國際核能安全公約
中華民國國家報告

行政院 原子能委員會

中 華 民 國 **101** 年 **3** 月

國際核能安全公約 中華民國國家報告

目　　錄

頁次

總論 x

第 1 章 引言 **1**

參考文獻(第 1 章) 3

第 2 章 國際原子能總署核能安全公約簡介 **4**

2.1 核能安全公約由來 4

2.2 簽約國義務 4

參考文獻(第 2 章) 6

第 3 章 現有核能電廠 **8**

3.1 國內現有核能電廠 8

3.2 主要安全評估 9

3.2.1 台電公司之核能安全文化方案 9

3.2.2 提出報告之要求 11

3.2.3 管制機關之審查、視察與評估 13

3.2.3.1 建廠執照、初次裝填核子燃料許可及運轉執照之申請與核准 13

3.2.3.2 整體安全評估 14

3.2.3.3 管制機關視察 14

3.2.3.4 核安管制紅綠燈 17

3.2.4 國際同業評估 18

3.3 安全提昇方案與做法 19

3.3.1 設計修改與設備變更之法規要求 19

3.3.2 強震自動急停 19

3.3.3 終期安全分析報告之更新 21

3.3.4 運轉技術規範之更新 24

3.3.5 國際合作 25

3.3.5.1 綜合性技術合作計畫 25

3.3.5.2 地震研究 26

3.3.6 安全度評估及其在風險告知上的應用 26

3.3.7 反應器運轉人員資格再評鑑 27

3.3.8 管制機關提昇運轉安全作爲與電廠重要改善措施 28

3.3.9 核能安全研究與發展 36

3.3.9.1 核能研究所 36

3.3.9.2 台電公司 39
參考文獻(第 3 章) 41
第 4 章 立法與核能管制架構 48
4.1 我國之立法與核能管制架構 48
4.2 核能管制法律及法規命令 49
4.2.1 基本法律 49
4.2.2 施行細則 52
4.2.3 法規命令 53
4.3 法令之執行 53
參考文獻(第 4 章) 54
第 5 章 核能管制機關 58
5.1 我國核能管制機關 58
5.1.1 管理權力 58
5.1.2 權限與責任 58
5.1.3 組織架構 58
5.1.3.1 原子能委員會 59
5.1.3.2 原子能委員會單位 59
5.1.3.3 附屬機構 62
5.1.3.4 諮詢委員會 64
5.1.4 財務與人力資源 67
5.1.4.1 財務資源 67
5.1.4.2 人力資源 68
5.1.5 原子能委員會與政府單位之業務關聯性 68
5.1.5.1 行政院部會 68
5.1.5.2 地方政府 70
5.1.5.3 立法院 70
5.2 核能管制機關與核能發展機構之功能區隔 70
5.2.1 原子能委員會與經濟部之功能區隔 70
5.2.2 永續能源之國家政策及原子能委員會的角色 70
參考文獻(第 5 章) 71
第 6 章 核能電廠持照者責任 75
6.1 核能電廠安全之主要責任 75
6.2 管制機關確保持照者履行其安全主要責任之機制 78
參考文獻(第 6 章) 79

第 7 章 安全第一 81
7.1 安全政策 81
7.2 安全文化 81
7.2.1 台電公司核能安全文化執行方案 81
7.2.2 台電公司核能安全文化強化方案 82
7.3 安全承諾 83
7.4 核能安全管制機關 84
7.5 安全相關之自發性活動與優良作業 84
7.5.1 核安管制會議 85
7.5.2 跳機肇因調查 85
7.5.3 電廠異常事件調查 85
7.5.4 電廠設備故障調查 85
7.5.5 發展嚴重事故處理指引 85
7.5.6 國際技術評估與同業評估 86
7.5.7 改正行動方案 87
7.5.8 執行維護法規 88
7.5.9 改良式運轉技術規範 89
7.5.10 虛驚事件調查 89
7.5.11 核安管制紅綠燈 89
7.6 增進核安管制資訊透明化做法 90
7.6.1 資訊公開作業機制 90
7.6.2 精進溝通宣導服務作爲 91
7.6.3 與地方政府建立夥伴關係 92
7.6.4 強化民眾參與共同監督 92
7.7 藉由國際合作增進核安管制技術 93
參考文獻(第 7 章) 93
第 8 章 財務與人力資源 94
8.1 財務資源 94
8.1.1 財務要求 94
8.1.2 執照持有者之財務資源 94
8.1.3 用以增進安全之資金支出 95
8.1.4 除役和放射性廢棄物管理之資金提供 95
8.1.5 核子事故衍生求償之財務保證方案 96
8.2 人力資源 96
8.2.1 執照持有者之人力資源 96

8.2.1.1 台電公司之員工與可用人力資源 96
8.2.1.2 台電訓練所 97
8.2.2 其他人力資源 97
8.2.2.1 核能研究所 97
8.2.2.2 培育核能人才之學術單位 98
8.2.3 人員資格、訓練與再訓練之法規要求 99
8.2.4 核子反應器運轉人員之法規要求 100
8.2.4.1 值班反應器運轉人員之人數要求 100
8.2.4.2 反應器運轉人員之資格要求 101
8.2.5 執照持有者對員工之訓練 104
8.2.5.1 反應器運轉人員訓練 105
8.2.5.2 反應器運轉人員再訓練 107
8.2.5.3 無證照技術人員訓練 107
8.2.5.4 一般員工訓練 108
8.2.6 管制單位之管制訓練 108
8.2.6.1 核能電廠視察人員 108
8.2.6.2 輻射防護視察人員 109
8.2.6.3 核子保安與緊急應變視察人員 110
8.2.6.4 放射性物料管理視察人員 111
參考文獻(第 8 章) 112
第 9 章 人爲因素 116
9.1 預防、偵測及改正人爲失誤做法 116
9.2 組織與管理議題 118
9.3 管制機關與設施運轉者的角色 119
9.3.1 管制機關 119
9.3.2 設施運轉者 119
參考文獻(第 9 章) 120
第 10 章 品質保證 123
10.1 品質保證方案 123
10.2 品質保證方案之施行與評估 123
10.3 構型管理 125
10.3.1 構型管理的目的 125
10.3.2 構型管理計畫 125
10.3.3 構型管理設計文件 125
參考文獻(第 10 章) 126

第 11 章 安全評估與驗證 127
11.1 確保核能電廠整個壽命週期均執行安全評估 127
11.1.1 運轉前之安全評估 127
11.1.2 運轉階段之安全評估 128
11.1.3 設計變更之安全評估 130
11.1.4 老化管理 130
11.1.4.1 台電公司核能電廠老化管理概要 130
11.1.4.2 未來展望 130
11.2 分析、監測、測試及視察等驗證工作 131
11.2.1 核能電廠視察 131
11.2.2 燃料填換安全分析 133
11.2.3 預防保養 133
11.2.4 其他運轉階段之安全分析 134
參考文獻(第 11 章) 134
第 12 章 輻射防護 136
12.1 管制架構與輻射工作人員防護 136
12.1.1 輻射防護之法律、施行細則及法規命令 136
12.1.2 職業曝露之合理抑低 137
12.1.2.1 核能電廠設計與興建時職業曝露之合理抑低 137
12.1.2.2 輻射曝露管制標準 137
12.1.2.3 輻射工作之管理 137
12.1.2.4 降低職業輻射曝露 137
12.1.2.5 人員劑量評定及其驗証 137
12.1.2.6 輻射防護之訓練 138
12.1.3 加強管制的作爲 138
12.1.3.1 游離輻射防護安全標準 138
12.1.3.2 建置及利用輻防管制系統 139
12.2 一般民眾之輻射曝露防護 139
12.2.1 放射性物質排放之劑量約束 139
12.2.2 核能電廠周圍民眾之劑量評估 139
12.2.3 台電公司之環境輻射監測 140
12.2.4 原子能委員會的環境輻射監測網 140
參考文獻(第 12 章) 140
第 13 章 緊急應變整備 148
13.1 廠內與廠外之緊急應變整備 148

13.1.1 法律及法規要求 148
13.1.1.1 各緊急應變組織之編組與任務 148
13.1.1.2 核能電廠經營者之緊急應變組織與任務 149
13.1.1.3 核子事故分類 149
13.1.1.4 緊急應變計畫區 150
13.1.2 規劃訓練與演習 151
13.1.2.1 緊急應變基本計畫與民眾防護計畫 151
13.1.2.2 核能電廠緊急應變計畫 151
13.1.2.3 訓練及例行設備測試 151
13.1.3 核安監管中心 152
13.2 民眾之通報與防護 152
13.2.1 緊急應變之整備 152
13.2.2 演習 153
13.2.3 復原措施 154
13.2.4 核子損害賠償 155
13.3 日本福島核能事故後我國緊急應變之因應規劃 156
13.4 配合國際體制及與鄰近國家關係 157
參考文獻(第 13 章) 157
第 14 章 廠址選擇 161
14.1 評估廠址相關因素 161
14.1.1 鄰近工業與軍事設施及交通 161
14.1.2 氣象 161
14.1.3 水文條件 162
14.1.4 地質與地震條件 162
14.1.5 龍門電廠興建計畫之選址經驗 163
14.2 個人、社會與環境安全影響評估 164
14.2.1 環境影響評估之管制要求 164
14.2.2 輻射事故後果評估 164
參考文獻(第 14 章) 165
第 15 章 設計與建造 170
15.1 防止放射性物質外洩 170
15.1.1 執照申請程序與管制要求 170
15.1.2 縱深防禦概念之施行 171
15.1.3 事故之預防與減輕 172
15.2 採用成熟技術 173

15.3 人爲因素與人機介面之考量 173
參考文獻(第 15 章) 174
第 16 章 運轉 175
16.1 核能電廠運轉的初次核准 175
16.2 運轉限值與條件 176
16.3 按照核准的程序書執行運轉維護檢查和測試 177
16.4 預期運轉暫態與事故之處理 180
16.4.1 核能電廠運轉狀態分類 180
16.4.2 暫態與事故處理 181
16.4.3 機組斷然處置程序 181
16.4.4 核能電廠事故處置流程 182
16.5 工程與技術支援 182
16.6 事件陳報 185
16.6.1 事件陳報之法規要求 185
16.6.2 核能發電機組急停後再起動 187
16.6.3 核能電廠異常事件和設備故障之評估 187
16.7 蒐集與分析運轉經驗之方案 189
16.7.1 核能先進國管制資訊研析與國際核能發電運轉經驗回饋 189
16.7.2 建立運轉維護經驗回饋制度 190
16.8 放射性廢棄物管理 190
16.8.1 低放射性廢棄物 191
16.8.1.1 低放射性廢棄物之處理 191
16.8.1.2 低放射性廢棄物之減量 193
16.8.1.3 低放射性廢棄物之貯存與最終處置 194
16.8.2 用過核子燃料 196
16.9 核能資訊透明化 197
參考文獻(第 16 章) 198
附錄 1 中英名詞/縮寫對照表 202
附件 1 國內核能電廠重要特性數據 213
主要貢獻單位與人員 221

圖目錄

頁次

圖 3.1　國內運轉中核能電廠年平均機組容量因數(加權平均) 45
圖 3.2　國內運轉中核能電廠年平均每部機組異常事件報告數 45
圖 3.3　國內運轉中核能電廠年平均每部機組跳機次數 46
圖 3.4　國內運轉中核能電廠固化低放射性廢棄物總年產量 46
圖 3.5　國內核能電廠所在位置圖 47
圖 5.1　原子能委員會組織架構圖 74
圖 6.1　典型台電核能電廠組織架構圖 80
圖 8.1　台電公司核能部門組織架構圖 115
圖 9.1　預防人因失誤之屏障 122
圖 12.1 全國輻射監測網 147
圖 13.1 中央災害應變中心組織圖 160
圖 14.1 新地震事證安全評估流程圖 169
圖 16.1 核能電廠機組運轉狀態與適用之對應程序書 201

表目錄

頁次

表 3.1 國內核能發電機組 2010 年運轉績效指標與世界核能發電協會(WANO)平均值之比較 42
表 3.2 國內核能發電機組基本數據資料 43
表 3.3 台電核能發電機組安全相關績效指標(1991 ~ 2010) 44
表 4.1 核子反應器設施管制法相關之法規命令 55
表 4.2 游離輻射防護法相關之法規命令 56
表 4.3 核子事故緊急應變法相關之法令規定 56
表 4.4 核子損害賠償法相關之法規命令 57
表 4.5 放射性物料管理法相關之法規命令 57
表 5.1 原子能委員會各機關預算與人力 73
表 8.1 台電公司各核能電廠設計變更案統計數字(2005 ~ 2010) 114
表 8.2 台電公司各核能電廠持有核能相關證照者統計數字(2010 年底) 114
表 9.1 影響核能電廠維修之重要因素 121
表 12.1 現行劑量限度 142
表 12.2 各類輻射工作人員之集體劑量 142
表 12.3 台電公司各核能電廠之集體劑量 143
表 12.4 核一廠對周圍民眾之劑量評估 143
表 12.5 核二廠對周圍民眾之劑量評估 144
表 12.6 核三廠對周圍民眾之劑量評估 144
表 12.7 核能電廠周圍之環境輻射監測 145
表 13.1 緊急通報及應變中心動員表 159
表 13.2 防護行動之干預基準 159
表 13.3 食物及飲用水管制標準 159
表 14.1 鹽寮、老梅、觀音及大武廠址因素比較 166
表 14.2 龍門電廠廠址評比表 167
表 14.3 環境影響評估報告書大綱 168
表 16.1 台電公司各核能電廠歷年異常事件報告統計數字(迄 2010 年底) 200

國際核能安全公約 中華民國國家報告

總　　論

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency，簡稱 IAEA)於 1994 年 6 月 17 日接納了「核能安全公約」(Convention on Nuclear Safety，簡稱 CNS)，此公約並於 1996 年 10 月 24 日正式生效。CNS 目標是透過各簽約國對此公約應履行之維護核能發電安全義務的努力，來維護全世界高水準的核能安全。

CNS 要求簽約國每 3 年應提送一份國家報告，檢視及探討該國對 CNS 所要求 14 項維護核能發電安全義務所盡到之做法與努力，並於每 3 年舉行一次 CNS 審查會議中，與其他簽約國彼此互審。我國因非爲 CNS 簽約國，無緣參與此一盛會，但對有助於提昇國內核能發電安全之機會則不輕易錯過。本報告乃係我國針對 CNS 所要求 14 項應盡義務所做自我檢視及探討的國家報告。

我國擁有 3 座運轉中核能電廠，包含金山、國聖及馬鞍山核能電廠(分別簡稱核一廠、核二廠及核三廠)。另外還有 1 座建造中之龍門核能電廠(簡稱龍門電廠)。每座核能電廠均各擁有 2 部相同的核能發電機組。迄 2010 年 12 月底止，我國運轉中核能電廠之總發電裝置容量(不含功率提昇)爲 5,144 千瓩(MWe)左右，約佔全國總發電裝置容量(含民營電廠)的 12.57%。2010 年全國總(毛)發電量中有 20.25%左右(約 416.3 億度)係來自核能。

國內運轉中 6 部核能發電機組的運轉績效近年來均甚優異，各機組之年平均容量因數，最近 3 年均維持在 90%以上；平均每年發生異常事件次數近年來皆低於 3；而平均每年發生跳機次數近 10 年來則皆少於 1。至於所有機組之年度固化低放射性廢棄物總產量，則從高峰時的 12,000 多桶減至近年來之 200 多桶。

爲確實掌握核能電廠實際運轉狀況，以做好核能安全管制，我國核能事務主管機關原子能委員會(以下簡稱原能會)要求運轉核能電廠之台灣電力公司(以下簡稱台電或台電公司)應定期向原能會提出各核能電廠有關運轉、輻射安全、環境輻射監測、異常或緊急事件報告、立即通報、放射性廢棄物產生紀錄及其他經指定之報告。

依我國核能管制法規規定，欲興建核能電廠時，必須檢附初期安全分析報告(preliminary safety analysis report，簡稱 PSAR)等資料，向原能會申請審核同意發給建廠執照後，始得進行建廠工程。建廠完成，欲初次裝填核子燃料，應事先檢附終期安全分析報告(final safety analysis report，簡稱 FSAR)等資料向原能會申請審核同意後，始得爲之。最後，欲運轉電廠時，應依規定檢附最新版 FSAR、各功率階段測試結果綜合報告等資料，向原能會申請審核同意發給運轉執照後，始得正式運轉。運轉後，每 10 年應至少做 1 次「整體安全評估」，報請原能會審核，以定期對核能電廠進行總體檢。

另外，不管是在建廠或運轉期間，原能會均得隨時派員視察核能電廠，並要求台電檢送電廠有關資料以供審查。原能會對核能電廠之視察，包含駐廠視察、不預警視察、大修視察、專家視察及團隊視察等。

1999 年 9 月 21 日台灣發生芮氏規模 7.3 之「921 大地震」後，原能會於當年 11 月發文台電公司正式要求其於核一、二、三廠加裝「強震自動急停裝置」，俾電廠可

於發生超過設定值之地震瞬間自動將反應器急停。2007 年 11 月底，3 座核能電廠之強震自動急停系統均正式上線使用。

原能會主管之核能管制法令共有 7 項，包括「原子能法」、「核子反應器設施管制法」、「游離輻射防護法」、「核子事故緊急應變法」、「放射性物料管理法」、「核子損害賠償法」及「低放射性廢棄物最終處置場址設置條例」。

原能會主要工作重點係在核子反應器安全管制、輻射防護、放射性廢棄物管理、以及相關核能管制法規的研究，其於執行各項管制工作時，堅持的原則是「安全第一，簡政便民，法規鬆綁」。因此，原能會係爲我國核能發電與放射性物質的管制機關。經濟部所屬的台電公司則負責核能發電之開發，能源局負責提出國家能源政策及能源供需預測、規劃及推動事項，故經濟部扮演推動包括核能等各式能源發展的角色。是以在我國，原能會的核能管制功能與經濟部的核能發電推動功能有著明確的區隔。

依據「核子反應器設施管制法」，我國核能電廠建廠執照和運轉執照持有者(以下簡稱持照者)分別應負建廠和運轉安全之責，包含：設備與設施足以保障公眾之健康與安全，持照者之技術與管理能力及財務基礎足以勝任核能電廠之經營，以及必須確保其核子反應器設施之設計、興建與運轉均符合管制機關相關規定。

另一方面，各核能電廠之 FSAR 中明定電廠廠長對整個電廠之營運與安全負全責，廠長也負責爲電廠技術人員和運轉人員提供訓練與再訓練，並維持電廠擁有足夠的合格員工。依我國核能管制規定，核能電廠之運轉，必須是領有原能會核發之該電廠核子反應器運轉人員執照者，方能操作該電廠之核子反應器。

台電於 1994 年全面推動「核能安全文化」，內容歸類成責任、訓練、紀律、管制及執行等五大原則，並於 1998 年訂定 12 項核安文化量化指標，由台電核能安全處於每年赴核電廠執行核安稽查時，由稽查團隊加以評估各核電廠推動「核能安全文化」之成效，並提改善建議供各運轉中核電廠參考改進，以提升安全文化之推動績效。另爲提升核能發電安全品質，原能會與台電按國際發展及國內需求，亦持續且立即地進行多項安全活動，包含：推行汲取過去經驗的「國際核能運轉經驗回饋應用制度」，舉行「核安管制會議」，執行跳機肇因調查、電廠異常事件調查及電廠設備故障調查，發展嚴重事故處理指引，參與國際技術評估與同業評估，執行改善措施方案，以及採用改良式運轉技術規範。

在財務能力方面，我國核能管制法規規定，核能電廠執照申請人需擁有在電廠運轉壽命期限內安全運轉該電廠所需之足夠的財務資源，且申請建廠執照者必須爲最低資本額新台幣 1,000 億元之合法設立的股份有限公司。另外，萬一發生核子事故，核能電廠執照持有者對於每一事故造成之生命或財產損失，應負起最高限額新台幣 42 億元之賠償責任 [目前(2011 年 11 底)原能會已提出「核子損害賠償法」修正草案，擬將此限額提高至 150 億元]。在人力資源方面，2010 年 12 月底時，台電員工總數共有 26,828 人，其中 2,499 人係在核能部門工作。

爲強化核能電廠視察品質，原能會自 2005 年 5 月起開始實施「核能電廠視察人員分級作業程序」制度。視察人員分爲兩級：視察員和資深視察員，候選人經審查或升級評鑑成績合格並奉核准後，由原能會發給視察員或資深視察員證書。

在預防、偵測及改正人爲失誤方面，國內核能管制與營運單位的做法主要有 9 項，包含：(1)電廠系統與設備在設計時須考慮人爲因素與人機介面；建廠時，原能

會將檢驗電廠建造與設備裝置過程是否符合 PSAR 中有關人爲因素的要求；電廠運轉後，原能會則藉由視察、安全審查及管制會議等方式監督人員行爲。(2)台電持續執行運轉員訓練及定期再訓練。(3)台電設置維修訓練中心，以供維修人員與包商做定期維修訓練。(4)台電於「核安文化強化方案」中訂定 10 種人爲失誤預防方法。(5)各核能電廠於 2003 年起均建立了「嚴重事故處理指引」。(6)台電與核能研究所(以下簡稱核研所)合作開發 3 座運轉中核能電廠的活態安全度評估模式，將人爲可靠度分析納入。(7)台電對包商執行人爲失誤預防措施。(8)電廠對反應器運轉員實施不定期酒精與禁藥測試。(9)興建中龍門電廠採用人因工學進行控制室等區域之資訊、展示、控制及其他介面的相關設計。

在反應器運轉人員值班方面，各核能電廠從早期的 5 個班增加爲 6 個班，以減少人爲失誤的發生。各電廠也施行「導師制度」，以幫助新進人員加速瞭解電廠營運狀況。

爲符合品質保證的法規要求，台電在 PSAR 與 FSAR 中均提出「全面品質管理」政策聲明。據此，在電廠興建之前，台電須先擬定核能電廠興建專案之「品質保證方案」。興建中之龍門電廠的結構、系統與組件不但須符合原能會對品質的要求，且須符合電廠供應商所屬國家對品質的要求。對於運轉中的核能電廠，台電核能安全處則須建立「運轉品質保證方案」，確認電廠遵守 FSAR 與其他申請運轉執照相關文件中所有安全承諾。

依核能管制規定，核能電廠在申請建廠執照時須執行全面性及系統化之安全評估，以確保電廠萬一發生事故將不致影響公眾健康與安全、環境保護及生態保育。評估結果須記載於PSAR與FSAR中，並送原能會審核。另根據「環境影響評估法」要求，從事對環境可能有不良影響之活動必須執行環境影響評估。

我國核一、二、三廠的PSAR與FSAR內容，大致和核子反應器出口國(美國)的「標準安全分析報告」內容(共17章)相同，但原能會在審查龍門電廠建廠與運轉執照申請時，爲增進電廠安全水準，特別要求須額外增加下列內容：第18章「人因工學」、第19章「嚴重事故分析」、附錄A「安全度評估」、附錄B「整體可靠度分析」、附錄C「緊急應變計畫」、附錄D「後端方案」及附錄E「經驗回饋」等。

運轉階段，核能電廠須進行之安全評估包括：FSAR更新、10年整體安全評估、運轉執照換發、安全度評估更新、以及功率提昇/設計變更/燃料填換/老化管理等評估。另外，核能電廠運轉技術規範中包括有對於監測、測試及定期視察等相關要求，電廠持照者須負責執行上述監測、測試及定期視察，原能會則負責稽查相關工作績效。

我國「游離輻射防護安全標準」於 2005 年 12 月修正發布，採用國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection，簡稱 ICRP)第 60 號報告(ICRP-60)建議之精神，將輻射工作人員之有效劑量限度訂爲每連續 5 年不得超過 100 毫西弗，任何 1 年不得超過 50 毫西弗。一般民眾之有效劑量限度則爲每年不得超過 1 毫西弗。爲有效管制輻防作業，原能會於 2003 年 2 月建置完成一套「輻防管制系統」，將人員資格、企業經營者能力、以及放射性物質與可發生游離輻射設備進出口等管制作業，整合成電腦控制的管理系統，可更確保各種輻射作業與民眾的輻射安全。

台電公司依規定須執行核能電廠環境輻射監測作業。在現有 4 座核能電廠周圍 2 公里半徑範圍內，每座電廠均各設有 5 座環境輻射監測器。另一方面，原能會輻射

偵測中心負責全國空浮微粒、落塵、雨水、飲用水、地下水、農畜產品、土壤及牛奶等之放射性量測。輻射偵測中心並已建置完成一「全國環境輻射監測網」，迄 2010 年底止，已於台灣本島、金門及蘭嶼等地共裝置了 34 座監測站。

「核子事故緊急應變法」於 2003 年 12 月發布，依規定，中央政府於發生核子事故時負責相關聯繫及民眾防護行動之決定；地方政府在原能會與軍方專業人員支援下，負責執行相關防護措施。核能電廠經營者應設置核子事故緊急應變專責單位，並成立核子事故設施內之緊急應變組織，其作業程序均應送原能會核准。

爲確保緊急應變各項措施的有效性，各核能電廠每年均須執行廠內演習一次，項目包括事故通報及資訊傳遞、緊急應變組織動員應變、事故控制搶修、事故影響評估、核子保安及防恐、輻射偵測及劑量評估等。廠外演習係每年選定國內一座核能電廠舉行一次，項目包括事故通報及資訊傳遞、緊急應變組織動員應變、事故影響評估、民眾防護行動、輻射偵測及劑量評估、輻射污染清除及相關復原作業等。

2011 年 3 月日本福島核災民眾疏散範圍達 20 公里，已超出其原先緊急應變計畫區(emergency planning zone，簡稱 EPZ)(8 至 10 公里)規劃，原能會未來將結合災害防救體系，規劃 EPZ 區外可能影響範圍之民眾疏散收容計畫，擴充收容所容量及備援物資之儲備，以備緊急之需。此外，因複合性災害之形態，比單一災害更爲複雜，地方政府之救災工作亦更形艱鉅。原能會將配合內政部、行政院災害防救辦公室進行相關規定之修正。

我國對於核能電廠廠址之要求，主要依據「核子反應器設施管制法施行細則」及反應器供應商所屬國家(美國)對廠址之要求，後者並被原能會採納爲廠址管制之重要參考資料。依規定，國內核能電廠對可能影響電廠安全的廠址相關因素(包括鄰近之工業與軍事設施及交通、氣象、水文條件、地質與地震條件等)之評估結果，均需記錄於 PSAR 與 FSAR 中。另依核能法規要求，核能電廠應依照其設計基準事故可能造成之損害，將電廠周圍地區劃分爲禁制區和低密度人口區。台電公司對禁制區內土地，除公路、鐵路、水路外，應取得使用權，區內禁止與核能電廠運轉、維護或保安無關之人員居住及影響核能電廠安全之活動。低密度人口區在禁制區外圍，區內得供民眾居住。

另外，爲預防事故發生與減輕事故後果，核能電廠設計時台電公司必須納入考量之措施至少有：(1)反應器爐心之設計須能在運轉時，當遇到功率快速增加，則爐心反應度會瞬間自動減少；(2)反應器冷卻水壓力邊界的設計須能使其洩漏或破裂的機率非常小；(3)緊急爐心冷卻系統須能在發生喪失冷卻水事故時自動啓動，並提供足量的冷卻水；(4)設置圍阻體；及(5)設置緊急應變設施。

而爲確保核能發電安全，台電要求核能電廠之設計與建造必須採用成熟的工程技術，包括：所有技術須經測試或經驗之保證，所有設計、建造及運轉程序須遵循核准之規範與標準，及必須由合格製造商執行所有設計與建造工作，且須遵守經台電公司核准之品保方案。

我國核能電廠之終期安全分析報告(FSAR)內容中，均有一專章(第 16 章)載明「運轉技術規範」，以對核子反應器之運轉加上運轉限值與條件，俾避免發生會對大眾健康與安全造成立即危險之異常情況或事件。

台電公司除須向原能會提送各核能電廠之運轉程序書接受審查外，對品質有影響之作業亦須訂有「程序書」。此等作業包含安全相關之結構、系統及組件的設計、

採購、製造、裝卸、運輸、儲存、清潔、組立、安裝、檢查、測試、運轉、維護、與修理，以及燃料填換和設備修改等。

各核能電廠均設有「電廠運轉審查委員會」，主要是對所有和核能安全有關之事項向廠長提出建議。在台電總公司則設有「核能安全委員會」，爲總經理處理重大核能安全問題之最高諮詢單位，負責審議、監督核能各單位暨核能電廠有關安全之管理事宜。

當核能電廠遭遇技術性困難或問題時，國內唯一的核能專業研究機構「核能研究所」可隨時提供立即支援，或配合成立各項研究計畫或專案計畫，以協助解決問題。

我國於 2002 年 12 月公布實施「放射性物料管理法」，以對我國境內核子物料、核子燃料、和放射性廢棄物之處理與貯存，以及放射性廢棄物(含用過核子燃料)最終處置場之興建、運轉、封閉、除役和監管等執行管制。

核能電廠產生之低放射性廢棄物，經過焚化、壓縮或固化處理後，係以鍍鋅鋼桶盛裝，暫時貯存於各貯存設施內 嚴 格 管 制 。而原能會對台電公司核能電廠低放射性廢棄物的產生、收集、處理、運送及貯存等作業，則均有詳細的安全規定並定期派人檢查，以確保核電廠之作業符合要求。

國際核能安全公約 中華民國國家報告

第 1 章 引 言

1994 年 6 月 17 日，「國際原子能總署」(International Atomic Energy Agency，簡稱 IAEA)接納了「核能安全公約」(Convention on Nuclear Safety，簡稱 CNS)，該公約並於 1996 年 10 月 24 日正式生效，其目標是透過各簽約國對此公約中所訂應履行義務(obligations)之努力，來維護全世界高水準的核能發電安全。CNS 維護安全的標的是建於陸地上的「陸上民用核能電廠」，其簽約國每 3 年在維也納集會一次，稱爲 CNS 審查會議。會議前每個擁有運轉中核能電廠(nuclear power plants，簡稱 NPP)的簽約國均會事先於約 6 個月前提送一份檢視及探討該國在履行公約義務方面之做法與努力的國家報告，於會中彼此交換審查，並進行提問與回答(questions and answers，簡稱 Q&A)。此等國家報告，主要係針對 CNS 第 6 ~ 19 條等條文所規定之 14 項簽約國應盡的維護核能發電安全義務，檢討及敘述該國採取了哪些措施與做了哪些努力。遵照 CNS 第 21 條所訂「CNS 生效後 30 個月內須舉行首次審查會議」之規定，首次CNS審查會議係於1999年4月舉行，迄今共已舉行過5次。第5次(最近一次)CNS 審查會議於 2011 年 4 月舉行。

我國雖然也擁有運轉中核能電廠，卻因非 CNS 簽約國，無緣參加每 3 年 1 次在維也納 IAEA 總部舉行的 CNS 審查會議，但對有助於提昇我國核能發電安全之機會則不輕易錯過，因此亦決定善用 CNS 機制來自我檢驗，並徵得美國同意與我方互審，以增進並確保國內核能發電安全。「行政院原子能委員會」(以下簡稱原能會)於 2004 年 9 月，首次針對 CNS 簽約國應履行之 14 項維護核能發電安全義務完成一份自我檢視與探討的國家報告(英文版)，並於翌(2005)年與「美國核能管制委員會」(US Nuclear Regulatory Commission，簡稱 NRC 或 USNRC 或美國核管會)進行同行審查(peer review)。2010 年我國更新 CNS 國家報告(英文版)，並於 2011 年再次與美國進行 CNS 國家報告互審。原能會於 2011 年 1 月將我國核能安全公約國家報告 2010 年英文版透過我國駐美台北經濟文化代表處轉送美國核管會，美國核管會也對應提供美國核能安全公約國家報告網址，供我方審查之用，俾進行双方平行審查。

針對台、美核能安全公約國家報告互審作業，原能會邀請國內學者、專家、台電公司及原能會相關業務處成立專案審查小組，並召開過二次審查會，於 2011 年 5 月初將我方對美國核能安全公約國家報告之審查意見送至美國核管會。2011 年 10 月 5 日美國對我方審查意見提出答覆說明，經我方審查委員審查後無進一步意見。2011 年 11 月底美方提出對我國核能安全公約國家報告之審查意見，我方於 2012 年 1 月提出答覆說明，美方並無進一步意見。

台灣能源資源匱乏，超過 99%以上的初級能源(primary energy)仰賴進口。以 2010 年爲例，全年總初級能源供應量約 145,561 千公秉(10^3 kilo-liter)油當量(oil equivalent)，其中 144,668 千公秉(約佔 99.39%)是仰賴進口，自產能源只佔約 0.61%。以能源種類分，2010 年總初級能源供應之中，煤約佔 32.09%、石油 49.04%、天然氣 10.16%、水力 0.28%、核能則約佔 8.28%，餘(約 0.15%)爲水力以外之再生能源 [或稱新能源](參考文獻 1.1)。自 2001 年起，國內已不再生產煤炭，所消耗之煤炭百分之百得靠進口。另外，雖然水力發電裝置容量佔全國總裝置容量之比例不算小，但實際發出電力之比例卻不大。以 2010 年 12 月底爲例，全國總發電裝置容量共計約 40,938.5 千瓩(MWe)，包含經濟部台灣電力公司(以下簡稱台電或台電公司)總裝置容

量 32,944.2 千瓩(MWe)和民營電廠 7,994 千瓩。其中屬於台電公司之水力發電(慣常+抽蓄)裝置容量約 4,541 千瓩，約佔全國之 11.09%左右，但實際慣常水力發電加上抽蓄水力發電總共毛發電量只有 71.344 億度(10^8 kW-hr)，僅佔全國毛發電量 2,056.092 億度的 3.47%左右(參考文獻 1.2 ~ 1.4)。(註：抽蓄水力發電的原始能量來源仍是核能。)

目前我國共有 4 座核能電廠，分別是運轉中的金山核能電廠 (又稱第一核能電廠，簡稱核一廠)、國聖核能電廠 (又稱第二核能電廠，簡稱核二廠)、和馬鞍山核能電廠 (又稱第三核能電廠，簡稱核三廠)，以及建造中的龍門核能電廠 (簡稱龍門電廠)，每座核能電廠均各有 2 部相同的核能發電機組。核一廠、核二廠及龍門電廠均位在台灣北部海邊，核三廠則位在台灣南部海邊。核一廠和核二廠採用的核子反應器是沸水式反應器(boiling water reactor，簡稱 BWR)，核三廠採用的是壓水式反應器(pressurized water reactor，簡稱 PWR)，而龍門電廠則是先進的進步型沸水式反應器(advanced boiling water reactor，簡稱 ABWR)。

