善。

在內部設備損壞所造成的水災事件分析方面，核四廠之設計為將滲漏侷限在一隔離區內的隔間分析，其相關措施承諾如下：

1. 反應器廠房與控制室廠房所設計的隔離區域內的牆面在高程為-8200mm 以下

者，至少要 0.6m 厚。

2. 廠房門與穿越孔處，要防止水由相鄰之廠房進入。
3. 樓板要能防止水滲透到較低高程之區域。
4. 穿過樓板之管線、電纜、HVAC Duct 等，要設計密封，以避免水之滲透。
5. 要注意設備人孔蓋的滲水。
6. 若管路斷裂且無防水門時，水會在可能的空間內流動，因此所有安全相關之設備至少要在樓板 200mm 以上。

以上之承諾將應用在反應器廠房、控制廠房、輔助燃料廠房、汽渦輪機廠房、廠用水泵室等處，將於 FSAR 中提出，此可以接受。

對蒸汽通道的水災分析，PSAR 報告中提及在蒸汽通道處有洩漏偵測儀器，在管路斷裂前可以偵測到洩漏(即斷前先漏，簡稱 LBB)，但此觀念在現階段尚不同意考慮，故水災對蒸汽通道的影響，及其對控制室的影響都要仔細評估，此部分將於 FSAR 中說明。若飼水管路斷裂，飼水隔離閥關不緊，則有可能排泄到汽渦輪機廠房與控制室，因此在蒸汽通道與控制室間不能有任何開孔與穿越孔，此部份可以接受。

本節中有關水位與水災防制之設計承諾，皆依 SRP 3.4.1、SPR 3.4.2 導則訂定，符合 GDC 2 之要求。

### 3.5 拋射物

本節中將對地震一級 SSC 拋射物的防護設計進行審查，拋射物包括：圍阻體內外之壓力設備與旋轉設備、汽渦輪機拋射物、颱風產生之拋射物、廠址附近之拋射物、飛機撞擊之風險等。在反應器廠房內，圍阻體內外之拋射物不能讓圍阻體喪失其功能。安全相關的設備要有相當的保護設施，防止拋射物撞擊，保證停機安全。

圍阻體外所產生的拋射物來自旋轉設備(RCIC 汽渦輪機與主汽渦輪機、泵、風扇、柴油發電機、壓縮機等) 高能量流體系統(有閥、Bonnet、Stem、壓力槽、熱井、螺栓等)。安全相關 SSC 在防制非安全相關 SSC 所產生的拋射物的撞擊上可不考慮裝設防護設備，其主要利用設備的佈置，讓非安全相關 SSC 所產生拋射物僅能撞擊到一串安全相關之 SSC，且實際上非安全相關 SSC 所產生之拋射物撞擊到安全相關 SSC 的機率很低，利用廠房佈置達成此目標，可以接受。

審查後發現，由圍阻體外所產生的拋射物所造成的損害與防制，在 PSAR 3.5 中所作的承諾，可以確保事件發生後能安全停機，滿足

SRP 3.5.1.1 與 3.5.1.2 之導則與 GDC 4 考慮動態效應之要求。

PSAR 3.5.1.1.1.3 與圖 3.5.2 說明了汽渦輪機所產生的拋射物其撞擊區域，可看出無安全相關設備在拋射物撞擊區內，故此設計滿足 RG 1.115 與 GDC 4 要求。但台電公司必須將汽渦輪機拋射物所造成撞擊事件的機率分析報告於 FSAR 申請前送原能會審查。

PSAR 3.5.1.6 中對飛機災害之機率分析，承諾其所產生之意外事件而造成輻射外洩超過 10CFR100 規定之機率小於 $10^{-7}$ ，故不需將其列為設計基準中，此報告於 FSAR 申請前送原能會審查。

### 3.6 假想性斷管動態效應之防護

本節中將對管路斷管與破管時之設計基準與防護措施之承諾進行審查，以確保反應器可以維持安全停機之功能。

#### 3.6.1 流體系統假想性斷管保護措施之設計

核四廠圍阻體外流體系統若發生斷管時，安全相關 SSC 所作防護措施之設計，本節中將根據 SRP 3.6.1 審查。SRP 的要求為要滿足 GDC 4，要考慮斷管發生時的動態效應，包括管路甩動效應、流體的噴出效應等。高能量與中能量的管路系統設計可依 BTP ASB 3-1 之導則，以符合 GDC 4。

有關主蒸汽通道中主蒸汽管路與飼水管路假想斷管的動態效應分析，將此效應列入設計基準中，PSAR 3.6.1.3.2.3 中考慮蒸汽通道中主蒸汽管的斷裂效應加上 SSE，蒸汽通道不會有損壞的情形發生，故對控制室的適居性，不會有影響。此部份之設計為原能會在建廠期間重要稽查項目之一。

#### 3.6.2 斷管與破管位置之決定

GDC 4 要求安全相關 SSC 設計要考慮正常運轉、維護、測試與假想意外事件下所產生的動態效應（包括拋射物撞擊、管路甩動、噴出流體），以免設備受損喪失安全功能。因此 PSAR 提出決定斷管位置之準則，以作為安全 SSC 裝設保護設施之依據。斷管位置決定之準則依據 SRP 3.6.2 訂定，經審查後合於規定。

### 3.7 地震設計

本節中將依 SRP 3.7.1 到 3.7.4 的要求，對核四廠 PSAR 中地震設計所作承諾

之要求與程序進行審查，以確保地震設計有相當的安全裕度。

### 3.7.1 地震設計參數

核四廠的 SSE 地震設計反應頻譜(Seismic Design Response Spectra), 其垂直與水平地表加速度定為 0.4g。地震分析時所用的兩個水平方向與一個垂直方向的三個 SSE 加速度時間歷程由人工方式產生，其產生過程的頻率區間符合 SRP 3.7.1 表 3.7.1 所列數值，再考慮 0.5%、1%、2%、5%、7% 與 10% 阻尼值。如此產生的 SSE 地表運動時間歷程(Synthetic SSE Ground Motion Time History)，涵蓋在 SSE 設計地表反應頻譜下，滿足 SRP 3.7.1 之包絡基準(Enveloping Criteria)要求。

三個加速度歷程其相關連係數(Correlation Coefficient)最大值為 0.16，較 RG 1.92 中所列之參考文獻 6 之建議值為低，因此三個加速度歷程具有統計上之獨立性(Statistical Independence)。

針對標的加速度歷程(Acceleration Time-History with Target)得到的功率頻譜密度函數(Power Spectral Density Function，簡稱 PSDF)與設計時間歷程 PSDF 比較，圖 3.7-24、3.7-25 與 3.7-26 中顯示符合 SRP 3.7.1 之要求。其中標的 PSDF 準確度的評估，係根據美國核管會的報告 NUREG/CR-5347 內 Appendix B 所建議的分析程序。而設計時間歷程的 PSDF 準確度，根據 SRP 3.7.1 1-II.1.b Option 1 評估，此部份可以接受。

核四廠地震一級結構分析中所用的阻尼值與 RG 1.61 及 RG 1.84 中所訂定的 SSE 阻尼值一致。但於設計時要考慮到應力與阻尼值之關聯性，此部份在 FSAR 時要依 ASCE 4-86 中 3.1.2.2 節之程序說明。

本節之審查結論，有關地震設計時所用加速度歷程之產生方法、其與廠址地表反應頻譜之比較、地震分析中所用阻尼值等，皆符合 SRP 3.7.1 之要求。

### 3.7.2 地震系統分析

本節對地震一級 SSC 之地震分析進行審查，包括地震分析方法、核四廠地震一級結構與反應器壓力槽設計之接受準則。

核四廠地震一級結構與反應器壓力槽的地震分析係應用反應譜法或時間歷程法，後者可採用時間領域或頻率領域。廠房內各個不同樓層所支撐的設備，其分析方法可用 1.反應譜分析法(Response Spectrum Analysis)，地震作用在所有不同

樓板上，在各個不同樓板上所產生的樓板反應頻譜中，選用最嚴重的樓板反應頻譜，作為分析的頻譜；2. 多重支撐激振分析方法(Multiple Support Excitation Analysis Method)。在 PASR 中地震分析方法有詳細說明，這些方法可以接受。

在 PSAR 中對結構分析所採用的模式，當質量點的數目為所預期結構振動模式的兩倍，且再增加自由度時結果不超過 10%，則可表示所用的質量點數目已足夠，此方法符合 SRP 3.7.2 之要求。

地震一級結構、反應器壓力槽及其內部組件、廢料廠房的分析模式在 PSAR 中都有說明，一般都用三維模式來計算地震一級結構的地震分析，若在兩個水平方向間的耦合效應不顯著，可以使用二維模式分析替代三維分析，但要比較兩者模式的頻率、參與係數、模態，以確定二維模式取代三維模式之適用性。在二維解析模式中為考慮扭轉效應，在每一樓板的巨集質量上給予最大廠房尺寸的 5% 的偏心量，以此來計算側向負載下的地震剪力，此過程符合 SPR 3.7.2 之要求。

PSAR 中所列支撐系統與其次系統間的非耦合關係的基準判定，符合 SRP 3.7.2 之要求，但於 PSAR 中亦提出另一種替代方案，此方案為參考文獻 3.7-8，奇異公司所提的方法已使用過在其他的核能電廠設計案例中，並獲美國核管會之同意，經審查後可以接受。

RPV 及其內部組件的地震分析，必須考慮與反應器廠房的耦合關係，此分析模式與程序經審查後可以接受。

廢料廠房屬於地震 IIB 級結構，設計時僅考慮到在 OBE 時之結構完整性，巨集質量，質量間採用樑元素聯結，此種模式可以接受。

核四廠的地震一級結構座落在 Competent Rock 上，所以其結構、土壤與結構之關係並不顯著，且各個廠房間是獨立的，樓板反應譜可由各廠房的時間歷程分析求得。藉由時間歷程加速度所得到的三個獨立方向的反應譜，再用 SRSS(Square-Root-of-the-Sum-of-the-Squares)得到樓板反應譜。符合 SRP 的要求。此外亦可用 ASCE 4-86 的 100-40-40 法，此法係用算數加法計算樓板反應譜，雖不是 SRP 3.7.2 與 RG 1.92 中所規定的方法，但此法已被美國核管會接受，經審查後可以接受。

在地震二級 SSC 與地震一級 SSC 間的介面關係，在 3.7.2.8 節中有詳細的規定，所有地震二級的 SSC 要滿足下列要求中任何一項；

1. 地震 IIC 級 SSC 的崩塌，不能發生 IIC 級 SSC 撞擊地震一級 SSC。
2. 地震 IIC 級 SSC 的崩塌，不能傷害到地震一級 SSC，此點可藉由探討崩塌的 IIC

級 SSC 對其相鄰地震一級 SSC 所產生的衝擊力的效應來證明。

3. 地震 IIA 級 SSC 要能抵抗 SSE，不能崩塌影響到相鄰的地震一級 SSC。

4. 地震 IIB 級 SSC 在 OBE 時仍要維持其彈性行為。

此準則可以接受。

為考慮結構與土壤材質的不確定因素、分析模式的不定性，樓板反應譜的對應峰值的頻率處給予  $\pm 15\%$  寬廣度處理，若對參數變化有詳細的探討，寬廣度可降為  $\pm 10\%$ ，此種方法為 ASME Section III 所引用，程序符合 SRP 3.7.2、RG1.122 與 RG 1.84 要求。

結構抵抗地震翻轉(Overturning)的穩定性分析，SSE 發生時，在翻轉所需位能與結構最大動能間有 1.1 倍的安全係數，此方法與 SRP 3.7.2 中的導則相合。

地震一級 SSC 的地震分析中所用的方法與接受準則，經審查後符合 SRP 3.7.2 要求，可以接受。

### 3.7.3 地震次系統分析

前節中未提及的地震一級 SSC，例如管路、管路支撐、電纜拖架、電纜通道、地表上之桶槽、地下埋管與各種通道之地震分析與程序，將在此節中進行審查。

在次系統分析中，PSAR 提出五種方法：

1. 動態分析
2. 測試
3. 等效靜態負載分析法
4. 第 1 與第 2 之組合
5. 第 2 與第 3 之組合

動態分析法可使用反應譜分析法或時間歷程法，時間歷程法使用模態疊加法或直接積分法，次系統的運動輸入值可由主結構反應分析所得的頻譜反應或時間歷程而得。在支撐處的時間歷程輸入數據在 PSAR 3.7.2.1 中說明。所建立的分析模式與程序要符合 SRP 3.7.3 動態分析的導則，模態的組合依據 RG1.92 所提供的方法。

次結構分析中的地震輸入值，所使用的樓板反應頻譜包絡曲線，係由結構的時間歷程分析求得，扭轉效應係考慮了偏心質量求得，這些次系統的模式與分析方法滿足 SRP 3.7.3 的要求，可以接受。

地震一級之電纜拖架與導管支撐使用模態反應頻譜法分析，分析過程與設計準則於 PSAR 3.8.4 中有詳細的說明，可以接受。

地震一級之地下管路裝設在通道內，PSAR 3.7.3.12 描述地下管路分析的準則，考慮地震波、錨點微動位移、幾何彎曲及曲率之變化、土壤沉壓等效應，詳細之設計將在 FSAR 中說明，此部份可以接受。

地震分析中所用的時間歷程分析法，對時間歷程的輸入都考慮  $\pm 15\%$  的誤差，因安全釋壓閥沖放的時間歷程可藉由保守的試驗中求得，故不考慮 15% 的誤差，可以接受。

在決定地震週期的次數時，PSAR 中採用每十個週期，有一個 SSE 與五個 OBE，此數值是依據 SRP 3.9.2 所建議，可以接受。

核四廠的設計中頻率的範圍在 0.25 與 33Hz 間，若次系統的頻率大於 33Hz，可視為相當剛性，若低於 0.5Hz 則不予考慮，系統太過柔性不宜在電廠設計中出現，此種設計準則可以接受。

次系統的設計經審查後，可以滿足 GDC 2 與 10CFR100 Appendix A 有關抵抗地震之要求。

### 3.7.4 地震儀器

台電公司所提供的地震儀器，必須要有量度地震效應的能力，要滿足 GDC 2 與 10CFR100 Appendix A 的要求。特定地震儀器的安裝在 PSAR 3.7.4.1 中說明，在圍阻體結構內、其他地震一級結構與自由場(free field)裝置地震儀器是可接受的方案。可記錄地震地表運動數據、地震發生時主要結構與系統地震反應之振幅、頻率與相角等關係。由各個不同地震儀器所讀出的相關數據，可產生足夠的資訊提供給運轉員，看是否有超過需要停機之地震。由這些地震儀器得到的數據，可充分判定在地震設計中所用的假設與分析模式是否足夠，若要持續運轉亦不超過允許應力，審查認為地震儀器的設計可以接受。

## 3.8 地震一級結構之設計

### 3.8.1 混凝土圍阻體

圍阻體為鋼筋混凝土圓柱形殼結構，內為鋼質內襯(Steel Liner)，除浸水表面使用不銹鋼或有不銹鋼護板外，內襯材料為碳鋼。以

Diaphragm Floor 與 Reactor Pedestal 分界, 構成 Upper Drywell Chamber Lower Drywell Chamber 與 Suppression Chamber 三部份。圍阻體被反應器廠房、廠房樓板與用過燃料池結構所圍住。相關尺寸如下表：

項目	數值
圍阻體壁厚	2.0m(6ft 7in)
內徑	14.5m(47ft 7in)
高度(由基座頂到最高樓板)	29.5m(96ft 9in)
頂部樓板厚度	2.2m
設計壓力	310.3kPa(45psig)

圍阻體設計抵抗各種負載之組合；包含死重、活載重、環境負載（風力、颱風、地震）正常運轉負載與假想 LOCA 發生時所產生之負載。其設計、製造、建造與測試依據 ASME Code Section III Division 2、Subsection CC 一九八九年版。允許之切向剪應力為  $2.4\sqrt{f'_c} = 3.92MPa$ ，用於基座之混凝土強度  $f'_c = 27.6MPa$ 。此許可剪應力可以接受。

混凝土圍阻體的主要設備包含人員出入口、設備出入口、穿越口、乾井頂部，其設計與圍阻體殼柱所受負載相同。這些設備的製造與測試可視為 MC 級設備，依據 ASME Code Section III, Division 1。3.8.7.1 中台電公司承諾圍阻體要依據 ASME Code Section III, Division 2（一九八九年版）CC-6000 與 CC-6230 執行結構完整性測試 (Structural Integrity Test, 簡稱 SIT)。此部份可接受。

圍阻體的設計要抵抗各種負載的組合，包括死重、活載重、環境負載（風力、颱風與地震）由 LOCA 所產生的 CO、CH、VLC、PS、AP 等。因 LOCA 產生的 SRV 與 Hydrodynamic 負載將在 FSAR 中詳細說明。圍阻體的設計負載、負載組合與負載因素等列在表 3.8.1 中，其中編號 8 的負載組合中，使用 1.0 的負載因素，雖與 SRP 3.8.1 導則中的 1.25 不合，但 SRV 負載本身已有相當的安全裕度，1.0 係採用 ASME Section III, Division 2, Subsection CC 之定義，可以接受。表中其他數據皆符合 SRP 3.8.1 的導則。

圍阻體的設計、製造、建造與測試係依據 ASME Section III, Division 2, Subsection CC, 一九八九年版，此年版為 10CFR50.55a 所引用，可以接受。

圍阻體結構使用計算機軟體 NASTRAN 進行線彈性有限元素分析，圍阻體與反應器廠房為一整體之結構系統，圍阻體取軸對稱方式分析，反應器廠房與蒸汽通道取  $180^{\circ}$  一半對稱分析，詳細的有限元素分析將於 FSAR 中說明。

PSAR 3.8.1.7.1 說明當圍阻體建造完成後，台電公司將依據 ASME Code Section III, Division 2(一九八九年版)與 RG 1.136 執行結構完整性測試，此點可以接受。

### 3.8.2 鋼筋混凝土不銹鋼設備

核四廠混凝土圍阻體中具有不銹鋼設備的有人員出入口、設備出入口、穿越口及乾井頂部等，這些設備的負載與負載組合與其設備與混凝土相連處所受的負載相同，這些設備的製造與測試依據 ASME Section III Division 1 Class MC 規定。乾井頂部包含薄殼、法蘭組件與錨定設備等分析，由於外部壓力、內部壓力、死重、活載重、熱應力與地震力所產生的不連續應力，將依據 ASME Section III Division I Subarticle NE-3130 NE-3200 進行評估，設計方法與使用規範符合 SRP 3.8.1 之導則，可以接受的。

PSAR 3.8.2.4.1.1 中說明 knuckle 區域由於內壓引起的壓應力，將依據 ASME Section III Division I Subarticle NE-3222 或 Code Case N-284 評估其 Buckling 現象，此點可以接受。

本節中有關分析、設計所用的準則，混凝土中不銹鋼設備的製造、測試，各種負載的考量，所使用的規範、導則可以接受。

### 3.8.3 混凝土圍阻體之混凝土與不銹鋼內部結構

核四廠圍阻體內部結構包括鋼筋混凝土的 Diaphragm 樓板、反應器的 Pedestal、反應器屏蔽牆與其他結構。Diaphragm 樓板分隔上乾井與抑壓池。Pedestal 為一很大的圓柱形殼體，下乾井位於其內。這些內部結構設計的規範採用 ACI Standard 349 (一九八一年版)，此規範可以用來設計地震一級鋼筋混凝土結構。但其中不銹鋼嵌入物之設計，欲使用此規範則要參考 NUREG-1503 Appendix G 內之限制要求。

混凝土與不銹鋼結構之製造、建造、安裝將依據 ACI 標準 349(一九八一年版)、ANSI/AISC 標準 N-690 (一九八四年版)與 ASME 規

範一九八九年版，可以接受。

本節中所用的分析與設計準則，內部結構之建造所考慮的預期與假想負載，結構物使用壽命期間所用的規範與標準均可接受，因此滿足 RG1.94 Rev. 1、RG1.136 Rev. 2、RG 1.142 Rev. 1 的要求。

#### 3.8.4 其他地震一級結構

核四廠中其他地震一級結構有反應器廠房、控制廠房、輔助燃料廠房、安全使用水泵室、地震一級之電纜、拖架、HVAC 通道與其支撐等設備與結構。

在地下之外牆地震分析時，作用於其上的土壤壓力具有動態性，故要考慮土壤與結構間之互相關係，這是正確的。設計負載、負載組合、負載因素與地震分析之準則列在 PSAR 3.8.4.3.1.2 與 3.8.4.3.1.1 中，符合 SRP 3.8.4 之導則。進一步詳細之分析，應考慮滑動、翻轉與浮動等效應將在 FSAR 中說明。

#### 3.8.5 基礎

核四廠各廠房使用獨立的鋼筋混凝土基底。反應器廠房的基礎與圍阻體是一體的，以支持圍阻體結構、基座(Pedestal) 其他內部結構。由於圍阻體結構基礎與反應器廠房之基礎為一體，故基礎可設計為圍阻體邊界的一部份。混凝土基礎設計為抵抗各種負載之組合，有死重、活載重、環境負載（風力、颱風、地震力）、高能量管路產生的動態負載。

基礎使用防水設計，各防水層間地震剪力的傳遞，在土壤結構互制分析時要納入考慮，此結構與基礎耦合之模式與分析，將於 FSAR 中詳細說明。

混凝土基底設計的規範使用一九八一年版的 ACI 349 標準，在圍阻體邊界使用 ASME Code Section III Division 2 一九八九年版。結構的製造、安裝與測試亦採用相同的規範與標準。

### 3.9. 機械系統與設備

本章將根據 SRP 3.9.1 到 SRP 3.9.6 審查各種安全相關機械設備的結構完整性

與功能，範圍並不僅限於 ASME 規範之設備，例如 CRDM、反應器內部組件及其他用工業標準設計的安全相關管路等。內容包含負載組合、允許應力、分析方法與運轉前測試以確定機械設備在各種運轉狀況下，有能力執行其安全相關功能。

### 3.9.1 機械設備之特殊議題

表 3.9.1 將核四廠設計時考慮的設計暫態列出，以作為反應器壓力槽設計與疲勞分析之根據。其中所考慮的各種暫態次數係以六年的壽命為基礎。所列出作為設計之用的數據，可以接受。

在分析過程中所用的計算機程式列在附錄 3D 中，依據 10CFR50 Appendix B，這些程式要有品質控制，要根據 SRP 3.9.1 的建議進行驗證。

PSAR 3.9.1.3 說明某些設備要用分析方法與實驗方法組合來進行設計工作，然實驗方法要符合 ASME Section III Appendix II 的規定，此承諾符合 SRP 3.9.1 的要求。

PSAR 3.9.1.5 說明在所有的設計中可用非彈性分析，例如斷管後因管路甩動造成支撐結構的大變形、RIP 馬達殼的破裂與 CRDM 之破裂等事件，可以接受。

本節中所考慮的設計暫態、與機械設備設計時考慮的負載組合符合 GDC 1、2、14、15；10CFR50 Appendix B、10CFR100 Appendix A。

內容	符合之準則
列出 Class 1 機械設備與支撐設備設計時所要考慮的設計暫態與負載組合。	GDC 14、15
設計暫態中考慮地震與自然現象之效應。	GDC 2、10CFR100 App. A
證明設計方法與使用計算機程式之驗證與品管	GDC 1、10CFR50 App. B

### 3.9.2 動態測試與分析

本節中審查範圍為管路系統、機械設備、振動設備支撐的測試與動態效應量測，以確保設備之完整性。

在運轉前之測試方案中，要執行管路振動、熱膨脹與動態效應測試，其目的在確保管路振動在可接受的限值內，管路的膨脹要符合設計的要求。要監控的系

統有安全相關管路 在地震一級結構內的高能量管路 因損傷會造成地震一級 SSC 損及安全功能的高能量管路、位在圍阻體外屬地震一級的中能量管路。測試方案中包含了儀器之量測與合格之目視檢測，將依據 ANSI/OM-1987 PART 3 與 ANSI/OM-1986 Part 7 訂定規格。審查發現這些準則可以提供管路在六 年壽命 中，為防制振動與熱膨脹之安全限值，符合 SRP 3.9.2 之規定。

由於運轉前測試的要求，將會使 RCPB 相關的設計與測試滿足 GDC 14 與 15，RCPB 發生快速斷裂的狀況的機會變得很低。

因 ABWR 反應器內部組件與傳統 BWR 有很大的不同，故在試運轉前要進行流體誘發振動之預測，此外並依據 RG1.20 C1.1 與 C2 進行測試，以評估在穩定狀態與運轉暫態下的動態響應。由於 ABWR 測試僅有日本 K-6 與 K-7 執行過，因此核四廠在執行反應器內部組件之流體誘發振動試驗時，應將試驗之方案與預測分析先行送原能會審查。

因反應器內部組件之動態測試依 RG1.20 導則執行，在試驗前訂有試驗方案，以測試方式證明反應器內部組件滿足 GDC 1 與 4 之要求。

### 3.9.3 ASME 一、二、三級設備、設備支撐與爐心支撐結構

PSAR 3.9.3.1 中提供 ASME 各級設備、設備支撐與爐心支撐結構的負載組合與應力計算方法，均依 SRP 3.9.3 之導則。

PSAR 3.9.3.4 與 3.9.3.5 說明 ASME 各級設備支撐之設計方法，其所依據之規範為 ASME Code Section III Subsection NF，此外可用 Code Case N-476 加強。若作用在剪力中心處的設計負載為納入偏心負載或扭轉負載，則要依據 AISC T114-2/83 所提供之分析方法進行偏心與扭轉分析。雖然 Code case N-476 未被 RG1.84 所引用，但 NUREG-1503 已評估過其對 single-angle member 提供足夠的設計規則，同意使用此個案，因此在核四應用是可接受的。

PSAR 3.9.3.4.1 說明管路支撐設計之負載組合，符合 SRP 3.9.3。管路支撐的應力極限根據 ASME Section III Subsection NF 與 Appendix F（一九八九年版）。

### 3.9.4 控制棒驅動系統(CRDS)

本節中將依據 SRP 3.9.4 審查 CRDS 與控制棒的介面，CRDS 的設

備為主要壓力邊界的一部份，屬於 SC 1、QG A，根據 ASME Section III Class 1 要求設計與 10CFR50 Appendix B 的品保要求。CRDS 包含 FMCRD 與控制棒驅動液壓系統。PSAR 3.9.4 中有關資料的審查，其目的在確保此系統在正常運轉與異常狀況下的完整性，這些準則符合 SRP 3.9.4 的規定。

PSAR 3.9.4 第一段說明 CRDS 的設計使用 ASME Class 1 與 10CFR50 Appendix B 的要求，故滿足 GDC 1 與 10CFR50.55a 有關 CRDS 的設計要達到相關品質標準，以執行安全功能。CRDS 的設計要能抵抗 SSE 與假想意外事件所延伸的效應，要有足夠的設計裕度，因此滿足 GDC 2 的要求。CRDS 中為 RCPB 的部份，已考慮在設計、建造、測試時發生整體快速斷裂的機率很低，滿足 GDC 14 之要求。

### 3.9.5 反應器壓力槽內部組件

本節將根據 SRP 3.9.5 審查反應器壓力槽內部組件負載組合、允許應力、變形限度與其他在設計中所用的準則。PSAR 3.9.5.3.5 說明 ABWR 爐心支撐結構依據 ASME Section III Subsection NG 設計與建造。PSAR 3.9.5.3.6 說明爐心支撐結構以外之爐心內部組件的設計準則、負載條件與分析方法，滿足 ASME Section III Subsection NG-3000 的規定，符合 SRP 3.9.5，可以接受。

PSAR 表 3.2-1 中爐心支撐結構與安全相關內部組件歸類為 SC 2，品管要求要符合 10CFR50 Appendix B 之要求。此外，3.9.1 節、3.9.2.4 節與 3.9.3.1 節說明設計暫態、負載組合與應力限度。這些準則的實施提供保證內部組件在地震與意外事件時所產生的變形與應力不會超過允許值，在運轉壽命其間最嚴重的事故也不會喪失其安全功能，維持結構完整性。此點滿足 GDC 1、2、4、10 之要求。

### 3.9.6 泵與閥之測試

PSAR 3.9.3 說明安全相關泵與閥的設計，在設計過程中所使用的負載組合與應力極限要確保設備壓力邊界的完整性。此外持照者要依據 ASME Section XI 與 10CFR50.55a(f) 執行定期測試，所量測的數據與基本數據比較以了解長期的老化，並確定其可用性。

安全相關泵與閥 IST 的執行，係依據 ASME/ANSI OM 規範的要求，其所引用的年版都符合 10CFR50.55a 中所引用的規定。PSAR 表

3.9-8 中列出 IST 的參數與測試頻率，此表係依據 ASME B&PV Code Section XI 要求訂定以作為設計驗證與測試資料之參考。IST 包括每一個的泵與閥的測試、每一項測試的規範要求、測試參數與測試頻率、P&ID 泵與閥的位置，除此之外可提出 request for relief，但要經過管制單位的同意。

本節中 IST 的訂定符合 GDC 37、40、43-46、54 與 10CFR50.55a(f) 之要求，可以接受。

### **3.10. 機械與電器設備之地震驗證**

針對機械與電器設備之地震驗證中所用的方法，將依據台電公司所提供的地震驗證方案，此方案符合 RG 1.89 引用的 IEEE 323、RG1.100 引用的 IEEE 344。此方案中所用的地震參數將要以核四廠的地震資料為準。PSAR 3.10.1.1 與 3.10.5.3 提出有關地震驗證的相關承諾與資料，滿足 RG1.100 之要求，可以接受，但耐震驗證方案應送管制單位審查。

### **3.11. 機械與電器設備之環境驗證**

為確保電廠中的設備能執行其安全功能，必須驗證設備在營運期間於假想的各種條件下均能發揮其安全功能。因此要考慮到 GDC 1、4 與 10CFR50 Appendix B 中的準則 III、XI 與 XVII。電器設備驗證的方法與程序要滿足 10CFR50.49、NUREG-0588 Rev. 1、RG 1.89。此外 NUREG-0588 所定義的驗證方法亦可用於機械設備中。台電公司將提出環境驗證之方案以作為安全相關設備的嚴酷環境測試之藍本，本節承諾符合相關法規之要求，可接受。

### **3.12. 審查結論**

根據上述各節審查發現，對台電公司之要求事項與審查結論，其歸納於表 3-1 與 3-2 中。

**表 3.1 重要審查結論摘要**

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3-1	3.2.1	表 3.2.1 中針對各項 SSC 之地震等級完成地震一級與地震二級之分類。	GDC 2 , RG1.29	符合，可接受。
3-2	3.2.1	汽渦輪機廠房內屬於意外事故洩漏路徑之管路與設備，若列為地震二級者，地震分析要提升為 SSE，且進行動態分析。	SECY-93-087	符合，可接受。
3-3	3.2.1	在洩漏路徑附近的非地震一級之 SSC，在運轉前要執行 Walkdown，以確保這些 SSC 是否會影響到洩漏路徑 SSC 的完整性。	SECY-91-153	列為試運轉前之稽查項目，台電公司要訂妥 Walkdown 之檢查計畫。
3-4	3.2.2	核電廠將 SSC 依其安全等級之重要性，予以品質群分類，以作為品質管制之依據	GDC 1, RG 1.26	符合，可接受。
3-5	3.3.	核四廠風力與颱風負載，採用廠址 100 年之複限期之資料統計所得。	GDC 2 , ANSI/ASCE 7-88	原能會於 82 年 11 月已審查同意核四之風力與颱風負載。
3-6	3.3	核四廠地震一級結構之風力負載計算。	ANSI/ASCE 7-88	符合，可接受。但煙囪要考慮各種的動態效應與動態分析。

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3-7	3.3	核四廠之颱風負載計算與颱風引起拋射物之撞擊結構物分析	ANSI/ASCE 7-88、BC-TOP-3	符合，可接受。
3-8	3.4	控制室、反應器廠房與汽渦輪機廠房之設計要考慮淹水分析。為防止飼水管路斷裂，大量水流到控制室，在蒸汽通道與控制室間不能有任何之開孔與穿越孔	GDC 2	符合，可接受。但在 FSAR 中要詳細說明各廠房之淹水分析，且要詳細探討蒸汽通道飼水管斷裂所產生的淹水事件效應。
3-9	3.5	在假想汽渦輪機拋射物撞擊範圍內，沒有安全相關之 SSC 佈置在內。	RG1.115，GDC 4	符合。但台電公司必須將汽渦輪機拋射物所造成撞擊事件的機率分析報告，送原能會審查。
3-10	3.5	有關飛機災害之機率必須滿足 10CFR100 之規定。	SRP 3.5.1.6	台電公司要依據 SPR 3.5.1.6 之要求，進行事故機率低於 $10^{-7}$ 之分析，並送原能會審查。
3-11	3.6.	主蒸汽通道設計考慮管路斷裂所造成的動態效應與 SSE 共同作用下，不會有損壞的情形發生，對控制室的適居性不會有影響。	SRP 3.6.1	符合，可接受。在 FSAR 中要詳細說明，此部份將列入原能會稽查之重要項目。
3-12	3.7.1	經由人工方式所產生的三個方向的加速度時間歷程，涵蓋在 SSE 設計地表反應譜下，且具有統計上的獨立性。	SRP 3.7.1，RG 1.92	符合包絡基準與統計獨立性之要求。

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3-13	3.7.1	地震分析時所用的參數，如地表反應譜、PSD、結構與土壤間阻尼值，均依相關準則完成。	SRP 3.7.1、RG 1.61、1.84	符合，可接受。但在 FSAR 有關地震分析中，所用結構阻尼值與結構應力的關聯性，要有詳細的說明，以正確反映所用阻尼值之正確性。
3-14	3.7.2	地震一級結構之地震分析，採用反應譜分析法及多重支撐激振分析法。反應器壓力槽及其內部組件之地震分析，必須考慮其與反應器廠房之耦合關係。	SRP 3.7.2	符合，可接受。
3-15	3.7.2	結構分析模式質量點數目與自由度之選取原則說明。若兩個水平方向間耦合效應不顯著，可用二維簡化模式。	SRP 3.7.2	符合，可接受。但於 FSAR 中詳細說明二維與三維模式在頻率、參與係數與模態之比較，以確定二維模式之適用性。
3-16	3.7.2	地震一級結構之樓板反應譜之設計，可用 SRSS 與 100-40-40 法，且在相對峰值之頻率處考慮寬廣度處理。	SRP 3.7.2 、 RG1.92、 ASCE 4-86 、 ASME Section III	符合，可接受。

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3-17	3.7.3	次系統的動態時間歷程積分法，其動態輸入值要考慮到±15%的誤差值，但安全釋壓閥沖放之時間歷程可不考慮此誤差值，採用試驗值。	SRP 3.7.3	符合，可接受。安全釋壓閥動態輸入值不考慮此誤差之引用，因其值由試驗求得，在FSAR中要將此部份詳細說明。
3-18	3.8.1	圍阻體設計、製造、建造與測試所依據的規範是1989年版的ASME Section III Division 2 Subsection CC	10CFR50.55a	符合，可接受。
3-19	3.8.2	圍阻體之不銹鋼設備其設計規範為1989年版的ASME Section III Division 2 Subarticles NE-3130與NE-3200。有關壓應力設計採用NE-3222或Code Case N-284。	SRP 3.8.2、ASME Section III	符合，可接受。
3-20	3.8.3	圍阻體內混凝土與不銹鋼內部結構，設計採用ACI 349(1980年版)與ANSI/AISC N-690(1984年版)。	SRP 3.8.3、ACI 349、ANSI/AISC N-690	符合，可接受。其中不銹鋼嵌入設備雖可採用ACI-349，但其限制要依據NUREG-1503 Appendix G之要求。
3-21	3.8.4	其他地震一級結構之地震分析，要考慮土壤與結構互制關係，在FSAR中要詳細說明滑動、翻轉與浮動等效應之分析。	SRP 3.8.4	符合，可接受。

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3-22	3.8.5	核四廠基礎使用防水層，因此在土壤與結構互制分析中要考慮此效應。	ACI 349 ASME Section III Div. 2	符合，可接受。結構與基礎耦合分析中防水層之效應，於 FSAR 中要詳細說明。
3-23	3.9.1	反應器設計中所用之暫態訂定，以設計壽命 60 年為準。	GDC 2	符合，可接受。
3-24	3.9.2	安全相關機械設備之動態測試與分析依據承諾依 ASME 之規定執行。	GDC 1、2、4、14、15	符合，可接受。核四廠在執行反應器內部組件之流體誘發振動試驗，試驗方案與預測分析須送原能會審查。
3-25	3.10	機械與電器設備之地震驗證，台電公司將提出地震驗證方案。	RG1.89、1.100	可接受，但地震驗證方案將送原能會審查。
3-26	3.11	機械與電器設備之環境驗證，台電公司將提出地震驗證方案	10CFR50.49	可接受，但環境驗證方案將送原能會審查。

表 3.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
3-1	3.2	在洩漏路徑附近的非地震一級 SSC 之 Walkdown 檢查	試運轉階段
3-2	3.3	反應器廠房之煙囪設計稽查	建廠期間
3-3	3.5	汽渦輪機拋射物所造成撞擊事件的機率分析報告審查	建廠期間
3-4	3.5	飛機災害事故機率分析之審查	建廠期間
3-5	3.6	蒸汽通道中主蒸汽管路與飼水管路斷管動態分析稽查	建廠期間
3-6	3.8	反應器廠房與控制室廠房地震設計稽查	建廠期間
3-7	3.9	管路設計程式之驗證審查	建廠期間
3-8	3.9	反應器內部組件流體誘發振動試驗方案與預測分析審查	試運轉階段
3-9	3.10	機械與電器設備之地震驗證方案審查	建廠期間
3-10	3.11	機械與電器設備之環境驗證方案審查	建廠期間

## 第四章 反應器

### 4.1 概述

核電廠的反應器主要是由反應器壓力槽、反應器內部組件、維持壓力邊界之附屬組件所組成。壓力邊界之附屬組件包括控制棒驅動殼、爐內儀器套管、壓力槽頂蓋排氣及噴灑管等。反應器壓力槽則包括內部再循環水泵泵殼、主蒸汽出口噴嘴之限流器、爐心側板支撐結構、以及分隔再循環水泵進口與出口之泵艀板。反應器壓力槽與壓力邊界附屬組件之設計要求在第五章有較詳盡的敘述，本章的討論僅限於內部組件與爐心相關的部分。

主要的反應器內部組件則包括爐心（燃料、控制棒、偵測儀器）、爐心支撐結構（爐心側板、上部繫板、爐心底板）、爐心側板頂蓋、汽水分離器、蒸汽乾燥器、飼水噴嘴和爐心緊急注水噴嘴。

由於反應器相當於核電廠的心臟，為了防範放射性物質外釋，反應器內部組件必須滿足多層次的安全要求（自燃料機械結構至停機能力等），因此本章主要目的即在審查燃料系統設計、爐心中子設計、爐心熱水力設計、控制棒驅動系統與反應器內部組件材料、控制棒驅動系統功能設計、控制棒佈局及功率分佈等，確認相關之安全要求是否皆已符合。有關本章之審查所需要滿足的主要法規有 GDC、10CFR 50、ASME Code、RG 等，詳如后述。

### 4.2 燃料系統設計

反應器爐心之燃料系統設計包含燃料組件與控制棒二大部分，其中燃料組件又可再細分為燃料棒、水棒、間隔板、頂部繫板、底部繫板、燃料匣與鎖緊裝置等。此部分審查所需符合之相關法規有 GDC-4、GDC-25、GDC-28、GDC-29 等項，而為符合上述法規所需審查之設計細節，則示如表 4.1。

#### 4.2.1 核燃料機械設計

核四廠預定將使用奇異公司(以下簡稱 GE)設計之 GE12 型燃料，其設計外觀如圖 4.1 所示，設計主要參數列如表 4.2。國內使用 GE 燃料已

有多年的經驗，例如目前核一廠的 GE9B 燃料。基本上來說，GE12 是一種較新的產品，與傳統設計之主要不同處有燃料棒數增加、部分長度棒的使用、水棒加大、間隔板加多、頂部繫板與底部繫板壓降改變等方面。為了改善燃料使用率與熱限值餘裕，GE12 使用較細的燃料棒，熱傳面積增加使得燃料溫度與分裂氣體釋出率降低，為防範爐心水流所導致的振動問題，GE12 增加了間隔板數目，同時為了彌補所衍生的臨界功率問題，則在間隔板上設置漩渦導片。此外，GE12 加大了水棒的尺寸，這項改變也會提高爐心的反應度餘裕。為改善爐心熱水力穩定性，GE12 使用了 14 支部分長度棒，並且減少頂部繫板壓降且增加底部繫板壓降。基本上，GE12 的設計目標是一方面提高反應器運轉餘裕，而另一方面則增加燃料使用率。

PSAR 階段的審查，由於細部設計資料並未涵括在內，因此主要重點在設計目標是否符合法規要求。經參考美國核管會所核准的 GE 燃料設計準則（GE Fuel Licensing Criteria, GEFLC），在該準則中，GE 基本上承諾了以下事項：

1. 使用壽命期間，燃料棒與燃料束之應力與應變將在材料限值內，且設計之疲勞因子也將符合材料性質。（此承諾符合表 4.1 之 A-(a),(b)項）
2. 將經由機械測試的方法，驗證燃料棒與燃料束不會因為機械磨損而損壞。（此承諾符合表 4.1 之 A-(c)與 B-(c)項）
3. 有關氧化與腐蝕產物堆積的效應，將包含在燃料棒與燃料束設計評估中。（此承諾符合表 4.1 之 A-(d)項）
4. 製造過程中，將控制燃料棒內之氫含量，以確保氫化現象不致影響護套之機械完整性。（此承諾符合表 4.1 之 B-(a)項）
5. 燃料棒之設計將確保燃料棒與燃料匣之彎曲不致造成過渡沸騰而影響護套之機械完整性。（此承諾符合表 4.1 之 A-(e)項）
6. 燃料護套不會因所受之壓力而導致機械完整性喪失。（此承諾符合表 4.1 之 A-(f)項）
7. 將以分析方式保證在 LOCA 及 SSE 下，控制棒可以插入爐心。（此承諾符合表 4.1 之 B-(b)項）
8. 不會因護套塌陷而發生燃料棒機械完整性喪失。（此承諾符合表 4.1 之 B-(b)項）
9. 不會因護套中之燃料過熱而導致燃料機械完整性喪失。（此承諾符合表 4.1 之 B-(e)項）

10. 不會因燃料護套與燃料丸作用(PCI)而導致燃料棒機械完整性喪失。(此承諾符合表 4.1 之 B-(g)項)
11. 將在極限 (Bounding) 的爐心功率，具有最多燃料束接近熱限值的軸向功率分佈，最多燃料棒接近過渡沸騰的局部功率分佈下，以 99.9% 燃料棒不會發生過渡沸騰的條件，訂定最低臨界功率比(MCPR)安全限值，並以最嚴重之可預見運轉狀況分析 MCPR 運轉限值。(此承諾符合表 4.1 之 B-(d)項)
12. 將以週期相關之分析或以個廠之 generic 分析，確保落棒事故下之燃料安全性。(此承諾符合表 4.1 之 B-(f)與 C-(c)項)
13. 將以分析之方式，確保 10CFR50.46 要求之符合。(此承諾符合表 4.1 之 B-(b)與 C-(a)項)
14. 對任何新推出之核燃料設計，將以個廠之方式，分析最大平面單位長度平均發熱量 (MAPLHGR) 調整因子。(此承諾符合表 4.1 之 C-(c)項)

根據 GEFLC 之敘述，表 4.1 中的要求項目除 A-(g)、A-(b)、B-(i)與 C-(d)外，皆已有符合之承諾。經參考台電公司於申請核一廠使用 GE9B 燃料時所送之 GE 設計報告，其中說明 GE 的燃料設計已將搬運、吊裝以及運轉中的冷卻水流沖擊等事項列為設計要求，因此表 4.1 中之 A-(g)、B-(i)、C-(d)等項，也可以在該報告中得到符合之承諾。

GE12 的設計也是根據 GE 燃料設計準則完成的，針對 GE12 之設計，GE 也提出法規符合性之專案評估報告，該報告中已就各項設計準則一一說明 GE12 的符合情形，因此 GE12 之設計均有符合法規要求之承諾。然而細部設計之查證係屬 FSAR 之審查範圍，因此該報告應於 FSAR 階段再行詳細審查。有關燃料設計之安全審查，除了設計層面外，使用經驗也是必須注意的方向。經向台電公司查詢，獲知該型燃料在先導燃料(Lead Use Assembly, LUA)計劃上，已有近五年之經驗，而在正式核反應器爐心換填上，也已有二年的經驗，而至今並無發生破損的報導 (Q/A 之 04-30)。此外我國核一廠一號機也自八十五年起引進四束 GE12 型燃料進行 LUA 計劃，截至目前為止，大修時之檢測結果並未發現異常的現象。

由於核四廠與標準 ABWR 的主要差別之一是安全停機地震 (SSE) 的設計值，因此耐震性能是核四廠燃料設計審查的另一項重點。參考台

電公司所提供之資料(Q/A 之 04-18 及 04-20), GE12 與 GE9B 都具有 SSE 為 3.9g 之設計標準, 但 GE12 燃料匣的耐震設計值為 3.1g (GE9B 為 3.6g), 因此 GE12 燃料束之耐震要求可以接受, 但是燃料匣的耐震能力是否足夠則將在 FSAR 時仔細審查。此外台電承諾, 分析上將以 LOCA 加上 SSE 的情況, 作為耐震分析之標準, 因此在這方面之承諾也符合法規要求。

在核四廠的 PSAR 中, 台電公司並沒有提出 GE12 的燃料丸燃耗限值, 然而參考美國核管會對核燃料使用在高燃耗區這項議題所建議的應注意事項, 基於以下原因, 燃耗限值如果提高應仔細審查:

1. 分裂氣體的增加與燃料熱傳係數的降低;
2. 燃料在高燃耗時之 LOCA 行為改變。
3. 護套材質延展性在 60GWD/MTU 以上顯著降低。
4. 運轉經驗與暫態數據的欠缺。

台電公司在核一廠 LUA 計劃引入四束 GE12 燃料時, 曾申請 GE12 燃料丸燃耗上限訂為 70 GWD/MTU, 此申請目前尚未獲得原能會同意, 未來在核四廠 FSAR 階段的細部設計審查時, 將詳細審查。此外, 針對核四廠使用 GE12 型式燃料, 台電公司應建立平行分析能力, 並於 FSAR 階段進行驗證工作, 驗證結果將作為 FSAR 審查時之重要依據。

#### 4.2.2 控制棒設計

有關控制棒的設計, 核四廠將使用的型式與目前通用於沸水式核能電廠者相似, 均為由中子毒物棒所構成的十字型設計, 經詢問 GE (Q/A 之 04-08), 核四廠將使用 Duralife 230(D-230)及 Duralife 120(D-120)兩種不同設計之控制棒。D-120 中只使用  $B_4C$  為控制材料, 而 D-230 中則含  $B_4C$  及 Hf 二種材料。根據 PSAR 圖 4.3-1 的參考爐心佈局, 未來核四廠將使用控制單元式(control cell)的設計, 在控制單元位置將使用 D-230 以減少腫脹的問題, 而在停機位置則使用 D-120 的設計。由於停機棒在反應器運轉期間幾乎都在全出位置, 此種控制棒使用之方式可以接受。早期核一廠也曾採用控制單元式之爐心佈局, 然而因為燃料營運績效不理想而改採傳統式設計(也就是沒有停機棒組與功率調整棒組區別之設計), 因此未來在 FSAR 分析時, 如果核四廠爐心燃料佈局確實採用控制單元式設計, 則將就其對核燃料機械行為之影響詳予審查。

有關控制棒的設計標準，GE 在 PSAR 本章附錄 4C 中，說明了控制棒設計的各项可接受標準，其內容涵括使用期間之應力與應變限值、累積疲勞限值、各種狀況下的可插入性、材質的條件、反應度分析要求以及監測等。GE 此份設計承諾，經評估後可以接受。此外在控制棒的可靠性方面，經台電公司提供有關此種設計之使用經驗（Q/A 之 04-19），由於在日本 K-6/7 已在使用中，並且自一九八七年使用此種設計以來，並無不良紀錄，因此由設計標準與使用經驗二方面看來，有關控制棒可靠性部分可以接受。

### 4.3 中子設計

除了前節所述的機械性能外，為確保在正常運轉與可預見運轉狀況(AOO)下均不會違反燃料設計限值，並且在單一失效的考慮下，具有足夠的停機能力將反應器置於次臨界的狀態，因此必須評估燃料束、控制棒以及爐心整體之中子設計。此部分審查所需要符合之相關法規為 GDC 10~13，GDC 20，GDC25~28。

#### 4.3.1 爐心反應度係數

雖然 PSAR 中並沒有明白列出各項反應度係數之數值，但經查證奇異 GEFLC 資料，其中有如下之設計標準：

1. 任何運轉狀況下，爐心均將具有負的都卜勒反應度係數。
2. 任何運轉狀況下，爐心均將具有負的緩和劑空泡係數。
3. 任何溫度高於熱停機溫度時，爐心均將具有負的緩和劑溫度係數。
4. 反應度突增事故(RIA)下，淨瞬間反應度係數將為負值。
5. 功率高於熱停機狀態時，爐心仍將具有負的功率係數。

依據 SRP 之說明，只要以上(1)與(5)項，便可符合 GDC-11 之要求，因此這方面 GE 的設計基準可以符合要求。

在功率振盪的抑制方面，由於沸水式反應器的負空泡係數很大，因此不會發生如壓水式反應器般的氫振盪，所以並沒有與中子設計有關的穩定性問題，而熱水力不穩定性的分析將在次節討論，故有關 GDC-12

在中子設計方面的要求可以符合。

#### 4.3.2 停機能力

在符合單一失效準則的停機能力評估方面，核四廠反應器爐心共有 205 支控制棒，除中央位置的控制棒具有單獨的液壓控制單元(HCU)外，其餘 204 支棒是由 102 個 HCU 來驅動，即每個 HCU 負責推動兩支控制棒，此點與傳統沸水式反應器每支控制棒均有單獨之 HCU 不同。究竟核四廠在單一失效之停機能力評估上，應該以一支棒卡住或一個 HCU 所推動之二支棒卡住(HCU 失效)為基準，在 PSAR 中並沒有清楚的敘述，並且參考 PSAR 表 4.3-2，其中對參考之核四廠爐心佈局所分析之停機餘裕度，雖然得到 2% 的值，但該值是以卡一支棒的情況分析的。此問題經多次討論與原能會之要求下，台電公司承諾未來分析核四廠的停機餘裕度時，將以單一 HCU 失效而非單一棒卡住為基準，因此即便在 HCU 單一失效的情形下，也可以符合 GDC-27 之要求。

除了控制棒系統外，核四廠和傳統沸水式反應器一樣，也有備用硼液控制系統 (SLC) 的設計，依據 PSAR 內容，該系統將具備把反應器自滿載且在最低棒位情況下，帶到冷停機且無氫毒之狀態，因此可以符合 GDC-26 中有關二套不同設計之反應度控制系統的要求。此外參考第十五章事故分析的結果，核四廠在各個假想的意外事故下，只須要控制棒全部插入爐心便足以使反應器停機，而唯一的例外是預期暫態未急停 (ATWS) 事件。參考第十五章的分析結果，在控制棒系統失效的情況下，備用硼液系統也可以將反應器停機，所以可以符合 GDC-27 中有關二套反應度系統能合力控制反應度之要求。

#### 4.3.3 控制棒操作

在控制棒操作方面，設計要求為單一誤動作不應造成違反燃料設計限值的情形。核四廠與傳統沸水式反應器相同，控制棒操作是由棒位控制及資訊系統(RCIS)所控制。核四廠的 RCIS 系統中有兩個阻棒設計，分別是控制棒本領限制器 (RWM) 和自動熱限值偵測系統 (ATLM) (詳細說明請參見 PSAR 第七章)。機組升載時，如果控制棒抽出的順序與既定的棒序不同，RWM 便會發出阻棒信號，以阻止控制棒的抽出。功率運轉時，如果控制棒抽動會違反燃料熱限值，ATLM 便會發出阻棒信號。

除了 RWM 及 ATLM 這二套系統外，核四廠另有一套附屬在中子偵測系統（NMS）下的多控道阻棒監測器（MRBM）系統設計，這套系統直接自局部能階偵測系統（LPRM）讀取信號後經微電腦加以換算為局部功率，如果局部功率高於預設值，也會發出阻棒信號，因此也具有防範控制棒誤動作的功能。

核四廠 RCIS 設計有二個獨立串，只要任何一串發出阻棒信號，便能夠阻止控制棒抽出，而 RCIS 的二串偵測棒位的系統，只要出現不一致的訊息，也會立即發出阻棒信號，在 PSAR 之 7.7.1.2.1-(6)中也述明，RCIS 的設計具有如果失效會導致控制棒不能抽動（但不影響停機）的功能。對 NMS 系統下的 MRBM 而言，設計上也是二個獨立串，其微處理系統並具備自我測試的功能。根據以上所述，核四廠在防範控制棒操作的誤動作上，有許多改良的設計，因此可以符合 GDC-25 的要求。然而上述之 RCIS、RWM、ATLM、MRBM 等系統的設計都使用了數位的微電腦處理器，因此未來在測試上應力求嚴謹。此外核四廠 RCIS 系統允許一次抽動多達 26 支控制棒（在低功率下），遠比核二廠的 4 支棒為高，因此對未來核四廠初次燃料裝填之爐心分析報告，此部分應詳細審查。

在爐心的控制棒佈局方面，PSAR 第四章的附錄 A 中提供了一個參考的爐心佈局，並分析在一個運轉週期中，有關控制棒棒位、爐心功率分佈、爐心燃耗分佈、以及燃料熱限值等的變化。由週期中控制棒棒位的調整方式看來，這是屬於控制單元式的設計，另外由 PSAR 圖 4.3-1 的燃料配置方式看來，是屬於低中子洩漏的安排。由附錄 A 之分析結果看來，該週期全程期間最低臨界功率比（MCPR）最低值為 1.49（在 PSAR 第十五章分析之運轉低限值為 1.31），單位長度發熱量（LHGR）最高值為 10.0kw/ft（GE12 設計限值為 11.8kw/ft），顯示未來核四廠在運轉上應有足夠的燃料使用安全餘裕。然而附錄 A 之參考佈局是以十二個月週期長度的方式設計，此與國內目前普遍使用十八個月週期不同，由台電公司所提供之資料看來（Q/A 之 04-03），GE 的分析工具在不同週期長度下，並沒有顯著差異，因此附錄 A 之分析結果可以作為 PSAR 審查之參考。

#### 4.3.4 反應度突增事故

與核電廠中子設計有關的另一項審查重點，是要能應付諸如射棒或

落棒等有關的反應度突增事故。核四廠針對這項要求的做法是改善控制棒驅動裝置的設計，使得上述的二項事故不致於發生，其細節將在 4.6 節中說明。另外在 PSAR 第十五章中也對這二種事故發生的可能性加以評估，並且得到可以不考慮的結論。雖然如此，美國核管會在審查 GE 之 ABWR 時，基於微調控制棒驅動系統（FMCRD）設計為初次使用於 ABWR，仍然假設落棒事故發生，以進行獨立的劑量分析。參考該分析結果在假設最嚴重的落棒情形下，劑量計算結果仍符合法規要求，因此可以符合 GDC-28 的要求。至於 GDC-13 對爐心參數的監測要求方面，核四廠此部分的設計與傳統沸水式反應器相同，有起動階中子偵測器（SRNM）與 LPRM 偵測中子通率，也有溫度、壓力、爐心水流與水位的監測裝置，因此可以符合 GDC-13 的要求。而依據 PSAR 第十五章的分析，核四廠在正常運轉與可預見運轉狀況下，不致發生違反燃料熱限值的情形（詳見第十五章之內容），因此整體而言，GDC-10 的要求可以符合。

另外在分析方法上，PSAR 中多次引用一九九五年版本之 GESTAR 資料，該資料之一九九 年版本曾於核一廠使用 GE9B 燃料時經原能會審查，但其更新之一九九五年版本仍須於 FSAR 時詳細審查。

#### **4.4 熱水力設計**

沸水式反應器熱水力設計的目的在於瞭解爐心中水流的分佈、汽泡的分佈、壓力降、熱傳性能等，再經由這些數據來分析核燃料運轉限值（主要是 MCPR 及 MAPLHGR）的餘裕。此外沸水式核反應器因為存在雙相流的緣故，爐心運轉在高功率低流量時會有發生功率振盪的疑慮，因此熱水力穩定性也是這部分分析的重點。基於安全的要求，熱水力設計所需要符合之主要法規有 GDC-10、GDC-12 與 10CFR50.46。

##### **4.4.1 核燃料運轉限值**

核反應器中可能造成燃料護套破損的原因有過熱與過高的應力，為防範這些狀況發生，沸水式電廠訂有預防護套表面過熱的 MCPR 運轉限值，與預防護套應力過大的最大單位長度發熱量（MLHGR）運轉限值。另外為了預防在 LOCA 狀況下發生燃料束水流被完全阻斷的情形，則又訂有 MAPLHGR 限值（此稱為 LOCA MAPLHGR 限值）。由於 MLHGR

限值可以經由局部尖峰因數(local peaking factor)換算為 MAPLHGR 限值 (又稱為 Mechanical MAPLHGR 限值), 因此 GE 採取將這二個 MAPLHGR 限值相比, 取較嚴格者為爐心運轉限值, 並將 MLHGR 限值的監測取消 (Q/A 之 16-03) 的作法, 這個方式較分別監測 MLHGR 與 LOCA MAPLHGR 為保守, 並且也較符合沸水式反應器爐心偵測系統的功能, 因此這個做法可以接受。至於 MLHGR 與 LOCA MAPLHGR 二項限值的確實數值, 因涉及細部核燃料機械結構之設計與詳細之 LOCA 分析, 因此在未來 FSAR 階段仍須詳細審查。

在防範燃料護套過熱的 MCPR 限值上, 由於相關的分析必須根據爐心實際水流分佈、汽泡分佈、功率分佈、單相流區之長度等參數, 因此 PSAR 依據圖 4.3-1 參考佈局分析了一個燃料週期的熱限值變化, 其結果列在 PSAR 第四章附錄 A 中。另外在 PSAR 之表 4.4-1 列出了核四廠與標準 ABWR 在熱水力分析上所使用參數的比較。其中出現較大差異的項目如爐心總熱傳面積、爐心平均空泡比率、MCPR 運轉限值等, 主要是因為使用燃料不同所致。在分析所使用的計算模式上, PSAR 中對爐心與燃料通道壓降計算、空泡比率計算之模式, 與目前核准的 GESTAR 版本相同, 因此可以接受。在臨界功率預估上, 由於 GE12 燃料使用了部分長度棒、具漩渦導片之間隔板、以及 Interactive 燃料匣等新設計, 因此必須使用新的 GEXL-10 預估式, 此與原能會在審查核一廠 GE9B 燃料時所同意之 GEXL-05 不同, 因此這個臨界功率預估式應在 FSAR 審查時評估其使用限制。

有關燃料護套過熱防範方面, 以 PSAR 圖 4.3-1 的參考佈局所得到的 MCPR 安全限值為 1.09, 另外根據 PSAR 第十五章的討論, 在所有分析的可預期運轉狀況(AOO)中, 以燃料束錯置所造成的 CPR 變化最大(CPR=0.22), 因此參考佈局的 MCPR 運轉限值為 1.31。根據 PSAR 第四章附錄 A 的分析結果, 該燃料週期中最低的 MCPR 為 1.49, 此值發生在週期燃耗約 6.6 GWD/MTU 時, 與運轉限值 1.31 比較, 顯示有足夠之安全餘裕, 因此這部分的安全要求可以符合。

#### 4.4.2 爐心功率/流量圖

由於核電廠可以在不同的爐心燃料燃耗與爐心水流量下滿載 (或部分功率) 運轉, 因此在執行 AOO 分析時, 必須選用最保守 (會造成最大

CPR) 的起始狀態，也就是暫態發生時之燃耗、功率與爐心水流量。PSAR 圖 4.4-1 提供了核四廠預期的功率 / 流量圖，基本上該圖和核一、二廠者類似，比較主要的差別有四項：(1)滿載時之最低流量為 85%(核一、二廠均為 75%)；(2)自然對流量在 20% (核一、二廠均大於 30%)；(3)爐心最高流量為 111%(核一廠為 100%、核二廠為 105%)；(4)傳統沸水式反應器在低功率高流量之噴射泵孔蝕限制線，改為汽水分離器限制線。核四廠的爐心自然對流量較核一、二廠小，是因為使用了反應爐內再循環泵 (RIP) 的設計，經查證 PSAR 圖 6.3-12，自然對流能力的降低已反映在 LOCA 分析中，對餘熱移除系統 (RHR) 停機冷卻與熱水力穩定性的影響，也有說明 (Q/A 之 04-29)。對於滿載運轉時之最低容許爐心流量為 85%，經查也已反映在第十五章系統增壓暫態分析中。核四廠功率 / 流量圖上的各項許可範圍，目前在 PSAR 審查階段，可以接受。

由於核四廠設計上允許十台 RIP 中只有九台運轉，因此 PSAR 圖 4.4-2 也提供了九台 RIP 運轉下的流量 / 功率圖，有關九台 RIP 運轉對爐心水流分佈的影響，根據台電所提供之資料 (Q/A 之 04-33)，爐心水流仍會均勻分佈，對 MCPR 計算不會有影響。另外 PSAR 第十五章也分析了三台 RIP 跳脫的暫態，其 CPR 為 0.04，因此允許九台 RIP 運轉可以接受。在 PSAR 4.4.3.2 中也預留了再減少 RIP 運轉數目下限的可能性，並表示將在 FSAR 中提出相關之分析，但此項選擇美國核管會在 NUREG-1503 中並未同意，因此這項做法未來若在 FSAR 中提出時，其對爐心燃料熱限值與暫態分析之影響，應加以嚴格審查。

參考 PSAR 第四章附錄 A 所提供的參考燃料週期，機組自起動後便一直保持在 85% 流量下運轉，直到所有控制棒都全出，再將爐心水流自 85% 提升到 111%，這種操作模式大體上與現有沸水式核電廠之運轉相同。

#### 4.4.3 熱水力穩定性

由於爐心中雙相流的存在，熱水力穩定性傳統上便是沸水式反應器設計的重要安全事項，在經過 LaSalle 與 WNP-2 的二次經驗後，美國電力研究院 (EPRI) 在 URD (Utility Requirement Document) 中更明列了相關之要求。核四廠有關功率振盪防範方面的考量，可以分作燃料設計與控制系統設計兩方面。影響沸水式反應器爐心熱水力穩定性的因素很多，比較重要的是單相流長度、單相流壓降、軸向功率分佈等。

GE12 燃料的熱傳面積較大，會對熱水力穩定性有不利的影響，但是加大水棒的尺寸、使用部分長度棒、低壓降頂部繫板、高壓降底部繫板等設計則有助於改善熱水力穩定性問題。綜合這些因子，使得就燃料束而言，GE 之分析結果顯示 GE12 比 SSAR 所用之 GE6/7 有更好的熱水力穩定性 (Q/A 之 04-13)。另外核四廠與傳統沸水式機組相比，RIP 的轉動慣量較傳統沸水式反應器再循環泵小，對穩定性防範有較不利的影響，然而核四廠燃料設計具有較小的進口限流孔與較大的控制棒間距設計，這對提高熱水力穩定性則有幫助。

防範功率振盪的另一項措施是行政管制，由於振盪多半發生在功率 / 流量圖上的高功率 / 低流量區域，因此核四廠將功率大於 30% 且流量小於 40% 的區域劃為禁止進入區 (參見 PSAR 圖 4.4-1)，藉由運轉規範的限制，機組在正常運轉中禁止進入這個區域。針對意外進入限制運轉區的可能性，核四廠設計了預選控制棒插入功能 (SCRRI)，當爐心功率大於或等於 30% 且流量小於或等於 36% 時，自動將控制棒插入爐心，使爐心功率降到 25%，以避免機組停留在限制運轉區。由於意外進入限制運轉區的主要可能性是爐心水流量突然減少，為了避免 SCRRI 誤動作，因此設計上需要二台以上 RIP 跳脫 SCRRI 才會自動啟動。基本上在滿載運轉的情況下，二台 RIP 跳脫才使 SCRRI 動作，並不會影響其功率振盪的防護功能，至於在部分功率運轉的狀況，台電所提出之不會影響的說明 (Q/A 之 04-32) 可以接受，因此 SCRRI 的設計確具有防範功率振盪的功能。針對萬一發生功率振盪的情形時，核四廠另有功率振盪監測器 (OPRM) 系統的設計，這套系統是將爐心在橫截面上分作很多個子區域，利用 LPRM 的訊號監測每個區域的功率變化，如果偵測到功率振盪現象，OPRM 便會發出急停信號，將控制棒緊急插入爐心。OPRM 系統和平均能階偵測系統 (APRM) 一樣，具有四個獨立串並且是安全等級的設備，急停訊號是以重複四選二的方式確定，因此對核四廠爐心在發生功率振盪的防護上，其可靠性可以接受。

事實上目前在核一、二廠的運轉規範中，也訂有一旦進入禁止運轉區便必須插棒離開，以及一旦經由 APRM 的信號發現有功率振盪的現象，便必須立即降載等要求，而核四廠的 SCRRI 系統可說是前項要求的自動化設計，而 OPRM 系統則是將後者再加上區域振盪監測能力的改良措施，這也是沸水式反應器業者組織 (BWROG) 所提出改善 BWR 熱水

力穩定性長程解決方案。

防範功率振盪另一個必須考慮的情況是預期暫態未急停事件 (ATWS)，由於此時爐心水流已因急停信號而快速降低，但控制棒驅動機構並未成功地將控制棒插入爐心，因此會進入禁止運轉區。核四廠在這方面所採取的防護措施是制定緊急操作程序書(EPG)，這項作法與目前營運中的沸水式機組相同。核四廠在控制棒液壓驅動失效的情況下，尚有 FMCRD 的電力後備驅動，因此在 ATWS 的預防上較傳統沸水式機組為佳。

綜合而言，核四廠在防範功率振盪方面有許多補強性的措施，因此可以符合 GDC-12 的要求。由於這方面預防措施的成效和 PSAR 圖 4.4-1 中限制運轉區之範圍直接相關，若限制運轉區太大，則會影響正常運轉操作，太小則又達不到保護功能，因此在未來 FSAR 審查時，應該根據實際爐心佈局與參數，詳細審查這個區域訂定之保守性。

#### 4.5 反應器材料

反應器材料包含控制棒驅動機構 (Control Rod Drive, CRD) 結構材料及反應器內部組件材料。本節審查之目的在於確保控制棒能夠可靠地控制反應度之改變，使燃料設計值不超過規範限值，並確認 CRD 系統結構材料、反應器內部組件及爐心支撐結構材料之選用符合相關法規之要求，以確保其安全功能。

##### 4.5.1 CRD 系統結構材料

CRD 系統結構材料包含短管連接組件、螺桿、緩衝裝置、中空活塞、導管、外管組件、雜項零件及其他特殊材料等。此部分審查所需符合之相關法規有 GDC-1、GDC-14、GDC-26、10CFR 50.55a 等項。而為符合上述法規之要求，其所需符合之相關接受準則有 ASME 規範、RG-1.31、RG-1.37、RG-1.44 等項。

根據 PSAR 之敘述，CRD 系統所選用的材料性質將符合 ASME Sec. App.I、ASME Sec.II Part A 與 Part B 及 RG-1.85 之要求，其製造及熱處理並將依據該規範之要求執行，以確保組件在設計壽命期間不會發生

應力腐蝕龜裂現象。此外，PSAR 也說明冷加工的奧斯田鐵不銹鋼應控制其硬度及應變，才可使用於 CRD 系統。所有使用於 CRD 系統的材料，將採用與反應器冷卻水系統具有相容性的材料，以符合 ASME Sec. Article NB-2160 及 NB-3120 之要求。在敏化控制方面，CRD 系統所使用之奧斯田鐵不銹鋼將滿足 RG-1.31 及 RG-1.44 之要求。材料之乾淨度及清潔處理，則將依據 RG-1.37 之要求執行。

綜合以上之敘述，PSAR 在 CRD 系統結構材料方面，均已承諾將符合相關法規，故可接受。至於對控制棒之檢測應檢測起始缺陷，因此應列入營運前(PSI)及營運期間(ISI)的檢測計劃內。

#### 4.5.2 反應器內部組件材料

反應器內部組件材料包含爐心支撐結構材料與使用於爐心側板頂蓋材料、蒸汽分離器組件材料、蒸汽乾燥器組件材料及其他反應器內部組件材料等。此部分審查所需符合之相關法規有 GDC-1 與 10CFR 50.55a，而為符合上述法規之要求，所需符合之相關接受準則有 ASME 規範，RG-1.31、RG-1.37 與 RG-1.44。

根據 PSAR 之敘述，所有爐心支撐結構所選用的材料將依 ASME 材料規範製造，並符合 ASME Sec. Subsection NG 之設計要求，而其中爐心側板支撐材料則採用法規案例編號 N-580 的鎳-鉻-鐵 600M 型合金，該材料已經由原能會審查同意使用，而其他反應器內部組件材料則將符合 ASTM 或 ASME 及其相近之材料規範之要求。所有使用在反應器內部組件的材料，將不採用可硬化之麻田散鐵系不鏽鋼及析出硬化型不鏽鋼，而採用與反應器冷卻水系統具有相容性的材料，以符合 ASME Sec. Article NB-2160 及 NB-3120 之要求。爐心支撐結構之銲接程序及檢測要求，將依據 ASME Sec. NG-4000 及 NG-5000 加以控制。鍛造無縫管狀的反應器內部組件，其非破壞檢測程序及其接受標準，將依據 ASTM 或 ASME 材料規範執行。在敏化控制方面，反應器內部組件及爐心支撐結構所使用之奧斯田鐵不銹鋼，將符合 RG-1.31 及 RG-1.44 之要求。材料之乾淨度及清潔處理，則將依據 RG-1.37 之要求執行。

綜合以上之敘述，PSAR 在反應器內部組件材料方面，均已承諾將

符合相關法規，故可接受。

#### 4.6 控制棒驅動系統功能設計

為確保控制棒驅動系統在正常與異常狀況下均能充分發揮其保護機制，此部分審查的重點除了急停功能設計外，另有事故防範、驅動機構的可靠性、各種動作模式的可測試性、以及是否有潛在的共因失效可能性等。此部分審查所需要符合的主要法規為 GDC-4、GDC-23、GDC-25~29 以及 10CFR 50.62 等。

##### 4.6.1 急停功能

核四廠反應器中共有 205 支控制棒，相關的驅動裝置有二套不同的設計，分別是液壓驅動(HCU)與微調馬達驅動(FMCRD)，傳統沸水式反應器則只有 HCU 的設計。核四廠正常運轉時的控制棒抽動由 FMCRD 執行，而機組急停則由 HCU 負責。另外，當機組急停信號出現，除了所有控制棒均由 HCU 以約不到三秒的時間推入爐心外，FMCRD 也會自動跟進到全入的位置，但由於這項跟進需時約二分鐘，

因此除了在 ATWS 的防範外（請參見 15.6 節之說明）基本上並不能將之直接認定為 HCU 之後備措施。

核四廠控制棒驅動裝置的 HCU 設計，基本上和傳統沸水式電廠使用者相同，都是由蓄壓槽中預貯的高壓氮氣驅動水流，再由水流的力量將控制棒推入爐心。二者間主要的差異有以下三項：

1. 核四廠的 HCU 沒有急停洩水容積設計，用以驅動控制棒的水流將直接注入爐心。
2. 核四廠 HCU 的氮氣蓄壓槽壓力（約 2100psig）較傳統沸水式核電廠(約 1500psig)為高。
3. 核四廠爐心除中央位置的控制棒外，其餘每二支棒共同使用一個 HCU。

移除急停洩水容積的做法，將使得核四廠不具備傳統沸水式反應器的爐壓協助驅動急停方式，此外也由於急停的驅動水流將注入爐心，因此蓄壓槽壓力必須大幅增加。根據 GE 提供給美國核管會的計算數據，即

使蓄壓槽只有 1850psig 的壓力，也足以將控制棒推入爐心，因此這方面的設計可以接受（Q/A 之 04-26）。在事故狀況的考量上，參考第五章的分析知道，核四廠分析上最嚴重的過壓事件為主蒸汽隔離閥（MSIV）關閉且因 MSIV 關閉引起的急停失效，此時反應器壓力將上升至 8.69MPaG(1260psig)，由於此值僅較正常運轉壓力高了 200psig，因此 HCU 仍有足夠能力將控制棒推入爐心，符合 GDC-4 之要求。至於二支控制棒共用一個 HCU，導致此方面之單一失效應包含二支控制棒的問題，台電說明（Q/A 之 04-10）設計上共用一個 HCU 的二支棒將分得足夠開，以致兩者間不會有任何的耦合效應，然而在停機餘裕度的計算方面，仍將以 HCU 失效而非原先的單根棒為卡住考量，因此這方面可以符合 GDC-27 之要求。

核四廠在正常運轉時，控制棒的抽插是由 FMCRD 執行。基本上控制棒是與一個中空活塞(hollow piston)連在一起，這個活塞再自由座落於一個串珠形成的螺帽(ball nut)上，底座的中央穿過一支連到馬達的螺桿(spindle)，由於螺帽設計上只有垂直方向自由度，因此當螺桿轉動時，便促使螺帽上下移動，同時帶動中空活塞與控制棒上下移動。FMCRD 的設計可以使 CRD 以每次約 19mm 的距離移動（傳統沸水式反應器為 76.2mm），這種近乎連續式的抽動雖有助於運轉，但是目前三維爐心模擬程式所使用的節塊方式，是否能準確分析則仍需在 FSAR 審查之前查證。雖然核四廠採用的 ABWR 是相當新的設計，但 FMCRD 在歐洲的核電廠早已延用多年，並且由 GE 所提供之 LaSalle 電廠測試報告看來，這種控制棒驅動的方式是可以接受的，因此可以符合 GDC-29 的要求。

#### 4.6.2 落棒與射棒之防範

沸水式反應器傳統上有兩項與反應度突增有關的設計基準事故，分別是落棒事故與射棒事故。傳統的沸水式反應器中，如果爐心中有某支控制棒因某種原因卡住，若該控制棒收到抽出的訊號，將會使控制棒與驅動裝置脫接，此時卡住的棒如果突然落下，便造成所謂的落棒事故(Rod Drop Accident)。另外如果控制棒驅動機構的壓力邊界破損，則反應器內部的高壓力會將控制棒快速推出，則是所謂的射棒事故(Rod Eject Accident)。

傳統沸水式反應器的控制棒只具有液壓驅動，因此控制棒與驅動機構

如果脫接，並沒有立即可以發現的偵測裝置。核四廠在 FMCRD 的設計上，中空活塞在正常運轉時是自由座落在底座上，根據這個特性，FMCRD 設計了對卡棒的監測裝置(參見 PSAR 圖 4.6-4)，當中空活塞與底座脫接(發生卡棒)時，底座上的重量喪失，底座所連接的一個類似重量盤(weight table)的設計，會立即觸動二個相同的緊要感測裝置，這兩個裝置只要有一個測到脫接的情形，便會發出阻棒信號，阻止控制棒的抽出動作，並且在控制室產生警報。除了脫接偵測外，中空活塞下端亦設計有二個卡榫，當中空活塞座落在底座上時，這二個卡榫會因壓力而縮在中空活塞內，一旦發生脫接，卡榫便會彈出，卡在導管壁的凹槽中，以防止控制棒落下。由於這二項的設計分別滿足了多重性與多樣性，核四廠的控制棒取消了以往傳統沸水式反應器控制棒限速器設計的做法可以接受。此外核四廠也改善了控制棒與中空活塞之接合設計，以更進一步地防範脫接的發生。

與傳統沸水式反應器不同，核四廠在防範射棒事故方面採用了內部支撐的設計。如果驅動殼與壓力容器銲接處發生破裂，或是驅動殼在銲接位置的下方出現破損，此時雖然爐壓會有將驅動殼(連帶著控制棒)向外推出的趨勢，但由於與控制棒導管下端 bayonet 式的連接與上方的法蘭突緣，因此整個機構會掛在爐心底板上，由爐心底板撐住，以防止控制棒外射(參見 PSAR 圖 4.6-7)。另一種發生射棒可能的原因是急停注水管破裂，此時由於爐水經由該管洩出而造成中空活塞向下的推力，導致控制棒向下移動。針對這種可能性，核四廠設計了二項防範措施，首先是在急停注水路徑中設置球狀止回閥，倘若發生回流，這個閥便會關閉以阻止水流。另一項措施則是 FMCRD 的煞車裝置，藉著阻止螺桿轉動而防止控制棒射出。

從以上所述看來，核四廠的控制棒驅動系統設計，對落棒與射棒事故均有多重的防護設計，因此可以符合 GDC-28 的要求。然而為了確保緊要脫接感測裝置與防落卡榫的功能，未來在起動測試時，這二項裝置的功能應有嚴格的驗證。

#### 4.6.3 替代插棒系統

為了防範預期暫態未急停(ATWS)事件，10CFR 50.62 中要求控制棒驅動機構應配備替代插棒(ARI)系統。該系統必須自行配有急停空氣集管閥並且獨立

於反應器保護系統(RPS)。核四廠因應的設計是在提供 HCU 儀用空氣的集管上游，設置了單獨供 ARI 使用的急停空氣集管閥，當爐心偵測到高壓力或低水位信號時，便開啟此閥將原頂住氣動急停閥的空氣洩出，造成急停。這部分的信號邏輯，核四廠設計為 RCIS 內的一個子系統，除了和 RPS 共用相同的爐內偵測儀器外，其餘皆和 RPS 系統獨立，因此可以符合 10CFR 50.62 的要求。另外當 ARI 動作時，FMCRD 亦會驅動至全入，所以如果 HCU 失效，FMCRD 便成為第二道後備系統，因此在 ATWS 的防護上，核四廠有較好的多樣性設計，詳細說明可參見十五章之內容。

#### 4.6.4 單一失效與共因失效

基於對維護反應器安全的重要性，控制棒驅動機構的設計必須具有高度可靠性，為了檢查這方面的設計特性，在 PSAR 第十五章的附錄 B 中提供了對 FMCRD 及 HCU 的故障模式與影響分析(FMEA)，針對 FMCRD 的約三十五項組件與 HCU 的八項組件，進行各種可能的或假想的故障分析，評估其對安全的影響。根據 PSAR 表 15B-1 與 15B-2 的分析結果顯示，FMCRD 在單一組件失效下，除了驅動殼破裂與中空活塞卡死可能會導致急停功能喪失，中空活塞底部的卡榫或彈簧失效會使得急停後的控制棒無法維持在定位外，其餘的 FMCRD 單一組件失效並不會影響安全停機功能。針對落棒、射棒與卡棒事故，核四廠在 FMCRD 的設計上都有多重的防範措施。至於 HCU 部分的分析，則僅有急停閥因故障而無法開啟會導致該 HCU 所負責的二支控制棒無法插入外，其餘單一失效組件對控制棒急停能力並沒有影響。由於反應器中子分析必須滿足停機餘裕度的法規要求，也就是在任何由單一 HCU 推動的控制棒無法插入爐心的情況下，其餘的控制棒仍具有足夠能力將機組帶到冷停機，因此根據這部分 FMEA 的分析結果顯示，FMCRD 與 HCU 的單一失效不致影響安全停機功能。事實上單一失效不會影響機組安全的關鍵在於 FMCRD 的品質，因此依據 FMEA 的分析結果看來，核四廠建廠期間，對 FMCRD 驅動殼的製造品質應有嚴格檢查，另外中空活塞則須有磨擦力測試的設計以為防範。

除了單一失效外，共因失效也是必須審查的重點。就控制棒驅動系統本身的共因失效來說，例如發生急停信號失效，此時可以有 ARI 為後備系統；如果充水集管壓力過低，核四廠的設計有偵測儀器，可以在壓力低到無法驅動控制棒前，先將控制棒經由 RPS 信號自動急停。至於如果發生喪失電源時，由於控制棒急停插入所需要的能量來自預貯之高壓氮氣，另外急停導引電磁閥平常是處於激磁狀態，需要急停時則斷電加以開啟(此點與傳統沸水式電廠相

同)，一旦喪失儀用空氣或電源，控制棒便會自動插入爐心。另外在火災的防護上，由於核四廠的設計是一次圍阻體於正常運轉時充滿氮氣，因此不致有火災所導致之共因失效。最後在環境方面，控制棒驅動機構的設置場所必須免於拋射物與高能管路摔動的危險，詳見第三章內容。因此這方面的共因失效可能性，也有適當的防護。綜合以上的評估，核四廠在控制棒驅動機構上的設計，可以符合 GDC-4 與 GDC-23 的要求。

#### 4.7 審查結論

綜合而言，根據 PSAR 第四章的敘述以及相關參考資料的佐證，核四廠反應器的設計與相關承諾，基本上均符合法規的要求，此部分之簡要說明如表 4.3。然而為確保 PSAR 中的設計標準能在核四計劃的後續階段一一加以落實，仍應就如下事項加以追蹤，其時程摘要如表 4.4。

1. 為使 FSAR 階段細部設計審查工作能順利完成，台電公司應先期完成 GE12 燃料機械設計之送審工作，審查時並應特別注意其耐震能力，尤其是燃料匣部分。
2. FSAR 審查前，應先完成 GE12 燃料設計之 MLHGR 限值審查。
3. 按照 SRP 要求，爐心分析所使用之分析工具應事先獲得許可，因此台電公司應提出適用於核四計劃的 GESTAR-III 版本，並於提出 FSAR 前，提送原能會審查，其中須包括 GEXL-10 預估式之審查。
4. 為確實防範爐心功率振盪的發生，台電公司應於 FSAR 送審時，提出界定不穩定區的詳細資料，以確認其具有足夠之保守度。
5. 未來核四廠如果使用控制單元式的爐心佈局，高功率下控制棒操作對核燃料機械完整性的影響應詳細審查。
6. 控制棒驅動機構的各項設計，諸如脫接偵測裝置、防落卡榫、球形止回閥 FMCRD 煞車裝置等，應於起動測試時嚴格驗證其功能。
7. 控制棒驅動機構的各項保護功能，如 FMCRD 電動急停插棒與替代插棒系統設計等，應於起動測試時加以驗證。
8. 針對控制棒誤動作的防範，在 FSAR 階段，應深入評估 ATLM 與 MRBM 等系統其設定點之保守性。
9. 如果未來核四廠要申請低於九台 RIP 運轉，必須就爐心水流分佈、熱水力穩定性、MCPR 計算等事項，嚴格審查其安全性。
10. 由於核四廠在起動階段允許多達 26 支控制棒同時抽動，因此在 FSAR 審查時，對爐心追隨計算應深入審查。
11. 在 PSAR 中並未說明未來 GE12 的使用燃耗限值，此限值應於

FSAR 送審前完成審查工作。

12. 反應器各部分組件之材料選用，對未來機組長期營運相當重要，因此在建廠期間此部分應嚴加管制，確保 PSAR 中的承諾事項均能符合。
13. 在 FSAR 送審前即應針對 GE12 型燃料建立獨立之平行分析能力，並於 FSAR 階段進行平行驗證，與奇異公司的計算結果相比較，作為審查時之重要依據。

**圖 4.1 GE12 燃料設計**

**表 4.1 核燃料設計審查之重要項目**

A. fuel system	B. fuel rod	C. fuel coolability
<p>a. 各細部組件之應力與應變限值必須符合 ASME-</p> <p>b. 使用壽命中累積之週期性應變疲勞應顯著地小於設計限值。</p> <p>c. 各組件接觸部分之機械磨損應在許可限值內。</p> <p>d. 護套之氧化、氫化及腐蝕產物的堆積量應在許可範圍內。</p> <p>e. 因使用而導致的尺寸變化曲與變長，應在許可範圍內。</p> <p>f. 內部氣體壓力應大於反應爐壓，否則必須有安全分析。</p> <p>g. hold down spring 之設計應符合正常運轉中之最大水壓負荷。</p> <p>h. 在使用壽命中，控制棒應有足夠的控制能力。</p>	<p>a. 對內部氫化應能有效預防。</p> <p>b. 對護套塌陷應能有效預防</p> <p>c. 對可能之磨損應能有效預防。</p> <p>d. 有適當防止護套過熱情形發生。</p> <p>e. 不致發生燃料丸過熱之情形。</p> <p>f. 在假想之 RIA 情形下，燃料棒熱焓應小於 170cal/g。</p> <p>g. 對燃料丸與護套作用 (PCI)，有適當之防範。</p> <p>h. 應分析可能之護套腫脹，以符合 10CFR50.46。</p> <p>i. 外在之機械力量應不致使燃料棒發生破裂。</p>	<p>a. 為防止護套在事故下脆化，因此發生 LOCA 時，應符合 10CFR 50.46 之標準。</p> <p>b. 在假想之落棒事故下，為防止燃料棒嚴重損壞，燃料之熱焓應低於 280cal/g。</p> <p>c. 為防範在事故下燃料發生腫脹而影響燃料束之冷卻，必須對護套內外壓差，護套腫脹，燃料束冷卻在水流量在 LOCA 下，有保守之分析。</p> <p>d. 燃料束結構在外力下的變形應有適當之分析。</p>

**表 4.2 GE12 之主要設計參數**

Fuel Assembly

Fuel array	10× 10
Full length rod (381cm in length)	78
Partial length rod (236cm in length)	14
Rod to rod pitch (cm)	1.295
Number of water rods	2
Assembly weight (KgU)	181
Fuel temperature at nominal (100%) reactor power( <sup>0</sup> k)	763

Fuel Rod

Cladding material (w/or w/o barrier)	Zirc-2
Cladding tube O.D. (cm)	1.026
Cladding wall thickness (cm)	0.066
Pellet diameter, outer (cm)	0.876
Pellet stack density (g/cm <sup>3</sup> )	10.6

Water Rod

Cladding material	Zirc-2
Cladding O.D. (cm)	2.489
Cladding wall thickness (cm)	0.076

Spacer

Number of fuel spacers	8
Material	Alloy X-750
Density (g/cm <sup>3</sup> )	8.304

表 4.3 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
4-1	4.2	GE12 核燃料如間隔板、燃料棒等機械設計標準以及控制棒設計標準。	GDC-4、 10、 27、 29、 35、 10CFR 50.46	可以接受
4-2	4.3	都卜勒反應度係數與功率係數等爐心反應度係數設計標準、停機餘裕度設計標準、控制棒誤操作之防護措施設計。	GDC-10 13、 20、 25 28	可以接受
4-3	4.3	控制棒停機能力設計以及在正常運轉及可預見運轉狀況下的核燃料熱限值保護設計標準。	GDC-10 13、 20、 25 28	可以接受
4-4	4.4	反應器爐心不穩定性防範設計。	GDC-10、 12	可以接受
4-5	4.5	控制棒驅動機構之結構材料標準以及反應器內部組件材料設計標準。	10CFR 50.55a, GDC-1, ASME Sec.III, RG-1.31、 1.37、 1.44、 1.85	可以接受
4-6	4.6	控制棒掉落事故與射棒事故之防範設計、預期暫態未急停的防護設計、控制棒驅動機構之共因失效防範設計、控制棒驅動機構之可靠性。	GDC-4、 23、 25 29、 10CFR 50.62	可以接受

表 4.4 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
4-1	4.2	GE12 型核燃料之使用燃耗值上限	終期安全分析報告書階段
4-2	4.2	GE12 型核燃料機械設計性能	終期安全分析報告書階段
4-3	4.2	GE12 型核燃料與燃料匣耐震設計	終期安全分析報告書階段
4-4	4.2	建立 GE12 型核燃料平行驗證能力，計算 GE12 對爐心之影響，並與奇異公司計算結果相比較。	終期安全分析報告書階段
4-5	4.3	核四爐心分析所使用的分析程式之審查（包括控制棒微調功能之模擬能力）	終期安全分析報告書階段
4-6	4.4	GE12 核燃料之 MLHGR 限值、MAPLHER 限值與 MCPR 計算方式	終期安全分析報告書階段
4-7	4.4	反應器爐心熱水力不穩定性防範	終期安全分析報告書階段
4-8	4.4	功率 / 流量圖上之不穩定區域界定與 SCRR1 動作方式	終期安全分析報告書階段
4-9	4.5	建廠期間反應器各部組件所使用之材料應與 PSAR 中承諾一致	建廠期間
4-10	4.3	控制單元式爐心設計，控制棒動作下燃料機械限値之餘裕	終期安全分析報告書階段

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
4-11	4.6	控制棒驅動機構之脫接偵測、防落卡榫、球形止回閥、煞車裝置等功能之驗證	試運轉階段

## 第五章 反應器冷卻水系統及其相關連系統

### 5.1. 概述

反應器冷卻水系統 (RCS) 負責冷卻水流進與流出反應器爐心，構成反應器冷卻水壓力邊界 (RCPB)。RCPB 包含所有「含有壓力的設備」(Pressure-Containing Component)，如壓力槽、管路、泵與閥，其範圍為 RCS 及與 RCS 相連到下列設備間的管路與設備：

1. 穿越主圍阻體的管路中最外緣圍阻體隔離閥。
2. 未穿越主圍阻體的管路，在正常運轉下關閉的兩個閥中的第二個。
3. RCS 安全釋壓閥管路。

本章之目的在訂定 RCPB 及其相關系統在設計、製造、安裝與測試各階段的規範與承諾，以維持其完整性，確保機組安全。本章中亦討論與 RCPB 有關聯的次系統，諸如 RCIC、RHR 與 RWCU 等。

### 5.2. 反應器冷卻水壓力邊界的完整性

本節說明在反應器設計的壽命，要如何維護反應器冷卻水壓力邊界的完整性，審查之重點在於設計時所採用的法規、導則、標準與規範是否滿足。

#### 5.2.1 規範與個案的遵守

依據 10CFR50.55a，與安全相關的設備要符合下列條件：

1. RCPB 設備要滿足 ASME Code Section III 中所定義的一級要求(class 1)，即品質群 A，若不能滿足，則要依據 10CFR50.55a(c)(2)的條款提出申請。
2. 歸為品質群 B 與 C 者，要滿足 ASME Code Section III 中所定義的二級(Class 2)與三級(Class 3)要求。

與安全相關的設備在 PSAR 表 3.2-1 中有詳細的定義，PSAR 5.2.1 中承諾安全一、二、三級的設備與支撐，其設計、製造、安裝與測試必須滿足 ASME 規範的規定，符合 GDC 1 的要求，可以接受。

表 5.2-1 將安全級設備所使用的規範個案(Code Case)詳細列出，這些個案將依 RG1.84 與 RG1.85 進行審查，其中 Code Case N-580 尚未被 USNRC 核准使用，台電公司向原能會申請，經審查後同意使用。其他所有表列之規範個案符合 RG 1.84 或 RG 1.85 的導則，滿足 GDC 1 之要求。

### 5.2.2 過壓保護

本節中將依照 SRP 5.2.2 評估核四廠的過壓保護，以確保壓力邊界維持在非脆性狀態，使破裂快速成長的機率降至最低，達到 GDC 31 之要求。

RCPB 設計時要考慮到過壓保護，其目的為：

1. 防止反應器系統過壓超過設計壓力的 110%，導致 RCPB 的損壞。
2. 若反應器系統發生小斷管事件，且 RCIC 與 HPCF 亦失效，ADS 提供釋壓，使低壓注水系統能動作以保護燃料。

此設計承諾可以接受。

在核四廠中的過壓保護系統包括釋壓閥(SRV)，及由 SRV 到抑壓池的管路。核四廠有 18 個 SRV，其中 8 個為自動洩壓系統(ADS)。核四廠之 SRV 設定點共分為 12 級，其中釋壓與安全之設定點各為 6 級。壓力設定點細分後，每個設定點所對應的 SRV 個數較少，因而 SRV 開啟後所造成之暫態影響較小，此設計可以接受。

SRV 屬於 QG A 與地震一級，其設計符合 RG 1.26 與 1.29。

SRV 釋放管路屬於 QG C 與地震一級，但在濕井區的管路，所有的焊道非破壞性檢測，要依 Class 2 的要求執行，以確保管路的品質。

有關 SRV 安裝前的檢測與測試，在 5.2.2.10 節的承諾與說明可以接受。

GDC 15 訂定反應器過壓保護的要求，在正常運轉的任何條件下，不能超過 RCPB 的設計條件。為達此條件，核四廠過壓保護系統之設計符合 ASME Code, Section III 之規定，最嚴重的壓力暫態下最大的壓力要低於設計壓力的 110%，核四廠的壓力極限為 9.48MPa。根據 15.1 節之暫態分析，最嚴重的暫態下(所有的主蒸汽管路隔離閥關閉，而由高中子通量急停)，分析結果顯示尖峰壓力值為 8.69MPa，此時僅需要 12 個 SRV，且相當的餘裕，滿足設計需求，符合 SRP 5.2.2，可以接受。

分析過壓暫態之程式為 ODYNM，此為 ABWR 版本，與傳統 BWR 所用之程式 ODYN 不完全相同，將要求台電公司在 FSAR 送審前，先行將 ODYNM 之驗證送原能會審查。

審查結論如下：壓力釋放系統與反應器保護系統相關聯，提供足夠的保護以防制 RCPB 的過壓，即使假設有裂縫的情形下，也不讓裂縫有快速成長之現象發生，此過壓保護系統滿足 GDC 15 與 GDC 31 要求。

### 5.2.3 反應器冷卻水壓力邊界材料

本節根據 SRP 5.2.3 審查 RCPB 的材料，要滿足下列準則：

1. GDC 1 與 GDC 30 有關設計、製造、建造與安裝、測試的標準。
2. GDC 4 有關設備與環境的相容性。
3. GDC 14 與 GDC 31 有關 RCPB 破裂快速成長與整體斷裂的機率極低。
4. 10CFR50 Appendix B 有關材料清潔控制。
5. 10CFR50 Appendix G 中有關 RCPB 材料測試與破裂韌性的接受依據。
6. 10CFR50.55a 中有關驗證標準與破裂韌性。

在材料規範方面，核四廠將使用於反應器冷卻水壓力邊界之材料分成六大類，依組件之型態（如鍛件、鑄件、管材、螺栓等）、材料種類及遵循之

ASME/ASTM 規範，分列於 PSAR 中，其中針對部份 SA182、Type F316L 或 F316 特別要求含碳量不能大於 0.02%，使其具有抗 IGSCC 的能力，可以接受。

由於使用之材料規範皆引用自 ASME Code Section II Part A B C 或 Section III Appendix I，此點滿足規範要求可以接受。

RCPB 的材料要與冷卻水接觸，因此用水化學控制以維持其水質，材料與冷卻水的相配合關係可依 RG 1.44 與 NUREG 0313 Rev. 2 的建議，並將規範值列製於表中。5.2.3.3.2 中說明對碳鋼與低合金鋼保守的腐蝕裕度(Corrosion Allowance)，此點符合 GDC 4 設備與環境間的相容性條件。

電廠在運轉期間輻射劑量上升的主要來源是鈷 60，是由鈷 59 中子活化而得。在 5.2.3.2.2.2 中台電公司承諾，在高中子通量區的材料將減低鈷含量，控制棒將使用不含鈷的合金，這些措施將減低在運轉中與維護時人員所受的輻射劑量。

RCPB 建造期間使用的材料要使用熱絕緣材料，符合 RG1.36 Rev. 0 的建議，此滿足 GDC 14 與 GDC 31 的要求，防止 RCPB 的損壞。

肥粒鐵管狀產品(tubular product)與由沃斯田不銹鋼所製成的管狀產品，5.2.3.3.3 節中建議使用 ASME Code Section III 的非破壞性檢測，滿足 GDC 1、GDC 30 與 10CFR50.55a 的驗證標準，此可以接受。

ASME 規範與 10CFR50 Appendix G 規定材料破裂韌性測試，確保 RCPB 壓力承持設備有相當的安全裕度，可免除產生脆性行為與快速的裂縫成長。再依據 ASME 規範中 Appendix G、破裂韌性測試的數據，配合美國核管會的規定，建立安全運轉程序，使設備在運轉、測試、維護與假想意外事件時，保有

相當的安全裕度。這些過程滿足 GDC 14、31 與 10CFR50.55a 有關防止 RCPB 損壞與整體斷裂之要求。

5.2.3.3.2.1 說明肥粒田鐵的銲接，RG 1.50 提供如何控制預熱的溫度，要符合 ASME Code Section III 的要求，並要提供合理的保證，由肥粒田鐵製成的設備在製造過程不能有龜裂現象。這種控制減少銲接時殘留應力所造成的隨後龜裂，此點要求滿足 GDC 1、GDC 30 與 10CFR50.55a 的要求。

肥粒田鐵 electroslag 銲接控制不必考慮，因在核四廠中不允許在 RCPB 的銲接上使用。

對於大於 25mm 之肥粒田鐵螺栓材料，所要求的夏比衝擊值與 ASME Code NB-2333 中要求 100mm 以上之螺栓材料相同，應更為保守。

RCPB 材料的銲接，要依照 RG 1.71 的建議去執行，對現場焊工的再測驗是有其必要性，此點要求滿足 GDC 1、GDC 30 與 10CFR50.55a 的要求。

沃斯田鐵製成 RCPB 設備時，如何避免發生應力腐蝕龜裂，可依據 RG1.44、RG1.37 與 NUREG-0313 Rev.2 的建議。對冷加工要有所管制，防止過大的降服應力、敏化、污染，以免日後使用時產生應力腐蝕龜裂，此點滿足 GDC 4 的要求。

審查結論：基於上述審查理由，RCPB 的材質可以接受，滿足 GDC 1、4、14、30、31，10CFR50 Appendix B 與 G 及 10CFR50.55a。

#### 5.2.4 反應器冷卻水壓力邊界的 ISI 與 IST

PSAR 5.2.4 與表 5.2-8 中說明營運前檢測(Pre-Service Inspection, PSI)與營運中檢測(In-Service Inspection, ISI)兩方案，本節將依據 SRP 5.2.4 審查，有下列發現要請台電公司注意：

1. 整個電廠壽命期間之 ISI 方案，台電公司應依據 10CFR50.55a(g)(3)的要求執行。
2. 列為安全一級的設備，在設計階段必須依照 10CFR50.55a(g)(3)的要求，要考慮到設備能夠有效的執行 ISI，且要根據 ASME Code Section XI 進行建造時必要的檢測。
3. 列為安全一級的設備，其所遵循的 ASME Code Section XI 版本，為 10CFR50.55a 所指定者。第一個十年所要執行的 ISI，應為申請運轉執照前 12 個月時，10CFR50.55a 所指定的 ASME Code Section XI 版本與補充版。隨後每一個十年的 ISI 要隨著 10CFR50.55a 指定的 ASME Code Section XI 版本與補充版修訂。但 PSI 方案應在執行前半年送原能會審查。
4. 電廠在建造期間若發現無法有效執行相關的檢測時，應準備詳細的資料向原能會申請豁免。

#### 5.2.5 反應器冷卻水壓力邊界洩漏偵測

洩漏偵測系統(LDS)包含溫度、壓力、輻射與流量等偵測器與邏輯、警報等設備。主要功能在偵測 RCPB 的洩漏，並進而引動關斷隔離閥，避免洩漏到圍阻體外。一般而言，核四廠的洩漏偵測系統的設計與邏輯和一般核能電廠相類似。