1978 年 12 月核一廠 1 號機開始商業運轉，自此我國正式邁入核能發電新紀元。緊接著核一廠 2 號機於 7 個月後的 1979 年 7 月商轉。核二廠 1 號機和 2 號機商轉日期分別爲 1981 年 12 月及 1983 年 3 月，核三廠兩部機組商轉日期則分別爲 1984 年 7 月及 1985 年 5 月。迄 2010 年 12 月底止，我國運轉中核能電廠之總裝置發電容量 [不含利用飼水流量“量測不準度復奪”(measurement uncertainty recapture，簡稱 MUR)技術而得之小幅度功率提昇] 爲 5,144 千瓩 (MWe)，佔全國總發電裝置容量的 12.57%左右。2010 年我國總(毛)發電量中約有 20.25%係來自核能發電(約 416.287 億度)。建造中之龍門核能電廠，截至 2010 年底止，建廠工程已完成約 93.05 %。俟龍門電廠正式商轉後，我國 4 座核能電廠總發電裝置容量將達 7,844 千瓩左右。

國內所有核能電廠均由台電公司擁有及運轉。運轉以來，所有核能電廠均有良好運轉績效，近年來的運轉安全表現更是優異。以「世界核能發電協會」 (World Association of Nuclear Operators，簡稱 WANO)所訂定之 11 項績效指標(performance indicators，簡稱 PI)爲例，近年來(迄 2010 年止)我國 6 部運轉中核能發電機組的表現大多優於或相當於 WANO 當年平均值。

國內核能電廠建造及運轉安全的管制機關(regulatory body)是原能會。原能會是我國核能(俗稱原子能)相關事務最高主管機關，成立於 1955 年。原能會成立初期，國內核能電廠尚未興建且核能民生應用也還不發達，故其當時之工作重點係在管理國內之原子能國際相關事務和促進國內和平用途之核能民生應用上。1970 年代末期，我國開始進入核能發電時代，而原子能在國內核醫藥物(nuclear medicine)、農業、工業及其他方面的研究與應用也開始蓬勃發展，因此原能會業務重點，乃逐漸轉爲以核能發電安全管制、輻射防護、核子事故緊急應變整備、放射性廢棄物行政監督、環境輻射偵測和核能技術(含管制所需技術)研發等爲主。

前面提到我國於 2010 年完成更新版的 CNS 英文報告(數據採用至 2009 年底)，本報告爲我國首次也是最新 CNS 中文版國家報告，數據主要引用至 2010 年底，如爲其他時間者(例如 2010 年以後之新數據)，則予以註明，同時將納入 2011 年 3 月 11 日日本福島核災後我國在增進核安方面之因應。本報告第 2 章將先簡介國際原子能總署「核能安全公約」(CNS)之由來與重點。CNS 條文共 35 條，其要求各簽約國爲達成及維持核能發電安全而應努力盡到之義務係規定於第 6 ~ 19 條等 14 條條文中。針對此 14 項義務之每一項，本報告將從第 3 章起至第 16 章，分別各有一章與之對應，以對我國維護核能發電安全的做法與努力進行總體檢。福島核災後之我國檢討

與因應謹分述於本報告第 3.3.2、7.5、7.6.2、7.7 及 13.3 節中。

參考文獻(第 1 章)

1.1 中華民國統計月報(民國 100 年 4 月)，表 9-6 能源供需，行政院主計處。

1.2 能源統計月報(民國 100 年 3 月)，拾、電力，10-03-01 發電量，能源局。

1.3 能源統計月報(民國 100 年 3 月)，拾、電力，10-03-02 台電發電裝置容量及系統負載，能源局。

1.4 能源統計月報(民國 100 年 3 月)，拾、電力，10-03-03 民營發電廠及汽電共生廠發電裝置容量，能源局。

第 2 章 國際原子能總署核能安全公約簡介

2.1 核能安全公約由來

國際原子能總署(IAEA)核能安全公約(CNS)係於 1994 年 6 月 17 日爲在 IAEA 維也納(Vienna)總部召開之 IAEA 外交人員研討會所採納(參考文獻 2.1)。此公約於 1996 年 10 月 24 日正式生效，迄 2010 年 11 月底止共有 72 個簽約團體(以下簡稱簽約方)(contracting parties) [可爲國家或區域性機構(regional organization)]，包含除台灣以外之所有擁有運轉中陸上民用核能電廠之 30 多個國家，其餘爲尚無核能電廠之國家和一個區域性機構「歐洲原子能共同體」(EURATOM)(參考文獻 2.2)。

核能安全公約(CNS)建立了各簽約方應盡之法定義務(legal obligations)，其有關規定主要載於公約本文之第 6 條至第 19 條等 14 條條文中，涵蓋了包含廠址、設計、建造、運轉、法令與管制、財務與人力資源等之範圍。義務內容主要是依據 IAEA 安全基礎(safety fundamentals) 之兩文件「核子設施之安全」(參考文獻 2.3)及「基本安全原理」(參考文獻 2.4)中的原理所訂定。

核能安全公約之目標，是要讓擁有運轉中核能電廠之參與國(participating states)，承諾會利用國際基準比對(international benchmarks)來維護其國內高水準的核能安全。此公約是一種激勵性工具，其設計是基於簽約方的共同利益，利用定期集會與對國家報告進行同行審查的機制，來達成高水準的核能安全，而非藉由管控與制裁(control and sanction)。

核能安全公約每 3 年舉行 1 次審查會議，集會地點均在 IAEA 總部所在地維也納，迄今已舉行過 5 次，分別是：

第 1 次審查會議 – 1999 年 4 月 12~23 日舉行；

第 2 次審查會議 – 2002 年 4 月 15~26 日舉行；

第 3 次審查會議 – 2005 年 4 月 11~22 日舉行；

第 4 次審查會議 – 2008 年 4 月 14~25 日舉行；及

第 5 次審查會議 – 2011 年 4 月 4~14 日舉行。

在此 11 或 12 天之審查會議中，各簽約國先是在所參加之國家分組(country groups)內進行討論，彼此互審國家報告，並互相提問與回答(Q&A)，然後才參加大會討論。

2.2 簽約國義務

核能安全公約(CNS)內容共分 4 章，總計有 35 條條文(參考文獻 2.1)，其中第 1 章係目標、定義和適用範圍，包含第 1 ~ 3 條等 3 條文，第 2 章爲簽約國義務，包含第 4 ~ 19 條等 16 條文，第 3 章屬簽約國會議，包含第 20 ~ 28 條等 9 條文，第 4 章爲最後條款與其他規定(final clauses and other provisions)，包含第 29 ~ 35 條等 7 條文。

對於非 CNS 簽約國之我國而言，較重要的 CNS 條文是前 21 條條文內容，其中又以第 6 ~ 19 條等 14 條條文之義務要求爲最重要，爲 CNS 對簽約國要求應盡之檢視其國內維護核能發電安全做法的義務。對應於此 14 條重要義務要求之每一條，本報告將自第 3 章起各有一章探討檢視我國之做法，並爲加深讀者對 CNS 簽約國應盡義務之印象，於每章一開頭先把對應之 CNS 條文完整敘述一遍。

以下謹針對非 CNS 簽約國之我國較爲重要的 CNS 前 21 條條文內容擇要加以介紹：

第 1 章 目標、定義和適用範圍

第 1 條 目標(Objectives) — 敘述本公約之 3 個目標爲：

(1) 藉由加強各國努力和國際合作以達到並維持高水準的世界性核能安全；

(2) 建立並維持核子設施(nuclear installation)對潛在輻射災害的有效防禦能力，以保護個人、社會和環境，使其免受來自此等核子設施之游離輻射的危害；

(3) 避免發生會有輻射效應後果的事故，若萬一事故還是發生則要能夠減輕後果的嚴重性。

第 2 條 定義(Definitions) — 對「核子設施」、「管制機關」及「執照」(license)加以定義，其中「核子設施」係定義爲「陸上民用核能電廠」，包含位在電廠場址且與電廠運轉直接相關的放射性物質貯存、吊卸、和處理設施。

第 3 條 適用範圍(Scope of Application) — 指出本公約適用於核子設施之安全。

第 2 章 義務(Obligations)

第 4 條 履行措施(Implementing Measures) — 指出簽約國須採取必要的立法、管制和行政措施，以履行其在本公約的義務。

第 5 條 提出報告(Reporting) — 在每次審查會議召開前，每一簽約國須提出有關其如何履行其在本公約之每一項義務的國家報告，以供審查。

第 6 條 現有核子設施(Existing Nuclear Installations) — 指導每一簽約國須採取適當步驟以確保現有核子設施(指「陸上民用核能電廠」)之安全。

第 7 條 立法與管制架構(Legislative and Regulatory Framework) — 要求每一簽約國須建立並維持一適當的立法與管制架構，以管理核子設施之安全。

第 8 條 管制機關(Regulatory Body) — 要求每一簽約國須建立或指定一管制機關，並託以履行第 7 條所建立立法與管制架構之責。此管制機關須被賦予足夠的職權、能力、和財務與人力資源以履行其職責。每一簽約國並須確保此管制機關的功能，要與促進核能利用之機構有效區隔。

第 9 條 執照持有者之責(Responsibility of the License Holder) — 要求每一簽約國須將核子設施安全責任落實在執照持有者(以下簡稱持照者)身上。

第 10 條 安全第一(Priority to Safety) — 要求每一簽約國須確保所有參與核子設施作業之單位，會建立以核能安全爲第一優先的政策。

第 11 條 財務與人力資源(Financial and Human Resources) — 要求每一簽約國須確保擁有足夠的財務資源與合格人力，以支應核子設施在其整個壽命期中之安全與運轉所需。

第 12 條 人爲因素(Human Factors) — 要求每一簽約國須確保在核子設施之整個壽命期內，均已考慮到人員行爲能力與極限。

第 13 條 品質保證(Quality Assurance，簡稱 QA) — 要求每一簽約國須確保會建

立並實施品質保證方案(QA program)，以確信所有對核能安全重要相關之作業均符合要求。

第 14 條 安全評估與驗證(Assessment and Verification of Safety) — 要求每一簽約國須確保在核子設施建造、試運轉及其整個壽命期內，均會進行全面性及系統化的安全評估，而且會利用分析、監測、測試、和視察(inspection)等驗證手段來確認核子設施的運轉和實際狀態(physical state)一直均符合設計要求、適用之國家對安全要求、和運轉限值與條件(operational limits and conditions)。

第 15 條 輻射防護(Radiation Protection) — 要求每一簽約國須確保不管在任何運轉狀態下，核子設施對工作人員和民眾造成的輻射曝露都要合理抑低(as low as reasonably achievable，簡稱 ALARA)，且低於國家規定的劑量限度(dose limits)。

第 16 條 緊急應變整備(Emergency Preparedness) — 要求每一簽約國須確保其已建立處理核子事故的廠內和廠外緊急應變計畫，且定期演練，同時確定核子設施附近民眾和地方政府(competent authorities of the States)會獲得緊急計畫與應變的適當資訊。

第 17 條 廠址選擇(Siting) — 要求每一簽約國須確保其已建立適當程序，俾用來評估可能影響核子設施安全的所有廠址相關因素，及評估建於此廠址之核子設施將對個人、社會和環境造成的安全影響。

第 18 條 設計與建造(Design and Construction) — 要求每一簽約國須確保核子設施之設計與建造均擁有防止輻射外釋的縱深防禦(defense in depth)，所用技術均是成熟(proven)或合格的，且設計時已考慮到人爲因素和人機介面(man-machine interface)。

第 19 條 運轉(Operation) — 要求每一簽約國須確保：(1)核發核子設施運轉執照是依據能證明此設施符合設計與安全要求之安全分析和試運轉計畫；(2)運轉限值與條件將視需要加以定義及修正；(3)設施之運轉、維修、視察和測試均依照核准之程序書；(4)已建立處理預期運轉暫態(anticipated operational occurrences，簡稱 AOO)和事故之程序書；(5)在所有安全相關領域，隨時均備有必要之工程與技術支援；(6)發生重要安全相關事件時，持照者會及時陳報管制機關；(7)已建立收集、分析運轉經驗之方案，並將所汲取之教訓加以應用；及(8)盡可能減少所產生之放射性廢棄物的活度與容積，且處理與貯存時須考慮到固化包裝與(最終)處置(conditioning and disposal)。

第 20 條 審查會議(Review Meetings) — 規定簽約國將舉行審查會議以審查依第 5 條提出之報告，簽約國代表間也可組成分組以審查報告中之特定議題。

第 21 條 時程表(Timetable) — 規定首次審查會議須盡快舉行，且不得晚於 CNS 生效後 30 個月，而審查會議之間隔則不得超過 3 年。

參考文獻(第 2 章)

2.1 “Convention on Nuclear Safety”, International Atomic Energy Agency, Information Circular, INFCIRC/449, 5 July 1994。

2.2 “Convention on Nuclear Safety”, International Atomic Energy Agency, Registration

No : 1676 (List of Contracting Parties, Last change of status: 11 November 2010)。

2.3 “The Safety of Nuclear Installations”, IAEA Safety Series No. 110, (July 1993)。

2.4 “Fundamental Safety Principles”, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, Safety Fundamentals (November 2006)(First approved in June 1993)。

第 3 章 現有核能電廠

每一簽約方(contracting party)在本公約對其開始生效時，必須採取適當措施以確保其會盡快對現有核能電廠之安全加以檢討。必要時，簽約方必須確保會盡快採行所有合理的改進措施，以提昇核能電廠安全。若安全提昇無法達成，則應在可行範圍內盡快執行核能電廠停機計畫。停機之時程可將整體能源狀況和可能替代方案以及對社會、環境和經濟之衝擊納入考量。 **＜國際核能安全公約第 6 條＞**

3.1 國內現有核能電廠

國內現有 4 座核能電廠，3 座已商業運轉，第 4 座正建造中。此 4 座核能電廠依序取名「金山」、「國聖」、「馬鞍山」和「龍門」核能電廠，又分別簡稱「核一廠」、「核二廠」、「核三廠」及「龍門電廠」。每座核能電廠均各設有兩部相同的核能發電機組。除核三廠核子反應器係採用美國西屋電氣公司(Westinghouse Electric Company，簡稱 W 或西屋公司) 設計之 3 環路壓水式反應器(PWR)外，其餘 3 座核能電廠均是採用美國奇異電氣公司(General Electric Company，簡稱 GE 或奇異公司)設計之沸水式反應器(BWR)。核一廠核子反應器爲採用馬克一型圍阻體(Mark I containment)之第 4 型沸水式反應器(BWR-4)，核二廠爲採用馬克三型圍阻體(Mark III containment)之第 6 型沸水式反應器(BWR-6)，龍門電廠則爲進步型沸水式反應器(ABWR)。所有 4 座核能電廠均屬於台灣電力公司。

運轉中 3 座核能電廠的總發電裝置容量，在未採計 2007 年 7 月至 2009 年 7 月分別完成之各機組功率提昇(power uprate)前，約爲 5.144 百萬瓩(5,144 MWe)，包含功率提昇(~55.64 MWe)後，則達將近 5.2 百萬瓩左右。建造中龍門電廠，兩部機組合計發電裝置容量約 2.7 百萬瓩。

核一廠 1 號機和 2 號機分別於 1978 年 12 月 6 日和 1979 年 7 月 16 日首次商業運轉，核二廠 1 號機和 2 號機之首次商轉日期則分別爲 1981 年 12 月 28 日和 1983 年 3 月 15 日。核三廠 1 號機於 1984 年 7 月 27 日首次商轉，2 號機則爲 1985 年 5 月 18 日。

台電公司於 1997 年 10 月 16 日向原能會正式提出申請建造龍門核能電廠兩部機組，經過大約 15 個月的審慎與詳細審查，原能會於 1999 年 3 月 17 日正式發給台電龍門電廠之建廠執照。由於經歷 2000 年底核四廠停建/復建風波及其後之物價飛漲等困擾，龍門電廠之建造可謂一波三折，幸賴台電公司與建廠團隊鍥而不捨與用心努力，目前建廠工程已接近完工階段。

在台電公司與電廠運轉團隊之細心運轉與重視核安，以及原能會執行核能管制與維護核安等共同努力下，近年來國內 3 座運轉中核能電廠之運轉績效表現均非常亮麗，與國際核能先進國家比較，亦不遑多讓。例如，以世界核能發電協會(WANO)衡量核能電廠運轉表現好壞之 11 項主要績效指標(PI)做比較，我國運轉中 6 部核能發電機組於 2010 年的表現，除 1 項績效指標(集體有效劑量)和 WANO 平均水準相當外，其餘 10 項均優於 WANO 平均水準(如表 3.1 所示)。

此外，衡量核能發電機組運轉表現與安全績效的方式，尚可從其他方面觀察。我國 6 部運轉中核能機組之年度平均機組容量因數(unit capacity factor，簡稱 UCF)如圖 3.1 所示 (註：某段期間內之「機組容量因數」定義爲該機組於該段期間內的實際發電量對額定發電量之比，代表電廠機組在該特定時段產生額定發電量的能力高

低，以百分比顯示)。從圖 3.1 可見 6 部機組之平均機組容量因數，表現愈來愈好，且於最近三年均維持在 90%以上。另外，近年來之年平均每部機組發生異常事件次數如圖 3.2 所示，從 2004 年起，每年平均每部核能機組發生異常事件次數皆少於 3，大幅較 1990 年代改善許多，顯見運轉安全改進績效卓著。圖 3.3 所示爲近年來各年度年平均每部機組發生跳機之次數，從 2000 年起，每年平均每部機組因發生異常事件而跳機次數皆少於 1，亦較 1990 年代改善許多。

圖 3.4 所示爲我國運轉中核能機組近年來各年度固化低放射性廢棄物(low level waste，簡稱 LLW)(或 low level radioactive waste，簡稱 LLRW) 之總產量。從 2001 年起，6 部機組合計每年固化 LLW 總產量皆少於 1,000 桶，近 4 年來更只剩每年 200 多桶，與 1983 年只有核一、二廠時 (當時核三廠尚未商轉) 就超過 12,000 桶之紀錄相比，減廢成果確實十分突出。此乃靠各核能電廠的減廢努力，以及成功應用行政院原子能委員會核能研究所(以下簡稱核研所)研發成功並獲有專利的減廢技術之成果。

2000 年代初期，台電公司鑑於核能電廠利用飼水流量“量測不準度復奪”(MUR)技術來小幅度提昇電廠功率，在國際上已有甚多成功案例，乃決定由核二廠率先進行小幅度功率提昇計畫，並於 2005 年 4 月與核研所簽約合作，由後者協助進行小幅度功率提昇有關的工程分析、超音波流量計(ultrasonic flowmeter，簡稱 UFM)系統採購、請照、現場執行、與功率測試等工作。2007 年 7 月，核二廠 2 號機首先成功裝設超音波飼水流量測量系統，以取代舊有採用文氏管流量計(Venturi flowmeter)之飼水流量量測系統，完成利用 MUR 技術來小幅度提昇其功率，並經原能會核准額定熱功率由 2,894 MWt 提昇至 2,943 MWt (功率提昇約 1.7%)。緊接著，核二廠 1 號機亦於 2007 年 11 月完成利用 MUR 技術小幅度提昇其發電功率，兩部機合計提昇發電功率約 20 MWe。隨後，核一廠 2 號與 1 號機及核三廠 2 號與 1 號機類似之小幅度功率提昇方案亦陸續分別於 2008 年 7 月、2009 年 2 月、2008 年 12 月與 2009 年 7 月完成。總計三座核能電廠之總發電功率提昇約達 55.64 百萬瓦(MWe)，每年約可增加 4.877 億度左右之發電量。

爲方便讀者對國內現有核能電廠有些概念，謹將 4 座核能電廠之主要資訊簡要整理如表 3.2，較詳細之技術性數據資料則列於附件 1。圖 3.5 所示爲此等電廠所在位置示意圖。

3.2 主要安全評估

本節將敘述我國提昇核能電廠運轉安全之主要做法，詳細之安全評估請參看本報告第 11 章。

3.2.1 台電公司之核能安全文化方案

爲培養員工與組織良好的工作習慣及對核能安全的正確認知與恰當態度，時時擁有「安全第一、品質爲先」的觀念，台電公司參考國際原子能總署 (IAEA) 所發佈有關「安全文化」之安全系列 75-INSAG-4 報告(參考文獻 3.1)，發展建立了一套適合本身組織與員工個人的「台電安全文化」。

台電公司之核能安全文化方案最早於 1988 年開始推動。此方案之實施可概分成三階段：1988 至 1992 年爲學習期，1993 至 1997 年爲培育期，1998 年以後迄今爲強化期(參考文獻 3.2)。各階段之作法如下：

(1) 學習期 (1988 至 1992 年)：

- 要求各階層主管研讀安全文化有關之報告或出版品；
- 開辦講習班，向員工介紹安全文化觀念；
- 利用員工集會場合，宣導安全文化重要性；
- 發行「安全文化專欄」，宣導安全文化。

(2) 培育期 (1993 至 1997 年)：

- 規劃培育方案，建立員工安全文化意識；
- 頒佈核能發電營運安全政策聲明，強調安全絕對優先和建立良好安全文化的重要性；
- 訂定安全文化績效指標，做爲追蹤安全文化推動成效參考依據；本期共訂定 18 項安全文化績效指標，分別是：
  - 員工提案之改善率與改善效益，
  - 人爲疏失造成之異常事件數，
  - 程序書缺失造成之異常事件數，
  - 重複發生之異常事件數，
  - 人爲疏失事件重複發生數，
  - 大修或平時違規案件數，
  - 核安處未發現但被原能會發現之缺失件數，
  - 核安處已發現但尚未改善而被原能會發現之缺失件數，以及
  - WANO 訂定之 10 項運轉績效指標，包含：
    - 機組能力因數、
    - 非計劃性機組能力損失因數、
    - 熱功性能、
    - 臨界 7000 小時非計畫性自動急停次數、
    - 安全系統績效、
    - 燃料可靠度、
    - 化學績效指標、
    - 集體等效劑量、
    - 工安事故率、和
    - 低放射性固體廢料產量。

(3) 強化期 (1998 年以後迄今)：

本階段初期係將台電公司於前一階段(培育期)推動安全文化作法，與 IAEA 安全系列報告 75-INSAG-4(參考文獻 3.1)中提到的安全文化精髓做比較，進而規劃

出「安全文化強化方案」，做爲台電推動安全文化的努力方向，並重新訂定 12 項新的安全文化指標如下：

- 結果性指標：
  - 人爲疏失造成之異常事件數，
  - 大修及平時違規案件數，
  - 非計劃性自動急停(跳機)次數，
  - 安全系統可靠度，
  - 工安事件數，及
  - 機組容量因數(UCF)之非計劃性損失。
- 過程性指標：
  - 核安文化活動指標，
  - 督導工具箱會議指標，
  - 督導自我查證指標，
  - 改善安全狀況指標，
  - 設備請修單結案率指標，及
  - 系統討論會次數指標。

台電公司推動安全文化方案後的效果，可從表 3.3 所列 1991 年以來各年度主要過程性績效指標之演變趨勢觀察出來。

3.2.2 提出報告之要求

依據我國核能管制法規要求，台電公司應定期向原能會提出各核能電廠有關運轉、輻射安全、環境輻射監測、異常或緊急事件報告、立即通報(prompt notification)、放射性廢棄物產生紀錄及其他經指定之報告(參考文獻 3.3 第 10 條)，有關報告應提出之時限規定如下(參考文獻 3.4 第 7 條及參考文獻 3.5 第 3 至 8 條)：

- 運轉報告：每季結束後 30 日內提出季報，每年結束後 60 日內提出年報。
- 輻射安全及環境輻射監測報告：每季結束後 60 日內提出季報，每年結束後 90 日內提出年報。
- 緊急事件報告：於發現事件時起 1 小時內通報，30 日內提出書面報告。
- 放射性廢棄物產生紀錄：每月結束後 30 日內提出月報。
- 測試報告：每次機組大修(outage)後 90 日內提出運轉期間檢測、測試及圍阻體洩漏率試驗報告。
- 居民劑量評估報告：每 5 年提出廠址附近居民劑量評估調查報告。
- 建廠期間應於事情發生後 2 小時內立即通報、30 日內提出書面報告之事件：
  - 工安事故造成人員死亡或需送至設施外就醫；

- 保安相關之入侵或破壞事件；及
- 天然災害造成安全相關結構、系統或組件(structures, systems or components，簡稱 SSCs) 受損。

- 建廠期間應於事情發生後 24 小時內通報、30 日內提出書面報告之事件：
  - 設計、製造及興建不符合法令規定或建廠執照要求，有造成安全危害之虞者；
  - 已交付或已安裝、使用、運轉之安全相關結構、系統及組件，有造成安全危害之虞者；
  - 安全相關結構、系統或組件之狀況或條件，有使運轉條件超出運轉技術規範(technical specifications，簡稱 tech. spec.或 TS) 所界定之安全限值(safety limits，簡稱 SL)之虞者。
- 運轉期間 (包含初次裝填核子燃料後至設施正式商業運轉前) 應於事情發生後 1 小時內立即通報之事件：
  - 違反運轉技術規範之安全限值者；
  - 任何天然災害或其他因素，會對核子反應器設施運轉安全構成實質威脅或嚴重阻礙核子反應器設施人員執行安全運轉者；
  - 會影響民眾或設施內人員健康及安全且已發佈新聞或通知相關機關者。
- 運轉期間 (包含初次裝填核子燃料後至設施正式商業運轉前) 應於事情發生後 2 小時內立即通報之事件：
  - 機組有導致分裂產物障壁(fission product barriers)嚴重劣化或進入未經分析且嚴重影響機組安全者；
  - 因運轉技術規範規定，機組須降載或停機者；
  - 可能導致電廠處理核子事故能力降低者；
  - 導致特殊安全設施(engineered safety features，簡稱 ESF)或反應器保護系統自動或手動啓動(actuation)者；
  - 可能導致系統或結構重要安全功能無法達到設計要求者；
  - 其他。
- 運轉期間應於事情發生後 30 日內提出書面報告之事件：
  - 違反運轉技術規範之安全限值者；
  - 任何天然災害或其他因素，會對核子反應器設施運轉安全構成實質威脅或嚴重阻礙核子反應器設施人員執行安全運轉者；
  - 機組有導致分裂產物障壁嚴重劣化或進入未經分析且嚴重影響機組安全者；
  - 導致特殊安全設施或反應器保護系統自動或手動啓動者；

– 其他。

3.2.3 管制機關之審查、視察與評估

3.2.3.1 建廠執照、初次裝填核子燃料許可及運轉執照之申請與核准

欲申請興建核能電廠，應檢附初期安全分析報告(PSAR)、環境保護主管機關認可之環境影響評估(environmental impact assessment，簡稱 EIA)報告相關資料及申請者財務保證說明等資料，向原能會申請審核同意，並經確認符合下列要求，發給建廠執照(construction license)後，始得進行建廠工程(參考文獻 3.3 第 5 條及參考文獻 3.6 第 3 條)：

- 與原子能和平使用目的一致；
- 設備與設施足以保障公眾健康及安全；
- 對環境保護及生態保育影響合於相關法令規定；及
- 申請人之技術與管理能力以及財務基礎等足以勝任其設施之經營。

申請人檢附經環境保護署(以下簡稱環保署)認可之環境影響評估相關資料，係用來確認建廠工程對環境及生態保育影響合於相關法令規定。

建廠工程完成後，欲初次裝填核子燃料(initial fuel loading)進入核子反應器爐心前，應於規定時間內提送下列資料向原能會申請審核同意後，始得裝填核子燃料(參考文獻 3.3 第 6 條、參考文獻 3.4 第 5 條及參考文獻 3.7 第 2 條)：

- 核子燃料初次裝填申請書 – 預定初次裝填核子燃料 14 個月前提出；
- 終期安全分析報告(FSAR) – 預定初次裝填核子燃料 14 個月前提送；
- 建廠期間之檢查改善結果報告 – 預定初次裝填核子燃料 3 個月前提送；
- 運轉程序書清單、燃料裝填計畫及起動測試(startup test)計畫 – 預定初次裝填核子燃料 2 個月前提送；以及
- 系統功能試驗(systems' functional test)報告 – 預定初次裝填核子燃料前提送。

最後，欲運轉電廠時，應於規定時間內檢附下列資料向原能會申請審核同意，發給運轉執照(operating license)後，始得正式運轉(參考文獻 3.3 第 6 條及參考文獻 3.7 第 14 條)：

- 核子反應器設施運轉執照申請書 – 得於功率試驗完成後提出 (但須於原能會同意初次裝填核子燃料之日起 18 個月內提出，否則得書面敘明理由報請原能會同意始得延長之)；
- 環保署審核同意之環境影響評估報告 – 預定正式運轉 1 年前提送；
- 最新版終期安全分析報告 – 功率試驗完成後與運轉執照申請書一起提送；
- 各功率階段測試結果綜合報告 – 功率試驗完成後與申請書一起提送；及
- 申請人財務保證說明 – 功率試驗完成後與申請書一起提送。

3.2.3.2 整體安全評估

與國際上要求核能電廠進行「定期安全檢討」(periodic safety review，簡稱 PSR)的做法(參考文獻 3.8~3.9)類似，我國核能管制法規要求核能電廠於正式運轉後，每 10 年至少應做一次「整體安全評估」(integrated safety assessment，簡稱 ISA)，並報請原能會審核(參考文獻 3.3 第 9 條)。此整體安全評估報告(integrated safety assessment report，簡稱 ISAR)內容應至少包含下列事項(參考文獻 3.4 第 6 條)：

- 核能機組營運狀況之回顧與檢討；
- 機組待執行之改善或補強事項檢討；
- 總結；及
- 其他經原能會指定之事項。

以核一廠爲例，依據上述要求，其最近一次提出十年整體安全評估報告內容，主要共包含有下列八章：

第一章　運轉安全之回顧與評估

第二章　輻射安全之回顧與評估

第三章　放射性廢棄物營運之回顧與評估

第四章　機組待執行之改善或補強事項檢討

第五章　老化管理整體評估

第六章　耐震安全評估

第七章　核三廠 3A 事故對核一廠相關系統之評估

[註：核三廠 3A 事故請參看本報告第 3.3.8(3-3)節之敘述]

第八章　總結

我國 3 座運轉中核能電廠各自最近一次提出「十年整體安全評估報告」情形如下：

- 核一廠 1 及 2 號機之第三次十年整體安全評估報告，台電分別於 2008 年 6 月 2 日及 2008 年 12 年 23 日提出，原能會則於 2009 年 7 月 17 日及 2010 年 1 月 22 日分別完成審查；但第六章「耐震安全評估」於 2010 年 1 月 13 日方才完成審查；
- 核二廠 1 及 2 號機之第二次十年整體安全評估報告，分別於 2001 年 5 月 30 日及 2002 年 8 年 16 日提出，分別於 2001 年 12 月 27 日及 2003 年 3 月 13 日由原能會完成審查。
- 核三廠 1 及 2 號機第二次十年整體安全評估報告，係分別於 2003 年 12 月 31 日及 2004 年 10 年 21 日提出，並分別於 2004 年 7 月 21 日及 2005 年 5 月 4 日完成審查。

3.2.3.3 管制機關視察

依據「核子反應器設施管制法」(參考文獻 3.3)第 14 條規定，核能電廠於興建或運轉期間，原能會得隨時派員檢查，並要求電廠經營者檢送有關資料以供審查。爲

加強執行核能管制、確保核能電廠興建或運轉安全，原能會因此訂定了綿密的電廠興建或運轉期間之核能安全視察計畫，視需要隨時派員至核能電廠現場或其他場所(例如安全相關之重要組件製造工廠) 進行視察。原能會對興建中及/或運轉中核能電廠之視察主要可分爲下列幾類：

- 駐廠視察(resident inspection)：不管是興建中或運轉中 (含大修期間) 之核能電廠，原能會每天均派有駐廠視察員(resident inspectors)駐在電廠擔任現場日常視察工作，並每天向原能會回報視察所見；
- 不預警視察：爲激勵核能電廠運轉人員用心工作、避免怠忽職守，原能會不定期、不定時地會派一團隊赴電廠進行不預警視察。但爲免對電廠及現場人員造成負擔與不必要困擾，目前實施頻率原則上爲每座電廠每年二次，且時間多半挑在值班人員注意力較易疏忽之夜間(故又稱夜間視察)，至於確切日期及時間則列爲機密；
- 大修視察：電廠停機以填換核子燃料、維修系統/設備/組件之大修期間，原能會均會加派人力執行核能電廠重要設備維修作業視察。自 2002 年 4 月起更進一步實施大修駐廠視察，每天均派有一團隊(包含輪值駐廠視察員) 在電廠擔任現場大修視察工作，俾更能隨時掌控大修期間動態；
- 專案視察：原能會視需要會定期或不定期就某一重要主題組成一專家團隊，邀請國內外專家共同赴電廠現場進行視察。例如龍門電廠興建期間，原能會就曾數次邀請日本專家來台協助建廠視察(註：龍門電廠採用進步型沸水式反應器，而目前世界上只有日本具有該型反應器之實際建廠與運轉經驗)；
- 團隊視察：類似上述專案視察做法，當有需要時，原能會會隨時組成一團隊 (視需要得邀請外界專家參與)，針對某一主題或事件進行專案視察。

有關建廠期間原能會視察之進一步敘述說明，請參閱本報告第 11.2.1 節。

因應原能會視察發現(inspection findings)而開立之違規與注意改進事項(information notice，簡稱 IN)，各核能電廠配合執行之改善行動案例如下：

(1) 核一廠：

(1-1) 視察發現：在 1 號機 EOC-24 大修期間(2010 年 5 月 26 日)，於執行程序書 606.7「緊急爐心冷卻系統(emergency core cooling system，簡稱 ECCS)整體性與柴油機運轉週期試驗」測試作業時，原能會視察員發現：「有關低壓注水(low pressure coolant injection，簡稱 LPCI)注水支系統反應時間測試，並未完整驗證每一注水支系統，無法符合運轉技術規範偵測試驗 SR 3.5.1.11 之要求。另，於執行相關測試期間，未依規定時限採取行動執行潛在性洩放爐水操作作業管制，亦有違運轉技術規範之內容」。