RCPB 的洩漏可分為兩種，可確認與不可確認，核四廠在 PSAR 中訂定之可容許的洩漏量，可確認之洩漏率為 25gpm，與核一、二廠之現值相同，不可確認之洩漏率為 1gpm，較現有電廠的 5gpm 為嚴格。

在系統間的洩漏方面，發生在 RHR、HPCF、RCIC 等系統的可能性很低，因這些系統都有逆止閥、圍阻體隔離閥等，可以防止洩漏到其他系統。但若還有其他未可知的原因發生系統間的洩漏時，因這些系統的管路在運轉期間都充滿水，可利用管路的高壓力警報系統來偵測洩漏。至於 RWCU、FPCU、RBWB

等系統間的洩漏，可利用監視系統的輻射劑量判定。

由於 LDS 是由四個獨立的控道邏輯組成（四選二），因此單一控道喪失並不會影響監測功能，也由於此種設計，LDS 可以在電廠運轉中進行測試與校正，符合 RG 1.45 的要求。

核四廠的 LDS 為安全相關之偵測設備，故歸為地震一級設備，乾井空浮粒子偵測系統也列為地震一級，因此滿足 GDC 2（地震後系統仍要維持其安全功能）之要求。

核四廠的 LDS 其指示與警報均展示於控制室內，乾井內外的集水槽水位與流量，亦都附有監視系統，此點滿足 GDC 30（有關反應器洩漏源之偵測、判定與監視）的要求。

### 5.3. 反應器壓力槽

#### 5.3.1 反應器壓力槽材料

建造反應器壓力槽及其週邊設備所用材料在表 5.2-4 中訂定，符合 ASME Code Section III，滿足 GDC 1、GDC 30 與 10CFR50.55a。

PSAR 5.3.1 說明沃斯田不銹鋼的清潔管制，在各銲接階段均應遵守，以防止受到污染與敏化，發生應力腐蝕龜裂，滿足 RG 1.37 Rev. 0、RG 1.44 Rev. 0 與 NUREG-0313 Rev. 2 的要求。這些管制可以保證 1. 沃斯田不銹鋼在現場保持潔淨，滿足 10CFR50 Appendix B，2. 可使焊件在焊前或焊中不受到污染或敏化，滿足 GDC 1、4、30 與 10CFR50.55a。此點可以接受。

沃斯田不銹鋼的設備在銲接時，除依照 ASME Code 的規定外，另外要依據 RG 1.31 Rev. 3 與 NUREG 0313 Rev. 2 的規定，以保證焊材不會有微裂縫產生，且有抗 IGSCC 的能力。此點可滿足 GDC 1、14、30 與 10CFR50.55a 要求，維持 RCPB 之完整性。

低合金鋼的銲接，除依照 ASME Code 的規定外，另要依據 RG 1.50 Rev. 0 的建議，在預熱溫度時保持一段時間，可將氫移除，如此在製造過程中將不致產生裂縫，且降低以後產生裂縫的可能性。一般來說，RG 1.43 Rev. 0 的建議可以不必採用，因 RPV 在採購規格中要求製造後的材料結晶要保持良好，因此在銲接過程中，護套內部不會產生裂縫，如此可滿足 GDC 1、30 與 10CFR50.55a 的要求。

反應器壓力槽的 stud 與 fastener 要符合 RG 1.65 Rev. 0 的要求，如此可滿足 GDC 1、30、31、10CFR50.55a 與 10CFR50 Appendix G。

反應器壓力槽材料、RCPB 材料的破裂韌性與反應器壓力槽腹帶區材質的監測計畫都依 SRP 5.3.1 審查。

GDC 31 要求 RCPB 設計時要有相當的安全裕度，在運轉、維護與測試條件下，邊界行為要在非脆性行為，快速成長的機率很低。GDC 32 要求 RPV 要有適當的監測方案。針對 RCPB 肥粒鐵材料破裂韌性的要求，在 10CFR50 Appendix G 與 H 中有詳細的定義。

反應器壓力槽與 RCPB 的設計與製造時，所採用的 ASME 規範年版，在 10CFR50.55a 中訂定。核四廠中所用的 ASME 規範在表 1.8-21 與 3.2-3 中有所指定。

核四廠 PSAR 中說明反應器壓力槽要按 10CFR50 Appendix G 有關破裂韌性的要求執行，故在申請 FSAR 時，應提出反應器壓力槽極限材料的破裂韌性參數值。此點可以接受。

根據 ASME Section III Appendix G 與 10CFR50 Appendix G 與 H 之規定，

計算反應器壓力槽的溫度與壓力曲線，作為運轉的依據，確保在運轉、維護、測試與假想意外事故時，有相當的安全裕度，防止破裂快速發生。此運轉依據滿足 GDC 31 的要求。

反應器壓力槽腹帶區因中子照射與熱環境的關係，反應器壓力槽肥粒田鐵材料會有材料韌性發生變化的現象，故 GDC 32 要求建立材質的監測計畫。核四廠依據 10CFR50 Appendix H 與 ASTM E-185-82，自代表腹帶區的極限焊件與熱影響區(HAZ)材料量測其破裂韌性，建立數據庫，以評估反應器壓力槽材料在壽命階段是否能保持完整。故在申請運轉執照時，台電公司應提出詳細完整的監測計畫。

材料監測計畫所得到的數據，可以評估材料腹帶區因輻射照射所造成破裂韌性的變化，得以知曉壓力槽是否還有相當的安全餘裕，以防止發生快速破裂的可能。因此監測計畫中的試件要足夠 40 年的壽命評估之用。根據 ASTM E-185-82，40 年的壽命需置入三組試驗罐。但 PSAR 中說明壓力槽的設計壽命可到 60 年，因此台電公司預計置入 6 組試驗罐，以因應壓力槽 60 年的壽命評估之用。

台電公司未來在申請運轉執照時，將依據 10CFR50 Appendix H 提出監測計畫，以監測因輻射引起材料的脆性變化，此點將滿足 GDC 32 要有監測計畫的要求。

### 5.3.2 壓力溫度限制

本節中將依據 SPR 5.3.2 與 10CFR50 Appendix G 與 H 審查溫度與壓力的限制。Appendix G 與 H 說明運轉條件下溫度與壓力的限制，及得到這些限制的基礎，讓 RCPB 材料有相當的安全餘裕，使肥粒田鐵不會發生脆性快速破裂的情形，滿足 GDC 31 的要求。其中考慮四種運轉與測試：

#### 1. 服役前的靜水壓試驗

2. 服役期間的洩漏與靜水壓試驗
3. 升溫與降溫試驗
4. 爐心臨界運轉

10CFR50 Appendix G 與 H 要求在 FSAR 中要預測參考溫度因輻射所造成的增加量，即為  $RT_{NDT}$ ，此值加上原始的參考溫度(initial  $RT_{NDT}$ )，得到調整之參考溫度，其中溫度改變的計算依據 RG 1.99 Rev. 2。此點可以接受。

台電公司承諾未來將裝置監測試片，因此在取出試驗罐後，便可對材料的參考溫度變化作評估。

審查結論：RCS 在運轉與測試時的溫度與壓力限制，使壓力槽有相當的安全裕度，不會發生快速的脆性斷裂，符合 10CFR50.55a 與 GDC 1、14、31 與 32 的要求。

## 5.4. 次系統設計

### 5.4.1 反應器再循環系統

SRP 中將再循環泵之運轉特性、冷卻系統、結構完整性、測試、可運轉性等審查分別列在第 3、5、9、15 章之相關章節中。並未針對 BWR 提出再循環系統之特定安全要求，因進步型沸水式核能電廠在再循環系統上有其特殊設計，乃在安全評估報告中加以說明審查過程。

核四廠反應器再循環水系統與現有沸水式核能電廠再循環水系統有很大的不同點，主要在核四廠採用反應爐內再循環泵(RIP)，取代現有的外置泵與再循環管路。使用 RIP 後，在爐心以上不會有大於 50mm 的管路接到壓力槽上。此種設計將使冷卻水流失事故的效應大幅減低，使用 RIP 後圍阻體的體積亦隨之減少。另外 RIP 的使用影響到反應器壓力槽的尺寸設計，為使泵的旋轉

葉片可在維修時移出，反應器降流區之寬度增加，同時使反應器壓力槽之直徑增大為 7060mm，降流區增大後使反應器壓力槽所受的中子通量也隨之降低。

核四廠之 RIP 有 10 個，若有一個不能運轉，還是能維持 100% 的功率運轉。經過測試亦顯示 9 個 RIP 運轉時爐心流量分佈沒有顯著的改變。此外，為了防止停止運轉之泵逆轉，在馬達軸上裝有抗逆裝置以避免泵因逆轉受損。

RIP 為可變速，每一個 RIP 均附帶一個熱交換器，當 RIP 運轉可帶動其輔助葉片，以驅動 RIP 內的冷卻水循環，若 RIP 停止運轉，則可利用自然對流方式，使冷卻水循環，以冷卻 RIP 馬達溫度，所產生的熱量最後由反應器廠房冷卻水系統帶走。

10 個 RIP 中的 6 個裝設有 MG Set，因此在喪失外電時可以增長 RIP 降速之時間，可延長偏離核沸騰(DNB)發生時間，暫態發生時對防止爐心燃料破損有相當的助益。

#### 5.4.2 主蒸汽流量限制器

主蒸汽流量限制器之目的在減少冷卻水量之流失，當主蒸汽管路在圍阻體外斷裂時，主蒸汽流量限制器可以使蒸汽流量限制在額定值的 2 倍內。此設計可以接受。

#### 5.4.3 反應器爐心隔離冷卻系統

本節將根據 SRP 5.4.6 審查反應器爐心隔離冷卻系統(RCIC)，並將針對系統可靠度、可用性與設計基準進行審查。

核四廠 RCIC 系統雖為單一迴路，但為高壓注水之一部份，另一套高壓注水則為 HPCF 系統，因此 RCIC 無多重之設計。其機電系統保持獨立性。一般傳統之核能電廠 RCIC 系統並非屬於 ECCS 之一部份，而核四廠將 RCIC 系統升級，將其歸為地震一級，並納入 ECCS 中，且是 ECCS 中唯一不靠交流電源運轉（但仍須控制電源），也因此使 RCIC 成為 ECCS 系統中在電廠全黑狀況時仍可使用的唯一子系統。

RCIC 的主要水源是由冷凝水槽供應，後備水源則是抑壓池，經飼水管路 B 迴路進入反應爐。若喪失飼水系統狀況下，仍可依靠 RCIC 保持反應器爐水水位，直到反應爐降壓到停機冷卻系統可以運轉。

PSAR 在 5.4.6.1 中提及 RCIC 在全黑狀況下，依 SPR 5.4.3 規定至少要運轉兩小時，但核四廠可以運轉八小時。其測試方法為在電廠填放燃料產生蒸汽後，實際測試運轉兩小時，至於可運轉 8 小時之能力則利用分析之方式證明，其分析主要分為三個部份：

1. CLASS 1E 直流電源提供能力。
2. RCIC 水源供應能力。
3. RCIC 相關設備在高溫下的可用性。

此三部份的分析資料，將要求台電公司在 FSAR 中詳細說明。現將 RCIC 中之設計承諾與設計準則作一說明，如下表。

GDC	內容	核四廠狀況
2	要有抵抗自然災害之能力	為地震一級設備，且位於反應器廠房中，可抵抗風災與洪水，滿足此準則。
4	要考慮流體不穩定性伴隨產生的動態效應	管路要防制甩動之設計，在 3.6 節中說明。符合此準則。
5	不同機組間除非證明共享 SSC 不會影響安全之功能，否則不同意共用安全級 SSC。	無共用之 SSC。符合此準則。
29	在假想事件發生時，系統要具有執行其安全功能之能力。	RCIC 在無交流電源時仍可執行其功能。符合此準則。
33	系統要有充分補水的能力，以防止因 RCPB 小破口事件導致燃料設計限值超過。	RCIC 於小破口事件時可作為反應器冷卻水補水用，符合此準則。
34	要求系統設計要有移走分裂產物衰變熱的能力。	RCIC 為高壓注水之一部份，能達此功能，符合此準則。
54	要求在管路穿越主圍阻體時，要	在 6.2 節中說明，符合此準

	有洩漏偵測與隔離的能力。	則。
--	--------------	----

根據上表之說明，RCIC 系統之設計可以接受。

#### 5.4.4 餘熱移除系統

餘熱移除系統(RHR)係依據 SRP 5.4.7 審查，審查基準及系統之設計說明如下

核四廠之 RHR 為封閉系統有三個獨立之環路，這三個環路在機電方面均各自獨立。RHR 兼具熱移除功能及爐心注水功能。爐心注水部份為緊急冷卻水系統之一部份屬低壓系統，在核四電廠中稱之為 LPCF。LPCF 由 Level 1 水位自動啟動，由抑壓池取水，注入反應器壓力槽爐心側板外。環路 A 則經由飼水系統注入。RHR 也提供乾井及濕井噴灑之用。噴灑時並未用到三個環路，只有環路 B 與環路 C 具有乾濕井噴灑功能。

RHR 進行餘熱移除時，RHR 泵之水源直接來自反應器壓力槽，而非再循環管路，因此大管破裂冷卻水流失事故之影響隨之降低，LPCF 之設計需求亦隨之降低，且較傳統 BWR 只有一個取水口之設計為佳。以流量而言，核四廠共有三台 RHR 泵，每台流量在 40psid 時為 4200gpm，而核二廠 BWR-6 一樣有三台 RHR 泵，每台在 20psid 時為 5050gpm，核四廠 RHR 泵流量小了約 1/5。

為了緩和嚴重核子事故之後果，核四廠之設計在 RHR 下新加了一個交流 IWA。這個系統將防火系統之水連到 RHR 泵 C 之出口，其目的是針對喪失所有廠內廠外交流電源而且所有 ECCS 泵均不可用的情況(屬於超過設計基準事故之情形)下，提供消防水到反應器壓力槽及乾井噴灑。

為了避免系統間(Intersystem) LOCA，RHR 系統承諾下列改善，可以接受：

1. 在泵出口與 RCS 直接相連的低壓管路，其所承受之壓力要低於管路之

設計壓力。

2. 隔離閥為安全等級之 Redundant Pressure Lock。
3. 測試時機之限制 ( 當反應器在低壓時，僅能有 MOV 進行測試 )。
4. 逆止閥(Check Valve)之可測性與位置指示。

PSAR 5.4.7.1.1.7 承諾 RHR 系統要在 36 小時內將反應器帶到冷停機狀態，此點符合 SRP 5.4.7 之要求。

RHR 系統在 3.2 節中列屬為地震一級之系統，位在反應器廠房內，可以抵擋洪水、颱風等自然現象之負載(3.3 與 3.4 節)。其管路要考慮因流體不穩定性所造成的動態效應，在 3.6 節中有詳細之說明。兩部機組未有共用之 RHR 系統。可在控制室中操作 RHR 之運轉。綜合所述，RHR 系統滿足 GDC 2、4、5、19、34 之要求。因此 PSAR 中對 RHR 系統之設計承諾可以接受。RHR 之設計承諾與設計準則說明，如下表。

GDC	內容	核四廠狀況
2	要有抵抗自然災害之能力	為地震一級設備，且位於反應器廠房中，可抵抗風災與洪水，滿足此準則。
4	要考慮流體不穩定性伴隨產生的動態效應	管路要防制甩動之設計，在 3.6 節中說明。符合此準則。
5	不同機組間除非證明共享 SSC 不會影響安全之功能，否則不同意共用安全級 SSC。	無共用之 SSC。符合此準則。
19	正常運轉與停機時，控制室之需求。	針對控制室之需求，RHR 裝置必要之儀控設備，符合此準則。
34	要求系統設計應能移除分裂產物衰變熱的能力。	RHR 之設計滿足此準則。

根據上表之說明，RHR 系統之設計承諾滿足法規之要求，可接受。

#### 5.4.5 反應器爐水淨化系統

本節將依據 SRP 5.4.8 審查 PSAR 中對 RWCUC 系統所作之承諾。

反應器爐水淨化系統，屬於動力產生系統，其主要功能為維持反應器爐水水質，淨化反應器爐水，並移除爐水中活化腐蝕產物及分裂產物，將水中之輻射劑量減至最低程度。此系統在反應器運轉時，隨時可以運作。其相關之設計功能有：

1. 移除爐水中可溶性與不溶性之雜質，使其合乎水質規範。
2. 系統之主要部分在冷卻水壓力邊界面之外，可以與圍阻體隔離，限制放射性物質由一次側洩漏到二次側。
3. 在停機、熱待機與起動期間，此系統可洩放過量爐水至主冷凝器或廢水處理系統中。
4. 提供全流量至 RPV 頂端噴口，使 RPV 快速降溫或快速抽換燃料。
5. 當 RIP 不能正常運轉時，維持 RPV 底部之循環，使溫度梯度降至最低。

核四廠為降低輻射背景值，除使用低鈷材料外，RWCUC 之淨水能力由現有一般電廠飼水流量的 1% 增至 2%，爐水淨化能力大幅提升。

核四廠 RWCUC 與一般 BWR 之 RWCUC 之不同點如下表：

	核四廠之 RWCUC	一般 BWR 之 RWCUC
淨水能力 (%)	2	1
泵容量	2×100%	2×50%

泵位置	在低溫側	在高溫側
過濾式除礦器 F/D	2×100%	2×50%
再生式熱交換器(RHX)	1	3
非再生式熱交換器(NRHX)	2	2

由上表可得知，泵維修時仍可維持 100%系統淨化能力，大幅提升系統爐水淨化能力。依過去之運轉經驗，RWCU 在高溫側容易造成故障，泵位置改在低溫側，可減少泵故障及系統維修較易，提升系統之可靠度。

RWCU 系統主要部份（與安全相關者）位於反應器廠房的二次圍阻體內，屬於 RCPB 之範圍，故 RWCU 系統中位於乾井區到外在之圍阻體隔離閥之設備屬地震一級與 QG A，其他的屬於地震二級與 QG C。根據 QG 與地震分類，RWCU 符合 RG 1.26 與 1.29 的導則，可滿足 GDC 1 與 GDC 2 的要求。

RWCU 系統屬於 RCPB 設備之部份，即自 RPV 頂端噴灑管線上的兩個隔離閥以迄系統取水管路之圍阻體隔離閥，均屬地震一級設備，當洩漏偵測系統 (LDS) 偵測到洩漏時會自動隔離，且系統發生大流量與壓差時系統隔離閥會自動關閉，以維護壓力邊界的完整性，此點滿足 GDC 14 之要求。

RWCU 系統之取水管路有限流器，可以偵測流量。當管路破時，可限制爐水流失速度，同時經由洩漏偵測系統將隔離閥關閉。若有高輻射現象發生於二次圍阻體時，SGTS 可將含輻射物之物質吸附，避免排到外界，而 RWCU 未可鑑定之洩漏，則收集到地板收集槽，達到監測的目的，此設計可滿足 GDC 6Q。

RWCU 系統之過濾除礦器採壓力預敷式，使用後之樹脂不再生，由廢料處理系統處理，而每一組過濾除礦器均有濾網，可以防止樹脂進入飼水系統中，並且在濾網和過濾器均附有差壓警報傳至控制室內，若差壓過大則會自動隔離過濾除礦器。綜合上述可滿足 GDC 6I。現將 RWCU 中之設計承諾與設計準則

說明，如下表。

GDC	內容	核四廠狀況
1 2	安全等級之訂定，以確定執行安全之功能。 要有抵抗自然災害之能力	確切訂定安全等級與地震分類，符合此要求。
14	要確保 RCPB 之完整性	裝有偵測系統，若有洩漏可偵測與關閉隔離閥，維護 RCPB 之完整性，滿足此準則。
60	要防止與控制放射性之污染	可用 SGTS 與收集槽將放射性物質吸附或收集，達到此準則之要求。
61	系統要有適當的 confinement	樹脂之產生由廢料系統處理，過濾器有濾網，控制室有警報系統，可自動隔離除礦器，達到 confinement 之要求。

根據上表之說明，RWCU 系統之設計承諾滿足法規之要求，可接受。

## 5.5. 審查結論

根據上述各節審查發現，對台電公司之要求事項與審查結論，歸納於表 5-1 與 5-2 中。

表 5.1 重要審查結論摘要

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
5-1	5.2.1	RCPB 之 SSC 之設計、製造、安裝與測試各階段承諾依 ASME 相關規定執行，其安全、品質分類在 3.2 節中訂定。	GDC 1	可接受，其中 Code Case N-580，台電公司向原能會申請後，同意使用。
5-2	5.2.2	在最嚴重的假想意外事故分析中，使用 ODYNM 程式進行分析，SRV 之設計壓力為 8.69MPaG，遠低於 RPV 極限設計值 9.48MPaG。	GDC 15、 31	此種設計使 RPV 不會有過壓的情形發生，符合設計準則。但 ODYNM 係針對 ABWR 設計的，台電公司在 FSAR 送審前應先行將程式之驗證送原能會審查。
5-3	5.2.3	為確保 RCPB 完整性，PSAR 承諾 RCPB 材料要有品質之管制、加強環境水質的管理、現場材料與銲接過程中的清潔管制，訂定材料測試的標準。	GDC 1、 4、 14 、 31 ， 10CFR50 App.B、 G ， 10CFR50.55a	符合，可接受。
5-4	5.2.4	核能電廠安全等級設備依據 ASME Code Section XI 訂定 ISI 計畫，其第一個十年計畫，依照 10CFR50.55a(b)中所引用的最新版本，以後每十年之計畫亦要隨之更新。	10CFR50.55a (g)(2)	符合，可接受。

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
5-5	5.2.5	PSAR 承諾 LDS 系統要能承受 SSE 能力及具有偵測、判定與洩漏的能力。	GDC 2、 30	符合，可接受。
5-6	5.3.1	壓力槽及其週邊設備材料的規格要依據 ASME Code Section III 訂定，詳列於表 5.2-4 中。	GDC 1、 30， 10CFR50.55a	符合，可接受。
5-7	5.3.1	為防止沃斯田不銹鋼的應力腐蝕龜裂，核四廠將根據 RG 1.37 Rev. 0 與 1.44 Rev. 0 加強避免環境對材料的污染，注重現場潔淨的管制，及依據 RG 1.31Rev.3、 RG 1.43 Rev.0、 NUREG 0313 Rev. 2 建立銲接管制之要求，以維護材料的品質。	GDC 1、 4、 30	符合，可接受。
5-8	5.3.1	為防止壓力槽材質在設計壽命 60 年內發生因中子照射導致材料脆化之現象，應建立監測計畫，以充分掌握材料在運轉期間的脆化行為，同時建立溫度壓力限制曲線，作為運轉之依據，防制 RPV 脆化斷裂。	GDC 31、 32、 10CFR50 App. G、 H， RG 1.99 Rev. 2	符合，可接受。但反應器壓力槽材質監測計畫與溫度壓力限制曲線須送原能會審查。

項次	章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
5-9	5.4.6	RCIC 為地震一級設備，且位於反應器廠房中，可抵抗風災與洪水。管路設計考慮動態效應。小破口事件時作為反應器冷卻水補水用。依 SRP 規定在全黑時至少要有兩小時的運轉能力，但核四廠可藉分析證明有八小時的能力。	GDC 2、4、5、29、33、34、54、SRP 5.4.6	符合，可接受。試運轉時要執行測試，證明在全黑狀況下，有運轉兩小時之能力，八小時的功能要提出相關之分析文件證明之。
5-10	5.4.7	RHR 為地震一級設備，管路考慮動態效應，可在控制室控制，具有移走分裂產物衰變熱的能力。	GDC 2、4、5、19、34	符合。
5-11	5.4.8	RWCU 系統主要部份（與安全相關者）位於反應器廠房的二次圍阻體內，屬地震一級與 QG A，可用 SGTS 與收集槽將放射性物質吸附或收集，樹脂之產生由廢料系統處理，過濾器有濾網，控制室有警報系統，可自動隔離除礦器，達到 Confinement 之要求。	GDC 1、2、14、60、61	符合。

表 5.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
5-1	5.2.2	ODYNM 程式之驗證審查。	建廠期間
5-2	5.2.4	核四廠之 ISI 計畫。	終期安全分析報告書階段
5-3	5.3.1	反應器壓力槽監測計畫與溫度壓力限制曲線訂定審查。	終期安全分析報告書階段
5-4	5.4.6	電廠全黑，RCIC 功能測試。	試運轉階段

## 第六章 特殊安全設施

### 6.1 概述

特殊安全設施(ESF)主要是用來防止或減輕電廠核子事故的有關系統，而本章之目的則在證明核四廠此部分之設計確實可以達成防止或減輕核子事故的功能，使放射性物質不致大量外洩。核四廠的 ESF 大致上可以分成三大類：1.圍阻體系統(Containment Systems)，2.緊急爐心冷卻系統(ECCS)，及 3.適居性系統(Habitability Systems)。

核四廠的圍阻體系統包括主圍阻體、環繞圍阻體之二次圍阻體，以及執行圍阻體安全功能的支援系統。主圍阻體基本上係應用內襯鋼板之鋼筋混凝土作為圍阻屏障，以包容反應爐一旦發生洩漏時所釋放的放射性物質，並防止其進一步洩放至外界，達到限制核子事故之目的。故主圍阻體之設計須有足夠的強度以承受發生設計基準事故(DBA)時產生的暫態尖峰壓力和溫度變化，並能承受來自廠房內部與外來飛射物之撞擊，其洩漏率亦須小於設計值，以確保廠外民眾的輻射安全。

ECCS 在反應爐萬一發生爐水流失事故(LOCA)時，能迅速補水入反應爐，維持爐心燃料經常被冷卻水淹覆，以防燃料棒因高溫而損壞。核四廠的 ECCS 係由一串爐心隔離冷卻系統(RCIC)、二串高壓爐心灌水系統(HPCF)、三串低壓爐心灌水系統(LPFL)，及爐心自動洩壓系統(ADS)所共同組成。

核能電廠之控制室在平常是實際運轉與維修的司令台，在核子事故時也是直接操控相關安全系統之中樞，因此在設計上需要一個能夠保障安全且適合工作人員執勤的空調與相關之勤務支持系統，使控制室區域之人員不論在正常運轉或事故下均可有效的操作電廠相關設備，而將核能機組帶至安全狀況，此即適居性系統之設計目的。

核四廠初期安全分析報告(PSAR)第六章共分七節：第 6.1 節 - ESF 材料，第 6.2 節 - 圍阻體系統，第 6.3 節 - ECCS，第 6.4 節 - 適居性系統，第 6.5 節 - 分裂產物之移除及控制，第 6.6 節 - 第二級及第三級組件的營運前與營運期間檢測，以及第 6.7 節 - 氮氣供給系統。本章七節大致上已將 ESF 系統的功能設計作一整體性的功能分析，惟相關之應力承載分析、事故分析及嚴重核子事故分析等則另分別於 PSAR 第三章、第十五章和第十九章中作更深入的研究。本章之審查依據，主要是參考美國核能管制委員會（美國核管會）頒布之安全分析報告審查標準(SRP)內所建議的核能法規。

### 6.2 特殊安全設施材料

ESF 材料之選擇，承諾將與 ASME Sec. App. (一九八九年版)和 ASME Sec. Part A、B、C(一九八九年版)等要求一致，可符合 10 CFR 50 App.A GDC 1 及 10 CFR 50.55a 之要求。

### 6.2.1 金屬材料

有關沃斯田鐵不銹鋼主件的晶粒間腐蝕問題之防範，承諾對於敏化不銹鋼的使用將依據 RG 1.44(Rev.0)予以控制。而為證實沃斯田鐵不銹鋼主件的銲接完整性，核四廠 PSAR 中承諾將引用 RG 1.31(Rev.3)，以控制不銹鋼銲接金屬的肥粒鐵含量。

SRP 6.1.1. .A.1.a.1 沃斯田鐵不銹鋼規範中，說明冷加工沃斯田鐵不銹鋼的最大降伏強度為 90,000psi，但核四廠 PSAR 中並未說明，故發 PSAR 審查意見表編號 06-019 請台電公司澄清。經台電公司說明，因奇異公司進步型沸水式反應器(ABWR)的設計，有關本章之材料係使用溶液退火處理方式的沃斯田鐵不銹鋼，而不使用冷作處理方式者，其硬度及應變強度將與一般退火材料相近，故冷作材料的降伏強度限度已沒有需要特別說明。台電公司之解釋可以接受，該項 ESF 材料設計符合安全要求。

SRP 6.1.1. .A.1.a.3 沃斯田鐵不銹鋼規範中說明有關沸水式反應器(BWR)壓力邊界管件之材料選擇及製程導則，係依據美國核管會的部門技術立場(BTP) MTEB 5-7 執行，但核四廠 PSAR 中並未說明，故亦以 PSAR 審查意見表編號 06-019 請台電公司澄清。經台電公司說明，BTP MTEB 5-7 已被新版(Rev.2)的 NUREG-0313 取代涵括，而核四廠 PSAR 第五章已承諾符合 NUREG-0313 (Rev.2)，故已不必再贅述該項 BTP。台電公司的解釋可以接受，該項設計符合 NUREG-0313 (Rev.2)之要求。

有關肥粒鐵的銲接方面，對於低合金鋼銲接的預熱溫度，承諾將依據 ASME Sec. App.D Article D-1000(一九八九年版)及 RG 1.50(Rev.0)予以控制。但對於低氫銲接材料的水份控制，在 SRP 6.1.1. .A.1.b.2 中述明須符合 ASME Sec. App.D Article NB、NC、ND-2000、4000(一九八九年版)，及 AWS D1.1(一九九 版)之規定，而核四廠 PSAR 6.1.1 節則並未述及是否承諾遵循。故亦於 PSAR 審查意見表 06-019 中一併請台電公司澄清。經台電公司說明，因在核四廠 PSAR 5.2.3.3 節中已述及肥粒鐵材料的製造及處理程序，而銲接材料之水份控制亦涵括在內，故於 PSAR 第六章中沒有重覆述及。台電公司之解釋可以接受，該項設計符合 ASME Sec.III (一九八九年版)、RG 1.50(Rev.0)及 AWS D1.1(一九九 年版)等有關法規之要求。

綜合本節之承諾規範，對於 ESF 之沃斯田鐵不銹鋼材料可確認符合 10 CFR 50 App.A 之

GDC 4、GDC 14，及 10 CFR 50 App.B 之要求。而對於肥粒鐵的銲接，可確認其承諾能符合 10 CFR 50 App.A 之 GDC 1、10 CFR 50 App.B 及 10 CFR 50.55a 之要求。

目前國內對高拉力鋼筋有兩種不同生產方式：

- 1.傳統添加合金之高拉力鋼筋：此種鋼筋較均質，但成本較高。
- 2.製程控制鋼筋(又稱水淬鋼筋)：此種係利用普通鋼筋之鋼錠，在製程上加以調整，使表面及內部產生不同組織。

上述兩種鋼筋之強度雖可達同一水準，但其抗拉力強度與降伏點之比值卻有差異，且不同續接方式也會影響鋼筋強度。核四廠圍阻體鋼筋混凝土所使用之高拉力鋼筋係使用何種型式的鋼筋，是否有使用水淬鋼筋，在 PSAR 中皆未述明。有關問題以 PSAR 審查意見表編號 06-021 要求台電公司澄清，後台電公司承諾在所有耐震一級之結構中不使用水淬鋼筋。但因二種鋼筋外觀上無法區別，故台電公司必須訂出有效之檢驗程序，且高拉力鋼筋使用量大，現場管制之落實仍有待施工單位嚴格把關，故本項列為後續追蹤項目。

## 6.2.2 有機材料

圍阻體內所使用之防護塗料主要塗敷在圍阻體內襯之碳鋼材料、鋼結構，和乾井及濕井之主件上。其樹脂(Epoxy)塗材承諾合乎 RG 1.54(Rev.0)及 ANSI N101.2 (一九七二年版)的測試規定。此種塗料，對尺寸很小之設備可免塗敷，LOCA 萬一發生時，塗料之碎片應不會對安全造成危害。

十個反應爐內再循環水泵(RIP)上的有機物：Polyacrylic 和 Polyethylene，其是否會受到輻射分解及熱解(Radiolytic and Pyrolytic Decomposition)，以致影響到設備功能及核能安全，有需要進一步澄清，故已以 PSAR 審查意見表編號 06-006 請台電公司進一步說明。經台電公司答覆，該有機物係用於 RIP 的馬達繞組絕緣用途，而 RIP 恒浸於約 50 之水中，因此不必擔心熱解問題；至於輻射分解則較必須注意，這些材料在  $6 \times 10^5$  葛雷(Gy)及 60 環境下的設計壽命是約二十年。故 RIP 製造時廠家將依此規範作測試，而以後維護時將至少每五年作檢驗一次。台電公司該項承諾可以同意，但需於核燃料裝填前追蹤驗證有關文件及測試之程序書內容。

SRP 6.1.1 .B.1.b 規定 ECCS 之水質：酸鹼質 PH 為 5.3 8.6，ABWR 標準安全分析報告(SSAR)9.1.3 節中亦規定核燃料池之水質：PH 為 5.6 8.6；但在核四廠 PSAR 中抑壓池及核燃料池之水質卻放寬為：PH 為 4.5 10。不知台電公司之根據為何，有關問題已以 PSAR 審查意見表編號 06-020 要求台電公司澄清。台電公司已承諾更正本項錯誤。

ESF 材料之選擇 ( 含金屬及有機材料 ) , 其承諾之設計可符合有關之規範 , 應可確保材料間的交互作用(Interaction)不致發生 , 且在 DBA 時能有效發揮 ESF 系統的設計功能。

### 6.3 圍阻體系統

核四廠圍阻體系統包括圍阻體結構的主圍阻體 , 與環繞主圍阻體並容納反應爐安全停機、燃料貯存及主要安全支援設備的二次圍阻體。

#### 6.3.1 主圍阻體功能設計

核四廠圍阻體的設計 , 基本上是結合馬克 型(Mark )與馬克 型(Mark )圍阻體的架構 , 擷長去短。如圍阻體外形採馬克 型之圓柱體設計 , 空間較能有效利用 , 有利於施工與維修作業 ; 正常運轉時圍阻體內充氮氣 , 以減輕核子事故萬一發生時可燃性氣體對圍阻體之衝擊 , 本項設計則與馬克 型相同 ; 抑壓池的通洩管是結合馬克 型圍阻體之垂直通洩管路 , 與馬克 型圍阻體之水平通洩管路系統的設計 , 當乾井區域萬一發生高壓爐心熔穿之嚴重核子事故時 , 可藉由此上下乾井間彎曲式的通道設計 , 減少爐心熔渣直接進入上乾井之比例 , 以降低對乾井蓋(Drywell Head)之直接壓力衝擊 , 也增加了圍阻體的整體耐壓強度 ; 至於濕井(Wetwell)則為結合馬克 、 型圍阻體之優點 , 為封閉式濕井 , 可改善不必要之廠房空浮問題 , 並排除反應器壓力槽(RPV)正下方的大量水源 , 以減少發生相關嚴重核子事故之機率

相對於傳統式 BWR , 核四廠之圍阻體已針對嚴重核子事故而增加一些緩輕(Mitigation)設計 , 更是強化了圍阻體的安全功能 :

1. 圍阻體裝設過壓保護系統(COPS) , 其管路上串接二只可裂式閥門(Rupture Disks) , 更強化了圍阻體的內壓保護。
2. 抑壓池內牆裝設十只熱熔式閥門 , 在嚴重核子事故時可將抑壓池的儲水灌入下乾井內 , 俾冷卻爐心熔渣。
3. 下乾井地表面鋪設玄武岩混凝土層 , 可減低 RPV 爐心熔渣與混凝土之作用 , 減少事故之不溶性氣體(Non-Condensable Gas)產量 , 降低圍阻體的暫態壓力 , 也改善了圍阻體早期損壞的機率。
4. 圍阻體集水池四周加裝鋁合金磚(Aluminum Brick)之保護圍籬 , 避免嚴重核子事故時 RPV 爐心熔渣直接掉入集水池中 , 而發生金屬與水之劇烈反應 , 以及保護水池底部被熔融物侵蝕的機會。

5.RPV 外部之襯板(Vessel Skirt)，其設計上可阻斷上下乾井間的直接通路，使得各種爐水流失事故所產生之大量洩水，經由乾井通洩管(Drywell Connecting Vent)引導至抑壓池中，而不會直接流入下乾井，以減少下乾井積水的機會，可防止嚴重核子事故時 RPV 爐心熔渣與水發生作用之機會。

本章圍阻體有關之分析中，假設海水溫度最高為 30℃，但根據過去之經驗，海水溫度曾高達 34℃ 左右，而奇異公司標準 ABWR 之設計中亦假設為 35℃，且核四廠 PSAR 第九章之最高海水溫度亦依據過去經驗假設為 35℃，這些文件內容除了顯示 PSAR 中各章有不一致之現象，相關數據亦皆顯示 PSAR 本章中該溫度之假設不甚合理且不夠安全保守。況且原先核四廠 PSAR 中顯示，使用 30℃ 之海水溫度來分析時，抑壓池最高溫度的計算值為 96.9℃，與設計值相差才 0.3℃，此預留餘裕僅 0.31%，故是否足夠應付預期之實際最高水溫情況，亦必須加以澄清，故以核四廠 PSAR 審查意見表編號 06-002 要求台電公司澄清。台電公司說明，核四廠 PSAR 中抑壓池之最高溫度計算值係直接引用奇異公司標準 ABWR 之計算值，而未依實際之核四廠分析結果予以修正，經台電公司使用核四廠實際數據重新分析後得知：若海水溫度假設最高為 35℃，則抑壓池最高溫度計算值為 91.5℃，與設計值(97.2℃)間仍有 5.7℃ 之充分餘裕。台電公司已承諾更正本項錯誤。

SRP 第 6.2.1.1 節規定，所有真空破壞閥必須每月測試其可用性；而核四廠 PSAR 第 6.2.1.1.5.6.2 節卻祇承諾每次大修測試一次（PSAR 中強調其 Actuator 材料及設計皆有改善，故每月測試之規定已不需要）。如此由 SRP 所述每月測試，改為每次大修測試一次，延長幅度甚大，必須澄清。故本會即以 PSAR 審查意見表編號 06-013 要求台電公司進一步說明。台電公司答覆，依運轉經驗顯示真空破壞閥驅動機構之每月測試係真空破壞閥失效的肇因之一，故奇異公司標準 ABWR 設計上即針對該項缺失，一方面對其材料作改善，另一方面則裝設有關於儀器及錶頭，可連續偵測該真空破壞閥之開、閉位置，故將可完全掌握該閥之開啟與關閉情況。而且經台電公司解釋，因圍阻體平常運轉時內充氮氣，人員不能進入，無法有效執行該真空破壞閥之測試，故必須於大修時始可執行有關測試，因此其測試時機為每次大修執行一次。台電公司之說明可以同意，該系統設計可符合安全要求。

在奇異公司 ABWR SSAR 中乾井通洩管之截面積為 1m×2m，而核四廠 PSAR 6.2.1.1.2 中是 1m×1.8m。經台電公司澄清，SSAR 中 1m×2m 是大約值，核四廠 PSAR 該項值較精確，且分析結果顯示核四廠在 DBA 發生時，圍阻體內部壓力與溫度仍小於設計值。台電公司之解釋可以接受，該系統設計符合安全要求。

圍阻體之洩漏率設計值是每天 0.5%，由 PSAR 第十五章事故分析中顯示，DBA 發生時

與事故後，圍阻體均能限制放射性物質與分裂產物外洩，廠界外輻射劑量可符合 10 CFR 100 之規定。

從 PSAR 中圍阻體的事故分析資料顯示，在圍阻體內之主飼水管路斷裂等 DBA 下，並假設：反應器原先係穩定運轉於 102% 熱功率、美國國家標準 ANSI/ANS-5.1(一九七九年版)所規範之反應器餘熱熱值、抑壓池運轉在運轉規範所規定之低水位及最高水溫(35°C)、海水溫度在最高溫度(35°C)、且 ECCS 泵馬達額定馬力之熱量持續傳入抑壓池中，則計算所得之乾井壓力為 268.7 KPaG，濕井壓力為 206.8 KPaG，皆小於設計壓力(310 KPaG)；乾井對濕井之差壓範圍計算值為 -9.8 KPaD 至 +150.3 KPaD，亦在設計之 -13.8 KPaD 至 +172 KPaD 範圍內。而於主蒸汽管路斷裂等之 DBA 事故分析中，在前述之相同假設條件下，乾井溫度計算值為 170°C，小於設計值之 171.1°C；濕井之水溫計算值為 91.5°C，小於設計值之 97.2°C，而濕井上部空間(Gas Space)之溫度計算值為 110.3°C，亦小於 123.9°C 之設計值。故皆可符合安全要求。

主圍阻體功能設計符合有關之安全規定，即圍阻體有足夠的強度，能夠承受 DBA 萬一發生時的暫態尖峰壓力與溫度變化，以維持系統的完整性，且能限制放射性物質與分裂產物外洩，確保廠界外輻射劑量不致超過 10 CFR 100 之規定，其功能設計可符合有關之法規要求。

### 6.3.2 圍阻體熱移除系統

圍阻體熱移除系統是反應器爐心餘熱移除系統(RHR)的一部分，包括圍阻體抑壓池池水冷卻模式以及乾井 / 濕井噴灑模式，其目的在防止 LOCA 發生後圍阻體產生高溫高壓，以確保圍阻體之完整性。萬一事故發生時，抑壓池池水冷卻支系統將池水由水泵從抑壓池打到 RHR 之熱交換器以移除熱量後，冷卻水再打回抑壓池。此冷卻模式可由運轉人員手動操作，或者在 LOCA 信號未出現的情況下則可由抑壓池池水高溫信號自動起動。圍阻體噴灑支系統則提供乾井與濕井噴灑冷卻，LOCA 發生時，此系統由水泵將抑壓池池水經 RHR 熱交換器，打入乾井與濕井噴灑口，經由噴灑口將冷卻水噴至乾井與濕井中，使高溫蒸汽冷凝並使圍阻體內部空間冷卻下來。

核二廠圍阻體噴灑系統 A/B 在乾井高壓力及圍阻體高壓力下，經 10/11.5 分鐘延遲後即會自動起動(SRP 6.2 節亦有類似規定)，而核四廠該系統卻未有自動起動之功能。經審查後認為，台電公司應說明原因並澄清是否會影響圍阻體早期損壞(Early Failure)之機率。尤其是考量 BWR 緊急操作程序之邏輯上係以保持圍阻體完整性最為優先，此可由 RHR 迴路中若圍阻體噴灑模式動作，其他運轉模式即被連鎖排除，可見圍阻體噴灑系統之重要性；又在緊急事故下，控制室警報可能很多，運轉員在事故 30 分鐘後可能很忙，若完全依賴運轉員再排列

(Line-up)管線並去起動該系統，可能會增加不必要的人為疏失，故以 PSAR 審查意見表編號 06-009 要求台電公司說明。台電公司答覆，因核四廠的圍阻體設計壓力為 45psig，相較之下比核二廠的 15psig 設計壓力強許多，對於 DBA 萬一發生時的壓力仍有相當的設計餘裕，而在有關之事故分析中也未假設其有自動啟動功能，分析上與設計上一致，且該設計是沿用奇異公司標準 ABWR 的設計，亦已經美國核管會審查接受。台電公司該項解釋可以同意，有關設計並無安全上之顧慮，能符合 GDC 38 之安全要求。但未來核四廠必須於運轉程序書中明確訂定其圍阻體噴灑(含乾井及濕井噴灑)系統之使用時機，本件追蹤事項將於首次核燃料裝填前驗證確認。

根據 PSAR 資料顯示，核四廠 RHR 水泵之淨正水頭需求(Required Net Pump Suction Head)為 2.4m，而在假設：抑壓池水位於運轉最低點(El.~3740mm)，抑壓池水溫在最高溫度(100°C)，抑壓池空間之氣壓為大氣壓力，且抑壓池濾水器被堵塞一部分以致取水口變成最小的情況下，其 RHR 水泵之可供使用淨正水頭(Available Net Pump Suction Head)為 2.75m，即仍有 0.35m 之安全餘裕，故可符合 RG 1.1 之規定。

圍阻體熱移除系統之目的在防止 LOCA 後圍阻體高溫高壓，以確保圍阻體之完整性，由審查結果可知其功能設計符合相關安全法規需求。

### 6.3.3 二次圍阻體功能設計

二次圍阻體係圍繞在主圍阻體外側，其圍封住整個主圍阻體及主圍阻體外事故時可能成為輻射源的重要設備。正常運轉時藉由反應器廠房空調系統 (RBHV) 維持二次圍阻體內空間約-62Pa 之負壓，事故時則靠 SGTS 達成該負壓功能並處理內部之放射性氣體，確保在 DBA 下之廠界劑量不超過 10 CFR 100 的規定。

本系統於主圍阻體系統完整時，作為二次圍阻體，但在反應器爐心裝填、吊換核燃料和檢修爐心工作期間，主圍阻體無法保持完整性時，則二次圍阻體將扮演一次圍阻體系統之功能與角色。其在 DBA 情況下，設計之洩漏率為每天 50%的自由空間體積。

二次圍阻體結構屬耐震一級設計，可承受來自內、外之飛射物撞擊，分析資料顯示其本身及相關支援系統、設備在單一失效之假設及喪失廠外電源的情形下，事故萬一發生時仍能維持三十天內放射性不致大量外洩，且能維持一百天之系統可用性。

### 6.3.4 圍阻體隔離系統

本系統在反應器異常狀況時，能自動隔離穿越主圍阻體之各主要管路，防止大量的放射性物質外洩。在 BWR 設計中，穿越圍阻體的主要管路，於圍阻體之內、外側一般都會各裝一只隔離閥，該內、外側之隔離閥各具獨立的感測元件(Sensor)和邏輯電路等，並採故障時安全(Fail Safe)之設計（即失去電源等，就自動關閉以隔離圍阻體）。

第 56 號一般設計準則(GDC 56)規定：每條穿越反應器圍阻體之管線，若直接連接至圍阻體空間，則應按下列規定裝設圍阻體隔離閥（除非有辦法顯示某一特定種類的管線，諸如儀器管線，在其他基準上而言是可接受的）：

1. 一個鎖住關閉的隔離閥在圍阻體裏面，及一個鎖住關閉的隔離閥在圍阻體外面；或
2. 一個自動隔離閥在圍阻體裏面，及一個鎖住關閉的隔離閥在圍阻體外面；或
3. 一個鎖住關閉的隔離閥在圍阻體裏面，及一個自動隔離閥在圍阻體外面。但一個簡單的止逆閥不可作為圍阻體外面的隔離閥；或
4. 一個自動隔離閥在圍阻體裏面，及一個自動隔離閥在圍阻體外面。但一個簡單的止逆閥不可作為圍阻體外面的隔離閥。

圍阻體外面的隔離閥，其裝設地點應儘可能的靠近圍阻體，自動隔離閥應設計為在喪失推動動力時採取安全之位置（Fail Safe Position）。

核四廠有一些穿越圍阻體管線，於進入圍阻體後和有關系統管線連接，但卻未符合 GDC 56 之規定。因其二個圍阻體隔離閥皆位於圍阻體外緣，例如 ECCS 中的 HPCF 與 RHR，該系統泵之最小流量管線及測試管線；RCIC 汽機排汽及其泵之最小流量管線；抑壓池淨化系統(Suppression Pool Cleanup System)的吸水管線及排水管線。以上管線設計皆不是完全符合 GDC 56 之規定。渠等設計與奇異公司的標準 ABWR 相同，經查美國核管會當初審查 ABWR SSAR 時亦曾提出相同問題。而經奇異公司提出解釋：這些管線在圍阻體外皆有兩只隔離閥，為求達到符合安全性，除了將該隔離閥設計成儘可能地接近圍阻體，而其中一只隔離閥於平常運轉狀態時將恒保持在關閉狀態（或用盲板擋住），在事故後更不會有信號讓它打開，該二只隔離閥中之一只並必須具備能夠自動與手動遙控關閉之功能，以備必要時可以強迫關閉該閥而隔離圍阻體，且該二只隔離閥係使用不同串的安全等級電源，以確保其獨立性及可靠性。此即奇異公司內部的第八號及第九號安全標準，美國核管會審查後認為該變通設計可符合 GDC 56 之安全設計基準。台電公司該項說明可以同意。

核四廠圍阻體大氣控制系統(ACS)的兩只隔離閥亦皆位於主圍阻體外緣，但因該系統管線在穿越圍阻體內即未與任何管線相接，且其中正常充氣及排氣(Normal Purge & Normal Exhaust)之管徑高達 50 公分，故對其是否能完全符合 GDC 56 之安全需求，必須以更為審慎之態度去探討它。因此，以 PSAR 審查意見表編號 06-014 要求台電公司澄清。經台電公司多次說明：隔離閥在圍阻體外最主要的考量是因圍阻體內空間有限，無法支持渠等大型隔離閥

相關設備之維修作業；圍阻體內運轉環境條件也較差，對設備之運轉壽命較為不利；且因圍阻體內充氮氣，故若這些閥門皆位於圍阻體內則在平常運轉狀況下是無法作測試及維修的；又 COPS 須由 ACS 氮氣排放(Exhaust)管線內緣隔離閥之上游接出，若將 ACS 排放管之隔離閥安置於圍阻體內側，則對該 COPS 管路之接線極為不便，且須另增加圍阻體之穿越孔。因此，這種將 ACS 系統之隔離閥安排於圍阻體外側之設計已成為奇異公司馬克 型、馬克 型及 ABWR 圍阻體之標準型式；而且該二只隔離閥及連接至圍阻體之管路皆為 ASME Class 2 等級之設計（與圍阻體本身同等級），其中位於上游之隔離閥更須儘可能地接近圍阻體，故可保障其完整性將與圍阻體本身一致；況且這些隔離閥及管線之配置與前段說明相同，皆具自動及手動遙控關閉功能，上、下游隔離閥使用不同串的安全等級獨立電源，採喪失推動動力時恢復為安全位置之設計等，故皆可符合單一失效準則(Single Failure Criteria)，即單一的圍阻體隔離閥或相連管線之失效並不會影響 ACS 系統之圍阻體隔離功能，美國核管會亦已同意該項設計。經查日本柏崎刈羽核電廠第六、七號機，及國內核一廠的圍阻體充氮系統皆是如此設計。台電公司之說明可以同意。

前述有關二只隔離閥皆在圍阻體外側之系統，其中位於上游之隔離閥必須儘可能地靠近圍阻體，故其施工之實際情形與設計圖面是否一致(As-Built)，建議列入施工期間查證項目，而渠等圍阻體隔離系統之功能測試則建議列入起動測試時驗證項目，尤其是 ACS 圍阻體隔離系統的 As-Built 查證與功能測試更建議列為原能會追蹤管制之重點事項。

### 6.3.5 圍阻體內可燃性氣體控制

核四廠對圍阻體內之可燃性氣體控制主要靠 ACS 及可燃氣體控制系統(FCS)來完成。其中 ACS 用來維持主圍阻體內為充氮之惰性大氣環境，而 FCS 則用以控制 LOCA 時之可燃性氣體濃度。FCS 在二次圍阻體內共安裝兩套。

核四廠之 ACS 及 FCS 與奇異公司之標準 ABWR 設計上大體相同，僅濕井之過壓保護設定值為 620KPa，而 ABWR SSAR 中為 617.8KPa，兩者相差不多，可接受。

本系統承諾符合 R.G 1.7 (Rev 2)之法規，能在事故後控制圍阻體內大氣中之氧氣含量在 3.5% 以內。承諾符合 GDC 41 規定，能在事故後監測乾井及抑壓池中氫、氧之含量，及放射性程度之高低。亦符合 GDC 42 及 GDC 43 之規定，承諾有適當之周期性測試與檢測之設計與功能。

本系統符合 10CFR 50.34(f)之規定，執行有關系統之評估，且評估結果可保證在事故後全部燃料護套金屬與冷卻水化學反應情形下所產生之氫氣量，仍不致使氫氣在圍阻體內之均

勻分佈濃度超過 10%，亦不致在圍阻體內任何區域累積至燃燒或爆炸之程度，更不會影響圍阻體之完整性及反應爐之安全停機功能。圍阻體上有本系統之獨立穿越孔，並可符合多重性之安全要求，以供氫氣再結合器於單一故障時仍能有效運作，圍阻體空間內亦有足夠之充氣與排氣功能，輻射方面可與合理抑低(ALARA)之要求相符合。

核四廠 PSAR 6.2 節中表示只考慮 0.72%的核燃料護套金屬與冷卻水之化學反應，此與美國核管會要求之 0.95%不相符合，故發 PSAR 審查意見表編號 06-005 要求台電公司澄清。經台電公司答覆，0.72%之核燃料護套金屬與冷卻水反應係根據標準 ABWR 的 GE 8×8 型式之核燃料；而核四廠 PSAR 目前係假設使用 GE12 10×10 型式之核燃料，其應該是相當於 0.95%之燃料護套金屬與冷卻水發生化學反應，故台電公司承諾更正 PSAR 該項錯誤內容。

由核四廠 PSAR 本節內容看來，圍阻體內可燃性氣體控制系統之安全設計可符合有關之法規要求，並能符合達到方便操作、簡化設計、安全性、及採用成熟之技術等要求。

### 6.3.6 圍阻體洩漏測試

為證實圍阻體上所裝置的各個開孔、穿越器、及圍阻體隔離閥於 DBA 時均能有效圍堵放射性物質洩漏至外界，核能機組必須依據相關法規之規定，執行圍阻體洩漏測試。本節主要在說明圍阻體洩漏測試之種類、測試時程、測試頻率、接受標準、以及有關之法源規定等，其中測試頻率則另於 PSAR 第十六章（運轉規範）內有更詳盡之規定。

核四廠 PSAR 中對圍阻體之洩漏測試，承諾符合 10 CFR 50 Appendix A 的 GDC 52,53,54 及 10 CFR 50 Appendix J 等法規。另外，原能會發行之「核能電廠圍阻體洩漏測試技術規範」，亦作為本節之技術審查指引。

主圍阻體是事故時防止放射性物質外洩之重要結構，其洩漏率的設計值亦是相關安全分析之重要假設數據，而整體洩漏率測試(ILRT)則是驗證圍阻體整體氣密性之重要時機，建議原能會於起動測試時追蹤查證其 ILRT 之測試情形。

## 6.4 緊急爐心冷卻系統

ABWR 之 ECCS 由高壓注水、低壓注水以及爐心釋壓系統組合而成。其中高壓系統有 RCIC 和 HPCF，低壓系統則屬 RHR 之 LPFL 操作模式，另外則為輔助爐心降壓之 ADS。基本上仍與傳統式 BWR 之設計理念相當，皆能符合 ECCS 有關之法規規定。

HPCF 是利用兩台高壓離心泵，將緊急冷卻水由冷凝水貯存槽(CST)或抑壓池經過噴水頭從爐心上方噴灑到爐心上，其操作壓力範圍可達反應爐正常操作壓力 8.22MPa，主要功用乃是為維持反應器在發生小破口 LOCA，系統沒有降壓的情況下之冷卻水存量。該系統之設計由傳統式 BWR 之一串增加為獨立兩串，安全性更為提高。

RCIC 乃是利用蒸汽推動之汽機，帶動泵將緊急冷卻水由 CST 中打入飼水管路，以進入 RPV。其操作壓力範圍也是屬於高壓系統。核四廠 RCIC 設計中最重要之改進乃是由傳統式 BWR 之非 ECCS 等級增大設計流量，並納為 ECCS 範疇，亦即與 HPCF 系統列為同等級，以支援三串獨立之設計理念；RCIC 蒸汽管路上並增加一條專供起動之旁通進汽管路，將可減少 RCIC 汽機起動時因瞬間大量進汽以致超速跳脫的情況。該系統設計之提升對反應爐之安全性大有助益。

核四廠 RHR 是由傳統式 BWR 之兩串增加至三串獨立之系統。該系統為三台離心式低壓泵，利用馬達帶動，將緊急冷卻水由抑壓池等水源打入 RPV 中。該系統主要是在發生大破口 LOCA 時用以補充反應器之冷卻水存量，在小破口 LOCA 發生時反應器經過 ADS 降壓後亦可利用本系統補充反應器之冷卻水存量。此外，RHR 尚肩負著抑壓池冷卻與圍阻體噴灑之功能，為一重要之安全系統，其設計功能符合有關之安全要求。

ADS 是利用主蒸汽管路上數組安全釋壓閥(SRV)，再加上相關配屬之電源供應與儀控設計而成之快速反應器爐心降壓系統，其設計功能符合安全要求。

核四廠 ECCS 設計最大之特色乃在獨立串數的增加和流量需求的減少。其中獨立串數的增加，將可降低反應器爐心損毀之機率，有效提升機組之安全性。至於緊急冷卻水流量需求的減少，主要是因為採用 RIP 的設計，省卻了再循環管路，因此於爐心高度以下，大管徑之爐心冷卻水管線已不存在，大幅降低了發生大量冷卻水迅速流失之可能性，也就降低了緊急爐心冷卻水流量的需求。

核四廠 ECCS 之設計與傳統 BWR 之 ECCS 比較，其重要改善大致可歸納成下述各點：

1. 三串獨立，不論是機械設備(包括泵、管路、閥門等)或電源供應設備(包括緊急柴油發電機與配電設施等)，ECCS 將可有效避免發生共因失效(Common Mode Failure)之機會，並可減少複雜之系統操作模式切換，大量減少相關之管路與閥門的數量。
2. 電廠全黑事故(Station Blackout)之後果，將因 RCIC 系統之提升納入 ECCS 等級，以及第七台緊急柴油發電機之設置，而大幅的改善。此外防火設備之水源亦可接附(Cross Tie)至 LPFL 注水管路，在電廠全黑事故之緊急情況，亦能作為補充水源，更增加了救援設備與措施之可靠性。

3. 抑壓池冷卻模式具有自動啟動功能之設計，且 RHR 所有運轉模式皆保持打水流經 RHR 熱交換器之運轉方式，可減少人為操作失誤之可能。
4. 由於反應爐外部再循環管路之取消，可減少爐心緊急冷卻水流量之需求，再配合上 ECCS 與 RIP 的設計，據分析資料顯示將使得反應器爐心於發生任何 LOCA 事故時皆能維持被水覆蓋之情形。

ECCS 系統設計要求中很重要的一點是緊急冷卻水必須能即時地注入反應器中。因此，維持注水管線隨時都是充滿水的狀況，將可有效控制管路傳送之延遲時間(Lag Time)。除此之外，充滿水的緊急注水管線亦將降低管路在啟動時所可能造成的水槌現象，以避免造成注水管路的斷裂。RHR 系統的每個注水環路上均配置一台充水泵，以維持各 RHR 泵出口至注水閘間管路之充水狀況。同時，經由充水泵運轉及 RHR 泵排水管路水壓儀器的訊號指示，可確保系統管線正常充水。至於高壓之 RCIC 及 HPCF 將經由補水系統(Makeup Water System)及相關泵的連接，以維持注水管線之充水狀況。故該系統設計符合 GDC 35 之要求。

核四廠在設計上要求發生 LOCA 時爐心燃料均不致裸露，因此當高壓注水系統無法維持水位時，ADS 將自動啟動降低爐心壓力，以便較大注水容量的 RHR 及早介入。因為核四廠設計上有三串獨立的高壓注水系統(1 RCIC+2 HPCF)，故 ADS 被啟動之情形將可相對減少。一般而言，當反應器低水位(Level 1)及乾井高壓力時，ADS 將於 29 秒後啟動。但是如果僅有反應器低水位訊號時，ADS 之啟動將於另外設定之 8 分鐘時間延遲後方能動作。至於當預期暫態未急停(ATWS)的訊號發生時，ADS 之正常啟動將被自動停止。除此之外，如果運轉員於 29 秒內能判定水位低於 Level 1，但仍能維持於燃料頂部之上，則運轉員仍可停止 ADS 的自動啟動，然因 29 秒極為有限，運轉員自行判斷的介入幾乎是不可能。該 29 秒的設計主要是希望運轉員能於此有限的時間內確認 Level 1 已真實發生，不必人為去介入系統之自動運轉。該系統設計皆能符合安全要求。

ECCS 系統的設計可符合單一失效假設的安全規定：

1. 當緊急柴油發電機 A 台失效時，尚有 ADS、RCIC、2 串 HPCF、2 串 LPFL 仍維持有效。
2. 緊急柴油發電機 B 或 C 台失效時，尚有 ADS、RCIC、1 串 HPCF、2 串 LPFL 仍維持有效。
3. 當 RCIC 注水閘失效時，尚有 ADS、2 串 HPCF 及 3 串 LPFL 仍維持有效。
4. 當單一 ADS 失效時，則其餘的 7 只 ADS，以及 RCIC，2 串 HPCF 與 3 串 LPFL 等系統仍可維持有效。

核四廠 PSAR 資料顯示，其 HPCF 水泵之淨正水頭需求為 2.2m。而在假設：抑壓池水位

於運轉最低點(EL.~3740mm)，抑壓池水溫在最高溫度(100°C)，抑壓池空間氣壓為大氣壓力，且抑壓池濾水器被堵塞一部分以致取水口變成最小的情況下，其 HPCF 水泵之可供使用的淨正水頭為 2.55m，即仍有 0.35m 之安全餘裕，故可符合 RG 1.1 的規定。

國內核二廠的 16 只 SRV 中有 5 只(其中一只兼 ADS)具備 Low-Low Set 功能,即 SRV 打開時之壓力設定點與其後壓力降下時該閥關閉之壓力設定值不同，也就是依 Hysteresis 觀念設定,以減少閥門 Hunting 現象。而核四廠的 SRV/ADS 卻取消 BWR-6 之該項設計,故發 PSAR 審查意見表編號 06-011，要求台電公司補充說明。台電公司答覆，核四廠 18 只 SRV 共分成六組釋壓設定點，其中最低設定的二組皆各僅一只 SRV，而核二廠 16 只 SRV 則僅粗分成三組釋壓設定點，且共有九只 SRV 位於最低設定的二組範圍；且核四廠 SRV 開啟之最低設定點為 1160 psia，核二廠則僅為 1117.7 psia；相對之下，核四廠 SRV 設定點的分組較細密，與設定點之餘裕增大等特性，已具類似 Low-Low Set 之設計，並已為 ABWR 標準設計。台電公司說明可以同意，該項設計可符合安全要求。

在奇異公司標準 ABWR 中，RCIC 之汽機排汽管路上原先設計有 Rupture Disk，但在核四廠中該 Rupture Disk 卻被移除，而代以提升排汽管線的耐壓等級。因 RCIC 之汽機排汽管高壓力信號，將使得其汽機跳脫，故若有 Rupture Disk 則或可減少排汽管高壓力跳脫之情形。今將其移除，是否有影響 RCIC 運轉可靠性之虞，亦於 PSAR 審查意見表編號 06-011 中要求台電公司澄清。台電公司答覆，當初設計該 Rupture Disk 目的是要保護 RCIC 的汽機殼及排汽管免於過壓損壞，今已將汽機殼及排汽管耐壓設計提高，將可免除 RCIC 廠房內之排汽管線過壓破裂之可能性，不會影響 RCIC 之可靠性；該設計亦將使得 RCIC 廠房內高溫導致跳脫其汽機之情形獲得改善。本項說明可以接受，該系統設計符合安全要求。

核四廠的 LPFL 起動時，其冷卻水流恒經過 RHR 熱交換器，在核子事故下該項補水是否會加入大量之正反應度，以致反應器發生再臨界之現象，該項疑慮亦於 PSAR 審查見表編號 06-011 中請台電公司澄清。台電公司答覆,因反應器設計上有至少 1%的停機餘裕(Shutdown Margin)，而該項停機餘裕係在 20°C 之冷爐狀態、爐心中又無空泡(Void)、也無氙毒(Xe)吸收中子的分析假設下，今 LPFL 之補水事實上仍高於 20°C，且所有控制棒皆已插入反應器爐心，故反應器將仍可保持在次臨界狀態，且停機餘裕仍在 1% 以上。本項說明可以接受，該系統設計可符合安全要求。

ECCS 系統之設計是當反應器發生 LOCA 時，能適當保護反應器爐心不致發生嚴重損毀。核四廠 ECCS 之設計在發生任何爐水流失事故情況下，皆能滿足 10CFR 50.46 的要求：

1. 燃料護套尖峰溫度值(PCT)不得超過 1205°C(2200°F)。
2. 燃料護套氧化程度不得超過總護套厚度之 17%。

3. 燃料護套之鋳金屬與冷卻水反應所產生之氫氣量,不得超過反應器爐心所有鋳材發生鋳 - 水化學反應所釋出氫氣量之 1%。
4. 反應器爐心可能發生之變形不致影響爐心水流之冷卻功能。
5. 須能維持反應器爐心之長期冷卻需求。

核四廠 PSAR 中 ECCS 所分析的範圍顯示,從 0.0020m<sup>2</sup> RPV 底部洩水管破裂,至 0.39m<sup>2</sup> 的主蒸氣管破裂,並假設在緊急柴油發電機 B 或 C 台失效(單一失效之假設),以致一串 HPCF 及一串 LPFL 無法發揮功能的情況下,最嚴重之 PCT 僅 1149°F,最大之護套氧化厚度僅 0.03%,最大之氫氣釋放量亦僅 0.03%,均遠小於法規所要求之各項規定。因為 PCT 之溫度及燃料護套氧化之厚度均低於法規要求,法規中另外要求之可冷卻外形(Coolable Geometry)將可正常維持,同時因設計上不致發生爐心裸露,更確保可冷卻外形的維持。至於長期冷卻的要求,則可由 ECCS 各分項系統及支援系統的配合,充分達成安全要求。

本章許多壓力單位皆使用 KPa 或 MPa,雖然使用國際標準單位(SI Units)是未來趨勢,但因過去我國核能機組慣用 kg/cm<sup>2</sup> 或 psi 之壓力單位,對未來控制室運轉人員之操作習慣衝擊甚大(主控制室之盤面錶頭亦使用國際標準單位),故建議有必要加強運轉員的相關訓練。原能會亦將於運轉執照核發前追蹤相關之程序書及訓練狀況,以保障核能機組之運轉安全。

## 6.5 適居系統

本系統在確保可供運轉員在主控制室區域(包括主控制室、鄰接控制室之正常和緊急情況操作電廠所需資訊設備、廚房和衛生設備等區域)中的適居狀態,在電廠正常運轉時,可提供運轉員一個舒適之操作運轉區域,在事故情況下,則提供一個維持安全的控制環境。故適居系統之要求包括對飛射物之防護、輻射屏蔽、輻射偵檢、空氣過濾和通風系統、燈光、人員管理、行政支援、以及消防需求等。

本系統之設計基準可符合下述安全要求：

1. 本系統對食品、住宿、醫藥及衛生設備之提供,能維持 5 人 5 天之需要。
2. 主控制室區域之空調系統(HVAC)在緊急模式下,能提供維持 12 人持續居住之環境。
3. 任何 DBA 情況下,控制室人員之輻射暴露,不致超過 GDC 19 及游離輻射防護安全標準之限制。
4. 適居系統具有偵檢滲入主控制室之輻射和煙霧之能力。
5. 在控制廠房內備有自給式呼吸器及其他如沖洗眼睛、皮膚之設備。
6. 主控制室區域 HVAC 可由正常模式自動轉換為緊急模式、偵測到室外輻射後隔離污染之外氣、以及防止輻射進入主控制室之能力。

7. 適居系統及其組件係安裝於耐震一級結構，並具防洪、防颱及防飛射物之建物內，故符合 GDC 4 之安全要求。
8. 在控制室中之廚房和衛生設備的非耐震級配管設計，仍可確保在安全停機地震(SSE)下塌陷仍不致影響安全相關組件之功能。
9. 主控制室區域 HVAC 具有足夠的多重性，以確保在緊急情況時，任何動件單一失效之情況上仍能安全運轉。本系統為 ESF 之設計，其支架為耐震一級之設備。系統失去廠外電源時，可改用緊急柴油發電機或安全相關之電池電源，以維持系統之可操作性。
10. 主控制室區域具充分之氣密性，並可維持較鄰接地區高約 31Pa 之正壓，以避免輻射塵飄入之機會。

主控制室區域之 HVAC 具雙進氣口，其進氣口佈置在控制廠房頂樓兩側之外牆上。進氣風管中有輻射偵檢器，偵檢之輻射信號在控制室中有空浮讀數和警報。輻射信號將自動關閉污染之進氣口閥門及正常通風風門，轉由緊急過濾器通風機組進氣，並降低進氣風量。如兩個進氣口都污染，則控制室運轉員必要時可手動選擇進氣口進氣，補充之進氣經高效能微粒過濾器(HEPA)及活性碳素過濾清潔後加壓使用，故該系統設計符合 GDC 19 之安全要求。

主控制室區域因必須具有緊急情況之適居性，為防止如蒸氣管線、壓力槽、二氧化碳消防槽等各種潛在可能的危險來源，這些設備都安裝在主控制室區域以外的地區，並可在控制廠房中提供有關之生活支援系統。故該系統設計符合安全要求。

主控制室區域使用非燃燒性結構及防熱、防燃材料，以降低電廠火災之可能性，避免污染控制室周圍之大氣，其大氣並加以適當的正壓以避免煙霧或有毒氣體導入主控制室之可能性。故該系統設計符合安全要求。

主控制室區域通常由排風機自循環風箱排氣，在偵檢到煙霧時，主控制室之運轉員可將空調系統轉為排煙模式。在排煙模式中，排經控制廠房，以每小時 3 次之更換速率將污染區域之煙霧排除，此時有警鈴可提醒運轉員關閉控制室之門窗，俟接到解除信號後再行開啟。在排煙之隔離模式下，沒有補充空氣，設計上隔離時其室內空氣至少可供 72 小時之用(依 12 人在空間內，會產生 1% 室內體積之二氧化碳量來設計)，在此隔離模式後，運轉員可用手提式空氣分析儀分析空氣，並允許運轉員在此隔離模式 10 分鐘後手動操作補充進氣。

生活支援系統可在主控制室鄰近運轉員的地方，提供食物貯存空間。在這些空間內，水和食物之貯存量至少 5 天 12 人份；貯存空間之淨體積不會小於 0.7 立方公尺；冰箱之淨可用空間也不會少於 0.28 立方公尺；飲用水裝於密封之衛生容器中；緊急用之食品 and 飲水須標示

日期，並不作通常使用，以確保緊急時之需要。個人使用之呼吸防毒用具，將置於主控制室內以備急需，並將有足夠數量的呼吸防毒用具供控制室之值班人員使用，而這些呼吸防毒用具在規定時間內將會執行檢查和測試。為防止控制廠房之人員受到煙霧或毒氣的襲擊，有關人員將會接受使用呼吸防毒用具的訓練；新進人員至少有 6 個月的防毒防煙受訓。故以上承諾之設計均能符合安全要求。

適居性系統可週期性的檢驗其重要配件，如鼓風機、馬達、過濾器、風管、配管、風門、儀控、閥門及其他重要設備等，以確保本系統的完整性及效率。區域內有顯示儀器，以提供冷熱管上下流動溫度、冷凍水進出溫度、過濾器壓降、風管靜壓、重要設備之進出水壓差等參數之偵檢。故該系統設計符合可測試性之安全要求。

生活支援系統對緊急食物提供檢查或更換是慎重和必須的運轉考慮。在設計時，應有類似之文件，包括檢查或更換指南以供評估。台電公司承諾這些指南將於 FSAR 或其他的文件中提供，故必須於 FSAR 審查階段時追蹤確認之。

本系統之毒氣偵檢設定點，將會在細步設計中發展定案，並列入 FSAR 中。在 PSAR 6.4.4.2 節中，將加入一段文字「如經 FSAR 分析後認定需要時，則將提供氯氣或其他化學物質之防護。即以偵檢器、自動隔離外氣之形式、與控制室中人員使用貯存之個人呼吸用具等來防護之。」此為台電公司回覆本章有關審查意見時之承諾事項，必須於 FSAR 審查階段追蹤確認之。

台電公司亦承諾本系統有關之風門及閥門所允許之洩漏率將在細步設計階段決定，並加入 FSAR 中，此亦須於 FSAR 審查時追蹤確認。

## 6.6 分裂產物之移除及控制

BWR 主要是由備用氣體處理系統(SGTS)來執行 DBA 後之分裂產物移除及控制的安全功能。而 SGTS 之安全設計考量主要是在過濾由主圍阻體流出至二次圍阻體的氣體氣流，使其在 DBA 時之輻射排放能符合 10CFR 100 之要求。由核四廠 PSAR 看來，其 SGTS 之設計可以符合下列安全要求：

1. 維持二次圍阻體相對於外界之負壓，控制分裂產物之排放。
2. 過濾氣流中空浮之輻射浮塵(鹵素和粒子)，以降低排放濃度在 10CFR 100 規定之限制內。
3. 確保任何動件故障或失去廠外電源時，不損及系統執行安全相關之功能。
4. 在 SSE 事故中，仍可執行其功能。

## 5. 符合環境品質需求以供系統操作。

SGTS 含有兩組平行之安全性過濾器串。兩串 SGTS 裝於兩個鄰接室，以機械式分隔，每串均具防洪、防火及防止圍阻體內管線斷裂之飛射物防護的設計功能，且兩串 SGTS 分別使用不同的安全等級電源。其係由二次圍阻體進氣，進氣來源包括反應器廠房燃料填裝區、及主圍阻體內部等區域，處理後之空氣排至電廠煙囪，而主要之 SGTS 設備均安裝於二次圍阻體週界內。故該系統設計符合多重性、分離性、獨立性，與防洪、防火及飛射物防護等安全要求。

機組正常運轉時，SGTS 為備用狀態，當收到乾井高壓力信號，或反應器低水位信號，或偵檢到二次圍阻體高輻射之信號，或燃料填裝區通風排氣高輻射信號時，其兩組過濾器串將同時起動。在確定兩組過濾器串起動後，運轉員可手動停止一串為備用模式，故該系統設計可符合安全要求，且可配合其他安全系統而達到事故輻射排放小於 10CFR 100 之規定。若任一串 SGTS 超過每年 90 小時之運轉時間，則需驗證在 LOCA 事故時 SGTS 能力之額外測試。至於執行一般之偵測試驗時，可單串手動起動。故該系統設計符合可測試性之安全要求，並可確保機組於一般運轉情況下，達成 10CFR 20 之輻防要求。

SGTS 具衰變熱移除之設計，可冷卻 SGTS 過濾器串，防止在活性碳素過濾器上累積衰變熱。活性碳素過濾器由典型的主排風機及其他相關設備冷卻。SGTS 同時設計有提供噴灑水的能力，其主要用於本系統之消防功能，噴灑水由消防水供應，用管子與 SGTS 連接，使用噴灑水也可移除衰變熱。SGTS 之主電熱器及備用電熱器皆具溫度儀器控制，可監測系統設備之安全狀況。故該系統設計符合安全要求。

根據運轉經驗顯示，電廠運轉事件發生時，可能會造成疏忽的噴灑事件以致淋濕 SGTS 的活性碳素。這種情況會使得該過濾器串不能在安全相關事故時使用，這些事件也提醒噴灑水設計觀念的改進。這種不應該發生的噴灑事件係由人為失誤、機械或電氣組件之故障所引起。在核四廠的設計上，SGTS 噴灑水管並非永久性之配管，而是平常自消防系統拆除，必要時才由操作人員接上。故該系統設計符合安全要求。

二次圍阻體內平常藉著 RBHV 維持相對於室外大氣約 62Pa 之負壓，即其周圍之清潔區維持對二次圍阻體相對的稍微正壓，可避免清潔區受到不必要的污染。當 SGTS 起動時，RBHV 即自動隔離二次圍阻體周圍的風門，並將二次圍阻體內之大氣抽至 SGTS 過濾處理後排至廠房煙囪。故有關系統設計符合安全要求。

SGTS 依核四廠 PSAR 3.2 節之要求，為耐震一級設計。其所有周圍之組件、結構及支撐

均為安全等級與耐震一級之設計。故該系統設計符合 RG 1.26(Rev.3)及 RG 1.29(Rev.3)之要求。

SGTS 為 ESF 系統之一部分，其設計上係為減緩圍阻體內部斷管事故和反應器廠房燃料填裝區燃料束掉落事故之結果。至於圍阻體外之斷管事故，則不論在二次圍阻體內、主蒸汽隧道內，或汽機廠房內，設計上都不需起動 SGTS 即可符合 10CFR 100 之輻射排放等安全要求。

衰變熱在 HEPA 及活性碳素過濾器上並不足以引起火災，資料顯示由主排風機排出之氣流已足夠將積存在活性碳素過濾器上放射性碘之衰變熱帶走。衰變熱並不會使活性碳素過濾器降低吸收效率或使活性碳素點燃，而對活性碳素加熱還可持續降低輻射源項。主排風機跳脫時，會自動起動活性碳素冷卻風機，同時並起動另一串 SGTS，該活性碳素冷卻風機可阻止碳素繼續加熱升溫。故該系統設計符合安全要求。

與奇異公司標準 ABWR 比較，核四廠 SGTS 過濾器床已增加 5 至 15cm 之厚度，增加活性碳素厚度將更可抗氣候性老化，也更可確認符合 RG 1.52 對阻抗時間的碳床深度之要求，而其分析結果也顯示可符合 RG 1.3(Rev.2)之事故劑量要求。

美國核管會 IE 通告(Bulletin)第 80-03 號(一九八一年二月六日發行)提及由於安全濾網與外框之鉚釘間距過大，以致碳素可能發生漏失現象。核四廠之設計則不採用鉚釘，而以銲接結構設計取代，可防止碳素漏失，故能符合該通告之安全要求。

SGTS 及其組件在建造階段需作測試，在電廠運轉時也需作週期性測試。這些測試須依 RG 1.52 及有關參考文件執行，其可分為如下三類測試：

1. 環境品質測試。
2. 依 ASME N509 及 N510 執行可接受性測試。
3. 週期性的監測測試。

可接受性測試(包括運轉前之測試)以及週期性的監測測試須依 ASME N509(一九八九年版)，而 ASME N510(一九八九年版)則更詳盡的說明每一組件的功能測試。渠等測試結果必須於試運轉階段追蹤驗證。

在主控制室中，SGTS 排氣端之流程輻射偵測系統(PRM)且有高輻射警報，運轉員接到該警報時，可轉到備用串，故該系統設計符合多重性及可監測性之安全要求。

## 6.7 第二級及第三級組件的營運前與營運期間檢測

本節係說明核反應器系統壓力邊界之二級與三級組件及管件(美國核管會 Quality Group B and C, 或 ASME Sec.III Class 2 and Class 3), 在核電廠營運前及營運期間均應遵照有關之法規予以檢測與測試, 其檢測與測試之細節應反映在營運前檢測(PSI)、營運期間檢測(ISI)及營運期間測試(IST)之計畫內。

核四廠的核機蒸汽供應系統(NSSS)等台電公司已招標完成, 且其 PSAR 亦已提送核管單位審查, 但在核四廠 PSAR 第 6.6 節中卻未述明其 PSI 要採 ASME B&PV Code Sec.XI 之何年版本, 故發 PSAR 審查意見表編號 06-004 要求台電公司澄清。經台電公司答覆, 因核四廠 NSSS 系統之得標(Notice of Contract Award)日期為一九九六年之六月十六日, 故依據一九九六年版 10CFR 50.55a 之規定, 應採一九八九年版之 ASME B&PV Code Sec.XI 作為其 PSI 計畫之標準, 並將於 PSAR 第 6.6 節中補充說明。台電公司該項說明可以同意。

本節所提出之核反應器系統壓力邊界之二級與三級組件、管件之檢測及測試要求, 若能配合未來提出之 PSI、ISI 及 IST 計畫, 應可確保有關組件在運轉期間之安全性。而 PSAR 中承諾 PSI 及 ISI 計畫將後補, 需於 PSI 執行前追蹤確認。

PSI 是電廠興建及裝機成果的最佳驗證時機, 其執行之落實與否關係核電廠興建品質的良窳。故有關第二級(Class 2)組件之 PSI, 建議原能會應去執行抽驗, 而台電公司之品質處則應全面管制並執行驗證; 至於第三級(Class 3)組件之 PSI 則建議台電公司之品質處執行抽驗, 而台電公司龍門施工處之品質課則應全面管制並執行驗證工作。尤其是放射性檢測(RT)等有關之檢驗, 相當容易造假; 且台電公司以前核一、二、三廠之興建皆是自己執行 RT 等檢驗, 今核四廠似將採外包公司執行檢測工作, 故建議台電公司必須提出一套有效的監督程序並落實去執行, 俾保障以後電廠的運轉安全。

## 6.8 氮氣供應系統

氮氣供應系統分成兩個獨立的子系統, 其一為安全相關, 另一為非安全相關。安全相關氮氣供應系統提供氮氣給 ADS 蓄壓器, 非安全相關氮氣供應系統則供給 SRV 的蓄壓器。其可經由儀用空氣系統供給反應器圍阻體內氣動閥的操控儀器, 並可經由主蒸汽管線上的 ADS 蓄壓器, 以彌補正常運轉情況下經由 SRV 之導引閥(Pilot Valve)所洩漏的氮氣。

在正常運轉情況下, 安全相關和非安全相關系統的氮氣都是由 ACS 供應, 如 ACS 沒辦法供應時, 則由高壓氮氣鋼瓶供應。此氮氣鋼瓶以鋼帶鎖定, 並以鋼皮覆蓋, 以防止變成飛射物造成傷害, 故該系統設計可符合安全要求。

安全相關系統的鋼瓶、管路及閥門均依據耐震一級與 ASME B&PV Code Section III Class 3 的標準設計、製造，故該系統設計符合 RG 1.26(Rev.3)及 RG 1.29(Rev.3)之安全要求。A 支通道的氮氣供應系統由 CLASS 1E A 支通道的電氣系統供應電力，B 支通道的氮氣供應系統則由 CLASS 1E B 支通道的電氣系統供應電力。當 LOCA 發生時，安全相關系統的氮氣可和非安全相關系統的氮氣隔離，A 支通道的管路和 B 支通道的管路相距足夠的空間和保護牆以分離兩通道，故該系統設計符合雙重性、獨立性及分離性等安全要求。

穿越圍阻體的管路及管件，係依據耐震一級與 ASME B & PV Code Section III Class 2 的標準設計、製造，運轉前及運轉期間的週期性檢查則是依 ASME B & PV Code Section XI 之規定，氮氣品質的測試則符合 ANSI MC 11.1(一九七八年版)之規定。

ADS 蓄壓器的體積大小需要量，除了依數學方法計算外，最後還需以實際測試法驗證蓄壓器的實際容量是否足夠，其亦為三哩島事故後之要求事項，故建議本項測試紀錄應於機組初始測試階段追蹤確認。

## 6.9 審查結論

核四廠 PSAR 第六章 ESF 之設計與奇異公司標準 ABWR 雷同，可符合有關之法規要求。PSAR 第 6.1 節顯示，有關 ESF 材料設計應可確保材料間的交互作用不致發生，亦可保障在 DBA 情況下能有效發揮 ESF 系統的安全設計功能。PSAR 第 6.2 節顯示，圍阻體設計有足夠的強度，能夠承受 DBA 的事故壓力，放射性物質不致大量洩放至外界，確保廠界外輻射劑量小於 10CFR 100 之規定。PSAR 第 6.3 節顯示，ECCS 設計可確保在 DBA 下能符合 10CFR 50.46 之規定，並可維持反應器爐心燃料經常被冷卻水淹覆之能力。PSAR 第 6.4 節顯示，適居系統設計可確保控制室及有關區域的長期適居性，在 DBA 時能有效操控電廠設備，將核能機組帶至安全狀況。PSAR 第 6.5 節顯示，分裂產物之移除及控制系統設計可保證電廠在一般運轉情況下輻射劑量小於 10CFR 20 之要求，在 DBA 下則可符合 10CFR 100 之規定。PSAR 第 6.6 節顯示，第二級及第三級組件之 PSI 係依一九八九年版 ASME B&PV Code Sec.XI 的規定；ISI 則依 10CFR 50.55a 之規定，將由 FSAR 送審時間決定 ASME 工業標準之採用年版。若能適當配合未來提出之 PSI、ISI 及 IST 計畫，應可確保有關組件之運轉安全。至於 PSAR 第 6.7 節則顯示，氮氣供應系統設計除了提供圍阻體內儀控設備之操作用氮氣外，在平常運轉時亦提供 ACS 維持圍阻體內充氮之惰性環境，能減輕 DBA 萬一發生時可燃性氣體對圍阻體之衝擊，在 DBA 狀況下則經由安全等級之高壓氮氣鋼瓶系統供氣，可確保圍阻體內安全設備之操作氮氣氣源供應無虞。本章整體審查之重要審查結論摘要如表 6.1，除了一些尚需後續階段追蹤確認的事項外(詳參表 6.2，重要追蹤事項摘要表)，核四廠 ESF 之設計基準皆可接受，符合安全

設計法規之要求，應可確保核能機組 ESF 系統之安全運轉功能。

表 6.1 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
6-1	6.1	ESF 材料之選擇必須能避免材料間的交互作用、能承受 LOCA 惡劣環境，金屬材料更須能減低沖腐蝕及應力腐蝕龜裂問題，有機材料則須考量輻射分解效應，俾保障 ESF 系統之功能。	10CFR 50.55a 及 App.B GDC 4 , 14 ASME B & PV Code Sec.II 及 Sec.III App.I (1989) RG 1.31 (Rev.3) , RG 1.44 (Rev.0) , RG 1.50 (Rev.0)及 RG 1.54 (Rev.1) ANSI N101.2(1972) NUREG 0313(Rev.2)	可接受，但 ESF 結構不得使用水淬鋼筋，其管制之落實仍有待追蹤。
6-2	6.2	圍阻體系統須能有效發揮設計之功能，達成 DBA 之事故劑量小於 10CFR 100 規定。	10CFR 50.34(f)、 App.J 及 10CFR 100 GDC 4 , 16 , 38 , 41 , 56 RG 1.1 (Rev.0) , RG 1.7 (Rev.2) , RG 1.26 (Rev.3)及 RG 1.29 (Rev.3)	可接受，惟下列二項仍需追蹤： 1. 主圍阻體 LOCA 之壓力及溫度分析，需以實際裝機數據重新驗證分析。 2. 程序書中應明確訂定圍阻體噴灑系統之手動起動時機。
6-3	6.3	ECCS 之設計必須能及時有效的達成緊急爐心補水之功能，並須符合 10CFR 50.46 要求。	10CFR 50.46 及 App.K GDC 35 , 36 , 37 RG 1.1 (Rev.1) , RG 1.26 (Rev.3)及 RG 1.29 (Rev.3)	可接受，惟 ECCS 的 LOCA 分析，需以實際裝機數據重新驗證分析。
6-4	6.4	在一般運轉及 DBA 下，適居系統均須能提供一個適合運轉員駐留的環境，以操控電廠系統。	GDC 4 , 19 RG 1.26 (Rev.3)及 RG 1.29 (Rev.3) NUREG 0737 Item III.D.3.4	可接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
			游離輻射防護安全標準	
6-5	6.5	分裂產物之移除及控制系統，在一般運轉情況下須能有效抑低人員之輻射劑量，在 DBA 時須能達到 10CFR 100 之劑量規定。	10CFR 20 及 10CFR 100 GDC 41 RG 1.3 (Rev.2) , RG 1.26 (Rev.3) , RG 1.29 (Rev.3)及 RG 1.52 (Rev.2) ANSI/ASME N509(1989)及 N510(1989) 游離輻射防護安全標準	可接受
6-6	6.6	第二級及第三級設備之營運前與營運期間檢測	10CFR 50.55a ASME B&PV Code Sec.III 及 Sec. XI(1989)	可接受，但需追蹤台電公司所提出之 PSI 計畫，在 PSI 時並抽查檢測情形。
6-7	6-7	氮氣供應系統在 DBA 下需能達成安全供氣之功能	ASME B&PV Code Sec.III 及 Sec. XI(1989) RG 1.26 (Rev.3)及 RG 1.29 (Rev.3) ANSI MC 11.1(1976)	可接受，惟需追蹤 ADS 蓄壓器之實際容量測試結果。

表 6.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
6-1	6.1.1	耐震一級結構之高拉力鋼筋不得使用水淬鋼筋，故必須訂出有效之檢驗程序，並落實現場管制	建廠期間
6-2	6.1.2	廠家對 RIP 之馬達繞組絕緣有機物之測試結果，及以後電廠 ISI/IST 有關之檢驗程序書中應列入本項有關之檢驗	終期安全分析報告書階段
6-3	6.2.1	圍阻體 LOCA 事故之壓力及溫度分析，必須以實際機組數據重新驗證分析結果	終期安全分析報告書階段
6-4	6.2.2	運轉程序書中應明確訂定圍阻體噴灑(含乾井及濕井噴灑)系統之手動起動時機	終期安全分析報告書階段
6-5	6.2.4	ACS 圍阻體隔離系統之 As-Built 查證，及功能測試驗證	建廠期間
6-6	6.2.6	圍阻體 ILRT 結果驗證	試運轉階段
6-7	6.3	ECCS 的 LOCA 事故分析，必須以實際機組數據重新驗證結果	終期安全分析報告書階段
6-8	6.3	本章許多系統之壓力儀錶皆使用 KPa 或 MPa 單位，與運轉員慣用之壓力單位差異相當大，必須於運轉員訓練課程中加強訓練，以免運轉員不適應。	終期安全分析報告書階段
6-9	6.4	適居系統之生活支援系統需對緊急食物提供檢查或更換指南	終期安全分析報告書階段
6-10	6.4	適居系統之毒氣偵檢設定點，將會在終期安全分析報告書中定案。	終期安全分析報告書階段
6-11	6.4	適居系統有關之風門及閘門洩漏率	終期安全分析報告書階段
6-12	6.5	SGT 可接受性測試	試運轉階段

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
6-13	6.6	第二級及第三級組件之 RT 與其他非破壞檢測中有關包商之監督程序	建廠期間
6-14	6.6	第二級及第三級組件之 PSI 計畫	建廠期間
6-15	6.6	第二級及第三級組件之 PSI 抽驗	試運轉階段
6-16	6.7	ADS 蓄壓器的實際容量是否足夠	試運轉階段

# 第七章 儀控系統

## 7.1 概述

本章旨在說明核四廠安全相關系統之儀控設計及功能，另對部分非安全相關之控制系統，其失效有可能損及安全系統功能之儀控系統，亦納在本章加以說明。

核四廠儀控系統採用數位化技術，其審查事項並未載於一九八四年版之安全分析報告審查標準(SRP)中，因此核四廠 PSAR 第七章內容依一九九七年新版 SRP 之要求格式撰寫，除在第一節增加對數位軟體相關之說明外，並新增「多樣化之儀控系統」與「數據傳輸通訊系統」等二節。

核四廠儀控系統概示如圖 7.1，圖內圓圈數字表示 PSAR 第七章之章節，以下將依核四廠 PSAR 第七章之內容，逐節就其內容概要、審查發現與結論，分述如后。各節審查依據及主要法規符合狀況將於第 7.2 節一併說明，最後一節則是審查總結論及後續追蹤事項。

## 7.2 安全相關之儀控系統及安全準則

本節之目的為確認儀控系統中與安全相關之系統皆已充分列舉，適用之安全準則亦已齊備，並對上述各系統使用之硬體設備及軟體發展事項等共同資訊部分作統一介紹。

### 7.2.1 安全相關之儀控系統特性概述

核四廠安全相關系統所共同使用之硬體設備稱之為安全系統邏輯與控制 (SSLC)，其儀控盤都位於主控制室內，屬 1E 等級，且分四個控道，分別接受透過緊要多工系統 (EMS) 或傳統之硬體接線所傳送來之現場各類運轉參數，並執行跳脫邏輯運算。

在正常運轉時，跳脫邏輯採“四選二”，惟當其中一個控道在進行故障維修或測試時，可置於旁通狀態，跳脫邏輯則變為“三選二”。

同時它更隨時進行自我測試，以保持在最佳狀況下運作。總之，SSLC 為反應爐保護系統及特殊安全設施系統等安全相關系統的決策中心，隨時監視著現場各類安全運轉參數，適時地採取保護機組安全措施。

另外，由於軟體在數位儀控系統內扮演重要運作角色，其良窳攸關整個儀控系統，而長期以來軟體可靠度、軟體共因失效、軟體構型管理及商業軟體檢證等議題更為軟體發展的焦點，因此 PSAR 本節亦特就 SSLC 的軟體發展過程中，應符合新版 SRP 有關軟體生命週期之事項加以承諾性說明。典型的軟體生命週期包括規劃、需求、設計、執行、整合、確認、安裝、運轉及維護等 8 個階段，各個階段依程序要求必須製作之程序文件與設計輸出文件如圖 7.2 (數位化儀控系統軟體生命週期之作業圖)所示。

與傳統儀控系統比較，核四廠數位儀控系統設計之特性有以下各項優點：

1. 信號形式採用數位格式：傳統儀控系統所處理之信號其形式基本上為連續之類比訊號，類比訊號有漂移、不夠精確、須定期校正等問題；數位化之二進位離散信號則可避免上述困擾。
2. 信號處理採用軟體算則(Algorithm)：傳統儀控系統信號之處理是由電子線路直接處理，由於線路必須佔用一定的空間，因此無法做太複雜的運算；軟體具有幾乎無限量的可能狀態，運用上的彈性遠超過硬體，因此能夠執行較為複雜的信號處理。
3. 信號傳輸採用多工網路：傳統儀控系統信號傳輸採用點對點直接連線方式；數位系統則採用網路多工傳輸方式，可以節省大量之線路空間並提供更高之可靠性與功能。
4. 信號展現採用螢幕展示：傳統儀控系統信號展現方式係採用固定的儀錶指示；數位系統則採用電腦驅動之螢幕展示方法(Screen-Based Display)，由於螢幕畫面可以展現較豐富的資訊，因此可以有效提升人機介面溝通效率及品質。
5. 大量自動測試、調校功能：數位系統具有廣大的記憶體空間，快速的中央處理器，可以執行各種計算工作，因此可以應用在儀控系統大量自動測試、調整、校正等工作，可以提升系統的可靠度，降低人為錯誤的機率。

## 7.2.2 安全相關儀控系統之安全準則

由審查觀點考慮，執行儀控系統審查時考慮的主題包括：

- 1.符合之法規與標準
- 2.設計準則
- 3.三哩島事件相關要求
- 4.設計特性與相似電廠之比較
- 5.安全懸案的解決方案

由上可知，儀控系統之安全準則及法規承諾係 PSAR 重要內容之一，因此核四廠 PSAR 按照 SRP 格式要求，在本節中將各節之不同儀控系統及其承諾遵循法規項目情形，作成矩陣對照表(PSAR Table 7.1-2 Regulatory Requirements Applicability Matrix for I&C Systems)，該表相當重要，且層次分明、具提綱挈領之效。一般而言，這些法規作為審查依據其可分為審查法令及審查指引兩部分，與安全儀控系統相關之主要審查法令包括：

- 1.10 CFR 50： 50.34， 50.55， 50.62
- 2.10 CFR 50 Appendix A， General Design Criteria

由於數位系統與非數位系統在設計方式、設備結構上有相當大的差異，因此早期為非數位儀控系統制定的審查指引並不適用於數位系統，因此美國核能管制委員會針對數位儀控系統之特性重新修訂相關之審查指引，並於一九九七年 7 月頒布新版之 SRP 及一系列相關文件，主要包括：

1. NUREG 0800：Standard Review Plan，Chapter 7 Instrumentation and Control
2. Branch Technical Positions(BTP)：1，2，3，4，5，6，8，9，10，11，12，13，14，16，17，18，19，21
3. Regulatory Guides(RG)：1.168，1.169，1.170，1.171，1.172，1.173

這些文件中也引述了一些稍早公佈的法規文件及相關工業標準，例如：

1. SECY 91-292
2. SECY 93-087
3. GL 95-02
4. IEEE 603、829、830、1012、1028、1228、7-4.3.2

上述這些文件構成了審查核四廠數位儀控系統的法規基礎。

### 7.2.3 審查方法

依據原子能法施行細則，PSAR 審查重點為：1.電廠對運轉安全性能所作的承諾相較於法令要求是否完整及合適；2.評估核反應器設計特性是否足以維護公眾健康與安全。亦即審查的重點包括「與承諾相關」以及「與設計相關」兩大部分。

對於安全承諾是否完整的審查方法是採比對的方式，以確認每一項法令要求在 PSAR 相關章節中皆作承諾；而在安全特性審查方面，由於 PSAR 階段儀控系統的細部設計資料(如設備種類、配備佈局)尚未完成，因此審查工作主要是針對儀控系統之概念設計、系統功能需求、對法規標準的承諾、數位儀控安全顧慮新興議題(如軟體驗證與確認(V&V)、電磁相容性、共因失效之防禦、多樣性設計等)等方面進行評估，以判定儀控系統之合適性。在整個審查過程中，除依據新版 SRP 及美國核管會審查奇異公司之進步型反應器標準設計的安全評估報告，文件編號為 NUREG 1503 外，更參酌美國核管會 SECY 相關文件進行審查。

#### 7.2.4 審查結論

- 1.核四廠與傳統核電廠最大的不同之一，在於核四廠採用現代化的數位儀控系統技術，此乃因類比儀控系統已逐漸被淘汰，且類比元件備品取得不易。數位化儀控系統具有許多類比系統所沒有的優點，如無設定點漂移問題、可進行自我診斷與自動校正、人機介面功能增強、系統功能修改性大等優點。惟儀控數位化後，有些特點吾人得特別關心，以避免引入新的安全顧慮，如：網路及多工器集結大量信號，其失效之影響將遠大於傳統之類比信號系統、軟體之可靠度驗證不易且可能引起共因失效、數位訊號電位低易受電磁干擾等。事實上，上述這些議題於 PSAR 中皆有對應之內容加以探討，如網路及多工器於 PSAR 第 7.9 節專節討論；軟體發展則於第 14 號儀控部門技術立場(BTP HICB 14)中規範；電磁問題則於 PSAR 7.1.2.1.7 節清楚交代將遵循相關之工業法規及軍事法規，從設備本身減少電磁波發射及增強抗電磁干擾能力兩方面雙管齊下，同時於建廠完成後將作全廠電磁背景偵測，確保在原設計允許值之下。總之，新的問題有新的方式解決，只要依規範落實進行相關工作，安全必可確保。
- 2.IEEE 279/603 問題：10CFR 50.55a(h)規定安全關鍵系統必須符合 IEEE 279 或其修正版。由於 IEEE 279 是在一九七一年制定，係早期類比儀控系統時代的規範，不完全適用於現今數位儀控時代，因此，IEEE 在一九九一年頒佈新版的工業標準，即 IEEE 603，並撤回 IEEE 279。針對核四廠安全關鍵系統，台

電承諾依照 IEEE 603，本項可接受。(詳請參閱 Q/A 編號 07-001)