改善行動：爲確保運轉測試作業更爲完備，並能符合運轉技術規範之內容要求地執行相關測試與管制措施，以確保機組安全系統之可靠度，核一

廠隨即著手修訂「LPCI 注水支系統反應時間測試」相關測試程序書及研訂技術手冊(technical requirement manual，簡稱 TRM)管制條文。先以程序書 112.1「無潛在跳機顧慮臨時性操作或檢修步驟評估審查作業程序」制訂完整測試步驟後進行驗證，查驗結果亦符合反應時間要求；爲求測試程序完整明確，已於 2010 年 11 月 5 日修訂程序書 606.7「緊急爐心冷卻系統(ECCS)整體性與柴油機」(606.7 Rev.30 步驟 6.4)，並參考核二廠技術手冊(TRM)，修訂核一廠程序書 608.5.1「潛在性洩放爐水之操作管制程序書」(608.5.1 Rev.01 步驟 6.8)。另，爲補強運轉技術規範內容未臻完善之處，再成立專案小組著手研訂 TRM 管制條文，並於 2011 年 7 月 1 日開始使用。

(1-2) 視察發現：核一廠安全相關 125VDC 系統之備用蓄電池儲存管制不當及疏於維護查驗。

改善行動：核一廠備用蓄電池場所管控措施及環境清潔整理已於 2007 年 4 月 13 日完成改善；電池出現明顯硫酸鉛化合物部份已於 2007 年 3 月 11 日將其隔離吊移，同年 3 月 21 日送環保資源處理；故障充電機於 2007 年 3 月 24 日完成檢修可用；並已完成提出程序書變更通知書(procedures change notice，簡稱 PCN)以修改 1102.04 及 1102.05 程序書，將剩餘可用電池列入定期維護檢查，並於 2007 年 6 月 29 日開始列入維護管理電腦系統(maintenance management computerization system，簡稱 MMCS)管制，俾可提高安全相關 125VDC 系統備用蓄電池可靠度。

⑵ 核二廠：

(2-1) 視察發現：緊急海水泵室發現有因受海鹽侵蝕而造成管線支撐腐蝕、鋼筋鏽蝕或混凝土脫落等結構劣化情形。

改善行動：於 2009 年 3 月完成整體性結構檢查，對廠房結構與設備耐震進行補強，以強化電廠設備的耐震能力，並對其中 E 類(定義爲劣化且對預期功能可能有影響)劣化情形進行評估與處理，以確保最終熱沉之可靠性。同時針對緊急海水泵室發現有因受海鹽侵蝕而造成管線支撐腐蝕、鋼筋鏽蝕或混凝土脫落等結構劣化情形，平行展開對其他設備及運轉中不可接近區域廠房結構檢查，範圍包括海水渠道、反應器廠房、廢料廠房、汽機廠房、輔助廠房等，並已列入每次大修之檢查項目，以確保緊要海水供應之可靠性。

(2-2) 視察發現：請借鏡 311 日本福島核災緊急循環水系統泵室遭海水入侵經驗並汲取教訓。

改善行動：進行緊急循環水系統(emergency circulating water system，簡稱 ECW)泵室改善措施，採海嘯上溯高度 10.28 公尺爲緊急循環海水泵室防海嘯能力基準，以阻隔海水入侵，並完成喪失 ECW 泵緊急應變措施、備品準備、斷然處置程序及運轉人員訓練等作業，使 ECW 泵室符合防海嘯高程防護。

對應之改善行動包含：(a)ECW 泵室電氣設備室構築防護牆，使成爲密閉房間，以防止海嘯入侵而影響設備運轉；(b)增購一台 ECW

馬達以提高安全存量，以供兩部機之需；(c)落實人員訓練以提升緊急應變能力。

本項 ECW 泵室改善措施已於 2011 年 6 月底完成。同年 6 月同時完成有關緊急應變措施及斷然處置程序之程序書 1451 編寫，以及更換 ECW 馬達操作程序訓練。在 2011 年 9 月完成運轉人員訓練，11 月增購一台 ECW 馬達做爲備品。

(3) 核三廠：

(3-1) 視察發現：2010 年 6 月 14 日大鵬一路所屬氣冷式斷路器(gas cooled breaker，簡稱 GCB) GCB 3630 檢修完成後，依程序書 311.1《345 kV 系統開關場運轉》步驟 7.6.4.B 執行復原作業，應將大鵬一路差流電驛(87L)之電源切換至“OFF”狀態，並確認該電驛電源指示燈熄滅後，再執行後續之操作。然而運轉員誤操作大鵬三路之差流電驛電源，導致執行後續步驟時，大鵬一路另一個 GCB 3620 跳脫，造成大鵬一路停電。

程序書 311.1 屬“段落查證”類程序書，且程序書內規定步驟 7.6 須逐步雙重確認，現場人員應依序操作與簽核。另查核三廠 2008 年 10 月 11 日曾發生 GCB 3580 非預期跳脫事件，檢討結果要求開關場之操作前應加強“自我查證”。本次事件肇因爲未確實執行雙重確認與自我查證之要求，應檢討改善。

改善行動：加強值班人員“防誤技巧”訓練：

(1) 輪值之各班利用訓練時間，由值班經理主持，利用全迴路模擬器演練自我查證(含指認呼喚)、雙重確認與三向溝通；

(2) 製作模擬開關場盤面，編寫開關場操作標準教材，訓練各班開關場作業人員操作標準模式。

以上訓練已於 2010 年 10 月 14 日完成。

(3-2) 視察發現：中壓電纜接地，造成廠用海水(nuclear service cooling water，簡稱 NSCW)泵不可用。

改善行動：因設備預防保養執行不當，以致未能及時預知設備劣化狀況。已建立檢查表逐項檢視電纜槽及導線管之彎曲弧度是否符合直徑 12 倍以上，並以紅外線溫度槍量測是否有渦電流感應高溫現象。本改善措施已於 2010 年完成。

3.2.3.4 核安管制紅綠燈

爲使核能電廠運轉安全狀況更透明化，2004 年原能會參考採用美國核管會(NRC)之「反應器監管方案」(reactor oversight process，簡稱 ROP)(參考文獻 3.10)中有關「反應器安全」領域之肇始事件(initiating events)、救援系統(mitigating systems)及屏障完整(barrier integrity)等三項，建構我國「核安管制紅綠燈」方案並實施。本方案檢視項目包含機組之績效指標(PI)與視察指標，兩項指標均再細分爲多個子項指標。績效指標係核能機組各重要安全系統之表現，由電廠每季統計一次，其結果首度於 2004 年底在原能會網站公佈；視察指標則爲原能會視察員在電廠現場視察驗證績效指標

之統計結果與安全表現的視察發現，其結果則首度於 2005 年上網公告。

建制核安管制紅綠燈制度之主要目的，爲藉由將核能電廠安全相關系統及設備之績效表現簡單地以綠、白、黃、紅等燈號呈現，使民眾能很輕易了解目前各核能發電機組之安全狀況。綠燈代表無安全顧慮，白燈代表輕微安全顧慮，黃燈表示有中度安全顧慮，紅燈則表示有顯著的安全顧慮。此紅綠燈表現除上網公告讓大眾了解外，原能會亦將視各核能電廠績效表現之良窳，配合調整對各該廠的管制做爲，對表現有待改進者，將增加視察頻率、加強管制措施，必要時並停止機組運轉。

2009 年第 1 季開始，原能會核安管制紅綠燈方案擴大納入了「核子保安與緊急應變整備」之指標，但因核子保安事涉機密，故網站上只公佈「緊急應變整備」方面之指標，對「核子保安」指標有興趣者，請洽詢原能會。(註：原能會網站公佈之「核安管制紅綠燈」的績效指標除包含前述之肇始事件、救援系統、屏障完整及緊急應變等方面之指標外，尚包含有輻射防護者，而視察指標則無輻射防護方面的。)

3.2.4 國際同業評估

國內核能電廠運轉安全狀況，一直以來均接受來自不同國際核能專家小組的同業評估(peer reviews)，其中主要是來自「世界核能發電協會東京中心」(WANO – Tokyo Center，簡稱 WANO–TC 或 WANO 東京中心)的同業評估。

核能電廠的同業評估是世界核能發電協會(WANO)提供其會員的重要服務項目，分由該協會的四個區域中心爲各區域的會員電廠籌辦與執行。每次同業評估，不論其所屬之區域，均必須由四個區域中心分向區域內的同業會員邀派核能電廠專家，再共同組成評估隊。因此，同業評估有如結合全球核能發電業界之力，共同對受評電廠進行的營運總體檢。

同業評估的範疇涵蓋核能電廠的重要營運層面，如組織行政、運轉、維護、工程支援、輻射防護、運轉經驗、化學、訓練檢定、消防、緊急應變等基本業務，並再擴及安全文化、人員績效、自我評估、工業安全、電廠狀態與構成管制、作業管理、設備性能與狀態等跨業務領域的營運層面。

每次同業評估所提出的改善建議，皆爲輔助受評電廠發現其營運管理之中可再精進之事項；所發現的優良作業，在徵得受評電廠之授權後，也可由 WANO 轉達給其他會員電廠參考效法。憑藉此項由全球核能發電從業人員定期相互評估檢驗的計畫，全體會員電廠可一同向上提升營運效能，並共同維護全球的核能安全。

台電公司爲 WANO 東京中心的會員，不僅一向配合區域內的規畫時程主動邀請同業評估的服務，也善盡義務派遣專業人員參加國外的同業評估活動。

我國各核能電廠每 6 年接受 1 次 WANO 同業評估，總計迄今核一廠已執行過 3 次、核二廠 2 次、核三廠 2 次，龍門電廠則執行過 1 次特別邀請在施工階段的技術評估。

此外，歷年來台電公司已多次派員參加在各國核能電廠執行的同業評估活動，台電公司的核能發電人員已到訪過幾乎全球各個經營核能發電的國家。這些實際參與國外同業評估的人員，不僅實地見識國外核能電廠的內部作業，有效增進其專業經驗與知能，並帶回了許多可資參考運用的精進作法。

3.3 安全提昇方案與做法

3.3.1 設計修改與設備變更之法規要求

不管是興建中或運轉中之核能電廠，若其設計修改或設備變更涉及下列重要安全事項時，一律須報請原能會核准後，始得爲之(參考文獻 3.3 第 13 條及參考文獻 3.4 第 8 條)：

- 運轉技術規範修改；
- 發生事故頻率或事故後果嚴重性，高於終期安全分析報告(FSAR)評估；
- 對安全重要之結構、系統及組件(structures, systems and components，簡稱 SSCs)發生故障可能性或故障後果嚴重性，高於終期安全分析報告評估；
- 可能產生與終期安全分析報告預估不同之事故形式，或對安全重要之結構、系統及組件發生與終期安全分析報告預估不同之故障；
- 終期安全分析報告所定有關分裂產物障壁之設計基準限值改變；
- 終期安全分析報告所定用於建立設計基準或安全分析之評估方法改變；
- 其他經原能會指定並發佈之事項。

3.3.2 強震自動急停

1995 年 1 月 17 日日本大阪-神戶地區發生芮氏規模(Richter scale)6.9 之強烈地震，造成巨大的人員傷亡與財物損失，史稱「阪神大地震」。由於造成嚴重破壞的阪神大地震就發生在台灣周邊國家，爲防萬一，原能會隨即於 1995 年 1 月 28 日發文請台電公司研議「強震時核能電廠採行反應器自動急停裝置」之可行性。1999 年 9 月 21 日台灣發生芮氏規模 7.3 之「集集大地震」(又稱「921 大地震」)後，原能會當即於是年 11 月 4 日發文正式要求台電公司於現已運轉之核一、二、三廠加裝「強震時反應器自動急停系統」，簡稱「強震自動急停系統」(automatic seismic trip system，簡稱 ASTS)。

之後，經過設計、採購、安裝、測試與改善等必要階段，確認 3 座核能電廠之強震自動急停裝置的可靠度皆合乎要求後，台電公司遂於 2007 年 11 月向原能會提出該等裝置上線使用之申請，經審查核准後，核一、二、三廠之強震自動急停系統(ASTS)乃分別於 2007 年 11 月底正式上線使用。

「強震自動急停」意即當核能電廠裝設之地震感測儀(seismic sensors)，偵測到大於該電廠之「運轉基準地震」(operating basis earthquake，簡稱 OBE)設定值之地震時，將立即自動送出「跳脫」(trip)信號給電廠核能機組之反應器保護系統(reactor protection system，簡稱 RPS)，以跳脫反應器 (即：使反應器急停或跳機)，確保強震時機組將處在安全停機之狀態。

以核三廠之強震自動急停系統(ASTS)爲例 (參看核三廠 FSAR 第 3.7.4.2.6 節 “The Automatic Seismic Trip System”)(參考文獻 3.11)，其係一僅用來在強震時自動使反應器跳機之獨立系統，與電廠原有由地震儀構成之強震加速度量測系統 (strong motion accelerometer system，簡稱 SMAS)無關。核三廠 ASTS 系統共包含有 6 個可測加速度在 0~1.0g 之間的三軸向(triaxial)地震感測儀和 3 個信號比對盤(signal conditioning panels)，其中 3 個地震感測儀裝於輔助廠房(auxiliary building)標高 74 呎

(EL.74ft)之樓層，另外 3 個地震感測儀則裝於同一廠房但標高 126 呎之樓層。此 6 個地震感測儀測得之(地震)信號均送至信號比對盤，每個信號比對盤各接收 2 個信號(來自前述每一樓層各 1 個)。於信號比對盤內，兩個信號均將與一雙穩態(bistable, B/S)裝置(device)之預設值比較，比對邏輯採“邏輯-或”(“logic-or”)，意即只要有 1 個信號大於 B/S 預設值，此信號比對盤即會送出 1 個 “跳脫反應器”信號給反應器保護系統 RPS)。當 3 個信號比對盤中有 2 個送出 “跳脫反應器” 信號給 RPS 系統時 [即採 “3 選 2” 邏輯(“2 out of 3” logic)]，反應器保護系統即自動跳脫反應器。[註：所謂雙穩態裝置，是一種 “輸出信號只有“通路或斷路”(on/off)，且在輸入信號到達預設值時其輸出信號之狀態 (通路或斷路) 將即刻改變” 之裝置。]

2011 年 3 月 11 日下午 14:45，日本東北部外海發生芮氏規模 9.0 之「東北大地震」(2011 Tohoku earthquake)，引發約 14 公尺高之大海嘯(tsunami)，並造成大停電。東京電力公司(Tokyo Electric Power Company，簡稱 TEPCO)在災區福島縣(Fukushima Prefecture)有兩座核能電廠：福島第一核能電廠(Fukushima Dai-ichi NPP)和福島第二核能電廠(Fukushima Dai-ni NPP)，前者有 6 部 BWR 機組，後者有 4 部 BWR 機組。地震前，第一核能電廠之 4 ~ 6 號機組已停機並正進行大修維護。地震發生後，第一核能電廠之 1 ~ 3 號機組和第二核能電廠之 4 部機組均自動安全停機，並由緊急柴油發電機(emergency diesel generator，簡稱 EDG)供電進行反應器爐心餘熱移除。但是，緊接著而來的大海嘯卻損壞了第一核能電廠之所有緊急柴油發電機 (使得電廠完全喪失冷卻爐心、移除餘熱所需電力)，也淹沒了第二核能電廠緊要廠用水系統之泵室(pump rooms)。最後造成福島第一核能電廠 1 ~ 3 號機組發生依「國際核能事件分級制度」(international nuclear event scale，簡稱 INES)歸類爲最嚴重之第 7 級核子事故(level 7 event) (參考文獻 3.12~3.13)。

初步檢討我國核能電廠目前抗地震與海嘯之能力大致如下：目前我國 4 座核能電廠的安全停機地震值(safe shutdown earthquake，簡稱 SSE)分別爲：核一廠 0.3g (2011 年日本東北大地震後正研議提高爲 0.4g)、核二廠 0.4g、核三廠 0.4g、以及核四廠 0.4g。防範海嘯之設計爲：預估海嘯可能上溯最大高度，在核一廠爲 10.73 公尺、核二廠 10.28 公尺、核三廠 12.03 公尺、核四廠則爲 8.07 公尺，而 4 座電廠抗海嘯之廠址高度則分別爲核一廠 11.2 公尺、核二廠 12 公尺、核三廠 15 公尺、核四廠 12 公尺。另外，爲防止因喪失廠外電力供應而在電廠本身也停機不發電時發生電廠全黑事件，各核能電廠除每部核能機組配置有 2 部緊急柴油發電機外，每座電廠又各增設兩部機組可共用的第 5 部緊急柴油發電機和兩部氣渦輪發電機(gas turbine)。但假如電廠遭海嘯淹沒，若無額外有效防範措施，現場所有緊急柴油發電機和氣渦輪發電機也均將因地震或淹水損壞。因此，如何採取有效的強震與海嘯防範措施與作爲，也是我國因應此次 311「超級強震加上大海嘯」複合式災難而進行核能電廠總體檢後的重要課題。

在日本福島第一核能電廠核子事故發生後，台電公司除立即檢視電廠耐震與防海嘯的設計與防護能力外，並立即自行進行 8 項核能安全強化措施體檢，同時成立「核能電廠防海嘯評估」、「核能電廠耐震評估」、「用過燃料池冷卻功能評估」三個專案小組。

原能會於 2011 年 4 月 6 日提出「因應日本福島一廠事故-核能安全防護要求辦理事項」，包括短期 11 大項(56 細項)及中程 2 大項。台電立即將原能會要求辦理事項，整併入 8 項核能安全強化措施體檢項目，彙整區分爲短程 12 大項(63 細項)、中程 1 大項(4 細項)、與 3 個專案小組工作項目。其中短程體檢 12 大項已於 2011 年 6 月 28

日辦理完成。中程體檢 1 大項爲「提前進行 10 年整體安全評估」，預計 2011 年 12 月 31 日前完成。3 個專案小組預計工作完成時程如下：

(1) 用過燃料池冷卻功能評估專案小組 (體檢項目併入短程體檢項目第 3 項「用過燃料池完整性及冷卻」)，

(2) 核能電廠防海嘯評估專案小組 (預計 2012 年 12 月 31 日前完成)，

(3) 核能電廠耐震評估專案小組 (預計 2013 年 4 月 30 日前完成)。

有關日本福島第一核能電廠事故後我方因應之進一步敘述，請參閱本報告第 7.5、7.6.2、7.7 及 13.3 節。

3.3.3 終期安全分析報告之更新

依據「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」規定(參考文獻 3.7 第 3、15 條)，終期安全分析報告(FSAR)經原能會核定後，其內容涉及「核子反應器設施管制法施行細則」(參考文獻 3.4)第 8 條所述重要安全事項者(參看本報告第 3.3.1 節)，非經書面報請核准，不得變更；而在取得核子反應器設施運轉執照後，則應於下列期限內依規定更新其終期安全分析報告，並報請原能會備查：

- 運轉執照取得 2 年內完成初次更新 (有多部機組共用一套終期安全分析報告之核能電廠，從最後取得運轉執照之時間算起)；
- 每次機組大修完成後 6 個月內完成更新 (有多部機組共用一套終期安全分析報告之核能電廠，從最後完成大修之時間算起)。

以下謹列舉我國運轉中各核能電廠過去完成之部分較重要的終期安全分析報告更新例子：

(1) 核一廠

- 冷卻水流失事故後之氫氣再結合器系統敘述修訂 (2004 年)
- 圍阻體整體洩漏率試驗(integrated leak rate test，簡稱 ILRT)及氣鎖門(air-lock door)採用美國核管會(USNRC)之美國聯邦法規第 10 章第 50 節(10CFR50)附錄 J 選擇 B(Appendix J Option B) (2005 年)
- 燃料吊車吊運高度相關敘述修訂 (2005 年)
- 爐心噴灑系統斷管偵測設定點變更 (2005 年)
- 反應器爐水淨化系統(reactor water cleanup system，簡稱 RWCU)警報內容敘述錯誤修訂 (2006 年)
- 修訂機組額定發電功率 (2007 年)
- 增訂電廠全黑(station blackout，簡稱 SBO)時 125VDC 之負載 (2007 年)
- 增訂緊要廠用水(essential service water，簡稱 ESW)流量適足性說明 (2007 年)
- 配合強震自動急停系統正式上線使用增訂相關敘述 (2007 年)
- 遙控停機盤(auxiliary shutdown panel，簡稱 ASP)增列盤面電源配置說明 (2008 年)
- 依新燃料貯存窖臨界分析報告修訂相關內容，以配合新燃料貯存窖之使用

(2008 年)

- 1、2 號機使用超音波流量計進行小幅度功率提昇 1.66%，FSAR 相關內容配合修改 (2009 年)
- 主變壓器計畫性汰換新品 (2009 年)
- 飼水控制系統部份儀控設備老化，設備廠家已不再生產，因此部份控制組件更換爲數位化產品 (2010 年)

(2) 核二廠

- 修正備用氣體處理系統(standby gas treatment system，簡稱 SGTS)測試時間及風量 (2003 年)
- 修改反應器爐心隔離冷卻系統(reactor core isolation cooling system，簡稱 RCIC) 泵浦機房(pumphouse)通風系統運轉條件 (2004 年)
- 修改圍阻體整體洩漏率試驗(ILRT)之測試週期 (2005 年)
- 增加第 5 台柴油發電機的品質分類 (2006 年)
- 增訂新增濕性廢棄物高減容固化系統之敘述 (2006 年)
- 修正遙控停機盤(ASP)的敘述 (2006 年)
- 將燃料規格修正爲 ATRIUM-10 (2006 年)
- 將供用過燃料格架重新排列(reracking)用之新增的燃料吊車離位式工具，加入終期安全分析報告中 (2007 年)
- 配合強震自動急停系統正式上線使用增訂相關敘述 (2007 年)
- 將 125VDC 系統 E、F 之蓄電池充電器(battery charger)相應 “冷卻水流失事故”(loss of coolant accident，簡稱 LOCA)負載刪除，並修改部分錯誤 (2008 年)
- 將新燃料倉庫之安全分析納入 FSAR 中 (2009 年)
- 依新燃料窖安全分析報告更新 FSAR 有關新燃料窖臨界分析的結果 (2009 年)
- 申請機組運轉中斜面燃料傳送系統可開啓盲板，允許將新燃料傳送至上池，增進大修前工作準備 (2010 年)

(3) 核三廠

- 增加地震儀改善案「DCR-M1-2129」未配合修訂部分 (2004 年)
- 配合改良式運轉技術規範(improved tech. spec.，簡稱 ITS)施行使用，將原第 16 章運轉技術規範移出終期安全分析報告，並修訂相關援引章節 (2004 年)
- 配合燃料棒長度改變，修訂終期安全分析報告相關敘述 (2004 年)
- 修改終期安全分析報告第 1.8.2.101 小節有關美國核管會法規指引(regulatory guide，簡稱 RG) RG 1.101 之條文內容，以符合我國於 2005 年 7 月 1 日新實施之核子事故緊急應變法 (2005 年)

- 根據新頒布之「核子事故緊急應變法」，修改終期安全分析報告第 13.3 節緊急計劃相關規定(2006 年)
- 修正放射性廢液系統(liquid radwaste system，簡稱 LRS)遲滯桶(holdup tank)傳送泵及該系統濃縮液桶(concentrate tank)傳送泵於液位達低低液位(low low level)時，自動停止運轉 (2007 年)
- 修正放射性氣體外釋累積劑量及放射性液體外釋累積劑量限值 (2007 年)
- A、B、C、D-PQ-N001 變流器(inverter)更新後，新增電源選擇功能(static transfer switch)，配合設備實際狀況修訂 FSAR 內容 (2008 年)
- 1、2 號機使用超音波流量計進行小幅度功率提昇 1.69%，至 2,822 MWt，FSAR 相關內容配合修改 (2010 年)

有些 FSAR 更新例子是因爲改正行動(corrective actions)或爲了增進安全(safety improvements)，例如：

核一廠：

- EDG 增設 LOCA 發生時將 EDG 置於“READY TO LOAD” 之功能，以防止 EDG 發電機輸出(output)過電流現象，並符合 IEEE 308 規定：
  - 完成時間：2008 年 4 月 4 日。
  - 執行前情形：EDG 測試併聯運轉時，無法符合 IEEE 308 規定在 LOCA 發生時將 EDG 置於 READY TO LOAD 之功能，且發電機 OUTPUT 發生過電流現象。
  - 執行內容：EDG BKR 跳脫回路增設 LOCA 信號及 TIE BKR 輔助接點，EDG 測試併聯運轉時，在 LOCA 發生時，EDG 將置於 READY TO LOAD 之功能。
  - 執行效益：EDG 測試併聯運轉時，防止 EDG 發電機 OUTPUT 過電流現象並於 LOCA 發生時將 EDG 置於 READY TO LOAD，符合 IEEE 308 規定。

核二廠

- 發現 FSAR 對燃料吊運期間，假設艙門(hatches)及至少一氣鎖門保持關閉，與運轉規範的要求不一致，經以艙門及氣鎖門保持開啓之情形下，重新分析燃料吊落事故之劑量結果，可以符合法規要求。修訂 FSAR 使與運轉規範一致：
  - 完成時間：2010 年 1 月 18 日。
  - 執行前情形：原 FSAR 與運轉規範的要求不一致。
  - 執行內容：重新分析燃料吊落事故之劑量結果，可以符合法規要求。修訂 FSAR 使與運轉規範一致。
  - 執行效益：修訂 FSAR 使與運轉規範一致。
- 增設一台 345kV 起動變壓器，使兩部起動變壓器可互相切換供電，增加外電可靠度：

- 完成時間：2010 年 5 月 6 日。
- 執行前情形：一台 345kV 起動變壓器供給 2 部機組。
- 執行內容：新增一台 345kV 起動變壓器。
- 執行效益：增加外電可靠度。

核三廠

- 依據原能會注意改進事項(IN)，明訂所有安全相關泵之安全分析需求流量及水頭，並修訂 FSAR，包括區分出設計容量與安全設計需求流量或運轉需求流量等，且明訂營運測試接受標準應符合美國機械工程師協會(American Society of Mechanical Engineers，簡稱 ASME)規範之接受標準及安全分析的要求：
  - 完成時間：2009 年 4 月 16 日。
  - 執行前情形：欠缺安全相關泵之安全分析需求流量及水頭。
  - 執行內容：修訂 FSAR，包括區分出設計容量與安全設計需求流量或運轉需求流量等，並明訂營運測試接受標準應符合 ASME 接受標準及安全分析的要求。
  - 執行效益：修訂 FSAR 明訂營運測試接受標準及安全分析的要求以爲遵循。

3.3.4 運轉技術規範之更新

依「核子反應器設施管制法施行細則」規定(參考文獻 3.4 第 8 條)，運轉技術規範之修改乃屬重要安全事項，故依「核子反應器設施管制法」規定(參考文獻 3.3 第 13 條)，應報請原能會核准後始得爲之。

我國 3 座運轉中核能電廠自建造完成投入商業運轉起，各自採用之運轉技術規範類型分別是：核一廠採用顧客型運轉技術規範(customer tech. spec.，簡稱 CTS)，核二廠與核三廠則是實施標準型運轉技術規範(standard tech. spec.，簡稱 STS)。

1988 年原能會要求核一廠改採標準型運轉技術規範。然而在 1990 年代初期，台電公司注意到美國已正在發展改良式標準型運轉技術規範(improved standard tech. spec.) [簡稱改良式運轉技術規範(improved technical specification，簡稱 ITS)]，因此成立一專案計畫，以研究將核一廠運轉技術規範跳過 STS 而直接改爲 ITS 之可行性。台電公司此一構想與做法獲得原能會支持，並同意其直接轉換爲依據美國核管會(USNRC)1992 年版之 NUREG-1433 規定(參考文獻 3.14)的 ITS，此依據隨後修正爲 1995 年修正 1 版之 NUREG-1433。最後，在 2002 年 2 月 26 日，於核一廠 2 號機第 18 次爐心燃料循環末期(end of cycle，簡稱 EOC)之大修完成後，核一廠正式實施改良式運轉技術規範。

在上述運轉技術規範轉換過程中，不僅台電公司投入相當多之人力物力，原能會也配合投入不少努力於研究了解所需之 ITS 相關管制要求。轉換過程中，單只運轉程序書就有數百種被加以檢討及修正，而核一廠全體運轉團隊成員並多次接受相關訓練以熟悉採用 ITS 後之運作。

由於核一廠運轉技術規範轉換成功，實施 ITS 後成效顯著，因此核二廠與核三廠也分別於 2008 年 1 月與 2004 年 9 月將其運轉技術規範轉換爲 ITS，其中核二廠依

據的是修正 1 版之 NUREG-1434(BWR-6 專用)(參考文獻 3.15)，核三廠則是修正 1 版之 NUREG-1431(PWR 專用) (參考文獻 3.16)。

原先之顧客型運轉技術規範(CTS)和標準型運轉技術規範(STS)內容過於龐雜，包含太多東西，對各個條文訂定基礎的說明不甚清楚，且有部分條文規定不夠明白甚至不盡合理，而條文書寫的格式與內容也不符人因工學(human factor engineering，簡稱 HFE)要求，致常造成運轉人員查閱困擾。改爲 ITS 後，一些可不必納入運轉技術規範中之項目，包含消防設備、爐心運轉限值報告(core operating limits report，簡稱 COLR)、輻射防護與環境監測作業、減震器、設備列表、氣象儀、及水化學(water chemistry)等，均被移出運轉技術規範而改由技術手冊(TRM)或計畫(program)管制。如此，增進了運轉人員對運轉技術規範之了解，也減輕了電廠的許多行政負擔，並進一步提昇了電廠的運轉安全與營運績效。

3.3.5 國際合作

3.3.5.1 綜合性技術合作計畫

台電公司加入了許多在核能領域的國際組織而成爲其會員，以便技術交流，分享運轉經驗，並於必要時技術互助。其中較主要者有：

- 世界核能發電協會(WANO)
- (美國)核能發電運轉協會(Institute of Nuclear Power Operations，簡稱 INPO)
- 美國電力研究所(Electric Power Research Institute，簡稱 EPRI)
- 核能採購事務委員會(Nuclear Procurement Issues Committee，簡稱 NUPIC)

爲密切分享運轉經驗與心得，各核能電廠有時候亦設法與國外有類似核能發電機組之友廠諦結爲姐妹廠，例如核一廠與日本福島第一核能電廠(Fukushima Daiichi)，核二廠與日本島根核能電廠(Shimane NPP)。

在國際合作之技術發展方面，原能會與台電公司曾於 2004 年共同參加過美國核管會(USNRC)主辦之 CAMP 熱流程式應用與維護計畫(thermal-hydraulic Code Applications and Maintenance Program) 。原能會則另參加了下列計畫：

- 美國核管會之 CSARP (Cooperative Severe Accident Research Program)
- 國際合作之 COOPRA (Cooperative PRA research Program)
- 經濟合作暨發展組織(Organization for Economic Cooperation and Development，簡稱 OECD)核能署(Nuclear Energy Agency，簡稱 NEA)之 CPD (Cooperative Program on Decommissioning)
- 經濟合作暨發展組織/核能署之 COMPSIS (Computer-based Systems Important to Safety)

此外，早自 1990 年開始，台灣與日本雙方核能界就每年共同舉行「台日核能安全研討會」(Sino-Japanese Seminar on Nuclear Safety)，此項會議係每年由雙方輪流主辦，原則上於每年 11 月左右舉行，迄今已超過 20 年，雙方均認爲對彼此之核能技術交流甚有助益。

另一方面，台灣與美國核能界每年也有一類似之研討會 – 台美民用核能合作聯合常設委員會會議(TECRO-AIT Joint Standing Committee Meeting) (簡稱台美民用核

能合作會議)，由我國駐美台北經濟文化代表處(Taipei Economic and Cultural Representative Office，簡稱 TECRO)與美國在台協會(American Institute in Taiwan，簡稱 AIT)輪流主辦，雙方派員共同參加，彼此交換在核能管制、核子保防(nuclear safeguards)與核能發電運轉方面的寶貴經驗。另外，我國原能會與美國核管會間也每年有一正式的管制技術交流會議，著重於核能管制資訊與心得的分享。

3.3.5.2 地震研究

台灣地處東亞地震帶，地震在核能電廠運轉安全設計上的考量是一極其關鍵重要的因素。

地震對建築物的影響，通常可用土壤與結構互制作用(soil-structure interaction，簡稱 SSI)來分析。過去，由於缺乏足夠的 SSI 數據資料，因此分析結果的準確度不是很理想。爲彌補這方面的缺憾，在 1985 至 1990 年間，台電與美國電力研究所(EPRI)合作成立「羅東計畫」，以研究建築物在軟質土壤(soft soil)或柔性結構(soft structure)場地(site)上的土壤與結構互制作用。在羅東計畫所獲數據幫助下，順利發展成功數個 SSI 地震分析程式。

接著，從 1990 至 2001 年台電公司再與美國電力研究所以及其他機構，包含美國核管會、東京電力公司、(日本)電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry，簡稱 CRIEPI)、韓國集團(Korean Group)、和法國集團(French Group)等，合作成立一取名「花蓮計畫」之專案計畫。此計畫係在花蓮選一由砂與碎石(sand-gravel)組成之剛性結構(hard structure)場地上，建立一個全尺寸的四分之一大小圍阻體測試模型，以獲取針對剛性結構場地相關地震分析所需 SSI 數據，進而驗證與改進相關地震分析程式。

3.3.6 安全度評估及其在風險告知上的應用

台灣發展建立安全度評估(probabilistic risk assessment，簡稱 PRA)技術可分 3 個階段。首先，自 1982 年起，原能會在美國 NUS 公司協助下，開始引進安全度評估技術，並於 1985 年建立完成核二廠之 PRA 分析模式。接著再分別於 1987 年及 1991 年建立完成核三廠及核一廠之 PRA 分析模式，以探討研究可能導致反應器爐心熔損(core damage)之事故情節，以及由於廠內事件(internal events)或外來事件(或稱廠外事件)(external events)造成之爐心熔損頻率(core damage frequency，簡稱 CDF)大小 [CDF 一般係以“每反應器年(per reactor year)有多少爐心熔損次數”表示]。此處所分析之外來事件包含地震、颱風、火災和內部水災(internal flood)。由於在此第一階段 PRA 技術建立期間，個人電腦(personal computer，簡稱 PC)尚未發展成熟，因此上述 3 座電廠之 PRA 分析模式都是採用電腦主機(mainframe computer)，且模式建立未考慮後來電廠可能進行設計變更等更新改善工程，以致使用起來甚不方便。