- 3.對於數位化儀控相關之法規指引，台電在原能會要求下，已承諾依據 RG1.168、1.1.69、1.170、1.171、1.172、1.173，並對 PSAR 內容作對應修改(詳請參閱 Q/A 編號 07-010)。數位化儀控法規指引正式版與草案版及引用之工業標準間的關係，如表 7.1 所示。
- 4.軟體發展作業文件問題：美國核管會儀控部門技術立場第 14 號(BTP HICB 14)係數位儀控系統軟體審查的導引指針，其要求新核電廠建廠規劃階段，應提軟體發展作業文件計 11 項送審(法規附帶說明：不限 11 項，只要實質內容符合要求，文件可少於 11 項)。台電承諾遵循相關規定，已提軟體發展相關文件。BTP14 要求之文件與台電公司核四軟體發展作業送審文件明細資料如表 7.2 所示。
- 5.安全相關儀控系統項目之完整性方面，核四廠 PSAR 第七章列出了所有與安全相關之儀控系統，其格式符合 RG 1.70 與新版 SRP 之要求。在安全承諾之完整性方面，PSAR 表 7.1-2 詳列了核四廠設計上將承諾符合的各項法令、法規指引、工業標準、相關技術報告文件等，符合新版 SRP 之要求，且原能會審查所提相關問題台電亦已澄清，因此 PSAR 表 7.1-2 所承諾之法規可接受。核四廠 PSAR 各節符合主要法規情形如表 7.3 所示。
- 6.以往對於數位儀控系統欠缺明確可資遵循規範，自一九八七年美國核管會開始進行奇異公司 ABWR 設計認可審查作業，並於一九九四年七月頒發最終設計核可(Final Design Approval)、一九九六年四月頒發設計認可(Design Certification)，期間美國核管會頒佈了多份的數位化儀控系統法規指引，採用了許多工業界對數位化儀控、軟體發展的相關規範；另外也同時進行安全分析報告審查標準修改工作，其中與儀控有關的第七章修改最多，除了增加 7.8 與 7.9 節分別探討多樣化設計與資訊傳輸外，並提出許多部門技術立場，明確表達核管會技術幕僚對數位化儀控系統之立場，目前數位化儀控法規已較以往完備許多。惟由於部分數位儀控相關的法規是首次公佈使用，廠商、業者、及管制單位也都是第一次應用，因此各方都必須加強溝通協調，俾對法規條文有一致之共識，使核四廠儀控系統之設計、安裝、測試、維護等工作都能落實遵循這些規範，確保核四廠數位儀控系統的高品質。
- 7.由圖 7.2 可看出每一安全系統之軟體開發作業，在其發展過程中，會有四十一

份文件產生，每階段且都需執行驗證與確認工作(V&V)。核四廠共有 7 個安全系統將依此作業方式完成相關軟體之開發工作，屆時文件審查及 V&V 工作將相當吃重，台電目前正依 RG 1.168 要求，外聘顧問公司執行獨立性 V&V 工作，全案為期三年。未來核能安全軟體 V&V 工作架構如圖 7.3 所示，計分四層，首先奇異公司軟體發展部門得全面執行內部的 V&V 工作，而對於安全相關的軟體則由該公司另一組人員(獨立審查小組，簡稱 IRT，成員包括美國勞倫斯利摩爾國家實驗室)執行獨立性 V&V 工作；當奇異公司完成相關的 V&V 工作並送至台電公司後，台電公司並同外聘顧問公司再次就重要部分，依 RG 1.168 要求執行獨立性 V&V 工作；原能會更將本項列為執行稽查之重點工作，以確保軟體開發品質。

8.綜合言之，核四廠初期安全分析報告第七章之架構及內容已依美國核管會新版的 SRP 之要求撰寫，對數位儀控系統及軟體發展之相關法規也承諾遵循。台電所送審之文件經過審查、問題澄清、資料補送與原文修訂等程序後，在儀控系統部分已充分列舉了所有重要的安全系統，其所列出的相關法規依據也臻完整，因此本節的內容可接受。

### 7.3 反應器保護儀控系統

本節說明核四廠反應器保護系統之儀控部分，包括從感測器至驅動元件等，本節審查的目的在於確認反應器保護系統符合相關法規之要求，且該系統能執行其應有之安全功能。

#### 7.3.1 反應器保護儀控系統概述

反應器保護系統屬安全有關，Class 1E 等級設備，其主要功能為利用各種感測元件偵測反應器各種重要之運轉參數，如功率、溫度、壓力、水位等。當機組運轉狀況異常，達到或超過感測元件的設定點，亦即有可能對反應器壓力邊界或燃料完整性造成威脅時，立即將所有控制棒快速插入爐心，使反應器停機，以防止足以威脅到爐心燃料屏障及反應器冷卻水壓力邊界的情況發生。此外，本系統亦提供相關資訊給控制室之運轉人員及提供控制信號給其他系統。

反應器保護系統之跳脫信號包括下列各項：

- 1.中子通量異常
- 2.反應器高壓力

- 3.反應器低水位
- 4.乾井高壓力
- 5.主蒸汽隔離閥關閉
- 6.控制棒驅動機構充壓集管低壓力
- 7.主汽機斷止閥關閉
- 8.主汽機控制閥快速關閉
- 9.抑壓池高水溫
- 10.反應器廠房強震
- 11.運轉員手動急停

上述跳脫信號與傳統沸水式核電廠(核一、二廠)之差異在於移除「反應器高水位」及「主蒸汽管高輻射」兩項信號，但新增「抑壓池高水溫」及「反應器廠房強震」等兩項。同時，因應中子偵測系統之設計更新，亦於「中子通量異常」跳脫項中，除保留過去的中子高通量異常與中子週期異常跳脫功能外，新增加功率振盪監測器(OPRM)跳脫乙項。

核四廠反應器保護系統較傳統沸水式電廠最大不同之處在於：1.使用數位微處理器；2.資料信號傳輸利用多工系統。事實上，反應器保護系統與特殊安全設施儀控系統同屬於安全系統邏輯控制(SSLC)。本系統示意圖如圖 7-4 所示，從圖上可看出反應器保護系統分四個控道，控道主要之架構分：1.數位跳脫模組(Digital Trip Module, DTM)；2.跳脫邏輯單元(Trip Logic Unit, TLU)及 3.輸出邏輯單元(Output Logic Unit, OLU)等三層。跳脫邏輯為四選二，且若有任一控道在測試或故障時可旁通，當置於旁通時跳脫邏輯則變為三選二，仍維持二個控道動作才跳脫的邏輯，對提升核電廠運轉之穩定性具有正面意義。

反應器保護系統之電源分 120 伏特緊要交流電及 125 伏特直流電兩種。前者由 SSLC 之 4 個電源而來，其中兩個電源亦供電至現場之兩只急停導引電磁閥；後者則供電至急停空氣集管上之兩只後備急停導引閥上，詳細之敘述請參考核四廠 PSAR 第 8.3 節。

### 7.3.2 審查結論

1. 反應器保護系統(RPS)之跳脫邏輯採「四選二」設計，且當某一控道進行定期測試 ( Surveillance Test ) 或故障維修時，可將其旁通，跳脫邏輯則變為「三選二」，仍維持二個控道動作才跳脫的邏輯，對機組運轉之穩定度

具有正面意義。

2. 為了加強機組在強震下安全停機功能，核四廠反應器保護系統特別將「反應器廠房強震」信號納為跳機信號之一，充分考量台灣地區地震的環境因素，此有助於提升核四廠整體安全。
3. 中子偵測系統新增的功率振盪監測器對於防止功率振盪 提升機組穩定度具有正面意義，也有助於解決美國核管會 88-07 通告(Bulletin)對沸水式反應器所顧慮之功率振盪問題。
4. 核四廠反應器保護系統移除「主蒸汽管高輻射」跳機信號係根據奇異公司安全分析報告 NEDO-31400A，該報告已獲美國核管會審查通過。台電並表示雖然移除該跳機信號，但主蒸汽管通道之輻射偵測功能仍續存在，且承諾加強相關措施，如爐水抽樣檢驗、輻射警報設定，運轉員訓練等，以及早偵測主蒸汽管高輻射狀況，並即時採取措施，防止輻射洩放及造成工作人員劑量增加。本項台電公司之說明可接受。
5. 核四廠反應器保護系統移除「反應器高水位」跳脫信號：核一、二廠之反應器高水位信號，除跳主汽機外，亦跳脫反應器，而在核四廠之設計則僅跳主汽機，不跳反應器。台電公司表示其主要原因有二：1.核四廠由反應器壓力調節系統執行高水位跳脫主汽機之功能，該系統採用三重容錯式數位控制邏輯，系統可靠性及穩定度高，高水位跳脫汽機的功能可確實由上述系統完成，故不再需由反應器保護系統跳反應器以作為後備；2.核四廠之設計，主汽機在反應器功率 40% 以下跳脫時，反應器不須跟著跳機；功率在 40% 以上時，若主汽機跳脫，但旁通閥於短時間內開啟足夠開度，反應器亦不必跳機(核一、二廠則會跳脫反應器)。本項台電公司說明可接受。

#### 7.4 特殊安全設施儀控系統

本節說明核四廠特殊安全設施 (ESF) 儀控系統之審查結果，目的為確認台電公司對特殊安全設施儀控系統所作之安全承諾符合法規要求，系統之安全性能有效保障電廠之安全。

#### 7.4.1 特殊安全設施儀控系統概述

核電廠的特殊安全設施是指用來減輕並控制可能發生事故的嚴重性，確保電廠本身的完整性，以維護附近居民安全之系統或組件。它的功能主要是做為緊急爐心冷卻，保持圍阻體完整性以防止放射性物質外洩，及維持控制室的適居性。

ESF 系統本身及機械組件在核四廠 PSAR 第六章有詳細說明，本節主要在敘述各 ESF 數位儀控系統的控制邏輯、旁通與連鎖、可測試性、設定點、儀控電源配置等項目。

特殊安全設施系統儀控部分包括下列系統：

1. 緊急爐心冷卻系統
2. 洩漏偵測與隔離系統
3. 濕井與乾井噴灑系統
4. 抑壓池冷卻系統
5. 備用空氣處理系統
6. 緊急柴油發電機系統
7. 反應器廠房冷卻水系統及反應器廠房冷卻海水系統
8. 緊急空調系統
9. 緊急海水系統
10. 氮氣控制系統
11. 可燃氣體控制系統

其中緊急爐心冷卻系統包括下列子系統：

1. 高壓爐心灌水系統
2. 自動洩壓系統
3. 爐心隔離冷卻系統
4. 低壓爐心灌水系統

特殊安全設施儀控系統與反應器保護系統皆屬 Class 1E 等級之安全系統，其主要儀控邏輯運作與反應器保護系統相同，亦在 SSLC 完成。惟架構上，其以安全系統邏輯單元(Safety System Logic Unit, SLU)取代反應器保護系統的 TLU，雖然 TLU 與 SLU 的動作邏輯均為四選二，但 ESF 的輸出需再做二選二邏輯組合，此點與反應器保護系統儀控邏輯不一樣。ESF 儀控系統示意圖如圖

7-5 所示。

#### 7.4.2 審查結論

在安全承諾上，核四廠 PSAR 有關特殊安全設施儀控系統的內符合 SRP 要求；在安全設計上，特殊安全設施儀控系統採正常失能、賦能動作的理念，與反應器保護系統正常賦能、失能動作的理念不同，但兩者間因這設計理念的不同，而存有多樣性的關係，對於防止共因失效具積極意義。因此，本系統可接受。

### 7.5 安全停機系統

#### 7.5.1 安全停機系統概述

安全停機系統(Safe Shutdown Systems)係指機組安全停機所需要用到之系統，包括反應器停機冷卻系統(Reactor Shutdown Cooling Mode of RHR ; SDC)、遙控停機系統(Remote Shutdown System ; RSD)、備用硼液控制系統(Standby Liquid Control System ; SLC)等三個子系統。

#### 7.5.2 審查結論

- 1.反應器停機冷卻模式有三串儀控設備，皆屬於 Class 1E，符合多重性設計要求，且任何一串故障均不會妨礙此模式功能之執行，故亦符合單一失效準則；三串儀控設備使用三個不同來源之電源，符合電源獨立之需求；在正常運轉及停機時本模式均可測試。綜言之，反應器停機冷卻模式設計符合 10CFR50 附錄 A 一般設計準則及其他相關法規。
- 2.遙控停機系統包含兩個停機控制盤(Division I 與 Division II)，分置在兩個不同防火區域內，在主控制室撤退的情況下，遙控停機系統單盤可將機組帶到熱停機狀態；雙盤同時運作時可以在 72 小時內將機組帶到冷停機狀態。若單一遙控停機盤失效，則將進入限制運轉條件，若無法在運轉規範規定時間內修復，則必須停機。遙控停機系統之設計符合法規要求，因此可接受。又本系統不僅可視為控制室不可用時的後備系統，且在設計理念上採傳統類比儀控設計，與數位化的主控制室間互具多樣化設計特色。惟因類比儀控設備在市場上已漸被淘汰，未來在遙控停機盤內實際採用之設備是

否有數位設備，原能會將密切注意。遙控停機系統二個盤面主要設備之配置如表 7.4 所示。

3. 備用硼液控制系統可手動或自動起動（ATWS 事件時，自動起動）。本系統為反應度控制之多樣化設計，當反應器滿載跳機但無控制棒插入時（即 ATWS），作為反應器停機後備方法，符合 10 CFR 50.62 要求。本系統之設計為兩串儀控設施，以提高系統可靠度，且兩串各自獨立，儀控系統設備之設計是屬於耐震一級。綜言之，備用硼液系統符合 10 CFR 50.62、10 CFR 50 附錄 A 一般設計準則及其他相關法規，該系統之設計可接受。

## 7.6 安全重要之資訊系統

安全重要之資訊系統旨在提供運轉員有關核電廠正常運轉、預期運轉事件及處理事故時所需要的安全運轉資訊，包括提供手動起動及控制安全系統之資訊。

### 7.6.1 安全重要之資訊系統概述

安全重要之資訊系統包括事故後偵測、流程輻射偵測系統、圍阻體監測系統等，茲概述如下。

#### 1. 事故後偵測(PAM)

本節依 RG 1.97 之要求，將各系統之儀器依事故後偵測型式之定義與量測不同變量儀器之類別及事故後偵測儀器設計與鑑定的準則，重新歸類而成，並非新的系統，在事故時能提供運轉員重要資訊，俾掌握機組狀況。

#### 2. 流程輻射偵測系統(PRM)

輻射偵測儀器裝置於核電廠程序流程、HVAC 導管和排氣孔等，於運轉中偵測輻射量，以提供主控室運轉人員操作之用。安全相關之流程輻射偵測系統為四選二邏輯設計，惟乾井集水坑排放的輻射偵測為一選一設計，超過輻射劑量設定值或失效時以隔離方式處理。

#### 3. 圍阻體監測系統(CMS)

圍阻體監測系統主要係提供電廠正常運轉和異常事故時，乾井與濕井之加馬輻射總量、氫/氧濃度、乾井壓力與抑壓池溫度之監測資訊。

## 7.6.2 審查結論

事故後偵測系統、流程輻射偵測系統、圍阻體監測系統等三系統在安全承諾與安全設計上，符合相關法規，因此可接受。惟與 SRP 第 7.5 節之審查範圍內容相較，本節內容缺少安全參數展示系統(SPDS)及緊急應變中心(ERF)相關描述，經提審查意見 07-045 後，台電公司提補充說明資料於本節內，本項台電公司作法可接受。

## 7.7 安全重要之連鎖系統

### 7.7.1 安全重要之連鎖系統概述

安全重要連鎖系統包括 RHR 高壓 / 低壓連鎖以及濕井 / 乾井真空排除器連鎖。RHR 高壓 / 低壓連鎖主要功能為防止低壓之 RHR 系統受反應器高壓之不當加壓；真空排除器連鎖主要功能則在維持濕井 / 乾井間適當差壓，並避免抑壓池水回灌乾井底部。

### 7.7.2 審查結論

- 1.RHR 高壓 / 低壓連鎖系統：RHR 停機冷卻( SDC )模式每串均有兩個隔離閥，為多重性設計，且任何一個故障均不會妨礙此模式功能之執行，符合單一失效準則。又系統之馬達操作閥門(MOV)分別置於乾井之內層(inboard)及外層(outboard)，隔離閥置於取水端及注水端，且各閥門在控制室均有顯示，符合相關法規之要求，因此可接受。
- 2.高壓 / 低壓連鎖設計目的是確保隔離閥在反應器壓力高於低壓 RHR 系統壓力時是關閉狀況，故反應器正常運轉時，不允許測試，只能在停爐時進行測試。各 MOV 之操作使用不同來源之 ESF 電源，符合電源獨立性之要求。
- 3.RHR 高壓 / 低壓連鎖及濕井 / 乾井真空排除器連鎖等二種連鎖，在安全承諾與安全設計上，符合相關法規，因此可接受。惟本節內容與 SRP 第 7.6 節之審查範圍內容相較，缺少對防止反應器低溫過壓的連鎖、非安全有關系統與安全系統隔離的連鎖等之描述，經提審查意見 07-039 後，台電公司提補充說明，本項台電公司作法可接受。

## 7.8 控制系統

本節所敘述之系統大都是非安全有關的控制系統（中子偵測系統為安全有關），惟這些系統的故障將危及安全系統功能。

核四廠初期安全分析報告之控制系統包括：

- 1.主蒸汽系統（MS）
- 2.棒位控制與資訊系統（RCIS）
- 3.再循環流量控制系統（RFC）
- 4.飼水控制系統（FWCS）
- 5.廠用電腦系統（PCS）
- 6.中子偵測系統（NMS）
- 7.自動功率控制系統（APR）
- 8.蒸汽旁通及壓力控制系統（SBPC）
- 9.燃料池冷卻淨化系統（FPCU）
- 10.輔助燃料池冷卻淨化系統（AFPCU）

### 7.8.1 控制系統概述

#### 1.主蒸汽系統（MS）

MS 儀控系統是一個非安全相關系統，它的功能是監視和提供主蒸汽系統控制信號，使電廠正常運轉。這些監視信號包括：反應器溫度、反應器水位、反應器爐心差壓、反應器壓力、安全洩壓閥汽封洩漏偵測等。

#### 2.棒位控制與資訊系統（RCIS）

RCIS 系統是一非安全相關系統，它提供運轉員有關反應器功率的資訊，又提供控制棒驅動系統調整控制棒的功能，以便順利控制反應器的功率水平和功率分佈。RCIS 使用了兩個獨立的控道以偵測正常運轉時反應器爐心控制棒的棒位資訊，當兩控道偵測的棒位資訊不相符合時即產生阻棒信號。RCIS 系統失效或故障不會影響 CRD 的液壓急停功能，因為 RPS 急停和 RCIS 控制棒正常控制電路是分離的，RCIS 硬體電路失效與急停硬體電路無關。

#### 3.再循環流量控制系統（RFC）

RFC 是一個非安全相關系統，其最主要的目的是藉著控制爐心水流量來調整反應器功率。再循環水流量控制可以用手動或自動方式操作。RFC 包含十組

反應器內再循環水泵(RIPs)、容錯式數位控制器(FTDC)、可變速驅動器(ASD)、功率變壓器、馬達—發電機組(MG-set)、開關、感應器、警報裝置等、以及相關監測設備。RIPs 是一種可變速、四極、交流感應濕式馬達，藉著 ASD 提供可變電壓、可變頻率的電源而改變轉速，進而以控制水流量來間接調整反應器功率。RIP 的調速範圍約在 30% 至 100% 之間。實際運作時，再循環流量的控制必須與控制棒的抽插分佈圖密切配合才能有效控制反應器功率。RFC 系統接收來自 NMS 的功率信號，並與功率設定值比較，以調整 RIP 的轉速。

#### 4. 飼水控制系統 (FWCS)

FWCS 是一個非安全相關系統，它控制流入反應器壓力槽的飼水量，以維持反應器正常水位。飼水流量控制有三種工作模式：單元控制模式、三元控制模式、手動控制模式。單元控制模式適用於低流量飼水控制；三元控制模式用於 25% 以上額定流量的飼水控制；每一個飼水流量控制閥可由運轉員在主控制室盤面上以手動模式各別選定操作。FWCS 也提供互鎖信號和控制信號給其他系統。當水位達八級設定點時，FWCS 除於控制室發出警示外，並送跳主控制室脫信號給汽機 EHC 及所有飼水幫浦。當水位達四級低水位設定點時，FWCS 送信號啟動 RFC，使再循環水回退以防止低水位急停事件。當水位達三級低水位設定點時，FWCS 送信號給 RFC 跳脫四個 RIP。

#### 5. 廠用電腦系統 (PCS)

PCS 又名程序計算機系統，是一個非安全相關系統，它執行電廠的程序監視和控制，及相關計算工作，以便有效評估電廠正常和緊急運轉狀況，提高系統執行效率。PCS 包含三個子系統：功能監測與控制子系統(Performance Monitoring and Control Subsystem, PMCS)、發電控制子系統(Power Generation Control Subsystem, PGCS)、電廠中央資料庫子系統(Plant Centralized Database Subsystem, PCDS)。PMCS 執行下述功能：計算核能蒸汽產生之效益及預測值、控制影像顯示、計算一般廠用設備效益和處理警示資訊。PGCS 是一最上層的控制器，它監視全廠運作狀況、發出控制命令給非安全相關的系統、調整較低層控制器的各種設定值，以確保自動模式下順利控制電廠功率。PCDS 利用網路系統保存記錄全廠智慧型非安全相關模組（如 RMUs、電廠系統控制器、影像顯示控制器等）的各種架構和預設值的資料。

#### 6. 中子偵測系統 (NMS)

NMS 是一個安全相關系統，包含多個安全相關子系統：起動能階中子偵測 (SRNM)、局部能階偵測系統 (LPRM)、平均能階偵測系統 (APRM)、功率

振盪監測器 (OPRM) 等。非安全相關的自動爐心探針器 (ATIP), 和多控道阻棒監測器 (MRBM) 等子系統亦包含在 NMS 內。LPRM、OPRM 和 APRM 合稱功率階中子偵測系統 (PRNM)。NMS 的主要目的是監測功率的產生, 當中子通量超過設定值 (高功率), 或中子通量上升速率過快 (短週期) 時, 提供反應器保護系統跳機信號, 執行反應器急停。NMS 也提供功率運轉資訊和反應器控制資訊給 PCS、RCIS、RFC 和 APR 等系統。

#### 7.自動功率控制系統 (APR)

APR 是一個非安全相關系統, 其主要目的是藉著改變控制棒的位置, 或變動反應器的爐水流量來控制反應器的起動、運轉功率和反應器的停機。APR 的次要目的是在反應器加熱和減壓期間控制壓力調節器的設定值與汽機旁通閥位置。

#### 8.蒸汽旁通及壓力控制系統 (SBPC)

SBPC 是一個非安全相關系統, 其主要目的是在電廠起動、功率運轉和停爐運轉期間控制反應器內部壓力, 它是藉著控制汽機和蒸汽旁通閥來達成任務。

#### 9.燃料池冷卻淨化系統 (FPCU)

FPCU 是一個非安全相關系統, 其主要目的是監控燃料池水溫度, 並維持池水品質。FPCU 在電廠啟用後, 全程連續運轉, FPCU 系統有兩串, 各串有各自的電源。RHR 是冷卻池水的後備系統。

#### 10. 輔助燃料池冷卻淨化系統 (AFPCU)

AFPCU 是一個非安全相關系統, 其主要目的是監控輔助燃料池水溫度, 並維持池水品質。AFPCU 在電廠啟用後, 全程連續運轉, AFPCU 系統有兩串, 各串有各自的電源。RHR 是冷卻池水的後備系統。

### 7.8.2 審查結論

- 1.核四廠 NMS 性能較傳統沸水式核電廠大幅改善, 其 SRNM 之功能合併過去核電廠 (如核一、核二) 的源階(Source Range, SRM)與中程階(Intermediate Range, IRM)的功能, 可避免以往沸水式核電廠起動時, 須切換中子偵測系統階段開關之不便及可能造成的運轉失誤。
- 2.核四廠 NMS 新增的 OPRM 對於防止功率振盪、提升機組穩定度具有正面意

義，也可有效解決美國核管會於其 88-07 通告對沸水式反應器所顧慮之功率振盪問題。

3. FWCS、SBPC，及 RFC 等主要控制系統，採用三重容錯式數位控制器(FTDC)，對機組運轉之穩定度具有正面意義。
4. 本節中除 NMS 為安全相關系統外，其餘皆為非安全相關系統。核四廠 NMS 如前所述在功能上已作大幅改善。事實上，奇異公司在現有許多核電廠已進行 NMS 改為寬幅(Wide Range)的改善案，其改善後的操作方式與核四廠近似，故核四廠 NMS 已有許多相關的實務經驗，其又在安全承諾方面符合相關的安全法規要求，因此可接受；另外非安全相關的控制系統，在安全承諾上，符合 GDC 13、GDC 19 與 GDC 24 等，在設計上配置有適當之儀控設備，可用以監視系統及其運轉參數變化，且採取適當的控制，使系統及運轉參數能維持在預定之運轉範圍內，又與保護系統間有適當之隔離設施，因此本節控制系統內容亦可接受。

## 7.9 多樣化之儀控系統

儀控數位化安全顧慮之一是假設軟體潛在性的錯誤，會破壞硬體多重性設計架構，使得反應器保護系統產生共因失效，而於暫態發生時無法跳機，機組因而發生預期暫態未急停事件(ATWS)。因此為確保機組符合深度防禦要求，以避免 ATWS 發生，多樣化設計為重要因應措施之一。

### 7.9.1 多樣化儀控系統概述

#### 1. ATWS 緩和系統

執行緩和 ATWS 功能之系統包括替代控制棒插入(ARI)、微調控制棒驅動系統(FMCRD)、自動洩壓系統(ADS)、備用硼液控制系統(SLC)及飼水控制系統(FWCS)等。依設計，當 ATWS 事件發生時，先由 ARI 動作，同時 FMCRD 以馬達驅動將控制棒頂入，若仍不成功，則 2 分鐘後 FWCS 回退(Runback)，3 分鐘後 SLC 自動注硼，且禁止 ADS 動作。上述這些 ATWS 緩和系統與安全系統關連部分，雖屬 SSLC，但採用之設計及硬體均異於 RPS，如：

- (1) ATWS 與現場設備間的信號傳輸，均以傳統硬接線為之；RPS 則大都利用多工系統的光纖。

- (2) 以執行信號設定比較及跳脫之功能而言, ATWS 採類比跳脫模組(Analog Trip Module, ATM); RPS 則用數位跳脫模組(DTM)。
- (3) 以執行四選二邏輯而言, ATWS 採硬接線方式, 以傳統晶體閘(Gate)完成邏輯比較; RPS 則以軟體為主, 以跳脫邏輯單元 (TLU)完成邏輯比較。

亦即藉此多樣化設計使 RPS 共因失效的原因不存在於 ATWS 裡, 俾貫徹反應器深度防禦理念, 以確保核能安全。

## 2. 多樣化手動控制及顯示

基於防止共因失效使所有重要運轉參數皆消失或重要系統無法控制之可能性, 以下幾個重要運轉參數之展示方式採與一般安全系統數位儀控展示法不同之設計。

- (1) 反應器水位
- (2) 反應器低水位警報
- (3) 乾井壓力
- (4) 乾井高壓力警報
- (5) RWCU 隔離閥狀態
- (6) RCIC 蒸汽管隔離閥狀態
- (7) HPCF 流量

以下之系統、設備具有手動控制功能設計：

- (1) 手動跳機
- (2) MSIV 手動關閉
- (3) HPCF 迴路 C 手動起動
- (4) 遙控停機盤長期冷卻能力
- (5) RWCU 內隔離閥手動隔離
- (6) RCIC 主蒸汽管內隔離閥手動隔離

除了安全系統本身在展示及控制方面多樣化外, 安全系統與非安全系統間的不同設計, 如: RPS 與 ARI, EMS 與 NEMS, 對於防止共因失效具相當的意義, 可於第十五章討論的事故分析中作為救援系統使用。

## 7.9.2 審查結論

美國核管會審查奇異公司 ABWR 標準設計時，特別重視共因失效的深度防禦，因此將該設計的多樣化與深度防禦部分委託勞倫斯利摩爾國家實驗室進行研究，最後在對奇異公司 ABWR 標準設計審查的終期安全評估報告 NUREG 1503 第 7-40 頁更明白地提出四項建議，要求奇異公司加入標準設計中，四項建議簡述如下：

1. RWCU 內隔離閥應有手動關閉功能；RCIC 蒸汽管路內隔離閥應具手動關閉功能；HPCF 應具手動起動功能。
2. 下列參數應展示於控制室，且宜採類比元件或簡單、專屬且異於標準數位展示之設備。
  - (1) 反應器水位指示
  - (2) 反應器低水位(Level 3)警報
  - (3) 乾井高壓力指示
  - (4) 乾井高壓力警報
  - (5) RWCU 隔離閥狀態
  - (6) RCIC 蒸汽隔離閥狀態
  - (7) HPCF 流量
3. 機組正常運轉狀況下，遙控停機盤的儀表亦須能正常指示，俾利運轉員於需要將控制權由主控制室轉移至遙控停機盤前的評估。
4. 在許多事件分析中，飼水系統都被當成能成功運轉以消弭事件的惡化，因此飼水系統必須為高可靠性之設計，且需以測試來驗證。

比對本節內容，可以知道上述諸點在核四設計中皆已承諾將符合，因此有關多樣化設計可接受。遙控停機系統/主控制室間多樣關係示意圖如圖 7.6 所示。

## 7.10 數據傳輸通訊系統

本節為因應數位化儀控科技，依新版 SRP 新增的系統。數據傳輸通訊系統 (DCS)，就是在數據傳輸網路中負責各系統間以及系統各元件間訊號傳輸工作的系統。

若以安全功能來分類，可分為安全與非安全相關多工系統(Multiplexing System)兩大類。與安全相關多工系統稱為緊要多工系統(EMS)，非安全相關的多工系統稱為非緊要多工系統(NEMS)。兩者雖在功能上相似，但在軟、硬體方面卻全然不同，因 EMS 屬於安全相關設備，所以必須是 Class 1E 系統，NEMS

則否。

多工系統讓多個儀控系統訊號同時藉由一條共同的傳輸媒體將訊號傳播至目的地，如此一來，就可避免以往類比訊號在每兩設備間就需一條訊號線的施工複雜性，同時亦可節省使用傳輸媒體之成本。

### 7.10.1 數據傳輸通訊系統概述

#### 1. 非緊要多工系統(NEMS)

NEMS 包括所有與網路傳輸相關之軟體程式及硬體設備，如網路通訊軟體、多工器、資料傳輸線、傳輸控制器等，透過 NEMS 儀控訊號與監控資料得以傳至適當位置加以顯示或處理。

對數據傳輸系統而言，傳輸效率與資料的可靠度是首要的兩項基本要求，NEMS 會忠實的將遠端處理器(RMU)的類比或數位訊號傳送至非安全相關控制器處理，同樣的廠內各監控資料亦會透過 NEMS 傳送至操作控制盤以便記錄與顯示，控制訊號也得以傳至控制馬達或其他控制設備。

#### 2. 緊要多工系統(EMS)

與 NEMS 類似，EMS 是一種分散式資料收集系統，包括所有與網路傳輸相關之軟體程式及硬體設備。不同的是，EMS 將資料提供給四個安全保護與顯示控道，這四個 EMS 控道彼此獨立互不影響，符合多重性、獨立性及單一故障準則等法規要求。

EMS 會將位於現場的 RMU 的類比或數位訊號傳送至位於主控制室內的 RPS、SSLC 和其他安全相關控制器處理，在現場接受端部分接收來自 SSLC 和主控制室的控制訊號後，再轉傳送至安全相關的 RMU，最後再動作安全系統設備。

EMS 具有雙重設計以達到容錯要求，同一控道之資料傳輸配置二條光纖，以加強資料傳輸之可靠性。EMS 主要電源供應來源為 Class-1E 125 伏直流電，備份電源為 Class-1E 緊要交流電。除此之外，EMS 亦會透過路由器(Gateway)提供訊號給非安全相關系統。路由器具隔離 EMS 與 NEMS 功能。

網路及多工器是現場與控制室間大量信號雙向傳輸媒介，其失效之影響將

遠大於傳統之類比信號系統，EMS 的故障模式及影響分析(FMEA)，在 PSAR 第 15B.4 節及附錄 AI.6 有詳細說明。

### 7.10.2 審查結論

- 1.核四 PSAR 第 7.9.1.1.1.4 節謂有非安全相關信號會從 NEMS 送至 EMS，此與安全系統信號處理基本原則不符，經提審查意見，台電公司澄清說明並無信號會從 NEMS 送至 EMS，以及修正 PSAR 相關內容，本項同意台電公司作法。(詳請參閱 Q/A07-007)
- 2.核電廠各系統中有許多種類信號經由 NEMS/EMS 傳輸，然信號變化率視信號種類及機組運轉狀況等而有所不同，經提審查意見 07-006 澄清 NEMS/EMS 對信號之掃瞄頻率 (Scan Rate) 是否有依信號變化率之快慢、機組正常/暫態運轉之不同等因素而有所不同，以確保對各系統諸多信號作最佳取樣，避免信號失真。台電公司答覆信號掃瞄及取樣方式確依信號種類及機組狀況而異，原則上所有信號的掃瞄及取樣速率都會符合暫態事件分析的需要，且對於時間響應 (Response Time) 要求高的信號，也改以硬接線(Hardwire)方式傳輸而不經多工器處理。本項同意台電公司說明。
- 3.本節為因應數位化儀控科技，依新版 SRP 要求新增的系統，在安全承諾上，符合相關法規；在安全設計上，資料傳輸通訊系統又分 EMS 及 NEMS 兩大類。兩者雖在功能上相似，但在軟、硬體方面卻全然不同，彼此間具多樣性關係。EMS 提供資料給四個安全保護與展示控道，這四個 EMS 控道彼此獨立、互不影響。EMS 亦會透過路由器(Gateway)單向提供訊號給非安全相關系統，路由器具有隔離 EMS 與 NEMS 的作用，符合安全系統與非安全系統間彼此獨立、互不影響的法規要求。另外，網路及多工器是現場與控制室間大量信號雙向傳輸媒介，其失效之影響將遠大於傳統之類比信號系統，EMS 的故障模式及影響分析在核四 PSAR 第 15B.4 節及附錄 AI.6 有詳細說明；網路使用光纖為資料傳輸媒介，具信號免受電磁干擾之優點。EMS 網路架構在現場與控制室間的傳輸方式，經提審查意見表 07-009 澄清，台電正式答覆已由雙環路架構轉換成點對點的架構，如圖 7.7 與圖 7.8 所示，此項改變，可使相關軟體單純化，有利於軟體之驗證與確認工作，二者之比較詳如表 7.5 所示。整體而言，本節內容可接受。

## 7.11 總結

由於類比儀控系統已逐漸被淘汰，核四廠儀控系統採現代化的數位設計，這是潮流也是必然的趨勢，與傳統核電廠的類比儀控系統相較，二者間確實有相當大的不同。數位化儀控系統具有許多類比系統所沒有的優點，如：無設定點漂移問題、可進行自我診斷與自動測試、人機介面功能增強、系統功能可修改彈性大。相對的也有它新興的潛在性問題，如：網路及多工器集結大量信號，其失效之影響將大於傳統之類比信號系統、數位訊號電位低易受電磁干擾、軟體之可靠度驗證不易且可能引起共因失效等問題。所幸上述這些問題經過核能界這幾年來相關工作，如：法國 Chooz B1 核電廠、英國 Sizewell B 核電廠、日本柏崎核電廠 K6/K7 兩部機組等建廠工程，及美國核管會審查奇異公司 ABWR 標準化設計等經驗的累積後，已都有適當的解決方式且載於新頒佈的數位化儀控法規內，亦即現在的核能數位儀控法規較之以往已相當完備。核四廠也承諾遵循這些法規，惟對國內核能界而言，這些新頒的數位儀控法規，許多是首次應用，因此各方都必須加強溝通協調，尤其台電公司更要對廠家作好第一線把關工作，使核四廠儀控系統之設計、安裝、測試、維護等工作都能落實遵循這些規範，確保核四廠數位儀控系統的高品質。

為強化數位儀控的審查品質，本章除由原能會及核研所審查外，特再聘請美國 MPR 顧問公司平行審查，共提出 51 件審查意見表。經過審查、問題澄清、資料補送與原文修訂等程序後，綜合本章審查結論：核四廠 PSAR 第七章內容已依新版 SRP 要求撰寫；在法規方面，本章除遵照以往相關的法規外，並詳列新頒佈的數位儀控法規，且承諾遵循，台電公司更依部門技術立場 BTP 14 提軟體發展作業文件，以作為未來軟體發展工作的指引導則，另在未來安全軟體驗證與確認工作方面，台電公司正聘顧問公司，俾確依 RG 1.168 執行獨立性及勝任性之評估，因此法規承諾方面可接受。

在系統設計方面，系統整體間依存的多樣化關係符合美國勞倫斯利摩爾國家實驗室受美國核管會委託進行多樣性與深度防禦分析的結論，而在個別系統方面，如 RPS 採四選二邏輯，測試時變為三選二邏輯，仍維持正常二控道動作才跳脫的理念，基本上是相當好的設計改進。另外加強機組在強震下安全停機功能、中子偵測系統改善以往沸水式機組起動時需切換階段開關之不便及可能造成的運轉失誤，並新增功率振盪監測子系統、重要控制系統採三重容錯式數位控制邏輯等措施，對於提升核四廠運轉穩定度及整體安全，具積極意義；在資料傳輸通訊方面，主體大架構已確立，分 EMS 及 NEMS 兩大類，且現場與控制室間 EMS 傳輸方式由雙環路轉換成點對點，這樣的修改基本上是好的作法，

因此在系統設計方面亦可接受。

本章重要審查結論摘要及追蹤事項，分別如表 7.6 與表 7.7 所示。

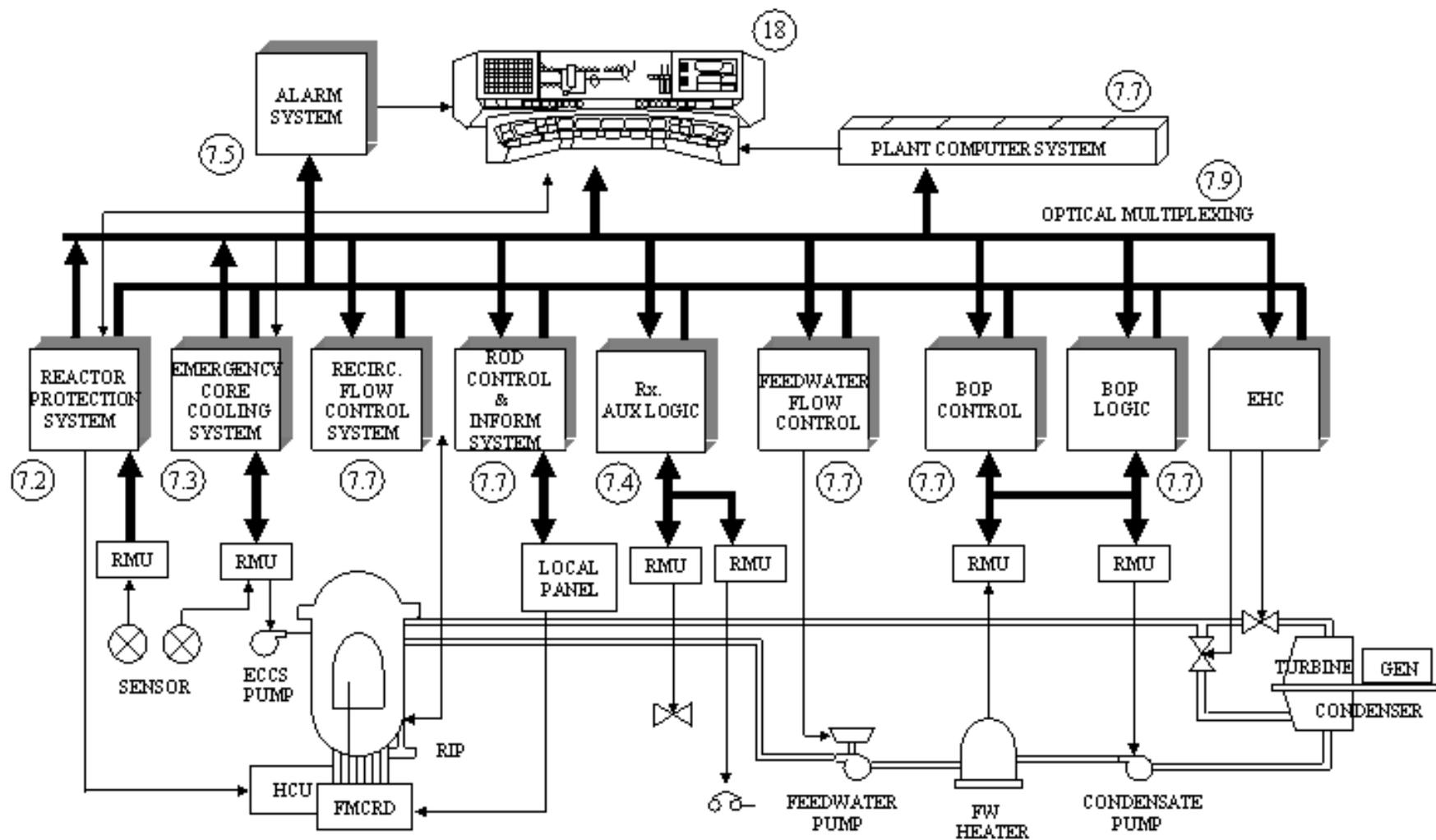


圖7.1 核四廠之儀控系統佈置

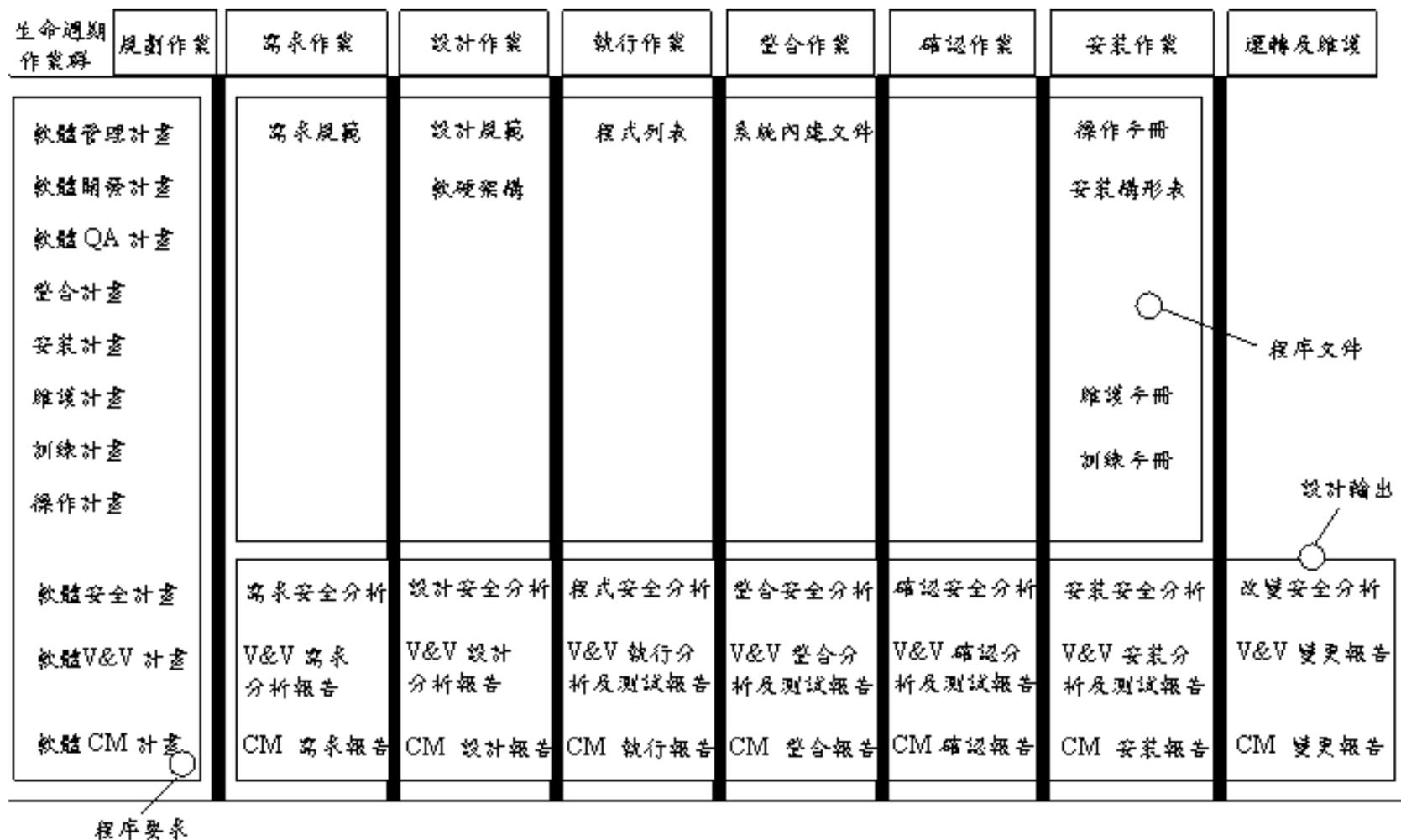


圖7.2 數位化儀控系統中軟體生命週期之作業

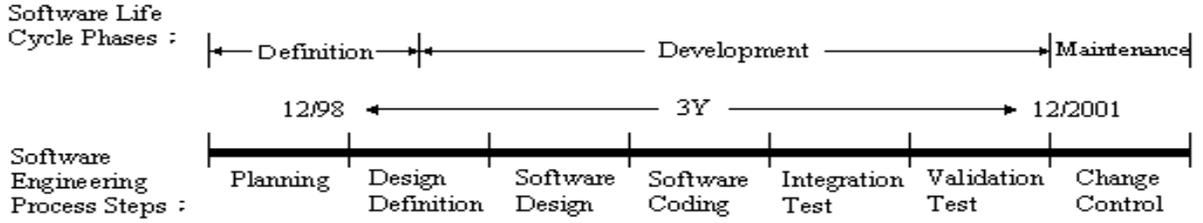
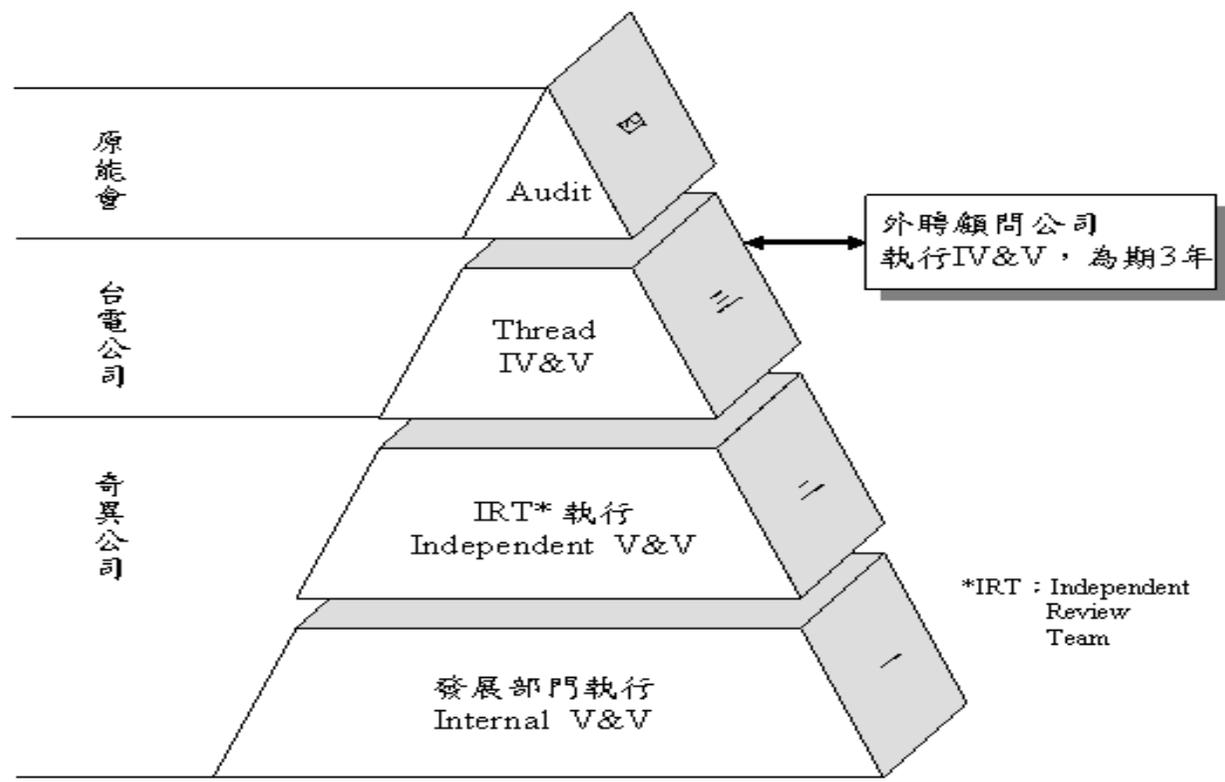


圖7.3 核能安全軟體V&V工作架構

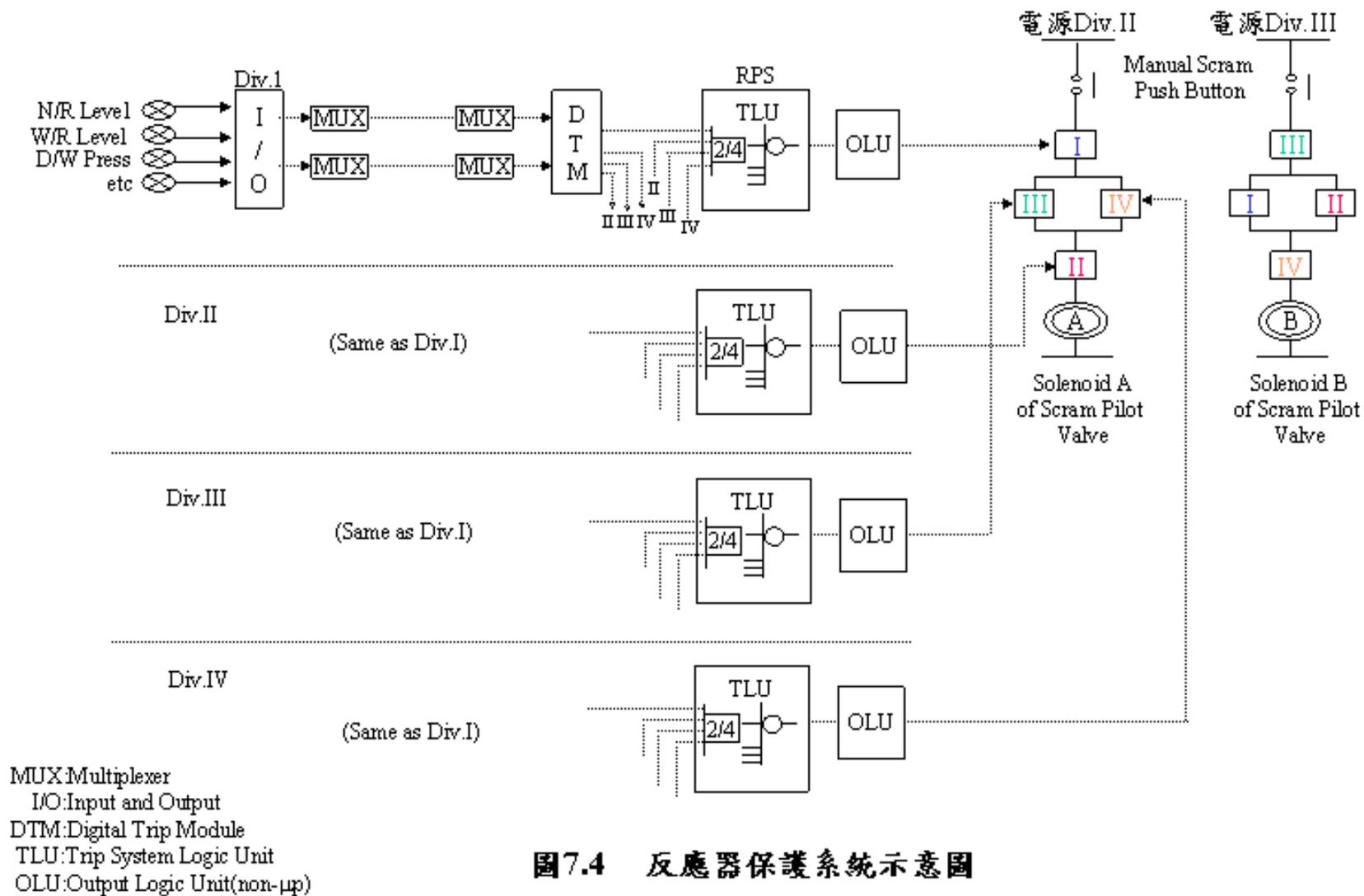


圖7.4 反應器保護系統示意圖



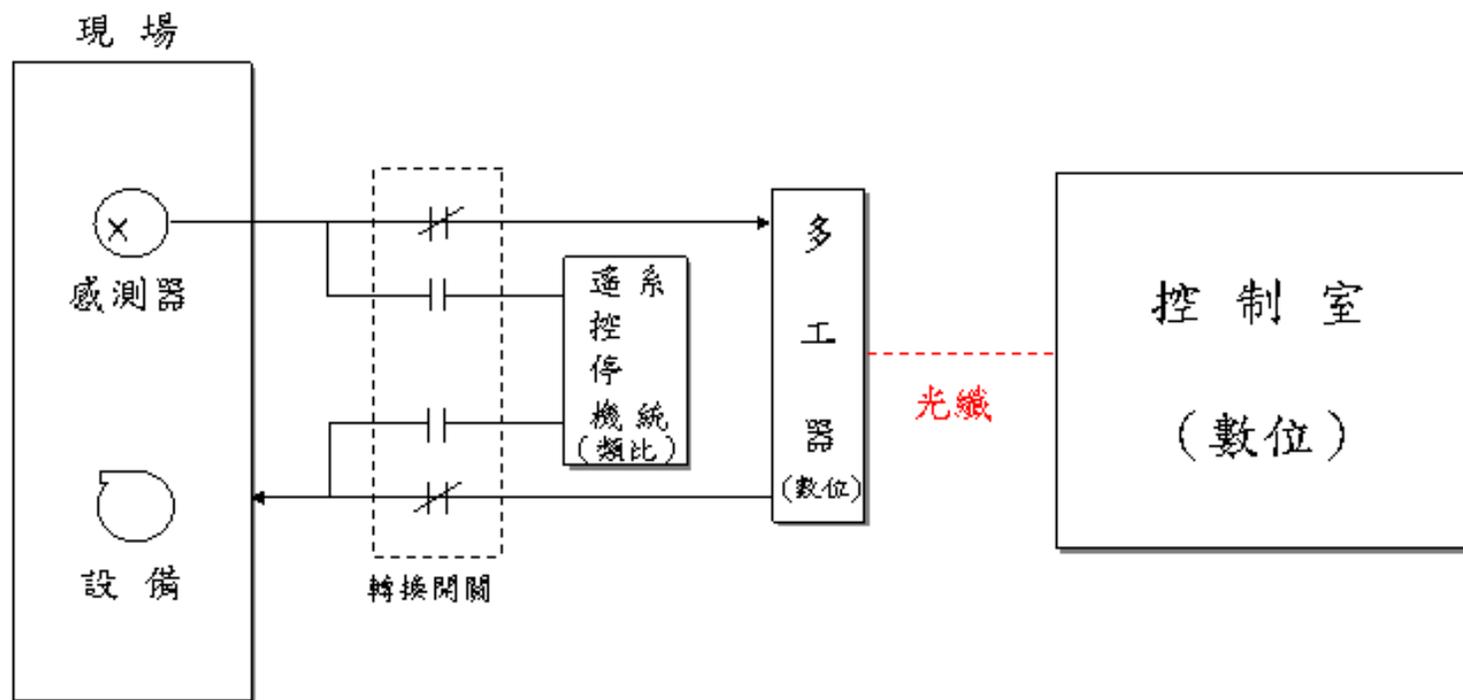


圖7.6 遙控停機系統／主控制室間多樣關係示意圖

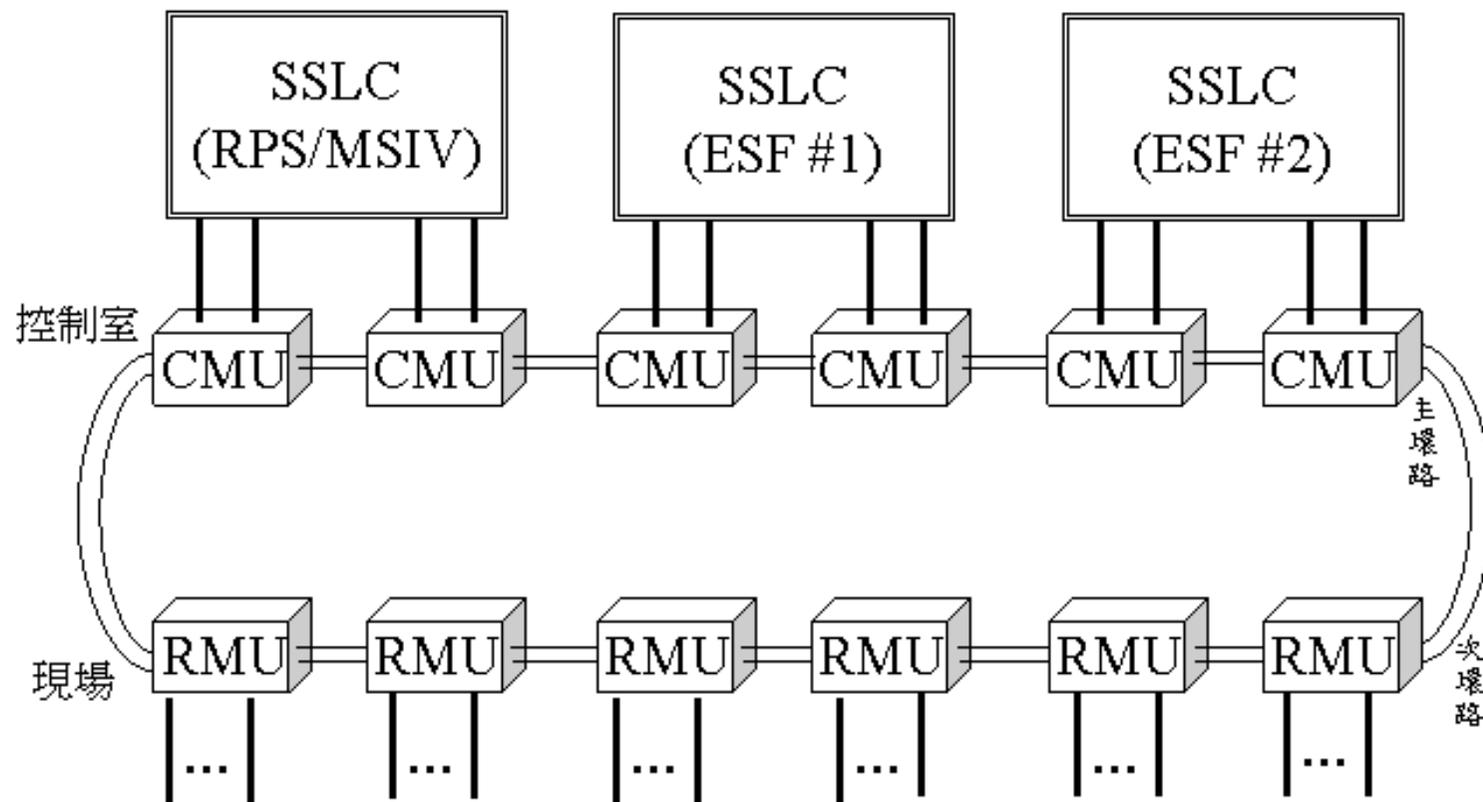


圖7.7 SSLC單支控道EMS原設計之環路架構示意圖

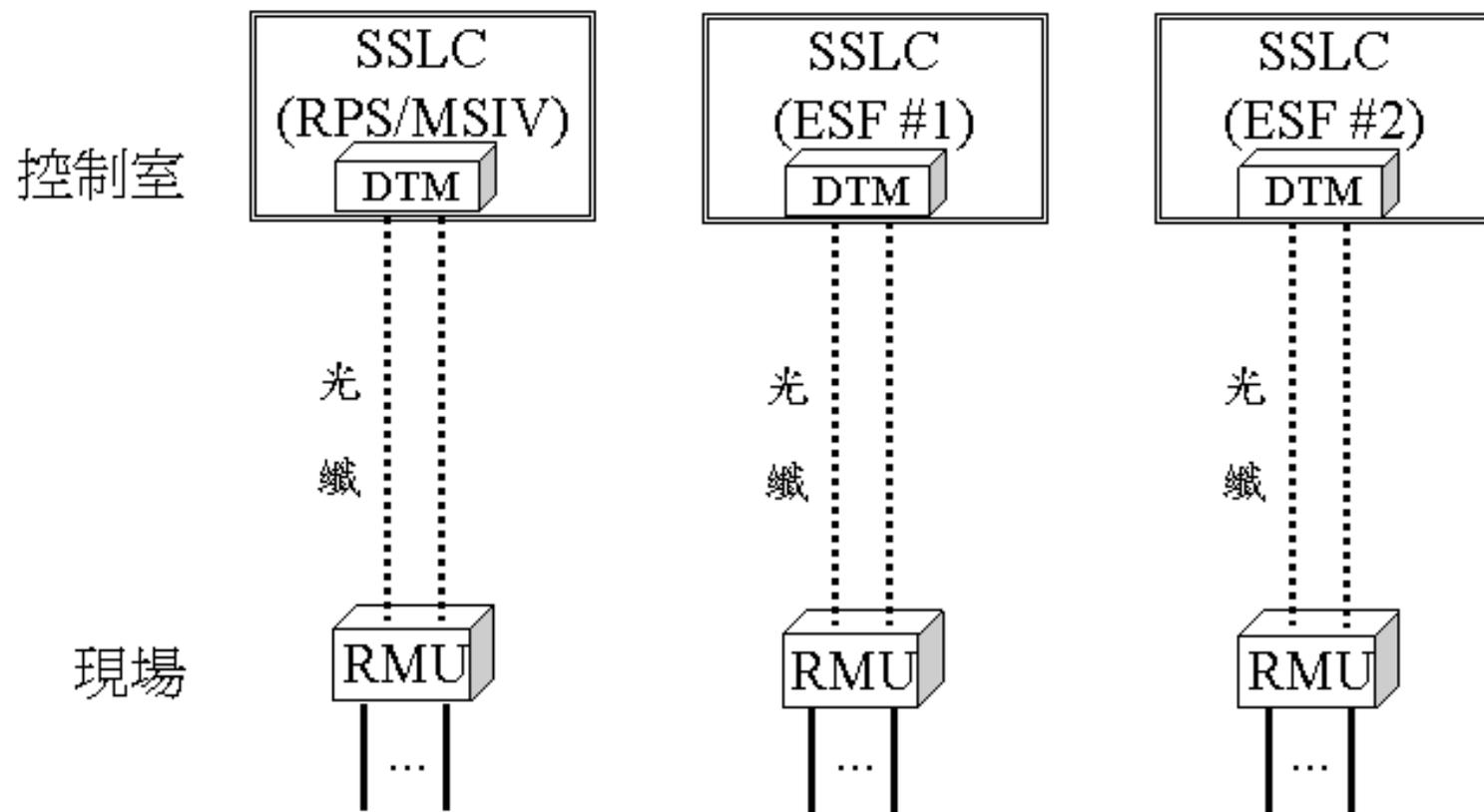


圖7.8 SSLC單支控道EMS修改後之點對點架構示意圖

**表 7.1 主要數位儀控法規指引與 IEEE 標準對照表**

法規指引	名稱	引用工業法規
RG1.168 (DG1054*)	核能電廠安全系統數位 電腦軟體之驗證、確認、 審核、與稽核	IEEE1012 : Standard for Verification and Validation Plans IEEE1028 : Standard for Software Reviews and Audits
RG1.169 (DG1055*)	核能電廠安全系統數位 電腦軟體之構型管理	IEEE 828 : Standard for Software Configuration Management Plans IEEE1042 : Guide to Software Configuration Management
RG1.170 (DG1056*)	核能電廠安全系統數位 電腦軟體之軟體測試文 件	IEEE829 : Standard for Software Test Documentation
RG1.171 (DG1057*)	核能電廠安全系統數位 電腦軟體之軟體單元測 試	IEEE1008 : Standard for Software Unit Testing
RG1.172 (DG1058*)	核能電廠安全系統數位 電腦軟體之軟體需求規 範	IEEE830 : Recommended Practice for Software Requirements Specifications
RG1.173 (DG1059*)	核能電廠安全系統數位 電腦軟體之軟體發展生 命週期	IEEE1074 : Standard for Developing Software Life Cycle Processes

\*：草案版編號

**表 7.2 安全相關系統軟體發展作業文件**

BTP 14 要求文件	台電公司送審文件 (由奇異公司提供)
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Software Management Plan</li> <li>2. Software Development Plan</li> <li>3. Software Quality Assurance Plan</li> <li>4. Integration Plan</li> <li>5. Installation Plan</li> <li>6. Maintenance Plan</li> <li>7. Training Plan</li> <li>8. Operations Plan</li> <li>9. Software Safety Plan</li> <li>10. Software Verification and Validation Plan</li> <li>11. Software Configuration Management Plan</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Software Management Plan*</li> <li>2. Software Configuration Management Plan*</li> <li>3. Software Verification and Validation Plan*</li> <li>4. Essential Controls Software Development Project Plan*</li> <li>5. Lungmen Independent Verification and Validation Plan**</li> </ol>

\*：台電公司於 87.5.1 提送四項文件

\*\*：台電公司於 87.7.30 提送乙項文件

表 7.3 主要儀控法規符合狀況

章節	法規依據	符合狀況
7.2 節 反應器保護 系統 (RPS)	1. 10CFR 50.55a(a)(1) 系統之設計、製造、組裝、測試等 必須符合品質標準。	反應器保護系統為 class 1E 系統，其設計、製造、組裝、 測試承諾將符合品保相關 要求。
	2. 10CFR 50.55a(h) 系統必須符合 IEEE 279 或其新版本 之要求。	台電原僅承諾符合 IEEE 279，惟因 IEEE 279 係對類 比儀控系統作規範，其新版 本為 IEEE 603，則將數位儀 控之要求納入規範。經提審 查章見後，台電承諾本節將 符合 IEEE 603。
	3. 10CFR 50.34(f)(2) 三哩島事件經驗回饋相關事項要 求。	三哩島事件經驗回饋事項 明載於 NUREG 694， NUREG 737 等文件中，要 求系統需有(1)旁通、不可操 作等狀態指示；(2)因應汽機 跳脫之保護等。
	4. 10CFR 50 附錄 A GDC 要求 1, 2, 4, 13, 19, 20, 21, 22, 23, 24, 25, 29	承諾符合品保要求，及系統 設計能抗拒自然災害，且具 有多重性、獨立性、可測試 性，並且故障時進入安全狀 態等相關要求。

	<p>5.儀控相關之法規指引(RG)：RG 1.22 , RG 1.47 , RG 1.53 , RG 1.62 , RG 1.75 , RG 1.105 , RG 1.118 , RG1.152 , RG1.153 , RG1.168 , RG1.169 , RG1.170 , RG1.171 , RG1.172 , RG 1.173</p>	<p>台電核四 PSAR , 因送審時間與數位化儀控軟體相關法規指引正式版 (RG1.168 , RG1.169 , RG1.170 , RG1.171 , RG1.172 , RG1.173)發行時間接近,故原僅承諾將符合數位化儀控軟體相關法規指引草案 (DG1054 , DG1055 , DG1056 , DG1057 , DG1058 , DG1059)而已。經提審查意見後,台電承諾符合正式版,並修改 PSAR 相關文字。</p>
	<p>6.SRP 儀控部門技術立場(BTP)：HICB-3 , HICB-8 , HICB-9 HICB-11 , HICB-12 , HICB-14 , HICB-17 , HICB-18 , HICB-19 , HICB-21</p>	<p>依 BTP-HICB14 之要求,台電公司於規劃階段應提核四安全相關系統軟體發展計畫送審。經提審查意見並於龍門核管會議討論後,台電於 87.5.1 正式函送四項,87.7.30 再函送一項,合計五項送審。</p>
<p>7.3 節 特殊安全設施系統儀控 (ESFAS)</p>	<p>1.10CFR 50.55a(a)(1) (請參本表 7.2 節欄)</p>	<p>符合 (參本表 7.2 節欄)</p>
	<p>2.10CFR 50.55a(h) (參同本表 7.2 節欄)</p>	<p>符合 (參本表 7.2 節欄)</p>
	<p>3.10CFR 50.34(f)(2) (參同本表 7.2 節欄)</p>	<p>符合 (參本表 7.2 節欄)</p>
	<p>4.10CFR 50 附錄 A GDC 1 , 2 , 4 , 13 , 19 , 20 , 21 , 22 , 23 , 24 , 29</p>	<p>符合 (參本表 7.2 節欄)</p>
	<p>5.儀控相關法規指引 (參本表 7.2 節欄)</p>	<p>符合 (參本表 7.2 節欄)</p>

	6.SRP 儀控部門技術立場：HICB-3 , HICB-6 , HICB-8 , HICB-11 , HICB-12 , HICB-14 , HICB-17 , HICB-18 , HICB-19 , HICB-21 (參本表 7.2 節欄)	符合 (參本表 7.2 節欄)
7.4 節 安全停機系 統	1.10CFR 50.55a(a)(1) (請參本表 7.2 節欄)	符合 (詳參本表第 7.2 節欄)
	2.10CFR 20.55a(h) (請參本表 7.2 節欄)	符合 (詳參本表第 7.2 節欄)
	3.10CFR50 附錄 A GDC 1 , 2 , 4 , 13 , 19 , 24	符合
	4.SRP 儀控部門技術立場 HICB-11 , HICB-12 , HICB-14 , HICB-17 , HICB-18 , HICB-21	安全停機系統包括 (i)RHR/Shutdown Cooling , (ii)Remote Shutdown System (iii)Standby Liquid Control 等三系統。對於後二者，台 電目前未完全承諾將符合 左列數位化之儀控法規指 引；若後二者為傳統類比儀 控系統，則可不必符合數位 化儀控法規指引，否則承諾 符合。
7.4 節： 安全停機系 統 (續)	5.儀控相關之法規指引 RG1.152 , RG1.153 , RG1.168 , RG1.169 , RG 1.22 , RG 1.47 , RG 1.53 , RG 1.62 , RG 1.75 , RG 1.105 , RG 1.118 , RG1.170 , RG1.171 , RG1.172 , RG 1.173	符合 (理由與上欄同)
對安全重要 之資訊系統	7.5 節 1.10CFR 50.55a(a)(1) (請參本表 7.2 節欄)	符合；事故後偵測系統欠缺 對法規承諾章節，經提審查 意見後已澄清。
	2.10CFR 50.55a(h) (請參本表 7.2 節欄)	(同上)

(包含:事故後偵測系統(PAM), 流程輻射偵測系統(PRM)及圍阻體監測系統(CMS))	3.10CFR 50.34(f)(2) 三哩島事件經驗回饋相關事項要求	(同上)
	4.10CFR 50 附錄 A GDC 1, 2, 4, 13, 19, 20, 21, 22, 23, 24	(同上)
	5.儀控相關之法規指引 RG 1.22, RG 1.47, RG 1.53, RG 1.62, RG 1.75, RG 1.97, RG 1.105, RG.1.118, RG.1.152, RG 1.153 RG 1.168, RG 1.169, RG 1.170, RG 1.171, RG 1.172, RG 1.173	(同上)
	6.SRP 儀控部門技術立場 HICB-8, HICB-10, HICB-11, HICB-12, HICB-14, HICB-17, HICB-18, HICB-21	(同上)
7.6 節 對安全重要之連鎖系統 (包括 RHR 高低壓連鎖, 濕井/乾井真空破除閥連鎖)	1.10CFR 50.55a(a)(1) (請參本表 7.2 節欄)	符合
	2.10CFR 50.55a(h) (請參本表 7.2 節欄)	符合
	3.10CFR 50.34(f)(2) 三哩島事件經驗回饋相關事項要求	符合
	4.10CFR 50 附錄 A GDC 1, 2, 4, 13, 19, 24	符合
	5.儀控相關之法規指引 (請參本表 7.2 節欄)	符合 (請參本表 7.2 節欄)
	6.SRP 儀控部門技術立場: HICB 1, HICB-11, HICB-12, HICB-14, HICB-17, HICB-18, HICB-21	符合 (請參本表 7.2 節)
7.7 節 控制系統 (中子偵測系統)	1.10CFR 50.55a(a)(1) (請參本表 7.2 節欄)	符合
	2.10CFR 50.55a(h) (請參本表 7.2 節欄)	符合

	3.10CFR 50 附錄 A GDC 1 , 2 , 4 , 13 , 19 , 20 , 21 , 22 , 23 , 24 , 25 , 29	符合
	4.儀控相關法規指引 RG 1.22 , RG 1.47 , RG 1.53 , RG 1.75 , RG 1.97 , RG 1.105 , RG 1.118 , RG 1.152 , RG 1.153 , RG 1.168 , RG 1.169 , RG 1.170 , RG 1.171 , RG 1.172 , RG 1.173	符合 (請參本表 7.2 節欄)
	5.標準審查規範儀控部門技術立場 HICB-8 , HICB-10 , HICB-11 , HICB-12 , HICB-14 , HICB-17 , HICB-18 , HICB-19 , HICB-21	符合 (請參本表 7.2 節欄)
7.8 節	註：本節並無新增系統，而係從多樣化的角度來探討先前各儀控系統間存在的多樣化關係，以防範共因失效。其法規符合情形純與先前幾節中所探討之系統一致，惟多需符合 10CFR 50.62 之相關規定	
7.9 節 資料通訊系統 (緊要多工系統 EMS)	1.10CFR 50.55a(a)(1) (請參本表 7.2 節欄)	符合
	2.10CFR 50.55a(h) (請參本表 7.2 節欄)	符合
	3.10CFR 50.34(f)(2) (請參本表 7.2 節欄)	符合
	4.10CFR 50.62	符合
	5.10CFR 50 附錄 A GDC 1 , 2 , 4 , 13 , 19 , 21 , 22 , 23 , 24 , 29	符合
	6.儀控相關之法規指引 RG 1.22 , RG 1.47 , RG 1.53 , RG 1.75 , RG 1.105 , RG 1.118 , RG 1.152 , RG 1.153 , RG 1.168 , RG 1.169 , RG 1.170 , RG 1.171 , RG 1.172 , RG 1.173	符合
	7.SRP 儀控部門技術立場 HICB-8 , HICB-11 , HICB-12 , HICB-14 , HICB-17 , HICB-18 , HICB-19 , HICB-21	符合 (請參本表 7.2 節欄)

表 7.4 遙控停機主要系統設備配置

系統		遙控停機盤配置		備註
名稱	總串數(個數)	I	II	
高壓爐心灌水系統(HPCF)	B, C		B	高壓補水, 與 RCIC 搭配具對稱性
爐心隔離冷卻系統(RCIC)		√		高壓補水, 與 HPCF 搭配具對稱性
餘熱移除系統(RHR)	A, B, C	A	B	
中壓電源系統(MVD)	I, II, III, IV	I	II	
反應器廠房冷卻海水系統(RBSW)	A, B, C	A	B	
反應器廠房冷卻水系統(RBCW)	A, B, C	A	B	
氮壓供應系統(N <sub>2</sub> )		√	√ *	*台電補增加 Div II
主蒸汽系統安全洩壓閥	18(個)	3(個)	1(個)	
可燃氣體控制系統(FCS)	B, C		B	

**表 7.5 EMS 網路架構設計變更優劣比較表**

	雙環路(變更前)	點對點(變更後)
優點	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 施工較簡單。</li> <li>2. 需光纖數量較少，成本較低。</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 軟體設計及資料傳輸較簡單。</li> <li>2. 執行驗證與確認(V&amp;V)程序較簡單容易。</li> <li>3. 已是驗證(proven)技術，已用於 GE NUMAC 產品。</li> <li>4. 可靠性佳。</li> </ol>
缺點	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 軟體設計及資料傳輸架構複雜，設計變化大，執行驗證與確認(V&amp;V)程序較複雜、困難。</li> <li>2. 資料傳輸複雜，可靠性比點對點方式差。</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 施工略複雜。</li> <li>2. 所需光纖數量較大，成本較高。</li> </ol>

表 7.6 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
7-1	7	第七章整體格式	SRP	可接受
7-2	7.1	IEEE 279/603 承諾問題	SRP	可接受
7-3	7.1	新版數位化儀控法規指引承諾問題	RG 1.168 1.173	可接受
7-4	7.1	軟體發展作業文件	BTP 14	列為追蹤事項
7-5	7.1	軟體風險度評估分析	SRP	可接受
7-6	7.1	軟體一致性與完整性	SRP	可接受
7-7	7.1	電磁干擾防治問題	IEEE 518 EPRI TR-102323	可接受
7-8	7.1	軟體 V & V 工作之獨立性與勝任性	RG 1.168	列為追蹤事項
7-9	7.2	RPS 動作邏輯與跳脫信號	SRP	可接受
7-10	7.3	ESF 動作邏輯	SRP	可接受
7-11	7.4	遙控停機系統與主控制室間多樣化關係	NUREG 1503	可接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
7-12	7.4	遙控停機系統設備及停機能力	SRP	列為追蹤事項
7-13	7.5	安全重要之資訊系統	SRP	可接受
7-14	7.6	安全重要之連鎖系統	SRP	可接受
7-15	7.7	中子偵測系統性能大幅改善	NUREG 1503	可接受
7-16	7.7	重要控制系統採三重容錯式數位控制邏輯	NUREG 1503	可接受
7-17	7.8	多樣化與深度防禦設計符合 LLNL 分析結論	NUREG 1503	可接受
7-18	7.9	非緊要多工系統 ( NEMS ) 架構	SRP	可接受
7-19	7.9	緊要多工系統(EMS)現場與主控制室間架構	SRP	可接受

表 7.7 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
7-1	7.1	軟體發展作業文件	建廠期間
7-2	7.1	軟體 V & V 工作之獨立性與勝任性	建廠期間
7-3	7.4	遙控停機系統設備及停機能力	建廠期間

## 第八章 電力系統

### 8.1 概述

核四廠電力系統分成廠外電力系統、廠內交流電力系統、廠內直流電力系統及一般電力系統；其具體範圍包括 345KV 及 161KV 輸電線路、斷路器、開關場、345KV 主變壓器、輔助變壓器、161KV 後備輔助變壓器、安全有關及非安全有關電源、負載中心、馬達控制中心、儀控電源、不斷電電源、緊急柴油發電機及其負載加載順序器、直流電源、電纜及電纜管道、圍阻體電氣穿越器、防火設施及防火屏障、電廠接地網、電力突波防範設施、陰極保護及管路電氣加熱系統等。核四廠電力系統相關的設計，除了在運轉之穩定性方面採取一些改良作法外，基本上與傳統沸水式核電廠的設計相同。

本章審查是參照美國聯邦法規、GDC-2、4、5、17、18、50 及法規指引(RG)與 IEEE 工業標準。審查重點主要是考慮電力設備自然災害之防禦、各種運轉狀況下電氣設備安全功能均可維持、重要及安全電氣設備或結構體均不共用、廠外及廠內須有兩套以上獨立電力以提供安全相關之重要設備執行其功能、電力系統重要區域或設備均可執行週期性之檢查測試、電力系統符合獨立性及多重性與隔離性要求與單一故障準則、電氣設備保護措施符合安全設計之規定、電氣設備容量達到所需標準。

### 8.2 廠外電力系統

#### 8.2.1 系統設計

核四廠廠外電力系統為兩部機共用，涵蓋 345KV 及 161KV 輸電線路、開關場、開關場連接廠內輔助變壓器(輔變)與 161KV 後備輔助變壓器(後備輔變)高壓側之線路、345KV 主變壓器(主變)與輔變及後備輔變(參見圖 8-1、8-2)。海邊鹽害較嚴重，核四電廠開關場採用屋內式，可以減少電氣設備鹽害及風災的衝擊，另可便利維修檢查，符合 GDC-2(防禦自然災害所引發效應)之要求。

依據 PSAR 圖 8.3-1，輔變 A&B 各有三組線圈、輔變 C 有二組線圈，高壓側由 345KV 主變供電，另 161KV 後備輔變 1&2 亦各有三組線圈，高

壓側接至 161KV 開關場。正常運轉中 1E 級 DIV I & III 及非 1E 級匯流排 A1、A2、A3、C3 由發電機及主變供電，1E 級 DIV II 由 161KV 系統供電。發電機在起動或停機解聯期間，DIV I & III 可由 345KV 或 161KV 系統受電，EDG 是做 1E 級匯流排之交流後備電源，符合 GDC-17 應有兩個獨立廠外電力系統以提供安全有關之重要設備所需之功能，以確保爐心與圍阻體完整性之要求，發電機與主變低壓側間增設一個發電機斷路器(GCB)，當發電機併聯、解聯或跳機時，均操作此斷路器，並不使用開關場線路斷路器，因此 345KV 主變可逆向供電至廠內輔變，廠內電力不必切換至 161KV 後備輔變，故不會發生電源轉換之暫態，惟該 GCB 在停機時才能測試，故未來應注意測試頻率之要求。

345KV 及 161KV 輸電線路採用獨立雙線鐵塔，345KV 共有龍潭、深美四迴路，161KV 共有深澳、澳底二迴路。任一 345KV 迴路或 161KV 迴路故障或鐵塔倒塌均不致影響廠外電力，符合 GDC-17 要求。開關場 345KV 及 161KV 斷路器分別各有 11 個及 8 個，各斷路器及相關保護電驛必須執行週期性測試以證實功能正常，將來應注意其測試週期。

### 8.2.2 分析

345KV 及 161KV 輸電線路與其相關結構物，如開關場與輸電線路之連接網路等，設計上必須可承受颱風，氣溫變化、雷電及洪水等天然災害而不致喪失其安全功能。核四廠 345KV 及 161KV 輸電線路分別採用 200 年及 100 年週期所發生之最大風速做為設計基準(國外採用 100 年及 50 年間之設計)，設計上較為保守，符合 GDC-2 之要求，可以接受。

### 8.2.3 介面需求

核四廠廠外電力系統介面設計需求，PSAR 中承諾將符合以下要求：

1. 345KV 及 161KV 輸電線路進入開關場均有各自獨立的路徑。
2. 在正常穩定情況下，外電電壓變動時不致使廠內匯流排電壓變化超過 $\pm 10\%$ 額定電壓，外電頻率變動時不致影響廠內頻率變化超過  $60 \pm 2\text{Hz}$ 。
3. 輸電線路及主變、輔變與後備輔變之容量，設計上可滿足各種運轉模式之安全有關及非安全有關之負載。
4. 主變、輔變及後備輔變之阻抗，設計上必須匹配電廠遮斷器之電流遮斷能力。

5. 廠外輸電線路、儀器及控制迴路之阻抗，設計上必須與電廠管轄內之輸電線路、儀器及控制迴路匹配。
6. 儀器及控制系統之負載，設計上必須與電廠直流系統匹配。

以上設計承諾符合未來運轉之要求，且其達成方式合理可行，故可接受。

#### 8.2.4 其他需求

廠外電力系統之其他需求，包含設備定期測試、輔變或後備輔變不可用時之操作程序書及設計基準等。核四廠廠外電力系統之電力設備，如 345KV 及 161KV 斷路器及其相關之保護電驛，設計上可執行定期性測試而不干擾電廠 ESF 匯流排供電，符合 GDC-18(電力系統重要設備可提供週期性之檢查測試)要求，可以接受。核四廠廠外電力系統設計 PSAR 中承諾，開關場至廠內三串 1E 級電力系統設計，必須獨立及隔離，以減少發生事故下之相互影響；三個獨立之輔變及二個後備輔變在各種運轉模式均可提供廠內 ESF 所需之電力。

與 ABWR 不同者，核四廠具有 110% 蒸汽旁通能力，因此在外界負載喪失時反應爐不必急停，但此時電力系統是否能有效轉換，是證明此設計能發揮功能的關鍵，經詢問台電公司在 345KV 線路故障時，發電機運轉中發生棄載，電力無法外送時，發電機可以單獨運轉提供廠內用電。

### 8.3 廠內電力系統

#### 8.3.1 廠內交流電力系統

廠外電力及廠內電力系統之分界點是以 13.8KV 及 4.16KV 之斷路器為界。三個獨立隔離之 1E 級系統各有一台 EDG；EDG 接受乾井高壓力或反應器低水位或匯流排低電壓信號時會自動起動，惟在匯流排低電壓信號時會造成電源自動切換。4.16KV 經變壓器提供 480V 及 277V 電力，馬達電力及電壓通常由馬達之額定功率來決定，安全有關之高壓馬達有 4.16KV 的，但無 13.8KV。非安全有關電力系統包含中壓配電系統、低壓配電系統、馬達控制中心(MCC)、120/240V 配電系統、I&C 電源、電腦 UPS 電源及電路保護設備。

非安全有關配電系統匯流排 13.8KV 之 A1、A2 及 4.16KV 之 A3 由輔變 A(UAT A)供電,匯流排 13.8KV 之 B1 B2 及 4.16KV 之 B3 由輔變 B(UAT B)供電,匯流排 4.16KV 之 C3 由輔變 C(UAT C)供電。運轉中輔變(UAT)失電時,13.8 KV 非安全有關匯流排 A3、B3 可以快速切換至後備輔變(UAT),匯流排 C3 未設計可快速切換至後備輔變,須靠手動切換,其主要目的是防止匯流排同時切換致使後備輔變(RAT)過電流。匯流排 C3 所承受之負載重要性較小,手動切換並無安全上之顧慮。非安全有關 13.8KV 及 4.16KV 電源亦可符合 GDC-17 之要求。

非安全有關低壓配電系統涵蓋 13.8KV/4.16KV/480V 之負載中心 馬達控制中心、120V/240V 配電系統、I&C 電源等之設計,亦有考慮兩個獨立電力系統提供主要設備執行所需之功能與週期性之檢查測試。非安全有關 480V 馬達容量,PSAR 中承諾依 NEMA 標準設計,即容量至少可產生起動及驅動轉矩以運轉設備,馬達在 $\pm 10\%$  電壓變動下可以連續運轉,故可接受。非安全有關低電壓匯流排保護:4.16KV 及 13.8KV 之受電端(Income)斷路器使用逆時過電流、接地、差動及低電壓等保護電驛,供電端(Feeder)斷路器使用瞬時過電流、逆時過電流、接地、零序相位及不平衡保護等電驛,480V 匯流排使用逆時過電流及接地等保護電驛。有關斷路器電流遮斷能力、短路分析及保護電驛之協調,核四廠將依照 IEEE-141(短路電流計算與保護協調應用),及 IEEE-242(短路電流計算與保護選擇應用準則)執行,故可接受。

安全有關交流配電系統涵蓋中壓安全有關配電系統、低壓安全有關配電系統、負載中心、馬達控制中心、120V/240V 配電系統及 I&C 電源、電路保護設備、EDG 保護設備,Class 1E 負載遮斷及加載順序。安全有關負載可分成三個區(DIV I、II、III),分別由各區之獨立 4.16KV 安全有關匯流排供電。正常運轉期間 DIV I、III 由輔變(UAT)供電, DIV II 由後備輔變(RAT)供電,緊急時 DIV I、II、III 電源除了可切換至後備電源外,還可由各區之 EDG 供電,符合 GDC-17 之要求。二部機組共有七台 EDG's,其中一台(SDG)兩部機共用,任何一台 EDG 故障或不可用時,SDG 均可替代。EDG 是耐震一級設備,符合 GDC-2 設計基準。另外,安全有關設備都獨立隔離,不共用結構、系統及組件,符合 GDC-5 安全有關之重要設備,除了確證不影響其安全功能外,機組不得共用該等設備之要求,故可接受。控制棒 FMCRD 系統屬非安全有關系統,但其驅動馬達裝有雙重電源,正常由 4.16KV 安全有關匯流排 DIV I 供電,後備電源由 4.16KV 非安全有關匯流 C3 供給,匯

流 C3 設計上不採用自動切換。當安全有關匯流排 DIV I 失電，除了可以自動切換至後備電源外，另有 EDG 做為其後備電源，因此 FMCRD 後備電源雖然接在非安全匯流排 C3 上，但對運轉可靠性影響不大，(參見 Q/A 08-004)。

安全有關低電壓配電系統涵蓋 13.8KV/4.16KV/480V 負載中心、馬達控制中心、120/240V 配電系統、儀控電源、不可斷電電源及定壓定頻電源，這些設備之設計，PSAR 中承諾應有兩套獨立電力系統，以提供安全有關之重要設備執行其所需之功能，以確保爐心與圍阻體完整，及可提供週期性之檢查測試，符合 GDC-17 及 GDC-18 之要求。另外，在 PSAR 中亦考慮(一)獨立性與隔離性(二)外電喪失電壓或外電品質降低之保護措施(三)各項保護措施之功能已達安全設計規定(四)各安全相關電力系統之測試或維修時均可維持單一故障準則，以上各項符合 RG 1.75(IEEE-348)，IEEE-308，及 IEEE-379 之要求，故可接受。

安全有關 480V 馬達容量在 PSAR 中承諾依 NEMA 標準設計，其容量至少可以產生起動及驅動轉矩以運轉設備，馬達在 $\pm 10\%$  電壓變動下可以連續運轉，另外，馬達可承受起動時電壓低於 70% 額定電壓之衝擊，故可接受。安全有關電源配電設備及電路設計可維持電壓及頻率於可接受範圍之內，以確保電源與配電設備有能力傳送足夠的能量起動或運轉所需負載，同時負載及電壓降分析，將依照 IEEE-141 及 142 之準則執行，可以接受。安全有關馬達在較特殊環境，如高溫下可提供各項分析、測試及模擬以驗證其所需功能，符合 IEEE-323 標準，故可接受。

安全有關低電壓匯流排保護：4.16KV 受電端斷路器使用逆時過電流及接地保護，4.16KV 匯流排使用差動及低電壓保護，4.16KV 供電端斷路器使用瞬時，逆時過電流及接地保護，連接安全有關及 DIV 0 之 4.16KV 匯流排使用逆時過電流及接地保護，MCC 使用瞬時、逆時過流接地保護，480 V 匯流排使用逆時過電及接地保護。斷路器電流遮斷能力、短路分析及保護電驛之協調，均依照 IEEE-141，及 IEEE-242 準則執行，故可接受。EDG 在 LOCA 時除了發電機差動保護及超速保護外，其他如失磁、逆向功率、過電流電壓限制、引擎冷卻水低壓力、引擎冷卻水高壓力、低潤滑油壓等保護信號均被旁通。所有保護電驛平時皆可執行測試及手動復歸，EDG 亦裝有同步併聯連鎖裝置，此裝置可定期執行測試，符合 IEEE-603 第 4 項與第 5 項要求，故可接受。

核四廠二部機組共用一台可替代柴油發電機(SDG)，任何一台 EDG 發生不可用時，SDG 可以手動切換替代。“全黑電源”是以 SDG 提供緊要電源，當發生全黑信號時，SDG 會自動起動，但不自動併聯。SDG 容量 70MWe 足供機組安全停機所需電力，並提高可靠性，因此以 SDG 做為全黑電源，可以接受。PSAR 8.1.1.8.3 要求 EDG 接到自動起動信號後 20 秒內達定速定壓，雖較其他核電廠 10 秒寬鬆，但 EDG 設計上可在 10 秒內達定速定壓，且爐心緊急冷卻系統(ECCS)負載加載順序動作起始時間係在 LOCA 後 20 秒。EDG 達額定電壓及速度之時間與 ECCS 加載時間匹配之設計符合其安全功能的要求(參見 Q/A 08-001)。

4.16KV 1E 級 I、II、III 區負載遮斷，電源轉換及加載順序之動作信號來自匯流排低電壓電驛。喪失廠外電源(LOOP)計時器之起動及復歸亦由低電壓電驛來控制，喪失冷卻水事件(LOCA)計時器之起動及復歸由安全系統邏輯控制(SSL)系統控制。EDG 負載遮斷及負載加載順序與傳統沸水式核電廠不同，略述如下：

1. LOOP：4.16 KV 1E 級匯流排電壓 $<70\%$ 時，供電斷路器跳脫，EDG 自動起動，電壓 $<30\%$ 時大馬達斷路器跳脫，EDG 斷路器關閉，EDG 依 LOOP 負載順序加載。
2. LOCA：發生 LOCA 而無 LOOP 時，EDG 自動起動備轉，但不併聯。當 4.16KV 1E 級匯流排電壓 $<70\%$ 時，不論匯流排由正常或替換或 EDG 電源供電，LOCA 計時器立即動作，EDG 依 LOCA 負載順序加載。
3. LOOP 加上 LOCA：同 LOOP。
4. LOCA 加上 LOOP：發生 LOCA 信號時，ESF 匯流依序加載，已經運轉中之負載不再遮斷，LOCA+LOOP 計時器開始動作，延遲加載順序以防止 EDG 過電流。
5. EDG 執行功能測試期間發生 LOCA 時，不論在控制室或現場測試，EDG 會自動與 1E 級匯流排切離，然後依照 LOCA 模式運作。
6. EDG 執行功能測試而發生 LOOP 時，1E 級之正常或替換電源供電斷路器跳脫，LOOP 計時器動作，DEG 繼續運轉並依負載順序加載。廠外電力系統恢復時，1E 級匯流排必須靠手動轉換。
7. 4.16KV 1E 級 DIV.I、II、III 電氣設備對低品質電壓都有所保護，電壓下降至 90%時除了警報出現外，還會起動保護電驛計時器，低電壓若未在延時之時間內清除，匯流排會由正常電源轉換至替換或 EDG 電源，符合 IEEE-308 標準之要求，可以接受。

依照 RG 1.9 及 IEEE-387(EDG 之選擇、設計、保護功能、運轉方式，負載及週邊設備之限制條件)，核四廠 EDG 將符合下列要求：

1. EDG 電壓在 $\pm 25\%$ 額定電壓範圍內，頻率在 $\pm 5\%$ 額定頻率範圍內可起動、加速、加載。加載順序完成後，允許跳脫之 1E 級最大馬達重新起動、加速、運轉。
2. EDG 接受自動起動信號 20 秒內達定速定壓，負載順序器 55 秒內完成加載順序。
3. EDG 可 110% 超載運轉，但 24 小時內超載不可超出 2 小時，即可連續滿載運轉 22 小時。
4. EDG 儲油槽容量為 7 天，日用槽可供 EDG 滿載運轉四小時，並設有自動補油設備。
5. 1E 級 DIV I、II、III 之負載不可大於 90% 之 EDG 額定容量。
6. EDG 根據設計基準事故設計，在無載無冷卻水下 EDG 可運轉 3 分鐘，滿載無冷卻水 EDG 可運轉 1 分鐘。
7. 負載順序器加載期間每段加載之 60% 期間內，EDG 之頻率及電壓必須分別恢復至  $60 \pm 2\text{Hz}$  及  $4.16\text{KV} \pm 10\%$ 。

### 8.3.2 廠內直流電力系統

直流電力系統是提供開關設備控制電源、I&C 電源、緊要 DC 馬達電源，開關設備室、主控制室與燃料操作區域之緊急照明。直流電力系統各有 1E 級 125VDC 四串，非 1E 級 125V 直流三串，非 1E 級 250V 直流三串，另外；有一串 DIV0 專供 SDG 使用。每串電池組分別置於獨立隔離且有通風設備之房間，並遠離直流充電機及配電盤。每串電池組由配電箱提供現場分電盤及直流馬達控制中心。每串電池組房必須裝設洗眼沖水設備。

核四廠廠內直流電力各有 1E 級 125V 直流四串，非 1E 級 125VDC 三串，非 1E 級 250V 直流三串，符合 GDC-17 之要求，故可接受。

1E 級 125V 直流蓄電池是利用直流充電機來充電，核四廠直流充電機是採用負載限制電池替代型，此型直流充電機在匯流排未連接蓄電池就可起動運轉供載；另外，此型充電機設計可以隔離交流與直流間之相互影響或暫態現象。1E 級直流充電機容量，在不同水平的負載下可以提供最大負荷需求，並在 12 小時內可由設計最低充電情況下達充滿狀態，符合

IEEE-946 (直流輔助設備實務準則)之要求，故可接受。

直流充電機之容量足以提供連接負載所需之電力，PSAR 中承諾將執行週期性的測試，符合 RG 1.23 (IEEE-308) 之要求，故可接受。依 IEEE-485 標準，核四廠 1E 級 125V 直流蓄電池組設計將涵蓋下列各項要求。

1. 可提供穩定及瞬時負載。在正常或失去交流電源情況下，蓄電池立即可用。
2. 在無交流電力情況下，蓄電池組具有足夠的能量提供 LOCA 或 LOOP 或 LOCA+LOOP 時，所需之直流負載或斷路器控制電源為時 2 小時。1E 級 DIV I 蓄電池在“全黑”情況下可提供電力 8 小時。蓄電池之容量顧及老化、環境溫度變化及未來擴充等因數，蓄電池容量裝置 174% 較實際所需 100% 容量增加 74%。
3. 在 LOCA 或 LOOP 一分鐘內 1E 級 125V 直流蓄電池可以應付瞬時、連續或不連續負載之能力。
4. 1E 級 125V 直流可定期執行容量測試。

依照 IEEE-141 要求，1E 級 125V 直流蓄電池可執行負載容量及電壓降分析，以驗證其電力及配電設備足以提供各種運轉模式之負載所需能量。第一次負載及壓降分析將於燃料填放前完成，FSAR 將涵蓋最終負載容量分析記錄，故可接受。1E 級 125V 直流馬達容量 PSAR 中承諾將依照 NEMA 準則設計；馬達可在電壓 100 至 140V 範圍內連續運轉。直流電力、配電盤馬達控制中心及斷路器之容量足以承受所供之負載，並可承受設計之故障電流。1E 級斷路器之遮斷能力是由負載端所發生之設計短路電流來決定。短路電流分析將依照 IEEE-141 及 242 執行，故可接受。非 1E 級 125V 直流及 250V 直流馬達容量 PSAR 亦承諾將依照 NEMA 準則設計；100~140V 及 200-280V 範圍內連續運轉。直流電力、配電盤、馬達控制中心及斷路器之容量足以承受所供之負載，並可承受設計之故障電流。非 1E 級斷路器之遮斷能力是可以遮斷在負載端所發生之設計短路電流，短路電流分析將依照 IEEE-946 執行，斷路器之協調分析依 IEEE-242 執行，故可接受。

1E 級 125V 直流直流充電機含有雙重電源，480V 電源取自與其相對應之 1E 級 4.16KV 匯流排，符合 GDC-17 之要求。電力用斷路器之控制電源有雙重 125V 直流，任一串之 125V 直流失電，不影響斷路器供電。至於斷路之保護電驛及連鎖考慮 Fail Safe 設計，不使用雙重直流電源，故可接受。

### 8.3.3 廠內一般電力系統需求

廠內所有交流及直流電氣設備、電纜托架、電纜管道、儀控電纜、控制用電路、開關設備、負載控制中心、馬達控制中心、蓄電池室、配電盤、廠房，控制室電纜、電氣穿越器、控制盤面及指示燈等之設計必須考慮隔離性及獨立性，以符合 IEEE-384 電力設備及電路之獨立性準則，即不同之安全串及非安全串間之分離性列入設計中，電纜或盤面之保護設備符合安全設備之安裝規定。設備在地震所引發之效應不致喪失其安全功能，在各種運轉狀況或假想意外事故環境下，可適當防範各種狀況所衍生之效應，以符合 GDC-4 設計基準。機組重要設備及安全有關設備均不共用，以符合 GDC-5 準則。圍阻體之電氣穿越器，在 LOCA 時所產生之壓力及溫度不致超過設計之洩漏率，以符合 GDC-50 圍阻設計基準。核四廠一般電力系統均承諾照上述準則設計，故可接受。

為確保安全有關電氣設備維持設計功能，安全有關電氣設備必須執行線上週期性測試。不能在線上測試的，如安全釋放閥或隔離閥，必須安排在停機時測試，以符合 IEEE-338 之要求。1E 級電氣設備除了在正常環境運轉外，設計上發生設計基準事故(DBA)期間或 DBA 後均需維持可用，符合 IEEE-323 1E 級電氣設備在異常環境下必須符合設計品質提供運轉所需功能，故可接受。

電力系統之品質保證相當重要，尤其是 1E 級電氣設備，品保需求包括製造廠家、品保計劃及組織，買方檢測，廠家維修記錄，廠家測試與檢查記錄，認定證明，品質保證文件，廠家品管記錄，QC/QA 查證之驗收、安裝及使用文件等均需永久妥善儲存並歸檔，原廠家設計書與計算書若能取得對以後維修或改善助益良多，PSAR 中承諾將儲存上述重要資料。

每個定壓定頻及安全有關電氣設備(盤面、支架、接線箱、拉線箱)，核四廠將利用下列方式來識別：

1. 每個區之設施名牌顏色與同一區之電纜標識夾套顏色及電纜托架顏色相同。
2. 電力配電設備(馬達控制中心、開關設備、變壓器、配電盤、蓄電池、直流充電機)所標識的號碼必須與電氣單線圖號碼一致。
3. 非安全有關電氣設備名牌用白底塑膠板鑲刻黑字，安全有關電氣設名牌

用不同顏色塑膠板鑲刻黑字。

以上標識符合相關規範之要求，故可接受。

安全有關電氣設備之電纜及相關電路，在每 1.52 米間隔須標識，電路兩端必須標識電纜專屬號碼，所有標識工作須在敷設電纜前完成。電纜管道在每 4.57 米間隔、不銜接地點、拉線地點、房間出入口、設備起始點也須標識。安全有關電纜管道在每 4.57 米間隔、管道轉彎處、房間出入口必須標識所屬於安全串之顏色，電壓高於 600V 之電纜應標識電壓值。

廠內安全有關電力及其重要設備、控制電源、電纜、電纜管道每串都需獨立、隔離，單一串設備故障不致影響反應器安全冷爐停機、餘熱移除或圍阻體隔離。設備之裝設或保護屏蔽之設置必須考慮事故時之飛射物不致損壞 RPS、NSSS、ECCS、ESF 功能，且防止飛射物毀壞 HPCF 及 RCIC 系統，符合 GDC-4 之要求，故可接受。

各安全串導線及電纜佈置與分隔應考量防止火災相互波及而影響安全功能。廠內安全有關電力系統之控制儀器，如驅動器、邏輯、儀器控道、控制電路、連接電路等都需考量獨立、隔離及裝設防火屏障，控制室及電驛盤面安全有關設備間，或安全與非安全有關設備間電路隔離，反應器保護系統(RPS)各控道間電路配置與間隔，其他安全有系統之相關電路配置與間隔，核四電廠均將依照 IEEE-384 與 GDC-3 要求，故可接受。

PSAR 中承諾 480V、120VAC、125VDC、250VDC 電力電纜及所有 600 絕緣級 I & C 電力電纜穿出控制室凸緣樓板，必須裝置繞性金屬導管，另外；經過 55V 或 120VDC 控制信號之電纜附近之電力電纜也須裝設金屬導管以防電磁波干擾。安全有關電氣設備(EDG、蓄電池、直流充電機、定壓定頻電源、4.16KV 裝甲開關、480V 馬達制中心、480V 負載控制中心)之進出管道必須管制，同區域之 AC 及 DC 或斷路器盤均需管制，故可接受。圍阻體電氣穿越器在嚴重事故環境之溫度壓力下應經過防漏驗證，並符合 IEEE-317(圍阻體穿越器設計必須可以執行測試校正及檢查)之要求，故可接受。

PSAR 中承諾電纜及其相關設備防火之基本觀念在設計 安裝時就需一併考慮。電纜採用防火及不易傳熱材料，使用較保守電纜管道充填百分比、安培值，隔離並加防火保護設備。電纜防火設計是防止初始燃燒，通常都

限制電纜安培值防止產生過熱及絕緣劣化。電纜使用裝有防火焰及自熄性電纜封套或絕緣較佳材質，不可使用 polyvinyl chloride 或 neoprene 之絕緣材質，電纜托架必須使用耐火材料，符合 GDC-3 之要求，故可接受。

同軸電纜、單根導體、多導體電纜中之單根導體，PSAR 中承諾將依 UL-44 要求，通過垂直火焰測試。另外，電力用、控制用及儀用電纜，亦須通過垂直火焰測試。電力及控制電纜平常在 90 ° 下可連續使用，緊急情況不可超出 130 °。電力電纜須耐火、抗輻射性照射，並在 100 ° 溫度下，使用壽命為 40 年。1E 級電纜在 LOCA 壓力溫度下，使用壽命為 40 年。PSAR 中承諾 1E 級電纜之絕緣材質噴到滅火劑不致影響其功能，適當電纜之佈置及隔離將使火災局部化不會波及其他區域的電纜，多重電纜區域垂直或水平方向最有效防火方式是用樓板或防火牆隔離。1E 級中壓開關設備、負載控制中心、馬達控制中心、DC 盤面、進出口均需隔離，電纜托架可通風及移除煙霧。所有廠房均需設置火災偵測器及警報系統，配置手動操作消防設備，緊急柴油發電機使用“泡沫 - 水”自動噴灑系統，符合 GDC-3 之要求，故可接受。

## 8.4 雜項電力系統

### 8.4.1 電廠接地網及電力突波保護

核四廠電廠接地網是由一個匯流排及電纜所構成之輻射狀網路，此網路與其他系統絕緣隔離。儀器接地系統在與其他接地系統相互絕緣之地點連接電廠地網。儀器接地系統是提供儀器類比(RTD、TX、T/C)及數位化(Relay、Solenoid)系統接地。設備、結構物、貯存槽接地是使用對角接地，開關設備、馬達控制中心及控制盤使用二根電纜連接地網，廠內地下電氣管道及設備使用裸銅豎板與接地網連接，一根裸銅線沿著地下電氣管道與各人孔蓋硬金屬焊接，裸銅電纜所構成之電廠接地網是用來限制設備故障時之電位或接觸電位上升。核四廠電廠接地網與設備接地符合 IEEE-665(電廠接地網指引)及 IEEE-1050(電廠 I&C 設備接地指引)之要求，故可接受。

核四廠接地電網與開關場地網連在一起，發電機中性點利用阻抗接地以限制故障之相電流小於端電流，發電機接地切離時隔離相匯流排(IPB)須接地。345KV 及 161KV 變壓器高壓側中點使用避雷器併聯一個閘刀開關接地，13.8KV 及 4.16KV 變壓器之低側中性點使用電阻接地，EDG 中性點使

用分配式變壓器串聯一個電阻接地。核四廠主要結構都需要裝置避雷設備以避免電氣設備、儀控設備遭到雷擊，避雷器所使用的接地電極必須與電廠接地網隔離。主變、輔變及後備輔變避雷器都裝在高壓側，儀控電纜接至戶外也須裝設避雷器，因此可符合 NFPA-780(雷擊防護準則)之要求，故可接受。

核四廠反應器廠房、汽機廠房、控制廠房、開關設備室及廢料廠房接地電阻之目標值是  $1 \Omega$ ，如果  $1 \Omega$  目標值無法達成，PSAR 中承諾依照 IEEE-80 變電所接地安全指引要求；電廠地網、輔助地網、淺埋地棒及深埋地棒之接地電阻必須綜合計算，如綜合值不符合目標值則須執行適當的改善，及承諾依照 IEEE-81(接地系統之地面阻力、阻抗及電位量測)準則，電廠接地網之接地電阻必須小於  $1 \Omega$ ，另外，5~10 年接地網必須執行定期測試以驗證電廠接地電阻  $1 \Omega$  目標值之要求，故可接受。

#### 8.4.2 陰極保護

埋在地下的金屬管路必須設置陰極保護設備以控制金屬外層腐蝕，設於地上之儲存槽為防底盤腐蝕造成洩漏，須設置陰極保護設備，核四廠 PSAR 中承諾循環水及安全有關設備冷卻海水進水口浸在地下之結構物與設備、EDG 儲油槽均裝設陰極保護設備以控制金屬腐蝕，故可接受。

陰極保護之設計及裝置，PSAR 中承諾至少要滿足下列要求。

1. 廠址要做土壤阻力及水質分析。
2. 使用加電流陰極保護系統，如需大保護電流時可用高矽合金電極與變壓器之整流裝置。
3. 使用加電流陰極保護系統，被保護之結構及設備接到電廠地網，外圍之保護用犧牲電極不必電廠地網連接。
4. 不易靠近之金屬面可裝設永久性已套裝好之鋅型參考電極。
5. 陰極保護地區附近要設測試站。

#### 8.4.3 管路電氣加熱保溫系統

廠內外流程液體須保溫防止凝結之管路必須裝設電氣加熱保溫系統。

核四廠安全有關係統流程液體管路需保溫時，其所使用之電氣加熱保溫系統也要屬於 1E 級，加熱電源由相關之 1E 級匯流排供電，符合 IEEE-622

及 IEEE-622A(流程液體管路電氣加熱保溫系統及控制警報設置)要求,故可接受。

## **8.5 審查結論**

綜合而言,本章有關電力系統之審查,其重要審查結論摘要如表 8.1,另在 FSAR 階段應繼續追蹤事項摘要如表 8.2。

**表 8.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
8-1	8.2	核四廠廠外電力系統 345KV 及 161KV 輸電線路與開關場之設計，對分散性、隔離性、多重性及自然災害防禦等之考量。	GDC-2 GDC-17 GDC-18	可以接受
8-2	8.2	345KV 及 161KV 輸電線路分別採用 200 年及 100 年週期所發生之最大風速做為設計基準。	GDC-2	可以接受
8-3	8.3	廠內交流電力非安全有關電力系統包含中壓低壓配電系統、MCC、120V/240V 及 I & C 電源與 UPS 電源等之設計基準。	GDC-17 GDC-18 IEEE-141 IEEE-242 NEMA	可以接受
8-4	8.3	廠內交流電力安全有關電力系統包含中壓低壓配電系統、MCC、120V/240V 及 I & C 電源與 UPS 電源等之設計基準。	GDC-5 GDC-17 GDC-18 IEEE-141 IEEE-242 IEEE-308 IEEE-379 NEMA	可以接受
8-5	8.3	核四廠二部機組共有 7 台 EDG's，其中一台 (SDG) 共用，任何一台 EDG 故障或不可用時，SDG 均可替代，另外；SDG 亦做為電廠"全黑"電源。	GDC-2 GDC-5 GDC-17 IEEE-308	可以接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
			IEEE-387	
8-6	8.3	廠內直流電力系統包含直流蓄電池及直流充電機等之設計容量、可靠性及週期性測試等之要求。	GDC-17 GDC-18 IEEE-141 IEEE-142 IEEE-946	可以接受
8-7	8.3	直流蓄電池之容量顧及老化、環境溫度變化及未來因數、蓄電池容量設計為 174%。直流充電機在 12 小時內可將蓄電池充滿。	IEEE-485 IEEE-946	可以接受
8-8	8.3	電氣設備（盤面、支架、接線和電纜管道及電纜托架）之標識計畫。	PSAR	可以接受
8-9	8.3	安全有關電氣設備、導線及電纜防止火災相互波及而影響安全功能之處置措施。	GDC-3 IEEE-384	可以接受
8-10	8.4	雜項電力系統（電廠接地網、避雷器、陰極保護及管路電氣加熱保溫）之設計基準。	IEEE-622 IEEE-622A IEEE-665 IEEE-1050	可以接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
8-11	8.2	核四廠開關場採用屋內式設計；開關場 OCB 採用電動 ABS 並設有電氣連鎖及接地 ABS 等之裝置。	GDC-2 GDC-18	尚未列入 PSAR 中，同意台電澄清，於 FSAR 階段追蹤之。
8-12	8.2	發電機斷路器（GCB）無法 On-Line 執行測試，需停機才能測試，未來應注意其測試週期之訂定。	GDC-18	尚未列入 PSAR 中，同意台電澄清，於 FSAR 階段追蹤之。
8-13	8.3	為防火及不易傳熱電纜絕緣材料不可使用 Polyvinyl Chloride 或 Neoprene	GDC-3	於 FSAR 階段追蹤之。

**表 8.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
8-1	8.2	核四廠開關場採用屋內式設計；開關場 OCB 採用電動 ABS 並設有電氣連鎖及接地 ABS 等之裝置。	終期安全分析報告書階段
8-2	8.2	發電機斷路器（GCB）無法 On-Line 執行測試，需停機才能測試，未來應注意其測試週期之訂定。	終期安全分析報告書階段
8-3	8.3	基於防火之考慮，電纜絕緣材料不可使用 Polyvinyl Chloride 或 Neoprene。	終期安全分析報告書階段

## 第九章 輔助系統

### 9.1 概述

輔助系統大體而言可以區分為以下五大部分：

#### 1. 燃料儲存與吊運設施：

包括新燃料與用過燃料儲存池、燃料池冷卻與淨化系統、大修相關吊裝設備及重件吊裝設備等。

#### 2. 水系統：

包括廠用海水系統、冷卻水系統、寒水系統、除礦水系統、飲用水及衛生廢水系統、最終熱沉等。

#### 3. 流程輔助系統

包括壓縮空氣系統、流程及事故後取樣系統、備用硼液控制系統、非放射性洩水系統、放射性洩水系統等。

#### 4. 空調系統

包括控制廠房空調系統、反應器廠房空調系統、乾井冷卻系統、廢料廠房空調系統、汽機廠房空調系統、開關廠房空調系統等。

#### 5. 其他輔助系統

除前述各系統外、其他輔助系統尚包括維護設備安全之火災防護系統、提供廠房各區域工作人員相互聯絡之通訊系統、緊急柴油發電機之輔助系統（包括燃油、冷卻水、起動空氣、潤滑油等）等。

本章之審查主要參照美國核管會（NRC）針對奇異公司進步型沸水式核反應器（ABWR）之最終安全審查報告 NUREG-1503，及 NRC 所發行之標準審查規範（以下簡稱 SRP）。

### 9.2 燃料儲存與吊裝設施

#### 9.2.1 新燃料儲存

新燃料儲存池位於反應器廠房內，提供足以容納全爐心燃料數目 40% 之儲存容量，新燃料經接收檢查並套上燃料匣後，即先暫存於此，等待更換燃料大修時裝填入爐心。

本章節之審查係依據 SRP 9.1.1 節，依據 SRP 要求新燃料儲存之設計需符合

GDC-2、5、61、62。新燃料儲存池及儲存格架均為耐震一級設計，而反應器廠房亦為耐震一級設計，並經設計可抵擋洪水，颱風及飛射物等之侵襲，符合 GDC-2 之要求。新燃料儲存池位於反應器廠房中，儲存未經照射過之燃料束，如果發生吊運意外事故造成燃料束受損時，其釋出之放射性物質可經由備用氣體處理系統過濾，降低釋出之放射性物質至可接受範圍以下，符合 GDC-61 之要求。新燃料儲存格架設計在所有正常及異常狀況下均須保持其有效增殖因素小於 0.95，符合 GDC-62 防止燃料儲存設施不當臨界之要求。

由於燃料池格架為採購設備，其採購規範中將要求提供廠家作臨界分析及動態分析，對此分析之結果應再密切追蹤。

### 9.2.2 用過燃料儲存

核四廠用過燃料儲存分為兩個區域，一位於反應器廠房中之用過燃料池，提供 15 年用過燃料之儲存容量，另一位於輔助燃料廠房中之輔助燃料池，提供兩部機各 25 年之用過燃料儲存容量。

本章節之審查係依據 SRP 9.1.2 節，依據 SRP 要求用過燃料儲存之設計需符合 GDC-2、4、5、61、62、63。用過燃料池及輔助燃料池均為耐震一級設計，而其所在之反應器廠房及輔助燃料廠房亦均為耐震一級，並經設計可抵擋洪水、颱風及飛射物之侵襲，審查過程中發現 PSAR 第三章表 3.2-1 中並未列出用過燃料池及輔助燃料池襯板 (Liner)耐震等級，經台電公司補列該二項目為耐震一級後，符合 GDC-2 之要求。用過燃料池附近並無任何高能管路、旋轉機械及非耐震等級組件設備，並無受內部飛射物侵襲之顧慮，故符合 GDC-4 之要求。另外用過燃料池位於反應器廠房內，一但因意外事故造成燃料受損時，可經由備用氣體處理系統處理，將釋出之放射性抑低至接受標準以下，故符合 GDC-61 之要求。而用過燃料池格架之設計，在任何正常或異常事故狀況下均能使有效增殖因素限制在 0.95 以下，故符合 GDC-62 之要求。用過燃料池之監測儀器除設有輻射偵測系統外，並設有水位儀器及襯板洩漏偵測系統，該等系統均可提供警報至控制室，符合 GDC-63 之要求。

由於用過燃料池格架之設計，須廠家再作臨界分析及各種負載下（包括燃料束及其吊具一併墜落）之分析，對此分析之結果將再繼續追蹤。

### 9.2.3 廠用燃料池冷卻及淨化系統

#### 9.2.3.1 用過燃料池冷卻及淨化系統

用過燃料池冷卻及淨化系統設置目的即為了將反應器廠房用過燃料池中儲存之用過燃料釋出衰變熱加以移除，維持適當之水溫及水位，並將水經除礦床過濾淨化處理，避免腐蝕物及分裂物之累積，保持良好之水質。用過燃料池冷卻及淨化系統包含兩台泵浦、兩只熱交換器及兩只過濾式除礦床，熱交換器以反應爐廠房冷卻水系統（RBCW）作為冷卻水源。核四廠之設計，具有三只餘熱移除熱交換器，較傳統第六代沸水式電廠多出一只，故其中一串餘熱移除系統(以下簡稱 RHR)在大修期間可協助燃料池冷卻及淨化系統執行燃料池之冷卻功能。

本章節之審查係依據 SRP 9.1.3 節，依據 SRP 要求，用過燃料池冷卻與淨化系統需符合 GDC-2、4、5、44、45、46、61、63 之要求。

用過燃料池冷卻與淨化系統位於耐震一級之反應器廠房內，可抵擋洪水、颱風及其飛射物之影響。用過燃料池之補水系統有以下來源：

1. 由冷凝水儲存及傳送系統提供正常之補水來源。
2. 由抑壓池取水經由抑壓池淨化系統作為耐震一級之後備補水系統。
3. 餘熱移除系統及燃料池冷卻系統連接，由抑壓池取水，亦組成另一耐震一級之補水系統。
4. 反應器廠房內之消防水系統亦可作為另一替代補水來源。

以上設計符合 SRP 要求需要有一個耐震一級補水系統及另一個後備補水方法(由耐震一級水源取水)之要求。

燃料池冷卻與淨化系統除過濾式除礦床部分外，其他均為耐震一級設計，而在過濾除礦泵進出口均設置有串聯之二只閘門，可在事故或地震發生後，將過濾式除礦泵隔離，而由另一條耐震一級之旁通管路提供水流路徑，此設計符合 SRP 冷卻部分設計為耐震一級之要求及系統緊要與非緊要部分可隔離之要求。

用過燃料池之設計為任何進口管路、出口管路或洩水管等發生故障時，仍能保持用過燃料上方至少 3 公尺之水位，而延伸至此水位下之管路均設置有虹吸破除器、止回閘等設備，以防止池水水位被不當洩放，此亦符合 SRP 之要求。正常運轉中，用過燃料池冷卻與淨化系統有一串持續運轉，備用串則可輪替使用，故藉由例行性設備、警報目視檢查，即可驗證可用性。

熱移除能力方面，考慮單一故障狀況，在最大正常負載下，可維持水溫小於 60。而在最大異常熱負載(全爐心燃料退出)下，PSAR 中未提供二串燃料池冷卻系統加

上餘熱移除系統之能力，但以單一故障(即以二串燃料池冷卻系統運轉，或以一串 RHR 加上一串燃料池冷卻系統運轉)及最大正常熱負載下時可維持池水溫度小於 60 評估，在最大異常熱負載下，二串燃料池冷卻系統加上餘熱移除系統之能力，應足以維持池水溫度低於沸騰點。故評估可以符合 SRP 之要求。

在儀控等部分，池水高低水位警報、高溫警報及區域輻射狀況等均提供至主控制室，而在燃料池襯板洩漏偵測儀器亦提供警報至主控制室。

綜合以上所述，用過燃料池冷卻與淨化系統之設計符合 GDC、2、4、5、44、45、46、61、63 之要求。但燃料池冷卻系統與餘熱移除系統聯合冷卻能力部分尚待追蹤，應再提供詳細之分析數據 (PSAR 表 9.1-12)。

### 9.2.3.2 輔助燃料池冷卻及淨化系統

輔助燃料池冷卻及淨化系統位於廠房外緊急發電機旁之輔助燃料廠房中，主要為接收經反應器廠房用過燃料池冷卻一段時間後之用過核燃料，貯存容量設計為可接受兩部機組 25 年之用過核燃料產生量。本系統之設計要求為移除輔助燃料池中之衰變熱，維持池水水位、水質及將放射性物質從池水中移除，以降低放射性物質釋放至環境中。

本章節之審查係依據 SRP 9.1.3 節。輔助燃料池冷卻與淨化系統位於耐震一級之輔助燃料廠房內，可抵擋洪水、颱風及其飛射物之影響。輔助燃料池之補水系統有以下來源：

1. 由冷凝水儲存及傳送系統提供正常之補水來源。
2. 由輔助燃料池本身耐震一級結構所形成之儲水池，可供給輔助燃料池 30 日所需之補水量。
3. 由耐震一級消防水源及管路作為後備之補水方式。

以上設計符合 SRP 要求需要有一個耐震一級補水系統及另一個後備補水方法 (由耐震一級水源取水) 之要求。但有關耐震一級消防系統如何補水進入輔助燃料池，台電應預作規畫，並於終期安全分析報告書階段提出，本項將列入追蹤。

任何進口管路、出口管路或洩水管等故障，仍能保持用過燃料上方至少 3 公尺加上 30 天補水量之水位，而延伸至此水位下之管路均設置有虹吸破除器，止回閥等設備，以防止池水水位被不當洩放，此亦符合 SRP 之要求。正常運轉中，輔助燃料池冷卻與淨化系統一台泵浦持續運轉，備用泵則可輪替使用，故藉由例行性設備、警報目視檢查，

即可驗證可用性。

熱移除能力方面，考慮單一主動元件故障狀況，在最大正常負載下，可維持水溫小於 60 。而由於輔助燃料池並無全爐心退出至池中之可能，不須考慮最大異常熱負載之狀況，故評估可以符合 SRP 之要求。

在儀控等部分，池水高低水位警報、高溫警報及區域輻射狀況等均提供至主控制室，而在燃料池襯板洩漏偵測儀器亦提供警報至主控制室，此設計可符合 SRP 要求。

綜合以上所述，輔助燃料池冷卻與淨化系統之設計符合 SRP 要求。本系統係接收經冷卻 15 年以上之用過核燃料，其興建時機及運轉前相關設備之維修作業，應審慎考量並作詳細規劃，至於採用乾式運送護箱搬運用過核燃料，其護箱之設計及操作程序應有說明，以上兩點將繼續追蹤。

#### 9.2.4 輕件吊裝系統

輕件吊裝系統 (Light Load Handling System) 主要功能為提供吊運新、舊燃料束之吊裝工具，其涵蓋範圍包括新燃料接收檢查、燃料填換及用過燃料儲存階段所使用之吊裝設備，主要包括反應器廠房吊車 (利用其 19.82KN 輔助吊鉤吊運新燃料)、燃料更換機燃料吊鉤 (用於燃料填換及用過燃料之吊運)，燃料更換機另設 4.91KN 及 9.81KN 之輔助吊鉤 (主要用於吊運控制棒、燃料墊塊及爐心內部組件) 等。

本章節之審查依據 SRP 9.1.4 節，輕件吊裝系統需符合 GDC-2、5、61、62。反應器廠房吊車及燃料更換機均設置於耐震一級之反應器廠房內，故可抵擋天然災害如地震、颱風及洪水之侵襲，而核四廠之燃料更換機及輔助燃料廠房之燃料吊裝設備(Fuel Handling Machine)均為耐震 II A 級設計，在 SSE 發生時，仍能保持其結構完整性，且燃料更換機及輔助燃料廠房燃料吊裝設備之設計在安全停機地震(SSE)發生時仍能確保荷重物不會發生墜落狀況，故不致對用過燃料池之安全性造成影響，因而本系統之設計符合 GDC-2 之要求，然而，本項設計仍待執行動態分析(Dynamic Analysis)加以驗證，此項分析報告將列入追蹤。

燃料更換機之燃料吊鉤即使上升至全出位置，仍能使用過燃料束上方保持足夠之屏蔽水深，而燃料更換機並設置多項連鎖，可確保用過燃料吊運安全性，而在燃料填換樓設置了輻射偵測儀器，當偵測到高輻射信號即自動起動備用氣體處理系統，故系統之設計符合 GDC-61 之要求。

在 9.2.2 節中用過燃料儲存格架供應廠家必須提供包括用過燃料連同其吊具一併墜落之分析,且其結果需符合有效增殖因數小於 0.95 之要求,此設計符合 GDC-62 之要求。唯此部分資料如 9.2.2 節所述,尚需繼續追蹤。另依據核二廠過去吊運燃料經驗,審查者要求台電公司說明是否有任何指示燈或連鎖,確保操作員不會在燃料更換機未完全釋放燃料束時即移動造成意外事件,經台電公司澄清燃料更換機確已有連鎖設計以避免此意外狀況之發生。

### 9.2.5 重件吊裝系統

重件吊裝系統 (Overhead Heavy Load Handling Systems) 涵蓋範圍相當廣泛,凡電廠內所有吊裝設備,其所吊運之物品重量超過一支核燃料束加上燃料吊裝工具重量之總和者皆屬之,重件吊裝系統主要包括

1. 反應器廠房吊車
2. 乾井上部吊具
3. 乾井下方吊具
4. 主蒸汽隧道吊具
5. 其他

本章節之審查係依據 SRP 9.1.2,重件吊裝系統需符合 GDC-2、4、5、61 之要求。反應器廠房吊車在設計上為耐震 II A 級,在 SSE 發生時可維持其結構完整,而在設計上有連鎖裝置,禁止吊運重件經用過燃料池儲存區域。另外,燃料更換機之 9.81KN 輔助吊鉤可用來吊運反應爐內再循環泵 (RIP) 組件,由於已超過燃料及吊具之總重,故亦被視為重件吊裝之操作,在燃料更換機設計上已設置雙重連鎖,防止重件吊運至用過燃料池儲存區域上方,而燃料更換機與反應器廠房吊車同樣為耐震 II A 級設計,在 SSE 發生時,其結構可保持完整且可保持吊裝重物位置不致發生墜落狀況,且反應器廠房吊車與燃料更換機之設計均承諾將符合 NUREG-0554 Single-failure Proof 原則,故此二吊具均符合 GDC-2 之要求。主蒸汽隧道吊具係用來配合維修吊裝主蒸汽隔離閥、安全釋壓閥等設備,而廠房其他區域 (包括乾井內,控制廠房),因各區 (Division) 之安全相關系統均採取分離之區隔,故單一之重件墜落只可能損及單區之安全相關系統,不致使安全相關系統功能完全喪失。綜合以上所述,重件吊裝系統之設計符合 GDC-2 及 GDC-4 要求。

如前所述,反應器廠房吊車及燃料更換機係依據 NUREG - 0554 設計,其餘吊具則承諾將依據 NUREG-0612 "Control of Heavy Load at Nuclear Power Plant"第 5.1 節之準

則進行評估驗證；NUREG-0612 準則中包括了重件安全吊運路徑 ( Safe Load Path ) 之規劃、吊運操作程序書、操作員資格及訓練，吊車之檢查與測試等，綜合上述，本系統之設計符合 GDC-61 之要求。但以下文件及計畫書將列入追蹤，以保證未來運轉之安全性：

1. 系統及設備操作程序書
2. 系統及設備維護手冊或程序書
3. 檢測計畫
4. 重件安全吊運路徑規畫
5. 操作員資格、訓練及管理規畫
6. 品質保證計畫

### **9.3 水系統**

#### **9.3.1 廠用海水系統**

參考本報告 9.3.15 節“反應器廠房冷卻海水系統”及 9.3.16 節“汽機廠房冷卻海水系統”。

#### **9.3.2 密閉冷卻水系統**

參考本報告 9.3.11 節“反應器廠房冷卻水系統”，9.3.12 節“正常寒水系統”，9.2.13 節“緊急寒水系統”，9.3.14 節“汽機廠房冷卻水系統”。

#### **9.3.3 除礦水補充系統**

參考本報告 9.3.8 節“冷凝水補充及淨化系統”，9.3.9 節“冷凝水儲存及運送系統”，9.3.10 節“補充水淨化系統”。

#### **9.3.4 飲用水及衛生廢水系統**

飲用水及衛生廢水系統(以下簡稱 PSW)是非安全有關系統，其設計為於尖峰期間可提供電廠所有廠房 92m<sup>3</sup>/h 之飲用水。PSW 系統包括飲用水系統、衛生排水系統及污水處理系統。

本章節之審查係依據 SRP9.2.4 節，根據 SRP，PSW 系統需符合 GDC-60 之要求，

PSW 系統之設計已承諾將避免與有可能含放射性物質之系統相連接，並承諾必要時將利用空氣間隙(Air Gaps)保護，此設計符合 GDC-60 之要求。

審查期間發現 PSAR 9.2.4.2.3 節衛生廢水處理系統未說明處理容量及排放標準，而 PSAR 9.2.4.6 節有關測試及檢查方面未提到 PSW 系統供水壓力試驗是否依據國內法規標準。台電公司答覆衛生廢水處理容量約為每日 630m<sup>3</sup>，排放標準與本國環保署一九九八年排放標準一致。而 PSW 系統水壓試驗將依據本國相關法規執行。

### 9.3.5 最終熱沉

最終熱沉(以下簡稱 UHS)係利用海水做為安全系統之冷卻水源及事故發生時之熱沉，UHS 之設計功能在提供反應器廠房冷卻海水系統(以下簡稱 RBSW)充足水源，而 RBSW 之功能在於將反應器冷卻水系統(以下簡稱 RBCW)之熱移除。

本章節之審查係根據 SRP 第 9.2.5 節，依據 SRP 要求 UHS 之設計需符合 GDC-2，5，44，45，46。

PSAR 9.2.5 節承諾 UHS 結構及設備之設計將依耐震一級之要求設計並能承受自然災害(例如地震、海嘯、颱風等)，符合 GDC-2 之要求。UHS 之設計必須能在機組正常運轉或發生事故時接受 RBSW 系統之熱負載，此設計符合 GDC-44 之要求。PSAR 9.2.5.8 節承諾將依據第 14 章之要求執行運轉前測試計畫，此承諾應符合 GDC-45、46 之要求。

根據 PSAR 9.2.5.2 節敘述，UHS 設計最高溫度限制為 35℃，根據台電公司，調查龍門場址附近歷年來海水最高溫度為 33.8℃，UHS 之設計基礎為 35℃ 應符合要求。

### 9.3.6 冷凝水儲存及運送系統

參考本報告 9.3.9 節。

### 9.3.7 電廠寒水系統

參考本報告 9.3.12 及 9.3.13 節。

### 9.3.8 冷凝水補充及淨化系統

冷凝水補充及淨化系統（CMP）屬非安全有關系統，包含生水預處理及除礦兩部分，主要是提供濾淨的水做為消防、飲用、衛生用水等，並提供除礦的水至冷凝水儲存槽及其它相關用途。生水預處理的設備包括化學藥劑添加槽、澄清器、過濾器。除礦設備係使用陰、陽離子混合質除礦器。

CMP 有兩串，每串產生至少 115 m<sup>3</sup>/h 的除礦水，每天一部機組的供給量至少為 1560 m<sup>3</sup>。

本章節審查係依據 SRP 9.2.3 節，審查結論為 CMP 系統之設計，符合 GDC-2&5 之要求，應可接受。

### 9.3.9 冷凝水儲存及傳送系統：

冷凝水儲存槽提供符合水質規範的除礦水給廠內相關系統（詳如 PSAR Table 9.2-5），做為正常及緊急時使用，此系統除了高壓爐心灌水系統(HPCF)及爐心隔離冷卻系統(RCIC)儀控部分外，均屬非安全相關系統，冷凝水儲存槽可用量為 2550 m<sup>3</sup>，其容量係依照 PSAR Table 9.2-6 所列之需求而訂定，冷凝水儲存槽在設計上至少需保留 570 m<sup>3</sup> 水量，在發生廠區全黑 8 小時內可供作移除餘熱用。

所有的桶槽、管路均採用耐腐蝕材料，並使用不鏽鋼浮蓋(floating cover)以減少氧入侵，本章節依據 SRP 9.2.6 審查，審查結論為冷凝水儲存槽及輸送系統之設計符合 GDC-2, 5, 44, 45, 46 之要求，應可接受。

### 9.3.10 補充水淨化系統

補充水淨化系統（MWP）提供除礦水至反應爐冷卻水系統及廠房輔助系統，做為沖洗(Flushing)、水封(Sealing)、偵測試驗、取樣、除污等用途，水質的要求需符合 PSAR Table 9.2-36 之規範。MWP 屬非安全有關系統，管路及相關組件採用抗腐蝕材料。因位於控制廠房及反應器廠房，MWP 與安全有關系統之介面，則屬耐震一級及防自然災害之設計，系統之設計可防止除礦水受到放射污染。

本章節依據 SRP 9.2.3 審查，審查結論為 MWP 之設計符合 GDC-2 及 5 要求，應可接受。

### 9.3.11 反應器廠房冷卻水系統

反應器廠房冷卻水系統(RBCW)主要用以移除安全相關設備所產生之熱能，再將熱能經由反應器廠房冷卻海水系統(RBSW)冷卻後排放至海洋，RBCW 共有 A、B、C 三個獨立串，每串包含兩台 RBCW 泵，三台 RBCW 熱交換器等設備。機組正常運轉時每串使用一台泵與兩台熱交換器，發生事故時（例如 LOCA），可自動隔離大部分非安全系統負載並起動各串之第二台泵及第三台熱交換器。

本章節之審查係根據 SRP 9.2.2 節，依據 SRP 要求 RBCW 之設計需符合 GDC-2, 4, 5, 44, 45 及 46。RBCW 系統包含安全相關及非安全相關兩部分。PSAR 承諾安全相關部分及重要隔離閥（與非安全相關之隔離閥）係依據耐震一級及 ASME B&PVC, Section , Class 3 之要求設計，而安全相關部分之電氣設備及電纜裝置位於可防止自然災害之控制廠房及反應器廠房內，此設計符合 GDC-2 及 RG-1.29 之要求。RBCW 系統安全有關部分之設計可防止管路失效所引起之動態效應及內外部飛射物造成之影響，此設計符合 GDC-4 之要求。另本系統設備所產生之熱能由 UHS 系統進行冷卻，符合 GDC-44。PSAR 9.2.11.4 節承諾 RBCW 之設計可在機組運轉時執行定期測試以確認該系統冷卻能力，此設計符合 GDC-45、46 之要求。

### 9.3.12 正常寒水系統

正常寒水系統（NCW）之功用為冷卻電廠正常運轉期間所產生之熱能。本系統由五台 25% 容量之寒水器所組成，其中一台為備用，每台寒水器對應有一台泵及調節槽等設備，冷卻水係由汽機廠房冷卻水系統供給，寒水器供給之溫度為 7 。

本章節之審查係根據 SRP 9.2.2 節，依據 SRP 要求 NCW 之設計需符合 GDC-2, 4, 5, 45 及 46。NCW 係非安全有關系統，因本系統不需確保(1)反應器冷卻水系統(RCS)壓力邊界之完整性，(2)完成及維持安全停機之能力，及(3)事故時防止或減緩輻射外釋之能力。因此，GDC-44、45、46 不適用 NCW 非安全有關部分，但 NCW 穿越一次圍阻體之隔離閥及管路為安全有關設備，其設計屬耐震一級，ASME B&PVC, Sec. , Class 2, NCW 安全有關部分符合 GDC-2 之要求。

審查人員要求台電公司答覆寒水器使用之冷媒有否考慮環保法規。台電公司答覆將使用 R-134a 冷媒，符合環保要求，並承諾將於 NCW 及 ECW 系統裝設冷媒洩漏偵測系統，並將測漏警報列入主控制室警報窗，此承諾項目將列入追蹤。

### 9.3.13 緊急寒水系統

緊急寒水系統 (ECW) 為安全有關係統，其功能為提供寒水至反應器廠房安全有關電氣設備之空調系統。控制廠房安全設備區空調系統、及控制室適居區域空調系統。ECW 包含 A、B、C 三串，每串有兩台寒水器，兩台泵及其他設備。每串 ECW 與相對應之 RBCW 共用一個調節槽，事故時每個調節槽可提供大於 100 天之容量，寒水器容量可提供 7 之寒水，回水溫度為 14 。

本章節之審查係根據 SRP 9.2.2，依據 SRP 之要求，ECW 之設計需符合 GDC-2、4、5、44、45、46，RG.1.29 及 NUREG 0927 等法規之要求。

ECW 系統承諾依耐震一級，ASME B&PVC，Sec. ，Class 3 之要求設計，符合 GDC-2 及 RG-1.29。ECW 系統之設計包含其設備組件可在機組營運期間執行定期測試，確認其功能，符合 GDC-45、46 之要求。

根據 NUREG 0927，ECW 系統之設計特性需能防止發生水錘現象，審查人員要求台電公司說明此系統在設計上對水錘現象之防治方法，台電公司答覆稱，ECW 係利用調節槽、系統之高點排氣及慢速動作閘門等方式防治水錘現象之發生，審查人員接受本問題之答覆。

PSAR ECW 熱負載表 (PSAR Table 9.2-10) 所列之數據，根據台電公司說明該表熱負載之計算未包括 Envelop Load，此部分將予修改並涵蓋於 FSAR 中，詳參 Q/A 09-005，並將列入追蹤項目。

### 9.3.14 汽機廠房冷卻水系統

汽機廠房冷卻水系統(TBCW)係非安全有關係統，主要用以移除汽機島各項附屬設備所產生之熱能。TBCW 系統為閉路式冷卻水系統，包含三台 50% 容量水泵、三只 50% 容量熱交換器，一個水位調節槽、相關管路及儀器等。機組正常運轉時，使用兩台 TBCW 系統水泵及兩只熱交換器，熱能係由汽機廠房冷卻海水系統(TBSW)之海水通過熱交換器管側進行冷卻。

本章節之審查係根據 SRP 9.2.2 節，依據 SRP 之要求，TBCW 之設計需符合 GDC-2、4、5、44、45、46。TBCW 系統設備裝設於汽機廠房內，與安全有關係統沒有連接管路，因而此系統組件故障對安全有關設備不致造成影響，此設計符合 RG-1.29 及 GDC-2 之要求。TBCW 為非安全有關係統，與安全有關係統之間無介面關係，因而 GDC-4、44、

45、46 之要求不適用於本系統。

### 9.3.15 反應器廠房冷卻海水系統

反應器廠房冷卻海水系統(RBSW)主要係提供冷卻水至反應器廠房冷卻水系統。此系統是開放式循環系統，系統有三個獨立串，每串包含兩台水泵，自動沖洗過濾網及其管路等設備。每串 RBSW 系統提供冷卻水至相對應之 RBCW 系統。此系統需在正常功率運轉，反應器停機期間及 LOCA 事故後各種運轉模式時提供冷卻水，並將熱負載自 RBCW 系統移至最終熱沉。

本章節之審查係依據 SRP 9.2.1 節，根據 SRP 之要求，RBSW 之設計需符合 GDC-2、4、5、44、45 及 46。PSAR 承諾 RBSW 系統將依據耐震一級及 ASME Code, Sec. , Class 3, Quality Group C 之要求設計，符合 GDC-2 及 RG-1.29 之要求。PSAR 9.2.15.4 節承諾 RBSW 系統設備之設計不受任何管路失效之影響，且不受其他設備失效所造成飛射物之影響，此設計符合 GDC-4 之要求。PSAR 9.2.15.6 節對 RBSW 之定期功能測試亦有規範，應可符合 GDC-44、45 之要求。PSAR 並承諾為了確保電廠運轉壽命期間本系統之完整性，RBSW 系統之管路及組件材料將採用適當的沖腐蝕防範之安全性考量。

### 9.3.16 汽機廠房冷卻海水系統

汽機廠房冷卻海水系統(TBSW)是非安全有關系統，其設計功能為機組於正常運轉及停機期間，將 TBCW 系統所產生之熱負載經 TBCW 熱交換器移至功率循環熱沉。TBCW 系統包含三台 50% 容量直立水泵，正常運轉使用兩台，另一台備用。

本章節之審查係依據 SRP 9.2.1 節。TBSW 系統位於循環海水系統泵室及汽機廠房內，與安全有關系統無任何連接。TBSW 系統組件失效時，將不致造成安全有關設備失效，此設計承諾符合 RG-1.29 及 GDC-2 之要求。而 TBCW 為非安全有關系統，GDC-4、44、45、46 之要求不適用於本系統。

### 9.3.17 其他廠房寒水系統

其他廠房寒水系統包括汽機廠房寒水支系統(TBC)、宿舍及餐廳寒水支系統(DMCW)、緊急運轉中心及輻射實驗室廠房寒水支系統(ERCW)、其他廠房寒水支系統(BPCW)、控制廠房及行政大樓寒水支系統(AUCW)、及廢料廠房寒水支系統(RADBCW)。本系統為非安全有關系統，其設計不影響機組運轉安全。

## 9.4 流程輔助系統

### 9.4.1 壓縮空氣系統

壓縮空氣系統包括儀用空氣系統(以下簡稱 IAIR), 廠用空氣系統(以下簡稱 SAIR), 及呼吸用空氣系統(以下簡稱 BAIR), 將分別於 9.4.6, 9.4.7, 及 9.4.12 討論。

### 9.4.2 流程及事故後取樣系統

流程取樣系統 (PSS) 在正常運轉時自反應爐水系統及相關輔助系統取液體及氣體樣品, 收集之樣品需具代表性, 並提供分析數據, 以監測電廠運轉情形。

PSS 之設計將遵循 RG-1.21, C.2 "Measuring, Evaluating & Reporting Radioactivity in Solid Wastes & Releases of Radioactive Materials in Liquid & Gaseous Effluent from Light-water-cooled Nuclear Power Plant" 及 RG-1.56 "Maintenance of Water Purity in Boiling Water Reactors", 因此符合 GDC-13、14、26、63 & 64 之要求。

另外, 取樣管路及相關元件均符合耐震設計及品質分類, 依據 SRP 9.3.2.1 PSS 符合 GDC-1、2 之要求。

三哩島事故後, 事故後取樣系統(PASS)經過改良, 以達到能確實監測嚴重反應爐事故爐心損毀程度。PASS 需有一套良好的取樣分析設計, 能迅速並安全的分析反應爐爐水及圍阻體氣體之樣品, 並使操作人員曝露劑量減至最低, 個人全身劑量不得大於 0.05 西弗。

依據 SRP 9.3.2 審查, 龍門 ABWR 之設計可符合下列之設計:

1. 下達決定後 3 小時內完成取樣分析要求。
2. 廠內 3 小時內完成反應爐爐水及圍阻體氣體相關化學參數及核種之分析。
3. 取樣時不需加一套隔離之輔助系統操作。
4. 取樣分析人員之輻射曝露劑量全身小於 0.05 西弗。
5. 適當的分析準確度, 量測範圍及靈敏度以提供確實的資訊。

整體而言 PASS 設計符合 10CFR 50.34 (f) (2) (viii)、NUREG-0737 Item.II.B.3 及

RG-1.97 之要求,但 PASS 之設計取樣分析人員個別器官或組織之年輻射劑量限度為 0.75 西弗,與原子能法游離輻射防護安全標準第九條之 0.5 西弗之標準不符,台電公司已根據本會要求修正 PSAR 內容。

### 9.4.3 非放射性洩水系統

非放射性洩水系統 (NRDS) 係非安全有關係統,主要排放不含放射性之流體,本系統管路依非核能安全等級設計。系統洩水採自由流動無泵無閥門方式排放至集水池。

本章節之審查係依據 SRP 9.3.3 節,SRP 要求 NRDS 需符合 GDC-2, 4, 60 之要求。PSAR 承諾 NRDS 管路將不與放射性洩水系統相連接,洩水管路之設計可承受由於設備失效所造成之影響,符合 GDC-4 之要求。PSAR 並承諾 NRDS 之設計排放時將先採樣分析檢查,以防止放射性物質排放至環境中,此部分符合 GDC-60 之要求。

本系統洩水採自由流動無泵無閥門方式排放至集水池,為防止回流,所有閥門設計為可檢查及可進行測試之方式,且可耐震,基於此設計,NRDS 符合 GDC-2 之要求。

### 9.4.4 化學與體積控制系統

ABWR 不含此系統。

### 9.4.5 備用硼液控制系統：

備用硼液控制系統(SLC)為反應爐反應度的後備控制設備,當正常使用的反應度控制設備失效時,可利用本系統將硼液注入反應爐內,使反應爐安全停機,維持冷爐次臨界狀態。

本系統由儲存槽、試驗槽、兩台排量式泵、兩個馬達操作注入閥、注液管路、儀控系統等設備所組成。設備位於二次圍阻體內乾井外部。SLC 系統液體經由高壓爐心灌水系統(HPCF)之止回閥下游管路注入反應爐內,使用之中子毒素為五硼酸鈉( $\text{Na}_2 \text{B}_{10} \text{O}_{16} \text{H}_2\text{O}$ )。

本章節之審查係根據 SRP 9.3.5,依據 SRP 之要求,SLC 之設計需符合 10CFR 50.62, GDC24、26、27。SLC 系統座落於二次圍阻體內之乾井外,更換燃料層下方,屬耐震一級設計,並可防禦自然災害及 LOCA 事故後之影響,該設計符合 GDC-2 及

RG-1.29 "Seismic Design Classification"之要求。二次圍阻體可保護 SLC 系統不遭受核能機組外界飛射物撞擊，而 SLC 位於二次圍阻體內，所在區域將裝設於不易遭受管路揮擊(Whipping)等環境中，此設計符合 GDC-4 之要求。

SLC 系統於發生預期暫態未急停(ATWS)時將自動起動，或可在主控制室利用兩套加鎖開關手動操作，此設計符合 10CFR 50.62 之要求。

SLC 系統是反應度控制系統，於正常反應爐控制系統發生故障時(例如卡棒)，SLC 可獨立注入硼液至反應爐，使反應爐停機。因此，SLC 系統為控制棒控制系統之備用設備，此設計可符合 GDC-26 反應度控制系統多重性之要求。

SLC 系統注入反應爐之方式改由 HPCF 系統管路，有別於傳統由爐心底板下方之直立噴液管注入方式，中子毒物注入反應爐後之有效性及均勻性，是否足以使反應爐於發生事故時安全停機。經提審查意見 Q/A 09-29，審查人員接受台電公司之說明。

#### 9.4.6 儀用空氣系統

儀用空氣系統之設計功能為提供清潔、乾燥、無油之廠內用儀器及控制空氣，當圍阻體內之氮氣壓力低於設定值時，儀用空氣亦可作為其支援，以提供圍阻體內的的氣動元件壓縮空氣。

本系統包含兩串 100% 容量的空壓機及乾燥器，正常時一串被優先選用，當空氣蓄壓槽之壓力低於低壓力設定點時，備用串之空壓機及乾燥器會自動起動，直至蓄壓槽壓力恢復正常值才停止。其優先選用次序應作週期性的調整。

標準審查規範第 9.3.1 節接受準則 II.1 要求儀用空氣之品質，其最大顆粒尺寸為 3 微米(micron)，而核四廠之相關最大尺寸為小於 1 微米，工業界現今經驗證明最大尺寸為小於 1 微米的壓縮空氣可完全滿足系統所需。

本系統除一次圍阻體隔離閥外，均為非安全相關。一次圍阻體隔離閥為馬達操作閥、耐震一級設計，且有內、外側共兩個隔離閥以滿足單一失效準則，由洩漏偵測及隔離系統所送出之主蒸汽隔離信號亦會關閉該閥。本系統其他非緊要部分亦滿足 RG-1.29 Position C.2 之要求，故符合 GDC-2 對於自然災害防護之設計準則。

#### 9.4.7 廠用空氣系統

廠用空氣系統係提供適當品質的壓縮空氣給非安全相關的設備，必要時亦可支援儀用空氣系統，但廠用空氣系統所提供之壓縮空氣品質較儀用空氣為低。在一次圍阻體外，有一正常保持關閉且上鎖的手動閥。當大修時該閥可手動打開以提供圍阻體內壓縮空氣，在圍阻體內側並有止回閥以防回洩。

本系統有兩台 100% 容量的空壓機，其中優先選用的一台正常時運轉，當蓄壓槽壓力掉至低壓力設定點時，另一台空壓機會自動起動，直至蓄壓槽壓力恢復正常範圍才停止。廠用空氣系統除了一次圍阻體隔離閥外均為非安全相關。一次圍阻體之穿越孔及隔離閥為耐震一級設計，品質等級為 ASME Code, Section III, Class 3, Quality Group B 及符合品保要求 Quality Assurance B，故本系統符合 GDC-2 對於自然災害之防護設計要求。

#### 9.4.8 放射性洩水傳送系統

放射性洩水傳送系統(以下簡稱 DTS)為非安全有關係統，其設計目的為收集反應爐、汽機及廢料廠房等設備所產生之放射性流體，再將此流體由集水池傳送至液體廢料處理系統(以下簡稱 LWMS)處理。DTS 包括地板洩水、設備洩水管路、集水池、兩台集水池泵及傳送系統所需儀器、管閥等。

DTS 洩水管路、水泵儀器及閥門，除乾井圍阻體穿越管路及緊急爐心冷卻系統(以下簡稱 ECCS)設備間集水池防止回流之止回閥為耐震一級設計外，其餘皆為非安全有關之設計。本系統洩水方式採自由流動，不採用水泵、閥門及造成系統無法排放之管路設備。所有暴露在外之洩水管路應有耐震分析，地震(SSE)發生時這些仍管路應仍能維持原狀，以上設計符合 GDC-2、4 之要求。

DTS 之傳送管路路徑係直接傳送至廢料系統，與非放射性洩水系統(NRDS)之間無連接管路，但為保守計，所有 NRDS 排放前仍設有輻射監測設備，此設計符合 GDC-60 之要求。

### 9.5 空氣調節、加熱、冷卻和通風系統

#### 9.5.1 控制室區域通風系統

控制室區域通風系統係提供控制室人員一個舒適、安全且在控制下的環境，並在正常運轉、預期暫態及設計基準事故情形下，確保控制室內設備的可用性。本系統可再細分為下列二子系統：

1. 控制室適居區域通風系統
2. 安全相關設備區域通風系統

#### 9.5.1.1 控制室適居區域通風系統

控制室適居區域通風系統之設計功能為提供一個控制下的溫、濕度環境，以確保操作員的舒適及安全，其溫度設計範圍為 21°C 至 26°C，濕度設計範圍為 40% 至 60% 相對濕度。

本章節之審查係依據 SRP 9.4.1，依據 SRP 要求，本系統之設計需符合 GDC-2、GDC-4、GDC-5 及 GDC-19 之要求。本系統之所有組件及結構皆位於耐震一級設計之控制廠房內，可防颱風飛射物及洪水，符合 GDC-2 對於自然災害的防護設計要求。如 PSAR 表 3I-19 所示，本系統之設計符合設計基準事故下之輻射環境狀況要求，同時系統組件係設計於事故後之預估最高及最低溫度下工作，且在進風及排風結構上具有颱風飛射物屏障，故符合 GDC-4 環境及動態效應防護之設計準則。由於本系統同一機組之組件皆位於該機組控制廠房內，故符合 GDC-5 不同機組之安全相關組件不共用廠房之設計基準。本系統在進氣口有兩個煙霧偵檢器，在測得外界有煙霧存在時會發出警示，同時系統會自動與正常室外空氣隔離而變為控制室區域之再循環通風模式。兩個串聯的隔離閥分別自不同的獨立 Class 1E 電源受電，以符合單一失效準則。同樣地，在進氣風管亦有四個輻射偵測控道，在測得高輻射時會在控制室發出警示並隔離正常通風及啟動緊急過濾串。至於對氯氣或其他有毒化學物的防護，PSAR 9.4.1.1.6 節承諾將在 FSAR 中分析是否有其必要性，此部分將列入追蹤項目。故本系統符合 GDC-19 對於輻射或有害化學物之偵測、警示及隔離，同時滿足單一失效準則。

#### 9.5.1.2 安全相關設備區域通風系統

控制廠房安全相關區域通風系統分為三個獨立的子系統，每一子系統分別供應 Division A、B 及 C 的通風。每一子系統包含一個空調單元(以下簡稱 AHU)，兩台 100% 容量送風扇及兩台 100% 容量排風扇。每一 AHU 則包含一個高效率過濾單元及一個冷卻管單元，排氣直接排至大氣。

本章節之審查係依據 SRP 9.4.1，根據 SRP，本系統之設計需符合 GDC-2 及 GDC-4 之要求。本系統及組件皆為耐震一級設計，並位於耐震一級之控制廠房內，可防颱風飛射物及洪水，故符合 GDC-2 對於自然災害的防護要求準則。本系統之各子系統分別位於不同之房間，該房間之牆壁、地板及天花板可充當外來飛射物之屏蔽，又任何會產生飛射物的非安全相關設備皆位於與安全相關設備不同的房間，故本系統對於內部飛射物亦具防護。綜言之，本系統符合 GDC-4 關於環境及動態效應之防護準則。

### 9.5.2 燃料池區域通風系統

本系統為反應器廠房二次圍阻體通風系統之一部分，將於 9.5.5 節一併討論

### 9.5.3 輔助區域通風系統

本系統亦為反應器廠房二次圍阻體通風系統的一部分，將於 9.5.5 節一併討論。

### 9.5.4 汽機島通風系統

本系統並不提供或支援任何安全功能，因此沒有安全設計基準。本系統在所有正常運轉模式下，供應汽機島區域經過濾及冷卻過的空氣。本系統包含三台 50% 容量的送風扇及排風扇，以及相關附屬設備。手動起動送風扇前，須先手動起動排風扇，且排風量較送風量稍大，以維持汽機島之些微負壓。

本章節之審查係依據 SPR 9.4.4，根據 SRP，本系統之設計需符合 GDC-2 之要求。由於本系統並不提供或支援任何安全功能，其失效並不影響緊要系統的運作或安全停機的能力，或導致不可接受的輻射物質外釋，此滿足 RG-1.29 Position C.2 的指引，故本系統符合 GDC-2 對自然災害的防護準則。

### 9.5.5 反應器廠房通風系統

反應器廠房內之安全相關及非安全相關設備區域內之通風由本系統提供，本系統之設計功能為供給一控制下的溫度環境，以確保廠內人員之舒適與安全，以及設備與組件的完整性。反應器廠房通風系統由下列八子系統組成：

1. 反應器廠房二次圍阻體通風系統

2. 反應器廠房安全相關設備通風系統
3. 反應器廠房非安全相關設備通風系統
4. 反應器廠房安全相關電氣設備通風系統
5. 反應器廠房安全相關柴油發電機通風系統
6. 反應器廠房一次圍阻體送 / 排風
7. 反應器廠房主蒸汽通道通風系統
8. 反應器廠房反應爐內再循環水泵可變速驅動器 ( RIP ASD ) 通風系統

#### 9.5.5.1 反應器廠房二次圍阻體通風系統

反應器廠房二次圍阻體通風系統之設計功能為在惡劣環境下以耐震一級設計之內外隔離閥隔離二次圍阻體。本系統除內、外側隔離閥外，為非安全相關系統。本系統正常時維持二次圍阻體約 63Pa 的負壓，溫度範圍為 10°C - 40°C，下列信號會將本系統自動隔離並起動備用空氣處理系統：

- 二次圍阻體高輻射
- 燃料更換區高輻射
- 乾井高壓力
- 反應爐低水位
- 二次圍阻體通風系統送 / 排風扇停止運轉

本章節之審查係依據 SRP 9.4.5，根據 SRP，本系統需符合 GDC-2、GDC-4 及 GDC-60 之要求。本系統雖為非安全相關，但其輻射偵檢器及內、外側隔離閥為耐震一級設計，其他非安全相關部分之設計亦滿足 RG-1.29 Position C.2 的要求，故本系統符合 GDC-2 對自然災害防護之設計準則。由於內、外側隔離閥在失去空壓或電力時是失效在關閉位置，安全相關設備係以分隔之區間來防護內部產生之飛射物及斷管產生之衝擊，故本系統符合 GDC-4 對於環境及動態效應防護之設計準則。如上所述，本系統在某些信號下會自動隔離以防輻射物質外洩，故符合 GDC-60 對於輻射物質外釋控制之設計準則。

#### 9.5.5.2 反應器廠房安全相關設備通風系統

本系統係在事故時之惡劣環境下提供反應器廠房安全相關設備控制下的溫度環境，以確保其持續運轉。本系統包含 RHR 泵室，HPCF 泵室，RCIC 泵室，可燃氣體控制系統(FCS)設備室，備用氣體處理系統(SGTS)設備室及圍阻體大氣監測系統(CAMS)設備室安全相關設備的空調單元 ( AHU )。

本系統正常時維持空間溫度低於 40°C，泵運轉時則低於 50°C，AHU 之冷卻

媒介為反應器廠房冷卻水系統(RBCW)。

本章節之審查係依據 SRP 9.4.5，根據 SRP 本系統需符合 GDC-2、GDC-4 及 GDC-17 之要求。本系統全部組件皆為耐震一級設計，並位於亦為耐震一級設計之反應器廠房之分開且獨立之區間內，可防颱風飛射物及洪水，故符合 GDC-2 對自然災害防護之設計準則要求。由於本系統 AHU 所提供之冷卻負載具有獨立房間之分隔性，故符合 GDC-4 對於內部產生之飛射物及斷管衝擊防護之設計準則。本系統係運轉於二次圍阻體隔離之後，只是作空氣之內部再循環而已，並無額外之送 / 排風，其空氣皆已經反應器廠房二次圍阻體通風系統過濾，可排除灰塵及微粒之累積，故符合 GDC-17 對電氣設備之塵粒防護要求。

### 9.5.5.3 反應器廠房非安全相關設備通風系統、反應器廠房主蒸汽通道通風系統、反應器廠房反應器內再循環水泵可變速度驅動通風系統

本節涵蓋了 PSAR 9.4.5.3 / 9.4.5.7 / 9.4.5.8 等節三個非安全相關的通風系統，其共同特色為若其失效時皆不影響以下事項：

1. 反應爐冷卻水壓力邊界的完整性。
2. 達成及維持安全停機的能力。

反應器廠房非安全相關設備通風系統包含了下列六個房間的 AHU：

1. ISI 測試室
2. FMCRD 盤面室
3. SPCU 泵室
4. 燃料更換機控制室
5. 反應器廠房燃料池冷卻設備 A 串
6. 反應器廠房燃料池冷卻設備 B 串

AHU 冷卻管之冷卻媒介為 NCW 或 RBCW。本系統為需要時手動起動。

主蒸汽通道被二次圍阻體屏障分為兩個區域，每個區域由兩套反應器廠房主蒸汽通道通風系統之 AHU 提供溫度調節，每套 AHU 包含一個 100% 容量的冷卻線圈及一台 100% 容量的送風扇。本系統為需要時手動起動。

反應器廠房 RIP ASD 通風系統係提供一控制下的溫度環境，以確保 RIP ASD 之完整性。RIP ASD 通風系統分為兩個相同的 Division，每個 Division 包含兩台

送風扇及一個冷卻線圈。本系統為需要時手動起動。

本章節之審查係依據 SRP 9.4.5，根據 SRP 本節之三個系統需符合 GDC-2 之要求。本節之三個系統皆為非安全相關，但其設計滿足 RG-1.29 Position C.2 對於非緊要設備的要求，故此三系統符合 GDC-2 關於自然災害之防護設計準則。

#### 9.5.5.4 反應器廠房安全相關電氣設備通風系統

本系統之設計功能係提供一個控制下的溫度及濕度環境，以確保廠內人員之舒適與安全，以及安全相關設備之完整性。本系統分為獨立、分隔及相同功能之 Division A、B、C 三區，每個 Division 包含兩台 100% 容量之送 / 排風扇，一台煙霧移除風扇，以及一個 AHU。每個 AHU 又包含一個高等級過濾器及一個冷卻線圈，其冷卻媒介為 ECW。本系統之冷卻區域如下：

1. A,B,C 三區日用槽室
2. A,B,C 三區柴油機引擎室
3. 非安全相關反應器內置泵 ASD 室
4. 1,2,3,4 四區電氣設備間
5. A,B,C 三區空調設備室
6. A,B 兩區遙控停機盤室
7. A,B,C 三區柴油機 MCC 區域

以上各區域正常時以送風量大於排風量來維持約 31Pa 的正壓。除緊急柴油機運轉時之溫度限制為 50°C 外，上述區域之設計溫度在夏天時最高為 40°C，冬天時最低為 10°C。

本章節之審查依據 SRP 9.4.5，根據 SRP 本系統需符合 GDC-2、GDC-4 及 GDC-17 之要求。本系統及組件位於耐震一級設計之反應器廠房內，可防颱風飛射物及洪水，故符合 GDC-2 對於自然災害之防護設計準則。由於區域化之分隔，本系統組件可防內部產生之飛射物及斷管之衝擊效應，故符合 GDC-4 對於環境及動態效應之防護設計準則。由於本系統 AHU 所含高等級之過濾器可移除進氣中之灰塵及微粒，故本系統符合 GDC-17 緊要電氣設備對於塵粒累積之防護設計準則。

#### 9.5.5.5 反應器廠房安全相關緊急柴油機通風系統

反應器廠房安全相關緊急柴油機通風系統之設計功能為在事故狀態下提供經過濾的冷卻空氣，以確保安全相關柴油機的持續運轉。本系統分為三個獨立且相等的 Division，分別提供相關的柴油機房空氣調節。各 Division 包含一個過濾器及兩台送風扇，當柴油機運轉時，本系統自動起動，送風扇之運轉使得柴油機房維持正壓，同時溫度維持在低於 50°C。

本章節之審查依據 SRP 9.4.5，根據 SRP 本系統需符合 GDC-2 及 GDC-4 之要求。本系統之每一 Division 及其組件皆為耐震一級設計，且位於亦為耐震一級之反應器廠房內之分隔、獨立之房間，可防颱風飛射物及洪水，在進 / 排氣結構並有颱風飛射物屏蔽，故本系統符合 GDC-2 對於自然災害防護之設計準則。本系統組件由於位於完全獨立之空間，設計上可防止斷管衝擊及內部飛射物之效應，故符合 GDC-4 對於環境及動態效應之防護設計準則。

#### 9.5.5.6 反應器廠房一次圍阻體送 / 排風系統

本系統為非安全相關，包括了送風扇、高效能微粒過濾器(HEPA Filters)、排風扇、風管以及相關儀控。在需要時，本系統具有沖放乾井及濕井的能力。本系統自二次圍阻體取氣，在沒有高輻射的情形下，亦排放回二次圍阻體，經過濾後自煙囪排出廠外；但若有高輻射產生，則經由 SGTS 排放。

一次圍阻體排風口之高輻射會在控制室產生警報及關閉排氣通道之隔離閥，並起動 SGTS。

本章節之審查依據 SRP 9.4.5，根據 SRP 本系統之設計需符合 GDC-2 GDC-4 及 GDC-60 之要求。本系統位於耐震一級設計之反應器廠房內，可防洪水及颶風飛射物。本系統雖為非安全相關，但其輻射偵檢器及隔離風門皆為耐震一級設計，其他非緊要的系統組件亦滿足 RG-1.29 Position C.2 的要求，故本系統符合 GDC-2 對自然災害防護之設計準則。由於多重設備皆予分隔，可防內部飛射物之損害及斷管之衝擊，故本系統之設計符合 GDC-4 對環境及動態效應之防護。在高輻射狀態下，本系統可自動隔離以防輻射物質外釋，以及經由 SGTS 過濾才排放至外界，故符合 GDC-60 對放射性物質外洩控制之設計準則。

#### 9.5.5.7 反應器廠房主蒸汽通道通風系統

請參考本報告第 9.5.5.3 節。

#### **9.5.5.8 反應器廠房 RIP 可調速度驅動通風系統**

請參考本報告第 9.5.5.3 節。

#### **9.5.6 廢料廠房通風系統**

廢料廠房通風系統之設計功能為提供一控制下的溫度及氣體流動型式環境，以確保廠內人員的舒適與安全，以及設備、組件的完整性。就空調而言，廢料廠房分為廢料控制室及廢料廠房其餘部分兩區域。廢料控制室只有再循環及送風等空調單元，而沒有排風扇，由差壓控制器維持正壓以防空浮等放射性物質入侵。

廢料廠房其餘部分則是維持負壓，就整體來說，其空氣流動型式是從可能較低汙染區域流向可能之較高汙染區域，以防汙染擴大。當接到區域排氣輻射警報時，操作員可手動隔離受影響區域。

本章節之審查依據 SRP 9.4.3，根據 SRP 本系統之設計需符合 GDC-2 及 GDC-6 之要求。雖然本系統為非安全相關，但有某些特點可確保安全運轉，即廢料控制室擁有完全分隔的通風系統及廢料區域之備用風扇起動為雙重之控制。以上這些特色滿足 RG-1.29 Position C.2 對非緊要設備的要求，故本系統符合 GDC-2 對自然災害防護之設計準則。輻射流程區域含有排氣輻射偵檢器，在高輻射警報出現時可關閉風門以達成隔離的目的，故本系統符合 GDC-60 對於放射性物質外洩控制之設計準則。

#### **9.5.7 反應器廠房安全相關緊急柴油發電機通風系統**

請參考本報告 9.5.5.5 節。

#### **9.5.8 反應器廠房冷卻海水泵室通風系統**

本系統包括下列之安全相關子系統：

1. 泵室通風子系統
2. 電氣室通風子系統
3. 電池室通風子系統

#### 4. 空間加熱子系統

本系統之設計功能係維持取水口結構之環境在安全相關設備環境評鑑之溫度範圍內，並保持適當的運轉及維護工作環境。

本系統係設計在正常運轉或事故時，維持廠用海水泵室所有空間之溫度在 10°C 至 40.6°C。

泵室及電氣室由於自室外取氣，為防設備腐蝕，在進氣口有高效率之可更換式過濾器以攔截空氣中之懸浮鹽粒。電池室則自鄰近之電氣室取氣並保持些微負壓，其排氣風扇為防火花結構，排氣口並可監視氫氣濃度。空間加熱單元在空間溫度低至某設定值時自動賦能，高於某溫度設定值時自動失能。

本章節之審查依據 SRP 9.4.3，根據 SRP 本系統需符合 GDC-2 之要求。本系統組件為耐震一級設計，並由 Class 1E 匯流排供電，由每一泵室、電氣室及電池室都有其各別風扇，且由不同的 Class 1E Division 匯流排受電，可充份表現出本系統之多重性。本系統所有組件皆位於耐震一級設計之廠用海水取水結構，可防颱風飛射物及洪水，故符合 GDC-2 對於自然災害防護之設計準則。

#### 9.5.9 乾井冷卻系統

乾井冷卻系統提供經處理過的空氣 / 氮氣混合物給下列乾井內之區域，以冷卻其設備：

1. 乾井蓋區域
2. 上乾井區域
3. 下乾井區域
4. 控制棒驅動區域
5. 生物屏蔽內之環狀區域

本系統包含三台 50% 容量之送風扇，三組 50% 容量之第一級空氣處理單元（由 RBCW 作為冷卻媒介），兩台 50% 容量之第二級

空氣處理單元(由 NCW 作為冷卻媒介)，以及送風總管與歧管。熱空氣由上乾井區域抽取，經第一級空氣處理單元冷卻後送至送風總管，大部分的冷卻空氣自此再送至下乾井區域、控制棒驅動區域以及生物屏蔽內之環狀區域，其餘的冷卻空氣則再經第二級空氣處理單元冷卻後導至上乾井及乾井蓋區域。

本章節之審查依據 SRP 9.4.5，根據 SRP 本系統需符合 GDC-2 之要求。本系統雖為非安全相關，但對機組正常運轉的可靠度提供了相當的保障，因此下列重要系統組件都具雙重性設計：

1. 空氣處理單元
2. 所有空氣處理單元相連結部分
3. 儀控部分

由此可知本系統之非緊要元件皆滿足 RG-1.29 Position C.2 之要求，故符合 GDC-2 對自然災害防護之設計準則。

#### 9.5.10 輔助燃料廠房通風系統

輔助燃料廠房通風系統(AFBHV)之審查係依據 SRP9.4.2 節。輔助燃料廠房緊急空調過濾系統(AFUAHV)為輔助燃料廠房通風系統之安全設施，係由兩台 100% 容量緊急排風扇組成，並具備高效能微粒過濾器(HEPA Filters)及高輻射警報裝置，台電公司承諾 AFUAHV 為耐震一級設計，符合 GDC-2 之要求。另根據 SRP 9.4.2 節 AFUAHV 系統需符合 RG.1.52。AFUAHV 系統之設計已考量隔離及保護要求，不會因為單一故障而造成兩台緊急空調過濾串同時損壞或喪失設計功能，符合 RG-1.52 之要

求，惟緊急空調過濾串雖已設置 HEPA Filters，但未加裝活性炭過濾器，此部分台電公司承諾將於進行劑量分析結果後再考量，若分析結果顯示無法使排放劑量低於 10CFR100 限值之 25% 時，將依法規要求加裝，此項分析結果將列入追蹤。

## 9.6 其他輔助系統

### 9.6.1 火災防護系統

1. 火災防護系統之設計功能，是在發生火警事故時保護安全系統，以維持機組安全停機的能力，及防止放射性物質外釋。其基本原理係採取縱深防禦原則 (defense in depth)，茲分別說明如下：

- (1) 火災預防：建廠時限制使用可燃物或助燃物之材料，且必須於發生火災時仍能支持其結構，並限制煙火的蔓延。
- (2) 火災防護：對防火區內可燃的設備和元件，必須提供適當的火災偵測及抑制系統以達到火災防護的目的。積極的火災防護是以設計完善之防火系統和設備來控制火勢，亦即在火災造成嚴重危害之前即能偵測並加以撲滅。
- (3) 安全有關係統採多重(redundancy)之設計 (核四設計為三串)：假設火災持續相當時間且無防火保護設備情況下，亦不影響到電廠之安全停機。

PSAR 9.5 節和附錄 9A 包括整廠廠區系統和設備之設計、火災防護、火災偵測、警報系統，緊急通訊和照明，安全評估 (火災危險分析)，緊急應變計劃，行政管制，品保計劃，消防隊組織等，此設計目的在保護安全系統功能，以達成維持機組安全停機的能力並防止放射性物質外釋。

火災防護計劃之審查係根據 SRP 9.5.1 (BTP CMEB 9.5.1, Rev.2)和 USNRC SECY 90-016。依據 SRP 火災防護系統需符合美國聯邦法規 10CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 (GDC)3 和 5，10CFR 50.48 和 10CFR 50 之附錄 R。

核四廠火災防護計畫經原能會及美國 MPR 顧問公司審查結果，原則上大致能夠符合相關法規之要求。但仍有部分項目需繼續追蹤，這些項目雖不影響建照之核發，但須在核發運轉執照前解決，需追蹤之項目說明如下：

1. 詳細之火災危險分析(FHA)報告尚未提出，需於 FSAR 時繼續追蹤。

2. 反應器廠房二次圍阻體外發生火災時，未考量煙塵侵入二次圍阻體通風系統時是否會影響安全區域。
3. 消防系統動作後，滅火劑流入其他防火區之影響評估。
4. PSAR 9.5.1 節未說明將提供消防隊及運轉員使用手提式緊急照明設備。

## 9.6.2 通訊系統

核四廠之通訊系統主要包括下列項目：

### 1. 廠內攜帶式無線通訊系統 ( Intraplant Portable, Wireless Communciation System )

本系統利用攜帶式無線接收/傳送器及專用之基地台、天線、放大器等設施，提供主控制室、設備操作員及維修人員間之通訊，系統之電源由正常輔助電力系統經由非安全匯流排供電，但當正常電源喪失下，則可改由備用電池供電，故於喪失廠外電源及異常事故狀況下，本系統仍能發生功能。

### 2. 廠內電話系統 ( Intraplant Telephone System )

本系統提供各區域間相互連繫功能，系統電源由正常輔助電力系統供電。

### 3. 廠內高聲電話系統 ( Intraplant Public Address System )

本系統提供廠區內各區域間相互連繫功能，利用設置於廠區內各處之擴音器及話機等設施，達到通訊之目的，本系統並有提供疏散警報之功能，此疏散警報由主控制室引動，除此之外，另提供一操作員召回警報功能，此警報可由控制室值班人員引動，以便於機組發生跳機，火警或緊急事故時，召回操作員或要求操作員向特定地點報到。

### 4. 音激電話系統 ( Sound-power Telephone System )

音激電話系統獨立於電廠內電話系統及高聲電話系統之外，利用遍佈於廠內各區域之終端連接頭提供正常運轉，異常運轉及事故狀況下之通訊能力，主要包括維護用、大修用及執行輔助停機 ( Auxiliaxy Shutdown ) 操作時使用三大部分。

### 5. 廠外通訊系統

廠外通訊系統主要包括公用電話系統及緊急電話系統，此外，電力公司之微波電話系統亦可提供廠外通訊功能。

本章節之審查依據 SRP 9.5.2 通訊系統之審查，主要與現有電廠比較，以判斷是否能於事故狀況下仍能達到順利通訊之目的。核四廠之通訊系統與核二廠及核三廠現有通

訊系統比較，大致相似，但核四廠部分另增加廠內攜帶式無線通訊系統，而此系統之使用是否可能造成電廠干擾之問題，經台電公司澄清，將仔細選擇使用功率及頻率，以排除對儀器可能產生電磁干擾之問題。綜合以上核四廠之通訊系統與現電廠比較，應可達到其正常運轉，異常運轉及事故狀況下之通訊需求。

### 9.6.3 照明系統

核四廠之照明系統分為三大部分

1. 常用交流照明系統 ( Normal AC Lighting System ) 此系統又包括以下兩部分：

(1) 非安全相關常用照明系統 ( Non-class 1E Lighting System )

此系統由非安全相關電源供電，供給 100% 非安全相關區域及走道、樓梯之照明，另提供 50% 安全相關設備區域及其必要通道之照明。

(2) 安全相關常用照明系統 ( Class 1E Normal Lighting System )

供給至少 50% 安全相關設備區域及其必要通道之照明，由安全相關電源供電 ( 緊急柴油發電機作為後備 )，另外 50% 由非安全相關常用照明系統供給。

2. 緊急直流照明系統 ( Emergency DC Lighting System )

(1) 非安全相關緊急照明系統

供給緊急柴油發電機房及控制室、非安全相關電池室等區域之照明，由非安全相關電池供電。

(2) 安全相關緊急照明

供給主控室、遙控停機盤、緊急柴油發電機房、電池室之照明，由相對應區之安全相關電池供電，主控制室則由第二區及第三區安全相關電池供電。

3. 指示照明系統 ( Guide Lamp Lighting System )

指示照明系統提供安全相關區域及通道等之照明，如主控制室，遙控停機盤區域等均包括在內，此照明系統之燈具由各自獨立內含 ( Self Contained ) 之電池，充電器及兩只白熱燈泡組成，燈具在喪失交流電源時自動點亮，電池則可提供使用 8 小時所需之電力。

照明系統依 SRP 9.5.3 進行審查，其並無需符合特定之 GDC 要求，主要為與現有核能電廠設計作比較，評估照明系統在正常運轉及緊急狀況下均足夠。

核四廠之照明系統與核二廠及核三廠設計相似，其與核三廠比較，核三廠之照明系統分為常用系統、緊要系統及緊急系統，而核四廠之常用交流照明系統事實上即包含了核三廠之常用及緊要照明系統二項，而核四廠之指示照明系統實際上即為核三廠之緊急照明系統，與核三廠比較，核四廠之照明系統多增加電池供電之緊急直流照明系統。

綜合以上，核四廠之照明系統設計可滿足正常運轉、事故狀況及火災狀況下之需求。

#### 9.6.4 柴油發電機燃油儲存傳送系統

核四廠每部機有三台緊急柴油發機，均位於反應器廠房內，另有一台兩部機共用之第七台緊急柴油發電機，則設置於輔助燃料廠房內，每部柴油發電機由一獨立之燃油儲存槽及傳送系統供應燃油，燃油儲存槽之油量可供每部柴油機於最大負載下連續運轉七天。此外，每部柴油機各有一只獨立之日用槽，兩台燃油傳送泵，及兩台燃油泵（一為引擎帶動，一為馬達帶動），所有燃油儲存傳送系統均為耐震一級設計。

本章節之審查係依據 SRP 9.5.4，其中規定本系統需符合 GDC-2、4、5、17 之要求，由於本系統大部分位於耐震一級之反應器廠房或輔助燃料廠房內，而未在廠房內之部分（如燃油儲存槽，閥門，管路等）則均為耐震一級且位於地下，能承受地震、颱風等自然災害及避免颱風飛射物之侵襲，故符合 GDC-2 及 4 之要求。每部柴油機之燃油儲存傳送系統各有獨立，且分佈於反應器廠房各角落及輔助燃料廠房，故任何單一故障最多只影響單一柴油機之功能，而日用槽設置有低油位警報及自動起動燃油傳送泵之功能，確保日用槽油量至少可供柴油機全功率運轉 60 分鐘，燃油之品質將定期取樣測試，確保符合 ANSI/ASTM D975 及柴油機製造廠家提示之標準，故本系統之設計符合 GDC-17 要求。

#### 9.6.5 柴油發電機冷卻水系統

每一柴油發電機配置一獨立之冷卻水系統，系統中包括冷卻水泵，冷卻水熱交換器、潤滑油冷卻器、溫度調節閥、加熱器及暖機泵等，反應爐廠房冷卻水系統（RBCW）提供冷卻水至熱交換器以冷卻系統水溫，而第七台柴油發電機則為氣冷式，其冷卻水系統經由散熱器冷卻。本系統之主要功能為維持柴油引擎於安全運轉範圍內，並於柴油機待機時，保持柴油機於預熱狀態，以備隨時能快速起動。

本系統之審查依據 SRP 9.5.5 節，依據 SRP 9.5.5 節柴油發電機冷卻水須符合 GDC-2、4、5、14、17、45、46。柴油發電機冷卻水系統均位於耐震一級廠房內，系統本身亦為耐震一級設計，因此足夠防止自然災害如地震、颱風、洪水及飛射物之侵襲，故符合 GDC-2 及 GDC-4 之要求。核四廠每部機有三台柴油發電機，加上一台兩部機共用之柴油發電機，柴油發電機分別位於反應器廠房之三個角落且各自有獨立之冷卻水系

統，冷卻水系統所用電源由其各自對應之安全相關電源供電，故符合 GDC-17 之要求，柴油機冷卻水系統熱交換器之熱移除能力係以柴油機於最大超載狀況下作為基準，而在待機狀況，則以加熱器及暖機泵維持在 48.9（以周溫 10 為基準），本系統之儀控設計可提供冷卻水高溫及低壓力信號跳脫柴油發電機，但在 LOCA 狀況下，這些跳脫功能均自動旁通，故系統之設計符合 GDC-44 之要求。

柴油發電機須依 RG-1.108 要求執行定期測試，而其冷卻水系統即藉由柴油機定期測試時驗證其功能，系統儀器部分則提供冷卻水溫度、壓力及膨脹槽水位等資訊，在運轉中及待機時均可定期檢查各項參數是否正常，綜合以上，系統設計符合 GDC-45、46 之要求。

### 9.6.6 柴油發電機起動空氣系統

柴油機發電機起動空氣系統提供壓縮空氣，使柴油發電機能在不藉外來電源之狀況下快速起動，核四廠每一台柴油發電機均配備獨立兩套 100% 能力之起動空氣系統，每套空氣起動系統包括一台空壓機、後冷卻器、乾燥器及空氣儲存槽等設備，系統提供之壓縮空氣可使柴油機於接到起動信號 20 秒內達到額定轉速及輸出電壓，而任何一只空氣儲存槽充氣至低壓警報消失，即使未再繼續充氣，仍能提供柴油機五次成功起動所需之壓縮空氣量。

本章節之審查係依據 SRP 9.5.6 節，柴油發電機起動空氣系統需符合 GDC-2、4、5、17。柴油發電機起動空氣系統均位於耐震一級廠房中（反應器廠房或輔助燃料廠房），系統本身亦為耐震一級設計，故可保護系統不受颱風、地震及飛射物之侵襲，設計符合 GDC-2、4 之要求。

起動空氣系統位於所屬柴油機相關位置（反應器廠房三個角落及輔助燃料廠房），且各自獨立，每一柴油機配備二套各 100% 能力之起動空氣系統，空壓機電源由所屬柴油機相對應之安全匯流排供電，故任何系統上之單一故障最多只影響到一台柴油機之起動功能。而儀控設計上除直接由壓力設定直接控制空壓機之起動及停止外，並提供低壓力警報至主控室提醒運轉人員注意低壓力之狀況。儲存槽在停止充氣時，仍能提供柴油機 5 次起動所需空氣。綜合以上，系統之設計符合 GDC-17 之要求。

由於柴油機廠家未定，故於終期安全分析報告書階段仍需追蹤其詳細設計資料主要包括(1)柴油機每次起動所需空氣量(2)空氣儲存槽之設計容量及壓力(3)壓縮空氣露點是否符合 SRP 要求（50 以下或最低室溫減 10 以下）。

### 9.6.7 柴油發電機潤滑油系統

柴油發電機潤滑油系統為柴油發電機系統之一部分，每台柴油發電機配置各自獨立之潤滑油系統，其功能為提供純淨及適溫之潤滑油至柴油引擎及發電機軸承等部分，系統主要包括潤滑油泵、油冷卻器、過濾器加熱器及暖機泵等，加熱器及暖機泵保持柴油機在待機狀態於適當之溫度，以便隨時可起動。柴油機運轉時，則由引擎帶動之潤滑油泵泵送潤滑油經油冷卻器降低油溫。

本章節之審查依據 SRP 9.5.7 節，柴油機潤滑油系統設計需符合 GDC-3、4、5、17。柴油機潤滑油系統位於耐震一級廠房中（反應器廠房或輔助燃料廠房），系統本身亦為耐震一級設計，可抵擋地震、颱風及飛射物之侵襲，故本系統之設計符合 GDC-2 及 4。由於每台柴油發電機之潤滑油系統各自獨立，故 GDC-5 不適用，而單一潤滑油系統故障時，並不影響其他柴油機之功能，故符合獨立及多重性之原則，加熱器及暖機泵在偵測到潤滑油低溫時將自動起動保持柴油發電機隨時可起動狀態，而系統跳脫柴油發電機之信號（包括潤滑油高溫、低溫及低壓力等）均於 LOCA 時自動旁通，另對於防曲軸箱高壓力引起爆炸之保護，則利用抽氣器等方式將曲軸箱維持於負壓，並有曲軸箱高壓力信號自動跳脫柴油發電機之連鎖，綜合以上，系統設計符合 GDC-17 之要求。由於柴油機廠家尚未確定，未來待追蹤項目包括：

- 1.潤滑油系統詳細設計參數（泵流、系統運轉壓力、溫度及油冷卻器熱移除能力及加熱管特性等）。
- 2.P & ID 潤滑油熱交換器冷卻水部分由 RBCW 提供與章節中說明之 Jacket water 不符，待 FSAR 階段澄清。

### 9.6.8 柴油發電機進氣及排氣系統

本系統提供柴油引擎運轉所需之空氣並將燃燒後之排氣排至室外，進氣系統由柴油發電機空調進氣室取得乾淨之空氣供給柴油引擎運轉，柴油引擎運轉之排氣，則經位於反應器廠房屋頂之排氣消音器釋出至大氣。

本系統之審查係依據 SRP 9.5.8 節，柴油發電機進氣與排氣系統設計需符合 GDC-2、4、5、17。柴油發電機進氣及排氣系統為耐震一級設計，整個系統除排氣消音器裝置於屋頂外，其餘部分均於耐震一級廠房（反應器廠房或輔助燃料廠房）內，由於各台柴油機排氣消音器裝置位置分散於屋頂各角落，故飛射物造成多只排氣消音器同時受損之機會甚小，即使排氣消音器受損，只要排氣口管路未受堵塞，仍不致造成柴油機

喪失功能，故本系統之設計可承受地震、颱風及飛射物等之影響，符合 GDC-2 及 4 之要求。每部柴油發電機配備獨立之進氣、排氣系統，而系統上並無任何可導致系統失效之動作組件 ( Active Component )，單一進氣、排氣系統故障僅會影響所屬柴油發電機之功能，故符合獨立性、多重性及單一故障之原則。進氣系統由空調進氣室取氣，外界空氣在進入空調進氣室前已先經過濾等處理，過濾雜質異物，而排氣口位於廠房屋頂，進氣口則在較低之位置，如此設計可確保進氣氧含量不致受排氣影響，綜合以上，系統設計符合 GDC-17 之要求。

## 9.7 審查結論

輔助系統主要設置目的為支援主要系統或提供適當工作環境與條件，以保護主要系統。綜合以上本章審查結果，輔助系統之設計承諾符合一般設計準則及相關法規之要求，其重要審查結論如表 9.1，部分待追蹤之事項則如表 9.2 所示。

表 9.1 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內容	依據法規	審查結論
9-1	9.1.2	輔助燃料廠房為耐震一級設計。	10 CFR 50 NUREG-0800	可以接受
9-2	9.1.4	燃料更換機(Refueling Machine)之設計，必須於該裝置故障失效時，不致影響用過燃料池之安全性並確保用過燃料池 Keff 不超過限值(<0.95)。	NUREG-0800, GDC-62	於 PSAR 中燃料更換機為耐震 A 級設計，雖然台電公司承諾發生地震(SSE)時，其設計應仍能保證該裝置結構完整性，不致影響用過燃料池之安全性，但仍須進行動態分析，該分析報告將列入追蹤。
9-3	9.2.5 9.2.11 9.2.13 9.2.15	UHS、RBCW、ECW 及 RBSW 為安全相關系統，其設計應為耐震一級。	NUREG-0800, GDC-2 RG-1.29	經審查 UHS、RBCW、ECW 及 RBSW 在 PSAR 中承諾為耐震一級設計，可以接受
9-4	9.2.11 9.1.2	RBCW 系統及用過燃料池之設計須足以防止高能管路失效及有效減輕飛射物侵襲之影響。	NUREG-0800, GDC-4	可以接受
9-5	9.2.4	PSW 系統之設計應避免與有可能含放射性之系統相連接。	NUREG-0800, GDC-60	可以接受
9-6	9.2.5	UHS 系統之設計應能在正常運轉及事故狀況下將安全重要結構、系統及組件的熱負載傳送出來。	NUREG-0800, GDC-44	可以接受
9-7	9.2.5 9.2.11 9.2.13 9.2.15	冷卻水系統之設計應容許適當的定期檢查重要組件，並可執行定期壓力試驗及功能試驗。	NUREG-0800, GDC-45、46	可以接受
9-8	9.3.5	沸水式核能電廠之設計應符合能減緩 ATWS 事故之要求。	10 CFR 50.62	SLCS 於收到 ATWS 信號時可自動啟動，符合法規要求。
9-9	9.2.15	海水管路採用碳鋼材質，容易造成沖腐蝕現象，台電承諾核	ASME	可以接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
		四廠反應器廠房海水系統將改用合金鋼加以改善。	SECTION III	
9-10	9.3.5	SLC 系統硼液注入反應爐之方式改由 HPCF 系統管路後之安全停機能力是否足夠。	10 CFR 50.62 , GDC-26、 27	可以接受
9-11	9.4.1	控制室適居區域通風系統應保護人員不受氯氣或其他有毒化學物質的侵害，並於偵測到該等毒性物質時，本系統應自動與外界隔離以保障人員安全。	RG-1.78 及 RG-1.95	於 FSAR 階段繼續追蹤
9-12	9.5.1	火災防護系統之設計，應達到保護安全系統功能，維持機組安全停機能力，並防止放射性物質外釋。	10 CFR 50.48 , 10 CFR 50 附錄 R , GDC-3、 5	概念設計可接收，但詳細火災危險分析未列入 PSAR，需於 FSAR 階段繼續追蹤。

表 9.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
9-1	9.1.1 9.1.2	燃料池格架之臨界分析、動態分析、負載墜落分析等。	建廠期間
9-2	9.1.5	重件吊裝系統操作及維護程序書，檢測計畫，重件吊運路徑規畫，操作資格、訓練及管理規畫、品質保證計畫等文件之完成。	建廠期間
9-3	9.2.13	寒水系統冷媒洩漏偵測系統警報列入主控制室警報窗。	試運轉階段
9-4	9.1.3	反應器廠房用過燃料池熱移除效率表(Table 9.1-12)。	終期安全分析報告書階段
9-5	9.1.3	輔助燃料池後備補水方式（耐震一級消防水系統）如何運作，應預做規畫。	終期安全分析報告書階段
9-6	9.1.5	燃料更換裝置（燃料更換機及輔助燃料池燃料吊裝設備）之動態分析報告。	建廠期間
9-7	9.1.3	輔助燃料池冷卻及淨化系統與運轉前相關設備之維修作業，應做詳細規畫。	終期安全分析報告書階段
9-8	9.1.3	採用乾式重送護箱搬運用過核燃料至輔助用過燃料池，其護箱之設計及操作程序應有說明。	終期安全分析報告書階段
9-9	9.2.13	ECW 系統各區域之熱負載表(Table 9.2-10)未包括 Envelop Load，承諾修改 PSAR Table 9.2-10，並在 FSAR 提出計算書。	終期安全分析報告書階段
9-10	9.5.1	詳細之火災危險分析(FHA)報告尚未提出。	建廠期間
9-11	9.5.1	反應器廠房二次圍阻體外發生火災時，未考量煙塵侵入二次圍阻體通風系統，影響三個安全區域之改善方式。	建廠期間
9-12	9.5.1	消防系統動作後，滅火劑流入其他防火區之影響評估。	終期安全分析報告書階段

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
9-13	9.5.1	PSAR 9.5.1 節未說明將提供消防隊及運轉員使用之手提式緊急照明設備。	終期安全分析報告書階段
9-14	9.5.6	柴油發電機詳細設計資料：1.柴油機每次起動所需空氣量 2.空氣儲存槽之設計容量及壓力 3.壓縮空氣露點是否符合 SRP 要求。	終期安全分析報告書階段
9-15	9.5.7	柴油發電機潤滑油冷卻器於 PSAR 之設計為由 Jacket Water 冷卻，但在提供之 P&ID 中卻由 RBCW 冷卻，兩者不一致。	終期安全分析報告書階段
9-16	9.5.10	輔助燃料廠房通風系統緊急空調過濾串未裝設活性炭過濾器之劑量分析結果。	建廠期間

## 第十章 蒸汽與動力轉換系統

### 10.1 概述

蒸汽與動力轉換系統的功能，係將反應器爐心所產生之水蒸汽經由汽機做功後再由串接之主發電機轉換為電能輸出至外界電力系統。該系統各項重要設備除高低壓汽機外，尚包括主冷凝器、冷凝水泵、蒸汽抽氣器、軸封冷凝器、冷凝水過濾器、主冷凝器除礦系統、增壓泵及主飼水泵等，其流程如圖 10.1 所示。汽機屬高能量物件設計，其組件的故障斷裂很可能形成飛射體而影響其他安全相關設備之運轉及結構體之完整性，故其整體性設計及材料特性分析等均應滿足法規之要求。

反應爐產生蒸氣送至高壓汽機，經由汽水分離再加熱器處理後送至低壓汽機再至主冷凝器。冷凝水泵將取自主冷凝器熱井之冷凝水經過濾器及除礦器後，由增壓泵打至主飼水泵再送回反應爐，完成熱循環。

本系統所包括之設備大部分安裝在汽機廠房內，為非安全相關設備。系統配置的各種設備及組件之設計均依據傳統觀念，使用經驗已相當成熟，並已廣泛應用於現有核能電廠及火力電廠，與現行運轉中設備之設計功能並無太大差異。本系統重要設備之設計與其他電廠之比較如表 10-1 所示。審查本系統主要依據安全分析報告審查標準(以下簡稱 SRP)及相關之法規，將於各章節中說明之。

### 10.2 汽輪機

#### 10.2.1 汽輪機系統

審查本節係依據 SRP 10.2 節之步驟與規範內容，以期符合 GDC 4 之要求。

核四廠汽輪機是由一座雙流式高壓汽機及三座雙流式低壓汽機串接複合組成。其額定轉速為每分鐘 1800 轉，額定出力為 1371MWe。

汽輪機系統的重要設備除了主汽機外，尚包括汽水分離再加熱器、發電機、勵磁機及其他相關附屬系統。此系統雖非安全相關之設計，但因其設備、組件、管路等皆為大型物件，故不論是因製程中之瑕疵或運轉中之事故，皆有可能形成一飛射體，甚而影響其他安全相關設備之功能。

汽輪機因屬高能量物件，其設備及組件之故障有可能影響其他安全相關系統、設備及組件之正常運轉，故其超速保護功能設計必須嚴慎精密，以避免任何飛射物件所可能造成之損壞，此乃 GDC 4 之精神。

正常運轉時，汽輪機是由一套電子 - 液壓(EHC)系統所控制，此控制單元，為一項多重微處理器設計，其主要功能為汽機速度控制及超速保護。超速保護系統以機械式控制為主，另有電子式控制系統作為機械式之輔助功能。另外，在運轉中汽輪機之各項電子或機械參數均有監控設計及診斷能力，可在超速之前即先行跳脫或關閉泵或閘門，其目的即是避免飛射物件之異常事件。本系統之速度及超速保護功能及跳脫邏輯設計，皆可避免飛射物件之形成，符合 GDC 4 之要求。

### 10.2.2 汽機轉子完整性

審查本節係依據 SRP 10.2.3 之步驟及規範內容，以期符合 GDC 4 之要求。

汽機轉子重量龐大，又在高速下轉動，如有斷裂很可能形成飛射物件，並造成高振動問題，所以汽機轉子的完整性直接影響機組之運轉安全。轉子材料之選用必須具備最低之斷裂轉脆溫度(Fracture Appearance Transition Temperatures, FATT)及最高之 Charpy 沖擊能量。根據 ASTM A-370 規定，低壓汽機轉子之斷裂轉脆溫度必須小於-18℃，並至少要用三塊試片進行測試以量取其材料之 Charpy 能量，此能量必須大於 60 ft-lbs。但此二項數據必須依據所需物件之大小及安裝位置等因素，並經過精密之破壞測試，才能訂定其實際值，此等測試數據應於汽機轉子製造中即進行破壞測驗，並先將結果送會審查。在審查過程中，曾針對此二項問題要求台電公司公司就轉子實際物件之取樣位置及執行破壞測試之位置作補充說明（參見 Q/A 10-013），經審查後同意其答覆。有關汽機葉片材質及檢測方法（參見 Q/A 10-2）亦請台電公司公司補充說明，經審查後同意答覆。

汽機組件的斷裂韌度需執行應力、疲勞、龜裂成長等技術分析。唯其斷裂韌度與轉子自正常運轉至 115% 超速運轉之最大切線應力比至少應為 0.319m，此點符合 SRP 10.2.3 節之要求。另就轉軸自然頻率共振之防範事項（參見 Q/A 10-03），亦曾請台電公司公司說明，經答覆其現有之設計已將自然頻率避開 60Hz ±3Hz 及 120Hz ± 6Hz 之區間，有足夠之餘裕應可避免上述狀況發生。核四廠汽機安裝方位採取與反應爐垂直方向，即使發生飛射體事件亦可將損壞程度降至最低。綜合上述之各項設計或考量，汽機轉子形成飛射物件可能性很低，故能符合 GDC 4 之要求。

### 10.2.3 營運期間檢測

核四廠汽機轉子係採用整體鍛造而成，不同於套接式製程，其優點是對應力之防範及非破壞檢測之方便性均有助益。檢測週期為每六年執行一次整體性檢測，比美國 ABWR 標準設計（每十年檢查一次）之要求更為嚴謹。在此系統中，相關之閥門屬 ASME Sec III 之組件測試方式與週期，符合 ASME Sec XI 之要求。

根據過去我國核能機組大修維護之經驗，汽機廠房的空間經常不足，每當汽機拆檢後，需將零組件分散放置於其他機組。為避免設備在搬運中發生損壞，亦要求台電公司針對此點考量其廠房佈置（參見 Q/A 10-2-2），經答覆已有足夠的位置存放拆解後之零組件，可改善過去之問題。

### 10.3 主蒸汽系統

審查本系統係依據 SRP 10.3 之步驟及規範內容，以期符合 GDC-2、GDC-4 及 GDC-5 之要求。

由反應器產生之蒸汽在額定之溫度及壓力下，經由四條主蒸汽管路，傳輸至高壓汽機及相關之動力輔助設備。此四條管路在關斷閥上游匯集成主蒸汽集管，可使蒸汽量作適當分配，便於執行線上維護作業。主蒸汽管路界定為由圍阻體外側之主蒸汽隔離閥至主汽機上游之關斷閥間之範圍。每條主蒸汽管在圍阻體內外側各安裝一支主蒸汽隔離閥，其作用是萬一發生管路斷裂時，可自動關閉，以達系統隔離功能。

根據初期安全分析報告附錄 AJ 所述，目前運轉經驗顯示有 50% 主蒸汽隔離閥無法滿足洩漏率小於  $0.3\text{m}^3/\text{h}$  之運轉規範要求，又於冷卻水流失事故 (LOCA) 分析時，輻射之外釋量與主蒸汽隔離閥之洩漏率有密切關係。在審查過程中，發現主蒸汽隔離閥洩漏率及測試壓力與第五、六、十五、十六各章所提之數據不一致。又因進步型反應爐沒有主蒸汽隔離閥洩漏控制系統，而是以主蒸汽管路及主冷凝器來承受主蒸汽隔離閥之洩漏量，以限制放射性物質外釋。所以主蒸汽管路必須具備減緩輻射外釋量之容量與能力，因而提出此問題請台電公司澄清（參見 Q/A 10-07），經答覆目前主蒸汽隔離閥之內部構造，大部分均已修改，可改善其洩漏問題，並修改相關章節內容後已可接受。

在反應爐起動及低功率運轉期間，連接於主蒸汽管路最低點之洩水管路，可將管路積水或蒸汽洩至主冷凝器。此等管路在配置上有一連續性傾斜度設計（參見 Q/A 10-12），其斜度規範及設計目的經台電公司說明已可接受。