爲克服上述不便，台電公司於 1994 至 1997 年間成立了一個「應用 PRA 於核能電廠日常運轉」計畫，以更新改進核一、二、三廠之 PRA 分析模式，並將分析模式從採用大型計算機轉換爲使用個人電腦即可，且增加分析電廠大修期間之風險。此爲國內發展 PRA 技術之第二階段。在此階段末期，3 座電廠之活態安全度評估(living probabilistic risk assessment，簡稱 living PRA)分析模式均成功建立完成，不僅使用方便，而且很容易即可納入電廠系統之設計變更。

自 1980 年代開始，由於核能發電的市場競爭力漸增，人們也開始思考如何可在

降低核能電廠運轉維護(operation and maintenance，簡稱 O&M)費用之同時，又能兼顧維持核能安全。欲達此目的，公認最適當的做法是採用「風險告知」方法(risk-informed approach)。風險告知方法乃是 PRA 技術的一種應用。因此在國內 PRA 技術相當成熟之後，台電公司自 1998 年開始迄今，即持續致力於應用風險告知技術於電廠的運轉維護，是爲國內發展 PRA 技術之第三階段。於此期間，在台電公司贊助下，核能研究所發展成功一套電腦軟體程式“TRIM”(TPC Risk Integrated Monitor)以供核能電廠風險告知分析之應用。

目前我國 3 座運轉中核能電廠的維護法規(maintenance rule，簡稱 MR)均採用「風險告知」觀念，在執行維護作業前，例如進行偵測試驗(surveillance test)、維護後測試(after-maintenance test)、改正措施(corrective actions)和預防保養(preventive maintenance)等動作前，對於經風險告知分析評估爲安全重要(safety-important)的結構/系統/組件，均先評估其因進行此項維護作業所將增加的風險。獲得的效益主要爲可允許系統有不可用時間、放寬營運期間檢測(in-service inspection，簡稱 ISI)管制及增進核能發電機組安全度和營運績效。

3.3.7 反應器運轉人員資格再評鑑

依據「核子反應器運轉人員執照管理辦法」(參考文獻 3.17)第 10 條規定，運轉核能電廠之台電公司應向原能會提送其核能電廠核子反應器運轉人員再訓練方案，並獲得核准，而其反應器運轉人員則應依此核准過之再訓練方案接受再訓練，並經測驗及格。前述再訓練方案應遵照「核子反應器運轉人員執照管理辦法」附件四「動力用核子反應器運轉人員再訓練規定」之相關要求訂定，且應至少每兩年檢討一次，並持續實施，不得造成前後方案中斷。方案內容應包含下列事項：

(1) 運轉操作訓練；

(2) 評鑑方式與時機；

(3) 評鑑及相關訓練紀錄之保存。

訓練內容主要分爲「課堂講解」和「模擬器與現場操作」兩大部分，其中課堂講解須每年至少 90 小時，模擬器操作訓練則須每年至少 30 小時。

另依前述執照管理辦法第 12 條規定，核能電廠反應器運轉人員執照之有效期間最長爲 6 年，期滿 30 日前運轉核能電廠之台電公司得填具申請書，並檢附下列資料，向主管機關申請換發其運轉人員執照：

(1) 最近一年內之健康檢查合格證明書及健康檢查報告；

(2) 運轉再訓練紀錄及測驗及格證明。

爲嚴格管控核能電廠反應器運轉人員素質，我國核能管制機構原能會在核能電廠運轉期間遇有下列情事之一者，將視需要選定相關運轉人員接受再鑑定測驗，並於測驗日一個月前將受測名單通知台電公司：

(1) 運轉操作績效不佳；

(2) 運轉人員再訓練成效及品質不佳；或

(3) 運轉人員於執照有效期間內有操作疏失。

接受再鑑定測驗而不及格之人員，台電公司於接獲原能會正式通知後，應即停止其

運轉操作反應器之工作，但得依規定申請補考。

3.3.8 管制機關提昇運轉安全作爲與電廠重要改善措施

原能會對運轉中核能電廠核能安全管制之作爲，係參照先進國家核能安全管制方法，建制適合我國實施之不同類型的管制作業方式，包括駐廠視察、不預警視察、專案視察、安全審查、核安管制紅綠燈、異常事件調查、核安管制會議等，藉由健全的管制作業和制度，期使國內運轉中的核能機組都能維持相當安全與穩健的水準。對於所發現電廠重大問題或電廠雖已發現問題但並未採取改正行動或改正行動不周延時，原能會將會依問題性質簽發備忘錄、注意改進事項或違規事項等，要求電廠澄清或改善；情節重大者，原能會則依法執行罰鍰、吊照、廢照、停止運轉、移送檢調等處分，以確實導正核能電廠的作業缺失，履行保障民眾安全之職責。例如：

- 原能會曾在執行核一廠現場視察時，發現其結構組件之維護與檢查作業有若干問題，如緊要海水泵室牆面改善後仍有空心現象、迴轉攔汙柵導架嚴重鏽蝕、2 號機主蒸汽隧道區域牆面龜裂之標記與評估作業待釐清、廠房地面滲水等，原能會即針對所發現的缺失，開立注意改進事項 AN-CS-99-003 要求電廠改善。
- 原能會執行 99 年第 1 季核二廠核安管制紅綠燈專案視察火災防護，相關視察發現，開立注意改進事項 AN-KS-99-003 要求電廠改善。
- 核三廠使用未經原能會核准之廠用海水泵馬達檢證品，針對本項品質缺失，開立五級違規，並要求電廠改善。
- 針對電廠相關缺失，原能會開立注意改進事項或違規，要求電廠須在規定期間內進行改善，並針對電廠改善情形進行查核。核能電廠注意改進事項或違規事項則公告在原能會網站上，以達資訊公開之目的。

另一方面，爲使核能電廠能有效管理運轉中所遇到的問題，並整合各項資訊以精進運轉和維護的品質，原能會乃參考國外核能電廠的作法，要求台電公司建立單一管理系統，因此台電公司運轉中之每座核能電廠均建立有一「改正行動方案」(corrective action program，簡稱 CAP)，以把解決電廠各式各樣問題的各種機制整合在一起，俾執行發現問題、問題分類、改正、追蹤、分析、和資源整合等工作。建立 CAP 系統之目的在強化或改進肇因分析、共因分析、趨勢分析、改善措施有效性評估、和電廠效能指標(plant health indicator)等。以核三廠爲例，其 CAP 系統稱爲「卓越管理系統」，以追求卓越爲目標，於 2006 年下半年完成建置，經試用並與原先舊有之走動管理系統銜接後，於 2007 年 1 月 1 日起正式啓用。[欲進一步了解 CAP，請參閱本報告第 7.5.7 節。]

運轉中核能電廠安全申請案或重大改善案之審查，爲原能會對核能電廠安全管制中重要工作之一。對於台電公司所提送之安全分析報告，原能會邀請學者專家共同組成專案審查小組，就關切的議題執行審查作業，在確認機組運轉安全之情況下，台電公司方可據以執行。

以下謹舉例介紹過去各核能電廠一些較重要的改善措施(包含 CAP 系統建立前)，有些改善措施是電廠發生事件後的改正作業，其餘則單純是電廠的改進作業。

(1) 核一廠：

(1-1) 輪胎形抑壓槽龜裂事件(The Torus Crack Event)

1994 年 11 月 25 日,於前一天再起動(restart)後的核一廠 1 號機和電力網(electrical power grid)連線了。依據運轉程序書，當天下午 3 點 23 分開始將氮氣充入圍阻體(containment)內。翌日，位在編號 SB-210 之氮氣充入閥上游的一個 6 吋管之焊接被發現有破裂。此時，圍阻體內之氧濃度經檢測爲約 10%，運轉人員也慢慢地降低反應器功率，並根據運轉技術規範(TS)要求而關掉氮氣充入系統(nitrogen charging system)。另外，維修人員又發現在輪胎形抑壓槽(torus)外殼上方部位 (就在上述破裂之焊接處下方) 有龜裂現象。運轉人員因此將反應器冷停機。稍後判斷管路破裂和外殼龜裂之原因乃是由於氮氣之低溫效應。針對此事件採取之改善與防範措施(corrective and preventive actions)如下：

- 修復破裂之管路和龜裂之抑壓池外殼；
- 定期檢視修復部分；
- 修正填充氮氣程序書，以避免低溫造成之不利效應；
- 改進氮氣加熱系統，以加強填充氮氣時的溫度控制；以及
- 在氮氣填充管附近之重要設備上裝設溫度偵測器(detector)。

(1-2) 爐心側板修復(Core Shroud Repair)

1994 年 3 月，核一廠 1 號機正在停機大修期間，其爐心側板編號 H3 之焊接處被發現有龜裂。在下一次停機大修期間(1995 年 3 月)再檢查這些龜裂處時，發現其有逐漸增大現象，而且在 H5 和 H6 焊接處也發現有幾處龜裂。經台電公司詳細安全評估後，判斷這些龜裂之增長率尚可容許機組再安全地運轉一個運轉週期，原能會因此同意核一廠 1 號機可再運轉一個週期，然後在下一次停機大修時(1996 年 4 月)就必須進行爐心側板之修復作業。

此項爐心側板修復計畫之主要工作，是在爐心側板和反應器壓力槽(reactor pressure vessel，簡稱 RPV)之間裝設 4 組穩定器，以取代爐心側板之 H1 至 H7 橫向焊接的結構支撐功能。修復工作進行時，台電公司嚴格地遵照下列要求：

- 終期安全分析報告(FSAR)中所述爐心側板設計要求必須維持；
- 修復後之組件的設計壽命必須不能短於核一廠 1 號機之剩餘年限(包含可能的壽命延長考量)；
- 供修復用之材料必須遵守美國機械工程師協會規範(ASME code)規定和遵照沸水式反應器爐內組件方案(BWR Vessel Internal Program，簡稱 BWRVIP)之建議；
- 選擇修復用材料時必須考量沿晶應力腐蝕龜裂(inter-granular stress corrosion cracking，簡稱 IGSCC)和照射助長應力腐蝕龜裂(irradiation-assisted stress corrosion cracking，簡稱 IASCC)效應的防範；
- 修復過程不得有焊接動作；
- 必須執行修復之組件、爐心側板、和反應器壓力槽，在 FSAR 所假設之各種意外事故狀況下的荷重(loading)和應力分析；
- 修復後，即使是在最惡劣事故狀況下，爐心水流流量(core flow)也只能容

許 0.46%從爐心旁通處(core bypass)滲漏到降流區(downcomer region)。

修復工作進行前，台電公司曾做過整體安全評估，其主要結論如下：

- 所有 FSAR 中所假設意外事故之發生機率和後果嚴重性，均不會因爲爐心側板之修理而有顯著改變；
- 爐心側板之修理不會造成未包含於 FSAR 中的意外事故之發生；
- 運轉技術規範保留之安全餘裕不致受到爐心側板之修理的影響。

此項修復工作係包給美國奇異公司(GE)於 1995 年修復完成。修復後，曾做過安全度評估(PRA)，結果顯示爐心熔毀頻率(core melt frequency，簡稱 CMF)僅些微增加 $1.6x10^{-7}$ (反應器-年)$^{-1}$。因此，爐心側板修復工作對電廠安全之影響是可忽略不計的。

(1-3) 低壓汽機輪葉龜裂事件(Low Pressure Turbine Blade Crack Event)

1992 年 6 月 30 日，核一廠 2 號機之 2 號低壓汽機發出軸承高振動(high bearing vibration)警報。在反應器停機後進行檢查，發現 1 號低壓汽機轉子(LP-1 rotor)的 L-2 葉片(blade)斷裂了。在將該損壞轉子以備用轉子更換後，反應器又恢復運轉。但是在接下來的電廠停機大修期間，卻發現其他低壓汽機也有類似之損壞情形。由於沒有足夠時間來分析發生原因和找出解決辦法，因此在原來之汽機供應廠商西屋公司協助下，台電公司決定將所有低壓汽機之 L-2 葉片全更換爲新的。

然而在運轉大約 6,024 小時後，一些新的 L-2 葉片又出現龜裂現象，而原因仍然不明。因認爲汽機葉片龜裂乃是重要事件，故在如此情形下，核一廠爲確保運轉安全，只好每隔 6 至 8 個月就將反應器停機並更換汽機轉子。此種做法一直持續到 1999 年所有低壓汽機均改裝別家廠商提供的新轉子才停止。這些新轉子乃是分段(section by section)鍛造然後才焊接一起的。此種製造方法有效地解決了熱套式(shrunk-on type)轉子的應力腐蝕龜裂問題。此外，新轉子的設計也大大地增強了其防止扭力振動(torsional vibration)和失速顫動(stall flutter)造成問題的能力。自 1999 年後，核一廠終於擺脫汽機葉片損壞所帶來的運轉負擔。

(1-4) 主發電機定子線圈部分重繞(Main Generator Stator Partial Rewind)

2008 年 10 月，核一廠 1 號機在第 23 次燃料循環末期(EOC-23)後的填換燃料停機大修(refueling outage)期間，主發電機進行定子線圈轉位試驗(stator winding transposition test)時，發現 C 相線圈出現異常現象。此異常現象疑似係由於線圈斷股(strand)或線圈轉位點焊接不良所致。經多次線圈轉位測試與剝離絕緣包覆後，初步確認第 29 槽上線圈(top coil)之第 0 組轉位組(0-th transposition group)的 7 條導體(線圈股)(strand)中，有 2 條疑是開路的(open)，且發現該 0 組轉位導體所緊貼的通風管已有破洞。

經會同原供應廠商西門子公司人員進行檢修，判定故障點係位於鐵心線槽內，必須更換該線圈。在拆檢該受損之第 29 槽上線圈時，發現通風管有阻塞情形，研判此乃係第 29 槽上線圈有多處出現過熱受損痕跡之主因。由於第 29 槽上線圈已嚴重受損，因此將之拆除而以備用線圈替換完成線圈部分重繞，並於新編程序書中增加「通風管流量壓降測試」一節，以掌握通風管情況，防範類似故障再發生。

(1-5) 高壓注水系統之控制系統(Control Oil System)由非安全等級提升爲 Class 2 安全等級

核一廠高壓注水系統(high pressure coolant injection，簡稱 HPCI) 依原使用之奇異日立核能公司(GE Hitachi Nuclear Energy，簡稱 GEH)原廠手冊，係使用閥號爲 PCV-E41-113 之超速跳脫膜片閥，該跳脫膜片閥爲有瑕疵膜片，會造成 HPCI 功能失誤。因此，2 號機於 2011 年 4 月在 EOC-24 大修期間，將原始採用之 PCV-E41-113 超速跳脫膜片閥更換爲經 EQ/SQ 檢證合格之安全等級的膜片閥。1 號機於 2011 年 11 月在 EOC-25 大修期間完成更換。

(1-6) 用過燃料池新增冷卻系統以增進用過燃料池冷卻之安全移熱能力

核一廠原設計之用過燃料池冷卻系統(spent fuel pool cooling system，簡稱 SFPCS)包含 2 台循環泵、2 組熱交換器及 2 組過濾除礦器，其移熱容量，因燃料池格架重新排列(reracking)及再重新排列(re-reracking)而呈現冷卻能力不足現象，爲改善此情況以確保用過燃料池冷卻(spent fuel pool cooling，簡稱 SFPC)之安全移熱能力，乃增設新 SFPCS，配合燃料池 reracking 增加第 3 台循環泵 DCR-983 (第 983 號設計變更案)，再配合燃料池 re-reracking 增加泵、熱交換器及冷卻水塔(DCR-C1/C2-1848/1849)等一次側(primary loop)設備爲燃料池循環系統，屬安全有關系統，包括燃料池循環泵、板式熱交換器等，裝於反應器廠房 4 樓，高度(EL.) 110 呎處。此改善工程 1 及 2 號機分別於 2002 及 2003 年完成，符合原能會所頒佈的「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」要求。

(1-7) 因應 311 日本福島核子事故，增加由廠房外部的乾華溪取水，並讓廠內冷卻系統水源能連接至備用爐心噴灑系統(back-up core spray system，簡稱 BCSS)，且使管路能利用可移動式引擎抽水機以水帶連接送水至爐心噴灑(core spray，簡稱 CS)系統/圍阻體噴灑(containment spray)系統/爐心補水準系統，以增加 ECCS 之安全能力

當正常設計之水源無法提供冷卻水時，由反應器爐穴與用過燃料池連通後，可增加之補水途徑有爐心噴灑系統(CS) A 串或 B 串，可用來新增用過燃料池冷卻系統安全移熱之冷卻水源。改善措施內容爲：以消防水車自乾華溪及/或小坑溪抽水然後依序接至臨時管(消防水帶)、E11-FF034(L.C.)、E11-FF033(L.C.)、E11-FF030、E11-FF031、E11-FF032 (L.O.)、E11-FF026(L.C.)、116-SSF-200、V-116-205 (N.C.)，最後打水到用過燃料池以補水，俾能新增將用過燃料池安全移熱之冷卻水源。本改善工程已於 2011 年 6 月完成。

(2) 核二廠：

(2-1) 工作人員輻射過度曝露事故(Workers Over-Exposure Accident)

1993 年 3 月 20 日夜裡，有數名工作人員正在從核二廠 2 號機之反應器，吊運用過控制棒(spent control rods)至用過燃料池(spent fuel pool)。由於吊運過程中的不當操作，導致 6 名工作人員接受到不正常的輻射劑量，其中受到最高劑量的一位是 299.9 毫西弗(299.9mSv)。在接獲台電公司通報後，原能會立刻於第二天(3 月 21 日)派遣 2 位科長(核能管制處和輻射防護處各 1 位)至核二廠。接下來的幾天中，共召開數次審查會議，以找出事故原因和適當的改善措施。在這些審查會議和相關討論後，原能會要求台電公司須進行下列幾項主要措施：

- 用過燃料池邊吊掛控制棒之設備不得再使用；
- 特殊操作之輻射安全與作業安全的審核程序必須改進；

- 進行有高輻射曝露風險之作業時，必須有保健物理(即輻射防護)人員在場偵測輻射劑量率並監督工作過程；
- 在高輻射區作業時，工作人員必須攜帶警報式劑量計(alarm type dosimeter)。

(2-2) 反應器壓力槽低溫時壓力過高事件(RPV Over-Pressure at Low-Temperature Event)

1993 年 11 月 7 日一大早，在核二廠 1 號機停機大修已經過 63 天之時，機組進行之反應器壓力槽洩漏試驗於清晨 05:00 完成，此時測得壓力槽內壓力約爲 72.1 公斤/平方公分(≈ 1025.6 psi)。三十分鐘後，一組維修人員開始進行控制棒急停時間測試(scram timing test)，並把反應器壓力槽內壓力維持在 70.7 公斤/平方公分(≈ 1005.6 psi)左右。上午 07:41，在爲了進行振動試驗而將再循環泵 B 從低速切換(switch)到高速之後，壓力槽內壓力開始上升。結果，使得反應器於上午 07:45 當壓力槽內壓力到達約 81.5 公斤/平方公分(≈ 1159.3 psi)時，發生高壓跳機。再循環泵 A 和 B 也由於“預期暫態未急停”(anticipated transient without scram，簡稱 ATWS)保護信號而於幾秒鐘後跳脫。爲舒緩此情況，反應器運轉員於 07:46 手動關掉(stop)控制棒驅動泵(control rod drive pump，簡稱 CRD pump)，並提高反應器爐水淨化系統(RWCU)排放流量。16 秒後，反應器壓力槽壓力降至 72.0 公斤/平方公分(≈ 1024.1 psi)。

本次事件之主要原因爲，在反應器壓力槽內幾乎全爲全液態水 (in a solid state)時，將再循環泵從低速切換到高速。幸好事件中反應器壓力槽最高壓力 81.5 公斤/平方公分(≈ 1159.3 psi)仍遠在安全限值 93.2 公斤/平方公分(≈ 1325.7 psi)之下。事件中壓力槽溫度上升率也未超過 55°C/小時之安全限值。然而事後卻發現相關運轉程序書，只要求在反應器壓力槽到達最低壓力(21.1 公斤/平方公分)和最高溫度(100°C)時，才需要將再循環泵從低速切換到高速。顯然反應器壓力槽壓力容許上限也應加入要求中。因此，修訂運轉程序書和相關運轉員訓練乃是針對本次事件之最重要改善措施。

(2-3) 主控制室控制盤喪失電源事件(MCR Control Panel Loss of Power Event)

2000 年 3 月 16 日，核二廠 1 號機已停機大修 13 天。當天 13:55，主控制室(main control room，簡稱 MCR)出現“核能蒸汽供應系統(nuclear steam supply systems，簡稱 NSSS)/一般廠內系統(balance of plant，簡稱 BOP)之警報器電源故障”(annunciator power supply failure)警報，接著控制室內所有警報均失效。反應器運轉員即通知工作人員停止所有維修作業，並按當時國內核子事故緊急應變計畫(參考文獻 3.18)之事故類別，宣佈發生“第二類核子事故” [本報告第 13.1.1(3)節之核子事故類別，係依後來於 2005 年 7 月發布(2009 年 5 月修正)之「核子事故緊急應變基本計畫」的最新分類法]。依據緊急應變程序書(emergency response procedures，簡稱 ERP)，核二廠技術支援中心(Technical Support Center，簡稱 TSC)全體成員馬上於 14:10 向廠長報到。

經技術支援中心成員調查後，因機組係處在反應器已停機之大修狀態，故於 14:20 改評定此次事件應歸類爲“第一類核子事故”。隨後發現事故原因爲直流電斷路器(DC breaker)1DE01B 意外跳脫，因此在將該斷路器復歸(reset)後控制盤面就恢復正常了。事件後採取的改善措施包含：

- 對直流電斷路器 1DE01B 裝置一保護外殼(protective cover)，以防止其被不小心碰觸到；

- 對主控制室內之 NSSS/BOP 警報器裝設另一重複電源；
- 將反應器運轉狀態納入緊急應變程序書之考量中，俾在判定事故種類時可以更精確些。

(2-4) 自動電壓調整器故障導致勵磁機失磁而造成主發電機跳脫(Generator Trip on Loss of Excitation Caused by the AVR Failure)

2007 年 9 月 3 日，核二廠 1 號機正運轉於 98%熱功率而電力輸出功率爲 97.5 萬瓩(975 MWe)時，其主發電機之失磁保護電驛(“loss of excitation” protection relay)突然動作，導致汽輪發電機跳脫(turbine-generator trip)，反應器隨著急停。

事故原因經調查爲主發電機自動電壓調整器(automatic voltage regulator，簡稱 AVR)控道-2(channel-2，簡稱 CH-2)發生故障，造成勵磁機磁場(exciter field)電壓降至零，隨後 AVR 控道切換邏輯(設定有 2 秒鐘的時間延遲)雖有自動地將 AVR 從線上之控道-2(on-duty CH-2)切換至備用之控道-1，卻來不及讓控道-1 接替所需功能，因而導致失磁保護電驛動作，以致主發電機跳脫。

爲避免類似事故再度發生，此次事故後的改善措施主要包含：

- 將 AVR 失磁/故障自動切換延遲時間，由原供應廠家預設值 2 秒鐘縮短爲 0.5 秒；
- 於勵磁機磁場線圈正/負極之間，增設 R-C 突波電壓抑制器(surge suppressors)，以降低勵磁機之 1080 赫茲 (hertz，簡稱 Hz)感應脈波電壓(voltage spikes)對 AVR 產生不良影響。

(2-5) 因應福島事故，在廠房外部的除礦水儲存槽管路增設關斷閥及快速接頭，使能利用可移動式引擎抽水機以水帶連接送水至餘熱移除熱交換器(Heat Exchanger，簡稱 HX)系統

在機組全黑(SBO)時，用過燃料池將無法以正常運轉模式將熱移除，須以外部水源來執行用過燃料餘熱移除(residual heat removal，簡稱 RHR)之熱沉(heat sink)功能。本改善措施是以除礦水儲存槽(demineralized water storage tank，簡稱 DST)供作臨時熱沉水源，以人力來操作，將置於廠區高處之移動式引擎抽水機及水帶，搬到 DST 槽旁，啓動引擎抽水機並將水帶連接送水至用過燃料池，來降低用過燃料池內水之溫度。本改善工程已在 2011 年 7 月增設完成。

(3) 核三廠：

(3-1) 汽機廠房失火事件(Turbine Building Fire Event)

1985 年 7 月 7 日下午 5 點 21 分左右，當核三廠 1 號機正以 97%熱功率及 88.5 萬瓩發電量運轉，而反應器設定在自動控制時，其主控制室之反應器運轉人員突然感覺有個震動，然後就發現反應器和主汽機均自動跳脫了。約 1 分鐘後現場操作人員(local operators)發現汽機廠房之主發電機失火。在電廠本身及地方消防隊合作下，火災於約 1 個半鐘頭後的下午 6 點 50 分左右撲滅。事後發現勵磁機、主發電機、低壓汽機和高壓汽機均遭到損壞。

調查後發現，事故乃由於主發電機附近之低壓汽機有 8 根葉片(blades)斷裂所造成。進一步的肇因分析(root cause analyses)則發現該機組之汽機/發電機組(turbine/generator set)扭力振動(torsional vibration)的自然頻率(natural frequency)剛好

大約是電力系統頻率(60Hz)的 2 倍，此造成汽機共振振動(resonant vibration)加大，因而導致汽機最後一級(last stage)的 8 根葉片斷裂。事故後的改善措施主要包含：

- 雖然 2 號機並未發生事故，但爲防萬一，乃立即移除其低壓汽機最後一級的 8 根葉片，以暫時將汽機扭力振動的自然頻率改變爲 119.05Hz，並限制最高運轉功率只能達到 52.5%或發電量 50 萬瓩，且只能如此再運轉一個週期，然後就必須長遠地解決此問題後才能再起動；
- 長遠的解決辦法，係將汽機扭力振動的自然頻率修改至小於 118Hz 或大於 122Hz，並要求 1 號機於修復後欲再起動前必須完成此項改善，2 號機則須於下一次大修期間完成。

(3-2) 控制棒龜裂事件(Control Rods Crack Event)

1988 年 9 月 24 日，在核三廠 1 號機發生反應器跳機後，其控制棒之數位棒位指示器(digital rod position indicator，簡稱 DRPI)顯示編號 R41 之爪型控制棒組件(rod cluster control assembly，簡稱 RCCA)係停留在第 12 節(step 12)位置，代表該控制棒組件距離全入位置尚差 19.2 公分(≈ 7.5 英吋)。隨後對 R41 控制棒組件再做兩次掉棒試驗(rod drop test)，又分別顯示其係停留在第 12 節和第 18 節位置。(註：核三廠之控制棒控制系統對於棒位係以節表示，第 0 節代表全入，第 228 節代表全出，每節 1.6 公分。事件時，控制棒所用中子吸收劑材料爲鉿。)

由於距離計畫性填換燃料停機大修(scheduled refueling outage)開始日只剩幾天，台電公司當即決定即刻開始進行停機大修，同時調查卡棒(stuck rod)事件原因。調查過程中，對爐心內之每一爪型控制棒組件(RCCA)，均以水底電視攝影機(TV camera)進行檢視。檢視時，看到(組成)R41 控制棒組件之控制棒(rodlets)有裂縫，其他控制棒組件則未發現有裂痕。(組成)R41 控制棒組件之 24 根控制棒中，有一根位於角落之棒(corner rod)的栓塞(end plug)脫離了。另一根位在內部之棒(interior rod)的栓塞，則因環狀裂縫(circumferential crack)而有部分分離。還有一根位在周邊之棒(peripheral rod)頂端部位被發現有軸向裂痕。爲仔細調查控制棒損壞情形並了解其肇因，除了這 3 根瑕疵棒外，另再加上 5 根角落棒、3 根內部棒和 1 根周邊棒(peripheral rod)等共 12 根控制棒，一起運送至核能研究所熱室(hot cell)實驗室做進一步檢驗分析，包含：目視檢查(visual inspections)、輪廓曲線測量(profilometry measurements)、金相檢驗(metallographic examinations)及斷裂面顯微圖像檢驗(fractographic examinations)。

熱室檢驗結果顯示，在此 12 根控制棒中，除已知之 3 根瑕疵棒外，另外還有 7 根也有裂痕。所見到異常現象的肇因則是體積增加(volumetric growth)(由於被氫化之鉿的膨脹和護套之照射脆化)、鉿棒與不銹鋼護套間之熱膨脹差異、氫化鉿之形成、以及氫化鉿和不銹鋼護套間之互應作用等。

了解事件肇因後，台電公司乃決定將所有用鉿製成之控制棒，改由用銀、銦、鎘混合物爲中子吸收劑材料之控制棒取代。

(3-3) 電廠全黑事件

電廠全黑(或稱廠區全黑)(SBO)意指電廠同時喪失來自廠內和廠外的交流電供電電源。2001 年 3 月 17 日，核三廠 1 號機和 2 號機雙雙跳機，時間分別是在凌晨 03:21 和 03:23。跳機原因乃是因廠外超高壓 345kV 輸電線路供電不穩定，而此不穩定則是由於楓港、恆春地區季節性鹽霧害所導致。跳機後，反應器處於熱停機期間，345kV

超高壓廠外供電系統仍然不穩定。

翌日(3 月 18 日)凌晨 00:41 時，1 號機 A 串緊要匯流排(essential bus A)因喪失廠外 345KV 電源而自動切換改由 161kV 廠外電源受電。但幾分鐘後，於 00:46，161kV 廠外電源也喪失了。此情形發生後，A 台緊急柴油發電機(EDG-A)即自動起動，但卻由於匯流排接地故障(grounding fault)而無法供電給 A 串緊要匯流排。在此同時，B 台緊急柴油發電機(EDG-B)也因失磁(losing excitation)而無法發電。因此，1 號機於此刻進入了同時喪失廠內外交流電電源的電廠全黑事件。此事件可說是國內開始使用核能發電後，二十多年來最嚴重的一次核能電廠緊急事故 (核一廠 1 號機於 1978 年 12 月開始商業運轉)，因發生於 3 月 18 日，故簡稱“318 事件”，又因在當時的事故等級分類上(參看參考文獻 3.18)屬於 3A 等級，故又稱“3A 事件”。核三廠 1 號機處於廠區全黑情況之時間約有 2 小時，直到當天凌晨 02:54 第 5 台緊急柴油發電機成功供電後解除。

經查核三廠 1 號機的反應器狀態參數，確認在此事件期間，反應器安全無虞，亦未排放任何放射性物質，且根據電廠周圍環境輻射監測資料顯示，事故前後並無顯著變化，皆在背景輻射變動範圍內。事件後之改善措施主要包含：

- 緊要匯流排增設隔離開關工程 — 因緊要匯流排的外電輸入端無法隔離，造成緊要匯流排清理維護時不完全，因此增設外電輸入端的隔離開關；
- 161kV 啓動變壓器之 4.16kV/13.8kV 側增設突波抑制設備 — 161kV 啓動變壓器之 4.16kV/13.8kV 二次側無突波抑制設備，因爲無法吸收突波而造成 318 事件，故而增設；
- 增設 11.4kV 變電站以提供緊急匯流排之後備電源 — 當外電完全喪失時，緊要匯流排僅能靠緊急柴油發電機(EDG)供電，爲了防止 EDG 失敗，因此，增設 11.4kV 變電站以提供緊急匯流排之後備電源。

(3-4) 345kV 起動變壓器故障火災(345kV Startup Transformer Fire Event)

核三廠共有兩台 345kV 起動變壓器(編號 MC-X01 和 MC-X04)，一台使用，一台備用。起動變壓器主要是在機組大修期間及機組起動時，負責供應廠內電源，而在機組正常運轉時，起動變壓器則轉爲廠內安全設備之備用電源。起動變壓器由兩部核能機組共用，可以停電切換。

2009 年 6 月 12 日，345kV 起動變壓器(MC-X04)正常加壓備用中，15:13 主控制室突然出現大量警報，氣冷式斷路器 GCB 3510 及 GCB 3520 自動打開，消防水噴灑系統動作。現場員工通報 345kV 起動變壓器 MC-X04 起火。控制室立刻通知該廠消防班(fire brigade)出動，因現場通報火勢大，立即請求恆春消防隊協助滅火。值班經理依保守性決策通知兩部機降載，並在確認機組安全不受影響後，2 號機降載至 94% 及 1 號機降載至 91%後即停止降載。火災於 15:48 撲滅。

經過調查，事件原因如下：在 345kV 起動變壓器(MC-X04) B 相之高壓絕緣套管的膨脹室上面位置，發現有一個銹蝕的小孔，使雨水或濕氣進入高壓絕緣套管內，破壞電氣的絕緣，造成閃絡，瞬間的高油溫及高油壓使得變壓器釋壓設備動作打開及 B 相之高壓絕緣套管側邊的手孔蓋被衝開，高溫高壓的閃化油氣接觸到空氣中之氧氣即瞬間點燃，因而造成失火。

事件後之改善措施主要包含：

- 平行展開檢查所有同樣設計的高壓絕緣套管是否有蝕孔現象；
- 改善高壓絕緣套管膨脹室外殼的外形設計，使避免積水，以防止銹蝕；
- 維修變壓器時，執行必要的非破壞檢測(non-destructive test，簡稱 NDT)；
- 將維修或檢查步驟列入程序書中；
- 評估裝設部份放電偵測設備的可行性。

(3-5) 增加廠用海水系統 EF-HV-230 B 串集管低壓力(3/4)的隔離信號

當廠用海水系統(NSCW) B 串因系統低壓力而須隔離非安全負載時，但卻未能涵蓋所有的非安全系統，以致影響安全相關負載之冷卻能力。因此，乃改善設計以增加隔離信號，使能涵蓋所有的非安全系統之隔離而不致有所遺漏，以確保隔離信號產生時，NSCW B 串能將所有的冷卻能力，提供至安全相關負載以維護安全。本改善工程已於 2010 年完成。

(3-6) 調壓槽噴灑閥 BB-PV444C/D 改用智慧型定位器

調壓槽噴灑閥(BB-PV444C/D)之傳統定位器精確度較差，調校不易、維修耗時，且又位於生物屏蔽內，造成維護人員所接受的輻射劑量較高。因此，乃依設計變更程序(design change request，簡稱 DCR)來評估及審查改用智慧型定位器之適當性，同時設計將定位器本體改置於生物屏蔽外，以提高定位器的精確度，將有助於運轉控制，並使維修更爲容易，且可有效減少人員維修定位器時所接受之劑量。本改善工程已於 2010 年完成。

(3-7) 安裝超音波飼水流量計

爲提升功率並解決原有文式管飼水流量計(Venturi flowmeter)因積垢影響準確度，造成熱功率計算偏高的問題，乃改以超音波飼水流量計(UFM)來進行熱功率計算，並用來校正原有文式管飼水流量計的準確度，因而得以更準確測量熱功率及達成功率提升的目標。本改善工程已於 2008 年完成。