本系統重要安全相關設備均安裝在耐震分類一級之結構體內，如主蒸汽管路位於反應器廠房，蒸汽通道位於控制廠房，對天然災害如洪水或颱風具有防範之功能，亦可抗拒外部飛射體之衝擊，故符合 GDC-2 及 RG 1.29 地震分級之要求。同時，設備之屏蔽及管路支撐件設計，在管路斷裂時，不致發生管線振動而形成飛射體之損害事故，因而符合 GDC-4 及 RG 1.117 之要求。另外，核四廠目前設計為二部機組，其主蒸汽系統或設備均為獨立設計，沒有設備共用之考量，所以 GDC-5 並不適用。

### 10.3.1 蒸汽與飼水系統材質

審查本系統係依據 SRP 10.3.6 節之規範內容，其材質之選擇與製造必須能符合 GDC-1 之品質要求及 GDC-35 緊急爐心冷卻之要求。

本系統位於控制廠房內之管路歸類為 Class 2，需符合 ASME Sec II, Part B, Subsection NB, 附錄 2 及 ASME Sec III, Parts A、B 及 C 之要求，材質之斷裂韌度必須符合 ASME Sec III, Part C (NC-2300) 及 RG 1.26 之規定。雖不屬於耐震一級設計，但因其故障會對其他安全相關設備產生安全影響，所以在設計上必須符合相關工業規範之要求，唯因現階段尚沒有分析數據，所以台電公司已承諾此系統管路將執行動態地震分析以確保在 SSE 之下仍不會崩塌(Collapse)。並符合 Quality Group B 之品保要求，此項列為追蹤項目。

## 10.4 其他相關設備

#### 10.4.1 主冷凝器

主冷凝器之主要功用即是收集來自汽機排放之蒸汽及汽機旁通系統之排放蒸汽量，作為蒸汽循環之熱沈。GDC-60 中明訂，本系統相關設備不論在正常或異常狀態下，排放至大氣之放射性物質必須在可接受之限制值內，冷凝水的品質及可能造成之淹水(Flooding)現象不能影響安全相關設備之正常運轉。

如 10.3 節所述，主冷凝器與主蒸汽管路需具備事故下收集主蒸汽隔離閥洩漏之容量與能力，所以主冷凝器之支撐架必須執行地震分析，以證明在安全停機地震之負載情況下，仍能維持其完整性，此項分析在第三章另有說明。

核四廠主冷凝器設計能承受汽機旁通系統之 110% 蒸汽量，此與美國進步型設計 40% 旁通量及日本柏崎廠六、七號機設計 35% 旁通量不盡相同（參見 Q/A 10-09），針對此設計上之重要改變，多次與台電公司公司及奇異公司討論，其主要原因為根據當初環境影響評估報告之要求，主冷凝器進出口溫差必須小於攝氏七度。依此所計算出冷凝器之熱傳面積需作適當增大，此熱傳面積亦可承受 110% 蒸汽旁通容量。因此就材料、幾何結構及運轉參數等方面請台電公司公司再予以澄清。又由於旁通容量由 35% 增加至 110%，則蒸汽旁通管路之設計差異亦需再說明，此等問題均列追蹤項目。經台電公司公司於八十七年八月十八日以 D 核技機字第 8708-1003Y 號函答覆說明主冷凝器容量設計純係考量海水溫度及海水溫升(7 )之結果，與 110% 蒸汽旁通容量設計並無關連。即 110% 蒸汽旁通設計並未導致主冷凝在滿足 7 溫升所

必須具備之基本容量外，再額外增大容量。主冷凝器在滿足海水溫度及 7 °C 溫升後，即自動具備容納 110% 蒸汽旁通量之能力，因此核四廠將具備在滿載中棄載而不跳機之能力。經本會審查其答覆內容後，於八十七年十月二十六日以 (87) 會核字 20954 號函准予備查。

在正常運轉時，主冷凝器是在真空狀態下運作，任何不當之洩漏都將影響其正常功能，所以其水質導電率、管路洩漏偵測都必須連續監控，以預警因主冷凝器之真空不符合規範要求而導致汽機跳脫。真空泵的排放是經由汽機廠房之排放系統，此系統亦有輻射偵測設備，另外低壓汽機與主冷凝器連接之膨脹接頭由不鏽鋼製造，對於如果發生斷裂所可能造成之淹水(Flooding)影響另案追蹤。

#### 10.4.2 冷凝器空氣移除系統

審查本系統主要是依據 SRP 10.4.2 節及 RG 1.26、RG 1.33 等規定，使本系統能符合 GDC-60 及 GDC-64 之要求。

本系統的設計目的是在正常運轉時將主冷凝器內部的不凝結氣體及滲入之空氣經廢氣系統處理再經由煙囪排至廠外，主冷凝器正常運轉時必須維持真空，如果真空度變差，會導致汽機排氣壓力增大而影響汽機效率，如果此系統不能即時恢復正常運轉，更會引起汽機跳脫。

機組起動初期，因需移除之空氣或未凝結氣體量較多，故先起動一台 100% 容量之機械真空泵（設計上有二台）建立主冷凝器真空，此泵之排氣經由汽機廠房之排氣系統外釋，雖然此時之輻射量很低，但

在排風管道上仍安裝輻射偵測元件並連至主控制室作為警報之用。當主冷凝器之真空達到 0.034 至 0.051 MPa 絕對壓力時，改由一台 100% 容量之二段式蒸汽抽氣器(SJAE)（設計上有二台）取代機械真空泵，移除冷凝器內之非凝結氣體，以達更佳之真空度。蒸汽抽氣器第二級維持定量之蒸汽流量，用於稀釋氫氣濃度，以確保混合氣不會爆炸。

綜合上述，本系統之儀控設計、檢測計畫及放射性監控設備皆能符合 GDC-60 及 GDC-64 之要求。

#### 10.4.3 汽機汽封系統

本系統之設計，是為預防汽機轉軸與機殼間之穿越孔及蒸汽閘桿洩漏而導致放射性物質外釋至汽機廠房，另一目的為阻止外部空氣滲入蒸汽循環系統。所以本系統必須能夠提供清潔之密封蒸汽，以杜絕軸封及外殼之洩漏，同時提供關斷閘、控制閘、中間閘及旁通閘填料密封之汽源。

本系統之設備包括蒸汽蒸發器、蒸汽壓力調節器、密封蒸汽集管、汽封冷凝器和二台 100% 容量之馬達帶動排氣扇。當汽封蒸汽和空氣進入汽封冷凝器後，由汽封冷凝器排風扇把氣體經汽機廠房排氣扇排至大氣，如此可防止空氣漏進低壓汽機避免汽鎚現象，也阻止高壓蒸汽漏出。

審查中曾提出（參見 Q/A 10-05）汽機軸封系統在正常運轉時及主蒸汽隔離閘關閉時之蒸汽來源應再澄清。經台電公司說明，當主蒸汽隔離閘關閉後，輔助鍋爐提供蒸汽至汽機軸封系統，此輔助鍋爐

接到信號後可在 10 15 秒起動提供清潔汽源。

綜合上述，汽封系統壓力控制以防止汽鎚現象，維持真空狀態及放射性物質外釋監控設計及控制邏輯，皆能符合 GDC-60 及 GDC-64 要求。

#### 10.4.4 汽機旁通系統

審查本系統主要依據 SRP 10.4.4 節之步驟及規範內容，以期能符合 GDC-4 及 GDC-34 之要求。

汽機旁通系統之目的是將定量的額定蒸汽直接排入主冷凝器，蒸汽的旁通可使電廠負載出現快速下降變化時，亦不致引起反應爐或汽機跳脫，同時當機組起動或停機階段藉由旁通能力以控制反應爐壓力。假如本系統在負載變化或汽機跳脫時發生故障，可由開啟安全釋壓閥執行保護功能，所以對安全功能不會產生影響。

本系統設計容量至少要具有將 110% 的主蒸汽排入主冷凝器的能力，此項設計與傳統之沸水式電廠不同，當主蒸汽管路破管時，其蒸汽排放路徑及自旁通閥至主冷凝器間之蒸汽旁通管路需做動態分析，以能符合 GDC-4 之要求，此點列入追蹤項目。

本系統係非安全功能設計，亦沒有安全相關設備安裝於汽機廠房，所以對機組之安全停機不會影響。然而在核四廠設計，當發生冷卻水流失事故(LOCA)時，主蒸汽管路及主冷凝器需收集主蒸汽隔離閥

之洩漏量，所以在安全停機地震時本系統必須維持其完整性。正常停機，此旁通系統具備移除餘熱之能力，故能符合 GDC-34 之要求。

#### 10.4.5 循環水系統

審查本系統主要依據 SRP 10.4.5 節之步驟及規範內容，以期能符合 GDC-4 之要求。

循環水系統是提供足夠冷卻水將主冷凝器於運轉中產生之潛熱移除並排放至海水。循環水系統之水源取自海水，海水由循環水泵輸送到汽機冷凝器管側、吸收汽機排汽潛熱後，排至循環水排水渠道，再回到大海。系統並設置循環水化學處理設備即海水電解系統，以減少海生物滋生。

核四廠運轉期間所產生之熱量排放至大海，其相關之設計，如台電公司承諾主冷凝器進出口溫升小於 7 等，應屬合理。至於運轉後，其溫排水之排放亦需符合環保署之規定，即出口溫度最高不超過 42，且距排放口 500 公尺之最大溫升小於 4 之要求。

本系統雖非安全相關設計，但因使用大量海水又為開放環路設計，所以系統管路之斷裂，水箱及膨脹接頭之洩漏，過量海水洩漏至冷凝器坑(pit)均會造成汽機廠房樓層之淹水現象，而對其他安全相關設備造成影響，故在主冷凝器坑有洩漏偵測設計，其信號連接至主控室，當高水位警報出現時，循環水泵及冷凝器隔離閥依據控制邏輯自動跳脫及關閉。根據現階段設計需求，本系統符合 GDC-4 之要求。有關當膨脹接頭斷裂所可能造成汽機廠房淹水分析，將列為追蹤項目。

#### 10.4.6 凝結水淨化系統

沸水式反應爐爐水必須保持高純度水質，以防止其內部機件和系統設備之腐蝕及放射性活化問題。因此，反應爐飼水需有水質淨化處理，提高水質純度，防止系統腐蝕產物或異物隨飼水進入反應爐。本系統增加前置過濾器之設計（如圖二），可移除不溶於水之懸浮的雜質與腐蝕產物。

另外，除礦器有九組深床式離子交換樹脂床，在其下游各安裝一支金屬濾網以預防樹脂洩漏。本系統流量控制係採雙重設計亦有旁通管路，所以凝結水系統不會因單一故障信號而中斷運轉。故其整體設計符合 EPRI NP-4947-SR 之理念。

#### 10.4.7 凝結水及飼水系統

審查本系統主要依據 SRP 10.4.7 節之步驟及規範內容，以期符合 GDC-2、GDC-4、GDC-5、GDC-44、GDC-45 及 GDC-46 之要求。

凝結水與飼水系統是指自冷凝器熱井到反應爐飼水口為止。依次有凝結水泵、蒸汽抽氣器冷凝器、汽封冷凝器、廢氣冷凝器、前置過濾器、凝結水除礦器組、增壓泵、低壓飼水加熱器組、飼水泵、高壓飼水加熱器組等設備，另外有連通管路、控制閥與儀控系統。通常以飼水泵為分界點，之前是凝結水系統，其後為飼水系統。實用上，除礦器下游之凝結水系統，又稱為低壓飼水系統。

依前節所述，因在凝結水淨化系統裝置六組前置過濾器，再經除礦系統，因而導致管路壓力降低，故在設計上增加冷凝水增壓泵，以維持飼水泵所需之正淨吸水頭(NPSH)。

因本系統管路分佈在不同的區域，故其品質分類之等級亦不相同。飼水系統屬地震一級之管路設計和安全相關設備之隔離設計及保護措施均能抗拒內部產生之飛射物件衝擊，故符合 GDC-2 及 RG 1.29 之要求。進步型沸水式反應爐之飼水流量採低流量設計以降低對飼水噴嘴之衝擊，並可避免因飼水控制閥快速關閉形成之暫態所引發之水鎚現象，此符合 GDC-4 之要求。此型反應爐為單一機組設計，各種設備及控制邏輯均為獨立設計沒有其它機組共用的問題，故 GDC-5 不適用。本系統各串設備在正常運轉時，均可隔離、測試及檢測，亦符合 GDC-44、GDC-45 及 GDC-46 之要求。

## 10.5 審查結論

根據核四廠初期安全分析報告書，經相關人員審慎審查後，在現階段概念設計觀念上，可符合一般設計準則及相關工業標準及規範之要求，重要審查結論摘要如表 10-2 所示。唯尚有部分仍待繼續追蹤項目如表 10-3 重要追蹤事項摘要所示，將按時程繼續追蹤，以利施工期間之視察工作及繼續終期安全分析報告之審查。

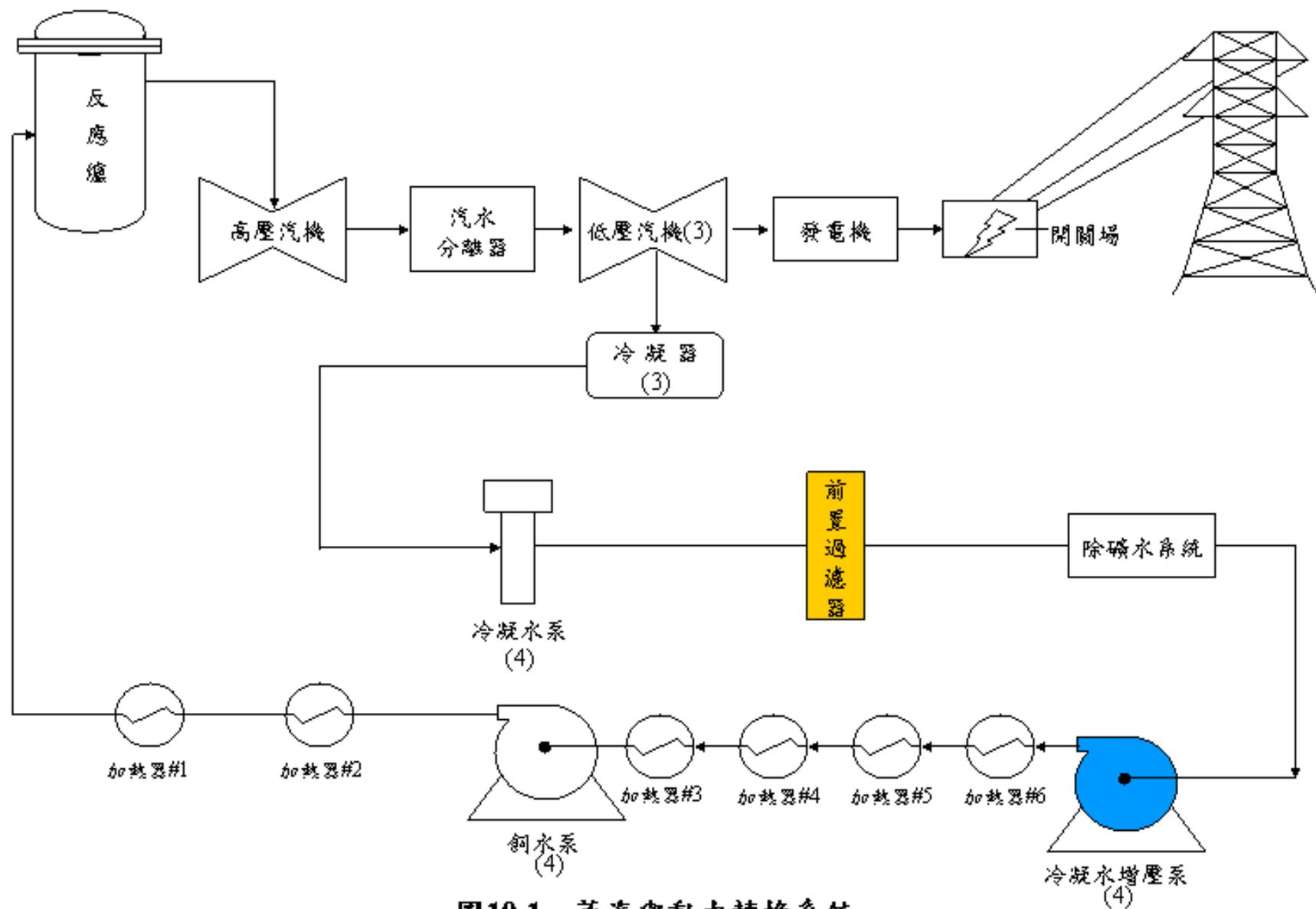


圖10.1 蒸汽與動力轉換系統

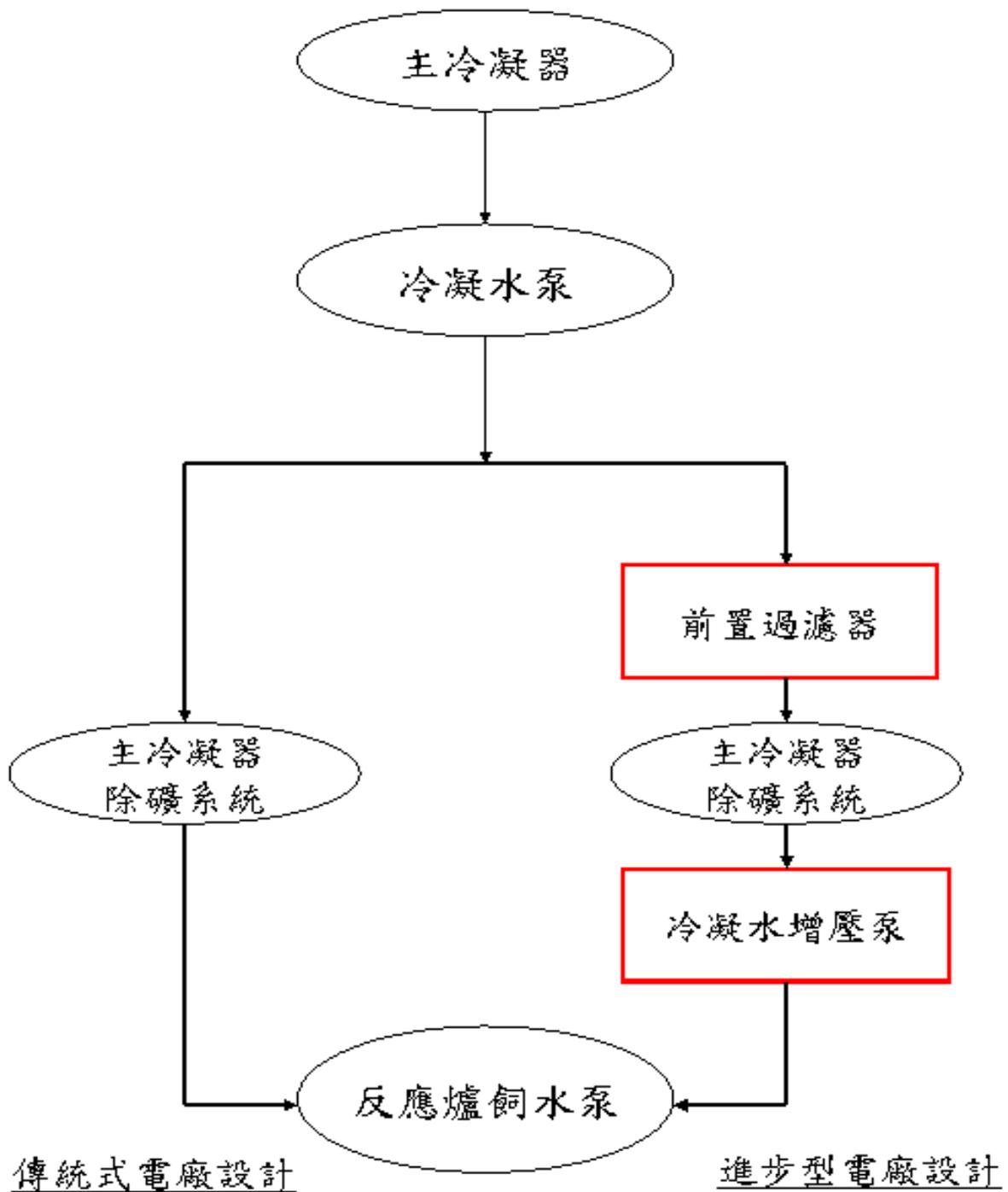


圖10.2 冷凝器除礦系統設計變更比較

表 10.1 蒸氣與動力轉換系統比較表

	核 一	核 二	核 三	核 四
汽輪機 · 廠家 · 低壓汽機數 · 低壓轉子 · 出力 · 旁通容量	西屋 兩座四流 套縮式 634MW 25%	西屋 兩座四流 整體式 985MW 35%	奇異/艾波比 兩座四流 焊接式 951MW 35%	三菱 三座六流 整體式 1371MW 110%
每部機汽水分離再熱器(數目)	兩座	兩座	四座	兩座
主冷凝器 · 殼數 · 設計溫升 · 線上冷凝管清洗設備 · 過濾器	每部機兩座 8.3 有 無	每部機兩座 11.1 無 無	每部機兩座 10.2 * <sup>(3)</sup> 無 無	每部機三座 6.6 有 有
飼水加熱器 · 低壓部份 · 設於冷凝器頸部低壓加熱器數	每部機兩串 每殼一個	每部機兩串 每殼三個	每部機兩串 每殼四個	每部機三串 每殼四個
主飼水泵配置	3X55%MD 三台馬達帶動	3X55%TD 三台汽機帶動	3X55%TD + 4%MD 三台汽機帶動 一台馬達帶動 (起動用)	3X55%TD + 20%MD 三台汽機帶動 一台馬達帶動 (起動用)
冷凝水系統泵配置	只設冷凝水泵	只設冷凝水泵	只設冷凝水泵	除冷凝水泵 另設冷凝水增壓泵
除礦水系統	壓力高	壓力高	壓力高	壓力低
每部機循環海水泵台數	四台	四台	四台	六台

**表 10.2 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
10-1	10.2.1	汽輪機屬高能量物件，其超速保護及緊急跳脫信號之邏輯設計，應可避免飛射物件之形成	GDC-4	可以接受
10-2	10.2.2	汽輪機轉子之完整性	ASTM A-370	汽輪機製造過程中即應執行破壞測試並將結果先送會審查
10-3	10.3	主蒸汽管路及相關設備防範天然災害之能力及主蒸汽隔離閥洩漏改善措施	GDC-2 RG 1.117	可以接受
10-4	10.4.1	主冷凝器防範放射性物質外釋之能力及監控系統設計	GDC-60	可以接受
10-5	10.4.6	凝結水除礦器系統增加前置過濾器，以增加系統淨化能力	EPRI NP-4947-SR	可以接受
10-6	10.4.7	凝結水及飼水系統對地震及異常狀況時防範能力及維持安全相關設備之功能	GDC-2 GDC-4 GDC-44 GDC-45 GDC-46	可以接受

**表 10.3 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
10-1	10.2.3	提供汽機轉子材料執行 FATT 及 CHARPY 沖擊試驗後之數據	建廠期間
10-2	10.2.3	汽機組件執行應力、疲勞、龜裂成長之各項技術分析資料	終期安全分析報告書階段
10-3	10.3.1	主蒸汽管路及旁通管路之動態分析報告	終期安全分析報告書階段
10-4	10.4.1	主冷凝器膨脹接頭斷裂後，可能造成淹水(Flooding)之影響分析及支撐架設計分析	終期安全分析報告書階段
10-5	10.4.7	飼水管路動態分析資料	終期安全分析報告書階段

# 第十一章 放射性廢料管理

## 11.1 概述

本章之內容分為六節，分別為：射源項、放射性液體廢料處理系統、放射性廢氣處理系統、放射性固體廢料處理系統、流程與排放之輻射監測及取樣系統、及廠外環境輻射監測計畫；其內容概述如下：

### 1.射源項(Source terms)

本節定義反應器冷卻水與蒸氣中的放射性物質，此數據將作為液體、氣體及固體放射性廢料處理系統之設計基準。

### 2.放射性液體廢料處理系統(Liquid Radwaste System)

本系統係用來分類、收集、暫存及處理所有運轉情況下所可能產生之廢液，儘可能使水能再回收利用，以減少廢水排放，降低對廠外民眾之輻射影響。

### 3.放射性廢氣處理系統(Gaseous Radwaste Processing System)

放射性氣體廢料處理之目的，在去除其中所含的放射性惰氣、放射性碘及微粒，以減少從核能電廠外釋到大氣之放射性強度。

### 4.放射性固體廢料處理系統(Solid Radwaste Management System)

本系統的功能包括下列子系統：濕性廢料處理系統，乾性廢料處理系統，減容系統(含焚化爐與超高壓縮機)，除污系統與設備，固化及盛裝系統(全部使用 55 加侖鋼桶)，及廢料貯存倉庫乙座。

### 5.流程與排放之輻射監測及取樣系統(Process & Effluent Radiological Monitoring

and Sampling System)

本系統提供電廠正常運轉、異常狀況、及意外事故期間輻射狀況之連續監測及顯示。本系統之目的在偵測廠內各流程或排放管路中液、氣體之放射性含量。

所有廠內的排放點與途徑均受此系統之監測。

## 6. 廠外環境輻射監測計畫(Offsite Radiological Monitoring Program)

本節應說明廠外環境輻射監測體系。

本章審查須符合之主要法規，詳如附表11-1。

## 11.2 射源項

本節說明核四廠係採用 ANS/ANSI-18.1之射源項資料(詳細之數據如PSAR內之表11.1-1 7)，僅下列二項數據稍作調整：

1. Offgas input rate: 3,700 MBq/s (30 minute decay) ;
2. Core release rate of I-131: 25.9 MBq/s。

對於可能產生且滲漏至反應器冷卻劑之分裂產物活度比例（包括惰性氣體、放射性碘及其他分裂產物）、活化產物放射性同位素的濃度、水與蒸氣系統可能的滲漏速率與流體之活度，均有詳細說明，並據以為液體、氣體、固體放射性廢料處理系統之設計依據，同時亦做為廢氣、廢水排放之輻射影響評估依據。

### 11.3 放射性液體廢料處理系統

核四廠的二部機組各有乙套放射性液體廢料處理系統，可處理高、低導電率廢水及化學廢液，另有乙套共用的系統用於處理洗衣廢水。放射性液體廢料處理系統的設計目標及準則為：儘可能減少固化廢料的產生量，降低工作人員劑量，減少廢水排放，及提昇再回收水的品質。對於(1)設備與管線之品質分類暨其建造與測試要求，(2)防震設計，(3)降低工作人員劑量等方面的作法及相關法規要求，均有說明，可符合安全要求。

對於放射性液體廢料處理系統中的三個子系統(即高純度廢水、低純度廢水及洗衣廢水處理子系統)之處理對象、來源及處理方式等，均有說明，並附有處理流程圖示意。對三個子系統的預估處理能力、反應器冷卻水活度(RCA)分率、及各管槽的容量或處理流量等，均以列表說明；對於廢水排放稀釋率的保守估算，亦有充分的說明。未來將有行政管制作為及程序書，限制瞬時排放濃度，以符合 10CFR20相關規定。

本系統之設計邏輯，基本上與典型沸水式核電廠者大同小異，主要的處理程序包括過濾、除礦及濃縮。設計之廢液飼入量，高導電度廢水為11,300 gpd/unit，低導電度為23,000 gpd/unit，總計為 34,300 gpd/unit。處理過廢液仍以送回冷凝水除礦槽再使用為主。針對廢液中之有機物問題，則設計有有機物移除步驟。對於廢樹脂將採不再生方式處理，預估濃縮廢液之量及性質將與現行核一、二廠不同，而主冷凝除礦器前將裝設前置過濾器，有助於增加樹脂使用壽命。

高純度廢水處理系統設計有足夠的餘裕，除非為了電廠水平衡的需要，處

理後的廢水以不排放為原則。但洗衣廢水因仍含有機成份，原則上並不回收再利用。

#### **11.4 放射性廢氣處理系統(Gaseous Radioactive Waste Processing System)**

放射性廢氣處理系統的主要作用在滯留及過濾廢氣中之放射性核種，即儘量延長氣體在系統內的停留時間，以便放射性進一步衰減，而微粒則藉各種技術予以捕獲及處理，以減少放射性排放及確保環境之輻射安全。本系統的設計概念，係以預熱器將廢氣氣流加熱後，送入氫氣再結合器使結合成水氣，再經冷凝器將水分離，並經乾燥器乾燥後，流經活性炭吸附床及高效率過濾器，且經放射性偵檢器檢測無虞後，才由廠房煙囪排出至外界。

核四廠係以放射性惰氣經 30 分鐘之衰變後，其年平均排放之輻射源強度為 3700 百萬貝克/秒(MBq/S)，作為本系統的設計基準，其活性炭吸附床具有滯留氙(Xe)氣體 60 天之功能，是相當安全保守的設計。

本系統之概念設計，在機組正常運轉情況下，廠外之輻射排放劑量能符合美國聯邦法規 10CFR 20 及電廠運轉規範之限制要求，並可確保其放射性氣體於電廠廠界所造成的年輻射劑量小於 10CFR50 附錄 I 的規定。

本系統之設計，符合 10CFR 50 附錄 A 有關之一般設計法則 GDC 3、GDC

60、及 GDC 61 之要求。其中 GDC 3 是有關系統之防火要求，故對重要的結構、系統、及組件，其設計及位置安排等可在不妨害其他安全要求之情形下，將火災及爆炸(含氫爆)之可能性及效應減至最低；GDC 60 為對放射性物質釋放到環境之要求，故本系統設計將有充分之留置(Holdup)容量，以保留放射性物質之氣體排出物，系統設計上並須經放射性偵檢器檢測無虞後才會排至外界，故可符合氣體排放的有關限制；至於 GDC 61 則為對系統之放射性管制要求。

本系統有關設備將會適當選擇，並具妥善之屏蔽設計，以確保工作人員之輻射劑量能合理抑低，並承諾能符合美國核管會法規指引 RG 8.8 (Rev.3)之規定。至於系統之重要設備，其設計、製造、材料選擇、焊工資格與程序，以及有關之檢驗和測試等規範則承諾依 PSAR 表 11.3-1 之工業標準，可符合安全要求。

除了上述法規要求外，本章節有關之系統、結構及組件設計等，承諾將符合美國核管會法規指引 RG 1.143 (Rev.1)之規定；處理系統則承諾符合美國國家標準 ANSI/ANS-55.4 (一九七九年版)之規定。

經由日本阪神大地震等之經驗顯示，重要結構物之耐震設計除考慮水平加速度外，垂直加速度之耐震考量亦相當重要，故特別提請台電公司予以澄清。經台電公司答覆，放射性廢氣處理系統有考量水平及垂直加速度之地震效應，該系統設計符合安全要求。

## 11.5 放射性固體廢料處理系統

本計畫內的二部機組共用乙套放射性固體廢料處理系統，可固化盛裝電廠運轉過程中所產生的放射性廢料，並加以貯存。本系統的功能包括下列子系統：濕性廢料處理系統、乾性廢料處理系統、減容系統（含焚化爐與超高壓縮機）、除污系統與設備、固化及盛裝系統（全部使用現行之55加侖鋼桶）。

濕性廢料主要有濃縮廢漿、用過樹脂、過濾器反洗污泥及桶槽污泥等四大類，對於其廢料可能之產生量及系統設計容量與處理流量等，均有列表說明。處理原則為予以減容或固化處理後裝桶。至於實際之減容或固化技術細節，台電承諾於FSAR時提供。

乾性廢料可概分為可燃性、可壓縮性、及不可燃不可壓廢料等三種。其中可燃廢料部份以焚化處理為原則，將設置乙座焚化爐，處理能力為每小時100公斤；可壓廢料部份，以壓縮處理為原則，將設置乙座1500噸超高壓縮機。至於不可燃不可壓廢料部份，將採先裝桶後，再予以灌漿填充其間隙。詳細之設計資料，台電承諾於FSAR時提供。

對於(1)設備與管線之品質分類暨其建造與測試要求，(2)防震設計，(3)降低工作人員劑量等方面的作法及相關法規要求，均有說明，可以符合安全要求。

本系統之設計目標為，藉由行政管理減少廢料產生量，採用先進的減容技術，使廢料年產量小於 250桶。本系統的設計準則為，於收集、分類、焚化、盛裝及貯存等過程中，工作人員之輻射曝露應符合我國「游離輻射防護安全標準」中之合理抑低原則及劑量限值規定。

由於固體廢料年產量之設計目標為每機組每年 250桶 (55加侖鋼桶)，符合本會「放射性廢料減量策略」對新設核能電廠之要求。以目前之技術能力，搭配特殊運轉邏輯及良好的廠房管理，達到此目標並不困難。所有固體廢料主要仍以標準之55加侖鋼桶盛裝，並存放於廠內之貯存庫，其容量為20,000桶，足夠電廠運轉四十年所需，其詳細設計資料將於 FSAR 中提出。

#### 11.6 流程與排放之輻射監測及取樣系統

本節旨在說明核四廠所用之流程及排放放射性液、氣體偵測取樣系統，其目的在偵測廠內各流程或排放管路中液、氣體之放射性含量，所有廠內的排放點/途徑均受此系統之監測。本系統設計目標明確，可以提供電廠安全運轉所需之數據及監測放射性液、氣體的排放。

本系統提供電廠正常運轉、異常狀況、及意外事故期間輻射狀況之連續監測及顯示，大部分之度量結果都會記錄在廠用電腦系統(Plant Computer System, PCS)上。所有流程及排放輻射監測系統內非安全相關之監測器，亦均透過非緊急多工系統(Non-Essential Multiplexing System)構成網路，並連續傳輸至 PCS。安全相關之監測器則以硬線(hardwired)連接至 1E 級之多工系統。

備用氣體處理系統及主排氣管道均設有廣域排放監測器，以提供事故後之情性氣體量測。除此之外，相關之附屬系統均裝有過濾器，以提供事故中及事故後期間移除外釋氣體中之放射性碘及微粒。

監測系統的檢查採定期遙控方式，可將系統之可用度提升到最大，且可降低維護人員劑量。

核四廠與傳統 BWR 電廠在氣、液體排放之設計基準值上並無差異，但在預期排放值則有降低，其中核四廠惰性氣體預期排放值由  $1.85 \times 10^9$  貝克/秒降至  $5.55 \times 10^8$  貝克/秒；放射性碘預期排放值由  $9.25 \times 10^6$ - $1.11 \times 10^7$  貝克/秒降至  $3.7 \times 10^6$  貝克/秒，已明顯降低。由於核四廠採用兩項新設計：階疊式飼水加熱器洩水系統及兩套反應器爐水淨化系統，預期將可進一步減低排放值。

根據表 11.1-1，Kr-85 為關鍵核種(半衰期最長)，而 Kr-85 在常溫時不易被吸附偵測，因此台電公司應於採購規範中應加入對 Kr-85 的偵測需求，不可僅以 Xe-133 代表所有的惰性氣體。

第 11.5.3 及 11.5.4 節中有關流程及排放取樣監測部份，只於表 11.5-4，11.5-5，11.5-6，及 11.5-7 中簡要說明取樣目的、取樣頻率、分析項目等，有關取樣的位置及相關設備應於 FSAR 時提出並詳細說明之。本節其他部份在經過修正後，可符合我國相關法規之要求。

## 11.7 廠外環境輻射監測計畫

廠外環境輻射監測除可監測核能電廠放射性氣液體之排放，亦可瞭解核能電廠營運對廠外環境之影響，因此監測計畫之擬訂及執行應妥為規劃。台電公司原先表示將於 FSAR 時才提出，惟依本會「環境輻射偵測規範」，核設施在運轉前之調查須實施二年以上，俾使核設施於運轉後執行環測時可熟練運作。因此，若於 FSAR 階段才提出，時程上將不符規定。

為此，乃要求核四廠之環境輻射偵測，應依本會頒布之「環境輻射偵測規範」於運轉前三年提報「環境輻射偵測計畫」送本會審查，並依規定於運轉前二年執行偵測。本項已於審查結論報告中，列為追蹤項目，要求台電公司注意辦理。

另依「核能四廠第一、二號機發電計畫環境影響評估報告」之審查結果，亦曾要求台電公司對「環境劑量評估所需本土基礎資料，包括電廠附近居民生

活及飲食習慣、人口分佈狀況及土地利用等應確實調查建立」。且亦要求台電公司應「研擬更具體與完整之環境監測計畫，務期能建立完整之環境背景資料庫，確實掌握電廠施工與運轉對環境的實際影響」。

為此，台電公司表示鹽寮地區環境輻射偵測作業自民國七十年二月起執行至八十年九月，長達十一年，其環境輻射資料相當完整，並收錄在環境影響評估報告第二章第九節，至於核四廠運轉前附近居民生活及飲食習慣、人口分佈及土地利用資料調查，將配合燃料裝填前兩年執行之背景環境輻射偵測作業，委請學術單位調查。有關環境影響評估相關要求項目，已由「核能四廠環境保護監督委員會」追蹤中。另對核四廠環境輻射偵測，將依規定於運轉前二年執行偵測，詳細時程如表11-2。

本節經修正後可符合我國「環境輻射偵測規範」之要求。

## 11.8 審查結論

根據上述各節審查發現，本章之內容可符合安全要求，其中重要審查結論摘要列於附表11.3，對台電公司要求之重要追蹤事項摘要，列於附表11.4。

**表11.1 本章審查相關法規**

---

一、中華民國相關原子能法規

- 1.游離輻射防護安全標準
- 2.核能電廠環境輻射劑量設計規範
- 3.核能電廠放射性物質排放管理規範
- 4.放射性液氣體排放輻射劑量限值規定
- 5.環境輻射偵測規範
- 6.放射性廢料管理方針
- 7.放射性廢料管理辦法
- 8.低放射性廢料減量策略
- 9.低放射性廢料處理設施管制規範
- 10.放射性廢料盛裝容器(第二種鋼製桶類第一型)規範
- 11.放射性廢料盛裝容器規範
- 12.低放射性廢料貯存設施管制規範
- 13.低放射性廢料體品質規範

二、美國相關核能法規及標準

1. 10 CFR 20 , “ Standards for protection Against Radiation ”
2. 10 CFR 50 , “ Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities ”
3. 10 CFR 50 Appendix A , “ General Design Criteria for Nuclear Power ”

Plants ”

4. 10 CFR 50 Appendix B , “ Annual Limits on Intake(ALIs) and Derived Air Concentrations(DACs) of Radionuclides for Occupational Exposure Effluent Concentrations ; Concentrations for Release to Sewerage ”
5. 10 CFR 50 Appendix I , “ Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion " As Low As Is Reasonably Achievable" for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents ”
6. 10 CFR 190 , “ Environmental Radiation Protection Standards for Nuclear Power Plant Operations ”
7. RG 1.21 , “ Measuring , Evaluating , and Reporting Radioactivity in Solid Wastes and Releases of Radioactive Materials in Liquid and Gaseous Effluents form Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants , ” 1974.
8. RG 1.26 , “ Quality Group Classifications and Standards for Water , Steam , and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants , ”
9. RG 1.29 , “ Seismic Design Classification , ”
10. RG 1.70 , “ Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants , ” 1978.
11. RG 1.109 , “ Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50 , Appendix I , ” 1977.
12. RG 1.112 , “ Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and

- Liquid Effluents from Light-Water-Cooled Power Reactors , ” 1977.
13. RG 1.113 , “ Estimating Aquatic Dispersion of Effluents from Accidental and Routine Reactor Releases for the Purpose of Implementing Appendix I , ” 1977.
  14. RG 1.143 , “ Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems , Structures , and Components Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants , ” 1979.
  15. RG 8.8 , “ Information Relevant to Ensuring That Occupational Radiation Exposures at Nuclear Power Stations Will Be As Low As Is Reasonably Achievable , ” 1978.
  16. ANSI/ANS-40.35-1991 , “ Volume Reduction of Low Level Radioactive Waste ”
  17. ANSI/ANS-55.6-1993 , “ Liquid Radioactive Waste Processing System for Light Water Reactor Plants ”
  18. ANSI/ANS-40.37-1993 , “ Mobile Radioactive Waste Processing Systems ”
  19. ANSI N237-1976/ANS-18.1 , “ Source Term Specification ”
  20. ANSI N42.18(1980)/ Old Number: ANSI 13.10(1974) , “ Specification and Performance of On-site Instrumentation for Continuously Monitoring Radioactivity in Effluents ”

### 三、參考廠安全分析報告及相關文件

1. GE ABWR Standard Safety Analysis Report

2. GE ABWR Certified Design Material
  3. Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the Advanced Boiling Water Reactor Design(NUREG-1503)
  4. 核能四廠環境影響評估報告
-

表11.2 核四廠環境偵測計畫執行時程表

分項工作	預定執行進度										備註	
	88/1	88/7	89/1	89/7	90/1	90/7	91/1	91/7	92/1	92/7		
核四廠歷年實測數據整理	→											核四環境評估報告及相關資料整理
核四廠設計相關資料及環境評估資料收集	→										核四環境評估報告及相關資料整理	
核四相關環境規劃研究計畫發包	→											
執行核四相關環境規劃及修訂	→		→		→		→		→			89年計畫於8月送審
環測對照站選擇及環境試樣取樣實測分析					→							
鹽寮地區環境試樣取樣實測分析					→						依法規需於運轉前兩年執行偵測	

註：以上之時程規劃係以核四廠於 92 年 8 月進行燃料裝填為前提而訂定，如實際狀況變更，將配合修正。

表 11.3 重要審查結論摘要

項次	PSAR章節	內 容	依 據 法 規	審 查 結 論
11-001	11.1	採用 ANS/ANSI-18.1之射源項資料,僅下列二項數據稍作調整： 1.Offgas input rate：3,700 MBq/s (30 minute decay)； 2.Core release rate of I-131：25.9 MBq/s。	1. 核能電廠環境輻射劑量設計規範 2. 核能電廠放射性物質排放管理規範	可符合安全要求
11-002	11.1	對於可能產生且滲漏至反應器冷卻劑之分裂產物活度比例 (包括惰性氣體、放射性碘及其他分裂產物)、活化產物放射性同位素的濃度、水與蒸氣系統可能的滲漏速率與流體之活度,均有詳細說明,並據以做為放射性廢料處理系統設計依據,及做為廢氣、廢水排放之輻射影響評估依據。	1. 核能電廠環境輻射劑量設計規範 2. 核能電廠放射性物質排放管理規範	可符合安全要求
11-003	11.2	對於1.設備與管線之品質分類暨其建造與測試要求2.防震設計3.降低工作人員劑量等方面的作法及相關法規要求均有詳細說明。	1. 游離輻射防護安全標準 2. 10CFR 50 App.A GDC 3. RG 1.143	可符合安全要求
11-004	11.2	對於放射性液體廢料處理系統中的三個子系統之處理對象、來源及處理方式等均做概略性的說明,亦附有示意處理流程圖。對三個子系統的預估處理能力、反應器冷卻水活度(RCA)分率、及各管槽的容量或處理流量等,均以列表說明;對於廢水排放稀釋率的保守估算,亦有充分的說明。	1. 放射性液氣體排放輻射劑量限值規定 2. 放射性廢料管理辦法 3. 低放射性廢料處理設施管制規範	可符合安全要求

項次	PSAR章節	內 容	依 據 法 規	審 查 結 論
11-005	11.3	對於本系統的設計準則及設計時應遵守的法規，有詳細的說明；對於本處理系統的處理流程(包括設備、功能及設施)、排氣系統 (Offgas System)、儀器與控制(Instrumentation and Control)品質管制、防震設計、測試及放射性氣體排放等，亦有充分之描述。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 游離輻射防護安全標準</li> <li>2. 10 CFR 50 App.A GDC</li> <li>3. RG 1.143</li> <li>4. 放射性液氣體排放輻射劑量限值規定</li> <li>5. 放射性廢料管理辦法</li> <li>6. 低放射性廢料處理設施管制規範</li> </ol>	可符合安全要求
11-006	11.4	本系統之設計目標為，使廢料每機組年產量小於 250桶。於收集、分類、焚化、盛裝及貯存等過程中,工作人員之輻射曝露將符合我國「游離輻射防護安全標準」中之合理抑低(ALARA) 原則及劑量限值規定。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 游離輻射防護安全標</li> <li>2. 10 CFR 50 App.A GDC</li> <li>3. RG 1.143</li> <li>4. 放射性廢料管理辦法</li> <li>5. 低放射性廢料處理設施管制規範</li> <li>6. 低放射性廢料貯存設施管制規範</li> <li>7. 低放射性廢料減量策略</li> </ol>	可符合安全要求。
11-007	11.5	本系統提供電廠正常運轉、異常狀況及意外事故期間輻射狀況之連續監測及顯示。有關監測結果之電腦化處理部分，台電公司承諾所有流程及排放輻射監測系統內非安全相關之監測器，亦均透過非緊要多工系統構成網路，並連續傳輸至電廠之電腦系統。安全相關之監測器則以硬線連接至 1E 級之多工系統。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 游離輻射防護安全標準</li> <li>2. 核能電廠放射性物質排放管理規範</li> <li>3. 10CFR50 App.A GDC 19, 60, 63, 64</li> </ol>	可符合安全要求。

項次	PSAR章節	內 容	依 據 法 規	審 查 結 論
11-008	11.5	備用氣體處理系統及主排氣管道均設有廣域排放監測器，以提供事故後之惰性氣體量測。除此之外，相關之附屬系統均裝有過濾器，以提供事故中及事故後期間移除外釋氣體中之放射性碘及微粒。	10CFR50 App.A GDC 19, 60, 63, 64	可符合安全要求。
11-009	11.5	監測系統的檢查採定期遙控方式，可將系統之可用度提升到最大，且可降低維護人員劑量	游離輻射防護安全標準 10CFR50 App.A GDC 60, 63, 64	可符合安全要求。
11-010	11.5	核四廠與傳統 BWR 電廠在氣、液體排放在設計基準值上並無差異，但在預期排放值則有降低，其中核四廠惰性氣體預期排放值由 $1.85 \times 10^9$ 貝克/秒降至 $5.55 \times 10^8$ 貝克/秒；放射性碘預期排放值由 $9.25 \times 10^6$ - $1.11 \times 10^7$ 貝克/秒降至 $3.7 \times 10^6$ 貝克/秒，已明顯降低。由於核四廠採用兩項新設計：階疊式飼水加熱器洩水系統及兩套反應器爐水淨化系統，將可進一步減低預期的排放值，惟台電公司將視爾後實際運轉情形再修正之。	游離輻射防護安全標準 10CFR50 App.A GDC 19, 60, 63, 64	可符合安全要求。
11-011	11.5	應於採購規範中加入對 Kr-85 的偵測需求，不宜以 Xe-133 代表所有的惰性氣體。	10CFR50 App.A GDC 60, 63, 64	同意台電公司之說明，於終期安全分析報告書階段追蹤之。
11-012	11.5	流程取樣部份簡要說明了取樣目的、取樣頻率、分析項目等，有關取樣位置及其相關設備應於 FSAR 時提出並詳細說明之。	10CFR50 App.A GDC 60, 63, 64	同意台電公司之說明，於終期安全分析報告書階段追蹤之。

項次	PSAR章節	內 容	依 據 法 規	審 查 結 論
11-013	11.6	台電公司應於運轉前三年依「環境輻射偵測規範」提報「環境輻射偵測計畫」等規劃事項，並依規定於運轉前二年執行偵測。另「環境輻射偵測計畫」應根據曝露途徑、居民生活及飲食習慣、人口分布、土地利用、氣象擴散等資料訂定，前述之調查需配合「環境輻射偵測計畫」提報時程來進行。	環境輻射偵測規範	同意台電公司之說明，將於建廠期間依台電公司所提時程(參見第11.7節)追蹤之。

表 11.4 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
11-001	11.2	放射性液體處理系統各處理單元之規格與型式、處理能量、計算基準等，應於廢料標定案後一年內提出較詳細之補充資料。	建廠期間
11-002	11.3	放射性氣體處理系統中活性炭床設計之運轉方式與功能，已兼具一般沸水式核電廠所採之預濾器及滯留管之功能，詳細之設計資料應於終期安全分析報告中補充。	終期安全分析報告書階段
11-003	11.3	放射性氣體、液體稀釋狀態使用之電腦模式，如何驗證在台灣地區之實用性與準確度，應於終期安全分析報告中詳細說明。	終期安全分析報告書階段
11-004	11.4	放射性固體處理系統、減容設備及貯存倉庫之規格、型式及設計，應於廢料標定案後一年內提出較詳細之補充資料。	建廠期間
11-005	11.5	將來惰性氣體採購規範中之偵測需求，應加列 Kr-85，不宜以 Xe-133 代表所有的惰性氣體。流程取樣部份的詳細取樣位置及其相關設備等資料，應於終期安全分析報告中補充說明。	終期安全分析報告書階段
11-006	11.6	台電公司應於運轉前三年依「環境輻射偵測規範」提報「環境輻射偵測計畫」等規劃事項，並依規定於運轉前二年執行偵測。另「環境輻射偵測計畫」係應根據曝露途徑、居民生活及飲食習慣、人口分布、土地利用、氣象擴散等資料訂定，為此前述之調查需配合「環境輻射偵測計畫」提報時程來進行。	建廠期間

11-007	11	PASS 將於 FSAR 詳述；台電公司應確定軟、硬體專責單位，並蒐集日本 K-6/7 之設計經驗。	終期安全分析報告書階段
--------	----	--	-------------

## 第十二章 輻射防護

### 12.1 概述

本章旨在說明核四廠的輻射防護規畫，包括確保職業曝露合理抑低、輻射源、輻射防護設計特性、劑量評估及保健物理計畫等五部分。主要內容為：

1. 核四廠與輻射防護有關之設計考量，以達合理抑低(以下簡稱 ALARA)之要求。
2. 各廠房及系統所含核種之種類及活度、可能外釋之氣體與液態射源及廠外輻射劑量分析。
3. 全廠系統與設備之設計、屏蔽之設計、通風系統之設計、輻射偵測儀器系統之設計、水質控制之設計及材質之選擇等，可降低工作人員之劑量。
4. 廠房內各區域輻射強度之計算及工作人員劑量之評估。
5. 核四廠保健物理之組織、架構、權責及輻防管制措施。

核四廠為進步型沸水式核能電廠，相較於傳統沸水式核能電廠，核四廠有多項新的設計，可提高運轉可靠度並大幅降低工作人員之輻射劑量，其中與輻射防護較相關的設計特性主要如下：

1. 採用 10 個反應器內部再循環水泵(以下簡稱 RIP)，取消再循環管路，大幅降低由再循環管路所造成的輻射劑量；另由於 RIP 運轉時，不斷有清水沖洗馬達，可以去除沉積物，亦可降低檢驗時所造成的輻射污染及劑量。
2. 採用可靠性高之微調控制棒驅動機構(以下簡稱 FMCRD)，可減少維修時間，且不斷地以清水沖洗驅動機構內的污染物，會大幅降低維修所需之劑量。
3. 反應器爐水淨化系統(以下簡稱 RWCU)容量加大為 2% 爐水流量，兩部 RWCU 泵浦之容量皆加大為 100%，同時冷凝水除礦器上游加裝前置過濾器等，可控制飼水不溶鐵含量，以改進爐水淨化能力。
4. 重要組件及管路採用低鈷材質，減少腐蝕及活化產物，降低工作場所之輻射強度，減少人員劑量。
5. 冷凝器熱交換管及管板(tube sheet)採用鈦金屬，減少海水洩漏之機率。

本章審查主要之法規依據有：

1. 游離輻射防護安全標準
2. 核能電廠環境輻射劑量設計規範
3. 核能電廠放射性物質排放管理規範
4. 環境輻射偵測規範
5. 美國 10 CFR Part 20 及美國 10 CFR Part 50 App. A (GDC)。

## 12.2 確保職業曝露合理抑低(ALARA)

對核電廠而言，應充分瞭解那些是造成劑量的來源，那些地區可能存在有輻射，那些工作可能會接受到高劑量，那些行為可能會有潛在的危險劑量產生，並採取一些合理可行的對策及方法，俾能阻止或控制游離輻射對人員造成不正當的危害並達 ALARA 要求。故核四廠的輻射防護設計及輻射防護計畫，其目的均為解決上述問題。

合理抑低原則於初始設計階段時就應考量，核四廠在輻射防護設計上基本上已考慮了以下兩大要素以降低工作人員劑量並達 ALARA 要求：

1. 減少工作人員停留在輻射區的必要性與時間；
2. 需要工作人員關注之設備附近區域的輻射強度應予降低。

故核四廠在初始設計階段，已就區域、系統、設備、組件等方面來考量、設計，以合理抑低人員劑量。在材料選擇上，盡量選擇低鈷含量的材料，譬如冷凝器是用鈦來製造，閘座已採用沒有鈷的材料。同時採用 10 個 RIP，取消再循環管路，如此可大幅降低工作人員由於再循環管路所造成的輻射劑量；另 RIP 運轉時，會不斷以清水沖洗馬達，去除沉積物，亦可降低檢驗時所造成的輻射污染及劑量。在控制棒方面採用 FMCRD，由於 FMCRD 的可靠性高，在電廠每次大修期間，只需檢驗 3 個驅動機構（傳統的沸水式反應器在每次大修期間須檢驗 30 個驅動機構），故可大量減少維修時間，另由於 FMCRD 亦不斷會以清水沖洗驅動機構內的污染物，如此也可減少維修時間，降低工作人員劑量。

台電公司現已有兩座沸水式核能電廠的運轉經驗，故與運轉有關之輻射防護政策就應於 PSAR 中提出，並應將核一、二廠的運轉經驗回饋至核四廠設計上。台電公司已依審查意見，將現行 BWR 電廠運轉(包括核一、二電廠及日本柏崎電廠 K-6, K-7 ABWR 機組等)的輻射防護經驗回饋至核四廠設計上，並已於 PSAR 第 12.1.1.2 節及第 12.1.3 節中補充說明之。

對於未來除役之 ALARA 規畫，於初始設計階段時即應考量，俾能確保整體的 ALARA 設計需求，台電公司已依審查意見，於 PSAR 中增加第 12.1.2.4 節乙節，說明核四廠未來除役時的 ALARA 考量。

法規的引用應以我國相關法規為第一優先，其次為符合美國相關法規。本章內容原本均引用美國相關法規，並未引用我國相關法規，台電公司已依審查意見，修改 PSAR 內容以符合上述引用法規的原則。

本章原本所用之輻射相關單位很亂，有舊制單位之居里(Ci)、侖琴(rem)、侖琴(R)，也有新制單位(國際制單位, SI unit)之貝克(Bq)、西弗(Sv)、戈雷(Gy)，雖然工程上均可由換算瞭解其相互之關係，但我國游離輻射防護安全標準已採用國際制單位，故相關之輻射單位亦應依法採用國際制單位。台電公司已依審查意見，將所用之輻射相關單位修正為我國現行使用之新制單位。

核四廠之運轉乃多年以後之事，國際放射防護委員會第 60 號報告(ICRP-60)屆時將會逐漸被各國採用，我國亦應不例外。針對此點本會亦提出審查意見建議台電公司，有關核四廠整體之輻防設計，除應符合我國現行相關法規之規定外，亦應留有足夠之餘裕以因應日後法規之修改。

### 12.3 輻射源

有關正常、預期運轉事件及意外情形之輻射源狀況，其包括如下：

- 1.主蒸汽管路系統輻射源：主要核種為 N-16 及渣滓(crud)。
- 2.在大部分之一次側系統，以活化產物(尤其是 N-16)為主要考量。
- 3.爐體輻射源：包括中子及加馬。
- 4.下列地區則以分裂產物為主：
  - (1).冷凝器廢氣處理系統中蒸汽抽氣器(以下簡稱 SJAE)下游處。
  - (2).液、氣體廢料設備。
  - (3).部分之爐水淨化系統。
  - (4).部分之飼水系統下游之乾井。

放射性氣、液體排放來自於系統洩漏、燃料更換、除污作業等，經評估放射性氣、液體的排放量如下：

- (1). 氣體：約 1.89 TBq/廠/年(惰性氣體)  
約 9.81 GBq/廠/年(微粒)
- (2). 液體：約 3.7 GBq/廠/年(不含氫)

放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量之評估係依據 NRC 之 RG 1.109、RG 1.111 及 RG 1.113 模式來評估，其中所採用之劑量轉換因數(DCF)雖與現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數不同，但較為保守，是以 PSAR 採用 RG 1.109 之劑量轉換因數可以接受。

另與劑量評估有關之食用量因子部分，台電公司分別以 RG 1.109 之建議值及台電公司民國八十年十二月出版之「核能四廠第一、二號機發電計畫環境影響評估報告」之調查值來評估其所造成之輻射劑量，評估結果顯示採用 RG 1.109 食用量因子分析之廠界總輻射劑量（二部機合計值）確實較為保守。是以與核四廠當地有關的數據(如食用量因子等)，PSAR 暫時引用 RG 1.109 之建議數據可以接受，惟台電公司應於 FSAR 時引用我國當地調查之數據，俾能更適確地評估放射性氣、液體排放所造成廠界外民眾之劑量。

放射性液、氣體排放對廠界外民眾所造成之劑量經以上述模式評估，液體排放對民眾造成之最大全身有效等效劑量為 0.024 毫西弗/年/機組，氣體排放對民眾造成之最大全身有效等效劑量為 0.012 毫西弗/年/機組，可以符合我國「核能電廠輻射劑量設計規範」對液氣體排放劑量之設計限值。

核四廠對廠界外非限制區民眾的曝露途徑除上述討論之放射性液氣體排放外，另外廠內汽機廠房、輔助燃料廠房及大型廢料倉庫等設施所產生之直接輻射亦對民眾造成曝露。根據初步評估結果，大型廢料倉庫及輔助燃料廠房所造成的廠界劑量分別為 0.01 及 0.02 毫西弗/年/廠。有關輔助燃料廠房更詳細之劑量評估，同意於 FSAR 階段再補充，而大型廢料倉庫之細部設計與輻射影響分析，則應於大型廢料倉庫施工前再提詳細補充資料。另由於汽機廠房的細部設計在 PSAR 階段尚未提出，所以汽機廠房所造成廠界劑量同意在 FSAR 階段再提出。

下表彙整出民眾接受曝露之各項途徑、對應之劑量及法規限值。從表中可看出核四廠廠界外民眾可能接受之全身最大劑量為 0.102 毫西弗/年，可符合我國「核能電廠輻射劑量設計規範」不得超過 0.5 毫西弗/年/廠址之規定。

	核四廠		我國法規限值	
	毫戈雷/年/機組	毫西弗/年/機組	毫戈雷/年/機組	毫西弗/年/機組
A. 空浮途徑				
空氣中加馬	0.013		0.1	
空氣中貝他	0.017		0.2	
全身		0.012		0.05
皮膚		0.027		0.15
碘、微粒		0.00038		0.15
B. 液體途徑				
全身		0.024		0.03
器官		0.055 (成人骨骼)		0.1
C. 直接輻射				
輔助燃料廠房		0.02 (毫西弗/年/廠)		
大型廢料倉庫		0.01 (毫西弗/年/廠)		0.05 (毫西弗/年/廠)
D. 廠界劑量		0.102 (毫西弗/年/廠)		0.5 (毫西弗/年/廠)

## 12.4 輻射防護設計特性

核四廠輻射防護設計之特性如下：

### 1.系統與設備之設計

- (1). 泵浦朝方便維修之方向設計，以減少維修時間。
- (2). 設備、管路設於低輻射區或屏蔽內。
- (3). 選用耐磨損材質，減少維修之需求。
- (4). 減少管路腐蝕物之累積。
- (5). 採用空氣動力、機械動力或延長桿之輔助工具
- (6). 提高照明，且照明器具應方便維修。
- (7). 地板設計適當斜度及地面採用適當材質，以利地面洩水及除污。
- (8). 高輻射區使用遙控裝置以減少人員進入。
- (9). 減少管路穿透屏蔽牆。
- (10). 含有放射性液體的設備，先行反洗降低放射性再保養。

## 2. 材質之選擇

- (1). 碳鋼(carbon steel)：用於核能蒸汽供應系統(以下簡稱 NSSS)外之大部分之系統管路及設備。
- (2). 不鏽鋼(stainless steel)：用於反應爐內部組件及熱交換器管等需高抗腐蝕處。鎳含量應在 9-10.5% 間；用於爐心組件之鈷含量應小於 0.02 wt %，壓力槽內部組件 0.03 wt %，其他則應小於 0.05 wt %。
- (3). 鎳-鉻-鐵合金(Ni-Cr-Fe alloys)：Inconel 600 及 Inconel X750(鎳含量高)，用於反應爐壓力槽內部組件。用於燃料組件之 Inconel X750 之鈷含量應小於 0.05%。
- (4). 鉻-鈷-鎢合金(Stellite)：用於需極耐磨損之組件。

## 3. 水質之控制

水質之控制可降低輻射劑量、放射性廢料產量，亦可延長組件之壽命。核四廠改善水質控制之相關設計如下：

- (1). 重要組件及管路選擇低鈷材質，減少活化產物之發生。
- (2). 冷凝器熱交換管及管板(tube sheet)採用鈦金屬，減少海水洩漏之機率。
- (3). RWCU 容量增大為 2% 爐水流量，同時將兩部 RWCU 泵浦之容量皆加大為 100%。
- (4). 除礦水淨化系統(以下簡稱 CPS)加裝前置過濾器，可控制飼水不溶鐵含量、降低管路輻射劑量、縮短起動過程系統沖洗時間、降低放射性廢料產量、減少離子交換樹脂用量及增加水質控制穩定性。
- (5). 保留飼水加氫之空間，可視國外飼水加氫之效果再決定是否要執行。

## 4. 屏蔽之設計

- (1). 具放射性之系統均應被確認且被屏蔽，使可以接近並符合該輻射區之要求。
- (2). 流程上的設備其佈置應使屏蔽的需求降至最低。
- (3). 穿透(penetration)屏蔽牆的佈置應降低其影響。
- (4). 管路的走向應能減少人員曝露。
- (5). 事故後仍能進出及停留在控制室。

## 5. 通風系統之設計

通風系統的設置目的為收集並處理可能的空浮放射性濃度：(a)使廠內空

浮濃度低於法規標準；(b)使工作人員及民眾受空浮曝露達 ALARA 要求。該系統設計之主要考量為：

- (1). 氣流的方向控制從低污染區向高污染區移動並藉由相對負壓的維持，使空氣僅能朝高污染區洩漏。
- (2). 事故後，導致放射性外洩至外界時，主控制室應維持正壓，以防止外界空浮放射性未經過濾漏入。

#### 6. 輻射偵測儀器系統

- (1). 圍阻體大氣監測系統 (Containment Atmospheric Monitoring System) 設置在主圍阻體，內有 4 個游離腔頻道，以監測主圍阻體內正常、不正常及意外情況的放射性活度。
- (2). 區域監測器設置於易有輻射變化地點，若有變化則警示員工撤離，避免不必要的曝露。
- (3). 空浮工作區設置空浮監測器，確保工作區不超過限值。

### 12.5 工作人員之劑量評估

本節分析各主要工作所須之工作時數及區域輻射強度，進而以 18 個月之運轉週期為基準，推算出工作人員年集體劑量約為 0.89 人西弗/年/機組，此項設計可符合美國電力研究所(以下簡稱 EPRI)所公布之進步型輕水式反應器電力公司需求規範(Utilities Requirement Document, Rev. 1, 1990)有關人員集體劑量每年 1 人西弗之設計標準。其中各主要輻射作業區工作人員所受劑量如下所示：

乾井	0.395
反應器廠房	0.129
汽機廠房	0.105
廢料廠房	0.091
乏燃料廠房	0.01
<u>運轉中工作</u>	<u>0.16</u>
總計	0.89 (人西弗/年/機組)

上述劑量之評估包括運轉與測試、例行維護、大修工程及特殊維護等作業的輻射劑量，由這些劑量評估值可瞭解造成劑量之來源，進而找出原因降低劑量。

另有關未來一部機組完工試運轉時，對另一部建造中機組之施工人員所造成之劑量，核四廠預計安裝兩部進步型沸水式核能發電機組，依據施工計畫，當一號機併聯發電後，二號機尚有約一年的施工期間。在這段時間裡，二號機施工地區受到來自一號機之各種輻射，對施工人員造成的平均個人劑量及總年劑量，估算結果如下：

1.個人平均全身劑量(毫西弗/年)：

	氣體排放	直接輻射	向天輻射	合計
室內工作	0.0168	--	--	0.0168
室外工作	0.0527	1.0741	0.1144	1.2412

2.施工人員總劑量<sup>註</sup>(人-西弗/年)

$$(0.0168*1500+1.2412*200)/1000=0.2734$$

註：(1)假設輻射曝露時間為每人平均2500小時/年

(2)施工人數為1700人：平均1500人工作於室內，200人工作於室外。

## 12.6 輻射防護計畫

核四廠未來會設置有保健物理部門，在設施主管監督下負責統籌、規劃、督導、推行輻射防護相關業務，並定期檢討輻射安全作業程序，其目的係為降低工作人員劑量並達 ALARA 之要求。輻射防護計畫內容包括：

1. 確立保健物理組織架構及職掌。
2. 提供行政管制，以確保廠內工作人員所受之曝露能符合法規限度且合理抑低。
3. 提供行政管制，以確保電廠的放射性液、氣體排放符合法規及技術規範之規定。
4. 確保放射性物質排放及廢料運送符合電廠程序書規定。

台電公司各核能電廠之輻射防護計畫訂定基礎均應遵照「游離輻射防護安全標準」以及本會於八十三年核備之台電公司「核能發電相關設施輻射防護工作守則」相關規定制訂及執行。因此，核四廠 PSAR 第 12.5.1 節所述與核一、二、三廠做法上並無不同；也就是說，基本上未來核四廠的保健物理組織、架

構、權責將與現行各廠一致。

有關輻射工作人員在正常狀況下及異常事故後之各項健康及體格檢查檢，台電公司將遵照「游離輻射防護安全標準」第 36 至 41 條「醫務監護」，以及台電公司「核能發電相關設施輻射防護工作守則」第五編「醫務監護」相關規定辦理。

有關工作人員輻射劑量紀錄如何保存及保存期限的問題，台電公司將遵照「游離輻射防護安全標準」第 58 至 61 條「紀錄保存」，以及台電公司「核能發電相關設施輻射防護工作守則」第十編「紀錄保存與報告事項」相關規定辦理。

為防範放射性污染經由工作人員之衣物帶出廠外，核四廠採較現有三座核能電廠更嚴謹之設計：

1. 核四廠一、二號機組將於輻射管制站附近設有置物櫃，至於確切位置將於細部設計時規劃決定。
2. 進入輻射管制區之所有工作人員，在進入工作區之前均要換下私人衣服，改穿工作服。

藉由此嚴謹之換裝程序，將可有效防範污染擴散至廠外。

有關表 12.5-2、12.5-3 及 12.5-4 所列儀器設備資料太老舊、不合時宜（如劑量筆數量較多，警報劑量計數量較少）等問題，台電公司已依審查意見，參考核三廠終期安全分析報告作修正，惟確實採購之儀器型式及數量將於細部設計階段才能決定。依照龍門計畫整體時程之規劃，核四廠之保健物理及相關設備，將於民國九年進行細部設計，屆時台電公司將參考當時市場能供應之最新型儀器，選擇最適用者及恰當之數量。

原 PSAR 中地區管制劃分係自 0-1 毫西弗/小時共分 6 區，但此與現行各電廠的做法並不一致，台電公司已修改 PSAR 內容如下表所示，使其與各電廠的劃分一致。

輻射區域	輻射劑量規定 毫西弗/小時(毫侖目/小時)	人員停留規定
A	0.0025(0.25)	監測區；進出毋須經由輻射安全管制；可長時間停留。
B	0.005(0.5)	監測區；進出毋須經由輻射安全管制。

C	0.05(5)	管制區內非示警區。
D	> 0.05(5)	管制區內輻射區(示警區)；進入前須申請輻射工作許可證。
E	> 1.0(100)	高輻射區；須有適當門禁及警報設施。
F	> 5 戈雷/小時 (500 雷得/小時)	極高輻射區；須有適當門禁及警報設施。

## 12.7 審查結論

本章之審查共召開四次審查會，提出 47 項審查意見，所有意見均已澄清。本章重要審查結論如下，並彙整如表 12-1：

- 核四廠為進步型沸水式核能電廠，有多項設計改善了傳統沸水式電廠的設計，以提高運轉可靠度並大幅降低工作人員之輻射劑量。核四廠在輻射防護設計上基本上已考慮了以下兩大要素以降低工作人員劑量並達 ALARA 要求：
  - 減少工作人員停留在輻射區的必要性與時間。
  - 減少需要工作人員關注之設備附近區域的輻射強度。
- 台電公司為確實做到 ALARA 要求，已參考現行 BWR 電廠運轉時(包括核一、二及日本柏崎電廠 K-6、K-7 ABWR 機組等)的輻射防護經驗，將之回饋至核四廠設計上。
- 要求核四廠於初始設計階段時即應考量未來除役之 ALARA，俾能確保整體的 ALARA 設計需求，台電公司已於 PSAR 中增加乙節說明之。
- 核四廠放射性氣、液體排放對廠外民眾所造成之劑量符合我國「核能電廠輻射劑量設計規範」對放射性氣、液體排放之劑量要求。
- 放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量之評估係依據 NRC 之 RG 1.109、RG 1.111 及 RG 1.113 模式來評估，其中所採用之劑量轉換因數(DCF)雖與現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數不同，但較為保守，台電公司應於 FSAR 中改採用現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數來評估。其他與核四當地有關的數據(如食用量因子)，亦應於 FSAR 時引用我國的數據，俾能更適確地評估放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量。
- 核四廠對廠界外民眾所造成之劑量除放射性液氣體排放之劑量外，還包括廠內其他設施，如大型廢料倉庫、汽機廠房、輔助燃料廠房所產生直接輻射之劑量。根據初步評估結果，大型廢料倉庫及輔助燃料廠房所造成的廠界輻射劑量分別為 0.01 及 0.02 毫西弗/年/廠。有關輔助燃料廠房更詳細之劑量評估，同意於 FSAR 階段再補充，而大型廢料倉庫之細部設計與輻射

影響分析，則應於施工前再提詳細補充資料。整廠對廠界外民眾所造成之劑量總和為 0.102 毫西弗/年，可符合我國「核能電廠輻射劑量設計規範」之要求。至於汽機廠房部分，由於汽機廠房的細部設計在 PSAR 階段尚未提出，所以汽機廠房所造成廠界劑量之估算同意延至 FSAR 時才提出。

7. 全廠系統與設備之設計、屏蔽之設計、通風系統之設計、輻射偵測儀器系統之設計、水質控制之設計及材質之選擇等，可降低工作人員之劑量。
8. 在工作人員劑量方面，根據各主要工作所須之工作時數及區域輻射強度，進而推算出工作人員年集體劑量約為 0.89 人西弗/年機組。此項設計可符合美國電力研究所(EPRI)所公布之進步型輕水式反應器電力公司需求規範 (Utilities Requirement Document, Rev. 1, 1990)有關人員集體劑量每年 1 人西弗之設計標準。
9. 有關未來一部機組完工試運轉時，對另一部建造中機組之施工人員所造成之劑量部分，核四廠預計安裝兩部進步型沸水式核能發電機組，依據施工計畫，當一號機併聯發電後，二號機尚有約一年的施工期間。在這段時間裡，二號機施工地區受到來自一號機之各種輻射，對施工人員造成的平均個人劑量室內工作人員為 0.0168 毫西弗/年，室外 1.2412 毫西弗/年，總年集體劑量為 0.2734 人西弗。
10. 核四廠未來會設置有保健物理部門，在設施主管監督下負責統籌、規劃、督導、推行輻射防護相關業務，並定期檢討輻射安全作業程序；其組織、架構、權責將與現行核一、二、三廠一致。
11. 核四廠輻射管站附近將設有置物櫃，進入輻射管制區之所有工作人員，均應換下私人衣服，改穿工作服。藉由此嚴謹之換裝程序，將可有效防範污染擴散至廠外。
12. 有關輻射儀器設備資料太老舊、不合時宜等問題，台電公司應於民國九十年進行細部設計時，參考當時市場能供應之最新型儀器，選擇最適用者及恰當之數量。
13. 有關核四廠整體之輻防設計，本會亦建議台電公司除應符合我國現行相關法規之規定外，亦應留有足夠之餘裕以因應日後法規之修改。

本章中尚須繼續追蹤之事項如下，並彙整如表 12-2：

1. 放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量之評估係依據 NRC 之 RG 1.109、RG 1.111 及 RG 1.113 模式來評估，其中所採用之劑量轉換因數(DCF)雖與現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數不同，但較為保守，台電公司應於 FSAR 中改採用現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數來評估。其他與核四廠當地有關的數據(如：食用量因子等)，亦應於 FSAR 時引用我國當地調查的數據，俾能更適確地評估放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量。
2. 根據初步評估結果，大型廢料倉庫及輔助燃料廠房所造成的廠界輻射劑量分別為 0.01 及 0.02 毫西弗/年/廠，有關輔助燃料廠房更詳細之劑量評估，同意於 FSAR 階段再補充，而大型廢料倉庫之細部設計與輻射影響分析，則應於施工前再提詳細補充資料。
3. 汽機廠房所造成廠界劑量之估算應於 FSAR 時提出。
4. 有關輻射儀器設備資料太老舊、不合時宜等問題，台電公司應於民國九十年進行細部設計時，參考當時市場能供應之最新型儀器，選擇最適用者及恰當之數量

表 12.1 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
12-1	12.1	核四廠為進步型沸水式核能電廠，有多項設計改善了傳統沸水式電廠的設計，以提高運轉可靠度並大幅降低工作人員之輻射劑量。在輻射防護設計上基本上已考慮了以下兩大要素以降低工作人員劑量並達 ALARA 要求：(1)減少工作人員停留在輻射區的必要性與時間；(2)減少需要工作人員關注之設備附近區域的輻射強度。	游離輻射防護安全標準 10CFR20	可符合安全要求。
12-2	12.1	台電公司為確實做到 ALARA 要求，已參考現行 BWR 電廠運轉時(包括核一、二及日本柏崎電廠 K-6、K-7 ABWR 機組等)的輻射防護經驗，將之回饋至核四廠設計上。	游離輻射防護安全標準 10CFR20	可符合安全要求。
12-3	12.1	核四廠於初始設計階段時即應考量未來除役之 ALARA，俾能確保整體的 ALARA 設計需求，台電公司已於 PSAR 中增加乙節說明之。	游離輻射防護安全標準 10CFR20	可符合安全要求。
12-4	12.2	核四廠放射性氣、液體排放對廠外民眾所造成之劑量符合我國「核能電廠輻射劑量設計規範」之要求。	核能電廠輻射劑量設計 規範	可符合安全要求。

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
12-5	12.2	放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量之評估係依據 NRC 之 RG 1.109、RG 1.111 及 RG 1.113 模式來評估，其中所採用之劑量轉換因數(DCF)雖與現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數不同，但較為保守，台電公司應於 FSAR 中改採用現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數來評估。其他與核四廠當地有關的數據(如食用量因子等)，亦應於 FSAR 時引用我國的數據，俾能更適確地評估放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量。	游離輻射防護安全標準 核能電廠輻射劑量設計規範 環境輻射偵測規範	同意台電公司之說明，應於 FSAR 階段修改之。
12-6	12.2	根據初步評估結果，大型廢料倉庫所造成的廠界輻射劑量為 0.01 毫西弗/年/廠，其細部設計與輻射影響分析，應於施工前再提詳細補充資料。	核能電廠輻射劑量設計規範 低放射性廢料貯存設施管制規範	同意台電公司之說明，並應於施工前提出細部設計與輻射影響分析。
12-7	12.2	輔助燃料廠房對廠界外民眾每年造成之輻射劑量初步評估為 0.02 毫西弗/年/廠，其更詳細之劑量評估，同意於 FSAR 階段再補充，	核能電廠輻射劑量設計規範	同意台電公司之說明，於 FSAR 階段提出詳細之評估結果。
12-8	12.2	由於汽機廠房的細部設計在 PSAR 階段尚未提出，是以汽機廠房所造成廠界劑量之估算同意延	核能電廠輻射劑量設計	同意台電公司之說明，於 FSAR 階段提出詳細之評估結果。

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
		至 FSAR 時才提出。	規範	
12-9	12.3	全廠系統與設備之設計、屏蔽之設計、通風系統之設計、輻射偵測儀器系統之設計、水質控制之設計及材質之選擇等，可降低工作人員之劑量。	游離輻射防護安全標準 10CFR20 10CFR50 App.A GDC 19	可符合安全要求。
12-10	12.4	在工作人員劑量方面，根據各主要工作所須之工作時數及區域輻射強度，進而推算出工作人員年集體劑量約為 0.89 人西弗/年/機組。此項設計可符合 EPRI 所公布之進步型輕水式反應器電力公司需求規範(Utilities Requirement Document, Rev. 1, 1990)有關人員集體劑量每年 1 人西弗之設計標準。	游離輻射防護安全標準 10CFR20	可符合安全要求。
12-11	12.4	核四廠預計安裝兩部進步型沸水式核能發電機組，依據施工計畫，當一號機併聯發電後，二號機尚有約一年的施工期間。在這段時間裡，二號機施工地區受到來自一號機之各種輻射，對施工人員造成的平均個人劑量室內工作人員為 0.0168 毫西弗/年，室外 1.2412 毫西弗/年，總年集體劑量為 0.2734 人西弗。	游離輻射防護安全標準 10CFR20	可符合安全要求。

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
12-12	12.5	核四廠未來會設置有保健物理部門，在設施主管監督下負責統籌、規劃、督導、推行輻射防護相關業務，並定期檢討輻射安全作業程序；其組織、架構、權責將與現行核一、二、三廠一致。	游離輻射防護安全標準 10CFR19 10CFR20	可符合安全要求。
12-13	12.5	核四廠輻射管站附近將設有置物櫃，進入輻射管制區之所有工作人員，均應換下私人衣服，改穿工作服。藉由此嚴謹之換裝程序，將可有效防範污染擴散至廠外。	游離輻射防護安全標準	可符合安全要求。
12-14	12.5	有關輻射儀器設備資料太老舊、不合時宜等問題，台電公司應於民國九十年進行細部設計時，參考當時市場能供應之最新型儀器，選擇最適用者及恰當之數量。		同意台電公司之說明，於 FSAR 階段追蹤之。

表 12.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
12-1	12.2	放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量之評估係依據 NRC 之 RG 1.109、RG 1.111 及 RG 1.113 模式來評估，其中所採用之劑量轉換因數(DCF)雖與現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數不同，但較為保守，台電公司應於 FSAR 中改採用現行游離輻射防護安全標準之劑量轉換因數來評估。其他與核四廠當地有關的數據(如食用量因子等)，亦應於終期安全分析報告書 FSAR 階段引用我國當地調查的數據，俾能更適確地評估放射性氣、液體排放所造成廠外民眾劑量。	終期安全分析報告書階段
12-2	12.2	根據初步評估結果，大型廢料倉庫所造成的廠界輻射劑量為 0.01 毫西弗/年/廠，其細部設計與輻射影響分析，應於施工前再提詳細補充資料。	建廠期間
12-3	12.2	輔助燃料廠房對廠界外民眾每年造成之輻射劑量初步評估為 0.02 毫西弗/年/廠，其更詳細之劑量評估，同意於終期安全分析報告書階段再補充。	終期安全分析報告書階段
12-4	12.2	汽機廠房所造成廠界劑量之估算應於終期安全分析報告書階段提出。	終期安全分析報告書階段
12-5	12.5	有關輻射儀器設備資料太老舊、不合時宜等問題，台電公司應於民國九十年進行細部設計時，參考當時市場能供應之最新型儀器，選擇最適用者及恰當之數量。	終期安全分析報告書階段

## 第十三章 運轉管理

### 13.1 概述

運轉管理主要說明核四廠之組織、人員訓練、營運期間之審查與稽查、電廠程序書及保安規劃。其內容分成 1.台電公司組織架構：說明台電公司自總公司核能部門至施工單位、運轉/維護單位及承包設計、製造、組裝、試運轉單位之組織架構及責任；2.人員訓練：分三類(1)電廠主管人員訓練(2)運轉人員訓練(3)員工訓練；3.審查與稽查：說明在運轉中會影響到核能安全事項都需經審查與稽查，並分為廠內審查及獨立單位審查與稽查；4.電廠程序書：程序書是電廠安全運轉必須的工具，全廠人員均應確實遵守；5.保安規劃：係針對蓄意或偶發的破壞，所採取的防範措施。核四廠在施工期間將執行人員出入管制，電廠運轉時廠區的輻安、核安、工安將共同配合管制規劃。

由於核能電廠營運架構基本上並不會因使用 ABWR 而有所差別，因此 PSAR 第十三章運轉管理之內容與舊有核電廠並無太大差別。

本章審查是參照原子能法施行細則第 39 條、核能電廠運轉人員執照測驗與換照規範 10CFR 50.4Q 10CFR73 NUREG-0711 NUREG-0694 RG 1.8 RG 1.33 ANSI/ANS-3.1 等法規。審查重點主要是：1.核四廠組織架構是否明確，包括員工教育背景、工作經驗及職責；2.人員訓練時程需符合建廠進度，運轉員需經原能會執照測驗及格方取得核電廠運轉員執照；3.審查與稽查時需建立相關程序書；4.電廠程序書需權責分明且可執行，在燃料裝填前六個月需完成運轉、維護程序書之編寫與審查；5.保安規劃包括人員安全計畫，突發事件防禦計畫，人員出入管制等。

### 13.2 台電公司組織架構

台電公司目前擁有六部核能機組，在 PSAR 13.1.1 節中主要描述台電公司之詳細組織架構。13.1.2 節中描述未來核四廠的組織架構，13.1.3 節中則說明核四廠人員應具備的資格。

### 13.2.1 台電公司管理與技術支援部門

PSAR13.1.1 在說明台電公司的組織架構，各部門功能、職責和參與電廠設計、設計審查、設計核准、建廠工程管理、測試及電廠管理的人員資格。

在設計與計畫階段的工作包括 1.與廠址有關資料收集如：(1)氣象資料；(2)地質與地震資料；(3)水文資料；(4)人口統計；(5)環境監測紀錄。2.電廠和輔助系統設計（含防火系統）；3.電廠設計審查與核准須依品保方案執行；4.針對環境因素和保安需求之廠房佈置；5.提出安全分析報告；6.材料及組件規範的審查與核准；7.材料及設備的採購；8.建廠期間的工程管理和審查。

試運轉和起動測試階段工作包括：1.建立人因工程設計目標和控制室佈置審查；2.其他試運轉和起動測試工作，如燃料裝填前 30 個月成立聯合測試小組，負責所有試運轉和起動測試工作。

台電公司已聘請顧問公司針對電廠安全及電廠營運提供技術服務。台電公司總處核能部門亦依權責負責技術支援如下：

- 1.由核發處、核安處、核技處和核一、二、三廠負責協助核工、機械、土木、結構、儀電、材料等技術支援。
- 2.核發處和核一、二、三廠協助電廠水化學和保健物理技術支援。
- 3.核發處和核一、二、三廠協助吊燃料及裝填燃料。
- 4.台電公司電力修護處、核發處和核一、二、三廠協助設備維修工作。

台電品質處負責所有建廠品保方案工作，品質處下的建廠工地品保小組負責審查工地相關程序書、測試和稽查。

核火工處負責所有計畫管理，在核火工處下設龍門施工處，負責核四廠建造、採購、工業安全、環境保護及建廠工程督導。

核技處負責工程管制、設計審查、建廠執照申請、安全分析報告彙集、技術移轉等事項。

核發處負責核能安全、燃料管理、保健物理、人員訓練、核能相關事項和電廠運轉與維護。在核四廠運轉前，負責人員需求規劃、人員進用、人員資格審查及新進人員訓練。

燃料處負責核燃料採購。核安會負責審查特殊安全事項和機組起動測試結果。

聯合測試小組負責審查和執行試運轉/起動運轉之管制。石偉公司直接向台電各部門負責。至於奇異、三菱或其他廠商也向台電各部門及石偉公司負責。

為了完成核四建廠計畫，從一九六八年即開始核電廠人員訓練計畫，由台電各相關部門選拔人員並安置在核一、二、三廠儲訓中。

本節之審查係根據 SRP 13.1.1 節執行。依據 SRP 要求，本節需符合 10CFR 50.34、10CFR 50.40、RG 1.8、RG 1.68、NUREG-0737、NUREG-0711、NUREG-0694、ANSI N1.8 等規定。台電公司管理與技術支援部門之組織架構及責任職掌相當明確，符合法規要求。核四工程計畫各相關單位以核能工程品質保證方案為基準，據以實施應可確保設計與建廠品質，可接受。

### 13.2.2 核四廠組織

核四廠組織架構係依據 ANSI/ANS 3.1 規定並參照核一、二、三廠之模式建立，其典型組織包括廠長、副廠長及各技術課，在電廠橫向連繫及電廠和總公司之縱向關係均有明確之說明。

本節之審查係根據 SRP 13.1.2 節執行。依據 SRP 要求，核四廠組織需符合 10CFR 50.40、RG 1.8、RG 1.33、RG 1.114、NUREG-0094、NUREG-0737 法規。台電公司承諾核四廠組織架構及職責，包括電廠管理階層、運轉人員、維護人員均將符合相關法規要求，可接受。

### 13.2.3 人員資格

核四廠之人員訓練計畫在 13.2 節中說明。台電公司依據 ANSI/ANS-3.1 及參考核一、二、三廠人員資格要求，列出核四廠人員資格最低要求標準。如廠長、副廠長和模中主任需具備：1.大學畢業；2.在核電廠工作，運轉或維護方面至少有 10 年經驗；3.需參加國內核工訓練。另外運轉副廠長需有原能會之高級運轉員資格證明，模中主任亦需有原能會之高級運轉員資格證明。

本節之審查係根據 SRP 13.1.3 節執行。依 SRP 要求，需符合 10CFR 50.40、10CFR

50.54、RG 1.8、RG 1.33、RG 1.14、NUREG-0694、NUREG-0737 等法規。

台電公司陳述核四廠人員資格，並對電廠主管、值工師、值班主任、有照值班員及各課課長的資格均有詳細說明，符合法規要求，可接受。

### 13.3 訓練

台電公司持續不斷的訓練核能相關人員，到目前為止，核一、二、三廠已累積了許多有經驗的人員，台電公司依據 RG 1.8 及 ANSI/ANS-3.1 建立核能人員訓練計畫，也負責核四廠人員訓練，除了專業訓練及再訓練之外，訓練時數也要符合法規要求，一般而言，核四廠人員訓練包括：1.PSAR 13.2.1 節電廠主管人員訓練；2.PSAR 13.2.2 節運轉人員訓練；3.PSAR 13.2.3 節無照人員、維護人員、包商訓練。未來核四廠人員訓練計畫應特別著重數位化儀控系統之操作與維護訓練，俾能妥善操作數位儀控系統。

#### 13.3.1 電廠主管人員訓練

核四廠電廠主管將由核一、二、三廠，火力電廠和台電總處選拔，具有資格人員將參加國內核能訓練、語言訓練及國外製造廠家專業訓練。所有參與此種訓練計畫的主管其資格測驗需在一號機燃料裝填前完成。訓練包括如下：

1. 國內訓練：在國內接受 3 ~ 6 個月訓練，其目的是使參訓人員複習 BWR 基本知識，熟悉電廠相關法規及廠務管理，以便未來能適應國外專業訓練。另 3 個月的英文訓練，增強讀、說、聽、寫的能力，能達到與國外廠家交換資訊、學習、聯繫等目的。
2. 國外訓練：根據與奇異公司之合約，由奇異公司提供管理階層、運轉員、核工訓練、放射化學、電腦、儀控、機械維護、儀電維修、保健物理、品保/品質等十項訓練。
3. 廠內訓練和參與建廠工作：完成國外訓練後，所有主管人員均需在核四廠參加廠內訓練及參與建廠工作，內容包括教室和現場見習等課程，使這些人員能熟悉核四廠系統，以利未來運轉與維護。

台電公司承諾依據 RG 1.8 「Personnel Selection and Training」及 ANSI/ANS-3.1 「Selection、Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants」要求，選拔電廠主管人員，以確保電廠能任用具有資格與良好經驗的人員在適當職位，可接受。

### 13.3.2 運轉員訓練

除了奇異公司提供運轉員訓練外，為了有具有足夠的 SRO/RO 持照人員操作電廠，核四廠未來將選拔人員參加運轉員訓練，訓練完成後，先通過台電公司的運轉員資格測驗，再經過原能會執照測驗及格，方取得運轉員執照。為了確保能確實達到原能會考照規範要求，運轉員至少需接受下列訓練項目：1.核工基礎訓練；2.ABWR 系統訓練；3.模擬器訓練；4.現場見習。

本節之審查係根據 SRP 13.2.1 節要求執行。依據 SRP 要求，需符合 10CFR 50.54、RG 1.8、RG 1.149、NUREG-0094、NUREG-0711、NUREG-0737、NUREG-1278 等法規。經查證運轉員訓練計畫可以符合法規要求，可接受。

### 13.3.3 無照（含維護、包商）人員訓練

電廠無照人員包括 1.現場設備操作員；2.維護部門工程師；3.維護部門技術員；4.包商。訓練內容包括 1.基礎訓練；2.ABWR 系統訓練；3.廠內訓練；4.參與建廠工作；5.防火訓練及再訓練。

本節之審查係根據 SRP 13.2.2 節執行。依據 SRP 要求，需符合 10CFR 50.40、10CFR 50.34、10CFR 50.120、RG 1.8、RG 1.149、NUREG-0711、NUREG-0737、ANSI/ANS-3.1、ANS N18.1 法規。

依 10CFR 50.34 規定需提出訓練時程；10CFR 50.40 規定，訓練完成經測驗合格方可參與建廠工作；10CFR 50.120 要求，經由系統化的訓練，指導員工基本的分析、設計與評估方法；ANSI/ANS-3.1、ANS N18.1 及 RG 1.8 要求執行人員訓練與再訓練；RG 1.149 無照人員模擬器訓練。經審查本節 PSAR 內容與相關法規比較，審查人員認為核四廠無照(維護、包商)人員訓練方案可接受。

### 13.4 審查與稽查

核四廠在運轉階段所有足以影響核能安全事項都必須經過審查與稽查。審查與稽查計畫在一號機燃料裝填前完成，包括廠內審查與獨立單位審查與稽查。

#### 13.4.1 廠內審查

在燃料裝填前，電廠運轉審查委員會 (Station Operation Review Committee, 簡稱 SORC) 將組成，屬獨立組織，直接向廠長提出建議，確保電廠運轉安全。SORC 並負責審查電廠行政管理、運轉/維護程序書、設備修改、評估電廠事故及異常事件分析與事故趨勢。此委員會每月至少開會一次，每次會議紀錄均應保存。

本節之審查係根據 SRP 13.4 節執行。依據 SRP 要求，需符合 10CFR 50 附錄 B、10CFR 50.40、10CFR 50.63、RG 1.33、RG 1.8、NUREG-0660、NUREG-0737、ANSI/ANS-3.1、ANSI/N18.1 等法規。

台電公司承諾未來將建立審查與稽查制度，並建立相關程序書，可接受。

#### 13.4.2 獨立單位審查

運轉階段之獨立單位審查是由台電公司核發處和核安處負責。若有特殊重大事件或與安全有關設備改善，則需送台電公司核安會審查，核安會是由台電公司高層主管及國內外專家組成，核安會至少每三個月集會一次，會議紀錄必須陳公司最高主管。

依 NUREG-0737(Clarification of TMI Action Plan Requirement)要求，需有獨立審查單位負責執行審查與稽查。台電公司承諾核四廠運轉期間除將成立核安會外，亦將成立獨立審查小組如駐廠安全小組，執行方式與目前核一、二、三廠相同，可接受。

### 13.4.3 稽查計畫

台電公司核安處負責執行稽查項目如下：1.電廠運轉狀況是否與運轉規範要求一致；2.運轉人員訓練與資格查核；3.影響核能安全事項的改正措施；4.品保計畫稽查；5.電廠緊急計畫查證；6.輻射安全和環境輻射效應評估；7.廠區保安計畫查核；8.核安處指定的任何事項。

核四廠品保計畫的稽查如有需要可在廠內或設備供應商、顧問公司等地點實施。稽查報告則交由上級主管審核。

依據 RG 1.33 (運轉階段品質保證) 要求，台電公司承諾未來運轉階段將建立審查與稽查制度，並建立相關程序書。依目前核一、二、三廠實施的營運期間總體品保方案，全廠各種設施、設計變更及維護作業，核安處均派員查證及監督執行，涉及運轉規範事項均列案追蹤，可接受。

## 13.5 電廠程序書

台電公司負責核四廠的運轉和維護，在試運轉、燃料裝填、起動測試、低功率運轉階段，石偉公司與奇異公司提供技術支援，但是未來商業運轉仍需靠電廠各部門合作。

未來核四廠程序書編寫方式將類似於現行核一、二、三廠格式撰寫，程序書的審查和核准是電廠運轉審查委員會的職責。

### 13.5.1 行政管理程序書

未來核四廠行政管理程序書係依 RG 1.33 規定執行。行政管理程序書為電廠安全運轉必需的管理工具，從最高階層到基層人員均必須確實遵守，並明訂一旦違反運轉規範或安全限制時，應採取的改正措施。

本節之審查係根據 SRP 13.5.1 節執行。依據 SRP 要求，需符合 10CFR 26.20 10CFR 50 App.A/B、RG 1.33、NUREG-1385、NUREG-0694、ANS 3.2 等法規。

依 SRP 13.5 所述，在 PSAR 階段不需提出詳細程序書內容，但需描述所需程序書類別，並且程序書需權責分明且可執行。未來核四廠程序書將依現行核一、二、三廠格式撰寫，可接受。

### 13.5.2 運轉與維護程序書

在 FSAR 送原能會審查時，運轉與維護程序書應已完成，並包括控制室內的操作程序書及其他類別程序書。

本節之審查係根據 SRP 13.5.2.1 節執行。依據 SRP 要求，需符合 RG 1.33、NUREG-0737、NUREG-0660、NUREG-0899、NUREG-1358、NUREG-0711 法規。依 SRP 13.5 的接受標準，此類程序書需在燃料裝填前六個月完成。

由於未來核四廠的程序書將依現行核一、二、三廠格式撰寫，可接受。

## 13.6 保安計畫

為了核四廠人員與設備安全，需建立先期保安規劃及完成廠區保安計畫。

### 13.6.1 保安先期規劃

首先列出所有重要設備、重要管路、安全有關電源、重要貯水池等，所列重要地點都要有安全防禦設施。安全系統需事先規劃，包括評估對電廠運轉、測試、維護的影響。安全人員和設備需位在保護區域內，並保證發生緊急事件時能獨立完成任務。連絡設備應滿足下列要求：1.廠區內每一監控室、安全人員等將提供通訊設備，可以彼此連繫。；2.主控制室與監控室可互相連絡。

台電公司承諾核四廠之保安規畫將依據 10CFR 73 (人員與設備安全)、NUREG-0674 (人員保安查核)、ANSI N18.1.7 (核電廠保安要求)、RG 5.44 (廠區周圍警戒系統)、RG 5.54 (核電廠偶發事件處理方式) 之要求,可接受。

### 13.6.2 保安計畫

核四廠保安計畫是依上節先期保安規劃而建立的,此計畫包括偶發事件保安計畫,安全人員資格及訓練計畫。在燃料裝填前 60 天,台電公司應確認保安系統達到可用狀況並且可接受稽查,所謂可用狀況是指反應爐運轉時,保安系統功能是完整的。如何決定保安系統達到要求,是基於不斷的測試,且能滿足下列:1.安全設備可正常運作,並長期維持正常功能;2.所有保安程序書完成並經核准;3.所有人員已經訓練完成,並顯示可以執行交付的任務。

本節之審查係根據 SRP 13.6 節執行。依據 SRP 要求保安計畫應符合 10CFR 50.34(a)、10CFR 73.21、10CFR 73.55、10CFR73 App.C、10CFR 50.70、RG 5.12、RG 5.44、RG 5.66、NUREG-0674、NUREG-0908、ANSI N18.17 等法規。

核四廠保安計畫之規劃、管制及執行方法係參照現行核一、二、三廠辦理,可確保廠區人員與設備安全,可接受。

### 13.6.3 防治入侵破壞計畫

防止入侵破壞之分析將在核四廠廠址設計最後階段時執行,包括如下:1.人員門禁管制以防止外力入侵機會的審查;2.若入侵破壞狀況發生,評估是否有能力適當處理;3.利用電廠安全設計或修改程序書來消除所有可能的入侵破壞機會。

台電公司所提出之保安規劃,如防止外來入侵、有關新進員工篩選、廠區佈置、重要設備防護等,符合 10CFR 73.55 要求,未來電廠設計時需一併考慮人員與設備安全,可接受。

### 13.7 審查結論

綜合本章審查結果，本章內容符合 SRP 之要求，可接受。審查結論摘要如表 13.1 所示，另有九項列入追蹤事項，如表 13.2 所示。

**表 13.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
13-1	13.1	組織（台電公司自總公司核能部門至施工單位、運轉 / 維護單位、承包設計、製造、組裝、試運轉單位之組織架構與責任職掌）。	10CFR 50.40; 10CFR 50.54; ANSI/ANS-3.1; NUREG-0694	可接受。龍門計劃各相關單位以核能品質保證方案為準，據以實施應可確保設計、建廠、運轉 / 維護品質。
13-2	13.2	訓練（訓練時程、內容及主管人員、運轉人員、維護人員訓練）。	原子能法施行細則第 39 條；核能電廠運轉人員執照測驗與換照規範；RG1.8；ANSI/ANS-3.1	可接受。台電公司規劃之訓練將配合建廠需求；運轉員需經原能會考試測驗及格方得取得運轉資格。
13-3	13.4	審查與稽查。	RG1.33； NUREG-0737； 10CFR 50.40	可接受。
13-4	13.5	電廠程序書。	RG1.33	可接受。核四廠之運轉 / 維護程序書將依現行核一、二、三廠格式撰寫。
13-5	13.6	保安計劃。	10CFR 73； NUREG-0694； ANSI N18.7； RG5.54	可接受。核四廠保安計劃之規劃與管制係參照核一、二、三廠辦理。

**表 13.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
13-1	13.1	建廠時現場相關工程之審查、核准作業；施工與建造相關作業之稽查。	建廠期間
13-2	13.1	台電公司各相關部門務必分工合作，凡事主動溝通，尤其未來建廠與運轉工作之銜接，原能會將針對各單位所負責工作之執行成效進行評鑑。	建廠期間
13-3	13.2	執照應試人員資格審查標準要求(1)學歷(2)經驗(3)訓練之審查。	建廠期間
13-4	13.2	電廠程序書編寫、模擬器建造時程及功能測試。	建廠期間
13-5	13.2	加強數位化儀控系統人員訓練及建立相關程序書。	建廠期間
13-6	13.2	有關電廠人員訓練成效，執行稽查與管制。	建廠期間
13-7	13.2	建立人力資源管理計劃，包括人員進用、補充、輪調確保具有資格人員在適當職位。	建廠期間
13-8	13.6	防火訓練與工安訓練，須符合國內勞工安全衛生法及消防法之規定。	建廠期間
13-9	13.6	廠房規劃、安全警衛與環境安全相關作業。	終期安全分析報告書階段