3.3.9 核能安全研究與發展

國內核能安全研究與發展之重鎮爲原子能委員會核能研究所(簡稱核研所)。核研所定位爲國家實驗室，是我國唯一利用原子能科技以研究發展核能與輻射民生應用的研究機構，其主要使命之一是協助維護與增進國內核能發電安全。 (本報告第 5.1.3.3 節與第 8.2.2.1 節另有關於核研所之其他介紹。)此外，台電公司亦針對本身電廠需求，每年編列預算委託外界進行核能技術研究發展計畫。以下謹舉例介紹核研所與台電公司之核能技術研究發展。

3.3.9.1 核能研究所

核研所成立於 1968 年，近年來持續以其多年累積建立的核能技術研發能量，投入國內核能發電安全技術之應用需求上，對協助維護與增進核能發電安全做出具體貢獻。謹舉數例如下：

- 核研所利用其安全度評估(PRA)技術，分析評估國內各核能電廠之反應器爐心熔毀風險度後，提出建議各核能電廠除原有之 4 台緊急柴油發電機(EDG)外，應再增加裝置兩部機組可共用之第 5 台 EDG，此建議爲原能會

及台電公司所採納。第 5 台 EDG 於 2001 年核三廠發生 318 事件時發揮功能而成功解除事件危機 [參閱本報告第 3.3.8(3-3)節]。

- 協助原能會發展成功其視察員決定視察發現之安全重要性時，可應用於重要性確立方法(significance determination process，簡稱 SDP)中之運算程式 “PRiSE”，方便視察員快速知道其視察發現之安全重要性，俾進行後續管制作爲。
- 持續支援原能會對運轉中核能電廠進行各種安全視察，包含大修視察；針對龍門電廠建廠，支援例行駐廠視察與定期視察。
- 針對運轉中核能電廠，持續協助原能會執行多項技術報告審查；而針對建造中之龍門電廠，則協助原能會進行終期安全分析報告等之審查。
- 核研所檢證中心及地震平台實驗室爲落實核能技術本土化，配合國內運轉中核能電廠之維護與建造中龍門電廠之興建需求，結合國內民間力量，執行核能安全等級零組件檢證工作，完成了例如油位計、膨脹接頭(expansion joint)、比流器、泵軸、電阻器、電子卡片等檢證案，並因應龍門電廠緊急需求，完成馬達控制中心(motor control center，簡稱 MCC)配電盤拆除減震器後之耐震驗證測試，解決龍門電廠施工中造成的衝突。
- 協助台電發展成功一套電腦軟體程式 “TRIM”，以供核能電廠在執行維護作業前，進行風險告知分析(參閱本報告第 3.3.6 節)。
- 協助核能電廠開發成功維護整體風險評估工具 “MIRU” (Maintenance Integrated Risk Utilities)，以供電廠實施維護法規(MR)後從事線上維修時，進行維修排程暨風險評估。
- 協助核能電廠進行小幅度功率提昇(MUR power uprate)，此係藉由使用超音波流量計以取代原使用之文氏管流量計，俾降低流量量測的不準度，進而較精確計算出反應器爐心熱功率。
- 台電公司於 2006 及 2007 年進行核一、二、及三廠新的填換核燃料製造服務招標作業，此等服務合約將提供各該廠未來十年的裝填燃料需求，全部燃料製造費用高達數億美元。如何選擇一個恰當的燃料製造服務廠商，不只考慮燃料可靠度及燃料營運(fuel management)規劃，經濟效益也很重要。因此，應台電之需，核研所協助台電完成核三廠填換核燃料製造服務招標作業所需之評估及分析工作。

2010 年度核能研究所在協助維護與增進核能發電安全方面之研究與發展計畫，主要爲「核安管制技術發展」計畫，其下有 6 子項計畫：

(1) 風險告知視察工具開發與地震規範研究；

(2) 儀控現代化軟硬體設計之管制議題研究；

(3) 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證；

(4) 燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響；

(5) 核電廠現場管制與審查技術基礎建立；及

(6) 材料劣化行爲研究與診斷技術開發。

此 6 子項計畫之計畫目標與預期效益謹簡單介紹於下：

(1) 風險告知視察工具開發與地震規範研究

本計畫主要目標爲：制定國內風險告知管制所需之各項工具、標準與導則；擬定核電廠應執行之再查證(back-check)地震安全分析項目供管制單位應用；建立地震危害度分析獨立驗證分析能力及地震數據標準輸入供管制單位應用。

預期效益爲：落實國內風險告知視察、審查與評估作業，有效達到管制資源之合理分配與應有效益；確保運轉中核能電廠之結構系統組件符合最新耐震規範要求；建立核能專用之地震危害度分析標準輸入數據，以避免發生不一致之輸入影響對地震危害風險之判定。

(2) 儀控現代化軟硬體設計之管制議題研究

本計畫主要目標爲：配合龍門電廠採用全廠數位化控制系統，建立數位儀控深度防禦與多樣性(Defense-in-Depth and Diversity，簡稱 D3)研究分析能力及模擬驗證測試平台、核能電廠數位儀控系統資通安全管制要項、與數位儀控人因工程(HFE)團隊人員資格的預估方法。

預期效益爲：有助於提升國內(龍門電廠)數位儀控系統安全性，並支援原能會進行核能電廠數位儀控系統審查管制。

(3) 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) 係美國核管會(USNRC)正在發展之一套全新之先進整合式核能電廠熱水流分析程式，爲未來美國核管會分析熱水流之主要電算程式。我國與美國已簽訂 CAMP 國際合作協定，內容包含共同維護與發展 TRACE 程式，核研所係我方工作負責單位。

本計畫主要目標爲：建立國內核能電廠之 TRACE 熱水流安全分析整廠模式及其驗證，並持續參與 CAMP 國際合作計畫及完成核研所在此計畫中之責任工作，同時將所建立技術應用於國內核能電廠之熱水流安全分析上。

預期效益爲：可建立國內核能電廠利用最新一代熱水流系統整合分析程式進行安全分析之能力。

(4) 燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響

本計畫主要目標爲：建立核燃料爐心行爲分析技術，以驗證核能電廠燃料功率限制、運轉策略與安全餘裕；建立燃料護套應力腐蝕與潛變實驗/測試設施。

預期效益爲：經由燃料爐心行爲分析與護套材料性質研究，配合妥善運轉策略之採用，將可防範燃料破損，提升電廠運轉績效，同時可考慮提高燃料燃耗度(fuel burnup)，以提升電廠發電經濟效益。

(5) 核電廠現場管制與審查技術基礎建立

本計畫主要目標爲：建立並精進核能電廠建廠與大修期間現場重要安全系統、組件維修作業之管制技術；建立核安資料庫；提供原能會安全審查所需技術支援。

預期效益爲：蒐集彙整國外核能電廠運轉安全相關事件的運轉經驗與解決之道，可提供管制單位與國內電廠借鏡，及早因應防範或尋求對策，強化電廠運轉安全；可支援原能會強化對電廠現場重要安全系統、組件維修作業之管制及重要安全

分析報告等之審查。

(6) 材料劣化行爲研究與診斷技術開發

本計畫主要目標爲：探討研究鎳基合金異材銲道及 304L 不銹鋼之劣化機制及防治技術；研究並評估加氫水化學及水擊法抑制鎳基合金異材銲道及 304L 不銹鋼劣化之效應；評估核一廠用過燃料乾式儲存場所用不銹鋼筒受鹽霧腐蝕劣化情形，及不銹鋼筒在鹽霧環境下之應力腐蝕劣化機制，以提供該等乾儲不銹鋼筒壽限評估所需重要數據。

預期效益爲：可提供電廠老化管理劣化機制探討，及受損組件殘餘壽限評估所需技術能力；可建立爐心組件及異材銲道抑制環境效應劣化之評估準則；建立銲接製程/銲後熱處理最佳化技術，以提供電廠預覆銲及銲接修補之最佳參數及管制單位之管制參考；提供乾儲不銹鋼筒壽限評估所需重要基礎數據。

3.3.9.2 台電公司

台電公司爲因應本身需要及解決電廠所遇技術問題，以增進核能電廠運轉安全，每年均會編列預算委外進行研究計畫，以下謹列舉一些近年來代表性例子，以饗讀者。

(1) 核能電廠密閉冷卻水系統微生物腐蝕控制研究計畫

計畫期程：2009 年 9 月 8 日至 2011 年 12 月 7 日

受託單位：財團法人工業技術研究院

研發目標：維持核機冷卻水(component cooling water，簡稱 CCW)系統之完整性，探討微生物問題之影響及對策。

(2) 先進表面處理對沸水式反應器組件之腐蝕抑制研究計畫

計畫期程：2009 年 12 月 25 日至 2013 年 12 月 24 日

受託單位：國立清華大學

研發目標：先期的研究已顯示「氧化鋯化學添加」可達到抑制沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)的效果。由於反應爐內過氧化氫的濃度對 IGSCC 速率有相當的影響，因此也會影響抑制性被覆 (Inhibitive Protective Coating，簡稱 IPC) 技術保護反應爐內組件之效果，故本期目標在進一步研究爐水中過氧化氫受到 IPC 的影響程度。此外，並針對「氧化鈦化學添加」，研究其對於抑制晶間應力腐蝕龜裂成長的機制、氧化鈦被覆比率提昇的方法、以及模擬核反應器產生之特定紫外光照射下，氧化鈦被覆之防蝕效果增益情形。

(3) 核能電廠「改正行動方案(CAP)」系統建置計畫

計畫期程：2011 年 7 月 19 日至 2013 年 1 月 18 日

受託單位：資拓宏宇國際股份有限公司

研發目標：國外執行「改正行動計畫」多年來，對於核能電廠績效提升確實有實質貢獻，所以此問題解決之完整機制成爲電廠與管制單位間互信之保證。在維持核能電廠穩定運轉的前提下，將系統、結構與組件

(SSC)老化管理所發現的問題納入「改正行動計畫」進行追蹤與解決。因此，台電核發處提出「改正行動計畫」標準規範，建立各核能電廠完整執行架構。本計畫短程規劃爲精進現有電廠單一窗口之問題解決機制與管理平台，包括不同系統間資料庫的連接與編輯，以及趨勢分析平台的建置和準則程式的規劃。中程規劃爲建立電廠完整績效監控系統，提供先期弱點偵知功能。長期規劃將與現有績效提升、設備老化管理之相關研發案統合，達成機組穩定運轉與績效提升之目的。

(4) 電廠安全分析方法論法制化研發計畫

計畫期程：2005 年 11 月 21 日至 2009 年 11 月 20 日

受託單位：核能研究所

研發目標：本項計畫的主要成果爲整合了過去國內已發展建立的沸水式與壓水式核反應器安全分析技術，完成 20 本專題報告，並函送主管機關原能會進行執照申請。本計畫涵蓋四部分技術領域，包括系統熱水流分析模式、爐心熱水流分析模式與方法論、熱水流暫態安全分析方法論、與特殊暫態安全分析方法論。

(5) 核電廠熱流程式應用與維護國際合作計畫

計畫期程：2006 年 6 月 15 日至 2010 年 6 月 14 日

受託單位：國立清華大學

研發目標：1. 建立核一廠 RELAP5/MOD3 分析模式及個案分析；
2. 建立核二廠 RELAP5/MOD3 分析模式及個案分析；
3. 建立核三廠 RELAP5/MOD3 分析模式及個案分析；
4. 建立龍門電廠 RELAP5/MOD3 分析模式及個案分析。

(6) 核一、二、三廠安全度評估模式標準化及擴大應用計畫

計畫期程：2008 年 12 月 12 日至 2011 年 12 月 11 日

受託單位：核能研究所

研發目標：1. 核一、二、三廠功率運轉廠內事件 PRA 基礎模式更新；
2. 核一、二、三廠功率運轉水災事件 PRA 基礎模式更新；
3. 核一、二、三廠 PRA 模式廠內數據資料更新；
4. 核一、二、三廠功率運轉廠內與水災事件 PRA 報告以及 PRA 維護更新報告。

(7) 機率破裂力學安全評估技術開發與應用計畫

計畫期程：2008 年 10 月 1 日至 2011 年 9 月 30 日

受託單位：核能研究所

研發目標：1. 國外反應器壓力槽焊道劣化與檢測管制法規及其應用與機率破裂力學安全評估技術蒐集彙整。
2. 引進美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory，簡稱 ORNL) FAVOR 程式之反應器壓力槽(reactor pressure vessel，簡

稱 RPV)機率破裂力學安全評估軟體，針對 RPV 焊道劣化建立機率破裂力學安全評估技術。

3. 蒐集核一、二廠及國外電廠相關之 RPV 破裂相關劣化影響變因，建立機率統計函數，以增進其機率破裂評估模型的適用性。
4. 核一、二廠 RPV 焊道劣化機率破裂力學研究，以實際評估 RPV 水平焊道及垂直焊道之破裂機率

參考文獻(第 3 章)

3.1 IAEA Safety Series No.75-INSAG-4, “Safety Series,” (1991)。

3.2 吳永富，“中日推動安全文化作法比較”，台電核能安全處，安全文化專欄第 121 期 (2001)。

3.3 “核子反應器設施管制法”，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

3.4 “核子反應器設施管制法施行細則”，原子能委員會，2003 年 8 月發布。

3.5 “核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法”，原子能委員會，2004 年 5 月發布。

3.6 “核子反應器設施建廠執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 4 月發布。

3.7 “核子反應器設施運轉執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 10 月發布，2005 年 11 月修正發布。

3.8 “Implementation of the Obligations of the Convention on Nuclear Safety”, the fourth Swiss report in accordance with article 5 (July 2007)。

3.9 “Finnish Report on Nuclear Safety”, Finnish 4th National report as referred to in Article 5 of the Convention on Nuclear Safety (September 2007)。

3.10 “Reactor Oversight Process,” USNRC, NUREG-1649,July 2000。

3.11 Maanshan Nuclear Power Station Units 1 & 2 , “Final Safety Analysis Report”.

3.12 “Fukushima I Nuclear Power Plant”, from Wikipedia, the free encyclopedia, last modified on April 12, 2011 at 07:14。

3.13 “Fukushima II Nuclear Power Plant”, from Wikipedia, the free encyclopedia, last modified on April 6, 2011 at 23:08。

3.14 “Standard Technical Specifications – General Electric Plants (BWR/4),” USNRC, NUREG-1433, Revision 0 (1992), Revision 1 (1995), Revision 3 (2010)。

3.15 “Standard Technical Specifications – General Electric Plants (BWR/6),” USNRC, NUREG-1434, Revision 1 (1995), Revision 3 (2010)。

3.16 “Standard Technical Specifications – Westinghouse Plants (PWR),” USNRC, NUREG-1431, Revision 1 (1995), Revision 3 (2010)。

3.17 “核子反應器運轉人員執照管理辦法”，原子能委員會，2004 年 3 月發布，2009 年 12 月最新修正發布。

3.18 “核子事故緊急應變計畫”，原子能委員會，1981 年 11 月發佈，2002 年 4 月最新修正。

表 3.1　國內核能發電機組 2010 年運轉績效指標與世界核能發電協會(WANO)平均值之比較

績效指標*	核一廠		核二廠		核三廠		WANO-2010 (平均)
	1 號機	2 號機	1 號機	2 號機	1 號機	2 號機	
1. UCF (%)	85.47	88.94	92.90	91.78	93.71	94.19	80.56 (3 年平均)
2. UCLF (%)	4.84	0.05	0.01	2.45	0.37	0.12	6.23
3. FLR	0.00	0.05	0.01	2.77	0.40	0.12	4.73
4. UA7	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.51
5. SSP (%)							
BWR(HPSI)	0.56	0.00	0.002	0.01			0.80 (3 年平均)
(RHR)	0.32	0.51	0.07	0.01			0.60 (3 年平均)
PWR(HPSI)					0.00	0.00	0.20 (3 年平均)
(AFS)					0.01	0.00	0.30 (3 年平均)
EPS	0.00	0.003	0.02	0.00	0.01	0.69	0.80 (3 年平均)
6. FR							
BWR(μCi-sec)	1.00	1.00	1.15	1.00			94.00
PWR(μCi-sec)					1.00E-06	1.00E-06	1.6E-3
7. CPI							
BWR	1.01	1.00	1.00	1.00			1.05
PWR					1.00	1.00	1.03
8. CRE (man-Sv/unit)							
BWR	1.241	0.876	1.544	1.735			1.46 (3 年平均)
PWR					0.804	0.541	0.70 (3 年平均)
9. ISAR ($2x10^5$man-hrs)	0.00		0.13		0.00		0.24
10.CISAR ($2x10^5$man-hrs)	0.16		0.13		0.00		0.44
11.GRLF (%)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.05

* 績效指標(縮寫)之全名如下:

1. UCF: 機組能力因數 Unit Capacity Factor
2. UCLF: 非計劃性機組能力損失因數 Unplanned Capacity Loss Factor
3. FLR: 強迫損失率 Forced Loss Rate
4. UA 7: 臨界 7000 小時非計劃性自動急停次數 Unplanned Automatic Scrams per 7,000 Hours Critical
5. SSP: 安全系統績效 Safety System Performance
   HPSI:高壓安全注水系統 High Pressure Safety Injection System,
   AFS: 輔助飼水系統 Auxiliary Feedwater System,
   RHR: 餘熱移除系統 Residual Heat Removal System,
   EPS: 緊急電力供應 Emergency Power Supply
6. FR: 燃料可靠度 Fuel Reliability
7. CPI: 化學績效指標 Chemistry Performance Index
8. CRE: 集體等效劑量 Collective Radiation Exposure
9. ISAR: 工安事故率 Industrial Safety Accident Rate
10. CISAR: 承包商工安事故率 Contractor Industrial Safety Accident Rate
11. GRLF: 電網相關損失因數 Grid-Related Loss Factor

表 3.2　國內核能發電機組基本數據資料

	核一廠		核二廠		核三廠		龍門電廠	
	1 號機	2 號機	1 號機	2 號機	1 號機	2 號機	1 號機	2 號機
建廠執照核發	1971. 12.05	1972. 12.04	1975. 08.19	1975. 08.19	1978. 04.01	1978. 04.01	1999. 03.17	1999. 03.17
商業運轉日期	1978. 12.06	1979. 07.16	1981. 12.28	1983. 03.15	1984. 07.27	1985. 05.18	–	–
反應器型式 (廠商)	BWR-4 (GE)		BWR-6 (GE)		3 環路 PWR (W)		ABWR (GE)	
額定功率： 熱功率* 電功率*	 1,775 MWt 635 MWe		 2894 MWt 985 MWe		 2785 MWt 951 MWe		 3926 MWt 1350 MWe	
汽輪發電機廠商	W		W		GE		三菱	
工程顧問公司	Ebasco		Bechtel		Bechtel		S & W	
反應器圍阻體	馬克一型		馬克三型		大型乾井式，後拉式預力鋼筋混凝土		鋼筋混凝土圍阻體	

* 在小幅度功率提昇(MUR power uprate)前。

BWR:　沸水式反應器 (boiling water reactor)

BWR-4, BWR-6: 第 4 型沸水式反應器, 第 6 型沸水式反應器

PWR:　壓水式反應器 (pressurized water reactor)

ABWR: 進步型沸水式反應器 (advanced boiling water reactor)

GE:　奇異電氣公司 (General Electric Company)

W:　西屋電氣公司 (Westinghouse Electric Company)

表 3.3　台電核能發電機組安全相關績效指標(1991 ~ 2010)*

年	平均每部機每年跳機次數**	平均每部機每年異常事件次數	平均每部機每年較四級違規嚴重之違規次數***	平均每部機之電廠容量因數, (%) (加權平均)
1991	2.33	34.8	7.8	78.32
1992	1.16	23.3	2.2	74.90
安全文化培育方案於 1993 年初開始實施				
1993	2.16	22.3	5.0	76.24
1994	1.5	16.5	2.3	77.38
1995	1.83	13.1	3.2	78.37
1996	0.83	13.0	2.8	83.63
1997	0.83	7.6	2.3	80.49
安全文化強化方案於 1998 年初開始實施				
1998	2	11.3	1.7	81.81
1999	2.67	10.3	2.2	85.25
2000	0.33	4.67	0.7	85.21
2001	0.67	7.67	0.5	78.75
2002	0.67	4.17	0.3	87.78
2003	0.33	4.0	0.5	86.3
2004	0.17	1.17	0	87.4
2005	0.5	1.5	0.67	88.71
2006	0.33	2.0	0.33	88.48
2007	0.33	2.33	0.17	89.96
2008	0.33	2.17	0	90.36
2009	0.17	1.33	0.33	92.25
2010	0	0.83	0	92.38

* 表內數字是台電運轉中 6 部機組之平均值。

**「平均每部機每年跳機次數」指機組非計劃性自動急停次數。

*** 第一級違規是最嚴重的。

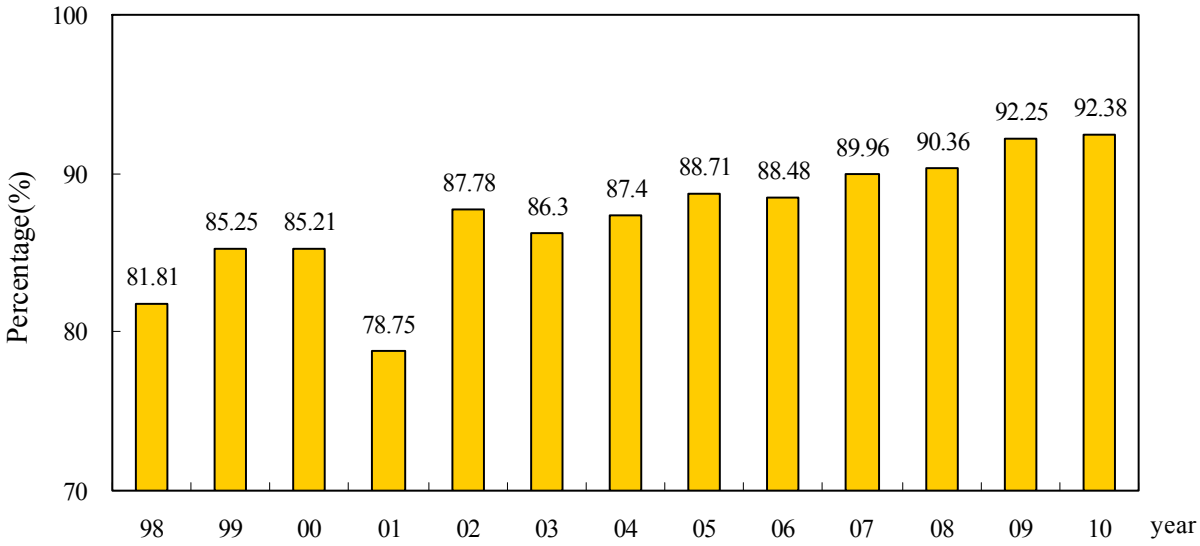


圖 3.1　國內運轉中核能電廠年平均機組容量因數(加權平均)

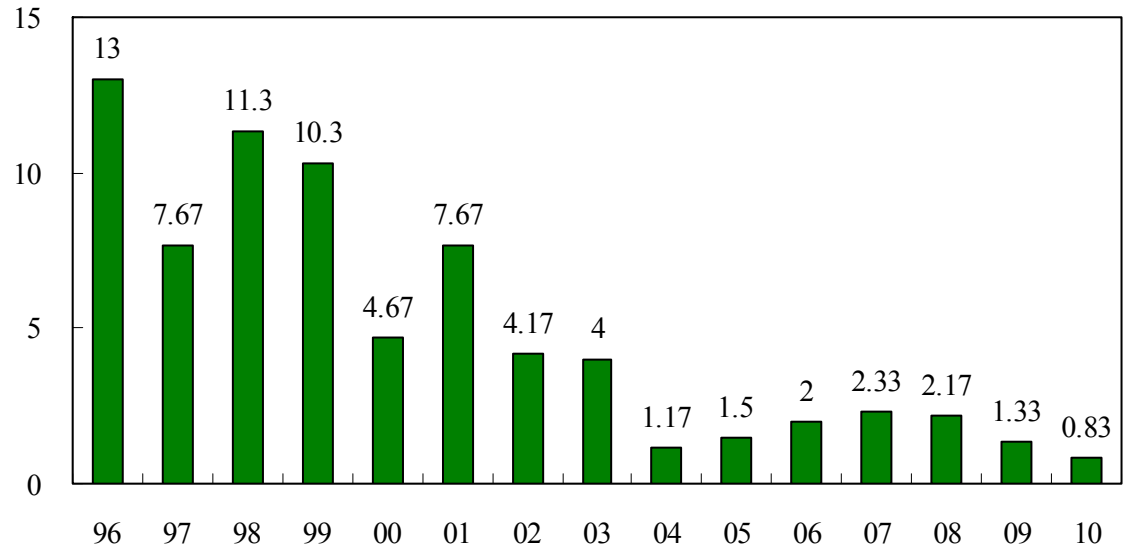


圖 3.2　國內運轉中核能電廠年平均每部機組異常事件報告數

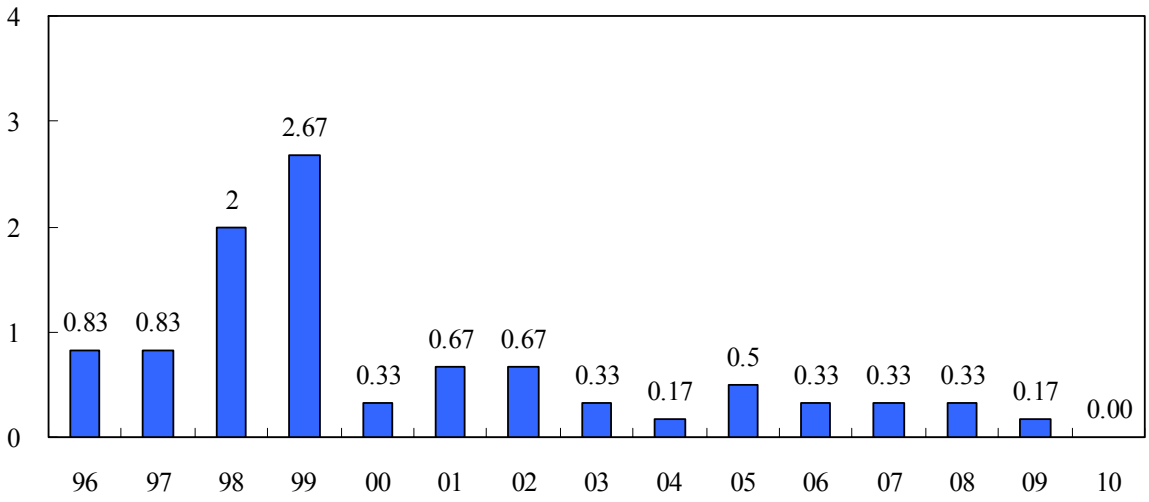


圖 3.3　國內運轉中核能電廠年平均每部機組跳機次數

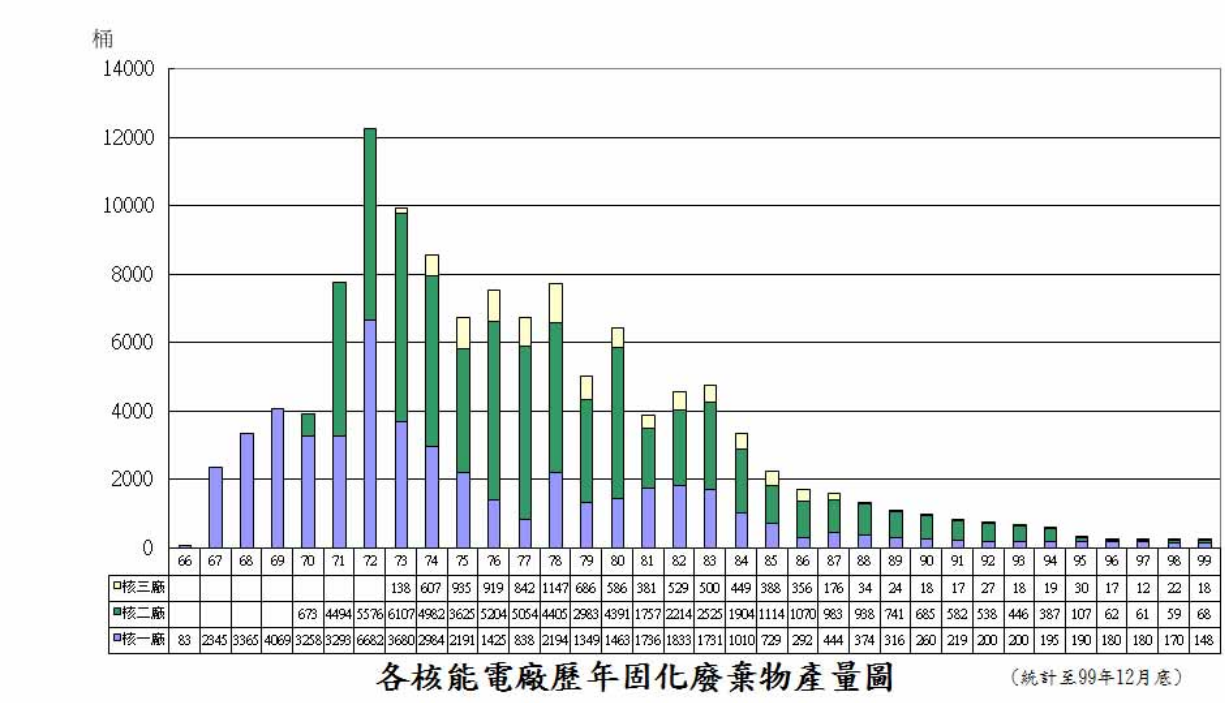


圖 3.4　國內運轉中核能電廠固化低放射性廢棄物總年產量
(註：圖中年代係指民國年代)

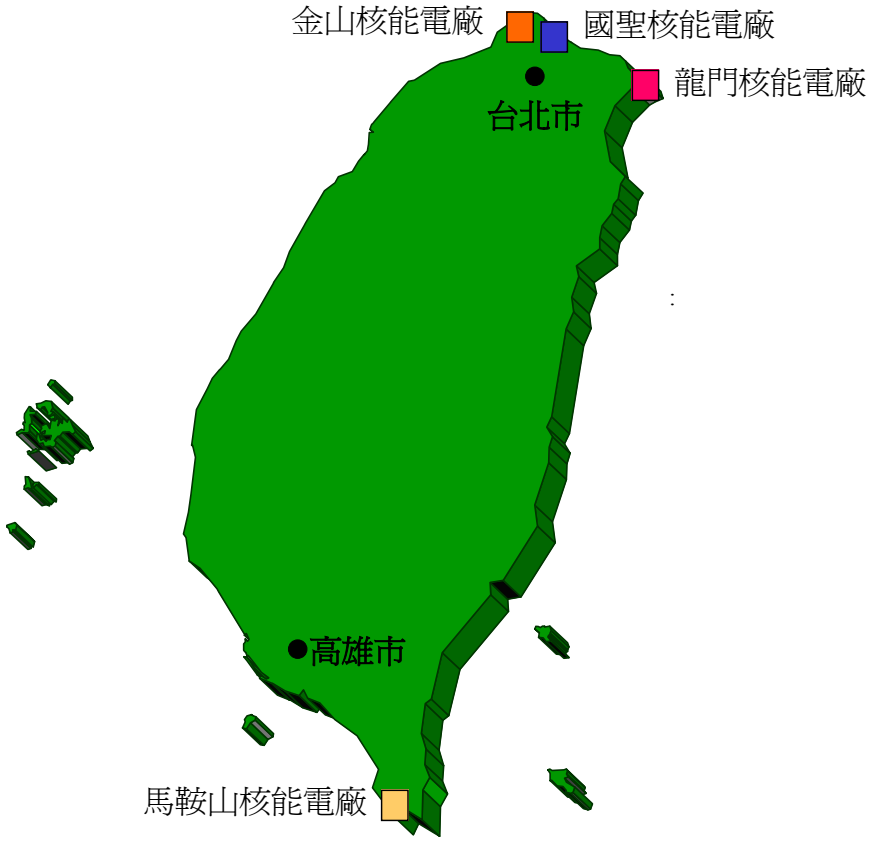


圖 3.5　國內核能電廠所在位置圖

第 4 章 立法與核能管制架構

1. 各簽約方須建立並維持立法與管制架構，以管理核能電廠之安全。

2. 立法與管制架構須提供：

(i) 適用之國家安全要求與法規的建立；

(ii) 核能電廠之執照核發系統，並禁止運轉未取得執照之核能電廠；

(iii) 一套核能電廠管制視察與評估系統，以確保其遵守相關的法規與執照許可的條件；

(iv) 執行相關法規與執照許可條件之措施，包括暫停、修正或撤銷。

＜國際核能安全公約第 7 條＞

4.1 我國之立法與核能管制架構

國內最早有關原子能的法令是「原子能法」(參考文獻 4.1)，此法係於立法院三讀通過後，由總統於 1968 年公布施行。「原子能法」提供了我國核能使用的立法與管制架構，曾於 1971 年修正過一次。「原子能法」的立法目的是爲促進原子能科學與技術之研究發展及資源之開發與和平使用，法中明定原子能的主管機關爲行政院原子能委員會(簡稱原能會)。原能會於 1955 年正式成立，係隸屬於行政院的部會層級。

由於「原子能法」旨在促進原子能的和平用途，在國家積極推動下，無論是核能發電或輻射在醫工農環保等方面，對我國之經濟發展、民眾生活品質及國家整體競爭力之提昇，均有了很多的實質貢獻。而原子能應用所衍生的游離輻射，若無適當之管制，可能會有危害人體健康之虞，故「原子能法」中對相關之管制提供了相關規範的法律依據。伴隨著國內 1980 年代經濟的快速成長，原子能和平應用的範圍及規模亦日益擴大，原能會爲強化「原子能法」的規範功能，曾於 1991 年委託台灣大學研究並提出「原子能法」修正草案，經由原能會邀集學者專家及相關部會代表會議多次討論，於 1994 年報行政院核定後於同年 9 月送立法院審議，惟迄 1999 年 1 月立法院第三屆第六會期結束卻仍尚未進行審議。自第四屆立委任期開始，依規定上屆立委任期屆滿前未完成委員會審議之議案，下屆不予繼續審議，故「原子能法」必須重新檢討報請行政院核定後再送立法院審議(參考文獻 4.2)。