## 第十四章 初始試驗計畫

### 14.1 概述

初始試驗計畫之目的在確保建廠工作已如設計文件要求完成，並可接受。此項試驗旨在經由實體測試的執行展現結構、系統和組件(簡稱 SSC)功能符合設計功能要求，以確保初始核燃料裝填之安全性，驗證核能電廠能依據運轉程序從零功率至滿載安全與可靠的運轉，並能承受預期性暫態和假想性事故。整個初始試驗計畫包括施工後測試、試運轉測試和起動測試三部分。PSAR 階段僅審查前兩項測試計畫。

本章審查範圍包括下列各項：

1. 測試方案和目的。
2. 組織和人員。
3. 測試程序。
4. 測試方案之執行。
5. 測試結果之審查和核准。
6. 測試方案符合法規。
7. 運轉和測試經驗運用至測試方案之研訂。
8. 運轉和緊急程序書之試用。
9. 測試時程及事序。
10. 各個測試之敘述。

本章審查依據包括下列各項：

1. 10 CFR 50 附錄 B(品質保證準則)。
2. RG1.68(水冷式反應器初始試驗計畫)。
3. NUREG-0660, “NRC Action Plan Developed As A Result Of The TMI-2 Accident”。
4. NUREG-0694, “TMI-Related Requirements For New Operating Licensees”。
5. NUREG-0737, “Clarification Of TMI Action Plan Requirements.”。
6. RG1.70 第三版(核能電廠安全分析報告標準格式)。

## 14.2 審查結論

### 14.2.1 測試方案和目的摘要

台電公司在 PSAR 中承諾初始測試方案之目的在確保：

1. 建廠裝機工程已完成，並可接受。
2. 驗證 SSC 的功能符合設計要求，並確保核燃料可安全的裝填。
3. 驗證電廠能承受預期性暫態和假想性事故的挑戰。
4. 驗證運轉程序能安全的操作電廠，並利用緩慢升載測試使運轉人員熟悉核能電廠和運轉程序，以達安全運轉。

測試方案之目的符合安全分析報告審查標準(SRP)規定，可接受。

### 14.2.2 組織和人員

台電公司負責所有初始測試方案相關作業，包括計畫、測試執行、維修和電廠運轉。整個測試期間將依據台電品質方案執行核對、稽查、檢驗和安全控制等功能，而有關試運轉階段至商業運轉的品質方案將於 FSAR 階段提出。

此外聯合測試小組 (JTG) 係由台電、GE、S & W、MHI 和其他設備供應商之技術人員所組成，將在初始核燃料裝填前 30 個月成立。其職掌包括 1.政策制定、公布和指導；2.測試作業之全盤協調；3.認可主要計畫時程和監督測試之進展；4.解決主要測試問題；5.批准所有測試程序書；6.批准試運轉測試結果；7.審查起動測試結果後送核安會批准。

聯合測試小組之組織及試運轉測試和起動測試小組之組織和人力編組、權責及界面協調敘述，符合 SRP 要求，可接受。

### 14.2.3 測試程序書

初始測試方案所涵蓋各階段測試所使用之測試程序書的格式，將包括目的、接受準則、參考文件、先決條件、注意事項、測試設備、測試程序、附件和圖表等。台電公司將負責程序書之研訂、審

查、批准和分發等之管制。將來相關作業之規定，將在起動管理手冊（Start up Administrative Manual，簡稱 SAM）中規定。

所有測試程序書應在測試作業開始前即已備妥。對施工後測試程序書，係在預定執行測試之前核准備妥。試運轉程序書則在預定測試前 60 天，即應核准備妥俾送原能會審查。

有關程序書之格式、研訂、審查及批准之流程與時程承諾，已可符合 SRP 之要求，可接受。

#### 14.2.4 測試方案之執行

整個測試方案之執行管理程序將在 SAM 手冊中規定。SAM 涵蓋將執行之作業、規定之方法、參與工作人員之分工權責等，並包括測試作業相關之品質保證作業之規定。例如程序書之格式、研訂與審核流程、測試結果之審查、測試之檢驗與控制，不符合事項之解決、設計問題與臨時性測試步驟之修訂。此部分已可符合 SRP 之要求，可接受。

#### 14.2.5 測試結果之審查和批准

##### 1. 施工後測試結果之審查和批准

測試工程師應先審查測試數據之完整性，並評估是否符合接受準則，任何例外均應註記並送回原始擬訂測試單位審查和核准。任何反映 SSC 具有缺失或不符合事項，均應送交施工部門調查和改善，並作必要之再測試，直到完全符合要求為止。

##### 2. 試運轉和起動測試結果之審查和批准

每一項測試結束後，測試負責人應整理一份成套測試文件，包括正式測試執行版程序書和所有相關文件，並送核能安全審查委員會(NSARC)審查。所有測試不符合事項、缺失、省略之步驟均應列為測試例外，由設計所造成之例外必須送設計部門追蹤處理。

試運轉測試結果由 JTG 批准，而起動測試結果，經 JTG 審查後

再送台電公司總管理處核安會作最後之審查和核准。起動測試分成爐蓋未加蓋前之初始核燃料裝填、加熱測試及功率提升等三個階段執行測試結果審查，詳細之功率升載測試之細節資訊將在 FSAR 階段提出。

此種審查和測試結果處理作業方式符合 SRP 要求，可接受。

#### **14.2.6 測試方案符合法規指引情形**

法規指引 1.68 係界定初始測試方案之範圍和深度，其目的在促使持照人執行充分的測試，以合理保證核能電廠之運轉將不會危及民眾之健康與安全。測試方案內所列舉之測試項目包括安全相關之 SSC 和非安全相關之 SSC 但其功能會影響安全功能之發揮者。所有承諾符合之法規指引均列在第一章 1.8 節。此部分符合 SRP 要求，可接受。

#### **14.2.7 運用運轉和測試經驗以研訂測試方案**

測試方案將依據 GE 及台電之運轉和測試經驗，並參考日本東京電力 K-6 及 K-7 之經驗來執行，並由 GE 將所有須提醒測試人員注意之訊息經由台電施工或運轉部門轉達至測試人員。此部分作業方式符合 SRP 要求，可接受。

#### **14.2.8 運轉和緊急程序書之試用**

電廠將充分運用運轉和緊急程序書，以建立適當之初始系統狀態及對特定測試系統提供支援，並提供測試所需要之運轉狀態，使運轉人員經由測試，以充分熟悉設備及系統之操作程序。電廠並將利用模擬器模擬運轉和試運轉測試，俾便對程序書作必要之整合和修訂，以達到充分熟悉設備和運轉程序之目的。此種在初始測試方案中運用運轉和緊急程序書的方式，符合 SRP 要求，可接受。

#### **14.2.9 測試方案時程與事序**

施工後測試係依據施工方案執行，最早之測試係從初始核燃料

裝填前 12 個月開始。試運轉測試係從初始核燃料裝填前 9 個月開始。起動測試則從初始核燃料裝填開始至其後 9 個月內完成。原則上各個測試之事序與時程係依據系統安裝完成移交之順序，陸續進行。但是一些提供測試支援的輔助系統如配電、供電系統、儀用空氣系統、水廠及供水系統、冷卻水系統及海水系統等，均應在更早的預定時間完工及進行測試。

整個試運轉測試之事序及時程將依據施工進度、系統移交、人力配置及各個試運轉測試所需符合之先決條件來安排測試事序。

而起動測試之事序可分成三階段，包括：

1. 初始核燃料裝填和爐蓋未加蓋前需完成之測試。
2. 加熱至額定溫度和壓力之測試。
3. 從 5% 至 100% 升載測試。

整個起動測試之事序大致為：

1. 爐心性能分析。
2. 穩定狀態測試。
3. 控制系統調整。
4. 系統暫態測試。
5. 主要電廠暫態測試。

核四廠雖然為進步型沸水式反應器，但其起動過程與現有核能電廠無明顯差異。（詳請參閱 Q/A 14-07）

詳細之測試時程和資訊將在 FSAR 階段提出。此部分內容符合 SRP 要求，可接受。

#### 14.2.10 各個測試之敘述

本節中列舉了一些較為特殊之試運轉測試項目，包括反應爐再循環系統 (RRS)、再循環流量控制系統 (RFC)、微調控制棒驅動系統 (FMCRD)、飼水控制系統 (FWCS)、棒位控制及資訊系統 (RCIS)、安全系統邏輯及控制系統 (SSLC)、多工器系統 (MUX)、洩漏偵測和隔離系統 (LDI)、反應器保護系統 (RPS)、中子監測系

統 (NMS)、自動功率控制系統 (APR)、蒸汽旁通和壓力控制系統 (SBPC)。

在起動測試方案方面，列舉了包括：

1. 控制棒驅動系統。
2. 中子偵測系統。
3. 全廠自動控制。
4. 再循環泵跳脫及流量控制。
5. 汽機跳脫和負載跳脫。
6. 飼水泵跳脫。
7. 喪失飼水加熱。

在 PSAR 中僅列舉這些特殊之試運轉和起動測試項目，並針對其測試目的和測試方法作原則性說明，詳細測試程序書將在測試作業開始前 60 天備妥，因此原能會屆時將會抽閱。此外，PSAR 亦承諾在 FSAR 階段會提出更詳細之測試執行所需之相關文件。此部分各個測試之敘述範圍和作法符合 SRP 要求，可接受。

### 14.3 總結

綜合本章審查結論，本章內容符合 SRP 及 R.G 1.70 之要求，可接受。重要審查結論摘要如表 14.1 所示，惟尚有兩項追蹤事項，請參閱表 14.2 所示。本章之其他審查意見請參閱附件一第十四章 Q/A。

**表 14.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
14-1	14.1.1	測試方案（包括組織、人員、測試程序書、測試方案之執行等）	RG 1.68 及 10CFR 50 附錄 B	可接受，惟 SAM 應依承諾送原能會審查。
14-2	14.1.2	各個測試之敘述	RG 1.68 及 RG 1.70	可接受
14-3	14.1.3	法規指引符合情形	RG 1.68	可接受
14-4	14.1.4	運用運轉和測試經驗以研訂測試方案	RG 1.68	可接受
14-5	14.1.5	測試方案時程與事序	RG 1.68 及 RG 1.70	可接受

**表 14.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
14-1	14.1	台電公司應依據承諾時程,提出符合 10CFR 50 附錄 B 要求之起動測試管理手冊送原能會審查。	試運轉階段
14-2	14.1	台電公司應將日本 K-6 和 K-7 之試運轉和起動測試經驗回饋至核四廠,並提出具體之作法。	試運轉階段

# 第十五章 事故分析

## 15.1 概述

基於驗證安全性能的目的，核電廠的設計必須根據各種可能的異常狀況與假想事故，應用分析程式模擬電廠在這些狀況下的整體反應，藉以評估各項安全系統的功能是否符合規範要求。分析的範圍可以分為可預見運轉狀況(AOOs)，以及 AOO 伴隨共因失效之特殊事件，和假想意外事故，也稱為設計基準事故(DBA)或極限事故(limiting fault)。

AOO 為在電廠營運壽命期間可能出現的異常狀況，分析結果必須能確認電廠的設計有足夠的保護措施，不致發燃料破損或反應器壓力邊界損壞。而 AOO 伴隨共因失效事件的發生機率雖較低，但為針對 ABWR 使用數位儀控設計的新增考量。至於設計基準事故，運轉上並不預期會發生，但因該類事故具有較高輻射物質外釋的潛在性，故分析上假設其發生，以確認電廠安全系統之功能可保持爐心長期冷卻無虞，且各項相關參數以及廠外輻射劑量等均符合相關法規要求。

本章依審查範圍及重點，將內容分成分析方法、可預見運轉狀況分析、特殊事件、極限事故與劑量分析、預期暫態未急停等議題，最後則為本章之審查結論包括後續之追蹤事項。本章審查之主要依據為原子能法施行細則、標準審查規範(SRP)、10CFR 20、10CFR50.46、10CFR100.11、RG 1.3、RG 1.25、NUREG-0718、NUREG-0460 及相關之設計準則(GDC)，美國核管會針對 GE ABWR 所發行之安全評估報告 NUREG-1503，亦為重要參考資料。

## 15.2 分析方法

### 15.2.1 事故分類

事故分類可分為性質分類與頻率分類二種，基於安全審查的觀點，性質分類必須能保守地涵蓋電廠的各種可能狀況，頻率分類則不能低估事件發生的可能性。在性質分類上，核四 PSAR 共評估了冷卻水溫度降低、反應器壓力升高、冷卻水流量降低、反應度與功率分佈異常、冷卻水含量增加、冷卻水含量減少、放射性物質外釋、預期暫態未急停等八類事件。這八類事件經考慮發生原因後，在 PSAR 中再細分為四十七個起始事件 (initiating event)。除了預期暫態未急停 (ATWS) 的分析內容外，PSAR 此部分內容涵蓋了 RG1.70 的要求。在 ATWS 分析方面，PSAR 取消了控制棒誤抽動 (RWE) 與負載棄載 (與汽機跳脫屬同性質事

件)二項起始事件,但另外增加了喪失飼水加熱(LFWH)與飼水控制器故障(FWCF)二項。由於核四廠數位式儀控設計降低了RWE之發生可能性及影響(參見4.3節之說明),因此ATWS評估中取消RWE之分析可以接受。另外依據PSAR 15.2.2與15.2.3的說明,核四廠在負載棄載與汽機跳脫時之臨界功率比(CPR)變化分別為0.06與0.05,因此PSAR只分析汽機跳脫下之ATWS,其結果未必能涵蓋負載棄載的情況,由於PSAR之ATWS評估乃引用SSAR之分析結果(詳見15.6節說明),故在FSAR時將要求以核四廠特性為根據,增加對負載棄載下的ATWS評估。

基於數位儀控系統的使用,美國核管會曾要求奇異公司在ABWR的SSAR中評估AOO事件伴隨軟體共因失效的影響,這部分分析包括反應爐內再循環泵(RIP)全部跳脫與壓力調節器失效導致汽機控制閥與旁通閥全關等兩個事件,並將之另外歸類為特殊事件。核四廠PSAR也引用了這項分析結果,相關之審查將於15.4節中說明。

由於不同發生頻率的事件有不同的安全接受標準,因此在RG1.70中要求對各個起始事件進行頻率分類,依事件可能發生之頻率將之區分為:中頻事件(incidents of moderate frequency) 低頻事件(infrequent incidents) 以及極限事故(limiting faults)。基本上,核四廠之事件頻率的分類與傳統沸水式電廠相似,但因核四廠使用了多重式的數位控制,可能會影響一些在傳統沸水式反應器列為AOO事件的發生頻率,PSAR中即陳述飼水控制器故障在最大需求、壓力調節器失效導致汽機控制閥(TCV)與汽機旁通閥(TBV)全開、棄載無旁通、汽機跳脫無旁通、飼水控制系統失效導致所有RIP回退等事件的發生機率很低,可以列為極限事故。雖然如此,核四PSAR在分析時,對上述事件仍採AOO的可接受標準而非極限事故之可接受標準,因此PSAR此部分之分類標準可以接受。

### 15.2.2 分析模式

根據SRP第十五章的說明,執行事故分析所引用之分析模式應有足夠的保守度。就沸水式核反應器而言,SRP對分析模式保守度要求方面的主要建議有:

- (1)將額定功率增加2%作為分析之起始功率,以涵蓋可能之功率量測不準度,或其它的適當替代方式;
- (2)當反應器急停而控制棒快速插入時,以0.8乘上加入爐心之負反應度,以為停機能力之保守估計;
- (3)應在綜合考慮各項反應度係數與功率分佈後,保守地決定事故分析之起始

爐心燃耗值。

根據 PSAR 表 15.0-1a，PSAR 事故分析使用之電腦程式主要為 ODYNM 與 REDYA，參考 SSAR 的說明，奇異公司在 SSAR 分析中使用的是 ODYNA 與 REDYA，經台電回覆說明 ODYNM 是修改了 ODYNA 中的一個錯誤後的新版本(Q/A 之 15-09)，而 ODYNA 與 REDYA 均曾由美國核管會審查通過，因此 PSAR 分析中使用 ODYNM 與 REDYA 可以接受，但是未來在核四 FSAR 送審前，台電公司應先完成這兩個程式之送審程序。

PSAR 第十五章暫態分析使用奇異公司的 GEMINI A 程序，在這個程序中並不是以加上 2% 的方式處理功率不準度，而是應用統計的方法將功率與計算不準度轉換為一個  $\Delta$ CPR 的統計校正因子(Statistical Adjustment Factor, SAFA)，再將這個因子加到計算結果上。由於 GEMINI A 程序也是目前核一廠爐心燃料換填所核准使用的方法，因此可以接受，針對 SAFA 及 GEMINI A 程序使用在核四廠，未來在 FSAR 審查時仍應再評估其數值計算結果。

在分析所使用之控制棒插入時間方面，PSAR 事故分析是根據棄載無旁通事件下之系統壓力所得出的控制棒插入速度，並作為第十五章分析的輸入參數(Q/A 之 15-30)。由於棄載無旁通事件為第十五章增壓最多的 AOO，因此使用表 15.0-5 的插入速率是保守的做法，可以接受。另外根據台電之答覆資料(Q/A 之 15-30)，SRP 中對負反應度加入速率所要求的 0.8 保守度，在 PSAR 分析是反映在急停反應度曲線(scram reactivity curve)上，這項做法與目前運轉中機組相同，故可以接受。在分析的爐心狀態起始條件上，PSAR 第十五章中的快速增壓 AOO 是以 100/85 的功率/流量為起始值，由於這個狀況下會有最大的汽泡含量，因此是保守的做法，可以接受。另外在分析的爐心燃耗起始條件上，由台電的回覆資料(Q/A 之 15-20)看來，除了增壓事件在 EOC 下分析外，其他如喪失飼水加熱與燃料束錯置等事件則會在不同的爐心燃耗下分析，由於也是屬於保守的做法，因此可以接受。

### 15.3 可預見運轉狀況分析

參考 SRP 的敘述，可預見運轉狀況分析所需要滿足的各項 GDC 要求，可以綜合為：

- (1) 反應器冷卻水及主蒸汽壓力不得高於設計值之 110%；
- (2) 為保護燃料護套，CPR 不得低於 MCPR 安全限值；
- (3) 除非有其他獨立的失效發生，否則事件的演變不能造成更嚴重的情況；

- (4) 在單一失效下可以有少量燃料護套破損，但是不得有其他的輻射屏障失效。

在 PSAR 第十五章中，可預見運轉狀況分析，以核四廠使用的 GE12 燃料為基礎，分析了飼水加熱器失效、飼水控制器故障在最大需求、一個汽機控制閥快速關閉、負載棄載無旁通、汽機跳脫無旁通、燃料束錯置、燃料束誤旋轉第七項可預見運轉狀況，其他 AOO 均是引用 SSAR 分析結果。由於上述的七個 AOO 涵蓋了 ABWR 分析結果中 CPR 變化較嚴重之可預見運轉狀況，也反映了核四廠 110% 汽機旁通設計的影響，並且台電公司承諾在細部設計完成後，即 FSAR 階段時將根據 GE12 燃料以核四廠設計全部重新分析，因此在 PSAR 階段這種做法可以接受。

### 15.3.1 冷卻水溫度降低事件

導致沸水式反應器冷卻水溫度下降的可能原因有喪失飼水加熱、飼水流量意外增加、蒸汽流量意外增加、以及餘熱移除系統意外動作等。根據沸水式核反應器的設計經驗，其中又以喪失飼水加熱(LFWH)與飼水控制故障在最大需求(FWCF/MD)二項事件對系統的影響最大。

PSAR 中針對 LFWH 暫態分析了飼水溫度降低 16.7°C 與 55.6°C 二種情形。雖然為了防範 LFWH 事件發生，核四廠在每串飼水管上裝有二個測溫裝置，當發現飼水溫度下降 16.7°C 時，便會啟動 SCRRI 以降低功率，並且在主控制室也會發出警報(Q/A 之 15-01、15-10)，但在事件分析中並未將 SCRRI 動作納入考量，屬合理的保守假設。另外由 PSAR 圖 10.1-2 可以看出，核四廠每串飼水系統有四級低壓加熱器與二級高壓加熱器，其中以第一級高壓加熱器的溫差 36°C 最大，因此可以同意 PSAR 中對單一失效導致最嚴重之飼水溫降不致大於 40°C 的說明，而 PSAR 以 55.6°C 溫降作為此類事件之極限(bounding)狀況的分析，也可以接受。由於 LFWH 是一個緩慢的事件，PSAR 中以奇異公司 PANACEA 程式分析的做法與目前核一廠相同，可以接受。

PSAR 中對飼水流量意外增加的情況，分析了一台飼水泵失速(runout)與飼水控制器故障在最大需求(FWCF/MD)等二個事件。核四廠共裝有三台蒸汽推動的飼水泵(FWP)，每台可提供 33%~65% 額定流量，正常運轉可以選擇二台或三台運轉。PSAR 此部分分析是以二台為基準(Q/A 之 15-33)，並表示未來在 FSAR 時會視需要提供三台 FWP 運轉之分析，這項做法可以同意。一台飼水泵失速與 FWCF/MD

事件的主要差別是發生一台泵超速(可以達到 75%流量)時,飼水控制器會自動調降另一台泵的水流以維持爐心水流於額定值,因此短時間內飼水流量雖會增加,但會迅速回復,分析結果顯示反應器可繼續穩定運轉。至於 FWCF/MD 的分析則是假設二台飼水泵流量都上升至 65%流量做為起始條件,分析結果為反應器水位將升到 L-8 而導致飼水泵跳脫,然後水位再回降到 L-3 而使得反應器急停。

與蒸汽流量增加有關的事件,PSAR 中分析了壓力調節器失效導致一個汽機旁通閥(TBV)開啟,壓力調節器失效導致所有 TCV 與汽機旁通閥(TBV)開啟,以及一個安全釋壓閥(SRV)誤開啟等三個事件。當一個 TBV 誤開啟時,SBPC 系統會調節 TCV 的開度以維持反應器壓力,分析結果顯示機組可以維持穩定運轉。在 SRV 誤開啟的情況下,SBPC 也會調節 TCV 的開度以維持反應器壓力,分析結果顯示反應器可以持續運轉。在 TBV 與 TCV 全開的事件中,分析顯示因大量壓降導致水位突升到 L-8,將使得汽機斷止閥(TSV)關閉及飼水泵跳脫,之後水位回降至 L-3 造成反應器急停,此事件中由於核四廠有蒸汽流量限制器(max. combined steam flow limiter)的設計,最大蒸汽流量被限制在 130%。如同飼水控制,核四廠的 SBPC 系統也使用三重控道的數位容錯設計,因此 PSAR 中聲稱核四廠發生壓力調節器失效導致 TBV 與 TCV 全開事件之頻率很低,應可歸類為極限事故,但為保守起見,PSAR 分析時仍將其列為 AOO,此部分之事件分析安全標準可以接受。

餘熱移除系統(RHR)的停機冷卻功能誤啟動是另一項可能導致反應器冷卻水溫度降低的暫態,雖然冷卻水溫度降低會引入正反應度而使得反應器功率緩慢上升,但由於 RHR 為低壓系統,因此只有在機組起動或停機的過程中才有可能發生,對冷卻水壓力邊界與燃料護套的影響,相對而言較輕微,PSAR 中本事件不需做定量分析的結論可以接受。

有關冷卻水降溫事件對燃料完整性的影響,根據 PSAR 分析結果並沒有燃料破損發生,在所分析事件中  $\Delta\text{CPR}$  最大者為 LFWH( $\Delta\text{CPR}=0.13$ ) 事件。另外在冷卻水壓力邊界的防護上,冷卻水降溫事件一般不會造成壓力突升的狀況,這類事件中,壓力上升以 TCV 與 TBV 全開事件最嚴重,其值為 7.95MPaG,與 110%的限值(9.48MPaG)比較,仍有相當大之安全餘裕,因此可以接受。PSAR 在這類事件中除了 LFWH 與 FWCF/MD 這二個較嚴重的事件是根據核四燃料設計重做分析外,其餘皆引用 SSAR 的結果,由於安全餘裕相當大,並且台電公司承諾在 FSAR 時均將重新分析,因此可以接受。

### 15.3.2 反應器增壓事件

導致沸水式反應器系統壓力上升的原因有汽機控制閥(TCV)關閉，汽機關斷閥(TSV)關閉，以及主蒸汽隔離閥(MSIV)關閉等。至於造成這些閥關閉的原因則可能是壓力調節器失效、負載棄載、汽機跳脫、喪失主冷凝器真空、以及喪失廠外交流電源等。PSAR 中此部分並沒有提供廠外電源全失(LOOP)事件之分析，根據台電公司的說明(Q/A 之 15-32)，核四發生 LOOP 的影響較棄載且無旁通事件(LRWB)輕微，另外台電公司也承諾在 FSAR 中將增加分析 LOOP 之影響，因此這個部分可以接受。

核四廠與 ABWR 的主要設計差異之一是核四廠汽機具有 110% 旁通能力，ABWR 則只有 35%，因此核四廠在發生負載喪失或汽機跳脫時，因 TCV 或 TSV 關閉所送出的反應器急停信號會被延遲 150msec，目的在檢查汽機旁通閥(TBV)是否是開啟成功，若是，則將取消反應器急停的動作。PSAR 有關反應器增壓事件的各項分析，針對壓力調節器失效導致一個 TCV 快速關閉、LRWB、汽機跳脫無旁通事件(TTWB)等較嚴重的三項事件是以核四廠的設計為分析對象，至於其他則皆引用 SSAR 的結果，但承諾在 FSAR 中重做分析，這項做法可以同意。

在核燃料完整性的影響方面，各個反應器增壓事件中以 LRWB 的 $\Delta\text{CPR}=0.18$ 為最嚴重，其次為 TTWB( $\Delta\text{CPR}=0.16$ )及一個 TCV 快速關閉( $\Delta\text{CPR}=0.15$ )。LRWB 較 TTWB 嚴重的主要原因是分析的過程中，TCV 關閉費時 0.07 秒較 TSV 之 0.1 秒快，因此 LRWB 所造成之系統壓力上升較多，反應度增加也較大。根據 PSAR 4.A 的參考佈局看來，MCPR 運轉最低值在該週期為 1.49，安全限值為 1.09，距過渡沸騰仍有相當餘裕，不會導致燃料破損，因此可以接受。經由這二項事件之分析結果看來，急停信號延遲時間是分析中一項重要的參數，如果這個設定值因發生漂移而增加，將會延遲跳機時間而導致不保守的結果，因此如何確認這個延遲時間的正確性與可靠性，將是未來 FSAR 與起動測試應追蹤的事項。另外在 TBV 開啟的確認上，是以 TBV 10% 開度為準，TBV 的設計是否能保證如果打開 10%，便會持續到全開，必須在 FSAR 審查時加以確認。

在冷卻水壓力邊界的防護上，PSAR 分析的各個反應器增壓暫態是以 MSIV 關閉所造成之 8.47 MPaG 最嚴重(此值引用自 GE SSAR)，距離 ASME 的 110% 限值(9.48MPaG)仍有相當餘裕。參考 PSAR 第五章的說明知道，在 MSIV 關閉並考量直接跳機信號失效的單一失效情況下，分析所得之系統最大壓力為 8.69 MPaG，仍比 9.48MPaG 小，因此在壓力邊界防護方面的分析結果可以接受。

由於此部分的許多可預見運轉狀況會因系統高壓力而導致安全釋壓閥開啟，例如：LRWB、TTWB、MSIV 關閉、主冷凝器真空喪失、喪失交流電源等，爐心冷卻水正常運轉時所具有的放射性，以及如果事先即已存在破損燃料所釋出之輻射物質，此時將經由 SRV 的開啟而排放至抑壓池，當圍阻體排放氮氣時，即可能會導致輻射物質外釋，因此 PSAR 中也針對這些事件進行劑量評估。分析結果年全身劑量約為 0.1mSv 而甲狀腺劑量約為 0.0035mSv，距 10CFR20 的 1mSv/yr 與 50mSv/yr 仍有相當大的餘裕，但此部分分析涉及 SGTS 之效率及燃料設計，FSAR 時仍應依據最終設計再評估。

### 15.3.3 反應器冷卻水流量降低

核四廠會導致反應器冷卻水流量降低的 AOO 有三台 RIP 跳脫、再循環流量控制系統 (RFC) 故障導致一台 RIP 快速回退、RFC 故障導致所有 RIP 快速回退等。屬於這個類別的暫態另外有歸類為特殊事件的所有 RIP 跳脫(將於 15.4 節討論)以及歸類為極限事故的 RIP 泵軸卡住與 RIP 泵軸斷裂(將於 15.5 節討論)。

核四廠反應器共有十台 RIP，其中有六台經由二個馬達發電機組(MG set)供電，這二個 MG set 分別由二個 13.8KV 匯流排供電。另外的四台 RIP 則由另二個 13.8KV 匯流排直接供電，由於有四個匯流排提供電源，因此 PSAR 中有關電源單一失效最多有三台 RIP(由 MG set 供電者)跳脫的說法，可以接受。

在事件的時序上，三台 RIP 跳脫事件並未將 MG set 納入分析考慮，就事件之影響結果而言，這是保守的做法，故可以接受。分析 RFC 故障導致一台 RIP 快速回退時，該 RIP 水流降低速率採取與跳脫相同的 40%/秒，屬保守做法，故可接受。在 RFC 故障導致所有 RIP 快速回退事件，使用 5%/秒的水流降低速率，這是引用速率限制器的參數，由於發生 RIP 全部跳脫的可能原因是控制系統共因失效，因此這項分析假設可以接受。分析結果顯示不會發生違反燃料熱限值與系統壓力限值的情形，因此這個事件的安全性可以接受。

### 15.3.4 反應度與功率分佈異常事件

執行沸水式核反應器爐心功率升降與分佈調節的是控制棒操作、再循環水流量控制、以及燃料佈局安排等。PSAR 本節所分析的 AOOs 有低功率下控制棒誤抽動、高功率下控制棒誤抽動、停用之 RIP 誤起動、RIP 失速(runout)、燃料束錯置、以及燃料束誤旋轉等。

在大修更換燃料期間，經由停機餘裕度的限制可以防範臨界意外發生，硬體的互鎖(interlock)設計使得控制棒必須在全入的位置方得吊運燃料，這些措施與目前運轉中的沸水式機組相同，其安全性可以接受。在機組起動過程，核四廠 RCIS 系統中的 RWM 子系統會不斷偵測棒位，如果與預定之棒序不同，便會發出阻棒信號，這個設計可以避免起動過程中的誤抽棒。雖然 SRP 15.4.1 中述及，如果可以確認在單一失效下不會發生誤抽棒，則此事件不需要分析，但美國核管會在審查 SSAR 時曾要求奇異公司評估如果一旦發生的影響，因此核四廠 PSAR 中亦引用了這個分析的結果，由於事件中並沒有燃料違反熱限值，因此可以接受。此外，核四廠 PSAR 中並沒有詳細分析高功率下的控制棒誤抽動，由於核四廠有二套防範的設計，分別是 MRBM 及 ATLM (詳細說明參見 PSAR 7.7.1)，基於在高功率下對誤抽棒的防範有多重的保護措施，因此核四 PSAR 對此事件的做法可以接受。

在一台停用之 RIP 誤啟動方面，根據 PSAR 的敘述，由於原先存在的逆向水流將使得該 RIP 將因過電流而跳脫，因此這個事件會被三台 RIP 跳脫所涵蓋。至於一台 RIP 失速與所有 RIP 失速事件，按 PSAR 分析結果並沒有違反核燃料安全限值，而系統壓力也在安全限值內，所以機組的安全性可以接受。另外在分析一台 RIP 失速時，PSAR 中引用每秒 40% 的泵速增加率 (假設 ASD 故障)，在所有 RIP 失速上則使用每秒 5% 泵速增加率 (根據 RFCS 故障在最大需求)，根據與所有 RIP 快速回退事件相同的理由，這個分析條件可以接受。

大修期間更換燃料佈局時，如果誤將二束燃料交換，並未放在原本應放的位置，稱為燃料束錯置(MBA)，如果誤將某束燃料自其應放置之方位旋轉 90° 或 180°，稱為燃料束誤旋轉(MFBA)。分析上這二個事件都假設爐內儀器沒有偵測到功率分佈的異常，放置錯誤一直延續到週期末，因此做法是首先評估爐心中最嚴重的錯置與誤旋轉，再分析其自燃料週期初期(BOC)到燃料週期末期(EOC)間對臨界功率所可能造成最嚴重的影響，由於屬保守做法，因此可以接受。核四 PSAR 中就這二個事件根據 GE12 參考佈局加以分析，並分別得到 0.22 與 0.18 的  $\Delta\text{CPR}$  值，這是所有 AOO 中最嚴重的二個事件(MFBA 與 LRWB 有相同之  $\Delta\text{CPR}$ )。根據台電公司所提供的資料(Q/A 之 15-15)，MBA 所以會成為最嚴重的 AOO 是因為核四的參考佈局為高徑向尖峰因數設計(PSAR 約為 1.38 而 SSAR 僅為 1.32)，不同爐心位置間的功率差別較大，因此一旦錯置會有較嚴重的影響。根據 SSAR 的說明，MBA 事件在初次裝填爐心會較後續裝填爐心嚴重，而 PSAR 的參考佈局是以穩定週期 (equilibrium core) 為對象，因此未來 FSAR 審查時，應注意 MBA 事件之分析。此外在 PSAR 中也聲稱 MBA 事件與 MFBA 事件之發生機率很低，可

列為極限事故，並且表示此案已在向美國核管會申請中。事實上這二個事件的發生機率與電廠作業程序與管理很有關連，並非僅是硬體設計的問題，而我國核一廠一號機曾在第十六燃料週期時發生 MFBA 事件，因此未來台電公司若提出類似之申請，不論美國核管會是否同意更改此二件事之分類，原能會都將以保守的態度審查，現階段由於 PSAR 仍沿用 AOO 接受標準，因此可以接受。

### 15.3.5 反應器冷卻水含量增加

核四廠 PSAR 在這個事件類別下，分析了高壓爐心灌水系統 (HPCF) 誤動作這一項事件。由於 HPCF 流量( $1.82 \times 10^5$  kg/hr at 8.12MPaG)比爐心水流量 ( $52 \times 10^6$ kg/hr) 小的多，因此這個事件對爐心的影響並不大。由於 PSAR 分析中 HPCF 流量以及水溫均採較保守之值，因此可以接受。由圖 15.5-1 看來，事件過程中的中子通率並沒有明顯變化，燃料限值也未違反，因此這個事件的安全性可以接受。

## 15.4 特殊事件

奇異公司的 ABWR 主要設計特點之一，是在飼水控制系統(FWCS) SBPC、RFCS 等控制系統中使用了三重控道容錯式數位控制器(FTDC)設計。針對這項新設計，美國核管會要求考慮其發生 AOO 伴隨共因失效的影響，並將其歸類為特殊事件(special event)，其所需要符合的設計要求為：

- (1) 燃耗不高於 20GWD/MTU 的燃料棒，護套溫度高於 600°C 且持續一分鐘以上之時間，才在分析中認定破損發生。
- (2) 燃耗高於 20GWD/MTU 的燃料棒，只要發生過渡沸騰便在分析中認定破損發生(此與 SRP 中對 AOO 事件之燃料破損的認定標準相同)。
- (3) 劑量外釋應不高於 10CFR 100 限值的 10%。

由於以上標準，為美國核管會根據實測結果及既有規定所訂，因此核四在 PSAR 的概念設計階段，引用此項標準可以接受。

### 15.4.1 壓力調節器失效導致 TCV 與 TBV 全關

這個事件基本上和 LRWB 相似，差別是因為起源於壓力調節器失效，所以假設 TCV 關閉且 TBV 未開的反應器急停信號也失效，而由高中子通率提供急停信號，因此會較慢跳機(LRWB 在 0.15 秒而此事件在 1.0 秒)。另外 TCV 關閉且 TBV 未開時四台 RIP 跳脫信號也沒有發生，而由反應器高壓力信號來跳脫四台 RIP，表 15.2-2 所列之事件時序可以接受。

PSAR 中對這個事件並沒有重新分析，而是直接引用 GE SSAR 的分析結果。參考 NUREG-1503 知道，奇異公司分析此事件時引用了保守的燃料破損條件，燃料只要發生過渡沸騰便在分析中認定其發生破損，並得到不高於 0.2% 的破損率，外釋劑量不會高於原子能法施行細則第八條或 10CFR100 規定之 10%，因此這個分析結果可以接受。

#### 15.4.2 再循環泵全部跳脫

由於 RIP 的慣性質量較傳統沸水式反應器之再循環泵低，因此核四廠若發生再循環泵全部跳脫，爐心水流降低的速率較傳統沸水式反應器快。造成這個事故的可能原因有電源喪失或可變速驅動器 (ASD) 全部共因失效等。PSAR 中敘述，由於棄載或汽機跳脫會使反應器立即急停，因此電源喪失會較不嚴重。然而這句話僅適用於 ABWR，並不符合核四廠的設計，FSAR 分析時台電公司應詳細評估如果發生 RIP 全部跳脫，何者為較保守的起始肇因及跳機信號，並採用於分析中。由 PSAR 圖 15.3-2a 的分析結果看來，護套最高溫度出現在事故發生後約 6 秒左右，其值大約為 520°C，距美國核管會所訂定之燃料破損條件尚有相當之安全餘裕，故此方面之安全性可以接受。然而，由於爐心流量快速降低所引起的跳機信號在爐心功率低於 80% 時並不會發生，故在部分功率下發生此事件有可能導致更嚴重的燃料破損情況，在 FSAR 時將要求台電公司針對此一事件應涵蓋部分功率運轉狀況，評估其對爐心穩定性的影響。

在 PSAR 中另外也提到燃耗高於 20GWD/MTU 的燃料一般都已在爐心停留二個週期以上，因此會被放置在爐心中低功率(約 80% 功率)的位置。這項敘述對 12 個月燃料週期設計可以成立，若運轉週期為 18 個月，參考核一廠一號機週期十七的設計，幾乎所有燃料在第二週期末前，均已具有高於 20 GWD/MTU 的燃耗，因此 FSAR 時該項敘述應修正為 18 個月運轉週期的情況，然而由於這個事件在 BOC 比 EOC 嚴重，因此這項差異之影響並不大。

以對燃料護套完整性的影響而言，RIP 全部跳脫是一個比較嚴重的事件，依 PSAR 所述，在第一個燃料週期時，若 BOC 發生此一事件，則可能有 60% 燃料棒會面臨過渡沸騰，在 EOC 也有 6%，並且在後續的燃料週期雖然會較輕微，但在 EOC 也會有 4% 的燃料面臨過渡沸騰，因此未來在 FSAR 審查時，應就核四廠的第一個燃料週期設計詳細評估此事件，至於後續燃料週期是否應每次分析，也將

在 FSAR 審查時加以考慮。另外，美國核管會所訂定的燃料破損條件，在 GE12 燃料設計機械審查時，也應慎重評估其適用性。

## 15.5 極限事故與劑量分析

事故與劑量分析旨在確認核四廠在發生假想之意外事故下，對廠外可能的輻射劑量影響。在我國的原能法施行細則第八條或美國 10CFR100 中訂定了外釋劑量在禁建區(EAB)與低密度人口區(LPZ)邊界的許可限值，由於核四廠的低密度人口區邊界便是廠界，因此 EAB 與 LPZ 是重合的。依據 10CFR100 對 LPZ 邊界的劑量限值規定，在事故之全期，全身劑量不得高於 0.25 西弗(Sv)，甲狀腺劑量則不得高於 3 西弗。

由於不同的假想意外事故有不同的性質，分析保守度也有不同的要求，因此在法規的符合標準上，並非完全依照 10CFR100。在 SRP 中有針對不同的事故訂定不同的可接受劑量標準，例如 RIP 泵軸卡住或斷裂、小冷卻水管在圍阻體外斷裂等，必須在 10CFR100 限值的 10% 之內；對於落棒事故、燃料吊運事故、燃料傳送護箱掉落事故等，則不得高於 10CFR100 的 25%。

PSAR 第十五章在假想意外事故方面，分析了圍阻體外之小型冷卻路破裂、圍阻體外之主蒸汽管斷管、冷卻水流失事故、燃料吊運事故、用過燃料運送護箱掉落事件、以及圍阻體外之爐水淨化系統斷管等之輻射劑量評估。此外 PSAR 15.7 中也列了廢氣處理系統失效與廢液處理系統失效等二種狀況。

### 15.5.1 再循環泵軸卡住或斷裂

沸水式反應器的事故分析，傳統上便將再循環泵軸卡住(RIP seizure)與泵軸斷裂(RIP shaft break)列為設計基準事故。這二個事故的特色都是發生事故的泵其水流量快速降低(比泵跳脫要快)，而其中又以泵軸卡住較嚴重，因為泵軸卡住所造成的水流阻力要比泵軸斷落為大。由於核四廠反應器有十個再循環泵，因此一個再循環泵發生這類事故後的影響較以往傳統沸水式反應器只有二個再循環泵輕微。根據 PSAR 此部分之分析顯示，並不會導致燃料破損也不會發生反應器急停，系統壓力也沒有顯著上升，符合極限事故的要求，因此可以接受。

### 15.5.2 射棒事故與落棒事故

射棒事故(Rod Ejection Accident)與落棒事故(Rod Drop Accident)是另外二項傳統沸水式反應器的設計基準事故。參考第四章 4.6 節的說明，核四廠針對這二項事故採取了一些防範設計，基於這些防範設計，核四 PSAR 中表示這二個事故因為發生機率極低，因此不需要分析。

雖然奇異公司在 ABWR 的 SSAR 中對這二個事故表示不需要分析，但基於 ABWR 是一項新的設計，美國核管會對落棒事故進行了獨立驗證計算。在假想一支控制棒自由落下的情況下，美國核管會分析結果(參見 NUREG-1503 之 15.4.1)顯示，會有不超過 770 支燃料棒發生護套破損，並有六支棒發生燃料熔融，而所造成的外釋劑量則與圍阻體外主蒸汽管破損(參見 15.5.4)所造成之結果相當。雖然根據美國核管會的獨立驗證計算結果看來，顯示距離 10CFR100 之 10% 劑量上限仍有相當之安全餘裕，但是基於以下理由，在未來核四 FSAR 審查時，除要求台電公司應就落棒事故執行劑量分析外，原能會也將執行獨立驗證計算：

- (1) 美國核管會之分析是以 GE6/7 燃料為對象，但核四廠使用 GE12 的燃料設計，因此 NUREG-1503 之分析結果僅可供參考；
- (2) SRP 中針對此事故有要求劑量分析；
- (3) 核四的控制棒取消了傳統沸水式控制棒的限速器設計；
- (4) 核四廠落棒事故的發生機率雖低，但與其它極限事故相比並不能因機率低而免於分析。

### 15.5.3 圍阻體外之反應器冷卻水小管破裂

根據 GDC-55 之敘述，小尺寸的含冷卻水管線(如儀用管)在穿越圍阻體時，不需要內外均設置隔離閥，但必須以分析結果驗證其失效之影響在可以接受範圍內。分析這個事件的另一個目的是設定運轉規範中對冷卻水活性的限值。

針對這個事件，PSAR 中分析了一條儀用水管在圍阻體外，發生無法隔離的齊頭式斷裂，運轉員在 10 分鐘後經由二次圍阻體內的溫度或輻射等指示而查覺此斷管，並將反應器急停，事故全程共二小時。自破口洩出的水有 16.6%(2270 公斤)發生閃化，分析中假設閃化之水中的碘全數進入 HVAC 系統，這個假設符合 SRP 的要求，可以接受。由於這個事故在初期較為嚴重，而當時備用氣體處理系統(SGTS)尚未能有效作用，因此雖然是從主煙囪排放，分析中假設放射性物質在沒有經過備用氣體處理系統下便被釋放到外界，這也是一項保守的做法。在輻射源項方面，分析上必須考慮冷卻水中的碘含量為機組穩定運轉之最大值(運轉規範限值)，及由

停機所造成的碘含量突升效應。

由 PSAR 之分析結果顯示，事故期間並不會發生燃料破損，而在低人口密度區 (LPZ) 邊界的全身劑量與甲狀腺劑量則分別為  $4.3 \times 10^{-5} \text{Sv}$  與  $2 \times 10^{-3} \text{Sv}$ ，小於 SRP 要求之限值  $0.025 \text{Sv}$  與  $0.3 \text{Sv}$ 。由於 PSAR 此部分分析之假設與劑量評估模式均符合要求，並且分析結果與法規限值相較仍有相當之餘裕，因此可以接受。美國核管會基於 ABWR 是一種新設計的考慮，曾針對此事件進行獨立的劑量分析，其分析假設條件列於 NUREG-1503 之表 15.3 中，與 PSAR 分析相比，僅閃化水量略大(為 2300 公斤)及大氣擴散的常數略大，分析結果亦顯示符合法規要求。

#### 15.5.4 圍阻體外之主蒸汽管斷管

與前述之儀用水管斷裂相同，分析此事件也是運轉規範訂定爐水活性上限的重要依據，所不同的是此事故冷卻水流失快速但可以隔離。核四 PSAR 此部分的分析是以假想一條主蒸汽管在蒸汽隧道(steam tunnel)中發生齊頭式斷裂為起始事件，斷管位置二端都有水蒸汽噴出，初期時流量受到主蒸汽管中的流量限制器限制，在 0.5 秒時 MSIV 因高蒸汽流量而開始關閉，在 5 秒時因 MSIV 全關而使得冷卻水停止自斷管處流失。由於 PSAR 分析採用 MSIV 達到全關時間為 5.0 秒，較 SSAR 分析快了 0.5 秒，因此在核四廠功能測試時應特別注意 MSIV 關閉時間是否能符合分析要求。由表 15.6-7 的分析結果看來，外釋劑量距法規限值尚有相當大的安全餘裕，故 PSAR 分析結果可以接受。由於蒸汽隧道並不屬於反應器廠房內部，因此這個事故的放射性物質排放點為汽機廠房卡車門，PSAR 分析中使用地面排放 X/Q 值可以接受。

根據 PSAR 的分析結果，此事件並不會造成燃料破損，因此造成外釋輻射劑量的放射性物質是原先已在冷卻水中的核種，在冷卻水的活性估計部分，PSAR 分析了(1)運轉規範許可最大穩定值(運轉限制條件限值)與(2)必須在 12 小時關閉所有 MSIV 並停止運轉的限值等二種狀況(詳細說明參考 PSAR 16.B.3.4)，且對狀況(1)之劑量接受標準為 10% 10CFR 100 限值，而狀況(2)之接標準為 10CFR100 限值(即全身劑量  $0.25 \text{Sv}$ ，甲狀腺劑量  $3 \text{Sv}$ )，此方式符合 SRP 之要求。根據分析結果顯示，事故期間冷卻水/汽流出之數量為 21953/12870Kg。分析結果顯示對狀況(1)，在 LPZ 的全身劑量及甲狀腺劑量分別為  $0.183 \text{mSv}$  及  $7.32 \text{mSv}$ ，狀況(2)則分別為  $3.63 \text{mSv}$  與  $146 \text{mSv}$ ，均低於法規限值。美國核管會在審查 ABWR 時，針對此事件也做了獨立的計算，其劑量分析結果也都低於法規限值。

一般說來，圍阻體外之主蒸汽管斷管事件會比前節所述之儀用水管破損嚴重，因為流失的水蒸汽較多，為了確認運轉規範中此部分之安全限值是否適當，未來在核四 FSAR 審查時，原能會將就本事件進行獨立之驗證計算。

#### 15.5.5 冷卻水流失事故

冷卻水流失事故 (LOCA) 是核電廠主要的設計基準事故，基於不同的驗證需要，在 PSAR 中有不同的分析考量，例如檢驗 CTMT 功能是否足夠(見 PSAR 6.2 節) 驗證 ECCS 的設計是否適當(見 PSAR 6.3 節) 在 PSAR 第十五章分析 LOCA 事故的主要目的，則在檢驗對廠外輻射劑量的影響。

冷卻水流失的事故序列首先是破口與急停，之後 L-1.5 低水位訊號造成 MSIV 關閉，等到低水位或高乾井壓力信號出現時，陸續啟動反應器爐心隔離冷卻系統(RCIC)、高壓爐心灌水系統(HPCF)、以及餘熱移除系統(RHR)以保護爐心的安全。根據分析，在不同的破口位置中，對系統造成最大衝擊的事故是兩支 HPCF 中的一根注水管完全斷裂，此時將釋放大量輻射物質進入圍阻體，有關發生此事故時電廠的最低功能需求以及電廠保護系統，已在 PSAR 6.2、6.3、7.3、7.6 與 8.3 節中說明。

評估冷卻水流失所造成的結果中，使用的分析方法及相關假設，均以能提供預期結果的保守評估作為主要考量，詳細的計算與驗證，以及使用的模式已在前面的章節(6.3、7.3、7.6、8.3 與附錄 15A) 中詳予說明。分析該事故的輸入參數與初始條件則列於表 6.3-1。詳細的分析結果亦已在 6.3 節中說明，PSAR 在本節僅指出冷卻水流失事故引發的溫度與壓力暫態不足以對燃料造成危害。PSAR 分析結果顯示長期爐心冷卻可以維持，輻射的衝擊在規範限制值以內。

核四廠 PSAR 有關發生 LCOA 時，分裂產物外釋之起始條件與 SSAR 相同，假設所有爐心產生之分裂產物中有 100% 惰性氣體與 50% 碘會從爐心釋放出來，其中一半的碘會 plate out，所以計算一次圍阻體洩漏時，採用之碘數量為 25%，這些分析的假設條件符合 SRP 的要求。在碘之組成方面，PSAR 中假設 91% 以元素碘形式存在、4% 以有機形式存在、5% 以粒子形式存在，符合 SRP 的要求。抑壓池對輻射物質之去污因子隨物質種類而不同，PSAR 中碘元素與粒狀碘之去污因子均分別假設為 2，對有機碘以及惰性氣體而言，去污因子假設為 1，也就是沒有去污效果。核四廠在 LOCA 下的輻射外釋有以下兩條途徑：

- (1) 一次圍阻體經穿越孔洩漏到二次圍阻體，其洩漏率為每日 1.5 w/o，洩漏到二

次圍阻體之輻射將經由裝有高效能微粒吸收器(HEPA)及活性炭過濾器之備用氣體處理系統(SGTS)處理，再由煙囪排出。在 PSAR 分析中假設圍阻體隔離後的前 20 分鐘內，SGTS 並無過濾能力，20 分鐘之後，SGTS 全面提供有效過濾。

(2) 自 MSIV 洩漏至主蒸汽管到主冷凝器，由汽機廠房洩漏出去。

在射源處理上，核四廠沿用傳統 TID-14844 之做法，這種做法比較保守，可以接受。ABWR 在處理射源時與傳統 BWR 之做法主要不同為主蒸汽管與主冷凝器之遲滯效果，因為 ABWR 已有充分設計考量而予以採計，核四廠之做法與 GE SSAR 作法相同。另外，核四廠爐心產生之分裂產物之釋放比率以及碘元素之組成比率，均與 RG 1.3 及 SRP 之要求相同，可以接受。

抑壓池對於輻射物質有去除效果，SRP 中對此項去除效果的規定並不是放在第 15 章，而是放在第 6 章，依據 SRP 6.5.5 可知，如果使用 SPARC 分析程式則可以利用模式計算出合理的去除因子。在沒有計算模式的情況下，可以假設 Mark III 抑壓池對碘元素的去除因子為 10 或更小，在核四 PSAR 中假設此去除因子為 2，可以接受。

法規對於洩漏途徑之規定分別來自於 RG 1.3 及 SRP。RG 1.3 對洩漏途徑並無特別規定，也未對 MSIV 洩漏問題加以討論。SRP 15.6.5 節則要求考慮來自圍阻體圍阻體外之特殊安全設施(ESF)以及 MSIV 等三方面之洩漏。核四廠之一次圍阻體洩漏率為每天 0.5% 圍阻體空氣重量，SRP 中只規定不得小於每天 0.1% 圍阻體體積，因此核四廠此部分分析所使用的參數不違反 SRP 要求。另外，PSAR 中忽略 ESF 之洩漏，由美國核管會在 NUREG-1503 之獨立計算評估看出，此項之影響很小。核四廠有關 MSIV 洩漏之處理方式與傳統 BWR 之處理方式不同，此項處理方式已獲美國核管會同意(詳見如 NUREG-1503 20-59 頁)，由於 PSAR 第三章對此部分相關組件之結構分析中，承諾在發生 SSE 後仍能維持完整性(詳見 PSAR 第三章)，因此可接受這部分之處理方式。在 MSIV 的洩漏率方面，PSAR 採用 21.7 L/m 做為分析之標準，未來在功能測試時，應特別注意 MSIV 的洩漏率是否可以達到 21.7 L/m 的要求標準。

核四廠之二次圍阻體排放，在 20 分鐘之後假設均由位於反應器廠房上方之煙囪排出，煙囪高 116 公尺，由於煙囪排放屬放高點排放，對位於 LPZ 邊界處之劑量有明顯之降低效果。按 RG 1.3 之規定，原則上可以同意採計過濾器之效果，但其效果需要個別評估。核四廠之 SGTS 之過濾效果假設為 97%，較核一、二廠之

99%保守，可以接受。

依據 SRP 之規定，建廠許可階段(CP)之 LOCA 甲狀腺劑量及全身劑量在 LPZ 邊界之限值為整個事故過程分別不得大於 1.5Sv 及 0.2Sv，上述限值低於運轉執照階段(OL)之限值（亦即原子能法施行細則及 10CFR 100.11 之限值）3.0Sv 及 0.25Sv。如此預留餘裕的做法，最終的目的就是要確保在 FSAR 階段，即 OL 階段時之劑量結果能符合限值，因此在設計未完全定案之 CP 階段採用較低限值，以涵蓋可能的氣象資料不準度、廠界相關資料不準度及可能之設計修改。PSAR 之 LOCA 分析結果甲狀腺劑量為 1.96Sv，全身劑量為 0.017Sv，其中全身劑量低於 CP 階段限值，甲狀腺劑量則高於 1.5Sv 限值。台電公司的解釋是 ABWR 核電廠在美國已遵循一階段發照程序，且日本已有參考廠 K-6/7 正在運轉，預期不會有重大設計變更，此外，台電承諾未來若有任何設計上的變更，將確保該項變更不致使得事故時之廠外劑量增加（Q/A15-012）。基於 SRP 之 CP 階段限值之立意在於確保電廠之設計在 OL 階段能符合限值；PSAR 分析結果之 1.96Sv 雖大於 1.5Sv，但仍小於 3.0Sv，且有相當餘裕；以及台電對設計變更保守性之承諾，此部分之分析結果，可以接受，但將管制追蹤。此外，由於此部分之分析是核定核四廠之 LPZ 的基準，為確保核四廠的設計符合此項安全標準，未來 FSAR 審查時，原能會將執行獨立之驗證分析。

#### 15.5.6 反應器爐水淨化系統在圍阻體外斷管

爐水淨化系統(RWCU)為直接連到壓力容器的高壓系統，由於其管路在圍阻體內均設有隔離閥，因此這個事件類似圍阻體外之主蒸汽管路斷裂事件，是屬於發生在圍阻體外的可隔離之爐水外洩事件。雖然在 SRP 中並無有關此事件之分析要求，但從性質上來說，可以引用圍阻體外主蒸汽管路斷裂事件的要求標準（10CFR100 的 10%）。如果與核二廠相比，核四廠由於反應器尺寸較大，並且 RWCU 設計容量較高（核二廠為 1% 而核四廠 2%），因此核四廠 RWCU 穿越圍阻體管路的直徑較大（根據 P&ID 圖，核四廠為 20cm 而核二廠為 15.24cm）。

在事故對爐心的影響上，這個事件所導致的冷卻水流失的嚴重性，較 PSAR 第六章分析的圍阻體內飼水管斷管事件輕微，分析結果與飼水斷管事件一致，不會有燃料破損發生。在外釋劑量計算上，這個事件亦假設 SGTS 不可用，在輻射源項的估計上，由於是採取與儀用水管斷裂相同的模式，因此可以接受。由分析結果看來，放射性物質外釋所造成的全身劑量與甲狀腺劑量分別為  $4.9 \times 10^{-5}$ Sv 與  $5.1 \times 10^{-3}$ Sv，低於 10CFR100 之 10% 限值，可以接受。

### 15.5.7 放射性廢氣處理系統失效

根據目前運轉中核電廠的經驗，廢氣處理系統失效是可能發生的事故，因此安全分析所需要滿足的是 10CFR20 劑量限值，而非 10CFR100，在 SRP 11.3 之 ETSB 11-5 節中將之明訂為在禁建區(對核四廠也是 LPZ)的全身劑量不得高於 5mSv。

核四 PSAR 此部分分析是以活性炭床被意外旁通，並且下游之自動氣動隔離閥故障失效為起始狀況。事件發生時廢氣系統中的流量設定為 14.8GBq/sec，符合 SRP 11.3 節之 ETSB 11-5 的要求，劑量分析只考慮惰性氣體的部分，符合 SRP 的要求。在事故的終止上，PSAR 中根據 HEPA 下游設有二個輻射偵測儀，在發生誤旁通後，主控制室便會發出警報，而運轉員可以在 30 分鐘內消除這個事故使得事故終止。因在起始事件上已假設了多重失效，PSAR 中指出三十分鐘的計算模式應已夠涵蓋此事件之影響性。由於此項假設有賴於設計之可靠性與運轉員之適時反應，未來在 FSAR 審查時，將就實際設計檢討運轉員是否能及時發現，以及是否能及時中止這個事件，以作為是否可以同意之條件。PSAR 在此部分的劑量分析中，並沒有考慮被旁通之活性炭床內原有之放射性氣體，因為核四廠廢氣處理系統此部分並沒有驅動氣體裝置，因此這項假設可以接受。

在分析結果方面，PSAR 此部分是引用 SSAR 的結果，並沒有重新計算，分析結果約為法規限值的一半，由於 PSAR 中承諾此部分分析將於 FSAR 時針對核四廠設計重新計算，因此可以接受。

#### 15.5.8 放射性廢液儲存槽失效

核四廠廢料廠房與 NSSS 為分開招標，目前設計尚未確定，而 PSAR 此部分資料僅係直接引用 SSAR 結果，故此部分應在設計定案後，再行審查。

#### 15.5.9 燃料吊運事故

燃料吊運事故(Fuel Handling Accident, FHA)乃指燃料自吊運機構上意外墜落，所導致輻射物質外釋的劑量評估。核四 PSAR 分析了大修停機更換燃料時，一束用過燃料意外墜落於反應器爐心上的假想狀況，藉以評估反應器廠房配合備用氣體處理系統(SGTS)的事故防範功能。核四廠另一處貯放用過燃料的場所為輔助燃料廠房，而有關此事件在輔助燃料廠房的分析，則應在 FSAR 評估時提出。

PSAR 此部分之分析，在位能計算上使用了最大的掉落高度，在破損燃料數目計算上假設所有能量都被護套與結構體吸收，燃料本身沒有吸收任何撞擊能量，由於屬保守的做法，故可以接受。在輻射源計算上，PSAR 假設事件發生於停機 24 小時後，遭受撞擊之燃料具有 32 GWD/MTU 之燃耗，由於也是保守的做法（見 Q/A 15-28）故可以接受。在放射性核種外釋方面，PSAR 假設 30% 之  $Kr^{85}$  與 10% 之其他核種，符合法規的要求，在外釋劑量計算上，PSAR 的分析使用了 SGTS 過濾功能，符合 SRP 之許可條件，假設 SGTS 系統在事故的前 20 分鐘不可用，則與其他劑量評估事件一致。此外在劑量評估模式與劑量轉換因數上，均合於法規，故可接受。由於燃料中的分裂產物核種濃度與事故前之功率有關，因此假設 1.5 的徑向功率尖峰因數、13.4kW/ft 的線功率密度(GE 12 的設計限值為 11.8kW/ft)、1824 的燃料中心溫度等，也都屬保守的做法，可以接受。

由於核四廠所使用 GE12 燃料較 SSAR 所用之 GE6/7 燃料略重（302kg 與 280kg），並且護套較薄，因此 PSAR 分析有 172 支燃料棒破損，較 SSAR 的 115 支為多。由於使用 SGTS 系統經煙囪排出，因此使用二小時高點排放之 X/Q 值，可以同意。由分析結果看來，在 LPZ 邊界上之全身劑量與甲狀腺劑量分別為 1mSv 與 65mSv，與 SRP 規定之 60mSv 與 750mSv 相較，仍有相當大之安全餘裕，因此核四廠針對 FHA 事件之防護能力可以同意。由於 SRP 在 15.7.4 節中建議執行獨立驗證之劑量分析，因此未來審查核四 FSAR 時，原能會將執行獨立的驗證計算。

#### 15.5.10 用過核燃料運送護箱掉落事故

核四廠反應器廠房的燃料池只有 15 年的設計貯存容量,另外在二部機組之間另建有可貯存 25 年容量的輔助燃料廠房。自爐心中退出的用過核燃料,在冷卻一段時間後,便會用運送護箱送往輔助燃料廠房存放,本事件便是分析運送護箱在搬運途中的假想掉落事故。

PSAR 此部分之分析,在燃料退出爐心前的運轉狀況、燃耗,均與 FHA 事故之分析一致。另外假設燃料在發生事故前,冷卻時間為 120 天,由於此時間可以在運轉規範中加以管制,故可接受,但確實的天數將以未來核四廠的運轉規範為準。PSAR 在此事件的分析上假設了最大可能的掉落高度,也就是自燃料換填樓層以迄底層高度(約 29 公尺),此分析條件可以接受,另外 PSAR 中採取護箱中所有燃料全部破損的做法,可以同意。在核種外釋比例上,PSAR 中引用與 FHA 事故相同的數據(存在燃料護套內間隙之所有分裂氣體均外釋),因此部分之實際狀況可能與護箱設計有關,而目前護箱設計尚未定案,故將於 FSAR 時再行審查。對於每個護箱中的燃料束數量,PSAR 分析是以美國核管會核准之 IF-300 護箱為參考對象,該護箱每次可運送 18 束用過核燃料。另外台電公司也承諾,若核四廠使用不同型式之護箱,則在 FSAR 時將以確實使用者為準(見 Q/A 之 15-28),PSAR 表 15.7-12 中之破損燃料棒數目,在 FSAR 分析也須以確實使用之燃料設計為準。

分析此事件的輻射源外釋位置為反應器廠房卡車門,但劑量計算乃引用汽機廠房卡車門位置之 X/Q 數據,依據 PSAR 2.3.4.2 敘述,此為一保守的做法,可以接受。根據 PSAR 的分析結果,此事件在 LPZ 邊界上的全身劑量與甲狀腺劑量分別為 0.03 mSv 與 15 mSv,均低於法規限代之 60 mSv 與 750 mSv (10CFR 100 的 25%),且有相當大之安全餘裕,因此核四廠對此類假想事故的安全性,可以接受。

本事件的假想狀況為裝有 18 束燃料的護箱自 29 公尺高處掉落，其中僅燃料部分的重量便有 5.4 噸，其撞擊底層時是否會對圍阻體造成影響，則將於護箱規格定案，FSAR 審查時要求台電公司評估。另外，核四廠計劃使用之運送護箱設計亦應向原能會提出申請。

## 15.6 預期暫態未急停

為防止預期暫態未急停事件可能導致核電廠圍阻體、燃料系統、冷卻系統等的毀損，核電廠在設計上須針對此類事件設計防範措施，使在發生 ATWS 時仍能有效的將反應器停機，並維持適當地冷卻以減緩事件之影響。此部分審查主要之依據為 SRP 15.8、SRP 15 App.E 以及 10CFR 50.62 等。

### 15.6.1 設計特性

根據 10CFR 50.62，沸水式核電廠 ATWS 相關防護設計要求主要有以下三項：

- (1) 必須具備控制棒替代插入系統(ARI)，該系統之訊號必須獨立於正常急停 (Reactor Trip)訊號；
- (2) 必須有備用液體控制系統(SLCS)以備需求時緊急將含硼水注入反應器。  
在一九八四年七月二十六日之後提出建廠申請之設計，該系統必須有自動啟動功能；
- (3) 必須能夠自動跳脫反應器再循環水泵。

依據 PSAR 內容，在設計上，核四廠的控制棒系統將採用微調控制棒驅動 (FMCRD)設計，在發生急停訊號時，除了具備類似現有沸水式反應器液壓驅動控制棒的緊急插入能力外，同時亦會動作電力驅動將控制棒插入，雖然電力驅動在速度上較液壓驅動慢，但多樣性的設計對控制棒全入的要求提供更多的保障，此點下一節將進一步說明。

核四廠具備有替代控制棒插入系統(ARI)，該系統獨立於反應器保護系統，有不同的訊號輸出裝置及最終啟動設備，且 ARI 系統將會有多重急停氣動壓力洩放閥，因此 ARI 系統在設計上即以能可靠地執行其功能為考量，詳細之 ARI 及 RPS 系統評估可參考第七章之內容。除了控制棒系統，根據 PSAR 第九章的敘述，核四廠有備用液體控制系統(SBLC)設計，在 ATWS 情況下可自動啟動，將硼液注入爐心。

核四廠設計只要有急停訊號發生，再循環泵即會自動回退，而若反應器達高壓力(7.76MPaG)或低水位(Level 2)時，再循環泵即會自動跳脫。若反應器高壓力且有源階功率之 ATWS-permissive 訊號達兩分鐘，飼水系統亦會自動回退，以避免反應器過壓及燃料損壞的發生。而當 ATWS 發生時，自動洩壓系統(ADS)之自動啟動信號亦會被抑制，以防止 LPCF 冷水注入。在 PSAR 15E 中列有各項相關設計，分別有：ARI、FMCRD run in、Feedwater Runback、RPT、Recirculation Runback、ADS inhibit 和 SLCS 等之啟動訊號設定點。

綜合以上所述，在防範及減緩預期暫態未急停事件的影響方面，核四廠在設計上之承諾可符合法規要求。

### 15.6.2 評估分析

在 SRP 15.8 中要求 ATWS 安全評估之結果須符合的安全要求有：(1)燃料完整性，即 10CFR50.46 中相關要求；(2)圍阻體完整性(即圍阻體最高壓力不可超過設計壓力值，抑壓池之溫度則不可超過 97°C)；(3)一次系統完整性，即系統暫態壓力不可造成 Primary Stress 超過 ASME Code 所定義之緊急限值；及(4)長期停機冷卻(Long-Term Shutdown Cooling)，即 ATWS 發生後，反應器必須可安全停機，且須維持長期適當冷卻。

依據 PSAR 十五章內容，預期暫態未急停事件分析是以標準 ABWR 設計分析結果送審。基本上將事件分為三類，第一類為最嚴重事件(limiting events)，這類事件將對中子通率、壓力槽壓力和抑壓池溫度造成較嚴重的衝擊。其中尤以 MSIV 關閉所造成的衝擊最嚴重。第二類為中等事件(moderate impact events)，這類事件相較之下較不嚴重，但分析結果仍能顯現重要參數之靈敏度。第三類為輕微事件(minimum impact events)，這類事件並未進行分析。在所分析的事件中雖涵蓋了汽機跳脫事件，但並未分析負載棄載事件，二者雖屬同類型事件，但前者未必能涵蓋後者(見暫態分析部分之說明)，因此在 FSAR 時應針對核四廠特性重新評估分析事件之完整性。

針對每一事件之分析，分析包括了三種不同的狀況，即 ATWS/ARI 有效、ATWS/ARI 失效/FMCRD 電力驅動有效、ATWS/ARI 失效/FMCRD 失效/SBLC 自動注入。在這三種分析狀況中，與以往差異較大的是 ATWS/ARI 失效/FMCRD 電力驅動有效，如果發生 ATWS 時僅有 FMCRD 提供單一救援，則有可能造成燃料毀損，因相較於正常跳機及 ARI，FMCRD 將控制棒全部推入爐心的動作緩慢許

多，將會造成功率軸向尖峰向上遷移，此時燃料局部之線性功率將可能高於安全限值而造成燃料損毀。依據美國核管會之獨立評估結果顯示，如果 FMCRD 系統動作能配以再循環水流回退或 RIP 跳脫，局部功率過高可明顯減少，即不致造成燃料損毀，因此 FMCRD 插入必須與 RIP 跳脫或再循環水流回退同時運作，方可確保不致造成燃料毀損。而核四廠之設計在發生急停訊號或 ARI/FMCRD 全入訊號即引動再循環水流回退，故應可避免任何非預期之功率分佈向爐心上方遷移的問題。

綜合以上所述，預期暫態未急停事件分析，因核四廠的設計特性均承諾符合法規，且 PSAR 中承諾將於 FSAR 階段應針對核四廠重做分析，故此部分評估在 PSAR 階段可以接受。

## 15.7 審查結論

綜合而言，根據 PSAR 第十五章的敘述，核四廠反應器與相關安全設施的設計，基本上在對可預見運轉狀況的防範，以及事故發生後的外釋劑量限制上，可以符合法規的要求，此部分之簡要說明如表 15.1。然而為確保 PSAR 中的設計標準能在核四計劃的後續階段一一加以落實，仍應就如下事項加以追蹤，其時程摘要如表 15.2。

- (1) 本章分析所使用的 ODYNM 與 REDYA 程式，以及暫態計算之 GEMINI A 程序，台電公司應於 FSAR 送審前完成審查程序。
- (2) 關於反應器增壓 AOO 之分析，由於 TBV 開到 10% 便會抑制反應器急停信號，台電公司應在 FSAR 送審時，評估 TBV 是否有故障於部分開啟的可能。
- (3) 核四廠在發生棄載或汽機跳脫時，反應器急停信號會先延遲 150msec，以查驗 TBV 是否開啟。台電公司應於 FSAR 送審時，評估此 150msec 延遲時間設定漂移的可能性影響。
- (4) 關於 AOO 的劑量分析方面，台電公司應於 FSAR 送審時，檢討劑量分析所應使用之 SGTS 效率。另外在爐水活性上，應提出以 GE12 為根據之核種濃度值，或更保守之分析起始值。

- (5) 原能會認為燃料錯置與燃料束誤旋轉均應歸類為 AOO，未來台電若要申請變更此二事件之頻率分類，應提出足夠保守之說明並送原能會審查。
- (6) 關於 RIP 全部跳脫這項特殊事件，由於這個事件可能會使得許多燃料進入過渡沸騰，因此台電公司在 FSAR 分析中應確實選用保守的起始條件與急停信號。另外在 60 秒高於 600 的燃料破損條件上，應補充對 GE12 燃料設計適用性之說明。
- (7) FSAR 送審時，台電公司應根據 GE12 燃料，執行落棒事故的劑量分析。
- (8) FSAR 送審時，針對反應器冷卻水小管在圍阻體外破裂事件，台電公司應說明運轉員可以在 10 分鐘內確認事件發生的保守性。
- (9) FSAR 送審時，針對圍阻體外之主蒸汽管破損事件，台電公司應確認 MSIV 關閉所需時間之保守性。
- (10) FSAR 審查階段，獨立驗證應針對發生圍阻體外之蒸汽管破管事件的冷卻水外釋量詳細評估。
- (11) FSAR 送審時，台電公司應就核四廠 MSIV 的洩漏率是否能達到低於 21.7 L/m 的能力，詳細說明，並進行測試。
- (12) FSAR 送審時，針對放射性廢氣處理系統失效，台電公司應詳細說明以 30 分鐘做為事故全程時間的保守性。
- (13) 關於放射性廢液儲存槽失效事件之劑量評估，台電公司應在廢料廠房設計完成後，以個案方式送原能會審查。
- (14) FSAR 送審前，台電公司應將計劃使用之燃料護箱之設計資料，送原能會申請核可，而在 FSAR 送審時，針對用過燃料護箱掉落事故，台電公司應提出護箱掉落對圍阻體之影響評估。
- (15) FSAR 送審時，針對預期暫態未急停事故，台電公司應根據核四廠設計重新評估起始事件之分類，例如是否應增加負載棄載乙項，若否，則應說明可以不分析之詳細原因。
- (16) 在核發 CP 後，台電公司應依承諾事先評估，任何設計變更，都不致造成極限事故分析之廠外劑量值增加。

表 15.1 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
15-1	15.0	暫態分析使用之程式	SRP	(1) 在 FSAR 審查前,應先完成 ODYNM 與 REDYA 之審查。 (2) GEMINI A 在核四之適用性應於 FSAR 前完成審查。
15-2	15.0	暫態事件與事故分析	SRP	FSAR 階段應針對核四設計全面更新。
15-3	15.1	1. 喪失飼水加熱事件 2. 飼水控制器卡在最大需求 3. 壓力調節器失效(開) 4. RHR 誤啟動	GDC-10、15、26 SRP	可以符合 AOO 要求。
15-4	15.2	壓力調節器失效(關) 負載棄載 汽機跳脫 MSIV 關閉 喪失冷凝器真空 喪失交流電源	GDC-10、15、26 SRP	可以符合 AOO 要求,在 FSAR 審查時應確定： (1) 150msec 跳機延遲信號之可靠性， (2) TBV 是否會有半開之失效可能， (3) 劑量分析之源項是否適用於 GE12 及 SGTS 效率假設之保守性。
15-5	15.3	RIP 跳脫事件 循環水控制系統故障(降低水流)	GDC-10、15、26 SRP	可以符合法規要求,但在 FSAR 時應說明特殊事件之核燃料破損標準對 GE12 之適用性。
15-6	15.3	RIP 泵軸卡住	GDC-27、28、31	符合事故之外釋劑量要求。

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
		RIP 泵軸斷裂	10CFR 100	
15-6	15.4	誤抽棒事件 RIP 誤起動 循環水控制系統故障(增加水流) 燃料束錯置 燃料束誤旋轉 射棒事故 落棒事故	GDC-10、 20、 25 GDC-10、 15、 20、 26、 28 GDC-13 10CFR 100  SRP, 10CFR 100	(1) 可以符合法規要求， (2) 若在 FSAR 時燃料束錯置及燃料束 誤旋轉事件類別由 AOO 事件改為極 限事故，台電公司須提出詳細保守 性說明， (3) FSAR 中應提供落棒事故之劑量分 析結果， (4) 將對(3)項進行獨立驗證。
15-7	15.5.1	HPCF 誤啟動	GDC-10、 15、 26	符合 AOO 之分析要求
15-8	15.6.1	SRV 誤開啟	GDC-10、 15、 26	符合劑量要求
15-9	15.6.2	圍阻體外之冷卻水管破裂	GDC-55 10CFR 50.100 SRP	符合劑量要求但在 FSAR 時應查證運轉 員是否可在 10 分鐘內確認事故之發生。
15-10	15.6.4	圍阻體外之主蒸汽管斷管	10CFR 50.100 SRP	符合劑量要求，FSAR 審查時將(1)確認 分析使用之 MSIV 關閉時間之保守性， (2)執行獨立之劑量分析驗證。
15-11	15.6.5	冷卻水流失事故	10CFR 50.100 10CFR 50.46 SRP	可以接受，但台電須依承諾事先評估， 任何設計變更都不致使得事故分析之 廠外劑量值增加。
15-12	15.6.6	RWCU 圍阻體外斷管	10CFR 100	符合劑量要求
15-13	15.7.1	廢氣處理系統失效	10CFR 20 SRP 11.3	符合劑量要求，FSAR 審查時，將確認 30 分鐘內，運轉員是否可以中止事故。

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
			ETSB 11-5	
15-14	15.7.4	燃料吊運事故	GDC 61 10CFR 100 SRP	符合劑量要求
15-15	15.7.5	運送燃料護箱掉落	GDC 61 10CFR 100	符合劑量要求
15-16	15.8	預期暫態未急停	GDC-10、15、26 、27、29 10CFR 50.62 SRP	設計標準符合要求

**表 15.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
15-1	15.0	(3) 完成 ODYNM 與 REDYA 之審查。 (4) GEMINI A 在核四廠之適用性。	終期安全分析報告書階段
15-2	15.0	FSAR 階段應針對核四設計全面更新本章之分析。	終期安全分析報告書階段
15-3	15.2	(4) 150msec 跳機延遲信號之可靠性， (5) TBV 是否會有半開之失效可能， (6) 劑量分析之源項是否適用於 GE12 及 SGTS 效率假設之保守性。	終期安全分析報告書階段
15-4	15.3	特殊事件之核燃料破損標準對 GE12 之適用性。	終期安全分析報告書階段
15-5	15.4	落棒事故之劑量分析結果	終期安全分析報告書階段
15-6	15.6.2	查證運轉員是否可在 10 分鐘內確認事故之發生。	終期安全分析報告書階段
15-7	15.6.5	任何設計變更都不致使事故分析之廠外劑量值增加。	建廠期間
15-8	15.7.1	確認 30 分鐘內，運轉員是否可以中止事故。	終期安全分析報告書階段

## 第十六章 運轉規範

### 16.1 概述

根據 10CFR50.36 要求，核能電廠業主必須根據標準運轉規範內容，於新建核能機組之初期安全分析報告第十六章中，提出機組適用之運轉規範，送交管制單位審查。10CFR50.36 並且規定，運轉規範之內容必須包含 1.安全限值與安全系統設定限值 2.運轉限制條件 3.偵測試驗要求 4.設計特性 5.行政管理等五項。而運轉限制條件對於符合下列項目之組件均需予以涵括納入：

- (1) 用來偵測並於主控室顯示冷卻水壓力邊界劣化之儀器。
- (2) 於初始設計基礎事故或暫態分析中假設其故障時會導致分裂產物障壁受衝擊之變數、設計、設施或運轉限制。
- (3) 用來減緩設計基礎事故或暫態發生時，分裂產物障壁完整性受衝擊的結構、系統或組件。
- (4) 運轉經驗或安全度分析結果顯示對民眾安全有影響之結構、系統或組件。

我國原子能法施行細則對於新建之核能機組，僅於機組申請核發使用執照時，要求業主必須提出終期安全分析報告及核子反應器安全運轉之技術規範，而在建廠執照之申請階段，則並無提出運轉規範之要求。核四廠核能蒸汽供應系統係由美國公司得標，台電公司仍依照 10CFR50.34 及 50.36 之規定，於建廠階段提出核四廠運轉規範之內容，並送原能會審查。

### 16.2 評估

核四廠運轉規範內容共分成五節，第一節是使用和適用性，內容主要介紹運轉規範的使用方法與名詞定義。第二節是安全限制，重點介紹核四廠反應爐壓力及水位的運轉限制，並說明當機組運轉違反安全限制時必須採取之對策。以上兩節與目前運轉中之核能電廠並無顯著差別。

第三節是運轉限制條件和偵測試驗，為運轉規範的重點。核四廠

運轉規範的運轉限制條件(LCO)內容包括：1.反應度控制系統 2.功率分佈限制 3.儀器 4.反應器冷卻水系統 5.緊急爐心冷卻系統 6.圍阻體系統 7.電廠系統 8.電力系統 9.再裝填燃料運轉限制 10.特殊運轉限制等十大項，其中 1、2 項，反應度控制系統與功率分佈限制，主要在防止暫態發生時，反應器的運轉參數超過限值，而導致燃料護套之劣化，分裂產物的障壁因而受到衝擊，審查小組審查此兩項內容，確證其符合 NUREG-1434 第零版之要求，並可合乎安全之規定。

另外，由於核四廠之儀控係採用數位化微處理器控制系統，因此運轉規範 16.3.3 儀器乙節是本會審查的重點，審查小組發現核四廠的安全系統邏輯與控制系統(SSLC)、反應爐保護系統(RPS)、緊急爐心冷卻系統(ECCS)及預期暫態未急停系統(ATWS)等之儀控設計均含有四串，每一串均完全獨立、分離。跳脫邏輯採用四選二，除能確保機組安全功能外，亦能防範單一故障造成安全系統誤動作之弊病。此節內容與傳統的類比儀控系統有很大的不同，在內容上亦顯得較為複雜，例如作為信號收集、處理、傳輸工具的緊要多工系統(EMS)亦列入核四運轉規範 LCO 之行列，而軟體錯誤評估計劃(SEEP)則列入運轉規範之第五章行政管理中。審查小組評估認為 16.3.3 儀器乙節內容與 NRC 所批准之 ABWR SSAR 大體相同，且美國核管會在審查奇異公司安全分析報告(GESSAR)後所提之 DFSEER，其中第七章儀控系統所關心的幾項問題，如儀控系統的自我偵錯系統是否納入核四廠設計，多工器迴路是否納入 LCO 中、I&C 控道旁通之規定敘述與控道功能測試的定義、SSLC 失電時的考量、未確定性控道旁通功能測試的定義及其發現後的運轉方式等，審查小組審查後確定核四廠之運轉規範已將上述問題涵蓋，並有特定之處置對策。

16.3.4 節主要敘述反應器冷卻水系統的運轉限制，由於核四廠係採用反應爐內再循環泵(RIP)設計，故有關 RIP 之規定是審查小組較關心的問題。核四廠機組正常運轉時至少九台 RIP 須運轉中，未來台電公司如果提出有條件允許少於九台 RIP 運轉之申請，則必須進一步嚴加審查。

16.3.5 節為緊急爐心冷卻水系統，核四廠 ECCS 系統分成三個獨立群，第一群有 RCIC、LPCF A，第二群有 HPCF B、LPCF B，第三群有 HPCF C、LPCF C。核四運轉規範將 ECCS 三群系統不可用情形

合併考量，是與現有運轉規範較為不同的地方。由於各支系統不可用合併考量，其停機時限並隨之放寬，審查小組發現核四廠對 ECCS 不可用之停機時限放寬之主要基礎是參照 ABWR 之 SSAR 而來，依美國核管會 NUREG-1503 內容顯示，放寬之考量因素尚包括安全度評估結果、現有電廠之運轉經驗與工程評估等。此部分審查小組認為可同意 PSAR 6.3.3.9 台電公司之承諾，於 FSAR 階段時再根據分析結果，決定是否同意放寬，故此項目亦將列為未來 FSAR 之審查重點。

審查小組認為 16.3.6 圍阻體系統與 16.3.8 電力系統可以符合 10CFR 50.36 法規之要求。

16.3.7 電廠系統一節，內容包含反應器廠房冷卻水系統(RBCW)、反應器廠房冷卻海水系統(RBSW)、主控制室適居區域空調系統之過濾單元與操作單元(Handling Units)、廢氣系統(Condenser Offgas)、主汽機旁通系統與燃料池水位等。為何本節中未將緊急寒水系統(ECW)、控制廠房安全有關設備房間之 HVAC 與反應器廠房安全有關設備房間之 HVAC 納入？台電公司答覆內容有二，(一)核四之運轉規範係依核管會之改良型運轉規範(Improved Technical Specification)格式撰寫，目的在減少 LCO 之項目，相對增加電廠運轉之彈性。(二)支援系統雖未列入運轉規範中，但卻增加了「安全功能決定方案」，可以用來決定支援系統不可用時，被支援系統之安全功能是否受影響。根據上述兩項說明，審查小組認為本節可以接受。

16.3.9 燃料裝填之運轉與 16.3.10 特殊運轉方式，審查小組審查後認為可以符合 10CFR 50.36 法規之要求。

16.4 乙節重點說明核四廠廠址、反應器爐心與燃料儲存槽的設計特性，與傳統核電廠之運轉規範架構相同，審查小組認為可以符合法規之要求。

16.5 行政管理乙節，審查小組發現核四廠運轉規範並未依 NUREG-1434 第零版之格式將「保安計畫」、「緊急計畫」、「訓練」、「審查和稽查」、「程序書審查、批准、暫時變更」、「輻射防護方案」、「流程控制方案」、「廠內輻射偵測」、「放射性環境偵測方案」、「鋼筋混凝土圍阻體監測方案」、「ISI 方案」、「防火方案」等納入，台電公司承諾

有關「訓練」、「審查和稽查」與及「程序書審查、批准與暫時變更」等將於 FSAR 階段之第 13 章有詳細之交待，而審查小組所提之各項方案亦將於 FSAR 審查階段併同 FSAR 提交原能會審查。審查小組同意台電公司之承諾，並將於 FSAR 階段追蹤台電公司之執行結果。

### 16.3 審查結論

原子能委員會審查核四廠之運轉規範，確認核四廠運轉規範係參照美國核管會 10CFR50.36 所規定之格式撰寫，其內容包含 1.安全限值與安全系統設定限值 2.運轉限制條件 3.偵測試驗要求 4.設計特性 5.行政管理等五項，而且對於各項規定之基礎，亦均有詳細之背景說明，可接受（詳表 16.1 重要審查結論摘要）。惟下列數項則必須於 FSAR 審查階段時送審（詳表 16.2 追蹤事項摘要表）：

- (1) 安全釋壓閥之開啟個數需確定是 11 只或 12 只。
- (2) ECCS 不可用之停機時限放寬之基礎與及分析結果。
- (3) 第十三章中有關「訓練」、「審查和稽查」、「程序書審查、批准與暫時變更」之詳細內容。
- (4) 「輻射防護方案」、「流程控制方案」、「廠內輻射偵測」、「放射性環境偵測方案」、「鋼筋混凝土圍阻體監測方案」、「ISI 方案」與「防火方案」之詳細內容。
- (5) CRD 低注水壓力引動 RPS 動作之時間延遲是否納入運轉規範中；與核四廠手動 RPS 急停與 MSIV 功能測試等是否比照 ITS 辦理，待細部設計完成後，即終期安全分析報告階段再審議確定。

**表 16.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
16-1	16.1	使用和適用性，介紹運轉規範的使用方法與名詞定義。	NUREG-1434 第 版	可以接受
16-2	16.2	安全限制，主要是反應器壓力與水位的限制。	NUREG-1434 第 版	可以接受
16-3	16.3	運轉規範對數位化儀控儀控系統之 LCO 及行政管制( 如多工系統 EMS 之 LCO 管制 自我偵錯系統之行政管理 控道旁通之規定等 )。	DFSER (GESSAR, U.S.NRC)	可以接受
16-4	16.4	核四廠廠址、反應器爐心與燃料儲存槽設計特性。	NUREG-1434 第 版	可以接受
16-5	16.5	行政管理。	NUREG-1434 第 版	相關計畫與方案尚未列入 PSAR 中，台電公司承諾於 FSAR 階段提出 可接受。
16-6	16.6	ECCS 不可用之停機時限放寬之基礎與分析結果。	NUREG-1503 PSAR 6.3.3.9 承諾	台電公司承諾於 FSAR 階段提出。可接受。

**表 16.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
16-1	16.3.4.3	再確認 SRV 安全開啟之個數為 11 只或 12 只。	終期安全分析報告書階段
16-2	16.3.5	ECCS 不可用之停機時限放寬之基礎與分析結果。	終期安全分析報告書階段
16-3	16.5	第十三章中有關「訓練」、「程序書審查與變更」、「審查與稽查」等之詳細內容，將於終期安全分析報告階段提出。	終期安全分析報告書階段
16-4	16.5	運轉規範內有關之相關計畫與方案，如「輻射防護方案」、「流程控制方案」、「ISI 方案」、「防火方案」、「廠外劑量計算手冊(ODCM)」...等於終期安全分析報告階段提出。	終期安全分析報告書階段
16-5	Table 16.3.3.1.1-1	CRD 低注水壓力引動 RPS 動作之時間延遲列入 T.S 中，需再進一步研討。	終期安全分析報告書階段
16-6	16.3.3.1.2	手動 RPS 急停與 Reactor Mode Switch Shutdown Position 及 MSIV 之功能測試是否比照 ITS 辦理，待終期安全分析報告階段再審議確定。	終期安全分析報告書階段

## 第十七章 品質保證

### 17.1 概述

品質保證(簡稱品保)方案，係依據美國聯邦法規 10CFR50.34 規定，在初期安全分析報告中提報核子設施設計、製造、施工、測試等階段的品質保證要求，並以 10CFR 50 附錄 B 品保十八條準則加以規範。因而遵循該附錄 B 做為審查之依據，並以美國核能管制委員會（核管會）發行之安全分析報告審查標準（Standard Review Plan，SRP，即 NUREG-0800）第二版作為本章審查之重要參考。

本章第一節描述設計及建造階段的品質保證方案，其中 17.1A 至 17.1C 各為台電公司、奇異公司及石偉公司於此階段之品保方案，為本次審查之主體，其送陳內容簡述如下：

- 1.在 17.1A 節中的品保方案，為台電總公司層級之核能工程品保方案，適用範圍為該公司所有新建核能機組工程，包括興建新廠和既有電廠增建機組，以及核能工程有關單位所承辦之其他專案工程。核四廠 PSAR 第十七章之品保方案，即逕行引用此方案，而對於有差異部分另於適當章節說明。其內容按照十八條品保準則的標準格式，依序以品保要旨、權責區分、作業要求三部分撰寫。
- 2.奇異公司之龍門品保方案，內容主要引用經核管會接受的奇異公司標準品保方案 NEDO-11209-04A。其內容除第一章「組織」依龍門計畫組織另行編寫，第二章「品保方案」提出品保設備分類 Q、R 和 G 三級與其標準品保方案不同外，其他各章節均以引用標準品保方案的方式處理，故將標準品保方案一併送審。
- 3.石偉公司龍門計畫品保方案是根據核管會接受的石偉公司標準核能品保方案 S & W SQAP-1-74A 改編而成。

本章第二節為運轉階段的品質保證方案，將於 FSAR 階段提出；第三節可靠度保證方案另於 PSAR 附錄 B 中提出。

### 17.2 台電公司品保組織與品保方案

台電公司核四廠之設計與施工階段之品保業務，係由品質處負責。品

質處除核能工程之品保業務外，亦兼負推動台電公司「全面品質管理」之業務，至於核能營運階段之品保業務，則另由核能安全處負責，故台電公司原來爰用之「核能發電總體品保方案」，亦配合分為「核能工程」及「核能營運」兩階段品保方案。其中「核能工程」品保方案即逕行引用為核四廠 PSAR 第十七章內容，提送原能會審查；而核能營運之品保方案已於民國八十四年十二月提送原能會核准在案，作為現行三座核能電廠之共同品保圭臬。

### 17.3 法規承諾符合情形

審查結果認為台電公司及其主要供應商對法規承諾之情形，符合 SRP 要求可接受，承諾符合情形詳述如下：

#### 1. 台電公司部分

台電公司 PSAR 第十七章承諾符合 10CFR 50 附錄 B 品保要求，在 PSAR 第一章表 1.8-20 核四廠採用美國核管會法規指引狀況中，說明其替代執行立場，其內容引用奇異公司在 17.1B-1 表內的替代執行立場，台電公司並未提出不同的執行立場。在表 1.8-21 提出承諾符合 N45.2 系列的工業標準，另在 PSAR 表 1.8-19 中，承諾符合核管會 SRP 之 17.1 節設計與施工階段品保準則第二版、17.2 節營運階段品保準則第二版及 17.3 節品保方案描述準則初版的要求。

#### 2. 奇異公司與石偉公司部分

台電公司主要供應商奇異公司與石偉公司承諾符合 10CFR 50 附錄 B、ANSI/ASME N45.2 系列、ANSI/ASME NQA-1、NQA-1a、與核管會 RG 不同的替代執行立場說明，以及台電公司核四廠合約之規定。

### 17.4 品保十八條承諾符合情形

品保十八條準則中，第一條「組織」和第二條「品保方案」是品質保證制度能否竟其功之精要所在，其審查情形於在本節內詳述，主要說明核四廠與既有三座核能電廠不同之處，其他各準則，經審查澄清後台電已承諾增列原能會要求援引之相關規定。

品保準則第一條「組織」要求「擔任品保功能的人員與機構都應被賦予足夠的權力及組織體系上的獨立自主性，且需向組織體系上有自主職權的主管階層報告，不受預算和進度壓力之干預」。本節審查結果簡要說明如

下：

### 1. 台電核四工程品保組織架構

核四工程計畫自設計、製造、施工/安裝階段，均採用採購發包方式進行，不同於過去有部分工程自行辦理的情形，此點與以往三座核能電廠建廠運作方式不同，導致品保運作方式亦不同。台電提報之品保運作架構為：

- (1) 總公司方面：供應商自行執行設計、製造品質的第一線品質管制作業，台電公司內部各相關單位則依據「核能工程品保方案」之權責分工，執行評估、審查、檢驗、稽查等第二線品質查證作業，而品質處則負責稽查為第三線品質管理作業。
- (2) 工地方面：承包商的自主品管為第一線品質管制作業，龍門施工處對承包商的驗證監督為第二線品質查證作業，品質處駐工地品保小組的查核，則為第三線品質管理作業。

此一運作架構之優點是可以建立多重的品質查核防線，但是核四工程將施工品管之第一線工作交由承包商自行負責，台電公司應加強對承包商作觀念與能力上的輔導與再教育，此種運作方式才能完全落實。

### 2. 施工品質管理

重要公共工程品質管理能否落實，除了制度本身之健全外，執行人員的素質是重要的關鍵。台電於 PSAR 審查期間送陳之「核能工程核能安全項目採購案品質規範」修訂一版，要求承包商提出品保方案之規劃，應同時符合行政院公共工程委員會於民國八十五年頒佈之「公共工程施工品質管理作業要點」。

此外，龍門施工處發行之龍門計畫第一、二號機核島區廠房結構工程施工說明書，對承包商品管組織之人員，除了符合「受過九十小時專業基礎訓練之合格品管工程師」之基本要求外，對經驗及資歷另加以規範，如能有效落實應能對核四工程品質保證提供更充分的信心。

在對承包商品保人員之規範上，根據台電龍門施工處發行之「核四工程計畫第一、二號機核島區廠房結構工程施工說明書」，台電公司對承包商品保人員的規範有二：(1) 承包商品管組織人數減少時，須事

先書面報請核准，承包商不得擅自縮編人數；(2)品保負責人或品管工程師因故調職或離職，承包商需於二週內遴聘品管工程師接替，同時報請核備。台電在施工說明書中亦訂定品管費用編列之公式、內容與方式，及違反施工品質管理制度之懲處罰則。

由上所述，台電公司對承包商的品保措施，已充分運用施工說明書提供落實品質管理之措施，承包商如能進一步體認到，其品保組織是由台電公司工程經費所成立，並能與台電公司之品保組織建立制度化溝通管道，應更能有效貫徹落實承包商自主品管的理念。

品保準則第二條要求「業主必須配合工程進度儘早建立一套符合 10CFR50 附錄 B 品保準則要求的品質保證方案，這套方案必須以明確的書面政策、工作程序或工作說明書所構成，在整個電廠營運期間都應根據它實施作業」。以下是對本節之審查結果：

#### 1. 台電之「全面品質管理」理念

台電公司的品質政策聲明強調「全面品質管理」，其中品質政策聲明提到「核能安全有關項目及作業，除參照國家標準或國際標準，建立全面品管體系，推行全面品質管理...外」，尚需依據「原子能法規，實施核能品質保證方案...」。此項聲明揭開台電提昇核能安全有關項目及作業品質之新紀元，而既有的三座核電廠品質範圍侷限在核能安全法規規範的範圍內。唯品質政策聲明中指出：「參照國家標準或國際標準...」，台電對所參照之國家標準或國際標準之說明是「全面品質管理目前尚無國家標準或國際標準可供參照或依據...」。在核四工程品保方案中較核能一、二、三廠興建時增列之有關標準，為 ISO 9000 系列之國際標準。然而「全面品質管理」係一種經營管理之理念，其層次高於品保方案，目前核四工程品保方案中並未涵蓋。台電公司目前對核四工程之「全面品質管理」在制度面上係以考量符合 10CFR 50 附錄 B、ISO-9000 序列品保要求、工程品質管理要求、公共安全與環保法規等要求為目標。

#### 2. 核能同級品零組件採用原則

現有三座核能電廠於原廠商不再生產或已無法提供合格零組件時，有可能採購經檢證合格之核能同級品零組件作為安全相關之應用。原則

上原能會不允許核四工程之安全相關系統，採用核能同級品零組件，除非供應商提供足夠證據顯示該組件/零件在市場上並無合格之來源，且能確認其品質等級及功能相當或高於原零組件之設計要求。相關之供應商需將同級品項目及檢證程序事先提送台電審查及同意，而檢證機構應先依據原能會所頒佈之「核能同級品零組件檢證技術規範」獲得原能會認可。

### 3.核四工程品質等級之界定

品保準則第二條要求「業主必須在品保方案內指明所列入品保方案範圍之結構、系統、和組件之名稱」。在台電的品保方案中開宗明義的 17.0 節中即揭櫫與核能安全有關者適用美國 10CFR50 附錄 B 的法規要求，對非安全有關者則採用 ISO 9000 之國際標準，此為台電公司核能電廠首次在「品保方案」中提及非安全有關之品質標準，非常值得肯定。核四廠之品質保證分為三類品質等級（Quality Class）：S-安全等級、R-可靠性等級及 G-一般等級（非屬以上兩類者）。台電公司品保方案第二章，並未對各種品質等級之範圍及所用的規範作整體性的敘述而是在 PSAR 第三章第 3.2 節作說明。奇異及石偉公司的品保方案第二章則述及品保等級的界定。

本章經過詳細的審查後，除上述組織及品保方案所提出的審查結果外，另有其他審查意見提請台電公司澄清，都經台電公司承諾於品保方案相關章節作補充。謹將其承諾項目條列於下以供參考，不再逐條詳述(詳請參閱附件一第 17 章 Q/A)。

- 1.台電公司將增訂核安會、核後端處之權責。台電公司將增訂「核能同級品零組件」申請之相關權責與分工。
- 2.台電公司對品保方案中曾引用的品保法規/標準之適用版次，將以附註或附錄方式予以補充，其中將包括 ISO-9000 之版本。奇異、石偉公司亦將註明引用 ISO 之版本。
- 3.奇異公司品保方案中的龍門計畫組織圖將予以更新。
- 4.台電公司將增訂品質處駐工地品保小組「停工要求」之權責。
- 5.奇異公司品保方案需有正式的書面簽署。
- 6.台電公司品保方案將補充文件管制之範圍。
- 7.台電公司品保方案管制文件將建立一總覽表。
- 8.台電公司品保方案增列採購管制作業需符合 RG 1.38 有關對採購器材之包

裝、運輸、接收和倉儲的要求。

9. 台電公司品保方案將增列停留檢驗點之相關規定。

10. 台電公司品保方案將增列品保紀錄儲存設施符合 RG 1.88。

11. 台電公司品保方案將增列符合 SRP 17.1 II.18A4 「稽查經常被忽略的部分」之規定。

### **17.5 可靠度保證方案**

本章第三節可靠度保證方案 (Reliability Assurance Program, 簡稱 RAP), 敘述 RAP 將於 PSAR 附錄 B 說明。審查發現其內容格式與 GESSAR 不同, 亦與核管會之要求 (諸如 SECY-89-013, 93-087, NUREG-1503) 不盡相同, 台電公司承諾將在 FSAR 階段提出與 NUREG-1503 要求一致的內容, 台電公司並已提出 RAP 的研訂時程。

### **17.6 審查結論**

本章經審查認為台電公司及其主要供應商奇異公司與石偉公司所提出之品保方案符合 10CFR 50 附錄 B 及 SRP 要求, 可接受。重要審查結論摘要如表 17.1。

**表 17.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR章節	內 容	依 據 法 規	審 查 結 論
17-1	17.1A 附錄 17A	台電公司在設計與施工階段之品保方案 台電核能工程品保方案	10CFR50 附錄 B，SRP 第 17 章	承諾符合，可以接受。
17-2	17.1B 附錄 17B	奇異公司在設計與施工階段之品保方案 奇異公司龍門品保方案	10CFR50 附錄 B，SRP 第 17 章	承諾符合，可以接受。
17-3	17.1C 附錄 17C	石偉公司在設計與施工階段之品保方案 石偉公司龍門品保方案	10CFR50 附錄 B，SRP 第 17 章	承諾符合，可以接受。