「原子能法」修正草案之所以於立法院擱置四年多而未完成委員會審議，其主要因素是法案內容包含研究、發展與管制，且條文甚多。另一項考量因素是「行政程序法」恰於 1999 年 2 月 3 日正式公布，並定於 2001 年 1 月 1 日開始正式施行，中間給予各行政機關約有 2 年時間預爲準備及因應。

「行政程序法」規範了行政機關之各種行政行爲，法中明確規定凡無法律授權而剝奪或限制人民之自由、權利之法規命令一律無效，此等有關法規命令及行政規則之規定，對原能會衝擊頗大。爲求能依法行政，原能會亟須全面檢討原子能相關法令，以爲因應。於 2000 年時，原能會主管之法律有「原子能法」與「核子損害賠償法」，而在法規命令的部分，除了組織及處務法規外，實際執行管制業務之法規命令僅有原子能法施行細則、核子損害賠償法施行細則、游離輻射防護安全標準、放射性物質安全運送規則、核子原料礦及礦物管理辦法、放射性廢料管理辦法、原子

能業務財團法人設立許可及監督準則、輻射污染建築物事件防範及處理辦法等共計八種。這八種規範人民之權利義務部分，或因無法律授權，或因法律授權不明確，依大法官以往所作解釋意旨，實已不具效力。由於原能會執行管制業務之法規明顯不足，「原子能法」又長年未修，欠缺訂定法規命令之授權依據，因此各業務單位爲因應需要而訂定了百餘種之要點、注意事項或技術規範等行政規定，其內容亦有涉及人民權利、義務者，與大法官解釋意旨不符，又與行政程序法之規定有違，故而這些行政規定均將在「行政程序法」於 2001 年 1 月 1 日正式施行後喪失規範效力。

鑑於「行政程序法」規定凡無法律授權而剝奪或限制人民自由、權利之法規命令一律無效，爲推動行政程序法施行之各項配合事宜，行政院乃成立「推動行政程序法指導小組」，以統籌各部會之協調工作，另亦成立「推動行政程序法工作小組」，積極投入工作。原能會原送請立法院審議之原子能法修正草案，因第四屆立法委員不再審議，加之行政程序法立法通過所帶來的影響，原能會乃積極檢討，以求完成相關法規之修定工作，使能順利推行各項管制業務。經由各單位討論，將相關管制規定自「原子能法」中抽出，採取分別立法方式，制定了「核子反應器設施管制法」草案、「游離輻射防護法」草案、「核子事故緊急應變法」草案及「放射性物料管理法」草案等四項法案，將原能會已有之法規及有關人民權利義務事項，儘可能容納其中或授權訂定相關子法以爲因應。

以上各項法律由原能會先行準備草案，草案完成送行政院核准後，再送請立法院審議。立法院「教育與文化委員會」負責原能會所提出法案草案之審查，由原能會向該委員會報告法案草案，並作必要之修正。法案草案經立法院三讀通過並由總統公布後，原能會即依正式公布法律之授權，進一步訂定或修正相關之施行細則與法規命令等子法，以配合實際管制作業之需求。各相關子法草案由主管之原能會業務單位草擬後，將先送原能會之法規委員會討論並作修正建議(如果有的話)後，再經由原能會內部行政程序核准後發布施行。

經由以上之立法過程，我國目前共有 7 項核能相關之管制法律，分別由各業務單位據以推行相關之管制工作，並依各法律之授權訂定各項法規命令，供管制單位與業者遵循。爲求提升行政效率，並視需要訂定相關管制作業之行政規則，協助業者可更快速有效地執行作業並符合管制之需求。由於我國之核能發電與游離輻射作業均由原能會負責管制工作，故在法規體系上其管制對象除核能電廠外，亦包括醫、工、農業與研究單位使用游離輻射之業者，且其管制的內容亦包括核能電廠、各式之放射性物質與可發生游離輻射設備，以確保核能安全與輻射安全。

以下章節將分別介紹原能會主管之法律及相關法規命令，並說明其主要內容。

4.2 核能管制法律及法規命令

本節將簡要介紹原能會主管的用以管制核能與輻射相關作業之 7 項法律，並說明其施行細則與法規命令之大要。

4.2.1 基本法律

原子能委員會主管之 7 項法律包括「原子能法」、「核子反應器設施管制法」、「游離輻射防護法」、「核子事故緊急應變法」、「放射性物料管理法」、「核子損害賠償法」及「低放射性廢棄物最終處置場址設置條例」等。其中「原子能法」係於 1968 年 5 月 9 日公布並於 1971 年 12 月 24 日修正公布，「核子損害賠償法」於 1971 年 7 月 20

日公布，後再於 1977 年 5 月 6 日及 1997 年 5 月 14 日兩度修正公布，「核子反應器設施管制法」於 2003 年 1 月 15 日公布，「游離輻射防護法」於 2002 年 1 月 30 日公布，「核子事故緊急應變法」於 2003 年 12 月 24 日公布，「放射性物料管理法」於 2002 年 12 月 25 日公布，而「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」於 2006 年 5 月 24 日公布。

(1) 原子能法

「原子能法」爲我國核子設施最基本法律，共分爲 9 章計 34 條。第 1 章明定立法之目的在於促進原子能科學與技術的研究發展、資源開發法與和平應用，及一些專用名詞的說明。而第 2 章明定原能會爲主管機關，對外代表政府並得設立研究機構。第 3 章賦予原能會訂定原子能發展計畫，輔導專業人才之培訓，與國內外進行合作，並充實設備以促進原子能科學與技術之研究發展。第 4 章爲原子能資源之開發與利用，指定原能會對相關礦業、核子原料及放射性物質使用的管理與規劃，並對核子反應器生產之可分裂物質之管理與原子能相關應用之督導。第 5 章爲對核子原料、燃料及反應器的應有管制。特別是核子反應器自申請、建造、運轉、轉讓及相關應有之紀錄，原能會均負有核准、稽查之權責。第 6 章爲游離輻射之防護，明定原能會應訂定安全標準，並作放射性落塵之偵測，管理各項輻射作業，人員應具有之執照證書，以及訂定相關之管理措施。第 7 章則爲推動原子能發展而定之獎勵專利規定，並授權訂定核子事故之賠償法。第 8 章爲違反各項法律條文之罰則，而第 9 章是授權訂定細則及徵收費用之標準。

(2) 核子反應器設施管制法

「核子反應器設施管制法」之目的在管制核子反應器設施以保護民眾之健康與安全(參考文獻 4.3)，計分爲 5 章共 44 條。其第 1 章說明立法之目的在確保民眾安全，並說明專有名詞之意義與指明原能會爲主管機關。第 2 章說明禁制區與低密度人口區之劃定、核子反應器興建之申請、試運轉與運轉之申請有關規定、更換燃料或大修之再起動、相關報告之提出規定、反應器運轉人員之需求、反應器設施之設計修改或設備變更核准規定及主管機關於興建運轉期間之檢查與處分方式，核子反應器設計、安裝、檢測應聘合格之監察機構監察，以及核能級產品須符合檢証合格之相關管制規定等。第 3 章爲停役及除役之管制，規定核子反應器除役之方式及申請除役的規定，除役期間之管制等。第 4 章規定違反相關條文之罰則，並得包括罰鍰、限期改善、限載或強制拆除以及必要之有期徒刑或拘役等管制措施。第 5 章附則規定授權訂定應收取之檢查、審查及執照費及有貢獻者之獎勵辦法。

(3) 游離輻射防護法

「游離輻射防護法」之目的爲防制游離輻射之危害，維護人民之健康與安全(參考文獻 4.4)，計分爲 5 章共 57 條。第 1 章規定立法之目的，各專有名詞之意義，並明定原能會爲主管機關。第 2 章爲輻射安全防護，規定主管機關應訂定的管制法規命令，例如游離輻射防護安全標準、放射性物質安全運送規則、各式工作場所與人員的管理辦法、商品的管制辦法、輻射污染建物的防範與處理辦法、各式輻防服務業的管理辦法以及輻射公害的干預標準與處理辦法等，以供輻射防護管制作業之需求。第 3 章規定放射性物質與可發生游離輻射設備之作業管制，包括作業之申請、人員之資格、設備執照之申請，相關作業之變更、停止使用或永久停止使用之各管制辦法訂定，授權主管機關訂定各管制需求之法規命令。第 4 章爲罰則，規定違反

各項條文之處罰內容包括罰鍰、限期改善、停止作業、廢止許可等，情況嚴重者並處以刑法之有期徒刑、拘役等。第 5 章附則係規定委託辦理認可、訓練、偵測等之規定及訂定相關之收費標準等。

(4) 核子事故緊急應變法

「核子事故緊急應變法」之目的爲健全核子事故緊急應變體制，強化緊急應變功能，以確保人民生命身體及財產安全(參考文獻 4.5)，計分爲 7 章共 45 條。第 1 章說明立法旨意、各專用名詞意義及明定原能會爲主管機關。第 2 章規範核子事故之應變組織及其任務，包括核子事故中央災害應變中心、核子事故輻射監測中心、核子事故支援中心、核子事故地方災害應變中心及台電公司之核子事故緊急應變專責單位與核子事故設施內之緊急應變組織等。第 3 章整備措施規定各應變組織平時應辦理的事項包括工作規劃、場所與設備之設置、計畫擬定、人員訓練及民眾宣導等。第 4 章爲應變措施，規範一旦發生核子事故時相關通報及各應變中心及核子事故反應器設施經營者應採取之各項應變措施。第 5 章復原措施包括事故排除後各應變中心任務之解除及成立核子事故復原措施推動委員會的規定，亦說明此委員會之相關任務。第 6 章罰則，說明違反核子事故緊急應變法有關條文時之罰鍰或限期改善等規定。第 7 章附則爲因應緊急應變之整備及可能事故下之運用，規定設置核子事故緊急應變基金及基金之各項用途等事宜。

(5) 放射性物料管理法

「放射性物料管理法」之目的在管理放射性物料，防止放射性危害以確保民眾安全(參考文獻 4.6)，計分爲 5 章共 51 條。第 1 章說明立法意旨，專用名詞的意義，主管機關爲原能會及得執行之核子保防相關檢查及偵測。第 2 章針對核子原料及核子燃料之生產、貯存設施興建的申請與檢查，執照核發及換發有關規定，及相關設施應提之報告，運轉人員應具有資格以及主管機關對各項設施之修改、審查、檢查以及設施除役之申請審查與檢查等規定。第 3 章針對放射性廢棄物之管制，規定申請核准各廢棄物處理、貯存設施之相關事項、設施之除役與最終處置設施的申請與管規定，設施運轉人員應具資格及放射性廢棄物處理、運送、貯存及最終處置由廢棄物產生者負擔所需之費用。第 4 章罰則中規定違反有關條文時之刑責及罰鍰、強制拆除等。第 5 章爲附則要求台電公司應提撥經費作放射性物料及最終處置之研究工作，並要求主管機關應督促廢棄物生產者規劃最終處置設施之籌建等事宜。

(6) 核子損害賠償法

「核子損害賠償法」係依「原子能法」之規定，對原子能和平用途所發生核子損害之賠償(參考文獻 4.7)，計分爲 5 章共 37 條。第 1 章說明立法意旨及相關名詞之定義。第 2 章損害賠償責任，規定賠償之責任包括核子設施之核子物料及核子物料之運送與貯存，無論有無故意或過失均爲設施經營者負責，惟事故係由國際武裝衝突、敵對行爲、內亂或重大天災者不在此限。第 3 章說明賠償責任限額對每一核子事故之限額爲新台幣 42 億元，核子設施經營者應維持足供履行核子損害賠償責任限額之責任保險或財務保證。第 4 章有關損害之賠償權，規定請求的時間自請求權人知有負賠償義務之核子設施經營者起，3 年間不行使而消滅，且自核子事故發生之時起逾十年者亦同。第 5 章附則規定核子事故發生後，得設置核子事故調查評議委員會及該委員會之職權，並規定國家於核子事故發生重大災害時，應採取必要之救濟及善後措施。

(7) 低放射性廢棄物最終處置場址設置條例

「低放射性廢棄物最終處置場址設置條例」旨在選定低放射性廢棄物最終處置設施場址，並符合安全及環境保護之要求(參考文獻 4.8)，共計有 21 條，說明處置場址不得設置之地區，經濟部爲主辦機關，主辦機關應設置場址選擇小組，以及選址小組之工作包括擬定選址計畫、提報潛在場址，提出建議候選場址及個別之時程需求。條例中並規定建議候選場址所在縣市政府應辦理地方性公投，須經公民投票同意者得爲候選場址。條例中亦規定主辦機關應提撥回饋金及其分配方式，以及需提出環境影響說明書，如何辦理所需土地之撥用及徵收，並規定選址所需費用由核能發電後端營運基金支應等。

4.2.2 施行細則

上節中所述 7 項法律規定了基本的管制原則，除了「低放射性廢棄物最處置設施場址條例」外，其他各法均訂有施行細則，謹分述如下：

(1) 原子能法施行細則

「原子能法施行細則」係於 1976 年 12 月由原能會發布，並於 2002 年 11 月修正發布。共計有 63 條，規定了原能會負責督導原子能之相關研發、禁制區與低密度人口區之規劃原則，核子原料之管制及核子燃料之管制、核物料之運送儲存相關安全管制、核子反應器之興建運轉的申請與審核，以及運轉人員之資格與考照換照規定、放射性物質與可發生游離輻射設備之所有人、設備與操作人員管理，並特別規定操作人員之分類與申請換發等事宜。另外在細則內亦包括了相關的收費標準與申請書格式。主要因爲早期主要是以「原子能法」作爲管制基礎，故其細則內包含較詳盡之執行細節規定，以供主管機關爲有效之管制。

(2) 核子反應器設施管制法施行細則

「核子反應器設施管制法施行細則」係 2003 年 8 月發布，共計有 22 條。規定核子反應器設施禁制區與低密度人口區之劃定標準，經營者每十年應對核子反應器設施作整體安全評估之內容及審核需求。另外亦規定經營者應提出相關報告、紀錄之期限。細則中並定義了重要安全事項及說明興建與運轉期間有危害公眾健康與安全之虞的事項，以及安全相關結構、系統與組件之內容與核能級產品之品保規定，細則中並規定核子反應器設施除役之期限及標準，並需提出除役後環境輻射偵測報告之內容等事項。

(3) 游離輻射防護法施行細則

「游離輻射防護法施行細則」係 2002 年 12 月發布，並於 2008 年修正發布，計 25 條。內容包括規範輻射防護計畫內容、輻射安全評估內容、調查分析報告內容、員工教育訓練內容、雇主對輻射工作人員作個人劑量監測及健康檢查之規定。細則中亦規定相關生產設施之申請方式、換發許可證之時間規定，以及放射性物質或可發生游離輻射設備停用之申請規定、永久停止使用之規定，以及設施廢棄之清理計畫內容等事項，並授權訂定各式所需文書之格式。

(4) 核子事故緊急應變法施行細則

「核子事故緊急應變法施行細則」是 2005 年 3 月發布，共計有 17 條。內容包

括核設施經營者應劃定緊急應變計畫區範圍之準則，並規定應報請核定之時間且每五年應檢討修正一次，細則中並規定民眾防護措施之規劃內容、緊急應變基本計畫之內容，地方政府應擬定區域民眾防護應變計畫，經營者應擬定核子反應器設施緊急應變計畫內容。細則中亦說明每年應舉辦演習之內容、民眾防護所需之物資與器材、事故時通報之時間，並明定每年每一核子反應器應繳納之核子事故緊急應變基金爲新台幣 2 千 4 百萬元。

(5) 放射性物料管理法施行細則

「放射性物料管理法施行細則」係於 2003 年 7 月發布，並於 2009 年 4 月最新修正發布，共計有 39 條。內容包括說明鈾、釷礦之分類、放射性廢棄物之分類、放射性廢棄物處理及貯存設施之意義、安全評估報告與除役規劃報告之內容、生產貯存設施應提之定期報告與緊急異常事件內容，核原料或核燃料生產設施運轉人員之申請資格及申請程序。細則中亦說明安全問題有危害公眾健康安全或環境生態之虞的內涵、相關設施除役申請方式與文件內容、各設施申請換發執照之方式及須定期提出報告的內容。細則中另說明設施封閉之計畫內容與監管內容，最終處置之安全評估報告包括事項以及低高放射性廢棄物之最終處置計畫及定期提報執行成果的時間等事項。

(6) 核子損害賠償法施行細則

「核子損害賠償法施行細則」於 1998 年 3 月發布，計有 12 條，內容包括定義放射性併合毒害性、說明財務保證之方式及向原子能委員會申請核可之文件內容，原子能委員會有進行查核的職權，以及終止責任保險之條件與申請核可方式等相關事宜。

4.2.3 法規命令

除了基本的 7 項法律外，原能會在此等法律授權下，進一步訂定了各項管制子法以求有效執行管制。除了遵照「中央法規標準法」之規定，依子法性質分別訂定規程、規則、細則、辦法、綱要、標準或準則等各類法規命令外，並另行訂定技術標準、作業導則俾利業者遵循，以確保有效遵守法律並可提昇行政效率。相關的法規命令包括「核子反應器設施管制法」者有 14 項，「游離輻射防護法」者有 22 項，「核子事故緊急應變法」者計 8 項，「核子損害賠償法」者計 1 項，以及「放射性物料管理法」者計 19 項，其法規命令分別如表 4.1 至表 4.5 所示。

4.3 法令之執行

核子反應器設施管制法及其相關授權訂定的法規命令，賦予原能會需執行檢查、撤照、要求改善或持照者執行改善措施，必要時亦會依罰則要求核子反應器設施經營者繳交罰鍰或處以有期徒刑或拘役等管制作爲。

核子反應器設施管制法中第 4 至 20 條主要是授權原能會核發核子反應器設施之興建、運轉等執照，第 21 條至 28 條授權原能會對停役或除役核子反應器設施之稽查，第 29 條至 40 條則授權原能會對違反法令者處以行政罰鍰、強制改善或刑法之有期徒刑或拘役等。

原能會於核子反應器設施興建與運轉期間，得依需要要求持照者依時限改善或採必要之措施，包括之情形如違反法規、民眾健康與安全有顧慮之虞或危及不同單

位間之關係等。於可能有嚴重後果，逾期仍未改善或改善措施不足時，原能會得要求核子反應器暫時停止運轉、撤銷其運轉執照或要求設施經營者降載運轉。於執行這些罰則處分前，原能會會先以正式書面文件送交設施經營者，於緊急情況下得先以口頭方式告知，並於 7 日內補送正式之書面文件給予設施經營者。

核子反應器設施管制法中針對相關罰則之方式與內容，均有詳細之規定，不僅包括刑罰，而且各項罰鍰金額均較以往原子能委員會規定者提高甚多。通常會先處以行政罰則並要求限期改善，以決定是否再採取進一步之罰則。

參考文獻(第 4 章)

4.1 “原子能法”，原子能委員會，1968 年公布，1971 年 12 月修正公布。

4.2 “行政程序法生效後 原子能委會如何因應法規修訂的合法程序要求之說明”，原子能委員會 法規會，2003 年。

4.3 “核子反應器設施管制法”，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

4.4 “游離輻射防護法”，原子能委員會，2002 年 1 月公布。

4.5 “核子事故緊急應變法”，原子能委員會，2003 年 12 月公布。

4.6 “放射性物料管理法”，原子能委員會，2002 年 12 月公布。

4.7 “核子損害賠償法”，原子能委員會，1971 年公布，1997 年 5 月最新修正公布。

4.8 “低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例”，原子能委員會，2006 年 5 月公布。

表 4.1 核子反應器設施管制法相關之法規命令

項目.	法規名稱	發布時間
1	核子反應器設施安全設計準則	2005 年 12 月 28 日
2	核子反應器設施管制法施行細則	2003 年 08 月 27 日
3	核子反應器設施監查工作範圍及監查機構認可辦法	2004 年 06 月 23 日
4	核能同級品零組件檢證作業及檢證機構認可管理辦法	2003 年 12 月 03 日
5	核子反應器設施停止運轉後再起動管制辦法	2003 年 11 月 19 日
6	核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法	2004 年 05 月 05 日
7	核子反應器運轉人員執照管理辦法	2004 年 03 月 31 日
8	核子反應器設施品質保證準則	2003 年 06 月 25 日
9	核子反應器設施管制收費標準	2003 年 07 月 02 日
10	核子反應器設施運轉執照申請審核辦法	2004 年 10 月 20 日
11	核子反應器設施建廠執照申請審核辦法	2004 年 04 月 14 日
12	核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法	2004 年 09 月 22 日
13	核子反應器設施停役申請審核及管理辦法	2005 年 05 月 12 日
14	核子反應器設施委託檢查辦法	2005 年 03 月 10 日

表 4.2 游離輻射防護法相關之法規命令

項目.	法規名稱	發布時間
1	游離輻射防護法施行細則	2002 年 12 月 25 日
2	游離輻射防護安全標準	1970 年 07 月 29 日
3	放射性物質安全運送規則	1971 年 12 月 15 日
4	輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準	2002 年 12 月 11 日
5	人員輻射劑量評定機構認可及管理辦法	2002 年 12 月 11 日
6	輻射防護人員管理辦法	2002 年 12 月 11 日
7	嚴重污染環境輻射標準	2003 年 01 月 30 日
8	商品輻射限量標準	2002 年 12 月 04 日
9	放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法	2003 年 01 月 22 日
10	輻射防護服務相關業務管理辦法	2002 年 12 月 25 日
11	輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則	2002 年 12 月 25 日
12	放射性物質或可發生游離輻射設備操作人員管理辦法	2002 年 12 月 25 日
13	放射性物質生產設施運轉人員管理辦法	2003 年 01 月 22 日
14	高強度輻射設施種類及運轉人員管理辦法	2003 年 01 月 22 日
15	軍事機關輻射防護及管制辦法	2003 年 02 月 26 日
16	輻射源豁免管制標準	2003 年 01 月 29 日
17	游離輻射防護管制收費標準	2003 年 01 月 15 日
18	放射性污染建築物事件防範及處理辦法	1994 年 06 月 01 日
19	輻射醫療曝露品質保證組織與專業人員設置及委託相關機構管理辦法	2004 年 12 月 08 日
20	輻射醫療曝露品質保證標準	2004 年 12 月 08 日
21	天然放射性物質管理辦法	2007 年 03 月 08 日
22	輻射工作人員特別健康檢查項目	2003 年 01 月 22 日

表 4.3 核子事故緊急應變法相關之法令規定

項目.	法規名稱	發布時間
1	核子事故緊急應變法施行細則	2005 年 03 月 03 日
2	核子事故分類與應變及通報辦法	2005 年 06 月 29 日
3	研究用核子反應器設施緊急應變管制辦法	2005 年 06 月 01 日
4	核子事故緊急應變基金收支保管及運用辦法	2005 年 05 月 13 日
5	核子事故緊急應變基本計畫	2005 年 07 月 01 日
6	核子事故民眾防護行動規範	2005 年 07 月 15 日
7	核子事故中央災害應變中心作業要點	2005 年 06 月 09 日
8	核子事故輻射監測中心作業要點	2005 年 06 月 09 日

表 4.4 核子損害賠償法相關之法規命令

項目.	法規名稱	發布時間
1	核子損害賠償法施行細則	1998 年 03 月 25 日

表 4.5 放射性物料管理法相關之法規命令

項目.	法規名稱	發布時間
1	放射性物料管理法施行細則	2003 年 07 月 30 日
2	放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法	2004 年 04 月 07 日
3	低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則	2003 年 09 月 10 日
4	放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則	2003 年 10 月 08 日
5	核子原料核子燃料生產貯存設施建造執照申請審核辦法	2004 年 04 月 07 日
6	放射性物料管制收費標準	2003 年 06 月 03 日
7	放射性物料研究發展獎勵辦法	2004 年 12 月 29 日
8	一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法	2004 年 12 月 29 日
9	核子燃料運作安全管理規則	2004 年 05 月 19 日
10	核子原料運作安全管理規則	2004 年 05 月 19 日
11	核子保防作業辦法	2003 年 09 月 10 日
12	核子原料礦及礦物管理辦法	1971 年 10 月 04 日
13	低放射性廢棄物輸入輸出過境轉口運送廢棄轉讓許可辦法	2003 年 12 月 24 日
14	核子反應器設施除役許可申請審核辦法	2004 年 07 月 14 日
15	高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則	2005 年 08 月 30 日
16	放射性物料設施委託檢查辦法	2005 年 12 月 30 日
17	低放射性廢棄物最終處置設施場址禁置地區之範圍及認定標準	2006 年 11 月 17 日
18	天然放射性物質衍生廢棄物管理辦法	2007 年 01 月 05 日
19	放射性廢棄物處理設施運轉人員資格管理辦法	2009 年 04 月 22 日

第 5 章 核能管制機關

1. 各簽約方須設立或指定核能管制機關，並賦予充分之職權、能力、財務及人力資源，以履行前一章所述之立法與管制架構。

2. 各簽約方須採取適當措施，以確保管制機關與發展或使用核能的任何其他機構或組織，在功能上要能有效區隔。 ＜國際核能安全公約第 8 條＞

5.1 我國核能管制機關

原子能委員會成立於 1955 年，爲行政院內閣之一員。「原子能法」於 1968 年公布，明定我國原子能主管機關爲原子能委員會，隸屬行政院，賦予原能會核能管制權責，以確保核能及核子物料於和平用途下有關民眾之健康與安全。

5.1.1 管理權力

原能會於初成立時期之任務，係侷限於國際原子能事務之管理及促進國內原子能的和平應用。

自 1978 年起迄今 30 餘年，核一、二、三廠陸續併聯至電網而開始商轉，同期間同位素應用在醫學、工業、農業與研究領域也快速成長。因此，原能會主要的工作也隨之轉移至核子反應器安全管制、輻射防護、放射性廢棄物管理、以及相關管制法規的研究。

原能會於執行各項管制與研究工作時，堅持的原則是「安全第一、簡政便民與法規鬆綁」，於核能應用之技術發展上，安全永遠是最受重視的一環。

5.1.2 權限與責任

原能會的任務在於確認核能、核物料與放射性物質的和平使用，確保核能安全以及民眾與財產的安全，並管制由核子反應器、放射性物質及放射性廢棄物設施外釋之輻射排放以保護民眾與環境。「原子能法」中明定了原子能和平用途的國家政策及相關管制權責的基本法令。「原子能法」並配合相關之技術發展，以及世界各國對管制需求的精進了解，作必要之修正公布；例如訂定更針對性的法令包括低、高放射性廢棄物、核子設施的除役、安全審查以及進出口之管制等，以規範原能會的權責。

原能會除了負責管制鈾、釷等核子物料外，亦負責管制天然及人工放射性物質，同時並負責管制各種發生游離輻射的設備，例如 X 光機或直線加速器等。此外，原能會對軍事機關、相關醫院使用放射性同位素或可發生游離輻射設備之輻射作業、相關學術研究實驗室及各醫院使用之核醫藥物等，亦均負有管制的權責。

總而言之，原能會之權責範圍包括核能安全與核子保防，確保相關設備與放射性物質之安全以防範其遭到破壞、遺失、偷竊或濫用。

5.1.3 組織架構

原能會之組織架構 (包含各處室、附屬機關與諮詢委員會等) 如圖 5.1 所示。

5.1.3.1 原子能委員會

依原子能委員會組織條例之規定，原能會置委員 11 至 15 人，多由行政院有關機關人員或學者專家分別派兼或聘兼之。委員會議討論事項包括原子能科技發展方針及政策審議、原子能科技年度施政計畫之審議及考核，以及原子能委員會主管法律之制定、修正及廢止的審議等。原能會設有 4 個業務處、4 個行政幕僚單位以及 8 個核能政策與安全的諮詢委員會，原能會並設有一個基金管理會(核子事故緊急應變基金管理會)和核能研究所、放射性物料管理局及輻射偵測中心等三個附屬機關。

原能會會本部置主任委員 1 人綜理會務，副主任委員 2 人及 1 位主任秘書襄助主任委員處理會務並監督各附屬機關之業務。

原能會設置的 4 個業務處(技術單位)爲綜合計畫處、核能管制處、輻射防護處以及核能技術處。4 個行政幕僚單位爲秘書處、人事室、會計室以及政風室，另設有任務導向之國會聯絡室。

原能會之八個諮詢委員會爲：(1)核子反應器設施安全諮詢會，(2)游離輻射安全諮詢會，(3)核能四廠安全監督委員會，(4)核子事故調查評議委員會，(5)法規委員會，(6)放射性物料安全諮詢會，(7)原子能科學技術研究發展成果審議委員會，及(8)國家賠償事件處理會。其中，核子事故調查評議委員會爲非常設委員會。(註：原來之「核子設施安全諮詢委員會」、「游離輻射安全諮詢委員會」及「放射性物料安全諮詢委員會」名稱，於 2008 年 7 至 9 月間均由「諮詢委員會」修正爲「諮詢會」。)

2010 年底時，原能會會本部(不包括附屬機關)共有員工 161 人，2010 年之預算約爲新台幣 3 億 5 千 1 百萬元。原能會各機關之預算與人力如表 5.1 所示。

5.1.3.2 原子能委員會單位

原能會各單位及其職掌如下(參考文獻 5.1)：

(1) 綜合計畫處

綜合計畫處(簡稱綜計處)的主要職掌包括各執行計畫之管控、規劃、相關研究計畫之彙總與評估、原子能相關事務規範之發展與審查、核子保防與國際合作等。綜計處主要工作包括：

- 原子能科學與技術研究發展政策、方案及計畫之研擬、規劃、推動及管制考核事項。
- 原子能研究與應用機構設置之研究及規劃事項。
- 國內外有關原子能科學機構之合作及連繫事項。
- 核子保防業務之連繫、執行、監督及核擬事項。
- 原子能科學與技術人才之儲備與出國進修之選送及統籌事項。
- 原子能科學教育輔導與發展之研究及規劃事項。
- 核子事故應變計畫之策劃及執行事項。
- 原子能資料之蒐集、分析及統籌電腦資訊業務之規劃、推行等事項。
- 原子能科學與技術專利權之讓與及合作事項。

- 核子事故之評估、賠償與保險等有關事項。
- 原子能刊物之編譯及出版發行事項。
- 其他有關綜合計畫事項。

(2) 核能管制處

核能管制處(簡稱核管處)的主要職掌爲核子反應器及其他核子設施之設計、興建與運轉的安全管制。核管處主要工作包括：

- 核子反應器設置、廢棄、轉讓、拆卸之審查及監督事項。
- 核子反應器廠址選擇之安全審查事項。
- 核子反應器設計、建造、運輸、運轉與維護之管制及視察事項。
- 核子反應器設計、建造及運轉安全分析之審查事項。
- 核子反應器執照之核發事項。
- 核子反應器設計修改、設備變更及運轉規範修正之審查事項。
- 核子反應器運轉人員執照之核發事項。
- 核子反應器更換燃料安全分析之審查事項。
- 核子反應器除役之審查、管制及監督事項。
- 核子燃料執照之核發事項。
- 核子燃料生產設施設置、廢棄、轉讓、拆卸之審查及監督事項。
- 核子燃料使用之管制事項。
- 其他有關核能管制事項。

(3) 輻射防護處

輻射防護處(簡稱輻防處)的主要職掌爲核子設施、環境、醫療與非醫用放射性物質與可發生游離輻射設備等作業之輻射安全管制。輻防處主要工作包括：

- 核子反應器輻射防護及環境輻射之管制事項。
- 放射性廢料貯存、處置場所輻射防護及環境輻射之管制事項。
- 核子事故緊急輻射偵測之評估及督導事項。
- 放射性物質及可發生游離輻射設備暨操作人員有關執照之核發事項。
- 放射性物質及可發生游離輻射設備之管制事項。
- 游離輻射場所及環境輻射之稽查事項。
- 放射性物質安全運送之管制事項。
- 輻射安全評估報告之審查事項。
- 輻射安全管制規範之研訂事項。
- 輻射防護人員之認可事項。

- 輻射偵檢文件之核發事項。
- 全國輻射背景及輻射劑量之管制檢查事項。
- 放射線從業人員輻射防護能力鑑定及管制事項。
- 其他有關輻射安全事項。

(4) 核能技術處

核能技術處(簡稱核技處)的主要職掌爲核子反應器資訊之評估與分析、核子事故緊急應變法執行之管制與檢查、核子事故中央災害應變中心的秘書作業及核子反應器相關資訊之管理。核技處主要工作包括：

- 核子反應器異常事件之調查及評估事項。
- 核子反應器運轉數據之分析及評估事項。
- 核子設施相關技術研究發展之規劃事項。
- 游離輻射應用技術研究發展之規劃事項。
- 核能法規及技術準則之研定事項。
- 核子事故處理技術之研究事項。
- 核子反應器及輻射防護安全資料之蒐集分析事項。
- 其他有關核能技術研究發展之規劃事項。

(5) 國會聯絡室

國會聯絡室的主要職掌爲與立法院及監察院維持聯繫。依憲法規定，立法院負有訂定法律之權責，而監察院負有彈劾、糾正與稽查的權責。國會聯絡室的主要工作包括：

- 原能會與立法院及監察院之間的聯繫。
- 與立法院及監察院各行政單位維持聯繫及資訊溝通。
- 與立法委員及其助理溝通原能會之相關措施。
- 與行政院其他部會之國會聯絡室維持聯繫。
- 蒐集立法委員質詢與有關之資訊。
- 依立法委員之要求提供民眾關切事項之相關業務諮詢。

(6) 行政幕僚單位

原能會之 4 個行政幕僚單位中，秘書處負責文件與財產管理，並支援其他處室有關之行政支援。人事室與會計室分別負責其各自相關之人事與會計事務。政風室負責監督全會公務人員之政風興革、執行反貪瀆工作、保護公務機密，並防範機構受到損害或破壞。

(7) 核子事故緊急應變基金管理會

本基金管理會業務職掌爲：

- 基金收支、保管及運用之審議。
- 基金年度預算及決算之審議。
- 基金運用情形之考核。
- 其他有關事項。

5.1.3.3 附屬機構

(1) 核能研究所

核能研究所(簡稱核研所)成立於 1968 年，隸屬於原能會，爲達成長程發展目標(參考文獻 5.2)，目前正在轉型以配合政府組織改造之政策，此一轉型使核研所能利用其核能技術，廣泛地應用於環境保護及民生應用領域。因此核能研究所在既有的 11 個功能組之外，另成立了 3 個計畫導向的研究中心，包含核能安全科技中心、環境與能源科技中心及輻射應用科技中心，此 3 個科技中心與 11 個功能組係以矩陣方式管理運作。 (本報告第 3.3.9 節與第 8.2.2.1 節另有關於核研所之其他資訊介紹。)