## 第十八章 人因工程

### 18.1 概述

核四廠之人因設計乃沿襲奇異公司 ABWR 標準設計，其人因設計執行計畫乃遵循 NUREG-0711 人因工程方案審查模式(Human Factors Engineering Program Review Model)之要求而訂定，而其整體設計係以正規的決策分析模式，採由上而下的分析程序，以協助設計特性之選取。因應人因設計所制定之執行計畫除整體性之人因工程執行方案外，並包括：系統功能需求分析、功能配置、作業分析、人與系統間之介面設計、程序書研訂及人因設計之驗證與確認等執行計畫，以作為人機介面設計小組於執行人因設計過程中所遵行之準則。其中程序書研訂計畫及人員配置與訓練計畫，詳述於初期安全分析報告第十三章，而人為可靠度分析則於附錄 A 安全度評估中執行，其執行結果並將回饋至人因設計之中。核四廠之人機介面設計小組係由多種專業素養領域之專家所組成，設計執行過程中，並有獨立之審查小組監督其執行成效。人因設計執行過程中所遭遇的人因有關問題及其解決方案，則以人因問題追蹤系統追蹤其執行成效。

核四廠人因設計主要著重於主控制室、輔助停機盤及現場控制盤之人與設備或環境介面間之操作協調性與便利性，而人因工程方案之適用範圍並將包括技術支援中心及緊急應變中心之設計。此外，美國三哩島核電廠事故發生後美國核管會所要求增設之安全參數展示系統(SPDS)，將整合納入主控制室之整體設計之中，而無獨立之顯示盤面。與反應度控制、爐心熱移除、反應爐冷卻水系統完整性、放射性強度控制及圍阻體完整性有關之監測參數，將展示於主控制室大型顯示盤。

### 18.2 審查依據與發現

核電廠人因設計主要法規依據為 NUREG-0711，該規範要求人因工程方案必須訂定的十項執行計畫，亦即：人因工程方案之管理、運轉經驗回顧、系統功能需求與功能配置分析、作業分析、人員配置、人為可靠度分析、人與系統間之介面設計、程序書研訂、訓練計畫及人因設計之驗證與確認。

本章審查即在確認核四廠因應人因工程設計所訂定之執行計畫是否符合上述規範之要求，以及主控制室之儀控設計及盤面配置在人因考量上之週延性，審查主要意見綜述如下：

1. 核四廠因應人因設計所制定之執行計畫，乃依據 NUREG-0711 之要求而訂定，其人因工程方案可以接受。

2. 主控制室之資訊展示方式及控制功能與參數顯示所屬之盤面佈置方式，應考量其重要性、功能性、操作順序及操作上與監測上之配合度等各項因素。台電公司說明本項將依據運轉經驗回饋、系統功能需求分析、運轉員工作負荷及人為可靠度分析之結果而訂定(參見 Q/A 18-01-1&2)。
3. 人因設計應包含操作失誤時之輔助應變措施(Help System)，以協助運轉人員復歸誤動作之操作行為，而輔助應變措施如何執行，本階段尚未定案，台電公司承諾未來將參照 NUREG-0700, Rev.1, Vol.1, Part 2, Sec.2.7 有關操作失誤之預防、偵測及復原規定執行(參見 Q/A 18-01-3)。
4. 主控制盤應有一提供運轉員參考書面文件或程序書之位置(Laydown Space)，台電公司已修改 PSAR 以符合此項要求(參見 Q/A 18-02-4)。
5. 數位化儀控系統之設計，應考量於自動化程度增加後，仍足以確保操作人員之應變能力及事故處理能力。諸如於系統正常運轉時，仍維持操作人員適當之工作負荷，以避免因負荷過低而導致警覺性降低(參見 Q/A 18-03-5 及 18-05)。
6. 核四廠之人因設計中，應將國人尤其是營運相關人員特有之人因，諸如人體計測值、視野、視力及操作快慢等納入設計之考量中，俾發揮最佳功能(參見 Q/A 18-03-4)。而其設計執行過程中，應增加營運人員(尤其是運轉人員)之參與，並經由實體模型以驗證其設計之適切性。
7. 主控制室內之盤面佈置方式應就人因之考量，評估其對運轉安全性與操作便利性之影響，並應以實體模型經由運轉員實地之演練，以評估其對正常運轉及緊急狀況下之影響，本項將列為追蹤事項。
8. 現階段之設計資料顯示，主控制室之背盤配置位置，潛在影響運轉員進出操作之便利性，台電公司應再深入評估及改善，本項將列為追蹤事項。
9. 本章目前所列舉之主控制室應具備之控制功能、資訊顯示及警報項目，乃參考 ABWR 而訂定，至於是否適用於核四廠，仍須依據人因工程方案之執行結果方可定案，本項將列為追蹤事項。
10. 主控制盤及大型顯示盤上應有固定位置之控制、顯示及警報功能，目前亦僅參考 ABWR 而訂定，未來仍須依據人因工程方案之執行結果，選定適用於核四廠之項目，本項將列為追蹤事項。

### 18.3 審查結論

核四廠之人因設計乃沿襲奇異公司 ABWR 標準設計，亦即以美國核管會相關規範為依據，本章審查除依據 NUREG-0711 人因工程方案審查模式之要求外，並要求將國人尤其是營運人員特有之人因特性、操作之協調性、維護之便利性與檢查及測試之可接近性等有利於整廠營運效能提升之因素納入人因設計之考量中。綜合本章之審查結論，核

四廠現階段之人因工程方案及其執行計畫，已能符合 NURGE-0711 之要求，其人因設計可以接受，審查結論摘要如表 18.1。然而在未來執行過程中，除應持續監督其各項人因設計執行計畫之落實性外，並應追蹤下列各項之執行情形，以確保人因設計之適切性(表 18.2)。

1. 主控制室之佈置方式，應以實體模型經由運轉員之演練，以驗證其設計之適切性。
2. 未來細部設計時，應併行完成使用者手冊，內容包括介面系統維護須知及軟體系統錯誤之更正，以確保操作之正確性。
3. 現場閥位指示適用範圍，除依據設備功能分析及作業需求而訂定外，並應符合 NUREG-1503，第 18.6 節之要求。
4. 應建立追蹤管理程序，以確保人因分析執行過程中，涉及運轉、維護及測試等應注意之事項或特殊程序，均列入訓練計畫中，並應於系統啟用前對相關人員施以適當之訓練。
5. 本階段尚未定案而承諾執行或將於 FSAR 中說明之事項應列入追蹤管理程序，以追蹤其執行成效。如資訊展示方式、操作失誤時之輔助應變措施、以及應具備或應具有固定位置之控制或資訊顯示功能等事項。
6. 主控制室之背盤配置位置，應考量運轉員進出操作之便利性。

**表 16.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
18-1	18	人因工程方案及其執行計畫，如系統功能需求與功能配置分析計畫、人因設計之驗證與確認計畫等。	NUREG-0711	可接受
18-2	18	營運人員之人因特性，如人體計測值、視野、視力等，應列入人因設計之考量。	NUREG-0711	可接受，然應增加運轉人員參與實體模型之演練。
18-3	18	主控制室及其背盤之佈置方式與位置之適切性。	NUREG-0711	列為追蹤事項

**表 18.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
18-1	18	主控制室之佈置方式，應以實體模型經由運轉員之演練，以驗證其設計之適切性。	建廠期間
18-2	18	未來細部設計時，應併行完成使用者手冊，內容包括介面系統維護須知及軟體系統錯誤之更正，以確保操作之正確性。	建廠期間
18-3	18	現場閥位指示適用範圍，除依據設備功能分析及作業需求而訂定外，並應符合 NUREG-1503 第 18.6 節之要求。	建廠期間
18-4	18	應建立追蹤管理程序，以確保人因分析執行過程中，涉及運轉、維護及測試等應注意之事項或特殊程序，均列入訓練計畫中，並應於系統啟用前對相關人員施以適當之訓練。	建廠期間
18-5	18	本階段尚未定案而承諾執行或將於終期安全分析報告書中說明之事項應列入追蹤管理程序，以追蹤其執行成效。如資訊展示方式、操作失誤時之輔助應變措施、以及應具有固定位置或應具備之控制或資訊顯示功能等。	建廠期間
18-6	18	主控制室之背盤配置位置，應考量運轉員進出操作之便利性。	建廠期間

## 第十九章 嚴重核子事故分析

### 19.1 概述

一般而言，傳統的核電廠安全分析是以設計基準事故(Design Base Accident, DBA)為最嚴重的意外事故，並根據此種事故所可能釋放之能量或放射性物質，來設計安全救援系統，並擬定適當之緊急操作程序書，使得事故不至於繼續惡化。嚴重核子事故(Severe Accident)則更進一步假設上述之安全設計失效，且緊急操作程序書之措施亦告失敗的情況下，爐心嚴重地毀損熔化，高溫之爐心熔融(Corium)並熔穿反應爐壓力槽(RPV)而到達圍阻體內，此時所產生之熱量及壓力不但對圍阻體之完整性造成衝擊，並更有可能導致大量輻射物質排放至廠房外面。

PSAR 第 19 章的內容除了描述嚴重核子事故可能產生的各種物理現象之外，其餘內容主要便是敘述核四廠在設計上如何利用深度防禦(Defense-in-Depth)的觀念，來事先預防(Prevent)嚴重核子事故的發生，或是一旦在事故發生之後，如何利用設計上的各種特性來緩和(Mitigate)事故所造成的影響。核能電廠為緩和嚴重核子事故之設計特性，基本目標是如何維持圍阻體的完整，使得爐心熔融得以侷限在有限的空間內，而不致於對外界造成任何衝擊；另外，即使救援系統最後無法發揮功能，而使得事故惡化到必須進行圍阻體排放的地步，亦應利用設計上之特性來降低排放量，以減輕對周圍環境之影響。

本章內容分成嚴重核子事故之預防(19.3)及緩和(19.4)等兩個重要章節，另外三小節則分別為圍阻體能力(19.5)、嚴重事故處理(19.6)、以及圍阻體耐壓能力(19.7)等議題，最後一節則是本章之審查結論並歸納後續追蹤事項。

### 19.2 審查依據

由於嚴重核子事故超過了傳統上 DBA 的安全分析範圍，故目前並無有關章節之安全分析報告審查標準(Standard Review Plan, SRP)可供參考。本章之審查主要參照美國核管會針對嚴重核子事故所陸續發表過的政策聲明，包括：SECY-90-016、SECY-93-087 等法規文件，此外，美國核管會(NRC)在審查認證奇異公司進步型沸水式反應器(ABWR)之設計後所發行之安全

評估報告 NUREG-1503，亦是重要之參考文件。

### 19.3 事故預防特性

在 SECY-90-16 及 SECY-93-087 兩份文件中，討論到有關嚴重核子事故預防特性的項目包括：預期暫態未急停(Anticipated Transient Without Scram, ATWS)、電廠全黑事故(Station Blackout, SBO)、防火功能(Fire Protection)、系統間冷卻水流失事故(Intersystem LOCA, ISLOCA)等四項。

#### 19.3.1 預期暫態未急停

所謂預期暫態未急停(ATWS)係指反應爐應該停機但卻無法停機的狀況。為防止 ATWS 事件之發生，或發生後為避免情況至惡化，核電廠應有適當之預防措施，並在設計階段即應符合法規之相關要求及規定。

SECY-90-016、SECY-93-087、及 10CFR50.62 等法規對 ATWS 之規定包括：

1. 在 RPS 之外，應具備一套替代控制棒插入系統(Alternate Rod Insertion System, ARI)，此系統從感測元件至引動設備，其設計應與 RPS 不同，以符合多樣性之要求。
2. 應具有備用硼液控制系統(Standby Liquid Control System, SLC)，當發生 ATWS 時可自動將具強中子吸收能力的硼液( $B^{10}$ )注入爐心。
3. 應配置相關設備，俾使發生 ATWS 後可以自動跳脫反應爐再循環水泵。

為滿足上述 ATWS 之要求，核四廠在設計上面做了以下數項加強：

1. 除了可自動停機之 RPS 之外，另具有一套獨立之 ARI 可做為後備停機之用，且其產生急停之訊號處理及系統動作方式等，與 RPS 並不相同，故可符合多樣性的要求，此外，電動之 FMCRD 亦可做為輔助插棒之用。
2. 具有可自動或手動控制之 SLC，它具有多樣性之 ATWS 信號控制邏輯，且其流量及濃度均可符合 10CFR50.62 之規定。
3. 在 ATWS 之信號產生後，可經由再循環流量控制系統(Recirculation Flow Control, RFC)來停止反應爐再循環水泵，此部份詳細之控制邏輯圖，可參考 PSAR 第 7.8.1 節之說明。

由於核四廠在因應 ATWS 事件發生時，提供了多樣性的控制棒插入方式、SLC、及停止再循環水泵等功能，故其設計特性符合 SECY-90-016、

SECY-93-087、及 10CFR50.62 有關 ATWS 之法規要求，是可以接受的。

### 19.3.2 電廠全黑事故

所謂電廠全黑事故(SBO)係指在某種情況下，同時失去了：廠內電源(即汽機跳脫)、廠外電源、及廠內緊急交流電源，而使得安全系統無法正常運作，進而危及爐心之安全性。本節審查範圍主要在於針對 SBO 之發生，核四廠是否已有因應之設計，以及這些設計特性是否符合法規之要求。此外並從相關之分析來了解一旦發生 SBO 後，這些設計特性是否能有效發揮其預定之功能。SECY-90-016、SECY-93-087、及 10CFR50.63 等法規對 SBO 之要求為：在電廠現有交流電源之外，應提供另一套交流電源來因應電廠全黑事故，而其容量應足以提供一組安全系統為執行安全停機所需之負載。此外，在設計上亦應考量多樣性。

核四廠因應 SBO 法規要求之設計包括下列幾項：

1. 具有三串獨立之緊要電源，每串電源均具有緊急柴油發電機(EDG)。
2. 除上述電源之外，核四廠另提供一台可在兩部機組間切換之核能機組間共用之柴油發電機(SDG)，而其在設計上(如冷卻、潤滑、控制)及供應廠家方面，台電公司均承諾會採取多樣性的原則辦理。核四廠在此設計上，與標準 ABWR 所使用氣渦輪發電機(CTG)來做為後備交流電源的方式有所不同，然而兩者功能是相同的，亦即再提供一套電源，來降低發生 SBO 機會。
3. 爐心隔離冷卻系統(RCIC)在無交流電源(即 SBO 加上 SDG 亦失效)的情況下，至少可以執行正常之功能約 2 小時，至多則可長達 8 小時，以確保此期間內，爐心仍可獲得適當之冷卻。
4. 當 SBO 持續的時間超過 8 小時，核四廠尚具有一不依賴交流電源加水系統(ACIWA)，此系統係利用消防水系統之柴油消防泵，在爐心降壓之後，將消防水打入爐心。另外，ACIWA 亦可做為圍阻體噴灑之用。ACIWA 之示意圖繪如圖 19.1。

在 PSAR 中使用 MAAP 程式，針對因 SBO 而導致嚴重核子事故進行定量分析(Deterministic Analysis)，綜合第 19 章及附錄 AJ 之相關分析結果，其重點整理如下：

1. 電廠全黑事故(SBO)分析中，在無其他冷卻系統可用的情況下，RCIC 可以執行冷卻功能，冷卻時間可長達 8 小時，在此期間內，爐心不會

發生損毀。

2. 若是在 RCIC 因故停止運轉之後，而 ACIWA 能及時接替任務，將冷卻水注入爐心，則可以防止爐心熔毀。
3. 若是 RCIC 停止運轉而 ACIWA 也無法及時將冷卻水注入爐心，運轉員仍可利用 ACIWA 來執行圍阻體噴灑，此步驟能延後圍阻體過壓保護系統(COPS)開啟時間，以延後輻射物排放時間，各種緊急應變措施之時間也更為充裕。

由於核四廠在因應 SBO 事件上，除具有三串緊急柴油發電機(EDG)，另提供一台核能機組間共用之柴油發電機(SDG)，再加上 RCIC 及 ACIWA 等系統之輔助，其設計特性應可符合 SECY-90-016、SECY-93-087、及 10CFR50.63 有關 SBO 之法規要求，是可以接受的。

### 19.3.3 防火功能

由於核能電廠運轉史上發生過美國 Browns Ferry 失火事件，故火災之防止及救援，一直都是管制單位所重視的課題，而安全度評估中，也將其視為造成爐心熔毀及嚴重核子事故之重要事件。本章的重點在於審查核四廠之消防能力，是否可以確保火災不致於成為導致 DBA 及嚴重核子事故之重大因子，及核四廠之因應設計特性是否符合相關 SECY 文件對防火能力的要求。SECY-90-016 及 SECY-93-087 法規文件對消防系統功能的要求內容如下：

1. 在任何一區發生火災而使得該區所有的設備均不可用時，機組應仍可利用他區而安全停機。
2. 除主控制之外，應提供另一停機盤以強化停機能力，其位置及電源均應獨立於主控制室之外。
3. 在圍阻體內之多重停機系統，必須具有消防設施，以確保至少一停機區不會受到火災影響其正常功能。
4. 機組若萬一失火，煙霧、熱氣及滅火物質等不會影響安全停機之功能。

PSAR 第 9.5.1 節對消防系統有詳細之描述及分析，以確保火災發生之風險降至最低，與防範嚴重核子事故相關者有：

1. 在任何一區發生火災，或是誤動作而造成該區所有的設備均不可用時，機組仍可安全停機。
2. 除主控制之外，核四廠尚具備輔助停機盤，其位置及電源均應獨立於

主控制室之外，控制室所發生的火災並不會影響到輔助停機盤。

3. 利用 3 小時等級之防火包覆材料將特殊安全設施(ESF)之三區分隔開，其中一區失火時，其餘兩區不致於受到影響。
4. 在圍阻體內之系統方面，機組正常運轉時，圍阻體充氮而可降低火災之發生機率，圍阻體內各設備使用非燃性或不易燃性之材料，而圍阻體噴灑系統亦可作為消防噴灑之用。
5. 核四廠各防火區邊界的選擇上，已考慮到防止煙霧、熱氣及滅火物質等影響安全停機之功能。

經由前述之討論可知，核四廠之消防系統在如何防止火災成為導致嚴重核子事故之重要因子上，其設計特性基本上符合 SECY-90-016、SECY-93-087 之要求，是可以接受的。

#### 19.3.4 系統間冷卻水流失事故

所謂系統間冷卻水流失事故(Intersystem LOCA, ISLOCA)係指反應器冷卻水系統(RCS)與低壓系統之界面破壞，致使爐水流入低壓系統中，所以 ISLOCA 可歸類為冷卻水流失事故中的一種。更嚴重者，如果界面系統(或低壓系統)無法承受壓力而損壞，則爐水可能直接外釋至周圍環境，故核電廠在設計階段即應考慮相關法規之要求，以降低發生 ISLOCA 之疑慮。

本節審查範圍主要在於針對 ISLOCA 之發生，核四廠是否已有因應之設計，以及這些設計特性是否符合法規之要求。SECY-90-016 及 SECY-93-087 法規文件對 ISLOCA 之討論內容包括：

1. 為降低在圍阻體外發生 LOCA 的機率，應儘量將那些與 RCS 相連接之次系統之耐壓設計，提昇與 RCS 之壓力相同。
2. 對於與 RCS 相連而無法達到 RCS 耐壓能力，則應具備下列功能：
  - (1) 具備偵測壓力隔離閥洩漏之能力。
  - (2) 當隔離閥之操作單元在失能狀態時，控制室內應有相關之指示。
  - (3) 當相連之低壓系統內之冷卻水壓接近設計壓力，而兩個隔離閥尚未關閉時，控制室內應有高壓警報之指示。

根據 PSAR 附錄 3M 之內容，共計有餘熱移除系統(RHR)等 14 項系統與反應爐冷卻水壓力邊界相連，這些系統因應 ISLOCA 之設計有：

1. 設計壓力為 RCS 壓力之 0.4 倍(約為 2.82MPaG)，可防止系統在相當於

RCS 壓力時，發生迸裂現象。

2. 相關低壓系統管路之管壁厚度不可少於標準重量管件之厚度。
3. 使用 Class 300 之閥門，此種閥門在低壓管路承受相當於 RCS 之壓力時，應為適當之設計。
4. 系統設計應符合 ASME-III NC/ND-3600 之規範，此外應依運轉規範及 ISI 之規定，執行相關閥門之洩漏測試。

核四廠基本上已符合 SECY-90-016 及 SECY-93-087 對 ISLOCA 之討論內容，由於與 RCS 相連之系統、管路、及設備，其設計壓力較舊有之沸水式核能電廠為高，故因 ISLOCA 而導致嚴重核子事故之機率將可減少。

## 19.4 事故緩和特性

在發生嚴重事故後，圍阻體內可能會產生的主要現象包括：氫氣燃燒、圍阻體直接受熱、燃料與冷卻水作用、爐心熔融與混凝土作用、及分裂產物排放等。在 SECY-90-016 等相關法規文件中，除了討論前述之現象之外，並涵蓋了圍阻體排放設計、集水池之防護、儀器設備之適存性、以及抑壓池旁通等與嚴重核子事故相關之議題。本節之重點即在於評估核四廠在緩和嚴重核子事故之設計特性上，是否可以符合相關法規文件之要求。核四廠圍阻體之設計特性示意如圖 19.2。

### 19.4.1 氫氣燃燒與控制

當爐心冷卻不足而發生燃料裸露於水面上之情形後，爐內之水蒸氣將開始與護套中之鋳金屬產生劇烈的化學反應，並釋出大量的氫氣及熱量到圍阻體中。而當氫氣產生量造成氫氣濃度高於臨界值之後，便會產生燃燒與爆炸之情形，進而威脅到圍阻體的完整性。

本節審查範圍主要在於針對氫氣燃燒與控制之議題，核四廠是否已有因應之設計，以及這些設計特性是否符合法規之要求。根據 SECY-90-016、SECY-93-087、及 10CFR50.34(f) 等法規文件之內容，反應爐設計者針對氫氣燃燒與控制之議題，應遵循以下之規定：

1. 應有一個控制氫氣濃度的系統，其功能應使圍阻體足以容納燃料護套與水完全作用後所產生氫氣，而不會發生氫氣燃燒的現象，基本上此

系統必須能夠避免氫氣體積濃度超過 10% 的情形。

2. 假設圍阻體內發生大破口冷卻水流失事故(LBLOCA)，再加上燃料護套與水完全作用的情況下，圍阻體應能承受此情況所產生的壓力負荷。

核四廠因應氫氣燃燒與控制之設計及相關分析如下：

1. 核四廠的設計是以圍阻體之惰化及氫氣再結合器的方式，來降低氫氣及氧氣的濃度，以達到防止氫氣燃燒(或爆炸)的目的，在圍阻體充氮狀況下，應可避免氫氣燃燒的發生。
2. PSAR 利用 MAAP-ABWR 程式模擬燃料金屬與水完全作用，分析結果顯示核四廠之圍阻體內並不會產生氫氣燃燒。
3. 在分析同時發生 LBLOCA 以及金屬與水完全作用的狀況下，圍阻體所承受的最大壓力為 0.618 MPa，尚低於圍阻體鋼製上乾井頂蓋(STUDH)之最低承受壓力限值(0.77 MPa)。但因此項分析僅有一個點數值，且以較為簡化的模式來預測圍阻體之最高壓力值，經與台電公司澄清後，台電公司承諾在 FSAR 階段提供詳細之時變分析，並檢討所使用模式之保守性及合理性。
4. 在圍阻體未充氮狀況下運轉的時間小於總運轉時間的 1%，這段時間可由圍阻體大氣控制系統(ACS)及氫氣再結合器來防止氫氣燃燒。

核四廠設計上是以圍阻體之惰化及氫氣再結合器的方式，來降低氫氣的濃度，以達到防止氫氣燃燒的目的，而分析結果亦顯示即使在燃料金屬與水完全作用的情況下，氫氣濃度及壓力均未超過限值，故其設計特性符合 SECY-90-016、SECY-93-087、及 10CFR50.34(f)之要求，是可以接受的。

#### 19.4.2 爐心熔渣之冷卻

在發生嚴重核子事故之後，若爐心無法及時獲得有效之冷卻，爐心便開始因高溫而熔化，當熔融物進一步熔穿反應爐壓力槽而掉入爐穴之後，高溫的熔融物將與爐穴表面之混凝土發生作用，而產生不凝結氣體(如 CO，CO<sub>2</sub> 等)，使得圍阻體之壓力及溫度上升，此即為爐心熔融物與混凝土交互作用(Core Concrete Interaction, CCI)，在無適當的救援及冷卻的情況之下，爐心熔融物並可能進一步穿透圍阻體底部使其失去完整性，輻射物因此可藉由地表而傳輸至外界。

本節審查範圍主要在於針對爐心熔渣的冷卻及熔融爐心與混凝土的作用之議題，審查核四廠是否已有適當之因應設計，以及這些設計特性是否符合法規之要求。除了各項硬體之設計特性之外，本章審查亦包括了MAAP程式對此現象之分析，以了解爐心熔融物與混凝土作用對核四廠圍阻體的影響。SECY-90-016及SECY-93-087法規文件對爐心熔渣的冷卻及熔融爐心與混凝土的作用議題的要求如下：

1. 應具備充分之爐穴地板面積，以加強爐心熔融物(或爐渣)之散佈。
2. 應提供爐穴灌救的方法，以利爐渣之冷卻。
3. 利用水泥來保護圍阻體內襯或其他重要結構物。
4. 確保圍阻體內之壓力及溫度在 24 小時不會超過鋼製上乾井頂蓋(STUDH)之最低耐壓能力(或 ASME Service C 之限值)。

核四廠因應 CCI 之設計特性簡述如下：

1. 下乾井之地板面積(不含集水池)大於 79m<sup>2</sup>，此設計合於 EPRI 對改良式進步型輕水式反應爐(EALWR)之要求，應可達成爐心熔融物散佈之目的。
2. 爐穴中具備被動式之乾井底部權水器(LDF)，此系統共具有十只可熔式閥，LDF 在乾井溫度達到 260 時，可熔式閥塞便因高溫熔化而開啟，將抑壓池的水引導至下乾井來冷卻爐渣，以緩和 CCI 對地板之穿蝕。
3. 圍阻體內乾井底部以玄武岩混凝土作為爐穴地板之材質，其厚度達到 1.5 公尺，而在發生 CCI 時，此種材質可產生較少之不凝結氣體，以緩和 CCI 所造成之壓力衝擊。
4. 反應爐壓力槽基座是以石灰石混凝土為材質，其中並有網狀之支撐及鋼結構，其強度可承受 CCI 在徑向之作用，此項設計及前述之玄武岩地板，符合以混凝土保護地板及重要結構物之要求。
5. 核四廠之不依賴交流電源加水系統(ACIWA)，係利用柴油機推動之消防泵，將消防水接上緊急爐心冷卻系統(ECCS)之低壓爐心灌水系統(LPFL)C 串，以執行爐心注水或圍阻體噴灑的功能。即使在事故已發生一段時間，且爐心已熔毀的狀況下，藉著 ACIWA 之爐心注水或圍阻體噴灑功能，可以降低乾井之溫度，並刷洗空浮之輻射物質。由於此系統需與 LPFL 系統配合，故在使用時需將爐心降至 ACIWA 可以注水之壓力，同時需將 ACIWA 與 LPFL 管路相聯結。
6. PSAR 以 MAAP-ABWR 程式來模擬嚴重核子事故之演變，其分析結果顯示，當 ACIWA 可以正常地執行其功能，並配合圍阻體之設計特性，

即使 RPV 被熔穿而與爐穴(下乾井)板發生 CCI 等現象，圍阻體內之壓力及溫度仍可維持在 24 小時不會超過鋼製上乾井頂蓋(STUDH)之最低耐壓能力。

核四廠在爐心熔渣的冷卻及 CCI 所採取之設計特性，是提供足夠大之地板散佈面積，而地板及反應爐壓力槽基座之材質可產生較少之不凝結氣體，再加上被動式乾井底部灌水器(LDF)，可以在爐穴高溫時將抑壓池之水導引來冷卻爐穴區的爐心熔融物，而 ACIWA 則又提供另種方式來冷卻爐渣或做圍阻體噴灑功能，以確保圍阻體之壓力在 24 小時內不會超過鋼製上乾井頂蓋之最低耐壓能力，故可符合 SECY-90-016 及 SECY-93-087 之要求，是可以接受的。

美國核管會針對嚴重核子事故之演變過程，在 NUREG-1503 中曾以 MELCOR 程式來模擬分析各種事故後各項參數(如壓力、溫度)之變化情形，並與 MAAP 模擬結果來進行比較，基本上認為兩者演變的趨勢相當，本會將與發展 MELCOR 程式之美國聖迪亞國家實驗室(SNL)聯繫，設法取得 ABWR 之輸入模式，以便執行類似之平行模擬分析。

### 19.4.3 高壓熔融噴出

在反應爐壓力槽(RPV)破裂時，如果壓力槽仍維持在高壓狀態，則帶有高能量之熔融物質會由壓力槽底部噴出，經下乾井與連通管而到達圍阻體頂部(上乾井)空間，此即所謂高壓熔融物噴出(High Pressure Melt Ejection, HPME)；由於熔融粒子體積小，接觸面積大，因此會急速地把所具有之能量傳遞給圍阻體頂部的氣體分子，造成圍阻體內溫度、壓力的急劇上升，直接衝擊到圍阻體的完整性，這就是所謂的圍阻體直接受熱現象(Direct Containment Heating, DCH)。

本節審查範圍主要在於針對高壓熔融物噴出(HPME)及圍阻體直接受熱(DCH)之議題，檢討核四廠是否已有因應之設計，以及這些設計特性是否符合法規之要求。除了各項硬體設計特性之外，本章審查亦包括了MAAP 程式之模擬分析以及事件樹機率分析，以了解高壓熔融物噴出現象對於核四廠圍阻體所造成的影響。SECY-90-016及SECY-93-087等法規文件對高壓熔融物噴出及圍阻體直接受熱的要求內容如下：

1. 應包含安全等級的洩壓系統，以降低發生高壓熔融物噴出的機會。此

外，應設計可以留置熔渣的爐穴，以期能防止熔融爐心大量進入圍阻體頂部，降低圍阻體因直接受熱而導致失效的可能性。

2. 圍阻體失效之條件機率(Conditional Containment Failure Probability, CCFP)必須小於 0.1。

核四廠因應高壓熔融物噴出(HPME)及圍阻體直接受熱(DCH)之設計及相關分析如下：

1. 核四廠採用安全等級的自動洩壓系統(ADS)，此系統具有可靠的氮氣供給與直流電源，以確保在嚴重事故時之可用性。
2. 在圍阻體的設計方面，下乾井具有足夠可供爐心熔融留置及擴散的地板，由下乾井通往上乾井是採用間接流道，並且會使得一部份熔渣經由水平通洩口流入抑壓池中，相對降低圍阻體直接受熱(DCH)失效的機會，此外，壓力槽外部之環形襯板(見圖 19.2)亦可阻斷上下乾井間之直接通路，同樣也可緩和 DCH 的效應。
3. 審查期間曾詢問台電公司，高壓熔融物噴出之後，爐心熔渣是否會在人員及設備出入通道內堆積，並因此而破壞通道完整性，造成類似圍阻體旁通的效應。經台電公司澄清後，認為以通道的位置來看，應不至於造成熔渣之堆積，即使有部份熔渣破壞內層氣鎖門而堆積在通道內，因通道最低點仍低於抑壓池水面，其底部外圍係浸泡在水中，故在溶渣破壞通道完整性之後，仍將到達抑壓池中，並不會有圍阻體旁通的情形發生。
4. PSAR 中有關 DCH 之分析可分成兩方面：
  - (1). 以分解事故樹(DET)的方法來分析發生嚴重核子事故時，反應器壓力容器(RPV)仍處於高壓狀態的機率，以及圍阻體因此失效的機率。在此分析中，PSAR 在第 19 章以及附錄 AJ 的結果原有矛盾之處，但經與台電公司澄清(參見 Q/A 19-002)，已將相關內容更正，並得出核四廠因廠內事件及地震導致 DCH 後，進一步造成圍阻體失效之條件機率(CCFP)分別為  $8.81E-4$  及  $1.27E-3$ ，兩者合計約為千分之二，低於法規文件之目標值(0.1)
  - (2). PSAR 利用 MAAP-ABWR 來模擬反應爐在高壓的狀態下，無法及時獲得冷卻而破裂，以致發生 HPME 以及圍阻體各種穿越器封環因高溫失效的現象，造成較高的輻射物質排放量，然而從附錄 A 安全度評估的結果可以看出，此種現象發生的機率甚低，以廠內事件為例，其發生機率僅為所有會造成爐心熔毀機率之千分之二左右。

核四廠在高壓熔融物噴出(HPME)及圍阻體直接受熱(DCH)之議題上，係採用安全等級的洩壓系統，以降低發生高壓熔融物噴出的機率，同時在下乾井的設計上，已考慮到如何來降低熔渣擴散到上乾井頂部的機會，以緩和圍阻體因直接受熱而失效的現象。至於在圍阻體因 DCH 而產生早期失效的條件機率，分析結果亦小於法規文件中的目標值，而且 HPME 發生的機率小於百分之一，故在本項議題上，核四廠之設計特性符合 SECY-90-016 及 SECY-93-087 之要求，是可以接受的。

由於在審查本節有關計算圍阻體因 DCH 而失效的條件機率時，曾發現有多處敘述與附錄 AJ 相關內容不符，台電公司雖已澄清並承諾修正，但因需修正的資料很多，且涉及安全度評估版本的問題，未來應追蹤後續資料之修正及相關核四廠個廠安全度評估之結果。

#### 19.4.4 圍阻體排氣設計

當核能電廠發生嚴重核子事故，且熔毀的爐心已穿越反應爐壓力槽而到達圍阻體內之後，假設救援系統無法發揮正常功能，圍阻體內之壓力及溫度便逐漸開始上升，此時若無排氣裝置，圍阻體之壓力至終將上升至其耐壓極限，造成圍阻輻射物質的功能失效，最後導致輻射物質大量外釋的現象。為避免前述情形，核能業界傾向於裝置適當之排放設施，以做為圍阻體過壓保護之用，而選定排放設定點時，應考慮能夠儘量延後排放時間，使得輻射物質在圍阻體內有較長的滯留時間及衰變，另一方面則必須考慮排氣的方式及途徑，使得輻射物的排放量能夠降至最低。

本節審查範圍主要在於針對核四廠圍阻體排氣設計，是否符合法規要求。評估內容包括圍阻體過壓保護系統(COPS)壓力設定點及裝設位置的選擇，以及PSAR對裝設COPS所做之靈敏度分析，以了解此一設計對嚴重事故緩和效果的影響。SECY-90-016及SECY-93-087法規文件對圍阻體排放設計的要求內容如下：

1. 在爐心熔毀之後，須確保圍阻體之密封性，其壓力在 24 小時內不超過 ASME Service Level C 的要求。
2. 圍阻體應能防止未經控制的輻射物質外釋現象。
3. 對於進步型沸水式反應爐(ABWR)而言，建議使用經過設計的排放閥，來做為圍阻體保護之用。

核四廠之圍阻體排氣之設計及相關分析如下：

1. 核四廠圍阻體排氣設計係裝設了圍阻體過壓保護系統(COPS)，其主要目的在於當圍阻體內的壓力尚未達到極限壓力時，先行開啟以排放壓力，以避免圍阻體整體之完整性受到破壞，COPS 在開啟之後，運轉員仍可以利用手動閥門，恢復圍阻體之密封狀態。
2. COPS 包含兩只排放閥為被動式之破裂閥，其中靠近圍阻體之閥門壓力設定點的選定為 0.72MPa，低於圍阻體鋼製上乾井頂蓋(STUDH)之最低耐壓限值(0.77MPa)，亦為 ASME Service Level C 之限值。而外側之閥門壓力僅高於大氣壓力 0.03MPa，其作用係防止排放管路過壓而使得破裂閥無法及時開啟的情形。
3. COPS 裝設的位置為抑壓池的上方，使得輻射物質之排放路徑，會先經抑壓池水刷洗，以去除大部分可溶性物質，降低外釋至大界的排放量。
4. 經 MAAP-ABWR 分析顯示嚴重事故所造成圍阻體內之最大壓力，對乾井頂蓋之破壞機率約為 5%左右，經靈敏度分析的結果顯示，如果 ACIWA 可以正常地執行其功能，COPS 在 24 小時之內不會開啟，亦即圍阻體之完整性可維持 24 小時以上。
5. 在 PSAR 中也對有無裝設 COPS 作了靈敏度的分析，其結果顯示若圍阻體沒有裝設 COPS，則在模擬的事故中，圍阻體鋼製上乾井頂蓋(STUHD)有可能因高壓而破裂，使得輻射物質在沒有任何處理的情況下外釋至大界。反之在裝設 COPS 的情況下，輻射物質排放前會先經過抑壓池之刷洗，其排放比率僅為無 COPS 時排放值的萬分之一左右，由此可以看出 COPS 對降低輻射物質的排放量的影響。

核四廠在圍阻體排氣設計上採用了過壓保護系統 COPS，其設定點之選取以及裝設的位置，除確保圍阻體內之壓力不會超過耐壓極限，並已考慮儘量延長排放時間(至少 24 小時)，且使得輻射物在排放前可以先經抑壓池水之刷洗，俾使排放量能降至最低，符合 SECY-90-016 及 SECY-93-087 對圍阻體排氣設計之要求，是可以接受的。

#### 19.4.5 抑壓池旁通

沸水式核能電廠特色之一在於圍阻體內具有抑壓池，使得發生設計基準或嚴重核子事故之後，因反應爐冷卻水系統洩漏所產生之高溫及含輻射

物之蒸汽，可以經乾井通洩管(DCV)而導引至抑壓池中，以達到降低圍阻體內溫度、壓力，並刷洗輻射物質的功能，所謂「抑壓池旁通」(Suppression Pool Bypass)即指由反應爐內所釋出之蒸氣及輻射性分裂產物的傳輸，沒有經過抑壓池之刷洗作用即排放至外界之事件。基本上，造成抑壓池旁通的可能來源包括：真空破除器的洩漏、乾井結構之龜裂、以及圍阻體穿越管路之洩漏等。

本節審查範圍主要在於核四廠之圍阻體是否已考慮抑壓池旁通洩漏之現象，對於可能造成的因旁通所造成洩漏，是否已進行適當的評估，以符合相關法規文件之要求。SECY-90-016及SECY-93-087法規文件對抑壓池旁通的要求內容如下：

1. 設計者應避免或是儘量降低圍阻體旁通洩漏的可能性及其影響。
2. 對於可能造成圍阻體旁通洩漏的情形，設計者應評估一定之洩漏量對圍阻體功能之影響。

PSAR 分析所有可能造成抑壓池旁通之管路及途徑，認為除真空破除器之洩漏為抑壓池旁通之重要因素外，其他因素對電廠之影響均有限。有關之設計及分析討論如下：

1. 龍門電廠圍阻體乾濕井之間，置有八具之真空破除器，其設計類似擺動式止回閥，當溼井壓力超過乾井時，真空破除器便會開啟，其目的在於確保乾井中之蒸汽或輻射物質可以順利排到抑壓池中。
2. 在爐心熔毀之嚴重事故中，乾井壓力通常大於溼井壓力，真空破除器在此情況下受壓緊閉，不致於會有旁通洩漏之現象，但若在事故發生同時，真空破除器因故產生洩漏的情形，則當溼井上部空間壓力超COPS設定點，輻射物質將透過此一路徑排放至外界，造成總排放量之增加。
3. PSAR中以MAAP-ABWR程式分析真空破除器洩漏對圍阻體的影響，在模擬爐心喪失所有冷卻的嚴重事故中，同時假設各種不同之洩漏面積(最大可達一個真空破除器全開)的情況下，其結果顯示分裂產物排放時間將會提前，且排放量亦會增加。
4. 分解事件樹(DET)評估真空破除器洩漏之機率及對事故後果造成的影響，結果顯示會造成較顯著排效率的機率僅約為2%左右，故由真空破除器洩漏所導致的抑壓池旁通及排放量增加之風險，將由於其發生機率之輕微而有所抵消。

核四廠圍阻體在設計上已考慮了抑壓池旁通各種可能之洩漏途徑，並對於影響最為顯著之真空破除器的洩漏狀況，進行相關之分析，其結果顯示抑壓池旁通洩漏將會提前分裂產物之排放時間，且排放量亦會增加，而靈敏度分析則顯示 ACIWA 之圍阻體噴灑功能可以延後 COPS 開啟及排放時間，基本上本節內容符合 SECY-90-016 及 SECY-93-087 對於此項議題之要求，是可以接受的。

#### 19.4.6 燃料與冷卻水的作用

本節內容所謂燃料與冷卻水的作用 (Fuel Coolant Interaction, FCI) 係考慮熔毀之爐心與水發生劇烈反應，大量的能量在極短的時間釋出，而造成水蒸汽急速增加、產生壓力波、以及破壞圍阻體結構等現象，此種情形又可稱為水蒸汽爆炸 (steam explosion)。在討論此項議題時，通常分成爐內(in-vessel)及爐外(ex-vessel)之 FCI 與水蒸汽爆炸。

在爐內水蒸汽爆炸方面，當反應爐之爐心因無法及時得到冷卻而發生爐心熔毀之後，毀損的爐心仍包含了大量具高能量的燃料，此時若與爐內殘餘的水發生劇烈反應，便可能產生爐內水蒸汽爆炸，對 RPV 結構造成衝擊，進而影響到圍阻體之完整性。至於爐外水蒸汽爆炸方面，若反應器壓力槽破裂而爐心熔融掉入原已積水的爐穴(下乾井)，熔融爐心在掉入水中後，在極短的時間內不斷地碎裂成細小的碎片，並與周遭的水產生劇烈之化學反應，便可能發生爐外水蒸汽爆炸的現象，因而威脅到圍阻體及其內部結構的完整性。

本節審查範圍主要在於針對燃料與冷卻水作用之議題，核四廠是否已有因應之設計，以及這些設計特性是否符合法規之要求。評估之範圍包括在爐心熔毀或者壓力槽底部熔穿後，發生水蒸汽爆炸的可能性，以及燃料與冷卻水作用所產生的壓力震波，是否會危及圍阻體及其內結構的完整性。在 SECY-90-87 中指出，反應爐設計者應評估任何可能因燃料與冷卻水的作用所產生之動態力，其對圍阻體完整性之影響。

核四廠因應燃料與冷卻水的作用之設計及相關分析如下：

1. 在爐內水蒸汽爆炸的討論方面，根據美國核管會在 NUREG-1503 中，引用了 NUREG-1116 及在水蒸汽爆炸審查小組(SERG)之結論，認為發

生此現象的可能性很低。在一九九七年所出版的 SECY-97-171 中，此小組再度舉行會議討論，結果在世界各國專家所共同參與的結論中，認為爐內發生水蒸汽爆炸的機率非常小，從風險的角度來看，此項議題已可結案。

2. 至於在爐外水蒸汽爆炸方面，核四廠壓力槽外部之環形襯板可阻斷上下乾井間之直接通路，使得各種冷卻水流失事故所產生之洩漏水，經由乾井通洩管(DCV)引導至抑壓池中，而不會流入下乾井中，減少下乾井積水的機會。
3. PSAR 中分析在壓力槽失效時下，乾井區域被水淹蓋的機率為  $5.1 \times 10^{-10}/\text{year}$ ，僅佔所有可能造成爐心熔毀機率之千分之三左右。
4. 至於燃料與冷卻水作用所產生的壓力震波，經分析與實驗的比對後，顯示反應器基座仍有三倍的餘裕可承受 FCI 所產生的壓力震波，所以可排除 FCI 對此結構所造成的損壞。
5. PSAR 附錄 AJ 中以理論之數學模式，推算出在壓力槽已洩壓的情況下，即使爐心熔融掉入已被水淹蓋的下乾井中，亦不會引發水蒸汽爆炸的情形。
6. 近年來國際間共同合作之嚴重事故研究計畫(CSARP)，已進行了相當多種有關 FCI 的實驗，到目前為止，均未產生水蒸氣爆炸的現象。台電公司承諾會參考近年來之研究結果，在終期安全分析報告(FSAR)時更新相關之資料。

核四廠圍阻體在燃料與冷卻水的作用議題上所採取之設計，係利用反應爐壓力槽外部之環形襯板阻斷上下乾井間之直接通路，再加上乾井通洩管(DCV)將事故所可能造成之洩漏水引導至抑壓池中，以減少下乾井積水的機會，進而避免水蒸汽爆炸的情形；此外，PSAR 中亦利用安全度評估及理論模式之推估，認為發生此一現象之機率非常輕微，故本節之內容已可符合 SECY-93-087 之要求。

#### 19.4.7 設備適存性

當核能電廠發生嚴重事故時，圍阻體內之環境狀況比設計基準事故(DBA)時的狀況更為惡劣，而用以防止或緩和事故繼續惡化之設備(含機械及電氣式)及監測儀器，必須能在此環境中適度地發揮原設計的功能，才能夠將事故所造成之影響降至最低，因此本節即是討論相關設備之適存性(Survivability)，以確保各項防止或緩和嚴重核子事故之設計特性，可執行既

定之功能。

本節審查範圍主要在於針對核四廠因應嚴重核子事故之設備及儀器，在嚴重事故發生時的環境下之適存性，並檢討相關之設計是符合法規之要求。SECY-90-16 及 10CFR50.34(f)等法規之要求如下：

1. 用於防止或緩和嚴重核子事故之設備(含機械及電氣式)，必須能夠在事故後之惡劣環境中，執行其既定的功能。
2. 用於監測嚴重核子事故之儀器，必須能夠在事故後之惡劣環境中，執行其既定的功能。
3. 應考慮在相當於金屬與水完全作用所釋放氫氣的環境條件下，相關設備仍能執行安全功能，而各種監測設備應能讓運轉員隨時瞭解反應器及圍阻體的狀況，這些運轉參數包括壓力、溫度、水位、及輻射強度等。

核四廠因應嚴重核子事故時，設備及儀器之適存性討論如下：

1. PSAR 在本節討論設備及儀器之適存能力方面，係將嚴重核子事故分為三大類來探討，分別是：爐心燃料之金屬與水完全作用之事故、爐內嚴重事故、爐外嚴重事故。PSAR 以 MAAP-ABWR 程式模擬前述各種事故序列，並對每一類之事故在最壞的情況下，提供反應爐壓力、圍阻體(乾濕井)壓力及溫度等各項參數之演變情形。
2. PSAR 亦表列出因應嚴重核子事故所需使用之設備及儀器，分別檢討其設計之性能及可承受之環境狀況，再與前述模擬之結果相比較，來說明在嚴重事故下，各項所需之設備及儀器的適存性。經審查 PSAR 所做之比較，即使在最嚴重的事故狀態下，核四廠各項因應設備及監測之儀器，應可發揮既定功能。
3. 在台電公司補充提供有關設備及儀器的適存性之比較表中(參見 Q/A19-019)，僅有位於乾井及濕井之輻射線強度感應器之耐壓能力，略低於模擬事故所造成之最大壓力，經台電公司解釋發生此情況之時間非常短暫，且因感應器係嵌入圍阻體之混凝土結構內，短暫之高壓力應不至於破壞其功能。

核四廠針對嚴重核子事故下設備及儀器適存性之討論，係評估各種可能發生之事故所造成最嚴重之環境狀況，再與因應設備及儀器之耐壓耐溫等能力相比較，來驗證在嚴重事故下，各項所需之設備及儀器，可以發揮即

定之預防、緩和、及監測之功能，故可符合SECY-90-16及10CFR50.34等法規之要求，是可以接受的。

#### 19.4.8 圍阻體集水池之防護

當發生嚴重核子事故時，爐心熔(融)渣在反應爐壓力槽失效後，會傾洩於下乾井中，部份熔渣可能會流入下乾井之地板集水池中，此時爐心熔渣將與集水池底部之混凝土發生CCI，由於集水池底部混凝土厚度較下乾井地板厚度為低，其結構是否因此而被破壞，並進而危及圍阻體之完整性，是本節討論之議題。

本節審查範圍主要在於針對核四廠圍阻體集水池防護之設計是否符合法規之要求，以及其如何防止爐心熔渣流入集水池內，以維持圍阻體之完整性。本節主要參考之法規文件為美國核管會NUREG-1503對圍阻體集水池防護設計之討論，該報告中所列舉重要之設計準則包括：

1. 集水池保護層應具有通道，其大小應可收集正常運轉時之洩漏水。
2. 通道長度之設計應確保熔融在到達集水池前即已凝固。
3. 集水池保護層之材料具良好之化學抗阻性。
4. 保護層應涵蓋集水池之四周及地板，以保護其完整性。
5. 保護層之高度應可防止熔融在集水池蓋上方堆積。

核四廠圍阻體集水池防護之設計檢討如下：

1. 核四廠下乾井有兩種集水池，一為設備洩水集水池(equipment drain sump, EDS)，用以收集管路及閘門之洩水，洩水由管路穿越頂蓋而導入池中。另一個為地板洩水集水池(floor drain sump, FDS)，用以收集下乾井地板之洩水，在四周具有通道開口，以供洩水流入池中。
2. 為防止傾洩於下乾井之熔渣侵入集水池，核四廠以保護層圍繞其四周，頂部除必要的進出管路外，其餘為實心之結構。
3. 保護層採用高熔點的鋁金屬為材料，能容忍爐心熔渣之溫度(約1800K-2500K)，其設計高度經保守估算約0.4公尺，係大於長期性之熔渣固化所形成的最大高度，故可防止熔融在集水池蓋上方堆積。
4. 地板洩水集水池保護層在面對反應爐的方向並無通道入口，地板洩水由側面狹長之通道流入集水池內，其高度設計為1公分，且通道長度至少為0.5公尺，在此幾何形狀之下，PSAR之分析結果顯示可確保熔融在到達集水池前即已凝固，而不會流入集水池內。

核四廠之圍阻體集水池具有保護層，其設計上已考慮如何防止熔渣進入集水池內，以維護其完整性不受到影響，故可符合NUREG-1503之要求，是可以接受的。

## 19.5 圍阻體能力

在本章第 19.3 及 19.4 兩節已分別在假設發生嚴重核子事故情況下，針對各種可能產生的事故現象(ATWS、SBO、氫氣燃燒、熔融爐心與混凝土作用、高壓熔融物噴出等)，來評估核四廠因應之設計特性是否能防止與緩和嚴重事故之演變序列，以便將可能排放至外界之輻射量降至最低。從以上各小節的討論中可知，圍阻體本身之設計特性扮演非常重要的角色，再加上 ACIWA、ADS、及 RCIC 等救援系統的協助，應可分別處理及應付各種事故現象，而本節將綜合前述討論之內容，對圍阻體及其他相救援系統之能力(Containment Performance)，進行一整體性之評估。

本節審查範圍主要在於針對核四廠之圍阻體及相關救援系統之設計特性，能否防止與緩和嚴重核子事故所造成之影響，及其分析結果是否符合相關法規之要求。SECY-90-016 及 SECY-93-087 法規文件對圍阻體效能的要求內容如下：

1. 在爐心熔毀之後，須確保圍阻體之密封性，其壓力應在 24 小時內不超過 ASME Service Level C 的要求。
2. 圍阻體應能防止未經控制的輻射物質外釋現象。
3. 在爐心熔毀的情況下，圍阻體失效之條件機率(CCFP)應小於目標值(0.1)。

核四廠圍阻體之效能及相關評估結果討論如下：

1. 核四廠之圍阻體及相關救援系統之設計特性整理如表 19.1，表中各項設計功能之討論，係摘自第 19.3 及第 19.4 節有關防止及緩和嚴重核子事故之討論。
2. PSAR 以 MAAP-ABWR 程式來模擬嚴重核子事故，結果顯示當 ACIWA 可以正常地執行其功能，並配合圍阻體本身及各項緩和設計特性，可維持圍阻體內壓力在 24 小時內不會超過鋼製上乾井頂蓋(STUDH)之最低耐壓能力(或 Service Level C)限值。
3. 圍阻體過壓保護系統(COPS)之設計特性，即使在圍阻體之壓力高到必

須排氣的情況下，排放之輻射物質會先經抑壓池水之刷洗，而使得外釋至大界的排放量降低，此一設計符合法規有關圍阻體應能防止未經控制的輻射物質外釋之要求。

4. 在評估圍阻體失效之條件機率(CCFP)方面，本章第 19.4.3 節之補充資料中，曾針對因廠內事件及地震而導致高壓熔融物噴出事故，計算出造成圍阻體失效之條件機率(CCFP)約為 0.002，其餘低壓事件造成圍阻體失效之機率可忽略不計，故 CCFP 應不會超過目標值(0.1)。
5. 經比對美國核管會在 NUREG-1503 中對 CCFP 之評估，除了一階安全度評估之機率計算以及嚴重核子事故之分析之外，亦包括二階安全度評估(或稱輻射項源，Source Term)之結果，經查 PSAR 附錄 AB 及 AL 之內容，PSAR 目前僅提供廠內事件之輻射源，台電公司承諾在 FSAR 提供含地震在內之廠外事件二階安全度分析結果，屆時可進一步評估核四廠圍阻體之 CCFP。

核四廠之圍阻體及相關救援系統之設計特性，其整體之圍阻體效能符合 SECY-90-016及SECY-93-087等法規文件之要求，是可以接受的。

## 19.6 嚴重事故處理

嚴重核子事故處理(Severe Accident Management, SAM)係指當核能電廠發生之狀況，已超過緊急運轉程序書所涵蓋的範圍時，用來指導電廠相關人員採取之因應措施，以處理嚴重事故的狀況並緩和其所造成之影響。

本節審查範圍在於核四廠是否發展事故處理方案來防止嚴重事故的發生或者緩和事故的嚴重性，以及相關規劃是否符合法規之要求。SECY 88-147 及 GL-88-20 等法規文件要求反應爐持照者需發展事故處理方案，以處理嚴重事故發生後之各種可能狀況。SECY-89-012 要求事故處理計畫應包含下列項目：

1. 嚴重事故處理之策略及執程序。
2. 嚴重事故處理之相關訓練。
3. 提供技術支援之相關導則及電腦輔助工具。
4. 相關之儀控設備、及決策系統之權責。

核四廠之發展事故處理方案討論如下：

- 1 PSAR目前僅陳述事故處理之目標以及應包含之重要內容，台電公司將於終期安全報告(FSAR)階段再提供詳細之資料。
- 2 台電公司承諾將於終期安全報告中，發展符合SECY 88-147、GL-88-20、SECY-89-012等法規之事故處理方案。
- 3 本章各種嚴重事故的分析結果，將應用到緊急運轉程序以及事故處理計畫中。由於本章係利用MAAP-ABWR來模擬各種嚴重事故之演變序列，未來在FSAR中，台電公司是否繼續利用此程式來模擬事故處理之措施，以及程式本身之計算能力等方面，需進一步評估追蹤。

### 19.7 圍阻體耐壓強度分析

本節之目的在於評估圍阻體(或一次圍阻體)之耐壓強度，是否能適當地承受嚴重核子事故發生後，所可能造成之壓力負載。

本節審查範圍包括圍阻體之壓力邊界、耐壓極限強度分析、圍阻體材料性質、事故所造成之壓力負載等，此外，對於穿越管路可能造成之洩漏面積及洩漏路徑亦需有相關之檢討。本節主要根據 NUREG-1503 相關內容來評估核四廠一次圍阻體之耐壓情況。

核四廠圍阻體耐壓分析之討論如下：

1. 核四廠圍阻體之壓力邊界包括：鋼筋混凝土圍阻體(Reinforced Concrete Containment Vessel, RCCV)、鋼製上乾井頂蓋(Steel Torispherical Upper Drywell Head, STUDH)及圍阻體內襯。因STUDH為三者中耐壓強度較小者，故其耐壓能力即代表核四廠圍阻體之耐壓能力。
2. 根據 PSAR 第 19.4 節中 MAAP 模擬嚴重核子事故之結果顯示，事故後乾井之溫度絕大部份是低於 533K(260 )，此一溫度亦正是開啟乾井底部灌水器(LDF)之設定點。為符合法規文件要求圍阻體內之壓力，在事故發生 24 小時內不會超過鋼製上乾井頂蓋(STUDH)之 ASME Service Level C 之限值，PSAR 設定出圍阻體在 533K 的環境中，耐壓之目標值如下：
  - (1)圍阻體之耐壓下限為 0.77MPa。
  - (2)圍阻體結構之破裂中值(Median Fragility)為 1.025MPa。
3. 台電公司承諾在 FSAR 時，提供詳細之核四廠圍阻體耐壓分析，項目包括：Service Level C 之限值、破裂中值、STUDH 與 RCCV 之界面、

穿越管之洩漏等。

## **19.8 審查結論**

經審查核四廠因應嚴重核子事故之設計，及相關之定量模擬分析，結論整理如表 19.2，基本上本章內容已可符合 SECY-90-016、SECY-93-087、NUREG-1503 及相關法規文件對嚴重核子事故之要求，是可以接受的。

本章審查期間所發現重要之注意事項、台電公司承諾的修訂之內容、以及預定在終期安全分析報告(FSAR)階段完成之項目歸納如表 19.3，以做為後續追蹤管制之用。

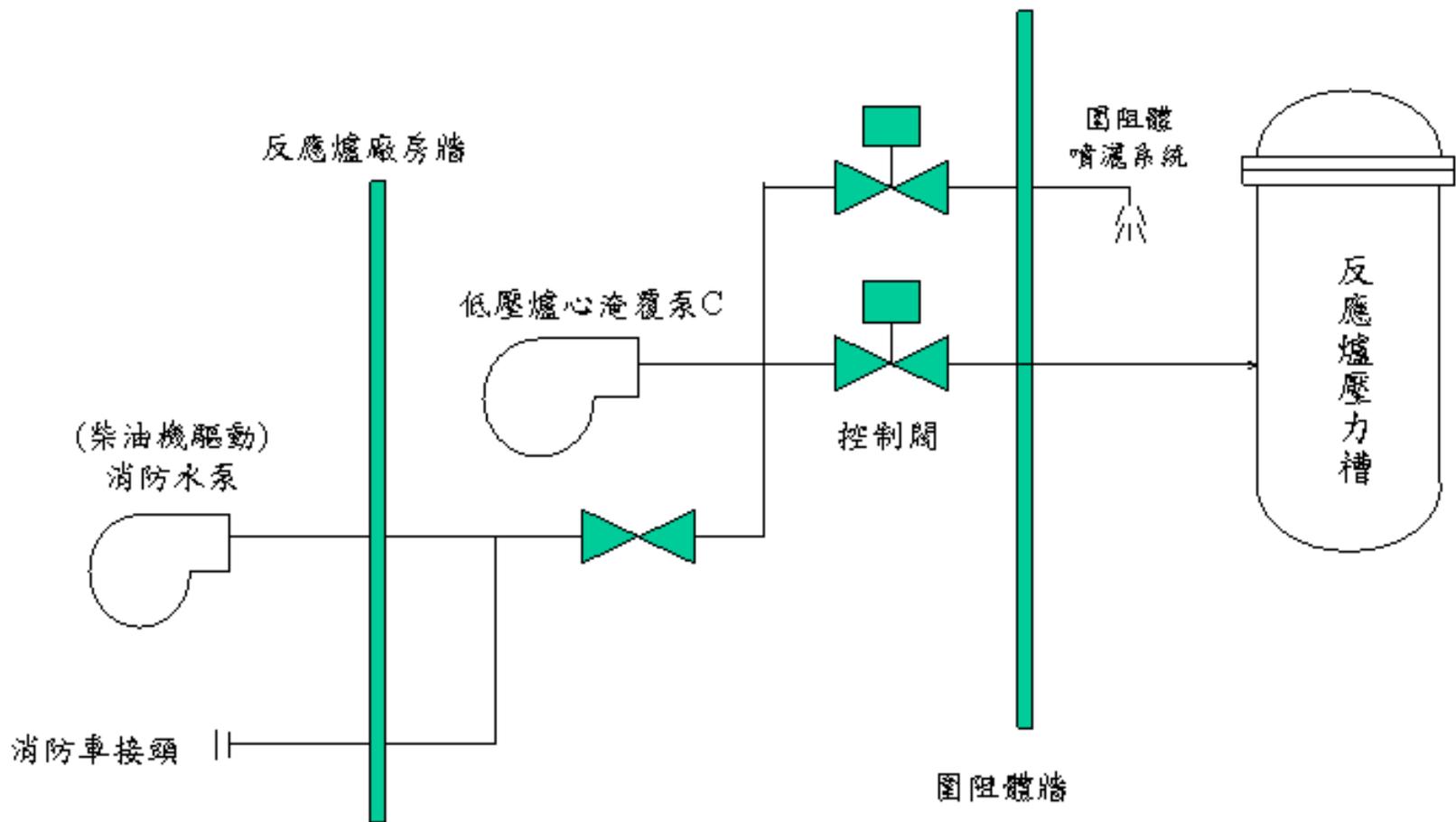


圖19.1 不依賴交流電源加水系統(ACIWA)示意圖

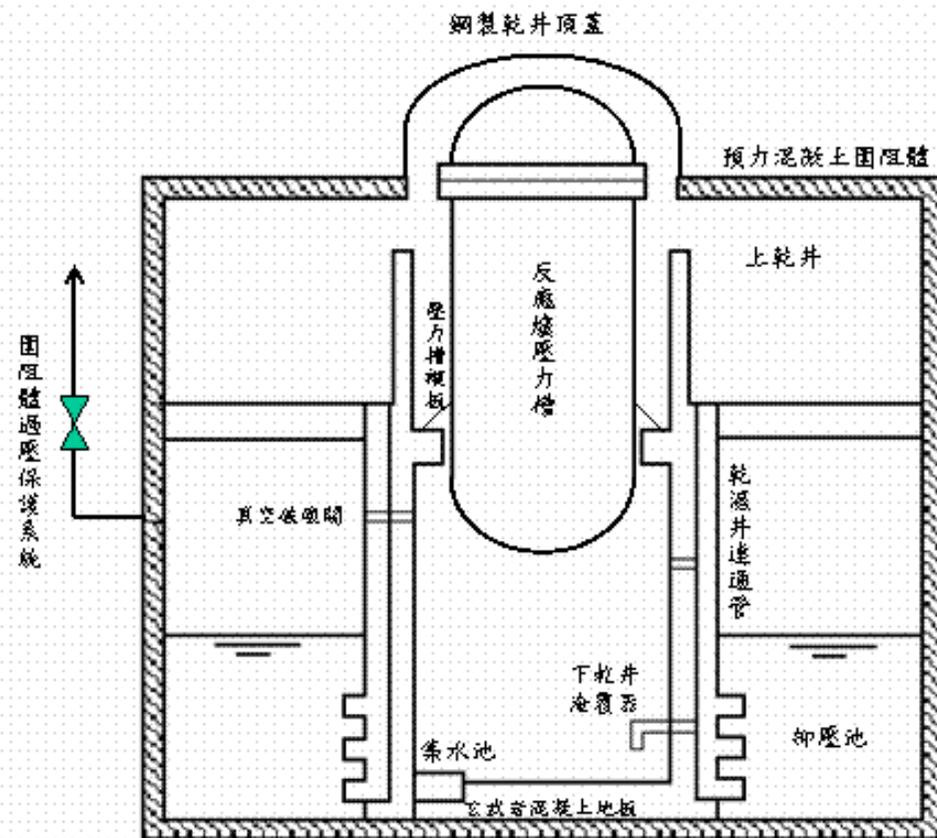


圖19.2 核四廠圍阻體設計示意圖

**表 19.1 核四廠因應嚴重核子事故之設計特性**

項次	設計特性	主要功能
1	圍阻體之惰化	使圍阻體充氮以預防氫氣燃燒或爆炸。
2	下乾井地板(lower Drywell Floor)	可提供足夠大之地板面積，以增加因 RPV 破裂而墜落的爐渣之散佈及冷卻能力，地板的材質採用犧牲式之玄武岩混凝土床座，以降低爐渣之穿越能力，並降低不凝結氣體之產生量。
3	乾井通洩管(DCV)	可提供圍阻體之降壓機制，使得在發生嚴重核子事故後，乾井中之高壓力得以排至抑壓池，而達到降壓的作用。
4	乾井底部灌水器(LDF)	當熔毀之爐心墜落至下乾井時，可熔式管塞因高熱而開啟，因而將抑壓池之冷卻水導引至下乾井，使得爐渣得以冷卻，並可減輕爐渣與混泥土地板的作用。
5	自動洩壓系統(ADS)	防止高壓熔融物排放事故，以降低圍阻體受到高壓力衝擊的機率。
6	圍阻體過壓保護系統(COPS)	在圍阻體遭受高壓之威脅時，提供排氣及洩壓的功能，以避免其完整性受到全面破壞。
7	真空破除器 (Vacuum Breaker)	確保乾井壓力高於濕井，使得事故後，乾井可順利洩壓至抑壓池，並發揮預期之刷洗功能。
8	抑壓池(Suppression Pool)	在嚴重核子事故演變的序列中，放射性物質被排放至圍阻體外之前，可先被抑壓池之池水刷洗，以降低排放量。
9	圍阻體洩水池之保護層	避免爐渣陳積在圍阻體集水池內，進而發生爐渣與集水池底部混凝土作用而危及圍阻體完整性。
10	不依賴交流電源加水系統 (ACIWA)	當事故的發生仍停留在 RPV 內時，可提供後備爐心注水之用，若當事故延伸至 RPV 之外，此系統可提供圍阻體噴灑之用，以降低圍阻體壓力。

表 19.2 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
19-1	19.3.1.1	應具備預防預期暫態未急停(ATWS)之能力	10CFR50.62 SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-2	19.3.1.2	應具備預防電廠全黑事故(SBO)之能力	10CFR50.63 SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-3	19.3.1.3	應能防止火災導致嚴重核子事故	SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-4	19.3.1.4	應具備預防系統間冷卻水流失事故(ISLOCA)之能力	SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-5	19.4.3.1	應具備緩和氫氣燃燒之影響	10CFR50.34 SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受，但在有關圍阻體因 100% 金屬與水反應所造成之壓力，FSAR 階段應進行較詳細之時變分析。
19-6	19.4.3.2	應具備冷卻爐心熔渣之能力	SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受。
19-7	19.4.3.3	應能緩和 high pressure 爐心熔融噴出之影響	SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受，但在有關圍阻體失效機率的計算方面，FSAR 階段應追蹤資料之正確性。
19-8	19.4.3.4	應具備圍阻體之排放設計	SECY-90-016	可以接受

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
			SECY-93-087	
19-9	19.4.3.5	應能緩和抑壓池旁通之影響	SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-10	19.4.3.6	應能緩和燃料與冷卻水作用之影響	SECY-93-087	可以接受
19-11	19.4.3.7	在嚴重核子事故環境下之儀器適存性	10CFR50.34 SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-12	19.4.3.8	應具備圍阻體集水池之保護	FSER (NUREG-1503)	可以接受
19-13	19.5	圍阻體能力之評估	SECY-90-016 SECY-93-087	可以接受
19-14	19.6	嚴重核子事故處理計畫	SECY-88-147 SECY-89-012	相關方案尚未列入 PSAR 中，同意台電公司之承諾，於 FSAR 階段追蹤之。
19-15	19.7	圍阻體耐壓強度分析	FSER (NUREG-1503)	相關方案尚未列入 PSAR 中，同意台電公司之承諾，於 FSAR 階段追蹤之。

**表 19.3 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
19-1	19.4.3.1	100%金屬與水反應所造成之圍阻體壓力變化	終期安全分析報告書階段
19-2	19.4.3.3	高壓爐心熔融噴出所造成之圍阻體失效機率	終期安全分析報告書階段
19-3	19.6	嚴重核子事故處理計畫	終期安全分析報告書階段
19-4	19.7	圍阻體耐壓強度分析	終期安全分析報告書階段

## 附錄 A 安全度評估

### A.1 概述

核電廠仰賴特殊安全設施之正常運作以確保其安全性，而特殊安全設施在設計上已儘可能的採用多重、多樣的原則，即使在單一設備發生故障的狀況，仍然能防止放射性物質的外釋。然而該等安全設施到底能提供反應爐多少安全保障，有必要予以量化，安全度評估是提供安全度量化的重要工具，本章之主要目的即在提供核四廠有關安全度量化的結論。

1985 年美國核能管制委員會規定凡是新設計的反應爐，在提出執照申請時，必須檢送含嚴重事故分析及對公眾安全影響分析的安全度評估報告。1988 更要求各核電廠進行「安全評估」以瞭解各核電廠對嚴重事故的應變能力，並著重爐心本體完整性和圍阻體熱移除系統的可靠度以及自動洩壓系統設計改善等方面評估。經參酌美國核管會之作法後，原能會亦首度要求台電公司於核四廠初期安全分析報告書中涵蓋安全度評估。

安全度評估為整體可靠度分析與嚴重核子事故分析之主要骨幹。藉由安全度評估找出主要影響安全項目，除了應用於整體可靠度分析外，也應用於控制室人因工程、程序書之編寫和人為可靠度之分析。本章之分析為三階層安全度評估，亦即爐心熔損機率、圍阻體失效機率和造成之廠外影響評估等三部分。採小事件樹，大故障樹之方法，分析了核四廠在運轉中以及大修停機期間，廠內及廠外事件發生時所引發的可能爐心熔損機率。廠外之事件包括地震、火災、廠區淹水與颱風等事件。停機時安全度評估則希望證明核四廠的設計距可接受安全值尚有甚大之安全餘裕，同時經由本分析找出主要影響安全項目，包括軟、硬體的組件、系統、結構、人員操作與運轉程序等，以進一步用於整體可靠度分析。

本章主要審查工作在於確認核四廠的設計能符合台電公司爐心熔損和大量輻射外釋機率的限制外，更符合美國核管會與我國原能會對核電廠設立所可能造成的個人與外界民眾風險機率增加的上限法規標準（如表 A.1）。

### A.2 審查依據

NUREG/CR-2300，”PRA Procedures Guide”

NUREG/CR-3862，”Development of Transient Initiating Event Frequencies for Use in

## PRA”

NUREG-1503 , ”ABWR Final Safety Evaluation Report”

51 FR 28044 , ”Safety Goals of the Operation of Nuclear Power Plant”

### A.3 內容引述

核四廠安全度評估報告指出：核四廠總爐心熔損機率為每反應爐年  $3.45 \times 10^{-6}$  次由廠內事件及廠外事件所構成，詳細資料如表 A.2 所述，其中以地震對爐心熔損機率所佔比例最大，約為 91%。

#### A.3.1 運轉時安全度評估

##### A.3.1.1 廠內事件

核四廠安全度評估對有可能造成爐心熔損的異常事件，經過篩選、確認及分類後共發展出 12 類肇始事件，如下所述。其中後四類事件，係由前八類事件和一安全系統失效所導致。

- 反應爐停機
- 非隔離事件（如汽機跳脫）
- 隔離事件（如主蒸汽隔離閥關閉）
- 洩放閥不經意開啟
- 喪失外電
- 小口徑喪失爐水事故
- 中口徑喪失爐水事故
- 大口徑喪失爐水事故
- 廠區全黑
- 非隔離之預期暫態未急停事件
- 隔離之預期暫態未急停事件
- 喪失外電之預期暫態未急停事件

上述所有事件約佔總爐心熔損機率的 10%，其中喪失外電事件佔所有廠內事件的 68%，為最主要之肇始事件，而主冷凝器隔離事件佔 23% 次之。

核四廠引起爐心熔損之廠內事件的前 10 項事故序列，共佔爐心熔損機率的 47%，主要由喪失外電、喪失飼水/隔離事件及中口徑喪失爐水事件等三類肇始事件所引起。最重要之事故序列為：一隔離之喪失飼水事件，因 RBCW 或 RBSW 共因失效導致所有熱

移除能力喪失，同時亦無法由主冷凝器移除熱量。此事故序列約佔爐心熔損機率的 17%。其次之事故序列：一喪失外電事件超過 8 小時導致 RCIC 系統失效，且 RBSW 或 RBCW 共因失效導致所有安全注水功能喪失。此事件序列約佔 9%。

#### A.3.1.2 廠外事件

核四廠對廠外事件所進行之安全度評估，分為定性和定量二種。定性分析主要在選取需要評估的事件和系統，並排除可忽略項目。定量分析則著重於爐心熔損的風險。經過評估篩選後，地震、火災、廠內淹水及颱風為構成對爐心熔損機率較具影響的廠外事件。

##### 1. 地震

如表 A.2 所載，地震所造成的爐心熔損機率為每反應爐年  $3.14 \times 10^{-6}$  次，佔總爐心熔損機率的 91%。而地震所引起的爐心熔損機率則是：SBO 81%，ATWS 14%，其他事件為 5%。其重要的前五項事故序列依序為：

###### . 序列一

RBSW 失效，RCIC 可連續運轉 8 小時，替代柴油機成功供電至直流匯流排，但操作員未能手動佈置 ACIWA 系統，使之作用。

###### . 序列二

地震導致直流電源完全喪失。

###### . 序列三

如序列一，RBSW 系統故障，但 RCIC 啟動失敗，ACIWA 運轉一段時間後失效。

###### . 序列四

喪失外電和交流匯流排，RCIC 成功運轉 8 小時，但 ACIWA 系統因運轉員疏忽或硬體故障而失效。

###### . 序列五

喪失外電，接著機組無法急停，但緊要交流電源可用。

##### 2. 火災

經由定性篩選分析，對爐心熔損機率而言，僅有三組建物屬於「重要火災區域」：反應爐廠房/控制廠房/進水口建物、汽機廠房及控制室。其爐心熔損機率如表 A.3，其中第 I, II 及 III 區之差異在於假設第 I 區為待機，第 II 區為運轉中，第 III

區則因處於維護中而不可用。

### 3. 廠區淹水

除了汽機廠房、控制廠房和反應爐廠房外，其他廠房因在淹水狀況下，亦不致於損傷防止爐心熔損所需之設備，因此並不列入評估中。其爐心熔損機率分佈如表 A.4。

### 4. 颱風

颱風之評估係根據廠址的颱風損害曲線及廠外輸配電網路耐受性進行評估，其爐心熔損機率為每反應爐年  $6.3 \times 10^{-10}$  次。

#### A.3.2 停機時安全度評估

核四廠停機時安全度評估係指機組處於熱停機、冷停機及大修期間，各類廠內及廠外事件所造成的爐心熔損機率。經評估，總停機爐心熔損機率為每反應爐年  $8.3 \times 10^{-9}$  次，詳細分佈如表 A.5。其中最主要的事故序列為：

機組處於冷停機，喪失外電及所有緊急柴油機 4 小時內無法恢復，但直流電源可用使 RPV 得以降壓，以允許低壓力之注水可用，不過 ACIWA 系統卻因硬體故障或操作員疏失，導致不可用。

#### A.3.3 二階層安全度評估

一旦核電廠發生爐心熔損，只要圍阻體保持完整即可有效防止放射性物質外釋。即使圍阻體完整性失效亦不代表所有放射性物質均會外釋到外界環境，仍須進行輻射源項評估，依放射性物質的種類、數量、外釋發生的時間及外釋時之能量加以計算。

評估結果顯示：約 84% (機率值為  $1.9E-7$ ) 的爐心熔損事件，放射性物質廠內事件之仍將侷限在 RPV 或圍阻體內。約 13% ( $2.8E-8$ ) 之爐心熔損事件將因圍阻體過壓保護系統之設計，使得放射性物質之外釋發生時間拉長，且能量較低。

#### A.3.4 三階層安全度評估

利用二階層分析結果，透過放射性物質在大氣中傳播與擴散的計算，可估算電廠附近居民在事故中所接受的劑量，進而可得到核電廠對民眾所造成傷害的風險。核四廠三階層安全度評估結果如表 A.6 所示。

#### A.4 審查結論

1. 傳統之沸水式核電廠之爐心熔損機率限值為每反應爐年  $10^{-4}$  次，鑑於對核能安全的要求日趨嚴格，核四廠採用進步型沸水式核電廠設計，並將爐心熔損機率之限值訂為  $10^{-5}$  次。核四廠經過完整安全度評估後，各項風險機率均遠小於限值，可以接受。
2. 對安全度評估而言，肇始事件篩選的完整性，攸關重大，影響深遠。核四廠廠內事件採用美國核管會之 NUREG/CR-2300 之頂層邏輯模式，將機組事故分析報告及過去沸水式核電廠之安全度評估結果中之各種暫態事件均納入篩選，並且將篩選結果和 NUREG/CR-3862 之暫態事件進行比對和分類。在肇始事件完整性方面應已相當完整，可以接受。
3. 造成爐心熔損之廠外事件，分析了地震、火災、廠區淹水及颱風等事件，但未包括海嘯事件。海嘯對核電廠之影響有二，當其凹陷時，可能威脅最終熱沉，突升時將造成淹水。案經評估：突升時，核四廠地面高於平均水平面 12 米，而海嘯所造成之最大淹水高度為 11.35 米，因此核四廠仍有 0.65 米之餘裕。凹陷時，海嘯造成之海水位低陷達 7.5 米，加上廠址所在之最低潮位為 1.18 米，整個最大低陷達 8.68 米。根據核四廠 PSAR 9.2.5.1 指出最終熱沉之設計，須能滿足海嘯事件。因此廠外事件之肇始事件刪除海嘯一項，可以接受，唯最終熱沉之詳細設計仍須加以關切。
4. 根據以往沸水式核電廠安全度評估結果，廠內事件對爐心熔損之比重均高於廠外事件，而核四廠則由地震事件佔 91%。究其原因為：
  - (1) 增加電動微動控制棒驅動機構。
  - (2) 減少再循環泵之管路。
  - (3) 控制邏輯改為四選二，允許一控道進行測試。
  - (4) 增加注水系統之能量(3 串)。
  - (5) 提昇 RCIC 系統功能。
  - (6) 110% 容量之汽機旁通設計。
  - (7) 增加替代柴油機。
  - (8) 增加消防水泵補水入爐心系統。

同時，由於上述設計改善，亦使得廠內事件中共同失效之比重提高，如 RBSW 及 RBCW 之共同失效即為明證。

5. 喪失外電事件佔廠內事件所引起之爐心熔損機率的 68%，因此柴油機之共因失效顯得相當重要，核四廠計劃中之替代柴油機若採用不同於原柴油機之製造廠商、支援系統、動力方式及維護程序，將可使爐心熔損機率由  $2.3E-6$  降至  $2.3E-7$ 。鑑於此，有必要將核四廠計劃中之替代柴油機之設計、採購加以追蹤，以避免核四廠之爐心熔損機率提高。
  
6. 運轉員於電廠全黑後，可使用消防泵補水入爐心。此項動作之失效機率在廠內與地震事件對爐心熔損機率值有重大影響。因發生電廠全黑後，若 RCIC 失效，則仰賴運轉員佈置消防水注入爐心以避免熔損。根據評估資料，在全黑後若 RCIC 立即失效，則運轉員失誤率為 1.0，其主要原因為允許時間不足。若全黑後 RCIC 持續運轉 8 小時後，因爐內蒸汽壓力不足而失效，或全黑 RCIC 成功運轉但有一釋壓閥卡在開啟位置時，則運轉員失誤率為 0.06。詳閱其評估過程均假設訓練充分、程序書清晰、心理壓力適中、環境因素良好。此項假設在廠內事件或稱合宜，但若地震規模足以造成電廠全黑時，其對運轉員之衝擊應屬強烈，在高壓力下犯錯機率可能倍增，且照明及至現場通路應比一般情況惡劣許多，台電公司應再加以考量。

**表 A.1 核四廠風險限值**

風 險 項 目	限 值
爐心熔損機率	1.0E-5
大量外釋機率	1.0E-6
個人風險	3.9E-7
社會風險	2.0E-6

**表 A.2 核四廠爐心熔損機率之分佈**

	功 率 運 轉 時	停 機 時
廠內事件	2.25E-7	1.E-9
廠外事件		
地震	3.14E-6	6.8E-9
火災	6.14E-8	<1.E-0
廠區淹水	2.3E-8	5.2E-10
颱風	6.3E-10	<1.E-10
合計	3.45E-6	8.3E-9

**表 A.3 火災引起之爐心熔損機率分佈**

位 置	爐 心 熔 損 機 率
開關箱廠房	2.05E-8
汽機廠房	2.08E-8
控制室	3.93E-9
第二區	7.26E-9
第三區	6.30E-9
第一區	2.57E-9

**表 A.4 廠區淹水爐心熔損機率分佈**

廠 房	全功率運轉	停 機 時
汽機	3.7E-9	1.9E-11
控制	1.1E-8	<1.0E-12
反應爐	8.5E-9	5.0E-10
合計	2.3E-8	5.2E-10

**表 A.5 停機時爐心熔損機率分佈**

事 件	爐心熔損機率
喪失餘熱移除系統	2.7E-12
喪失外電	8.1E-10
喪失廠用海水	5.5E-12
喪失交流電匯流排	3.3E-11
洩水	1.8E-10
喪失爐水	1.3E-11
廠內事件小計	1.0E-09
地震	6.8E-09
火災	1.2E-11
淹水	5.2E-10
合計	8.3E-09

**表 A.6 災後分析結果**

結果	目標值	廠外	廠內	停機時	合計
個人風險	$<3.9 \times 10^{-7}$	$4.3 \times 10^{-11}$	$4.9 \times 10^{-13}$	$4.7 \times 10^{-11}$	$4.7 \times 10^{-11}$
社會風險	$<2.0 \times 10^{-6}$	$1.3 \times 10^{-10}$	$4.9 \times 10^{-12}$	$4.0 \times 10^{-12}$	$1.3 \times 10^{-10}$
大量外釋機率	$<1.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-7}$	$2.0 \times 10^{-8}$	$8.1 \times 10^{-9}$	$5.3 \times 10^{-7}$

表 A.7 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
A-1	A.6	電廠各項風險限值	51 FR 28044	可以接受
A-2	A.10	肇始事件之篩選、分類	NUREG/CR-2300 NUREG/CR-3862	可以接受
A-3	A.11	海嘯事件之定性分析	不適用	終極熱沉之細部設計應於終期安全分析報告書階段追蹤
A-4	A.10	運轉員於電廠全黑後佈置消防泵補水入爐心失誤率之評估	不適用	在地震引起之情況，失誤率應加以提昇
A-5	A.11	替代柴油機對爐心熔損機率之影響	不適用	應對替代柴油機之設計、採購加以關切

**表 A.8 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
A-1	A.6	最終熱沉之設計能否滿足海嘯需求	終期安全分析報告書階段
A-2	A.10	運轉員於電廠全黑後佈置消防泵補水入爐心失誤率之評估	終期安全分析報告書階段
A-3	A.11	替代柴油機設計及採購	終期安全分析報告書階段

## 附錄 B 整體可靠度分析

### 概述

核電廠之可靠度係指機組運轉之安全性和可靠程度達到某種標準者稱之，而整體可靠度分析則是一種分析方法，用以分析核電廠運轉之可靠度是否滿足需求。本附錄旨在說明核四廠整體可靠度分析的方法，確認電廠由設計、採購階段到計畫完成，都持續在此一分析架構下進行，以符合核四廠整體可靠度之目標（如爐心熔損機率小於  $10^{-5}$ ，跳機頻度每年少於 1 次等）。核四廠開始運轉後並將以此系統架構為骨幹，發展以可靠度為基準之配套預防維護制度，使電廠之營運均能維持在預定的可靠度目標值內。

核四廠整體可靠度分析係使用安全度評估方法，找出影響電廠安全性和電廠可用率之結構、系統和組件，並將這些結構、系統和組件定為高風險影響設備，利用既有核電廠過去之運轉經驗或故障樹，分析其故障模式，再依此故障模式尋求預防維護之道，以建立完善的維護制度。鑑於此類可靠度分析，除了分析硬體設計外，另外軟體配套措施，如緊急操作程序書、運轉規範規定、設備故障後維修所需時間等因素對硬體設計之影響亦極重要，況且在建廠過程中，因應實際施工需求，仍有可能導致設計的修改，因此，在初期安全分析報告書階段，本附錄之審查重點將著重於整體可靠度分析、高風險影響設備之選取、設備故障分析模式，以及針對故障模式之維護對策等方法之完整與假設條件是否合理等方面。

### 審查依據

民國八十一年五月一日，原能會向立法院提出「原能會對核能四廠之加強管制措施」報告，報告中說明：「申請建廠執照前，應完成整體可靠性分析，並提出一套有效的設備維修方案」。

### 審查內容引述

核能機組之整體可靠度分析方案，須涵蓋所有對爐心熔損機率、緊急爐心冷卻系統及供電可用率有顯著影響之結構、系統及組件，從設計、採購及維護各方面加以改善，以符合電廠預定之可靠度目標。因此整體可靠度分析方案，可分為機組營運可靠度目標值與分析模式等兩部份。

### B.3.1 機組營運可靠度目標值

為了達成預期可靠度，訂量化之目標值是最切合實際的方法。台電公司在核四廠之招標規範（NO.874 - MS - 001 - 1）之附錄 A1 乙章第六節敘明各項目標值：

1. 爐心熔損機率：每反應器年少於  $10^{-5}$  次。
2. 反應爐急停頻度：每年應少於 1 次。
3. 供電可用率：年度平均供電可用率應高於 87%。
4. 強迫解聯：每年應不超過 5 天。
5. 燃料更換使用時限：在 24 小時連續工作下應少於 17 天。
6. 大修使用時限：若燃料週期為 12 個月則大修者應不超過 34 天，若為 18 個月燃料週期者應不超過 55 天。
7. 重大設備檢修之停機：每 10 年不應超過 180 天。

### B.3.2 分析模式

#### 1. 建構量化的整體可靠度

核能機組首重安全，因此分析方法必須使用標準化的模式為之，如美國核管會已核准者或工業界常規者。核四廠整體可靠度分析，即是使用美國 NUREG/CR-2300「安全度評估程序書導則」為主要方法，篩選出顯著影響爐心熔損機率、緊急爐心冷卻系統功能及供電可用率相關之結構、系統及組件。並佐以招標規範之爐心熔損機率、反應爐急停頻度、強迫解聯及大修之各項目標值，建構量化的整體可靠度。

#### 2. 高風險影響設備之故障模式分析及維護

建構完成量化的整體可靠度系統後，必須進一步，對構成系統的各項高風險影響設備進行故障模式分析與執行預防維護，方能確保整體可靠度的達成。

在故障模式分析上，核四廠採用工業經驗與分析模式雙軌的方式。先行蒐集已被認可之工業界各種設備故障歷史資料，建立完整資料庫，然後將核四廠分析得到的高風險影響設備和資料庫進行比對，以確立設備之故障模式。倘若資料庫無法確立高風險影響設備之故障模式，則再使用故障樹及故障模式與影響分析(FMEA)之方法以確立故障模式和維護方法。確立故障模式後，設備必須在合理的成本效益下進行適切的預防維護保養，其預防維護方式主要考慮設備運轉狀況、使用期限及運轉狀況監測等因素。

## 審查結論

- 1.傳統核能電廠之反應爐爐心熔損機率為每反應爐年應少於  $10^{-4}$  次，隨著核能工業技術的提昇，核能安全的要求日益嚴格，核四廠之反應爐爐心熔損機率限值降低為每反應爐年應少於  $10^{-5}$  次，並由安全度評估專章進行分析，確信可以達到  $10^{-5}$  之目標。
- 2.根據世界核能發電運轉協會(WANO)之反應爐急停的定義，審視美國運轉中之沸水式核能機組自一九九 一至一九九五年之反應爐急停次數分別為：1.6、1.3、1.8、1.0、0.8 及 0.8。從美國沸水式核能機組之運轉紀錄推估核四廠反應爐急停頻度訂為每年少於 1 次，應屬合理，而且核四廠有：
  - (1)110%的汽機旁通容量；應可減少由汽機系統所引發的跳機。
  - (2)四選二儀控邏輯，可避免控道測試時之人為疏失。
  - (3)使用改良型運轉規範，降低設備、系統之定期測試週期。等三項設計，可大幅降低反應爐急停之可能。因此反應爐急停頻度之目標不難達成。
- 3.機組大修工作時程的控制，除了維護設備數量、人力資源及技術外，尚須考慮運轉規範對機組安全所做的必要限制，因此大修排程的管理，決定了時程的長短。依核能工業界的經驗顯示：燃料更換作業、柴油機維修及餘熱移除系統之維修是整個排程的關鍵作業。核四廠初期安全分析報告中，以美國進步型沸水式電廠 24 個月之燃料周期的標準大修排程進行規劃，若採部分燃料裝填方式(872 根燃料束更換 34%，其餘執行燃料挪移)需時 33.5 天，若將燃料裝填方式改為全部爐心外移則需時 40.7 天。同時在緊要柴油機方面，核四廠比美國進步型沸水式機組，更增設一部替代柴油機，使得柴油機維修作業可以在機組運轉中進行，且燃料更換周期為 18 個月，在燃料束更換數目、再循環泵維修數，及 SRM、LPRM 之更換數目等，每次大修數目上均較傳統沸水式機組少。因此在 18 個月燃料周期下，55 天的大修時程目標，可以符合。
- 4.強迫解聯可分為機組正常運轉所必須之系統及設備，和運轉規範規定必須可用之設備二部分，當這些設備無法發揮功能時機組必須解聯維修。而後者基本上除了運轉中不可進入維修之設備(如圍阻體內)，運轉規範均會給予一定的修復時限，因此影響較小。在分析報告中，核四廠係先篩選出相關之系統及設備後，再利用故障樹分析方法及工業界設備故障之一般數據進行評估。評估結果顯示每年將有 5.6 天的強迫解聯，此數值略大於目標值 5 天。雖然其原因可能係採用數據的準確度和未來核四廠之運轉實績可能有相當的誤差，但仍應加以注意。台電公司應提出一套機制，以敘明在機組運轉後，可靠度的目標值無法達成時所應有的對策。

5. 整體可靠度之分析方法係採用美國 NUREG/CR-2300 之安全度評估方法進行，同時亦考慮到設計規定、緊急程序書導則、核能機組運轉經驗、設備故障維修需時、技術規範規定及維護要求等各項可能影響因素，大體而言，在分析方法上可以接受。
6. 建構完成之整體可靠度方案，由目標值、分析模式、及相關之數據、資料等整套機制，如何確保一致地執行於運轉階段，使未來核四廠運轉於此一整體可靠度架構下。在分析報告中已說明將在第 17 章品質保證方案第 3 節建立此一移轉機制。

核四廠之整體可靠度分析執行架構，可以接受，然應追蹤下列事項：

1. 建構完成之量化整體可靠度方案，除了計畫周詳、分析完整外，為確保機組運轉後，均能完全符合各項可靠度目標值，台電公司應提出一套機制，敘明當機組運轉後，未能達成目標值時，所應採取之對策。
2. 設計階段之整體可靠度方案，如何完整、有效地移轉至運轉階段，雖然已在初期安全分析報告書第 17 章品質保證方案第 3 節中建立此一移轉機制，但仍應列入追蹤事項，逐一確認，俾便機組完整地運轉在整體可靠度架構下。

**表 B.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
B-1	B.2.1.1	爐心熔損機率	不適用	可以接受
B-2	B.2.1.4	反應爐急停頻度	工程判斷	可以接受
B-3	B.2.2.4	大修工期	工程判斷	可以接受
B-4	B.4.2.1	強迫解聯每年 5.6 天略大於目標值	不適用	待核四廠之運轉實績表現，再予以評估
B-5	B.3	整體可靠度之分析方法	NUREG/ CR-2300	可以接受
B-6	B.5	設計階段整體可靠度移轉至運轉階段	NUREG-1503	列入終期安全分析報告階段追蹤事項

**表 B.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
B-1	B.4.2.1	強迫解聯每年 5.6 天略大於目標值 5 天	終期安全分析報告書階段
B-2	B.5	設計階段整體可靠度移轉至運轉階段	終期安全分析報告書階段

## 附錄 C 緊急計畫

### C.1 概述

本附錄旨在要求台電公司就核四廠核子事故緊急應變相關事宜，預為妥善規劃、分析，以期提升緊急應變能力。主要內容包括：緊急計畫概述、緊急計畫區、廠內外緊急應變組織之編組與權責分工、輻射防護、民眾防護行動、緊急醫療救護、訓練計畫、緊急計畫區疏散分析、疏散及實施各項民眾防護行動之障礙及解決方案、輻射偵測與劑量評估、緊急應變作業場所及緊急應變經驗回饋等。

審查主要參考依據包括：原子能法施行細則、核子事故緊急應變計畫、核子事故防護行動指引、「核能電廠初期安全分析報告緊急應變計畫審查導則」、美國聯想法規 10 CFR PART 50.47 及 APPE、美國核管會技術報告 NUREG-0696、NUREG-0737、NUREG-0800、NUREG-1503 及法規指引 RG 1.70、「核四廠環境影響評估報告」審查報告、台電公司「核能電廠緊急計畫準則」、台電公司「核四廠環境影響評估報告」、「核四廠環境影響評估報告」審查結果台電公司執行說明之補充資料、全國核子事故處理委員會「核能電廠緊急應變計畫作業程序書」等。

台電公司除就上述重點提出規劃內容外，並依照審查意見重整本附錄之撰寫架構，同時補充具體說明，使未來參與緊急計畫的相關人員能參考本附錄，迅速掌握計畫整體架構與精神，提升緊急應變能力。

### C.2 事故分類及緊急計畫區說明

#### C.2.1 緊急事故分類

依「核子事故緊急應變計畫」規定，核電廠可能發生之緊急情況分成四類：(1)第一類緊急事故 異常事件，(2)第二類緊急事故 緊急戒備，(3)第三類緊急事故 廠區緊急事故，(4)第四類緊急事故 全面緊急事故。台電公司應據以訂定各類事故之判定準則。

本節有關事故類別判定，台電公司已參照美國核能管制委員會(NRC)出版之 NUREG-0654 及原能會規定之事故宣佈的數值標準，針對事故特性

及其演變與事故歸類範例等，提出四種判斷事故分類的方法：(1)NUREG-0654 判斷法(2)現況儀表指示判斷法(3)事故特性檢索判斷法(4)事故範例判斷法，並附有事故範例檢索說明，至於事故類別判定有關之部分設定值，如：高輻射限值、輻射外釋限值、反應爐水洩漏量、蒸汽管路洩漏量、燃料護套破損程度等限值，台電公司承諾將於終期安全分析報告書(以下簡稱 FSAR)中，明確訂定。(追蹤事項 C-1)

### C.2.2 緊急計畫區之說明

緊急計畫區範圍之評估與訂定，須考量核電廠可能發生之事故、電廠周圍之人口分佈、交通狀況、氣象條件、以及人員防護行動等重要因素。若能在緊急計畫區範圍內預先有效的規劃及執行民眾防護措施，並定期加以演練，一旦發生核子事故時，將可據此大量減少輻射傷害，使民眾安全多一分保障。

依核能研究所於八十二年參考美國相關準則及評估程式，計算分析結果，我國核一、二、三廠之緊急計畫區範圍分別為三 六公里、四 六公里、四 四公里，為求保守一致，原能會乃統一訂定核一、二、三廠之緊急計畫區為反應器周圍半徑五公里內之區域。

依據核四廠初期安全分析報告，其爐心融毀機率為  $3.45 \times 10^{-6}$ /年，相較於現行運轉中的核電廠，其安全度已提昇 5~10 倍。因此，台電公司比照現有核一、二、三廠緊急計畫區範圍，暫訂以核四廠反應器為中心，周圍五公里半徑為緊急計畫區範圍，俾先期進行規劃各項緊急應變整備作業之作法，可以接受。

目前，全國核子事故處理委員會(以下簡稱全委會)已委請核能研究所進行「核四廠緊急應變計畫區評估」專案研究，該研究中所採用之緊急計畫區範圍評估準則，其標準為(1)緊急計畫區外，全身劑量大於 0.1 西弗的機率小於  $3 \times 10^{-5}$ /年，(2)緊急計畫區外，全身劑量大於 2 西弗的機率小於  $3 \times 10^{-6}$ /年，(3)個人風險度之安全目標為  $6.50 \times 10^{-7}$ /年，(4)社會風險度之安全目標為  $2.17 \times 10^{-6}$ /年，此標準與核一、二、三廠所採用之評估準則大致相同。原能會將參考該研究結果，審慎訂定核四廠緊急計畫區範圍。屆時，台電公司應再據以修正、更新所需相關調查數據，並補充規劃必須之緊急應變措施。

### C.3 緊急應變組織

#### C.3.1 緊急應變組織之編組與權責分工

依「台電公司核能電廠緊急計畫準則」，台電公司緊急應變組織包括設於台電總管理處的「核能電廠緊急計畫執行委員會」(以下簡稱緊執會)及核能電廠之「緊急控制大隊」。緊執會統籌指揮協調核能電廠廠內之應變行動與廠外緊急應變行動之配合，其下設有相關緊急工作組；核能電廠之緊急控制大隊，下設九個工作隊組，分別負責緊急技術支援、緊急民眾諮詢、緊急運轉支援、緊急再入搶修、緊急後勤供應、緊急消防保安、緊急輻射偵測及緊急救護去污等緊急應變工作。

本節台電公司就緊執會及核四廠緊急控制大隊之編組與任務說明，符合該公司「核能電廠緊急計畫準則」規定，可以接受。

依據八十三年三月行政院核准修訂之「核子事故緊急應變計畫」，全委會為執行核子事故緊急應變計畫之決策單位，為有效執行各項應變措施，全委會下設近廠指揮協調中心、救災中心、支援中心、新聞發布室、作業執行室與稽查考核室，負責平時規劃準備及事故發生時之應變行動，有關全委會及各中心室之組成與任務，均依現行「核子事故緊急應變計畫」規定辦理，可以接受。

#### C.3.2 廠外緊急應變組織支援協定

有關緊急醫療支援方面，台電公司已分別委託榮民總醫院及國防醫學院設置「輻射傷害防治中心」，可提供核四廠緊急醫療支援。如有輻射傷患時，將由三總核子醫學部派駐核四廠醫師先作初步急救後，再送至「輻射傷害防治中心」救治。台電公司承諾於 FSAR 具體提出簽約醫院(例如三總)對台電核四廠提供緊急醫療照護與輻傷救護措施之承諾書(或合約)，以及簽約醫院與核四廠之相對地理位置圖。(追蹤事項 C-2)

台電公司並依據「行政院公安檢查輔導團」建議，訂定「核能電廠與鄰近地區消防單位演練實施辦法」。依據該辦法，核四廠可經由台北縣消防局確定鄰近消防單位後，遇有事故可直接連繫請求支援。

## C.4 緊急應變組織作業場所與設備

### C.4.1 廠內各緊急應變組織作業場所設置說明

廠內緊急應變組織作業場所係執行各項緊急應變行動不可或缺之場所。核能電廠在建廠前即應針對各應變組織所肩負任務之特性，分別依其作業人員、輻射防護、事故評估、事故處理、通訊能力等需求，明確規劃各應變組織作業場所之設置地點與空間大小。核四廠 PSAR 中有關各緊急應變組織作業場所之設置，符合各作業場所之各項功能需求，可以接受。有關本節各緊急應變作業場所設置事宜，將於建廠期間進行追蹤查證辦理情形。(追蹤事項 C-3)

為強化緊急通訊能力，台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前，增設與提升緊急通訊設施之硬體裝備。(追蹤事項 C-4)

為確實發揮緊急應變功能，緊急應變設施數據系統應具備即時顯示重要安全系統數據、廠區輻射劑量及氣象等資訊，以供相關人員了解電廠運轉狀況。本節有關緊急應變設施數據系統之功能、資料內容、數據儲存能力、可靠性與可用率、數據之核驗等說明，符合美國核管會 NUREG-0696 規定，可以接受。