核研所爲一國家實驗室，其任務如下：

- 建立前瞻之核能研發能力，
- 應用其技術於國內工業，以及
- 造福民生

核研所於 2010 年共有員工約 1,500 人，包含具公務人員資格者約 900 人，餘爲約聘雇、替代役、和專業支援人員，其中具博、碩士學位者近 600 人。其 2010 年之公務預算約爲新台幣 26 億 4 千 6 百萬元。

核研所三個科技中心的核心技術與主要研究領域分別如下：

(a) 核能安全科技中心

- 核能安全管制與評估。
- 核能設施運轉安全。
- 輻射防護與緊急應變。
- 核能同級品零組件檢證。
- 核子反應器設施之除役與再利用。
- 廢棄物之處理與處置。

(b) 環境與能源科技中心

- 電漿工程。
- 清潔製程。
- 新能源。
- 生質能。
- 再生能源。

(c) 輻射應用中心

- 醫用同位素技術發展。
- 核醫製藥之研究發展。
- 輻射生物學之研究與應用。

(2) 放射性物料管理局

放射性物料管理局之前身爲「放射性待處理物料管理處」(簡稱物管處)。物管處成立於 1981 年元月 1 日，負責管制核能電廠及其他如研究單位、醫療單位、工業與其他設施產生之放射性廢棄物，並負責蘭嶼放射性廢棄物貯存場之營運工作(參考文獻 5.3)。蘭嶼貯存場係設計供接收國內產生之固化的低放射性廢棄物，於 1990 年奉行政院核准將蘭嶼貯存場移由放射性廢棄物的最大生產者 – 台灣電力公司負責營運，而物管處則專司國內放射性廢棄物之安全管制。

1996 年 4 月 6 日，物管處依 1992 年 11 月新修正之原子能委員會組織條例，正式改名爲「行政院原子能委員會放射性物料管理局」(簡稱物管局)，負責放射性廢棄物之管制，與放射性廢棄物主要生產者台灣電力公司在角色扮演上有明確之區隔，而且更強化了其管理上的權責。物管局負責全國放射性廢棄物處理、貯存與處置設施建造、運轉與除役之審核與發照，另亦努力於相關管制法規之研擬，包括小規模廢棄物生產者，技術濃集之天然放射性物質衍生廢棄物管理及核子原料與核子燃料等。

總體而言，物管局負責放射性廢棄物處理、貯存、運送與最終處置之管制，以及放射性物料與燃料之輸入、輸出、貯存與移轉之管制，其主要工作包括：

- 放射性廢料處理、貯存與處置設施設計、建造、運轉及除役或封閉等安全分析之審查事項。
- 放射性廢料輸入、輸出、處理、貯存、運送與處置之管制及視察事項。
- 核原料探勘、開發、生產、製造、再鍊、輸入、輸出、貯存、使用、廢棄與轉讓之審查及管制事項。
- 燃料輸入、輸出、貯存、廢棄與轉讓之審查及管制事項。
- 放射性物料管制法規及技術準則之研擬事項。
- 放射性物料有關之教育宣導及溝通等事項。
- 其他有關放射性物料管理事項。

(3) 輻射偵測中心

輻射偵測中心(簡稱偵測中心)前身爲「台灣輻射偵測工作站」(簡稱偵測站)。偵測站成立於 1974 年，負責執行有關環境中之天然輻射及核能電廠、研究用核子反應器及放射性廢棄物設施周圍之人造游離輻射偵測。偵測中心係於 1996 年 7 月正式成立(參考文獻 5.4)，其主要之工作包括：

- 環境輻射偵測計畫之研擬及推動事項。
- 環境中天然輻射之偵測事項。

- 放射性落塵之偵測事項。
- 食物及飲用水放射性含量之偵測事項。
- 核設施及放射性物質使用單位周圍環境之監測事項。
- 放射性產品與廢料處理、貯存、運輸及最終處置等場所周圍環境輻射之監測事項。
- 核設施意外事故之環境輻射偵測及放射性分析事項。
- 國民輻射劑量之評估事項。
- 環境輻射偵測技術之研究發展事項。
- 輻射偵測結果異常情形之立即發布事項，並應定期公布輻射偵測、監測及評估之相關結果。
- 其他有關輻射偵測、監測及評估事項。

5.1.3.4 諮詢委員會

原子能委員會計設置有 8 個核能技術相關之諮詢委員會，其中 7 個爲常設，僅「核子事故調查評議委員會」係於核子事故發生後，有需要時才設立。

原能會之 8 個諮詢委員會爲：(1)核子反應器設施安全諮詢會，(2)游離輻射安全諮詢會，(3)核能四廠安全監督委員會，(4)核子事故調查評議委員會，(5)法規委員會，(6)放射性物料安全諮詢會，(7)原子能科學技術研究發展成果審議委員會，及(8)國家賠償事件處理會。

以下將分別說明各諮詢委員會的組織與功能。

(1) 核子反應器設施安全諮詢會

本諮詢會設置具科學與工程專業之委員 13 至 19 人，每年至少召開四次會議，提供相關意見供原子能委員會參考(參考文獻 5.5)。其諮詢事項包括：

- 有關核子反應器設施安全之管制方針。
- 有關核子反應器設施安全之標準。
- 有關核子反應器設施安全技術之研究發展方案。
- 有關核子反應器設施建造、運轉及除役之安全分析報告。
- 有關核子反應器設施安全之管制作業。

其它有關核子反應器設施之安全事項。

(2) 游離輻射安全諮詢會

本諮詢會設置具科學與工程專業之委員 13 至 19 人，包括醫師與科學家及其他醫界代表(參考文獻 5.6)，委員們提供的諮詢事項包括：

- 有關游游離輻射防護之管制方針。
- 有關游離輻射防護安全之標準。
- 有關游離輻射防護技術之研究發展方案。

- 有關游離輻射防護人員之訓練制度。
- 有關游離輻射設施之環境管制方針。
- 有關游離輻射環境偵測及環境影響評估技術之研究發展方案。

其他與游離輻射安全相關事項。

(3) 核能四廠安全監督委員會

本委員會包含具科學與工程專長的委員 12 至 14 人，特別強調地方政府與民間團體代表的參與(參考文獻 5.7)。本委員會每 3 個月舉行一次會議，其主要任務如下：

- 核能四廠建廠期間工程安全及品質之監督與查核。
- 核能四廠營運期間運轉安全及品質之監督與查核。
- 核能四廠資訊公開、透明化之監督與查核。
- 其他有關核能四廠安全事項之監督與查核。

(4) 法規委員會

本委員會包含委員 11 至 15 人，係由行政院相關部會及民營單位具有法律專業之人士組成(參考文獻 5.8)，其主要諮詢事項如下：

- 年度立法計畫之審議事項。
- 原子能法規制 (訂) 定案、修正案之研議或審議事項。
- 原子能法規疑義之研議闡釋事項。
- 原子能國際條約及協定之審議。
- 國家賠償事件之處理事項。
- 原子能法規資料之蒐集、分析、研究及管理事項。
- 原子能法規動態之登記、統計及管制事項。
- 原子能法規令函解釋之整理及編印事項。
- 其他有關法制事項。

(5) 放射性物料安全諮詢會

本諮詢會包含具科學與工程專業之委員 11 至 15 人(參考文獻 5.9)，其主要諮詢事項包括如下：

- 放射性物料管理方針。
- 放射性物料管理法規。
- 放射性物料設施重要審查事項。
- 放射性物料重要安全管制作業。
- 放射性廢棄物最終處置相關事項。
- 放射性物料重要研究發展計畫。
- 其他有關放射性物料管理事項。

(6) 原子能科學技術研究發展成果審議委員會

本委員會包含具科學與工程專業之委員 11 至 17 人(參考文獻 5.10)，其主要任務如下：

- 審議執行單位爲管理與運用研發成果所制訂相關之制度與規範。
- 審議原能會管理之國有研發成果管理與運用事項。
- 審議執行單位擬將研發成果專屬授權、無償授權、成果讓與等申請核准事項。
- 審議執行單位自行將研發成果製成商品銷售須報經原能會核准事項。
- 評鑑執行單位管理及運用研發成果之績效。
- 審議其他有關研發成果之管理、運用及分配等事項。

(7) 國家賠償事件處理會

本委員會包括由學者專家及原子能委員會高級職員共 6 至 8 位，其中學者專家不得少於二分之一(參考文獻 5.11)，工作任務如下：

- 關於國家賠償事件之協議及審議事項。
- 關於賠償義務機關之確定事項。
- 關於國家賠償事件之訴訟事項。
- 關於求償事件之核議事項。
- 其他有關國家賠償事項。

除了上述 7 個常設的諮詢委員會外，另有一個「核子事故調查評議委員會」，係依核子損害賠償法第 32 條，於核子事故發生後由原能會設置者。

(8) 核子事故調查評議委員會

本委員會係於核子事故發生後設置，包括 13 至 17 位委員(參考文獻 5.12)，其主要任務包括：

- 核子事故之認定及其原因之調查。
- 核子損害之調查與評估。
- 核子事故賠償、救濟及善後措施之建議。
- 核子設施安全防護改善之建議。
- 調查、評估及建議報告之製作。

當核子事故受害者依法律途徑尋求賠償時，法院將參考此委員會之調查及評估報告。

當核子事故發生後，需要執行復原措施時，將成立「核子事故復原措施推動委員會」。此委員會並非諮詢性質者，由原子能委員會主任委員擔任召集人，本委員會設置委員 19 至 23 人，除原能會主任委員爲當然委員外，其餘委員由內政部、國防部、財政部、經濟部、交通部、行政院主計處、行政院新聞局、行政院衛生署、行政院環境保護署、行政院金融監督管理委員會、原能會、行政院農業委員會、國家

通訊傳播委員會、受災區地方政府、核子反應器設施經營者等相關機關（構）與民間團體、災民代表及學者專家等組成。其主要任務如下：

- 決定復原措施及督導復原措施之執行。
- 通知各級政府相關機關及核子反應器設施經營者執行復原相關措施。
- 協調復原人力及物力之調遣。
- 發布復原期間民眾防護行動命令。
- 發布復原新聞。
- 其他復原有關事項。

5.1.4 財務與人力資源

本節說明原能會之預算、基金、財務管理、與人力資源。

5.1.4.1 財務資源

(1) 年度預算

由於原能會及核能研究所、放射性物料管理局和輻射監測中心等 3 個附屬單位，均屬政府機關，故其主要之運作預算係由政府提供。於會計年度開始前，原能會與其附屬單位，先經由行政院管道申請年度預算，並經由立法院審議通過後據以執行相關工作。2011 年原子能委員會本部之預算約爲新台幣 4 億 3 百萬元，其 3 個附屬單位核能研究所、放射性物料管理局與輻射監測中心之預算各約爲新台幣 24 億 9 千 4 百萬元、7 千萬元及 6 千萬元。各單位之會計室則負責控制年度內之預算執行。

(2) 向持照者收取之費用

依核子反應器設施管制法及放射性物料管理法之授權，原能會分別訂有其管制收費標準，收取之各項經費均爲政府之收入以供平衡年度預算之需。第一類收取之費用爲安全評估與執照核發費用，用以涵蓋原能會對核設施申請或持照者所提供之個案審查等所需費用，原能會負責審查相關申請案件，以核發新執照或批准申請、修正或更新執照或核准，以及審查燃料更換與相關專題報告。第二類收取之費用爲年度例行收取之規費，以涵蓋一般檢查、測試及研討費用，以及其他於執照核發安全評估未包括之管制費用。所有收取費用係依據所需之人力及各類人力的薪資作估算的基礎，並列於收費標準中，此收費標準並會定期檢討作必要之修正以反映收取合理的費用。

(3) 核子事故緊急應變基金

爲推動核子事故緊急應變之相關整備措施，並支應一旦發生核子事故時作業所需之費用，依核子事故緊急應變法的授權，設置了核子事故緊急應變基金。原能會每年應向每一核子反應器設施收取新台幣 2 千 4 百萬元作爲基金之收入。此基金設有核子事故緊急應變基金管理會，負責基金年度預算及決算之審議、基金收支、保管及運用之審議，以及基金運用情形之考核。基金之用途包括供年度演習費用，中央災害應變中心、輻射監測中心、支援中心與地方災害應變中心例行作業及訓練之用。日本福島核災後，原能會爲因應緊急應變計畫區之擴大，已邀集各應變中心及台電公司討論基金之調整額度，初步達成共識，每座核電廠每年收取新台幣 5 千 4 百萬元，刻正依修法程序辦理中。

5.1.4.2 人力資源

(1) 補充與雇用之程序

2010 年度原能會會本部、核能研究所、放射性物料管理局與輻射偵測中心具有公務員資格之員工人數分別爲 161、906、38 及 29 人。由於具有公務員資格且擁有特定之知識與專長技術，故於原能會及其附屬機關工作之人員，其工作狀況都十分穩定，要晉用新員工需依政府考量人力退休與離職情況後，所提供之缺額數量來作決定。考試院考選部每年通常會依各政府部門之需求舉辦一次公務人員高等考試，其中之二級與三級考試是原能會新晉任用人員之主要來源，應考人通過其核子工程、輻射安全或其他工程領域者，將先行統一訓練 1 個月，再行分發至原能會或其相關附屬機關。

另一人員晉用之管道係與國防部或內政部合作，與具有碩士或博士學位者分別簽約 4 年與 3 年的國防役或替代役，在原能會、核能研究所、放射性物料管理局或輻射偵測中心服務工作，以替代於軍隊應服務一年之義務役。於 2010 年 12 月底時，原子能委員會、核能研究所、放射性物料管理局及輻射偵測中心之國防役與研發替代役人數分別爲 4、210、1 與 0 人。由於此類年青人員已受過相關技術領域很好的教育訓練，確是晉用合宜新人的有效管道。

(2) 訓練與視察員資格

原能會之新進人員將在其服務之處室內先接受在職訓練，並須熟稔執行視察所依據的法規與規範等，資深人員會協助指導新進人員相關之法規要求與視察技術。此外，經由研討會、技術討論、原能會網站上相關資訊以及赴各核能電廠之現場巡察等，均能協助訓練新進人員了解最新的資訊並改善其視察能力。

原能會建立之核能電廠視察人員檢定制度，是能持續強化員工知識與技能的有效方式。要成爲合格之核能電廠視察人員，需經由自我研讀、在職訓練並完成相關基本課程與核能電廠系統課程後，經測驗合格後取得視察員資格以正式執行核能電廠之視察工作。視察員於取得資格 6 年後得申請成爲資深視察員，申請人需自行研讀與在職訓練相關之進階課程，再經測驗評估合格後，成爲合格之資深視察員。視察員與資深視察員每兩年均需參與 30 小時以上的再訓練課程，以持續其資格之有效性。2010 年 12 月底時，原能會共計持有核能電廠的視察人員證書之視察員 74 人(包含核能電廠、輻射防護、核子保安與緊急應變、和放射性物料管理各 20、31、20 和 3 人)及資深視察員 74 人(包含核能電廠、輻射防護、核子保安與緊急應變、和放射性物料管理各 18、19、11 和 26 人)。

5.1.5 原子能委員會與政府單位之業務關聯性

本節說明原能會與行政院相關部會、地方政府及立法院之業務關聯性。

5.1.5.1 行政院部會

此節說明原能會與行政院相關部會之業務關係，包括經濟部、環境保護署、內政部消防署、衛生署、勞工委員會、外交部及主計處等。

(1) 經濟部

經濟部掌理國家經濟之建設發展，其主要功能包括工業發展、國際貿易、智慧

財產、標準、度量衡與檢驗、投資與技術移轉、中小型企業之輔導、技術發展，國際合作與能源、水力、地質等天然資源等，本報告第 5.2.1 節內將有更詳細的說明。

台電公司係經濟部管轄國營企業中的一個單位，成立於 1946 年 5 月 1 日。2010 年 12 月時，台電員工總數爲 26,828 人，總資產值約爲新台幣 1 兆 6087 億元，電力裝置容量爲 32,944.2 百萬瓦(MWe)，其中核能 5,144.0 百萬瓦、火力 23,010.0 百萬瓦、水力 4,540.5 百萬瓦、風力 249.2 百萬瓦。台電公司的主要任務是維持高品質而穩定的電力供應，並維持合理的低電力供應價格。

(2) 環境保護署

環境保護署成立於 1987 年，主要任務是全國之環境保護與改善，其主要功能職掌包括空氣品質保護與噪音管制、水質保護、廢棄物管理、環境衛生及毒物管理，以及環境污染之公害糾紛處理等。環境保護署之附屬機關包括環境檢驗所與環境保護人員訓練所。

1994 年 12 月「環境影響評估法」公布後，新建核能電廠或其他核子設施如用過燃料乾式貯存設施及低放射性廢棄物最終處置場等，其環境影響評估報告審查之職掌亦由原能會移轉由環境保護署負責。

(3) 內政部消防署

1999 年 9 月 21 日國內發生集集大地震後，政府乃於 2000 年 7 月成立「行政院國家搜救指揮中心」，由內政部之消防署負責幕僚作業。其主要任務是針對重大事故，例如颱風、洪水、火災、爆炸、飛機失事等，作緊急規劃與應變。原能會則保留對核能電廠緊急應變的責任。消防署將協助原能會有關核能電廠執照核發時的審核工作，特別是有關廠區外緊急應變規劃之審核，以及視察與評估核能電廠的演習作業。

(4) 衛生署

衛生署的主要職掌是全國之民眾健康，負責管制醫療院所及醫療相關設備與設施。原能會與衛生署合作核發輻射安全證書予醫療院所相關工作人員，包括醫院內操作 X 光機與加速器工作人員，以及操作放射性同位素與核醫藥物的工作人員。

(5) 勞工委員會

原能會密切注意勞工委員會研擬之法規，特別是有關可能影響核能電廠與醫院輻射工作人員的健康與安全者，例如勞工安全衛生法施行細則即特別規定對輻射工作人員健康檢查的要求。

(6) 外交部

原能會與外交部協調作業之項目，包括與國際組織之國際原子能總署(IAEA)及經濟合作暨發展組織之核能署(OECD/NEA)有關合作事項、原能會權限內核能議題之政策發展，以及協助其他國家有關核能安全之計畫規劃與協調等。

(7) 主計處

主計處負責中央與地方政府之預算、會計與統計相關事務，原能會需先向主計處提出年度預算需求，由其進行初步審核，包括對規劃人力需求之審核。

另外，原能會於萬一發生核子事故時，將與國防部、內政部及其他部會等之相關業務與合作事項，詳見本報告第 13 章內所述。

5.1.5.2 地方政府

依 1968 年公布之原子能法，原能會負責核能相關之人員健康與安全，因此核能安全爲中央政府權責，非由地方政府管制。

然而，部分地方政府亦有意願參與核能電廠安全相關事務，因此原能會也表達充分與地方政府合作的意願，包括告知地方有興趣的核能安全事項，請地方政府參與核能電廠的視察業務，或參與相關諮詢委員會會議。惟地方政府僅係觀察性質以協助原能會之視察工作，並不得影響原能會獨立作有關人員健康與安全的視察作業。

台電公司是國內放射性廢棄物最大的產生者，因此在選擇低放射性最終處置場所場址課題上，亦扮演了與地方鄉鎮溝通的主要角色。

5.1.5.3 立法院

我國憲法規定民選立法委員組成之立法院，爲我國最高立法機構，代表民眾行使立法的權利。依資格、能力與功能性而言，我國立法院相當於其他民主國家之國會。

依立法院程序委員會組織章程第 5 條第 1 款之規定，教育及文化委員會負責審查教育、文化、政策及有關教育部、行政院文化建設委員會、國立故宮博物院、行政院新聞局、行政院青年輔導委員會、行政院體育委員會、中央研究院、行政院國家科學委員會及行政院原子能委員會掌理事項之議案。依立法院各委員會組織法第二條之規定，各委員會審查立法院會議交付審查之議案，及人民請願書，並得於每會期開始時，邀請相關部會作業務報告並備質詢。

5.2 核能管制機關與核能發展機構之功能區隔

5.2.1 原子能委員會與經濟部之功能區隔

依據「原子能法」之規定，原能會爲核能發電與放射性物質的管制機關，而經濟部所屬的國營企業台電公司則負責維持穩定的電力供應。另外，經濟部能源局負責提出國家之能源政策以及能源供需之預測、規劃及推動事項，扮演推動包括核能等各式能源發展的角色，原能會則專注於核能發電的管制工作，因此原能會的核能管制功能與經濟部的核能發電推動功能有著明確的功能區隔。台電公司是由經濟部監督的國營企業，負責核能電廠的運轉，並經由各項研究與實務計畫以及興建、運轉核能電廠累積的經驗，提供並維持安全的核能發電。

5.2.2 永續能源之國家政策及原子能委員會的角色

永續能源發展應兼顧「能源安全」、「經濟發展」與「環境保護」，以滿足未來世代發展的需要。台灣自然資源不足，環境承載有限，永續能源政策應將有限資源作有「效率」的使用，開發對環境友善的「潔淨」能源，與確保持續「穩定」的能源供應，以創造跨世代能源、環保與經濟三贏願景(參考文獻 5.13)。其目標如下：

(1) 提高能源效率：

未來 8 年每年提高能源效率 2%以上，使能源密集度於 2015 年較 2005 年下降 20%以上；並藉由技術突破及配套措施，2025 年下降 50%以上。(能源密集度指每單位輸出或活動所需之能量，故使用較少的能量生產的產品可減少能源密集度)。

(2) 發展潔淨能源：

全國二氧化碳排放減量，於 2016 年至 2020 年間回到 2008 年排放量，於 2025 年回到 2000 年排放量。.發電系統中低碳能源占比由 40%增加至 2025 年的 55%(包括天然氣)以上。

(3) 確保能源供應穩定：

建立滿足 2008 年至 2012 年經濟成長 6%及 2015 年每人年均所得達 3 萬美元經濟發展目標的能源安全供應系統。

於 2009 年 4 月 14 日至 16 日舉行之國家能源會議，其中一項核心議題是「永續發展與能源安全」，並於一項子議題「低碳能源結構調整」中討論加強核能發電安全，其主要結論如下：

(1) 確保核能電廠建廠、營運及核廢料管理之安全，增進核子事故應變能力，建立核能合理使用評估機制。

(2) 建置資訊公開與透明化制度，落實全民與地方居民參與及共同監督，其成效由民間團體按照國際公認之標準進行評估。

(3) 加強核能人才培育與核能技術研究評估，積極推動民眾教育宣導。

參考文獻(第 5 章)

5.1 “行政院原子能委員會組織條例”，1970 年 12 月 3 日公布，1992 年 11 月 23 日修正公布。

5.2 “行政院原子能委員會核能研究所組織條例”，1991 年 1 月 5 日公布。

5.3 “行政院原子能委員會放射性物料管理局組織條例”，1980 年 11 月 28 日公布，1996 年 1 月 26 日修正公布。

5.4 “行政院原子能委員會輻射偵測中心組織條例”，1980 年 11 月 24 日公布，1998 年 7 月 17 日修正公布。

5.5 “行政院原子能委員會核子反應設施安全諮詢會設置要點”，2008 年 7 月 23 日會核字第 0970011861 號函。

5.6 “行政院原子能委員會游離輻射安全諮詢會設置要點”，2008 年 8 月 22 日會輻字第 0970013488 號函發文實施。

5.7 “核能四廠安全監督委員會設置及作業要點”，2004 年 3 月 31 日會核字第 0930010857 號函發文訂定，2010 年 5 月 28 日會核字第 0990007762 號函發文修正。

5.8 “行政院原子能委員會法規委員會組織規則”，1973 年 1 月 1 日發布，1993 年 11 月 17 日修正發布。

5.9 “行政院原子能委員會放射性物料安全諮詢會”，2004 年 7 月 20 日會物字第

0930023894 號函發文實施，2008 年 9 月 9 日會物字第 0970014514 號函修訂發文。

5.10 “行政院原子能委員會科學技術研究發展成果歸屬及運用辦法”，2007 年 1 月 19 日修正。

5.11 “行政院原子能委員會及所屬機關國家賠償事件處理要點”，2007 年 12 月 31 日修正。

5.12 “行政院原子能委員會核子事故調查評議委員會設置辦法”，1999 年 3 月 31 日修正。

5.13 經濟部能源局網站資料，「永續能源政策綱領」，「98 年全國能源會議」等。

表 5.1 原子能委員會各機關預算與人力

機 關	年度預算(新台幣百萬元)				年度人力(人-年)			
	2007	2008	2009	2010	2007	2008	2009	2010
原能會本部	350	359	337	351	165	159	163	161
核能研究所	2,547	2,662	2,939	2,646	930	925	936	906
放射性物料管理局	63	63	63	65	35	35	36	38
輻射偵測中心	60	58	60	60	30	30	31	29
合 計	3,020	3,142	3,399	3,122	1,160	1,149	1,166	1134

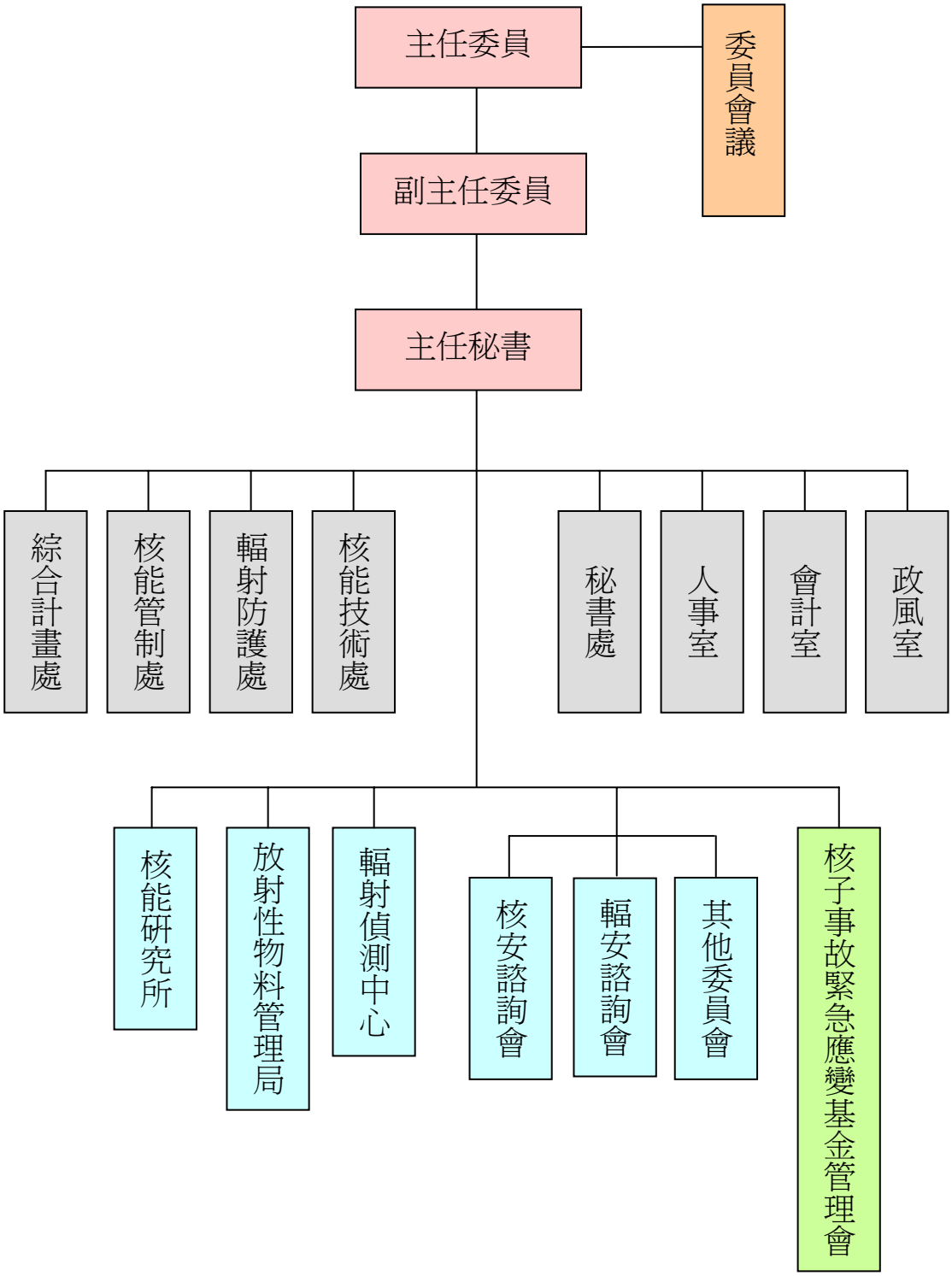


圖 5.1 原子能委員會組織架構圖

6 章 核能電廠持照者責任

每一簽約方必須確保核能電廠安全之主要責任係落在執照持有者身上，且會採取適當措施以確保每個持照者都會盡到其責任。 **＜國際核能安全公約第 9 條＞**

6.1 核能電廠安全之主要責任

依據我國核能管制法令規定，核能電廠安全之主要責任係落在電廠執照持有者身上。「核子反應器設施管制法」(參考文獻 6.1)第 5、6 及 7 條規定，核能電廠建廠執照和運轉執照持有者分別應負安全建廠和安全運轉之責，包含設備與設施須足以保障公眾之健康與安全、持照者(licensee)之技術與管理能力及財務基礎須足以勝任核能電廠之經營、以及必須確保其核子反應器設施之設計/興建/運轉均符合管制機關相關規定。

於經核准之各核能電廠終期安全分析報告(FSAR)(例如參考文獻 6.2)第 13 章「運轉管理」(conduct of operation)一開頭(FSAR 第 13.1 節)，台電公司(國內唯一持有核能電廠運轉執照者)即宣示其對核能電廠之設計、建造、與運轉負全責。

建廠期間，台電公司對電廠安全負責之具體作業包含：核能電廠之興建，應確實符合主管機關所定核子反應器設施管制法相關規定，主要應符合核子反應器設施安全設計準則及核子反應器設施品質保證準則之規定，並應聘請監查機構擔任監查工作，以確保核能電廠之設計、安裝、檢測及測試，確實符合核能安全之要求。此外，若涉及重要安全事項設計修改或設備變更時，應先報請主管機關核准後，始得為之。另需接受主管機關之隨時派員檢查，及檢送有關資料之要求。

對於電廠之運轉安全，終期安全分析報告第 13.1.2.2 節「電廠人員職責與職權」與第 13.1.3 節「核能電廠人員資格」，分別明示核能電廠人員對電廠安全運轉應負起的責任與人員資格要求。另外，FSAR 第 16 章「運轉技術規範」也特設一節(第 16.6 節)「行政管制」，其中之第 16.6.1 節「職責」明訂核能電廠廠長對整個電廠之營運應負起全責。

依據前述 FSAR(第 13.1.2.2 節)規定，核能電廠廠長必須確保電廠能夠安全、有條理、且高效率地運轉，以及符合運轉執照和運轉技術規範的要求。廠長同時負責為電廠技術人員和運轉人員提供訓練與再訓練，並維持電廠擁有足夠的合格員工。廠長也負責透過台電核能發電處處長向核能發電運轉副總經理報告，並執行台電總公司訂定之政策及核能安全委員會決議。

另外，我國核能管制法規規定，核能電廠運轉時，必須是領有原能會核發之該核能電廠的核子反應器運轉人員執照者，方能操作該電廠之核子反應器。核子反應器運轉人員分為運轉員(reactor operator，簡稱 RO)和高級運轉員(senior reactor operator，簡稱 SRO)兩種。(有關運轉員與高級運轉員之進一步資訊，請參閱本報告第 8.2.3 和 8.2.4 節。)

圖 6.1(參考核三廠 FSAR 圖 16.6.2-2)所示為典型台電核能電廠組織架構圖。每座核能電廠設廠長 1 位及副廠長 3 位，其中 1 位副廠長專責運轉，稱為運轉副廠長。廠長不在時，由 3 位副廠長中的 1 位暫代廠長職務。運轉副廠長須擁有台電公司核發之反應器高級運轉員(SRO)證書(certificate)。實際上，台電 3 座運轉中核能電廠的運轉副廠長均擁有或曾擁有原能會核發之有效的 SRO 執照。

廠長、副廠長之下，電廠設有多個功能組，包含運轉組、核技組、儀控組、電子計算機組、保健物理組、化學組、機械組、電氣組、和其他功能組等，每組均設有 1 位經理以督導組務。

台電每座核能電廠的反應器運轉人員均係分別配屬於 6 個班，每天 3 班輪值，每班輪值 8 小時。當電廠之兩部核能發電機組皆在運轉時，於主控制室(MCR)輪值之每一班反應器運轉人員皆有 1 位值班經理(督導管理 2 部機組運轉)和兩位值班主任(各負責 1 部機組運轉)。

當廠長和 3 位副廠長均不在時，廠長職務將由運轉組經理暫代。下班後，或者當廠長、3 位副廠長和運轉組經理皆不在電廠時，值班經理將負起安全運轉電廠及確保電廠運轉符合運轉執照和運轉技術規範要求之責。運轉組經理和值班經理均必須擁有原能會核發之有效 SRO 執照。

電廠運轉與操作係接受運轉組經理之監督指導。運轉組經理向運轉副廠長報告，並與核技組、儀控組、電子計算機組、保健物理組、化學組、機械組和電氣組等經理密切合作。

值班經理負責督導兩部機組之運轉，職務上接受運轉組經理之技術指導，但直接向運轉副廠長報告。當判斷機組面臨嚴重異常狀況時，值班經理可以下令將該機組停機。

每位值班主任負責督導一部機組之運轉，其主要職責爲負責該機組之反應器操控和配合電廠負載需求。當遇到緊急情況而值班經理不在時，值班主任將暫代並擔起值班經理之權與責。值班主任也必須擁有原能會核發之有效 SRO 執照。

此外，在台電總公司另設有核能發電處、核能安全處、核能技術處和核能後端營運處，負責從各方面協助核能電廠工作人員安全地運轉電廠及解決放射性廢棄物處理問題。其中核能發電處職掌爲：

- 各核能發電廠運轉策略與規程之編訂及運轉效率之審核事項。
- 各核能發電廠維護績效之評估及設備檢修計畫之審查事項。
- 各核能發電廠設備更新及改善工程之審查、監督、追蹤管制事項。
- 各核能發電廠爐心營運之規劃設計與分析、核子物料保防與管制及機組功率提升之規劃與推動事項。
- 各核能發電廠輻射防護及環境輻射監測之規劃、考核與支援事項。
- 核能人力資源、訓練、資格檢定及長期培訓制度之規劃與推行事項。
- 各核能發電廠非破壞檢測之規劃與執行及新建核能發電廠有關非破壞檢測規劃設計之審查事項。
- 各核能發電廠土木營繕工程之監督、設計審查與支援事項。
- 各核能發電廠化學及廢料營運之規劃、監督、考核與支援事項。
- 各核能發電廠及放射試驗室有關預算、調配、報關、提運、總務業務之策劃、執行、核轉及支援事項。
- 各核能發電廠異常事件分析及改正建議、重大事故與緊急計畫有關之處理