### C.4.2 近廠指揮協調中心設置說明

近廠指揮協調中心(以下簡稱近指中心)係全委會所設任務編組之一，主要負責輻射偵測管制、事故影響評估、民眾防護等相關事宜。本節有關近指中心任務分工說明，符合行政院頒布之「核子事故緊急應變計畫」規定，可以接受。

近指中心係廠外各緊急應變組織之中樞，亦為各項民眾防護行動之技術核心，其作業場所應妥慎規劃。為確保各類事故時，應變人員能順利執行各項應變工作，以發揮既定功能，近指中心如設於緊急計畫區內，即應於緊急計畫區外指定後備場所，以因應事故惡化時，近指中心人員能即時移駐後備場所，持續作業。本節台電公司就近指中心場所大小及空間配置、通訊設備、評估及監測設施等規劃，符合要求。台電公司亦規劃設置近指

中心於放射試驗室核四工作隊旁之建築物內，另將於緊急計畫區外設置後備場所。台電公司並承諾於核四廠第一部機組燃料裝填前完成近指中心的設置，相關設置事宜之辦理情形將於建廠期間進行追蹤查證（追蹤事項 C-5）

## **C.5 緊急應變行動**

### **C.5.1 緊急通知動員時機與作業流程**

廠內緊急應變組織的通知時機與動員作業，目前僅作原則性之扼要說明，有關負責通知之單位與人員、通知時機與內容等作業細節資料、台電公司承諾將於核四廠緊急計畫程序書中明確訂定，並於第一部機組燃料裝填前完成。（追蹤事項 C-6）

廠外緊急應變組織之動員原則，係根據事故狀況依序動員全委會所屬新聞發布室、近指中心、救災中心、支援中心，採行各項應變行動。本節有關廠外緊急應變組織動員時機與流程之說明，符合「核子事故緊急應變計畫」及全委會「核能電廠緊急應變計畫作業程序書」相關規定，可以接受。

### **C.5.2 通知各緊急應變組織及民眾所用方法與時間**

事故時，各緊急應變組織間之通知方式，主要以電信局電話線路為主，核四廠與台電公司總管理處間還可以微波及電腦網路，進行聯繫；而對於民眾之通知，則以民眾預警系統、廣播車、電視及收音機廣播等方式，適時傳達正確訊息。台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前完成民眾預警系統之建立。（追蹤事項 C-7）

### **C.5.3 事故期間各項資訊傳遞**

台電公司與核四廠應擬訂緊急事故期間與其他應變單位間之通訊計畫，包括通訊方法、對象及平時之測試計畫等。本節台電公司就各項資訊傳遞流程，已有原則性敘述，其詳細作業細節，台電公司承諾將於第一部機組燃料裝填前納入「核四廠緊急計畫相關程序書」補充說明，有關核四廠與地方政府間之資訊傳遞作業亦應納入前述程序中加以說明。（追蹤事項 C-8）

#### **C.5.4 廠內外輻射影響程度評估設備、系統與方法**

本節針對緊急事故時廠內外輻射影響程度評估設備、系統與方法提出摘要說明，做為核子事故發生時預先評估因輻射外釋所造成之環境及民眾可能接受到之輻射劑量，提供決策者參考之用。

本項評估結合輻射評估及地形、氣象等因子，依氣象理論模式之不同擴散技術，發展 PADES 快速劑量評估系統與 RAPTAD 高階三維地形氣象劑量擴散系統，配合氣象、風場射源排放等資料，可分別顯像出下風向三維空間輻射雲團之擴散變化，進行劑量估算，可以滿足劑量評估作業之要求。

#### **C.5.5 應用即時氣象資訊評估廠內外劑量分佈**

台電公司已於本節說明核四廠意外事故簡易預測環境輻射測量準則，分別利用對應之圖表及計算模式，估算由放射性惰性氣體造成之體外及甲狀腺曝露劑量率；惟有關即時氣象資訊之蒐集，應參照「核能電廠初期安全分析報告緊急應變計畫審查導則」，於 FSAR 階段研擬具體計畫。(追蹤事項 C-9)

#### **C.5.6 緊急計畫區內輻射偵測隊派遣說明**

核子事故發生時，為確實掌握輻射外釋情況，權責單位需即時派出輻射偵測隊，進行各項輻射偵測、管制及輻射可能影響範圍評估等事宜，以提供民眾防護行動決策參考。本節台電公司就輻射偵測隊任務、人力、設備及作業方法等之說明，符合「核子事故緊急應變計畫」及全委會「核能電廠緊急應變計畫作業程序書」相關規定，可以接受。

C.5.6.5 節有關輻射偵測路線及偵測點，台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前完成規劃。(追蹤事項 C-10)

#### **C.5.7 廠內技術支援中心與近廠指揮協調中心在訊息評估、輻防建議及民眾訊息傳遞之任務說明**

廠內技術支援中心於事故發生後，須定時提供近指中心有關輻射外釋情形、電廠機組狀況、事故演變趨勢等資料，再由近指中心就所蒐集之各項資料，進行事故影響範圍及民眾劑量之評估，並依評估結果，提出民眾防護行動建議，陳報全委會並適時通知民眾。本節任務說明符合緊急應變作業要求，可以接受。

台電公司承諾於 FSAR 階段，依當時國內外科技發展趨勢，評估建立一套整合機組狀況、劑量分佈、氣象條件、交通狀況、預估劑量等資訊且適合核四廠之電腦軟體，以供全委會決策參考。(追蹤事項 C-11)

### **C.5.8 廠內輻射防護措施**

本節台電公司對於廠內輻射防護相關措施，例如輻射監測、污染偵測及人員劑量管制、緊急工作人員之曝露限制、防護藥劑與設備、人員疏散等事宜，均有適當規劃，可以接受。

### **C.5.9 廠外民眾防護措施**

核子事故發生時，為減輕事故對民眾所造成之影響，應即時依據事故狀況採行必要之民眾防護相關措施，例如民眾通知、掩蔽或疏散、輻射偵測管制、除污、服用碘化鉀藥劑、地區進出管制、飲水及食物管制等，以保護民眾安全與健康。本節有關民眾防護措施之說明，符合要求，可以接受。

### **C.5.10 緊急計畫區不同區域之訪客與居民疏散時間分析**

依據緊急計畫區內人口、訪客、道路、交通狀況、氣象等資料，進行民眾疏散分析，係爾後規劃民眾疏散作業之重要準備工作。此項分析結果，可提供權責單位據以規劃最佳之集結點、收容站、疏散道路等，使疏散作業更為迅速、有效。

有關民眾疏散分析之執行，台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前二年先行完成第一階段工作，包括核四廠緊急計畫區內人口分佈等調查與統計分析，第二階段並已協調由全委會作業執行室進行建立有效之路網分析模式，全案將於第一部機組燃料裝填前半年完成。本案台電公司承諾之時

程可以接受，惟有關疏散分析事宜應參照「核能電廠初期安全分析報告緊急應變計畫審查導則」進行。本案將於建廠期間追蹤其辦理情形。(追蹤事項 C-12)

#### **C.5.11 疏散及實施各項民眾防護行動之障礙及解決方案**

本節旨在解決民眾疏散作業可能遭遇之障礙，使疏散作業更為迅速、有效，因此，應針對 C.5.10 節實際分析結果，考量各項可能之障礙，並提供適切之解決方案。台電公司於 C.5.10 節已承諾分階段執行必要之調查並建立有效之路網分析模式，惟應參照「核能電廠初期安全分析報告緊急應變計畫審查導則」進行各項障礙分析並研提解決方案。本案將於建廠期間一併追蹤。(追蹤事項 C-13)

有關民眾集結點之位置，台電公司承諾將於第一部機組燃料裝填前明確標定。(追蹤事項 C-14)

#### **C.5.12 廠內緊急醫療救護除污與傷患送醫措施**

核四廠廠房內設有醫務室，聘有駐廠醫師、護士，並備有相關之設備與能力，緊急事故時，可對廠內人員實施初步傷患急救與除污措施。

傷患或污染情況嚴重者，若非核四廠能力所能處理，隨即送往廠外支援醫院處理。台電公司已分別委託榮民總醫院及國防醫學院設置「輻射傷害防治中心」，以便於緊急事故時協助核四廠實施傷患醫療與輻傷救護。核四廠內輻射傷患將由三總核子醫學部派駐核四廠醫師先作初步急救後，再送至「輻射傷害防治中心」救治，可以達到廠內緊急醫療救護功能。

#### **C.5.13 廠外緊急醫療照護與輻傷救護措施**

本節中說明當發生緊急事故時，緊急計畫區內民眾之緊急醫療照護與輻傷救護之規劃。其內容包含初步傷患急救與除污(C.5.13.1)，傷患緊急送醫之運輸(C.5.13.2)與實施傷患醫療照護與輻傷救護之醫療單位及其相關設備與人力(C.5.13.3)。為能提供及時之醫療服務，台電公司已分別委託榮民總醫院及國防醫學院設置「輻傷防治中心」，並建立執勤醫師之緊急呼叫系統。針對一般傷患之緊急醫療救護，核四廠所在地之貢寮群體醫療中心

與雙溪群體醫療中心將可提供緊急醫療救護。

#### **C.5.14 簽約醫院接受治療傷患能力評估**

依本節及前節 5.13 內容，台電公司已針對簽約執行廠內、外緊急傷患急救之醫院，包括榮民總醫院、國防醫學院及核四廠附近醫院，實施一般傷患急救、輻傷急救及人員輻射偵檢所需之設備、人力與能量進行評估；並將聯合各地軍醫院形成輻傷醫療網隨時應變。

此外，必要時台電公司亦可配合衛生主管機關需求，就地方回饋方案中考量地緣關係，協請開發電源基金管理委員會，配合充實核四廠鄰近鄉鎮群體醫療中心之輻傷醫療有關設備。

有關輻傷救護措施，台電公司承諾於 FSAR 中將「輻射傷害防治中心」之各項成果，進一步落實於核四廠緊急計畫中。(追蹤事項 C-15)

### **C.6 其他相關作業**

#### **C.6.1 緊急應變作業與支援人員訓練計畫**

緊急應變訓練目的係使每一員工能熟習緊急應變計畫之內容、執行步驟及個人所擔負之緊急任務，俾於必要時能按作業計畫及時有效執行應變行動。

台電公司應針對核四廠內參與緊急計畫人員擬訂訓練計畫外，並應協調政府有關單位（例如：全委會作業執行室），針對參與緊急計畫相關人員擬訂訓練計畫，訓練計畫內容應包括訓練對象、課程、時數等項目。本節台電公司規劃之緊急應變訓練計畫，符合訓練目標，可以接受。

此外，台電公司已規劃為廠外支援之消防人員辦理必要之訓練，惟應協調相關消防單位後，於 FSAR 中擬訂具體之訓練計畫。(追蹤事項 C-16)

有關廠外民眾宣導方式及執行方法之規劃，台電公司承諾將於第一部機組燃料裝填前完成。(追蹤事項 C-17)

### **C.6.2 核四環境影響評估報告 (EIA) 審查結果有關緊急計畫部分改善情形**

台電公司承諾將於核四廠第一部機組初始燃料裝填前，編妥緊急計畫實施程序與第一次全廠緊急計畫演習方案，並執行第一次全廠緊急計畫演習，同意台電公司依前述時程進行。(追蹤事項 C-18)

另有關核四廠廠外緊急應變計畫作業程序部分，台電公司承諾於第一部機組初始燃料裝填前，協調全委會作業執行室編修完成。(追蹤事項 C-19)

### **C.6.3 緊急計畫經驗回饋**

應變能力之培養依靠訓練與演習，藉由平時之訓練與演習培養有關人員熟練之作業能力，俾遇事應付裕如，臨危不亂。因此，台電公司「如何」將歷次演習經驗回饋至核能四廠，避免重蹈覆轍，並充分發揮各緊急應變設施之功能，為本節說明重點。

有關台電公司就以往演習缺失所提之改善規劃，將於 FSAR 階段追蹤查證辦理情形。(追蹤事項 C-20)

## **C.7 審查結論**

本章審查重要結論摘要如附表 C.1，追蹤事項如附表 C.2。

表 C.1 重要審查結論摘要

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3.13. -1	C.2.2	依核四廠安全度評估結果，爐心總熔損機率為 $3.45 \times 10^{-6}$ /年，較現行運轉中核電廠之安全度提昇 5~10 倍，故比照現有核一、二、三廠暫訂以核四廠反應器為中心，周圍五公里半徑為緊急計畫區範圍，進行規劃各項緊急應變整備作業。	核子事故防護行動指引 核四廠環境影響評估報告	可以接受。 惟緊急計畫區之實際範圍仍應以原能會核定者為準，台電公司屆時應再據以修正、更新所需相關調查數據，並補充規劃必要之緊急應變措施。
3.14. -2	C.3.2	台電公司分別委託榮民總醫院及國防醫學院設置輻射傷害防治中心。	10CFR50, APP.E	可以接受。
3.15. -3	C.4.1	台電公司依作業人員、輻防、設備等需求，規劃於開關廠房之地下室設置技術支援中心，於冷修配廠之三樓廠房設置作業支援中心及保健物理中心；緊急民眾資訊中心則規劃設於放射試驗室核四工作隊旁之建築物內。	10CFR50, APP.E	可以接受。
3.16. -4	C.4.1	緊急應變設施數據系統可顯示電廠運轉主要安全功能數據，並提供主控制室、技術支援中心、緊急指揮中心及近指中心使用。	NUREG-0696 NUREG-0737	可以接受。
3.17. -5	C.4.2	近指中心下設技術組、輻射偵測隊、行政組，負責輻射偵測管制、事故影響評估、民眾防護等有關事宜。	核子事故緊急應變計畫	可以接受。

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
3.18. -6	C.4.2	台電公司就近指中心場所大小及空間配置、通訊設備、評估及監測設施等說明，符合要求，台電公司亦規劃設置近指中心於放射試驗室核四工作隊旁之建築物內，另將於緊急計畫區外設置後備場所。	10CFR50, APPE 核能電廠緊急計畫準則	可以接受。
3.19. -7	C.5.9	依據事故狀況說明各階段採行之民眾防護相關措施，如：民眾通知、掩蔽或疏散、輻射偵測管制、服用碘化鉀藥劑等。	核子事故防護行動指引	可以接受。
3.20. -8	C.5.10	有關民眾疏散分析之執行，台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前二年先行完成第一階段工作，包括核四廠緊急計畫區內人口分佈等調查與統計分析，第二階段並已協調由全委會作業執行室進行建立有效之路網分析模式，全案將於第一部機組燃料裝填前半年完成。	10CFR50, APPE	本項列為追蹤事項
3.21. -9	C.6.2	台電公司承諾將於核四廠第一部機組初始燃料裝填前，編妥緊急計畫實施程序與第一次全廠緊急計畫演習方案，並執行第一次全廠緊急計畫演習。	核四廠環境影響評估報告	本項列為追蹤事項

表 C.2 重要追蹤事項摘要

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
3.22.-1	C.2.1	事故類別判定有關之部分設定值，如：高輻射限值、輻射外釋限值、反應爐水洩漏量、蒸汽管路洩漏量、燃料護套破損程度等限值，台電公司承諾將於終期安全分析報告書中明確訂定。	終期安全分析報告書階段
3.23.-2	C.3.2	台電公司承諾於 FSAR 具體提出簽約醫院(例如三總)對台電核四廠提供緊急醫療照護與輻傷救護措施之承諾書(或合約)，以及簽約醫院與核四廠之相對地理位置圖。	終期安全分析報告書階段
C-3	C.4.1	有關本節各緊急應變作業場所設置事宜，將於建廠期間進行追蹤查證辦理情形。	建廠期間
C-4	C.4.1	台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前，增設與提升緊急通訊設施之硬體裝備。	終期安全分析報告書階段
C-5	C.4.2	台電公司承諾於核四廠第一部機組燃料裝填前設置完成近指中心，相關設置事宜之辦理情形將於建廠期間進行追蹤查證。	建廠期間
C-6	C.5.1	台電公司承諾將於核四廠緊急計畫程序書中明確訂定緊急通知動員時機與作業流程，並於第一部機組燃料裝填前完成。	終期安全分析報告書階段
C-7	C.5.2	台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前完成民眾預警系統之建立。	終期安全分析報告書階段
C-8	C.5.3	台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前將資訊傳遞詳細作業細節納入「核四廠緊急計畫相關程序書」補充說明，核四廠與地方政府間之資訊傳遞作業亦應納入前述程序中加以說明。	終期安全分析報告書階段
C-9	C.5.5	有關即時氣象資訊之蒐集，應參照「核能電廠初期安全分析報告緊急應變計畫審查導則」，於 FSAR 階段研擬具體計畫。	終期安全分析報告書階段

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
C-10	C.5.6	有關輻射偵測路線及偵測點，台電公司承諾於第一部機組燃料裝填前完成規劃。	終期安全分析報告書階段
C-11	C.5.7	台電公司承諾於 FSAR 階段，依當時國內外科 技發展趨勢，評估建立一套整合機組狀況、劑 量分佈、氣象條件、交通狀況、預估劑量等資 訊且適合核四廠之電腦軟體，以供全委會決策 參考。	終期安全分析報告書階段
C-12	C.5.10	有關民眾疏散分析之執行，台電公司承諾於第 一部機組燃料裝填前二年先行完成第一階段工 作，包括核四廠緊急計畫區內人口分佈等調查 與統計分析，第二階段並已協調由全委會作業 執行室進行建立有效之路網分析模式，全案將 於第一部機組燃料裝填前半年完成。本案台電 公司承諾之時程可以接受；有關疏散分析事宜 應參照「核能電廠初期安全分析報告緊急應變 計畫審查導則」進行，本案將於建廠期間追蹤	建廠期間

		其辦理情形。	
C-13	C.5.11	台電公司於 C.5.10 節已承諾分階段執行必要之調查並建立有效之路網分析模式，惟應參照「核能電廠初期安全分析報告緊急應變計畫審查導則」進行各項障礙分析並研提解決方案。本案將於建廠期間一併追蹤。	建廠期間
C-14	C.5.11	有關民眾集結點之位置，台電公司承諾將於第一部機組燃料裝填前明確標定。	終期安全分析報告書階段
C-15	C.5.14	有關輻傷救護措施，台電公司承諾於 FSAR 中將「輻射傷害防治中心」之各項成果，進一步落實於核四廠緊急計畫中。	終期安全分析報告書階段
C-16	C.6.1	台電公司已規劃為廠外支援之消防人員辦理必要之訓練，惟應協調相關消防單位後，於 FSAR 中擬訂具體之訓練計畫。	終期安全分析報告書階段

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
C-17	C.6.1	有關廠外民眾宣導方式及執行方法之規劃，台電公司承諾將於第一部機組燃料裝填前完成。	終期安全分析報告書階段
C-18	C.6.2	台電公司承諾將於核四廠第一部機組初始燃料裝填前，編妥緊急計畫實施程序與第一次全廠緊急計畫演習方案，並執行第一次全廠緊急計畫演習，同意台電公司依前述時程進行。	終期安全分析報告書階段
C-19	C.6.2	有關核四廠廠外緊急應變計畫作業程序部份，台電公司應於第一部機組初始燃料裝填前，協調全委會作業執行室編修完成。	終期安全分析報告書階段
C-20	C.6.3	有關台電公司就以往演習缺失所提之改善規劃，將於 FSAR 階段追蹤查證辦理情形。	終期安全分析報告書階段

## 附錄 D 後端營運計畫

### D.1 概述

附錄 D 後端營運計畫之內容包括：核廢料貯存計畫、核廢料處置計畫、核四廠除役計畫與後端營運費用基金四大部分。

#### 1. 核廢料貯存計畫

核廢料貯存計畫係針對核四廠將來所產生的運轉低放射性廢料及用過核燃料之貯存容量，預做初步之規劃。核四廠之用過核燃料池貯存容量，規劃可容納四十年間所產生的用過核燃料；也設計一 20,000 桶之低放射性廢料貯存庫，以容納二部機組未來四十年所產生的低放射性廢料(每部機每年產生 250 桶低放射性固化廢料)。

#### 2. 核廢料處置計畫

核廢料處置計畫分為低放射性廢料最終處置及用過核燃料最終處置兩部分。在低放射性廢料最終處置方面，台電公司規劃採取具工程障壁的陸地處置方式來處置全國的低放射性廢料，其處置計畫預訂分為「場址選擇/處置方式評選」、「環境評估」、「工程設計/分析、場址精查及設置申請」、「施工」及「運轉、封閉與監管」等五個階段執行。在用過核燃料最終處置方面，台電公司規劃採取具多重障壁的深層地質處置方式來處置用過核燃料，預訂於民國一五年選定用過核燃料最終處置場址，並於民國一二一年啟用。全程工作規劃共分為六個階段，分別為「區域調查階段」(民國八一年至民國八十九年)、「初步場址調查階段」(民國九一年至民國九四年)、「候選場址評選階段」(民國九五年至民國九七年)、「詳細場址調查階段」(民國九八年至民國一四年)、「場址確認階段」(民國一五年至民國一一年)與「處置場建造與試驗階段」(民國一一一年至民國一二一年)。

#### 3. 核四廠除役計畫

核四廠除役計畫，台電公司將依「核能電廠除役管理方針」之規定，採拆廠方式執行。拆廠規劃流程如下：①蒐集核能電廠除役之相關技術與經驗資料，②提出拆廠計畫，③考量輻射劑量與除役管理方針之規定，核四廠機組永久停止運轉後五至十年，待放射性降低且將用過核燃料移出廠房後，再開始實際之拆除作業，然後將廠址恢復至可重新使用之狀態，④拆廠作業中產生的廢料，如經處理後無污染者將予以回收，其他放射性廢料將送至最終處置場處置。

#### 4. 後端營運費用基金

台電公司報奉行政院核定，於民國七十六年度開始逐年度按預估之核能發電量，提列所需後端基金。核四廠未來的後端營運計畫，其所需費用也將由此基金支應。為確保未來執行各項後端營運計畫所需經費來源無虞，奉行政院核准成立「核能發電後端營運費用基金管理委員會」，來負責後端基金之管理，並每五年或於有必要時，重估核能後端營運總費用。

## D.2 審查經過

為嚴密審查附錄 D 後端營運計畫之內容，物管局邀請四位專家學者協助審查，共提出 12 項審查意見，分別為：①核廢料貯存計畫部分有 4 項審查意見；②核廢料處置計畫部分有 2 項審查意見；③核四廠除役計畫部分有 5 項審查意見；④後端營運費用基金部分有 1 項審查意見。

在審查期間，分別於八十七年四月十七日與六月十九日在原能會向「核四廠初期安全分析報告審查指導委員會第三分組」報告本附錄之審查現況。

## D.3 審查發現

從審查委員之審查意見、台電公司之答覆說明及後端營運計畫之內容可以發現下列事項：

1. 美國聯邦法規 10CFR50.34(a)及法規指引 RG 1.70 之初期安全分析報告內容，並未要求將「後端營運計畫」納入。核四廠初期安全分析報告書係第一次將後端營運計畫納入初期安全分析報告書之附錄中，因此後端營運計畫之內容格式並無制式的要求。
2. 後端營運計畫之內容包括：核廢料貯存計畫、核廢料處置計畫、除役計畫與後端營運費用基金等四大部分，內容合宜。
3. 我國「核能發電後端營運費用基金」自八十七年七月起，改制為經濟部主管之非營業基金，因此附錄 D 第五節「後端營運費用基金」有關此項之內容需作修正。

## D.4 審查結論

綜合審查委員意見、台電公司之答覆說明及後端營運計畫之內容，可獲得下列之審查結論：

1. 後端營運計畫不涉及核四廠核反應器機組運轉之安全事項。
2. 核廢料貯存計畫係考量 40 年的貯存容量，已具備足夠的貯存空間。
3. 核廢料若進行長期貯存，台電公司需提出耐蝕性廢料容器之申請；若涉及容器

塗料，亦需考量塗料之耐輻射性，以增進貯存安全。

4. 核廢料處置計畫不論是低放射性廢料最終處置或用過核燃料最終處置，都列有階段性工作規劃，可以接受。
5. 未來核廢料處置場的興建與使用，都應依相關法規提出申請。
6. 台電公司應依原能會八十七年三月二十七日(87)會物字第 5879 號函之規定，加速執行低放射性廢料最終處置計畫。
7. 核四廠除設計畫雖提出拆廠規劃流程，但未來仍需引用較新的資料，評估廢料產量，並依「核能電廠除役管理方針」及其他相關規定，提出除役申請。
8. 台電公司對審查意見的答覆及第五節「後端營運費用基金」之內容修正，需納入新版的初期安全分析報告附錄 D 之內容內。

**表 D.1 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
D-01	附錄 D	核四廠初期安全分析報告「附錄 D 後端營運計畫」之內容包括：核廢料貯存計畫、核廢料處置計畫、核四廠除役計畫與後端營運費用基金四大部分。	美 國 聯 邦 法 規 10CFR50.1.34(a)及法規指引 RG 1.70	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 美國法規未要求將「後端營運計畫」納入初期安全分析報告內。</li> <li>2. 後端營運計畫不涉及核四廠核反應器機組運轉之安全事項。</li> <li>3. 內容包括四大部分，可接受。</li> </ol>
D-02	附錄 D	核廢料貯存計畫係針對核四廠將來所產生的運轉低放射性廢料及用過核燃料，預做四十年貯存容量之規劃。		<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 四十年的貯存容量，可接受。</li> <li>2. 核廢料若進行長期貯存，台電公司需提出耐蝕性廢料容器之申請；若涉及容器塗料，亦需考量塗料之耐輻射性，以增進貯存安全。</li> </ol>
D-03	附錄 D	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 核廢料處置計畫分為低放射性廢料最終處置及用過核燃料最終處置兩部分。</li> <li>2. 低放射性廢料最終處置方面，台電公司規劃採取具工程障壁的陸地處置方式，其處置計畫預訂分為(1)場址選擇 / 處置方式評選(2)環境評估(3)工程設計 / 分析、場址精查及設</li> </ol>		<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 列有階段性工作規劃，可接受。</li> <li>2. 未來核廢料處置的興建與使用，仍需依相關法規提出申請。</li> <li>3. 低放射性廢料最終置計畫之五個階段時程，台電公司應依原能會 87 年 3 月 27 日(87)</li> </ol>

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
		<p>(3)工程設計 / 分析、場址精查及設置申請(4)施工及(5)運轉、封閉與監管等五個階段執行。</p> <p>3. 用過核燃料最終處置方面，台電公司規劃採取具多重障壁的深層地質處置方式，全程規劃共分為六個階段，分別為(1)區域調查階段(2)初步場址調查階段(3)候選場址評選階段(4)詳細場址調查階段(5)場址確認階段及(6)處置場建造與試驗階段。</p>		<p>會物字第 5879 號函之規定，加速執行低放射性廢料最終處置計畫。</p>
D-04	附錄 D	<p>核四廠除役計畫，台電公司將依「核能電廠除役管理方針」之規定，採拆廠方式執行。拆廠規劃流程如下：(1)蒐集核能電廠除役之相關技術與經驗資料(2)提出拆廠計畫(3)機組永久停止運轉後五至十年，開始實際之拆除作業(4)拆廠作業中產生的廢料，如經處理後無污染者將予以回收，其他放射性廢料將送至最終處置場處置。</p>		<p>1. 可接受。</p> <p>2. 未來需引用較新的資料評估廢料產量，並依「核能電廠除役管理方針」提出申請。</p>

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
D-05	附錄 D	核四廠未來的後端營運計畫，其所需費用將由「核能電廠後端營運費用基金」支應，每五年或於有必要時，重估核能後端營運總費用。		我國「核能發電後端營運費用基金」自 87 年 7 月起，改制為經濟部主管之非營業基金，因此附錄 D 第五節「後端營運費用基金」之內容需修正。

**表 D.2 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
D-01	附錄 D	台電公司對審查意見的答覆內容及第五節「後端營運費用基金」之內容修正，需納入新的初期安全分析報告書附錄 D 之內容內。	建廠期間

## 附錄 E 經驗回饋

### E.1 概述

經驗回饋之目的，是在匯集核能發電有關之設計、採購、建造及營運等方面之良好經驗或任何曾經發生之問題等資料，經評估並研訂相關措施，反映於龍門計畫中，以確保核四廠具有先天良好之營運體質。台電公司自民國七十一年便建立台電核能發電經驗回饋制度，並成立專案小組，蒐集國內三座核能電廠之運轉經驗資料，建立經驗回饋資料庫，其範圍大致可歸納為下列類別：

1. 引進新技術以增進電廠安全的案件。
2. 設計或規劃不合理，導致施工困難，須加改善或修正事項。
3. 因設備或零件材料本身設計不良，不值再行採用事項。
4. 採用特殊施工方法及機具，效果良好，值得供後續工程參考事項。
5. 系統設計不良而影響機組運轉之案件。
6. 運轉維護程序或方法不當，導致設備故障或停機，須加改善事項。
7. 具有良好效果之工程或營運經驗事項。
8. 其他值得回饋之工作經驗事項。

美國核管會 ABWR 之最終安全審查報告 NUREG-1503 及安全分析報告審查標準 (SRP) 均無「經驗回饋」之獨立章節，為使以往國內三座核能電廠之運轉經驗能確實反映至核四設計中，八十三年三月核管會議決議，核四廠 PSAR 之附錄需包括核一、二、三廠之經驗回饋。

針對上項決議，台電公司在龍門計畫規劃階段，即透過核能發電經驗回饋系統，蒐集經驗回饋案之成果，篩選適用者納入，並將其中七十七項列為初期安全分析報告之附錄 E，有關此七十七項議案所包括之分類範圍參見附表 E.1。

### E.2 審查過程

基於對經驗回饋之重視，原能會在台電公司提出初期安全分析報告之前，於八十六年六月十四日便邀請台電公司龍門計畫相關人員討論應回饋之項目，以確保龍門計畫的工程品質。有關台電公司所提出之七十七項經驗回饋案，其中如控制系統之雙重設計 (J-06)、爐水淨化泵之位置變更 (N-06)、飼水泵增設 (M-09)、安全系統電源穩定性 (E-11) 等已反映在 PSAR 中，其他如：出入管制空間佈置 (C-02)、廠房外高

壓電纜管溝(E-12)、設備編號之統一性(L-01)、廠房空間及管路系統配置(P-12)等，均為建廠施工階段有關之項目，其經驗回饋成效是否圓滿達成，有賴未來繼續追蹤。

本附錄審查過程中曾針對維護作業的便利性，請台電公司提出具體之說明，經台電公司澄清表示經驗回饋項目編號 P-12「廠房空間、管路配置設計應考慮維修與通行之便利性」不只限於管路配置，對其他如閥類配置、電纜托架配置等之維護檢查、運轉巡視、及人員通行便利性等亦有整體性考慮。另外，海水管路之配置已考慮維護檢查之便利性，所有地震分級一級之埋管均安裝於隧道或壕溝內。由於核能電廠最終將步上除役的過程，故另外要求台電公司考量國外電廠之除役經驗，經台電公司澄清表示，美國 Shippingport 之拆廠經驗已納入核四廠設計中，例如：

1. 使設備易於接近、移動、及維護。
2. 選用適當的材料，減少鈷及鎳之含量，抑減中子活化產物之放射強度。
3. 混凝土表面安裝不鏽鋼內襯或施加適當塗料，以防止污染。

### E.3 審查結論

核四廠的設計係以美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)之 URD(Utility Requirement Document)為規範，而 URD 是當時主要核能先進國家參考以往核能發電經驗所共同擬定的，故核四廠之設計實際上已包括國外之經驗回饋。

經審查本附錄，各回饋項目均對未來核四廠運轉之安全性或可靠性等具有正面效益，例如：

1. 與發電可靠度有關之控制系統(如汽機控制系統、飼水控制系統等)及電源採用雙重設計，增加運轉穩定性。
2. 冷卻海水進水口增設攔污設施，以免海面垃圾或漂浮物影響循環水泵之正常運轉。
3. 冷凝器使用鈦管及鈦管板，有助於提高耐蝕性。
4. 冷凝水除礦器系統加裝前置過濾器，可獲得更佳之反應爐水質。
5. 爐水淨化泵使用無軸封式設計，並改置於熱交換器下游，有助於延長使用壽命。
6. 爐水淨化系統容量由 1% 提高至 2%，可維持較良好之爐水水質。

參照附表 E.2，本附錄所列之各項經驗回饋案件，台電公司均已分別建立執行追蹤表，並指定負責執行、查証單位，故本附錄審查結果為可以接受。另外，日本柏崎

電廠六、七號機為核四廠同型機組，其中六號機已運轉一年餘，其經驗值得未來核四廠之參考。本附錄之追蹤事項如附表 E.3，台電公司應持續蒐集柏崎六、七號機之施工及運轉經驗，並分析評估，視需要適時反映至核四廠中，對此本會亦將繼續追蹤管制。

表 E.1 核四經驗回饋項目分類表

	土 木	電 氣	儀 控	機 械	核 能	廠 房	資 訊	一 般	合 計
核能安全	2	1	1	0	1	1	0	0	6
廠房溫控	0	0	0	3	0	0	0	0	3
主控室配置	0	0	2	0	0	0	0	0	2
設計改良	1	1	3	1	2	4	0	0	12
增進可靠性	1	2	4	1	0	0	0	0	8
運轉改善	0	5	0	1	0	0	0	0	6
維修改善	1	1	1	3	1	6	0	0	13
廢料處理	1	0	0	1	4	0	0	0	6
輻射防護	1	0	0	1	1	1	0	0	4
材質與水質	1	0	1	1	2	0	0	0	5
資料管理	1	0	0	0	0	0	2	0	3
其他	4	2	0	1	0	1	0	1	9
合計	13	12	12	13	11	13	2	1	77

**表 E.2 重要審查結論摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	依據法規	審 查 結 論
E-1	附錄 E	國內三座核能電廠經驗回饋案納入核四 PSAR 中	83 年 3 月核管會議決議	各項回饋案台電公司均已建立執行追蹤表，可以接受。

**表 E.3 重要追蹤事項摘要**

項次	PSAR 章節	內 容	追 蹤 時 程
E-1	附錄 E	請台電公司持續蒐集柏崎六、七號機之施工及運轉經驗，並分析評估，視需要適時反映至核四廠中。	建廠期間
E-2	附錄 E	本會將追蹤各經驗回饋項目是否確實反映至核四廠中。	建廠期間

# 縮 寫 語 說 明

A B W R    Advanced Boiling Water Reactor

進步型沸水式反應器

進步型沸水式反應器是傳統沸水式反應器的一種改良機型，由美國奇異公司結合國際間沸水式反應器製造商及電力業者，針對過去三十年全世界沸水式核能機組營運經驗，所設計出來的新機型，主要特色是比傳統機型安全，容易運轉，另外廢料產量及工作人員所受到之輻射劑量預期亦將比傳統機型低，該設計已於1994年通過美國核管會之技術審查。

A C I        American Concrete Institute

美國混凝土學會

A C I W A    AC-Independent Water Addition

不依賴交流電源加水

指核電廠發生事故，且喪失所有交流電源時，可利用消防專屬柴油引擎帶動之消防水泵打水，經由餘熱移除系統（RHR）之管路注水進入爐心。由於該消防專屬之柴油引擎與廠內其他交流電源（含緊急柴油發電機）均無關，故稱“不依賴交流電源”。

A C S        Atmospheric Control System

圍阻體大氣控制系統

在假想核子事故狀況下，可能會因高溫金屬與水作用而產生氫氣，當氫氣在一次圍阻體內累積至相當濃度，且圍阻體內氧氣之濃度又達到足以引爆氫氣的程度，則可能產生氫爆之現象，而危害到廠房結構之安全。為避免發生此種狀況，核四廠之設計在功能上提供機組於正常運轉時，可將一次圍阻體內充滿氮氣，藉此將氧氣含量降低至不可能發生氫爆之程度。本系統之功能即在執行一次圍阻體充氮及補充氮氣之任務，控制氧含量於不致引爆之安全範圍內。

A D S        Automatic Depressurization System

自動洩壓系統

當反應爐發生爐水流失事故時，如果管路破損之程度僅止於小破孔，則反應爐壓力並不會快速下降，致爐外之補水系統未能有效或根本無法補水進入反應爐，此時即有賴自動洩壓系統及時打開反應爐安全釋壓閥（SRV）以降低爐壓，使爐外之補水得以順利進入反應爐。

A F P C U    Auxiliary Fuel Pool Cooling and Cleanup

輔助燃料池冷卻淨化系統

核四廠之設計除於反應器廠房用過燃料池可儲存十五年之用過燃料外，另於輔助燃料廠房內亦設置有輔助燃料池，可儲存二部機各二十五年之用過核燃料，本系統之功能即在執行輔助燃料池之冷卻工作。此外，亦有淨化池水水質之功能。

A H U        Air Handling Unit

空調單元

為空調系統（HVAC）之設備，空調單元內包括進氣扇、排氣扇、過濾器及冷卻管等部分，主要功能為提供濾淨及適溫之空氣至廠房，以保持區域空間之溫度在適當之範圍內。

A I S C American Institute of Steel Construction  
美國鋼鐵建造學會

A I S I American Iron and Steel Institute  
美國鋼鐵學會

A L A R A As Low As Reasonable Achievable  
合理抑低原則

此為輻射防護所採取之基本原則，即核電廠放射性物質外釋及人員所受輻射暴露劑量除了滿足輻防管制法規之要求外，另外應本著“能壓低的，要儘可能壓低”的原則下，達到最低的數值。例如一項改善案，只要費用允許狀況下，應儘可能讓改善成效達到最低輻射劑量之境界。

A N S American Nuclear Society  
美國核能學會

A N S I American National Standards Institute  
美國國家標準學會

A O O Anticipated Operational Occurrences  
可預見運轉狀況

核能電廠事故分析所假設之運轉事件或狀況，依其發生頻率之高低區分為 (a) 中頻事件 (incidents of moderate frequency); 即指頻率介於一年可能發生一次至二十年可能發生一次之事件 (b) 低頻事件 (infrequent incidents); 指頻率介於二十年可能發生一次至一百年可能發生一次之事件 (c) 極限事件 (limiting fault); 指頻率低於一百年可能發生一次之事件，其中中頻事件及低頻事件為核能電廠四十年營運壽命期間預有可能出現之異常狀況，例如汽機跳脫、發電機棄載、喪失飼水加熱等皆屬之，此類事件即稱為可預見之運轉狀況。

A P L H G R Average Planar Linear Heat Generation Rate  
平面單位長度平均發熱量

為爐心燃料熱限值之一，係指爐心某一燃料束，其軸向某一高度位置上，與軸向垂直之平面內所有燃料棒(每一燃料束內約有 $10 \times 10$ ，即100支燃料棒)單位長度發熱量(LHGR)之平均值，常用單位為千瓦/呎。

A S C E American Society of Civil Engineers  
美國土木工程師學會

A S D Adjustable Speed Driver  
可變速驅動器

可變速驅動器為調整反應爐再循環流量之裝置，此裝置提供可變電壓及可變頻率之電源至反應爐內再循環泵（RIP），藉此改變泵之轉速而達到調整再循環流量之功能。

A P R Automatic Power Regulator System

自動功率控制系統

為一自動化控制系統，可自動控制機組起動、升降載等過程。傳統之核能電廠起動及升降載等程序大都仍靠運轉員手動操縱，核四廠此項自動化設計未來可大幅減輕運轉員之負荷。

A P R M Average Power Range Monitor

平均能階偵測系統

核能電廠係利用爐心核燃料與中子作用時釋放出之熱量來發電，故反應爐產生熱量之多寡與反應爐功率的大小，基本上是與爐心內中子之通量成正比，而為了計算整體爐心之熱功率，則必須先取得爐心中各個局部區域之功率後，再綜合平均之。而後者（區域功率）即是由遍布在爐心各角落之LPRM偵測之，APRM即是將LPRM信號綜合處理以求得爐心整體功率的系統。APRM之信號除供指示外，另外亦提供信號予反應爐保護系統，以便在超功率等異常狀況時可以隨時自動停爐。

A R I Alternate Rod Insertion

替代控制棒插入

當反應爐需停止運轉但卻因故無法將控制棒插入爐心以停止運轉時（即預期暫態未急停，ATWS），A R I系統可提另一種替代插棒方式，即利用電磁閥洩放控制棒儀用空氣集管之壓力，試圖將控制棒插入，使反應爐停止運轉。

A R M Area Radiation Monitoring

區域輻射偵測器

為監測核能電廠廠房內各區域之輻射狀況，及確保廠房內工作人員之輻射安全，廠房各區域均設置許多輻射偵測器。偵測器除於現場有指示及警報外，亦連線至主控制室提供顯示及警報。

A S M E B & P V Code A S M E Boiler and Pressure Vessel Code

美國機械工程師學會鍋爐及壓力槽規範

美國機械工程師協會所制定的一種規範，列為美國國家標準之一。內容分為十一個部分，其中與輕水式核反應器安全有關的系統及組件之設計製造須參照第三部分的規定，而營運期間之檢測則須參照第十一部分之規定。

A S T M American Society of Testing Material

美國材料測試學會

A T I P Automatic Traversing Incore Probe

自動爐心探針系統

係指爐心內可上下移動之中子通量偵測器及相關輔助設備，用以量測爐心中各個不同位置之中子通量，並利用量測的結果來計算功率或作為局部能階偵測系統（LPRM）校正之用。

A T M Analog Trip Module

類比跳脫模組

指以類比電路執行信號處理與跳脫功能之儀器模組，當輸入之參數超過儀器設定點時，即送出跳脫信號。

A T L M Automated Thermal Limit Monitor

自動熱限值偵測系統

反應爐運轉時爐心之功率分佈不可能為完全均勻之狀態，為避免爐心局部區域產生功率過高，造成局部過熱之現象，因此必須訂有一些熱限值，來避免過熱狀況之發生。當反應爐運轉功率高於30%額定功率時，本系統即自動監視這些熱限值是否可能被超越，一旦有潛在可能性時，即送出信號阻止任何增加反應爐功率之操作（包括阻止控制棒再抽出及增加爐水流量之操作）。

A T W S Anticipated Transient Without Scram

預期暫態未急停

當核能機組發生異常，且已達到反應爐應該自動急停之程度，但卻因儀控系統或控制棒本身故障等因素，使得控制棒未能插入爐心內，致反應爐未能自動停止運轉，此種狀況即稱之為ATWS。

A W S American Welding Society

美國銲接學會

A W W A American Water Works Association

美國水工學會

B O C Beginning of Cycle

燃料週期初期

核能電廠每運轉一段時間（約一年至一年半）後，必須停機進行保養維修，並裝填新燃料及更換部分舊燃料，該段營運時間通常稱為一個燃料週期，而燃料週期的初期（即大修後機組剛起動運轉的階段），稱之為BOC。

B R S Boron Recovery System

硼液回收系統

此為壓水式核能電廠之系統，用以回收含硼之液體，並將其處理後回收再使用。

B T P Branch Technical Position

美國核管會部門技術立場

部門技術立場代表美國核管會(USNRC)內部某一部門(Branch)針對特定問題之觀點，以附錄之形式放在相關的標準審查規範(SRP)章節中，以提供安全分析報告審查者作為審查之依據，因此BTP可視為SRP之一部分。

B W R Boiling Water Reactor

### 沸水式反應器

為輕水式核反應器之一種，其特點是允許冷卻水在爐心內沸騰產生蒸氣，並送至汽輪發電機以產生電力的一種核能機型。（註：另有一種常用的機型是使用高壓的方式，讓冷卻水在爐心內無法沸騰，亦即無法直接產生蒸氣以供發電使用，蒸氣是在另一稱為蒸氣產生器的設備中產生。）

### C C F P Conditional Containment Failure Probability

#### 圍阻體失效之條件機率

指在假設反應爐爐心已發生熔損之狀況下，評估圍阻體（CTMT）失效之機率。

### C D S R Main Condenser

#### 主冷凝器

反應爐產生蒸汽推動汽輪發電機發電後，其排汽仍含有大量剩餘熱量，主冷凝器即是將排汽冷凝為水的設備。此設備內有為數甚多之細管，海水流經細管內側，於吸收管外蒸汽之熱能後，將蒸汽凝結為水，以便送回反應爐再使用，完成一閉路循環。

### C F R Code of Federal Regulation

#### 美國聯邦法規

美國聯邦政府所制定之法規，性質屬法律，其中與核能相關之部分載於第十篇，一般以10CFR表示之。細項法規之引用則是以部碼及小節碼組合提供檢索碼，例如：防火規定係在第50部、第48節中，習慣以10CFR 50.48表示之。

### C M P Condensate Makeup Purification System

#### 冷凝水補充及淨化系統

此系統係將生水預處理及除礦，以提供濾淨的水做為飲用及衛生用水，並提供冷凝水儲存槽（CST）所需之儲備水源。

### C M S Containment Monitor System

#### 圍阻體監測系統

為一儀器系統，主要功能係於正常運轉或異常事故時，監測並提供一次圍阻體內乾井及濕井之伽馬輻射總量、氫/氧濃度、乾井壓力及抑壓池水溫等資訊。

### C O N D Condensate System

#### 冷凝水系統

反應爐產生之蒸汽推動汽輪發電機發電後，其排汽經冷凝器冷卻凝結成水，冷凝水系統即是將冷凝下來的水予以淨化、加壓及預熱後提供予飼水系統，再傳送進入反應爐，完成一封閉循環迴路。

### C O P S Containment Overpressure Protection System

#### 圍阻體過壓保護系統

為防止圍阻體因高壓而脹裂而設置的保護裝置，稱之為圍阻體過壓保護系統。當核電廠發生嚴重核子事故致圍阻體內之壓力升高時，圍阻體過壓保護系統會依設計限值，適時將其壓力釋放，避免圍阻體過壓受損後造成大量輻射物質外釋之可能。

#### C P Construction Permit

##### 建廠許可

當核電廠業主擬興建新核能電廠時，按規定須向核能主管機關（原能會）提出建廠之申請，當主管機關審查業主所提送之技術文件（即初期安全分析報告書）後，若所提設計符合相關法規之要求，即核發許可文件，准予動工興建，該文件稱之為建廠許可。

#### C R D Control Rod Drive

##### 控制棒驅動機構

控制棒驅動機構位於反應器壓力容器（RPV）下方，其利用機械機構與爐心內控制棒相連接，機構本身可由液壓力量或電動馬達控制升降，進而帶動控制棒抽出或插入爐心。

#### C R D H Control Rod Drive Hydraulic

##### 控制棒驅動液壓系統

核四廠反應爐控制棒驅動動力有二種，除可利用液壓動力驅動控制棒作較大距離之抽插移動外，亦可以電動馬達帶動控制棒作小距離之位置調整，本系統之功能即在提供前者大距離或急停快速插入所需之液壓動力來源。

#### C S A R P Cooperative Severe Accident Research Program

##### 嚴重事故合作研究計畫

為一國際間共同合作研究嚴重核子事故之計畫。

#### C S T Condensate Storage Tank

##### 冷凝水儲存槽

為一巨大之儲水槽，生水經處理及除礦後，即輸送至冷凝水儲存槽儲存備用。此槽內之水主要提供相關系統（如冷凝水系統、抑壓池、用過燃料池、RCIC或HPCF等）之正常補水或緊急水源之用。

#### C S T F Condensate Storage and Transfer System

##### 冷凝水儲存及傳送系統

即冷凝水儲存槽（CST）傳送水泵及相關管路等所組成的系統，此系統可將冷凝水提供至其他相關系統（如HPCF、RCIC、RWCU、FPCU等等）以便執行冷卻功能。

#### C T G Combustion Turbine Generator

##### 氣渦輪發電機

氣渦輪機利用燃油引擎帶動發電機產生電力，一般在核電廠中，當廠內、外交流電源均失電後，CTG可提供作為後備電源。

#### C T M T Containment

##### 圍阻體

圍繞反應爐之鋼筋混凝土結構物，用以“包封”事故發生時所釋出之分裂氣體，以減緩事故對環境造成之影響。沸水式核電廠通常所稱之『圍阻體』係指一次圍阻體，以核四廠為例，一次圍阻體包括乾井（DW）及濕井（WW）兩部分區域，而在一次圍阻體外，尚

另有一層鋼筋混凝土結構物，一般稱為二次圍阻體，二次圍阻體將一次圍阻體完全包容於其中，當一次圍阻體開放（如歲修期間）時，二次圍阻體即可充當一次圍阻體之功能，而機組正常運轉中，若發生核子事故時，絕大部分之分裂氣體均被包容在一次圍阻體內，僅極少部分之分裂氣體會由一次圍阻體洩漏至二次圍阻體中，此極

少部分之分裂氣體會經由事故後自動起動之備用氣體處理系統（SGTS）過濾後再排出，以減少對環境造成之影響。

#### C W S     Circulating Water System

##### 循環水系統

一般蒸氣發電之電廠（核能電廠亦然）僅能利用蒸氣中部分的能量來發電，其餘熱量即是所謂的廢棄熱，必須經由冷卻媒介流體如海水或河水帶走，並排至大海或河川中，與該冷卻海水或河水相關的系統即稱之為循環水系統。

#### D B A     Design Basis Accident

##### 設計基準事故

核能電廠在設計與建造時，必須以一些假想事故為基準，以設計建造保護核電廠安全所需之系統、結構及組件，使該等假想事故一旦發生時，前述之系統、結構及組件均有足夠之能力抵擋事故，確保公眾安全。此等作為系統、結構及組件設計與建造之依據，以保障核電廠安全所需的假想事故，稱之為設計基準事故。

#### D C H     Direct Containment Heating

##### 圍阻體直接受熱現象

當發生嚴重核子事故時，如果反應器壓力容器（RPV）又因故破裂，高能量之爐心熔融物噴出，使圍阻體內之溫度及壓力急劇上升，此現象稱為圍阻體直接受熱現象。

#### D C S     Data Communication System

##### 數據傳輸通訊系統

指儀控系統內或系統各個組件間之數據傳輸網路，此系統可分為緊要多工系統（EMS）及非緊要多工系統（NEMS）二類。

#### D C V     Drywell Connecting Vent

##### 乾井通洩管

乾井通洩管之作用為在發生爐水流失事故（LOCA）時，將沖放至乾井空間內之蒸汽導引至抑壓池冷凝，以降低乾井壓力。

#### D F S E R     Draft Final Safety Evaluation Report

##### 安全評估報告草案

此為美國核管會審查各種設計申請案後所撰擬之審查結論報告草案。一般而言，DSER(或DFSER)皆為美國核管會技術幕僚向該會委員所提出之報告。以奇異公司所送審之進步型沸水式反應器之標準設計為例，技術幕僚曾撰擬兩份審查結論報告，初期為DSER,後期為DFSER。

D I V Division

區

沸水式核電廠之安全系統通常以“區”區分之（亦有稱之為“串”者），一個區代表一套具有獨立功能的系統，包括：有獨立之電源，區與區之間完全保持分離，互不干擾，並具備足夠之容量（如打水量或熱移除能力等）以獨立應付各個設計基準事故（DBA）。以核四廠為例，該廠之緊急爐心冷卻救援系統分為三區，理論上只要其中一區功能正常，即可保護反應爐之安全。

D N B Departure from Nucleate Boiling

偏離核沸騰

在核沸騰向膜層沸騰轉變過程中，由於加熱表面和冷卻液體之間形成的汽膜減少了從表面到液體的傳熱，致使在熱流密度與溫差曲線上出現一個極值時之沸騰現象。

D T M Digital Trip Module

數位跳脫模組

指以微處理器為基礎，以執行跳脫功能之數位儀器模組，有別於類比電路為主之模組，參見類比跳脫模組（ATM）。

D W Drywell

乾井

一次圍阻體內除抑壓池區域外，其餘之空間稱為乾井，乾井除提供反應爐壓力容器等設備之容納空間外，事故時可容納洩漏於此空間之蒸汽，並藉由乾井通洩管（DCV）將蒸汽導引至抑壓池（S/P）冷卻凝結。

D W C Drywell Cooling System

乾井冷卻系統

當核能機組正常運轉時，反應爐及其他相關管路、設備等均會釋出熱量至乾井空間，本系統之功能即在執行乾井空間之冷卻以維持該空間適當之溫度。

E A B Exclusion Area Boundary

禁建區邊界

禁建區為核電廠周圍由業主（電力公司）所控制之區域，此區域範圍之訂定係依據核能電廠假想核子事故發生時，輻射劑量分析之結果而訂定，依我國「原子能法施行細則」第八條規定，當假想之核子事故發生時，在禁建區邊界上之個人，於二小時內接受來自體外之全身劑量不得超過二百五十毫西弗，來自碘之甲狀腺劑量不得超過三西弗，禁建區之劃定須符合此規定，並由業主報請原能會核定。

E C C S Emergency Core Cooling System

緊急爐心冷卻系統

當反應爐發生爐水流失事故（LOCA）時，此系統即負責補充冷卻水至爐心，以防核燃料過熱受損。此系統包括高壓系統如HPCF、RCIC、ADS及低壓系統如LPCF等。

E C W Emergency Chilled Water System

緊急寒水系統

核電廠許多安全相關設備，在事故狀況下必須能夠持續運轉，以發揮其必要之安全功能，但設備運轉時所產生之熱量將使室溫升高，而可能影響其運轉之穩定性，故必須配置空調通風系統，以維持適當之環境溫度。然空調系統之正常運轉，則有賴供給充分之熱傳媒介流體（即寒水），俾將該系統所吸收的熱量有效移除。ECW主要功能即在事故狀況下提供反應器廠房、控制廠房安全相關設備區及主控制室空調通風系統所須之冷卻用水。

E D G Emergency Diesel Generator

緊急柴油發電機

供應一座核能電廠所需的電源，其來源有三；其一為該電廠本身所發之電力，取其部分（一般在機組額定電力的5%左右）直接為機組所用；其二為廠外本島電力網輸送至廠內之電力（俗稱外電，一般有345仟伏、161仟伏及69仟伏等不同迴路）；其三為廠內緊急柴油發電機。核電廠之安全相關設備，正常狀況下由前二項電源供電，當前二項電源故障時，緊急柴油發電機即迅速自動起動供電。此外，在發生爐水流失事故時，緊急柴油發電機亦會自動起動待機，作為正常電源之後備電源。

E D S Equipment Drain Sump

設備洩水集水池

核電廠廠房內收集管路、閥門或泵浦軸封等設備之洩水所設置之集水池，稱為EDS，EDS內所積存之洩水可傳送至廢液系統處理。

E H C Electro-Hydraulic Control

電子液壓控制系統

此為主汽機控制系統，利用電子儀控信號配合高壓液壓油系統控制汽機閥門，以達到控制及保護汽機之功能。

E M S Essential Multiplexing System

緊要多工系統

為儀控資料傳輸系統，緊要多工系統主要傳輸安全相關之訊號，以提供資料給安全保護用與顯示用之相關控道，進而控制安全系統設備之運作。

E O C End of Cycle

燃料週期末期

燃料週期詳BOC，當核能機組已運轉將近一個燃料週期，即已接近準備停機進行設備維修、保養之階段時，稱為燃料週期末期。

E O P Emergency Operating Procedure

緊急操作程序書

為核電廠中的一種既定操作程序書，其目的在指導運轉人員於事故或暫態狀況下，採取必要的行動及操作，以減緩事故或暫態之後果。

E P G Emergency Procedure Guideline

緊急操作指引

緊急操作指引為某種特定型式之核電廠業者組織（Owners Group，如壓水式或沸水式核能機組業者組織）依據該型機組之特性，所發展出來針對緊急狀況下之一般性操作指引，唯此一般性指引須由各核電廠再依據本身之系統設計，編寫可供實際應用於該個別廠之緊急操作程序書（EOP）。

E P R I Electric Power Research Institute

美國電力研究所

E S F Engineered Safety Feature

特殊安全設施

用以防止、限制或減輕事故時放射性物質外釋量的系統及設備之總稱，主要包括圍阻體系統、緊急爐心冷卻系統及控制室空調系統等。

F C I Fuel Coolant Interaction

燃料與冷卻水作用

當嚴重核子事故發生時，高溫之核燃料與水發生劇烈反應，大量能量在短時間內釋出，造成水蒸汽急速增加，產生壓力波，進而破壞圍阻體結構之現象。

F C S Flammability Control System

可燃氣體控制系統

本系統之功能與一次圍阻體大氣控制系統（ACS）類似，避免一次圍阻體在事故後發生氫爆之問題，系統配備二台氫氧再結合器，當事故發生後，若測得一次圍阻體含氧量偏高時，即可起動氫氧再結合器，以控制一次圍阻體空間內含氧量至引爆點以下之濃度。

F D S Floor Drain Sump

地板洩水集水池

地板洩水集水池收集設備、管路洩漏至地板之洩水，再將其泵送至廢液系統處理。

F H A Fuel Handling Accident

燃料吊運事故

為事故分析中之一種假想事件情況，指在爐心燃料吊運過程中，因吊運設備發生故障，使得燃料束墜落之意外狀況。

F L Fuel Loading

燃料裝填

指依事先設計好之爐心燃料束擺放佈局，將核燃料逐束吊運至爐心適當位置之作業。

F M C R D Fine Motion Control Rod Drive

微調控制棒驅動系統

核四廠反應爐控制棒之驅動方式，除仍保有傳統沸水式反應器以液壓驅動控制棒作較大距離之抽插功能外，另亦可以電動馬達驅動控制棒作小距離之移動，此稱為微調控制棒驅動系統。

F M E A Failure Mode and Effects Analysis

故障模式與影響分析

評估設備或組件可能發生之各種故障狀況，並針對各種類型故障狀況發生時，對系統或機組整體之影響進行分析。

F P C U Fuel Pool Cooling and Cleanup System

燃料池冷卻淨化系統

反應爐使用過之燃料由爐心移出後，儲存於用過燃料池中，由於燃料內仍有放射性物

質持續衰變會釋放出少量熱量，故仍需持續不斷的加以冷卻，本系統之功能即持續不斷的執行此項冷卻工作。此外，系統並有淨化池水水質之功能。

F S A R Final Safety Analysis Report

終期安全分析報告書

核電廠業主（即電力公司）於核能電廠建廠完成後，為申請機組使用執照而向核能主管機關所提出之技術性文件。

F T D C Fault Tolerant Digital Controller

容錯式數位控制器

指由多只以微處理器為基礎之數位控制器所組成之控制器組。任一控制器可獨立進行參數之收集處理及送出控制信號，並具有自我測試之功能。各控制器之間可自動互相比對信號之正確性。此種設計在任一單一控制器故障之狀況下，仍維持輸出信號之穩定及正確性。

F W Feedwater System

飼水系統

負責供給冷卻水至反應爐以維持反應爐正常運轉之系統，稱為飼水系統。冷卻水進入反應爐後，因吸收爐心內之熱量而沸騰為水蒸氣，水蒸氣送至汽輪發電機發電後，於冷凝器凝結為水，進入飼水系統，再送回反應爐，完成一閉路循環。

F W C S Feedwater Control System

飼水控制系統

輸送至反應爐之冷卻水量必須維持適中，過少可能造成爐心冷卻不足，過多亦會使產生之蒸汽中溼度偏高，有損汽機葉片。本系統之功用即在控制補入反應爐之水量，以維持核能機組之穩定運轉。

F W C F Feedwater Controller Failure

飼水控制失效

為事故分析中假想之一種事件狀況，即因飼水控制系統之故障，導致飼水量異常之狀況。

G C B Generator Circuit Breaker

發電機斷路器

此斷路器控制發電機之併聯及解聯，發電機產生之電力須透過此斷路器，再經變壓器提昇電壓後，才能輸送至外界。

G D C General Design Criteria

一般設計準則

美國核管會於聯想法規10CFR50附錄A中對核能電廠設計之一般性要求，計含通盤性要求、分裂產物多重屏障、反應爐保護及反應度控制、流體系統、圍阻體、及輻射管理等主要項目。



G E S S A R GE Standard Safety Analysis Report

奇異公司標準安全分析報告書

奇異公司對進步型沸水式反應器 ( ABWR ) 所提出並經美國核管會審查通過之安全分析報告書即稱為GESSAR。

G L Generic Letter

美國核管會通函

美國核管會為通知持照者或申請執照者有關執照與時程之管制要求、澄清核管會政策或要求電廠針對某些問題提出相關資料等事項所發出之函件，通常會於通函中作強制性之要求。

G S I Generic Safety Issue

一般安全事項

核能電廠之設計理念係以安全為首要考量，為增加核電廠設計與運轉上之安全餘裕，美國核管會持續透過各種資訊管道（例如核能電廠運轉經驗、研究計劃成果、核管會內部執行安全審查結論及顧問公司或廠家設計審查等），發掘出與安全相關之事項，並經由不斷之分析研究，瞭解個別事項對安全之影響程度，進而提出相關之改善方案，以有效提昇核能電廠之安全性，增加安全餘裕。由於這些安全事項並非針對特定核電廠，故即以『一般安全事項』稱之。一般安全事項經美國核管會以其安全重要性進行初步評估，並依其優先性將其分為A、B、C、D四類，其中A類項目表示係對安全性有較高影響程度之事項宜優先改善，B、C、D類則依序遞減其安全重要性及優先性，各項GSI之內容及分類均詳列於美國核管會報告NUREG-0933中。

H C U Hydraulic Control Unit

液壓控制單元

沸水式反應爐之控制棒係安裝在反應爐下方，插棒時由下往上(即往爐心)，抽棒時則反向行之。當以液壓動力執行一般性之插棒(即非緊急情況之插棒)時，係將液壓動力引導至其驅動活塞之下方，即可進行插棒之操作。反之，當液壓動力引導至驅動活塞上方，可執行抽棒之操作。液壓控制單元之作用，即在接收到控制系統之指令時，藉由控制數只電磁閥之動作順序，以改變驅動水壓之路徑達到抽插控制棒之目的。此外，當緊急狀況而必須快速插棒(即所謂“急停”)時，則另配備有蓄壓器，提供控制棒緊急插入所須之液壓動力來源。

H E P A High Efficiency Particulate Air Filter

高效能微粒吸收(過濾)器

能夠把空氣流中所含粒子物質移除99.97%以上(即僅萬分之三的粒子未被截留下來)的空氣過濾器。

H P C F High Pressure Core Flooder System

### 高壓爐心灌水系統

為緊急爐心冷卻系統（ECCS）之一支系統，於發生反應爐爐水流失事故（LOCA）時，可自動起動，迅速補充冷卻水至反應爐，保持爐心足夠之冷卻水量。

H P M E High Pressure Melting Ejection

高壓熔融物噴出

嚴重核子事故發生時，如果反應器壓力容器（RPV）破裂，而反應器仍在高壓狀態下，則帶有高能量之熔融物質將由壓力容器底部噴出，此即HPME之現象。

H V A C Heating, Ventilating, and Air Conditioning

空調系統

核電廠廠房內設備持續運轉產生之熱量或高溫流體經由管路表面釋出小部分熱量至廠房空間，將使該空間溫度升高，不利人員及設備，故須將該熱量加以移除，空調系統之功能即為提供各廠房適當之通風冷卻，以維持適當之廠房環境溫度。

I A I R Instrument Air System

儀用空氣系統

電廠許多儀控設備及氣動閥門等均須使用壓縮空氣進行操作，本系統之功能即利用壓縮機提供乾燥品質之壓縮空氣給圍阻體以外之一般儀控設備使用。

I C E A Insulated Cable Engineer Association

絕緣電纜工程師協會

I E B IE Bulletin

美國核管會公報

美國核管會公報係核管會用來要求持照者書面答覆有關安全等方面之重大問題，其內容可要求持照者針對該項問題限時採取行動，但並不涉及執照條件之新增或修改。

I E E E Institute of Electrical and Electronic Engineers

電機及電子工程師協會

I E N IE Notice

美國核管會通告

美國核管會通告為核管會用來通知持照者有關安全或環境上之問題，其內容僅供參考辦理，並不須要完全遵照，也不須要回覆核管會。

I G S C C Intergranular Stress Corrosion Cracking

晶間應力腐蝕裂痕

當下列三種條件同時存在，（1）材料內有應力存在（2）材料結構（因銲接）受到敏化（sensitized）（3）環境中存在助長腐蝕之條件（如氧、氯之存在），則金屬材料可能沿晶粒之邊界產生裂痕，此種裂痕即稱為IGSCC。

I L R T Integrated Leak Rate Test

一次圍阻體總洩漏率測試

指將核能電廠一次圍阻體內部加壓至設計基準事故 (DBA) 所預估之尖峰壓力下，量測一次圍阻體之總洩漏率，以驗證其是否能符合完整性之要求，確保事故時民眾所受之輻射劑量能符合法規要求。本項測試除須於試運轉階段執行外，其後於營運期間每十年亦必須執行三次。

#### I S I Inservice Inspection

##### 營運期間檢查

核能電廠安全相關之結構、系統及組件(SSC)，因經常承受高溫、高壓或高輻射，故須依據ASME規範第十一部分之規定，在使用期間定期執行非破壞性檢驗，以準確查出潛伏之缺失，並預作防範。

#### I S L O C A Intersystem LOCA

##### 系統間冷卻水流失事故

指反應器冷卻水系統 (RCS) 與低壓系統之界面破壞，致使冷卻水流入低壓系統中，而導致類似LOCA之事故。

#### I S T Inservice Testing

##### 營運期間測試

核電廠安全相關之結構、系統及組件(SSC)，須在營運期間依據ASME規範定期執行各種功能測試，以確保這些結構、系統及組件於緊急事故狀況時能發揮其必要之功能，此種營運期間之功能測試，稱為IST。

#### J T G Joint Test Group

##### 聯合測試小組

聯合測試小組為核能機組試運轉期間，由電力公司、顧問公司及廠家人員共同組成之測試執行專責組織。

#### L B B Leak Before Break

##### 斷前先漏

核能電廠中所使用的不銹鋼管件，因其管材具有韌性，若有破裂可能，會先行發生洩漏現象，可以及時偵測，俾加以預防，不致發生突然斷管之事件。

#### L B L O C A Large-Break LOCA

##### 大破口冷卻水流失事故

於反應爐壓力邊界發生大口徑破管，而導致一次系統快速洩壓且低壓補水系統必須起動補水以維持足夠爐心冷卻之事故。

#### L C O Limiting Condition for Operation

##### 運轉限制條件

即為核電廠運轉規範中對各系統或運轉參數(如爐心熱限值)的最低要求，若無法符合該最低要求，則必須依照運轉規範之要求，限期執行因應措施(包括限期修復降載或停機等)，以保障機組之安全。

L D F Lower Drywell Flooder

乾井底部灌水器

發生嚴重核子事故時（如爐心冷卻水嚴重不足導致爐心融損之狀況），乾井底部溫度可能升高，藉由裝置在抑壓池池壁之高溫可融式安全閥及管路，將部分抑壓池水導引至乾井底部執行冷卻功能。雖然此類事故發生之機率微乎其微，但核四廠仍增加此項設計，以增加應付事故之能力。

L F W H Loss of Feedwater Heating

喪失飼水加熱

飼水進入RPV前須先經飼水加熱器提昇水溫，如果飼水加熱器因故喪失功能，則進入RPV之飼水溫度將降低，此種狀況即稱為喪失飼水加熱。此亦為事故分析所假想之事件狀況之一。

L H G R Linear Heat Generation Rate

單位長度發熱量

指燃料棒每單位長度所產生之熱量，單位通常為千瓦/呎，此數值通常引用為爐心核燃料熱限值之一。

L O C A Loss-of-Coolant Accident

爐水流失事故

反應爐發生相關管路或設備破損之狀況，致爐水由破漏處大量流失，此種意外事故即稱為LOCA。

L O O P Loss of Offsite Power

喪失廠外電源

自核電廠廠外電力網輸送至廠內之電力（俗稱外電），一般有345仟伏、161仟伏或69仟伏等不同迴路，喪失廠外電源即指前述外電全部斷電之意外狀況。

L P C F Low Pressure Core Flooder

低壓爐心灌水系統

為緊急爐心冷卻系統（ECCS）之一支系統，當發生爐水流失事故（LOCA）時，此支系統即自動起動，並俟反應爐壓力降至LPCF設計允許之灌水壓力時，即迅速補充冷卻水入反應爐，以保持爐心足夠之冷卻水量。一般而言，此ECCS系統並非單獨成一體的冷卻系統，而是由機組中已配置之餘熱移除系統（RHR）諸多運轉模式中，取其中一個模式來充當LPCF而已。

L P F L Low Pressure Flooder System

低壓爐心灌水系統

與LPCF相同，請參見LPCF之說明。

L P R M Local Power Range Monitor

局部能階偵測系統

反應爐爐心各部位產生熱量之多寡與其中子通量成正比，本系統係在爐心內各個不同位

置設置許多固定式中子偵測器，以量測爐心內各局部區域中子之通量，並提供信號至平均能階偵測系統（APRM），以量取整體爐心產生之功率。

L P Z Low Population Zone

低密度人口區

係指環繞核電廠四週若干半徑範圍內之區域，該區域可供居民居住，但人口總數及密度究應稀疏至何種程度方屬合理，則以“在嚴重事故發生時，是否可以適時對區內之居民採取疏散、掩護等措施”為考量之依據。目前我國核子設施LPZ範圍之劃定係依「原子能法施行細則」第八條之規定辦理。

L R W B Load Rejection Without Bypass

棄載未旁通事件

此為事故分析所假想之一種狀況，即因輸電系統發生故障，使得發電機電力無法輸出，導致汽機控制閥快速關閉，若此時所有汽機旁通閥又因故無法開啟以調節反應爐之壓力時，稱為LRWB。

M A P L H G R Maximum Average Planar Linear Heat Generation Rate

最大平面長度平均發熱量

參見APLHGR之說明，MAPLHGR係指整個爐心中最高之APLHGR值。

M B A Mislocated Bundle Accident

燃料束錯置事件

為事故分析中假想之一種事件，即核燃料裝填至爐心時，裝填位置錯誤，而於其後之檢查過程亦未發現錯誤，機組隨後起動運轉之狀況。

M C C I Molten Core-Concrete Interaction

熔融爐心與混凝土交互作用

當反應爐發生爐水流失事故後，如果爐心未能及時獲得有效之冷卻，爐心便開始因高溫而熔化，若反應器壓力容器（RPV）亦遭受高溫而破裂，使熔融物掉入爐穴中，高溫熔融物將與混凝土作用，產生不凝結氣體，此現象即為MCCI。

M C P R Minimum Critical Power Ratio

最低臨界功率比

臨界功率比為臨界功率（燃料束開始產生暫態沸騰時之功率）與燃料束實際功率之比值，此值愈大，表示離產生暫態沸騰之餘裕愈大。爐心中每一燃料束均有其CPR值，最低臨界功率比即是爐心中所有燃料束中CPR最低者。

M C R Main Control Room

主控制室

為核電廠控制之中樞，核電廠之重要安全設備及發電設備均可由此處遙控操作。

M F B A Misoriented Fuel Bundle Accident

燃料束誤旋轉事件

為事故分析中假想之一種事件狀態，即核燃料裝填至爐心時，燃料束之裝填方位(即位

置正確，但方向錯誤)發生錯誤，而於其後之檢查過程亦未發現錯誤，機組隨後起動運轉之狀況。

#### M G Motor-Generator

##### 馬達發電機組

馬達發電機組係由一只電動馬達及一只發電機構成，由電動馬達帶動發電機，產生特定電壓、頻率之電源，供給負載使用。在核四廠之設計中，即配置馬達發電機組，提供電源予反應爐內再循環泵(RIP)馬達使用。由於馬達發電機組配備有飛輪(FLYWHEEL)，利用飛輪轉動時之慣性，能達到穩定輸出頻率及電壓之目的，此外當電廠發生喪失交流電源之狀況時，短時間內利用飛輪轉動之慣性仍能帶動發電機轉動，使得供給至RIP之電源不致突然完全喪失，藉此可減緩RIP轉速下降速率，使得爐心水流遞減速率亦隨之減緩，對喪失外電暫態時防止爐心燃料破損有相當助益。

#### M I L United States Military Standard

##### 美國軍規標準

#### M L H G R Maximum Linear Heat Generation Rate

##### 最大單位長度發熱量

請參見LHGR之說明，MLHGR係指爐心中所有LHGR之最高者。

#### M O V Motor Operated Valve

##### 馬達操作閥

指以馬達作為開關動力之閥門。

#### M R B M Multi-Channel Rod Block Monitor

##### 多控道阻棒監測器

多控道阻棒監測器由局部能階偵測系統(LPRM)及平均能階偵測系統(APRM)取得信號，以監測控制棒抽動時爐心局部功率變化之情形，並以爐心流量作基準產生阻棒之設定點，當局部功率超出設定點時，即發出阻棒信號阻止控制棒進一步抽出。

#### M S Main Steam System

##### 主蒸汽系統

反應爐運轉所產生之蒸汽，經由本系統引導至汽機，以推動汽機並帶動發電機產生電力。

#### M S I V Main Steam Isolation Valve

##### 主蒸汽隔離閥

即是將反應爐所產生之蒸氣加以隔離(或切斷)，不使往下游管路輸送的閥門。一般沸水式核能機組從反應爐往外送的有數條主蒸氣管，每一主蒸汽管於圍阻體內各設置一只隔離閥，其作用在於發生事故時，會自動快速關閉，以限制可能之爐水流失或放射性物質外釋。

#### M S L Main Steam Line

##### 主蒸汽管

係由反應爐往外(即往汽輪機方向)輸送蒸氣的大口徑管路，一般沸水式反應爐設計有

四條。

M S L Mean Sea Level

平均海平面高程

為一水平線之高程，其值為介於高低海平面之間之平均值，作為量測陸地高度之基準值。

M S R Moisture Separator Reheater System

汽水分離再熱器系統

主汽機分為高壓汽機與低壓汽機，反應爐產生之蒸汽先送至高壓汽機做功，其排汽再送往低壓汽機。但主蒸汽推動高壓汽機做功後之排汽，會含有較高之水份，如直接送至低壓汽機，將會因水份之存在而造成低壓汽機葉片沖蝕受損，故高壓汽機之排汽必須經由本系統將其水份降低及再加熱後，才可再送至低壓汽機做功，而再加熱的目的是提高機組熱效率。

M W P Makeup Water Purified System

補充水淨化系統

本系統延續冷凝水補充及淨化系統(CMP)，提供除礦水至反應器廠房、控制廠房及其他廠房，做為沖洗、水封、偵測試驗、除污等用途。

N C W Normal Chilled Water System

正常寒水系統

本系統之功能為提供各廠房例常使用之空調通風系統冷卻用水，以維持廠房良好適當之空間溫度。

N E M A National Electrical Manufacturers Association

美國電器製造廠商協會

N E M S Non Essential Multiplexing System

非緊要多工系統

本系統之功能為提供非安全相關系統之儀控信號傳輸，請參見緊要多工系統(EMS)。

N F P A National Fire Protection Association

美國國家消防協會

N M S Neutron Monitor System

中子偵測系統

為量測反應爐爐心中子通量之設備，可提供反應爐功率指示並作為反應爐保護信號。此系統包括APRM、LPRM、SRNM及ATIP等支系統。

N P S H Net Positive Suction Head

淨正吸水頭

流體在泵進口處之壓力與該流體在該處實際溫度所對應之飽和壓力，兩者間的差值，稱為NPSH。當NPSH為正值時，代表流體無法沸騰產生汽泡，故不致於造成泵浦葉片孔蝕

( CAVITATION ) 而受損的現象，反之則泵將受損，故須保持相當之正值。

N R D S Non-Radioactive Drainage System

非放射性洩水系統

核電廠中收集海水、油污及其它未受放射性污染之洩水所需配置的系統。

N S A R C Nuclear Safety Associated Review Committee

核能安全審查委員會

N S S S Nuclear Steam Supply System

核能蒸汽供應系統

核能電廠之系統設備中與反應爐較直接相關之系統，稱為核能蒸汽供應系統，其中主要包括反應器及其冷卻水系統、反應器儀器系統及特殊安全設施等。

N U R E G Nuclear Regulatory Report

美國核管會報告

為美國核管會內部技術幕僚之正式報告或委外議題之研究報告、研討會論文集、國際合作項目之相關報告、討論過程中之往返書信、技術手冊等。以NUREG發行之文件一般僅供資訊性參考用，不具管制強制性。

O B E Operating Basis Earthquake

運轉基準地震

係指核能機組在營運年限內，可合理預期將會發生之地震強度，機組之設計應足以保證發生該等強度之地震時，仍可保持繼續運轉，而不致危及公共健康及安全。我國核電廠之設計，其OBE值一般為安全停機地震(SSE)的一半。

O G Off-gas System

廢氣系統

反應爐運轉時，產生之放射性氣體，跟隨主蒸汽至主冷凝器，本系統之功能即是將這些放射性氣體與其他不凝結氣體一併由主冷凝器中抽出，並以炭床將其滯留，讓放射性核種有充分之時間衰變（即讓放射性降低）後再排放。

O L Operating License

使用執照

係指電廠建造完成後，於燃料裝填前，電廠應提出終期安全分析報告書，經核能主管機關(原能會)審查，確認符合相關安全要求後，所核發之准許電廠開始運轉之文件。

O L U Output Logic Unit

輸出邏輯單元

指接受同一區（DIV）之跳脫邏輯單元（TLU）之信號，以硬體電路執行跳脫、復歸、自保等功能之邏輯單元，屬於安全系統與邏輯控制系統（SSLC）流程元件之一。

O P R M Oscillating Power Range Monitor

功率振盪監測器

功率振盪監視測器係由局部能階偵測系統（LPRM）取得爐心各區域功率分佈信號，用以監測爐心是否發生功率振盪之現象，當偵測出功率振盪現象時，將視振盪程度大小，適時送出信號予反應爐保護系統，將反應爐自動急停。

P A M Post Accident Monitor

事故後偵測系統

為一儀器系統，於事故發生後，可提供重要參數(包括反應爐壓力、乾井溫度壓力、圍阻體輻射強度、抑壓池水位溫度、ESF系統運轉參數及環境輻射狀況等等)之資訊，以作

為事故狀況研判之參考。

P A S S Post-Accident Sampling System

事故後取樣系統

為一流程取樣系統，提供核子事故發生後，能迅速並安全的分析反應爐爐水及圍阻體氣體之樣品，作為研判事故發展狀況之依據。

P C I S Primary Containment Isolation System

一次圍阻體隔離系統

核能機組正常運轉時，許多穿越一次圍阻體之管路必須保持暢通，但如果發生事故，為避免一次圍阻體內之放射性物質由前述管路洩漏出來，本系統將會迅速關閉該等管路之閥門，以防止放射性物質外釋。

P C S Plant Computer System

廠用電腦系統

又稱流程電腦系統 ( Process Computer System )，能提供正常及異常運轉時之各項流程參數之監視、計算及資料儲存等工作，其亦具有執行非安全有關系統控制信號之計算及指令等功能。

P C T Peak Cladding Temperature

燃料護套尖峰溫度

係指燃料護套所可能達到之最高溫度，此溫度常用以評估事故後是否會超出燃料護套之耐溫限度，而影響到燃料護套之完整性。

P M F Probable Maximum Flood

最大可能洪水

係根據歷史紀錄及對未來預測，以統計分析方法所得之最大洪水高度。

P M P Probable Maximum Precipitation

最大可能降雨量

係指根據歷史紀錄及對未來之預測，以統計分析方法所得之最大降雨量。

P R A Probability Risk Assessment

安全度評估

係指以機率的方法，來量化評估核電廠安全程度之分析方式。

P R M Process Radiation Monitor

流程輻射偵測器

為量測核電廠甚多個別系統中流體之輻射強度，通常在該個別系統之管路上裝設取樣管，並利用取樣泵持續抽取少量流體流經輻射偵檢器以進行連續性監測，此種偵測設備即稱為流程輻射偵測器。

P R N M Power Range Neutron Monitor

功率階中子偵測系統

本系統之功能為提供反應器核心平均功率及局部功率等資訊，包括局部能階偵測系統

(LPRM)、平均能階偵測系統 (APRM) 及功率振盪監視器 (OPRM) 等支系統。

P S I Pre-Service Inspection

營運前檢測

安全相關結構系統及組件 (SSC) 於正式併入系統使用前所執行之非破壞性檢測，以提供SSC將來執行ISI時劣化比對之基準數據，並確認設備能達到應有功能。

P S A R Preliminary Safety Analysis Report

初期安全分析報告書

核電廠業主 (電力公司) 為申請核能機組建廠許可而向核能主管機關所提出之技術性文件。

P S W Potable and Sanitary Water

飲用水及衛生廢水系統

核電廠中屬一般飲用水及廢水處理之系統。

Q A Quality Assurance

品質保證

為確保某項設備或設施能發揮其應有之設計功能，從設備之設計製造或設施之興建開始，以至設備及設施營運期間所採取之一切有計劃有系統的管制、檢驗及稽查等措施，均稱為品質保證。核能電廠不論建廠階段或營運階段，均須建立嚴密之品質保證方案，目前國內核電廠之品質保證方案係依據美國聯邦法規第10篇第50單元附錄B之品質保證要求所訂定，其內容涵蓋極廣，包括組織、設計管制、採購文件管制、文件管制、檢驗稽查及工作程序書、圖面管制等共十八大項，故一般均稱此為品質保證十八條準則。

R A T Reserve Auxiliary Transformer

後備輔變

指將廠外電源降壓以供電至廠內一般匯流排或緊要匯流排之變壓器。以核四廠為例，共有兩台後備輔變，將161KV之廠外電源降壓後供電至13.8KV及4.16KV匯流排。

R B C W Reactor Building Cooling Water System

反應器廠房冷卻水系統

為一淡水系統，提供冷卻水至反應器廠房，以冷卻大型設備 (如馬達、泵浦等) 因運轉所產生之熱量，此外並提供執行用過燃料池冷卻 (FPCU) 及停機冷卻 (SDC) 等操作所需之冷卻水源。

R B H V Reactor Building HVAC System

反應器廠房空調系統

請參見HVAC空調系統之說明。

R B S W Reactor Building Service Water System

反應器廠房冷卻海水系統

為一海水系統，提供海水以冷卻反應器廠房冷卻水系統 (RBCW)，亦即RBCW由廠房設備所移出之熱量經由熱交換傳予本系統後，排至大海。



R C C V Reinforced Concrete Containment Vessel

鋼筋混凝土圍阻體

以鋼筋混凝土為結構主體之圍阻體，核四廠之圍阻體亦採用此型，詳參圍阻體(CTMT)之說明。

R C I C Reactor Core Isolation Cooling System

爐心隔離冷卻系統

反應爐爐心之冷卻一般係以冷卻水流入，蒸氣流出之循環迴路方式來達成，如因故該迴路被阻絕（如迴路中之相關閥門關閉等），則將喪失冷卻功能，此異常狀況下，負責執行反應爐冷卻功能之系統即稱之為RCIC。一般爐心隔離冷卻系統之設計，係利用反應爐餘熱所產生之蒸汽推動泵浦，並帶動冷卻水進入反應爐，除提供冷卻功能外，另亦達到消耗餘熱降低反應爐壓力溫度之目的。本系統同時亦是緊急爐心冷卻系統（ECCS）之一個支系統。

R C I S Rod Control and Information System

棒位控制及資訊系統

為一控制系統，藉由此系統運轉員可送出指令操縱控制棒之抽出或插入，此系統並提供控制棒位置等資訊顯示。

R C P B Reactor Coolant Pressure Boundary

反應器冷卻水壓力邊界

核能電廠一般運轉於相當高的壓力下(沸水式約70 kg/cm<sup>2</sup>)而系統中必須承受高壓力的壓力槽、管路、泵與閥定義為反應器冷卻水壓力邊界；

(1) 反應器冷卻水系統

(2) 與反應器冷卻水系統相連之管路

- (i) 穿越主圍阻體看到最外緣的圍阻體隔離閥止
- (ii) 未穿越主圍阻體者，到在正常運轉下關閉的第二個隔離閥止
- (iii) 安全釋壓閥

R C S Reactor Coolant System

反應器冷卻水系統

指反應爐爐心冷卻水所流經之路徑及與此路徑相關之組件設備，包括反應爐壓力槽、再循環系統及其它提供冷卻水之系統。

R F C Recirculation Flow Control System

再循環流量控制系統

為控制反應爐再循環泵之轉速，以改變流經爐心冷卻水流量並藉以改變反應爐功率高低之控制系統。

R G Regulatory Guide

法規指引

美國核管會所出版之文件，目的在闡述該會對美國聯邦法規第十篇（10CFR）中有關規定或問題之立場，以供核電廠業主遵循。法規指引屬建議性文件，不具強制性。

#### R H R Residual Heat Removal System

##### 餘熱移除系統

反應爐停機後，因爐心燃料內之放射性物質仍持續衰變而釋出少量熱量（俗稱餘熱），故須繼續執行冷卻，將此餘熱帶走，本系統即在提供此項冷卻之功能。另外，RHR亦提供包括抑壓池冷卻、低壓爐心灌水（LPCF）乾濕井噴灑（WDSC）及燃料池輔助冷卻等多項功能。

#### R I P Reactor Internal Pump

##### 反應爐內再循環泵

係沸水式核能機組中驅動反應爐冷卻水循環流經爐心之水泵，傳統的沸水式反應爐其再循環泵均設置於爐外，進步型機組則將之移至爐內。從驅動水流的功能來看，兩者並無不同，但從人員輻射劑量及機組安全性來看，則後者將比前者有明顯之改善。

#### R P S Reactor Protection System

##### 反應爐保護系統

利用儀器偵測反應爐運轉中之重要參數（如反應爐水位、壓力、功率等等），一旦運轉參數發生異常狀況，達到預設之反應爐急停設定值時，立即動作將所有控制棒快速插入爐心，使反應爐停止運轉。

#### R P T Recirculation Pump Trip

##### 再循環泵跳脫

因應不同之運轉暫態（如汽機跳脫、反應爐低水位或高壓力），再循環流量控制系統可自動跳脫四至十台RIPs，迅速降低反應爐功率，以確保爐心不致超出熱限值。

#### R P V Reactor Pressure Vessel

##### 反應器壓力容器（或稱反應爐）

為一巨大之鋼製容器，係核能電廠產生熱源的地方，亦係核能機組的心臟，該容器能承受高溫高壓，內部主要為提供填放核燃料（或稱爐心）及其他相關附屬設備之空間。冷卻水由水泵打入反應爐，隨後流經爐心將核燃料所產生的熱量帶走，以供發電使用。

#### R R S Reactor Recirculation System

##### 反應爐再循環系統

反應爐再循環系統設計有十只反應爐內再循環水泵（RIP），泵浦運轉時驅動反應爐冷卻水循環流經爐心，並可藉改變循環水流量以達到控制反應爐功率之目的。

#### R S D Remote Shutdown System

##### 遙控停機系統

本系統提供主控制室以外之緊急備用控制地點及盤面，以防主控制室因故必須撤離人員時，仍可藉由RSD之控制達到安全停機的目的。

#### R W C U Reactor Water Cleanup System

##### 爐水淨化系統

機組正常運轉中，反應爐冷卻水系統均在高溫之狀態，故高純度之水質對防止RCS材質腐蝕具有極正面之影響，RWCU之功能即在機組正常運轉之過程中，持續不斷地從RCS

中引導部分爐水，循環流經過濾式除礦床，並移除其中之雜質及腐蝕產物後，再回流入 RCS，以維持良好之水質。

R W E Rod Withdrawal Error

控制棒誤抽動

為事故分析中之假想事件狀況，即因操作員操作上之錯誤或自動控制系統之失靈，導致一組或單根控制棒不當連續抽出之狀況。

R W M Rod Worth Minimizer

控制棒本領限制器

控制棒本領之強弱與控制棒抽出之順序有關，為防止單一控制棒之本領過大，本系統在反應爐起動及低功率運轉期間，強制控制棒抽出順序必須遵循預設之序列，一旦發生不符合預設之序列，本系統將自動送出阻棒信號。

S A I R Service Air System

廠用空氣系統

電廠許多作業（例如除礦床樹脂之反洗傳送、使用氣動之工具等）均須使用壓縮空氣，本系統即提供適當品質之壓縮空氣供電廠一般性使用。

S A M Severe Accident Management

嚴重核子事故處理

係核能電廠發生超過緊急運轉程序書涵蓋範圍之事故後，電廠人員處置之相關作為。

S B O Station Blackout

電廠全黑

供應一座核能電廠所需電源的來源有三：其一為電廠本身所發之電力，取其部分（一般在機組發電量的5%左右）直接饋送機組所需；其二為廠外本島電力網輸送至廠內之電力（俗稱外電，一般有345仟伏、161仟伏或69仟伏等不同迴路）；其三為廠內緊急柴油發電機。當以上三種電源全部斷電時，稱之為廠區全黑。

S B P C Steam Bypass and Pressure Control System

蒸汽旁通及壓力控制系統

反應爐所產生之蒸汽量必須與被消耗掉之蒸汽量相同（即供需平衡），才能保持爐壓之穩定。本系統之功能即在藉由控制主蒸汽管下游閥門（包括主汽機控制閥及旁通閥）之開度，調整主蒸汽管流量使與反應爐產生之蒸汽量相當，以維持反應爐壓力之平穩。

S C R R I Selected Control Rod Run-In

預選控制棒插入功能

當機組發生二台以上之RIP跳脫，並伴隨有反應爐高功率、低流量之狀況時，此功能提供信號予棒位控制及資訊系統（RCIS），將預先選定之控制棒插入爐心，以降低反應爐功率並避免發生爐心功率振盪之異常現象。

### S D C Shutdown Cooling

#### 停機冷卻

為餘熱移除系統 (RHR) 運轉模式之一，即將反應爐於停止運轉後所繼續釋出之少量餘熱，藉由餘熱移除系統移除之。

### S D G Swing Diesel Generator

#### 核能機組間共用之柴油發電機

對一座具有學生機組的核能電廠而言，其每一機組除依設計配屬有若干部緊急柴油發電機外，為了增加營運彈性並提升安全度，另配置一部供兩部機組間共用的柴油機，以防發生任一機組內之任何一部柴油機不可用之狀況時，此共用之柴油機可以隨時配屬於該機組。由於此共用之柴油機可以隨時依需要配屬於任一部機組，像鐘擺一樣搖擺 (swing) 於任何一方，故稱 “ Swing Set ” 柴油機。

### S E C Y Office of the Secretary of the Commission

#### 核管會委員會文件

為核管會內部委員會之文件，由該會秘書處編號。主要用在核管會各單位對該會內部委員會所提問題之答覆、有關法規提案或提供資料報告給委員會，由此文件可透視委員會對某些技術問題的管制立場或管制政策的形成過程。

### S E E P Software Error Evaluation Program

#### 軟體錯誤評估計畫

為避免因軟體錯誤而產生共因失效的問題，所建立之評估計畫。計畫內容包括評估不可用之原因、受影響之組件及改正措施之內容及時程等。

### S G T S Standby Gas Treatment System

#### 備用氣體處理系統

核子事故發生後，一次圍阻體雖然會將主要穿越管路自動隔離，但一次圍阻體內之氣體仍可能有極少部分會洩漏至二次圍阻體內，備用氣體處理系統在事故發生時即自動起動，持續抽取二次圍阻體空間內之氣體，經高效能微粒吸收器 (HEPA) 及活性炭床過濾吸附後才排出，以避免由一次洩漏至二次圍阻體之氣體，未經處理過濾即釋出至環境之情況。

### S J A E Steam Jet Air Ejector

#### 蒸汽抽氣器

此抽氣器係利用蒸汽高速流經其中段 (直徑較小處) 產生之低壓，將冷凝器中不凝結氣體抽出，送至下游之廢氣系統 (OG) 處理。此外，在抽氣之過程中，亦使冷凝器保持於適當之真空度，以確保機組之發電效率。

### S L C Standby Liquid Control System

#### 備用硼液控制系統

當反應爐發生 ATWS 之異常事故時，本系統即起動高壓泵浦將含硼液體注入反應爐內，利用硼原子吸收中子之特性，使反應爐安全停機。

S L U Safety System Logic Unit

安全系統邏輯單元

為安全系統與邏輯控制系統(SSLC)元件之一，其設計為接受特殊安全設施(ESF)數位跳脫模組(DTM)之信號，再據以執行反應器跳脫邏輯運算。

S / P Suppression Pool

抑壓池

指一次圍阻體下方之環型水池，除作為緊急爐心冷卻系統(ECCS)之水源、反應爐安全釋壓閥(SRV)洩放蒸汽之洩放池，事故時，亦可將洩漏至乾井內之蒸氣引導至此水池冷卻。

S P C U Suppression Pool Cleanup System

抑壓池淨化系統

提供多項與爐心冷卻相關之冷卻水源，故須維持良好之水質，本系統即抽取抑壓池池水，循環流經除礦床，以移除池水中雜質，並達到淨化池水之功能。

S P D S Safety Parameter Display System

安全參數展示系統

此為一電腦化數據展示系統，連續監測及展示電廠重要運轉參數，以供運轉員迅速偵知異常狀況，並供作狀況研判之用。

S R N M Startup Range Neutron Monitor

起動階中子偵測器

為中子偵測系統(NMS)之一，利用設置於爐心各處之數只分裂腔偵側器偵測爐心中子通量，主要為提供反應爐停爐、起動至APRM尚未有足夠信號前之爐心中子通量之指示，並提供信號至反應爐保護系統。

S R P Standard Review Plan

標準審查規範

標準審查規範為美國核管會所制定，係提供核管會人員審查核能電廠初期安全分析報告書(PSAR)及終期安全分析報告書(FASR)之指引，其章節之編排大致與該二份安全分析報告章節相同，內容列出審查各章節有關之聯邦法規(CFR)、一般設計準則(GDC)、法規指引(RG)、部門技術立場(BTP)、標準及其它準則，標準審查規範在美國核管會之文件編號為NUREG-0800。

S R V Safety Relief Valve

安全釋壓閥

安全釋壓閥是防止反應爐過壓的保護裝置，即當反應爐發生異常狀況，致爐壓居高不下且無其他適當管道降壓時，安全釋壓閥即自動開啟，洩放爐壓，以避免反應爐因過壓而受損。

S S A R Standard Safety Analysis Report

### 標準安全分析報告書

係指核反應器標準設計之安全分析報告書，如奇異公司對進步型沸水式反應器(ABWR)所提出之安全分析報告書即稱為GESSAR。

### S S C Structures, Systems and Components

#### 結構、系統及組件

是泛指核能電廠內所有結構、系統及組件之代稱。

### S S E Safe Shutdown Earthquake

#### 安全停機地震

為核能電廠所在地極有可能發生之最大地震，核能電廠重要之系統、結構及組件均依據該最大地震強度來設計，故能承受該最大地震而不致損壞，且當該等強度之地震來襲時，前述之系統、結構及組件仍能發揮其設計功能，將反應爐安全停機。因為根據SSE設計出來的系統、結構、及組件具有以上之安全特徵，故SSE又稱設計基準地震值。

### S S L C Safety System Logic and Control

#### 安全系統邏輯與控制系統

係指反應爐保護系統、ESF系統及圍阻體隔離系統等與保護核能機組安全有關之儀控系統，借此系統所擁有的數個獨立控道，可充分達成跳脫反應爐及起動安全設備之功能。

### S S P C Steel Structure Painting Council

#### 鋼結構塗裝委員會

### S T U D H Steel Torispherical Upper Drywell Head

#### 鋼製上乾井蓋

於乾井區域上方所裝置之鋼製頂蓋，平時作為一次圍阻體之邊界；於燃料填換時移除以作為燃料自爐心挪移之通路。

### T B C W Turbine Building Cooling Water System

#### 汽機廠房冷卻水系統

為一淡水系統，提供冷卻水至汽機廠房，以冷卻大型設備（如馬達、泵浦、發電機等）運轉所產生之熱量。

### T B S W Turbine Building Service Water System

#### 汽機廠房冷卻海水系統

為一海水系統，提供海水以冷卻TBCW，將TBCW由廠房設備所移出之熱量進一步傳予海水後，排至大海。

### T B V Turbine Bypass Valve

#### 汽機旁通閥

指主蒸汽不經汽機而直接排入主冷凝器之旁通管路上的閥門，核四廠共有十只旁通閥，接受蒸汽旁通及壓力控制系統 SBPC 之信號，以控制其開度。

T C V Turbine Control Valve

汽機控制閥

控制進入高壓汽機蒸汽之閥門，接受汽機控制系統之控制，以調整閥門開度，並控制進入汽機之蒸汽量。當汽機跳脫時，利用彈簧力可將其快速關閉。

T L U Trip Logic Unit

跳脫邏輯單元

為安全系統與邏輯控制系統(SSL)元件之一，接受反應爐保護系統及主蒸汽隔離系統數位跳脫模組(DTM)之信號，再執行跳脫邏輯之運算。

T M I Three Mile Island

三哩島事故

1979年發生於美國賓州三哩島壓水式核能電廠喪失爐心冷卻水並造成爐心局部熔毀之事故，該事件雖無人員傷亡，但卻造成核電廠經營者極大的財務損失。事故本身予全世界核能工業界極大的警訊，其後並在“人”、“機器”、以及“人機界面”等方面做了相當深入的檢討與改善，而奠定其後近二十年的時間當中，西方型式反應爐穩健營運的主因。

T S V Turbine Stop Valve

汽機斷止閥

蒸汽進入高壓汽機前之隔離閥，位於汽機控制閥上游，當汽機跳脫時利用彈簧力快速關閉以阻斷蒸汽進入汽機。

T T W B Turbine Trip Without Bypass

汽機跳脫且無旁通事件

為事故分析中所假設之一種事件狀況，即汽機因故跳脫，而所有之汽機旁通閥(TBV)亦均故障，無法開啟調節反應爐壓力之狀況。

U A T Unit Auxiliary Transformer

輔助變壓器

輔助變壓器係供電至廠內一般匯流排及部分緊要匯流排之變壓器，其上遊電源依電廠運轉狀況之不同，可有二種不同之來源：(1)當電廠已併聯發電時，輔助變壓器將發電機所輸出之部分電力直接降壓後提供至下游匯流排使用，(2)當電廠發電機解聯未發電時，345KV廠外電源可經輸電線路反向回送經主變壓器先行降壓後，再由輔助變壓器進一步降壓供電至下游匯流排。

U H S Ultimate Heat Sink

最終熱沉

指核能電廠安全有關係統最終之冷卻源，電廠反應器廠房運轉所產生無法利用之熱量，經由層層之冷卻水迴路帶出，最後均由反應器廠房冷卻海水系統進行冷卻，以核四廠而言，即指大海。

U S I Unresolved Safety Issues

安全懸案

安全懸案係美國國會對核管會之要求事項。在一九七七年通過之一項公眾法案中，美國國會要求核管會針對當時尚未能解決之一般安全事項提出改善對策、時程及執行經費預估，並於一九七八年一月一日向國會提出解決計畫，因此而有『安全懸案』名稱產生，核管會隨後如期向美國國會提出編號為NUREG-0410之報告，安全懸案實際上即為一般安全事項（參見GSI）中A類項目之一部分，目前相關之GSI及USI項目均詳列於NUREG-0933中。

W D S C Wetwell and Drywell Spray Cooling

乾濕井噴灑冷卻

為RHR系統運轉模式之一，在事故發生後可手動起動此模式運轉，分別於乾井及濕井內以噴灑冷卻水方式降低一次圍阻體溫度與壓力。

WW Wetwell

濕井

指一次圍阻體內抑壓池及其上方之空間。