事項。

- 各核能發電廠保安計畫（含適職方案）作業之統籌規劃、監督與推行事項。
- 各核能發電廠工業安全衛生之規劃、監督、考核及追蹤管制事項。
- 各核能發電廠危險性機械或設備定期檢查作業之監督事項。
- 主管職掌內各核能發電廠及放射試驗室之監督考核事項。
- 新建核能發電廠規劃、設計有關運轉性與維護性之審查事項。
- 國內、外運轉經驗交流之辦理事項。
- 各核能發電廠及放射試驗室之電腦硬軟體設置計畫之審查及整體性電腦化系統之規劃、推動及監督事項。
- 其他有關核能發電事項。

核能安全處職掌爲：

- 負責獨立分析、評估及審查各核能發電廠安全有關事項。
- 各核能發電廠運轉執照管制及更新作業之執行、聯繫與追蹤事項。
- 原子能委員會安全管制作業之聯繫、協調與追蹤事項。
- 核能安全委員會審查案件之管登、分發、辦理、追蹤事項。
- 核能設施有關品質保證制度之策劃、推行、督導、回饋及執行績效之評估等事項。
- 核能設施相關法規、工業標準與品質技術之研究、引進、應用及管制事項。
- 核能設施有關作業之巡察、稽查、查證事項。
- 核能發電廠大修各項作業之稽查、審查及管制，以及大修結束後向原子能委員會申請機組再起動事項。
- 核能安全文化宣導、推廣、查訪及稽查事項。
- 核能設施之安全及可靠性有關系統、設備、器材之製造廠商製程檢驗之規劃、執行及管制與技術服務合約廠商稽查及評鑑事項。
- 核能設施工程與營運品質作業之統計、分析與改善、追蹤及品質不符案件之審查事項。
- 核能工程規劃、設計、採購、製造、運儲、施工、試運轉等階段相關作業品質要求之審查及稽查事項。
- 核能工程從業人員品質教育之策劃、資格銓定及承包商品質手冊、品質規範及作業標準之審核事項。
- 核能建廠營繕工程之驗收與核能工程之查核事項。
- 其他有關核能設施之安全與核能品保要求事項。

核能技術處職掌爲：

- 新建核能發電廠之規劃、設計、設計審查及設計管理事項。
- 新建核能工程執照申請作業有關事項。
- 新建核能發電廠安全分析及評估事項。
- 核能發電設計準則之釐訂與經驗回饋事項。
- 運轉中核能發電廠委辦重大改善工程及專案事項。
- 核能技術移轉之規劃與執行事項。
- 核能技術之研究、開發、引進及國際合作之規劃及執行事項。
- 新建核能工程電腦硬、軟體之規劃、推動及核能單位電腦服務事項。
- 各核能發電廠設計資料及世界核能技術資訊之蒐集及運用事項。

核能後端營運處職掌爲：

- 核能後端營運之規劃事項。
- 核能廢棄物之接收、除污、減容、品管、運輸、貯存、最終處置等相關事項。
- 核能設施除役拆廠、復原之規劃及執行事項。
- 核能後端營運技術之研究及發展事項。
- 支援核能發電廠廢棄物處理及相關事項。
- 用過核子燃料國際再循環處理之研究發展、規劃與執行事項。
- 核能後端營運相關之社會溝通事項。
- 核能發電後端營運費用基金估算之相關事項。
- 本處設備之維護及改善事項。

上述各單位並負責其主辦業務與原能會間之聯繫、溝通與陳報事項。當然，不管如何，核能電廠安全運轉之一切責任最後均由電廠執照持有者完全承擔。

6.2 管制機關確保持照者履行其安全主要責任之機制

依據「原子能法」(參考文獻 6.3)及「核子反應器設施管制法」(參考文獻 6.1)等核能管制相關法令(參看第 4.2 節)，原子能委員會(簡稱原能會)爲我國原子能最高主管機關，掌管所有核能管制法令之施行。原能會主要職責之一爲確認核能電廠執照持有者，在電廠運轉壽命期間均遵守執照要求。亦即：確保持照者會負起法定責任、妥適地符合法規要求、和執行執照所載事項與條件等，乃是原能會應負之責。如本報告第 3.2.3.1 節所述，核能電廠之建廠執照和運轉執照均須向原能會申請，並於獲得原能會核准發給後，始得分別進行建廠工程和發電運轉。

在核能電廠建廠階段，原能會將詳細審查電廠之設計安全，以及執照申請者在電廠設計、建造、和安全運轉等方面之能力。同時原能會也將利用各種視察來加強對電廠之安全檢查，並確認建造工程與品質均符合建廠執照要求。

當符合所有初次裝填核子燃料所需條件(參閱本報告第 3.2.3.1 節)並且獲得原能

會核准後，運轉執照申請者始得開始將核子燃料放入反應器爐心中。然後，在完成所有起動測試(startup test)和功率試驗(power tests)，包含初次臨界測試、功率升載及不同功率階段測試等，並經原能會核准後，申請者將獲得原能會核發之運轉執照以進行商業運轉。而原能會在核發運轉執照後，則將持續利用各種管制措施(包含審查與視察等)以確認持有執照者會確保其核能電廠的運轉安全。在核能電廠運轉期間(包含停機大修期間)，原能會將對電廠進行各項定期與不定期視察(參看本報告第 3.2.3.3 節)，以確保電廠運轉符合運轉執照要求。

執照持有者(台電公司)應依法規規定，包含「核子反應器設施管制法」第 10 條、「核子反應器設施管制法施行細則」第 7 條及「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」等之規定，按時或限時向原能會提出有關運轉、輻射安全、環境輻射監測、異常或緊急事件、立即通報、放射性廢棄物產生紀錄等之報告，及其他經原能會指定之報告(參看本報告第 3.2.2 節)。藉由對這些報告之審查檢視，原能會將得以更進一步掌握核能電廠的安全狀況。

此外，原能會也定期與台電總公司高階管理人員 (例如核能發電運轉副總經理及核能發電處與核能安全處管理人員等) 舉行核安管制會議，以對於雙方或任何一方關切議題，相互討論和彼此交換意見。這種管制機關與持照者間的管制會議，爲雙方提供一個了解對方想法與看法及避免誤解的溝通平台，對核能電廠運轉安全之提昇甚有助益，而會議的結論往往形成重要的管制要求與措施。

如有違反核能管制法規情事發生，原能會除立即要求執照持有者採取改正與補救措施外，亦將視情節輕重而依規定加以適當處理或給予適當處罰。「核子反應器設施管制法」第 29 至 40 條訂有罰則，包含違規罰款、停止作業、限制運轉、甚至判處徒刑等。該法第 11 條亦訂有「核子反應器運轉人員怠忽職守時，原能會得視情節輕重吊扣其執照 3 至 18 個月，情節重大者並得廢止其執照」之規定。對於違反核能管制法規情事之處理，原能會另可依「核子設施違規事項處理作業要點」(參考文獻 6.4)規定，就違規事項之情節輕重與影響程度大小，給予不同等級違規之糾正，並由原能會以行政命令提出。違規等級之劃分，由重而輕依序分爲一級違規、二級違規、三級違規、四級違規及五級違規等五個等級，無安全顧慮且程度未達五級違規之違規事項，則列爲注意改進事項。如有違法情事，另依法處理。

參考文獻(第 6 章)

6.1 “核子反應器設施管制法”，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

6.2 Maanshan Nuclear Power Station Units 1 & 2 , “Final Safety Analysis Report”.

6.3 “原子能法”，原子能委員會，1968 年 5 月公布，1971 年 12 月修正公布。

6.4 “核子設施違規事項處理作業要點”，原子能委員會，1988 年 9 月發布，2008 年 1 月最新修正發布。

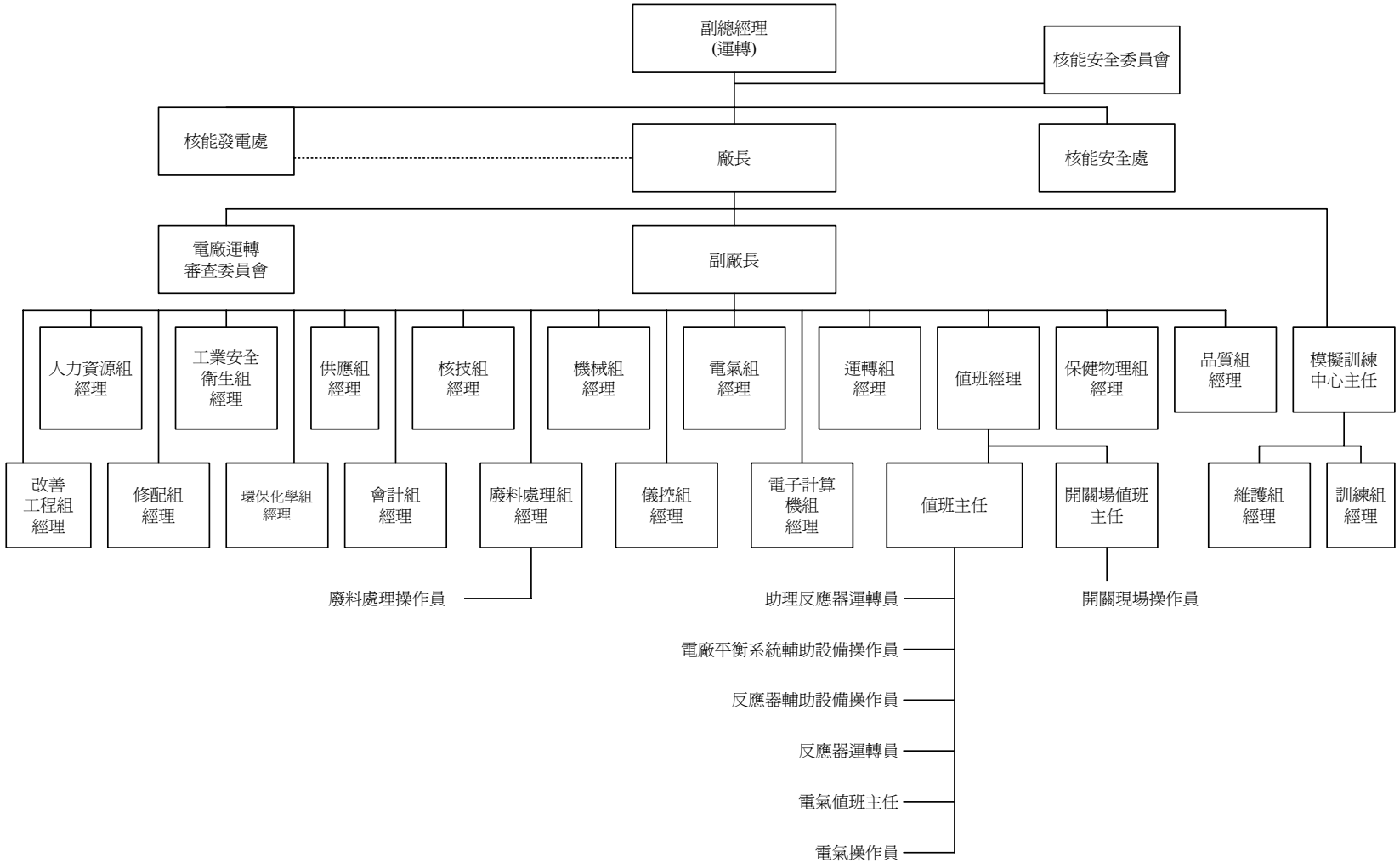


圖 6.1　典型台電核能電廠組織架構圖

第 7 章 安全第一

每一簽約方必須採取適當措施以確保所有與核能電廠直接業務相關的組織，均須訂定核能安全第一的政策。 **＜國際核能安全公約第 10 條＞**

7.1 安全政策

行政院原子能委員會(簡稱原能會)於 1955 年成立，當時主要任務爲處理原子能相關之國際事務。1958 年 5 月 9 日，總統令頒「原子能法」明定設置原子能委員會，原能會遂成爲依法設置之行政院下的一級機關。目前原能會之主要任務爲負責國內核能電廠、核子設施及輻射作業場所的安全監督。除嚴格執行核能安全管制、輻射防護及環境偵測，妥善規劃放射性廢棄物管理，以確保核能應用安全外，亦積極推動原子能科技在民生應用的研究發展，以增進民生福祉。原能會秉持「安全第一，簡政便民，法規鬆綁」之精神，專注於核能及輻射安全的管制與監督，強化意外事故應變能力，建立核能電廠除役技術，厚植專業人力，並督促台電公司妥善處理放射性廢棄物問題，同時亦匯集民間及學者專家的力量，力求資訊公開透明化，期能讓民眾安心、放心。(參考文獻 7.1)

7.2 安全文化

本報告第 3 章已大致說明台電核能安全文化發展之三階段，並敘述各階段之作法。本節再補充台電公司之「核能安全文化執行方案」及「核能安全文化強化方案」中的重點措施。(參考文獻 7.2)

7.2.1 台電公司核能安全文化執行方案

台電公司之「核能安全文化執行方案」於 1993 年完成訂定，1994 年全面推動，其內容歸類成下列五大原則：

(1) 責任：

- 明確訂定各職位權責，並訂定資訊傳遞系統。
- 人人對所負任務負責。
- 建立良好之作業程序書，並建立遵循作業程序書之具體作法。

(2) 訓練：

- 訓練應 " KNOW HOW" 及 " KNOW WHY" 並重。
- 建立訓練績效評估制度。
- 設置核能技術訓練中心。

(3) 紀律：

- 創造良好工作環境一升遷、訓練、獎懲、溝通及統御。
- 建立評估制度，儘早發現並解決問題。
- 各級主管應重視重覆發生之錯誤。

(4) 管制

- 建立自我管制制度，評估日常運作。
- 適當使用稽查、營運指標、趨勢分析、評估技術以發掘問題。

(5) 執行

- 安全文化自上而下，各級主管應以身作則。
- 各級主管應訂定目標，並追蹤執行成效。

7.2.2 台電公司核能安全文化強化方案

台電公司之「核能安全文化強化方案」於 1997 年開始推動，其內容包括下列 6 大目標：

(1) 宣示核能安全承諾，落實核安文化

- 團體「廠處及各課室」成員共同簽署安全承諾並予框裱懸示。
- 利用組織性活動及宣導以提升人員的良好表現及核安文化層次。
- 各級員工應重視安全，加強現場巡視，尤其各級主管應加強現場走動管理。

(2) 落實「人員作業疏失防範措施」

- 保守性決策。
- 潛在性危險評估。
- 工具箱會議。
- 自我查証(含指認呼喚)。
- 遵守程序書。
- 執行雙重確認。
- 加強運轉、維護介面連繫。
- 防範包商、廠家人員作業疏失。
- 經驗回饋。
- 人員作業疏失肇因分析。

(3) 遵守程序書

- 推行程序書認養制度，程序書認養人及使用人應確實負起程序書完整、正確之責任。
- 各級主管應教導員工遵守程序書。

(4) 提高自我評估能力

- 推動自我評估作業。
- 積極推動核安專案評鑑工作。

(5) 提高設備可靠度

- 執行設備趨勢分析及早發現問題。

- 利用系統討論會全面評估各系統之問題，以防範事件之發生。
- 依照程序書規定執行肇因分析，徹底改善並追蹤完成。

(6) 提高訓練績效

- 推動工作人員的資格檢定或證照制度。
- 改進訓練規劃、提升教學水準。
- 建立公正而客觀的訓練績效評估制度。

台電公司另於 1998 年訂定核能安全文化 12 項量化指標，包括 6 項結果性及 6 項過程性指標。有關各核電廠推動「核能安全文化」之成效則由台電核能安全處於每年赴核電廠執行核安稽查時，由稽查團隊加以評估及提改善建議供各運轉中之核電廠參考改進，以提升安全文化之推動績效。12 項量化指標及歷年成果請參閱見本報告第 3 章之說明。此外經濟部國營會亦邀請原能會、產業界及學界專家學者組成審查小組，每年到各核能電廠查訪核能安全文化執行狀況，並提出改善建議供各核能電廠參考執行。

7.3 安全承諾

原能會爲國內原子能相關事務的管制機關，「安全」一直是原能會首要的職責。爲有效地履行此項責任，原能會持續投注最大努力，發展管制法規，改善管制方式，增進專業技術與能力，並推動核能安全文化。而爲了贏得民眾的信任，原能會承諾確保最高標準的核能安全與輻射防護。

在核能發電營運方面，台電公司爲了增進核能發電安全，於開始推動核能安全文化時即發表「核能營運安全政策聲明」，該聲明 2004 年 8 月 27 日修訂二版的內容如下：(參考文獻 7.2)

台電遵照原子能法規，並以核能發電機組持續安全運轉作爲最重要考量，以提供長期穩定之電力。核能發電營運須避免發生反應器爐心熔毀及防止異常放射性物質外釋，以確保大眾健康與財產之安全。爲達此核能發電營運安全之目標，核能安全管理爲核能發電營運之第一要務。爲建立共識，同心戮力，達成維護核能發電運轉安全，特頒布台電公司核能營運安全政策聲明如下：

（一）核能發電營運安全是所有核能從業人員的責任，與安全有關工作之執行者、管理者及管制者，人人須對所負任務負責。

（二）嚴格遵守核能發電營運相關法規、標準、準則、規範及作業程序書之規定，若爲符合規定有實際困難，應事先提出修正或免予遵循之申請，送請權責單位核准，在核准前仍應嚴格遵守規定。

（三）推動核能安全文化並建立自我評估及自我管制制度，適當使用稽查、營運指標、趨勢分析及詳估技術評估日常運作，以發現並解決問題。

（四）在符合法規及規範之安全要求條件下，應全力防止異常或違規事件之發生。對具潛在危險性測試或檢修，應先執行評估建立防範對策。

（五）不以符合法規最低要求爲滿足，應以追求卓越的安全營運績效爲目標。

台電公司爲提昇核能發電安全營運績效，全體核能營運同仁必須以積極、負責態度及高度使命感、榮譽心，共同努力塑造優良的核能安全文化，並展現於日常各

項作業中，使台電公司核能安全營運從優秀邁向卓越。

7.4 核能安全管制機關

原子能法是爲原子能使用提供法制架構的基本法，其制定目的爲「促進原子能科學與技術之發展，資源之開發與和平使用」。該法於 1968 制定公布，全文 34 條，並於 1971 年修正公布第 33 條條文。根據該法第三條之規定，原子能主管機關爲原能會。

原能會於 1955 年成立，爲依法設置之行政院下的一級機關，設立之初的主要任務爲處理原子能相關國際事務及推廣國內原子能之和平應用。近年來原能會之主要任務已轉爲國內核子設施的安全管制、輻射防護、環境偵測、放射性廢棄物處理與處置之管制，及原子能科技在民生應用的研究發展。有關我國核能安全的立法與管制架構請參閱本報告第 4 章，有關原能會的組織與職責請參閱本報告第 5 章之說明。

7.5 安全相關之自發性活動與優良作業

在諸多自發性安全活動中，首先值得一提的是「國際核能運轉經驗回饋應用制度」。爲了汲取過去的經驗，原能會與台電公司持續蒐集分析國際核能發電運轉與管制資訊，對其中有關異常事件的原因均詳加研究，並檢視國內電廠是否有類似缺點，而若國外有優良作業案例，則在工作同仁間廣爲宣導。譬如 2011 年 3 月 11 日日本福島第一核能電廠發生災變後，原能會與台電公司都積極透過網路與國外合作管道蒐集事故相關資料；另外在核能發電安全方面，台電公司參照原能會要求、世界核能發電協會(WANO)四項建議，以及日本關西、中部與東京電力公司之強化安全措施、日本經產省短期緊急安全對策、日本經產省長期根本安全對策、和歐盟核能電廠壓力測試(stress test)之內容，成立了「核能電廠耐震評估」、「海嘯總體檢」及「用過核燃料池冷卻功能評估」等 3 項專案，同時提出 1 項「提前進行 10 年整體安全評估」之中程檢討方案，及下列 12 項近期檢討方案：(參考文獻 7.2)

- 電廠全黑事件檢討；
- 廠內廠外水災事件檢討；
- 用過燃料池完整性及冷卻能力檢討；
- 最終熱沉能力檢討；
- 機組斷然處置程序檢討；
- 1、2 號機互相支援方式檢討；
- 複合式災難事件檢討；
- 超過設計基準事故檢討；
- 設施/設備完備性及備品貯備檢討；
- 精進人力/組織運作及強化核能安全文化；
- 事故處理程序與訓練檢討；
- 加強廠區防災演練；

此外，台電公司爲了要求各核能電廠互相分享重要的運轉與維護經驗，特別推

行一項「運轉經驗」方案，要求國內任何一座電廠所經歷的安全議題均須告知其他友廠，以便分享優良的作業或避免重蹈覆轍。根據「運轉經驗」方案實施後的成果，證明該方案確爲改善核能電廠營運績效的良好工具。除了上述的經驗回饋外，還有許多增進核能發電安全的作爲，謹說明如下。

7.5.1 核安管制會議

原能會與台電公司每 6 個月舉行一次核安管制會議，討論的議題包括：近期國外核電相關活動、機件故障與異常事件、安全改善方法、及興建中電廠動態等。此項會議的目的是針對核能安全事件與改善方式尋求管制者與被管制者間之共識。

7.5.2 跳機肇因調查

國內運轉中 6 部核能機組均自美國進口，因此所有核電廠相關之重要事務如設計、採購、運送、貯存、建造、裝機、檢查、測試、運轉、維修、更換燃料及改善等均仿照美國核管會(NRC)所訂的法規與標準進行管制。若依此管制方式則核能機組大修與更換燃料後之再起動應不須管制單位核准，但爲了減少核能機組跳機與強制停機之次數，原能會自 1987 年起決定核能機組大修後必須經其審查核准後才能再起動，此一做法之目的是要確保結構、系統與零組件的維修品質，進而提昇電廠營運績效。

若核能機組發生跳機事件，台電公司必須在事件發生後 2 小時內將跳機造成的後果及可能的肇因提報原能會，原能會必須確認肇因已澄清及有合於要求的安全評估與改善行動才會准許跳機機組重新起動。若運轉機組欲進行安全相關設備之修改或更換，則台電公司必須在事前備妥修改或更換之原因、程序及安全評估等文件向原能會提出申請，原能會將審核上述文件並全程監督修改或更換相關活動。

7.5.3 電廠異常事件調查

若核能機組發生異常事件，台電公司必須在事件發生後 30 天內將異常事件的肇因及改善方法提報原能會，原能會除審查相關文件外，並於必要時派遣視察員赴現場查證，同時也將追蹤改善方法之實施成效，直至異常事件的肇因被有效解決爲止。

7.5.4 電廠設備故障調查

若核能電廠中某項設備之故障被確認對安全有顯著影響，台電公司必須將故障的肇因及改善方法提報原能會，原能會將追蹤改善方法之實施成效，直至故障的肇因被有效消除爲止。

7.5.5 發展嚴重事故處理指引

美國三哩島核電廠發生爐心熔損事故後，國際核能發電工業界進行大規模的嚴重事故研究以瞭解相關現象及發展可以改善預測能力的分析軟體，這些研究的目標是發展一套嚴重事故處理指引(severe accident management guide，簡稱 SAMG)，以供運轉員減輕嚴重事故的後果。台電公司在 2003 年底已針對核一、二、三廠建立各廠專屬的 SAMG，其內容包括系統狀態(硬體能力)與電廠控制參數(儀器可用性)之評估、緊急運轉程序書(emergency operating procedures，簡稱 EOP)與 SAMG 介面之建立、SAMG 正確性之驗證及運轉員訓練等。根據 SAMG 的要求，各電廠須設置事故處理小組(accident management team，簡稱 AMT)，成員包括運轉組經理、機械支援

班主任、品質組經理及核技組經理等，AMT 的職責是爲技術支援中心提供事故處理的建議。AMT 的運作是核能電廠年度廠內緊急計畫演習的項目之一。核二廠並建立了「SAMG 運作資訊平台」彙整相關資訊，此平台的優點包括：增加 SAMG 流程圖之閱讀性、凸顯 SAMG 中應變要點、提昇 AMT 各分組討論效率、增加資訊決策之透明度及增加 SAMG 資料完整性等。2011 年 3 月 11 日日本福島第一核能電廠發生災變後，台電公司正在檢討 SAMG 的內容，期能加強嚴重事故的應變能力。

7.5.6 國際技術評估與同業評估

台電公司爲了確保核電廠營運之安全，持續邀請國際核能組織如(美國)核能發電運轉協會(INPO)與世界核能發電協會(WANO)派遣專家來台進行技術評估、同業評估或技術交流，近年來相關活動包括：

- 2001 年 5 月 30 日至 6 月 1 日兩位日本關西電力公司的專家拜訪核三廠，分享該廠處理電廠全黑事件的經驗。
- 2002 年 5 月 27 日至 6 月 14 日來自 WANO 東京中心的 21 位專家蒞臨核一廠，進行同業評估。
- 2002 年 8 月 8 日至 17 日 4 位美國 INPO 的專家拜訪核二廠，進行技術交流。
- 2003 年 11 月 10 日至 14 日 2 位美國 INPO 的專家拜訪台電公司，進行以設備可靠度爲主題的「發展維護監督專業」研討會。
- 2005 年 11 月 7 日至 24 日來自 WANO 四個不同中心的 23 位專家在 WANO 東京中心的主導下，蒞臨核三廠進行同業評估。
- 2007 年 12 月 6 日至 19 日來自 WANO 四個不同中心的 14 位專家在 WANO 東京中心的主導下，蒞臨核二廠進行同業評估。
- 2010 年 1 月 14 日 至 28 日來自 WANO 四個不同中心的 13 位專家在 WANO 東京中心的主導下，蒞臨核一廠進行同業評估。

台電公司根據上述專家之建議進行許多改善工作，核一廠參照 WANO 同業評估的意見執行改善工作的案例如下：

- 建立電廠自我評估功能；
- 改進工作環境，如改進地面通行障礙、迴轉機器增設急停按鈕、規劃清潔用具儲放位置等；
- 加強人爲失誤之防範，如遵守程序書、自我評估、指認呼喚等；
- 改進運轉指示，如塗銷手寫資訊、定期檢查控制盤面之指示、於「儀器電氣設備設定點申請表」內增加警報窗設定點是否須修訂之欄位；
- 改進廠務管理，如定期檢查設備清潔狀況、巡查擦拭設備與地面之油漬、檢查閥牌完整性、改善廠房內物品堆放方式等；
- 建立吊重設備管制要求與檢查清單，藉以改善吊重作業之安全；
- 改善備品貯存倉庫之環境，如改良濕度控制及屋頂與牆壁之鏽蝕情況；
- 改良劣化及不符合要求之設備可用性判斷方法；

- 精進肇因分析技術以避免事故重複發生；
- 改善去污方法以避免污染區擴大；
- 精進化學實驗室管制與化學品儲存方式；
- 加強國外運轉經驗之利用以發展改正行動，避免重大事件重複發生。

核二廠參照 WANO 同業評估的意見執行改善工作的案例如下：

- 將執行作業預期引發之警報加入程序書中，降低對控制室值班人員之干擾，以有效區隔並掌握非預期之警報；
- 對電廠內所有閥牌加以分類，訂定標示方法，以防止操作失誤；
- 於高輻射劑量區標示含高劑量點之輻射偵測圖，並改善管制站前之輻安資訊系統，建構符合合理抑低(ALARA)精神之管制系統；
- 建立「廠房內物件、器材放置管理要點」，並進行全廠區之改善與人員訓練，以避免因儲放位置不當而影響電廠安全性與可靠度。
- 訂定起重吊具之管理要點與檢查表，以確保檢查之正確性，強化吊運安全；
- 建立『工作間/儀器室管理規範』及管理階層定期視察和督導制度，以維持良好之廠務管理；
- 建立下燃料池異物排除管制區並設管制員，以防止異物侵入而造成燃料受損；
- 制定走動管理區域觀察標準，對走動管理區域負責人施以教育訓練，對發現缺失進行趨勢分析及追蹤，實施管理績效評比，以強化走動管理區域負責人之功能。

核三廠則參照 WANO 同業評估的意見執行改善工作的案例如下：

- 建立蒸汽產生器飼水添加乙醇胺(ETA)作業，降低蒸汽產生器銹渣；
- 建立反應度管理政策，明訂本廠反應度管理的理念、責任與要求，以符合核能安全的目標；
- 建立卓越管理報告系統，合併走動管理、虛驚事件、員工提案、設備瑕疵單、工作委託書等提報作業，建立單一問題提報窗口；
- 訂定走動管理之高標準指引及訂定廠區各組認養廠務管理分區及評核辦法；
- 檢視業界可供回饋之經驗來源，按種類性質分配相關組課持續搜尋業界運轉經驗，定期(每月)提列搜尋報告，並就相關個案指派專人研讀後，提報分享全廠同仁；
- 降低人員績效增進系統(human performance enhancement system，簡稱 HPES)分析案例之門檻，若發生人員行為缺失情形，雖未造成嚴重後果，亦須提報執行 HPES 分析，使每年達到 3 案例以上。

7.5.7 改正行動方案

台電公司核三廠根據 WANO 的指引，於 2007 年開始推動「改正行動方案」

(CAP)。此方案追查問題之來源涵括各級主管之作業活動監督報告、不符合電廠既定期望與標準的狀況、各種觀察與研討結果、人員的行爲表現、改進方法與意見(虛驚事件、員工提案)、工作委託、保安類工作委託、優良事蹟提報、資訊傳遞或例行報告、防範異物入侵措施、機組設備洩漏管理、反應度管理措施、上級管制查核發現(核管案、違規/注改、備忘錄、稽查/視察發現)、廠內發生之各類事件、自我評估與外部評估發現或建議、WANO 同業評估發現或建議及技術經驗回饋之改正/改善措施等 17 項。所有問題再分爲下列 7 類並指定改正負責單位：

(1)制度面偏差：程序書、控制文件、辦法。

(2)執行面偏差：未落實/未遵守程序、不諳/不熟習程序/辦法。

(3)人員績效偏差：如不良習性、不安全行爲。

(4)設計或製造瑕疵：如設計不佳/不良、製造缺陷/不當。

(5)管理偏差：如管理(監督)不當/不足/瑕疵。

(6)廠房整潔：未涉及設備功能之異常狀況或廠房清潔、整理/整頓等缺失。

(7)其他：如行政管理、生活、福利等問題。

上述問題的重要性依據其對電廠安全與運轉能力的影響程度分爲 A、B、C 三級，改正行動的資源再依此三級做適當的分配。此外核三廠也對重要問題進行統計分析並提改善對策，同時對改善成果持續追蹤考核。

台電公司核二廠也於 2007 年 11 月開始施行 CAP，其追查問題之來源與核三廠類似，而核二廠特別於廠內網路針對 CAP 建立一套資料庫與資訊分析系統，協助執行問題提報、趨勢分析及統計評估等工作。

台電公司核一廠於 2008 年 7 月開始建置 CAP 系統，其處理架構與管理平台係仿美國 Hatch 電廠，將廠內稽查發現、自行發現、事件報告等，整合爲單一管理機制，統一處理標準。

另台電公司總管理處爲整合各電廠之 CAP，於 2009 年開始發展一套統一的 CAP，將現行電廠既有各項問題解決機制，整合爲單一系統，有效進行問題發掘、歸類、改正、追蹤、分析與資源整合，以解決現存各項機制中有待強化的肇因分析、共因分析、趨勢分析、改善措施之有效性評估與電廠健康指標等。於 2011 年底完成強化核一、二、三廠現有 CAP 系統之趨勢分析及健康指標功能，2012 年底完成龍門電廠 CAP 系統上線。

7.5.8 執行維護法規

美國核能管制委員會(NRC)於 1980 年代末期透過視察發現，大部份電廠運轉事件與維護缺失相關，因此於 1991 年發布維護法規(MR)(10CFR 50.65)，以管制維護作業成效，並於 1996 年正式頒布實施；該國核能電廠自維護法規施行後迄今，核能機組安全度及營運績效均有顯著提昇，並一直維持在績優水準(機組容量因素：約 90%左右)。執行維護法規的目的在於：(1)監測管制核能電廠維護成效、(2)定期評估維護機制，及(3)評估及管理維護風險；而其主要效益爲：(1)自我管理「線上維修」、(2)申請「運轉執照換發」之基礎、(3)運轉規範允許系統不可用時間及營運期間檢測放寬管制之基礎，及(4)「維護最佳化」提昇機組安全度及營運績效。台電公司爲配合推動「運轉執照換發」、「自主管理線上維修」及「維護最佳化」，於 2004 年 8 月決

策建制核一、二、三廠維護法規方案。

在維護法規執行成效方面，2011 年核一廠有 170 個系統功能納入 MR 監測範圍，1 及 2 號機各有 2 件系統功能列爲 MR(a)(1)管制須採取適當的改正行動；核二廠有 230 個系統功能納入 MR 監測範圍，計有共用機組 1 件、1 號機 4 件及 2 號機 3 件系統功能列爲 MR (a)(1)管制。核三廠有 265 個系統功能納入 MR 監測範圍，計有共用機組 1 件、1 號機 2 件、2 號機 1 件系統功能列爲 MR(a)(1)管制。另根據 MR(a)(4)維護風險評估及管理之要求，核二廠開發維護整體風險評估工具(MIRU)，建立 13 週排程軟體資料庫，進行預防保養及未來線上維修的工作排程及風險管控。核三廠則於 2007 年即建立 MIRU 工具執行 MR(a)(4)維護風險評估及管理之要求。

7.5.9 改良式運轉技術規範

核一廠原來使用的運轉技術規範(TS)爲顧客型 TS (即 CTS)，核二、三廠使用的爲標準型 TS (即 STS)，但這些 TS 內容龐雜，包含太多東西，各個條文訂定的基礎、說明不夠清楚，部分條文規定不盡清楚甚至不盡合理，條文書寫的格式內容不符人因工學，造成運轉人員查閱時的困擾。因此從 2002 年開始，核一、二、三廠陸續改用改良式 TS (即 ITS)。改用 ITS 後之優點包括可提升核能運轉安全，同時促進運轉人員對運轉技術規範的了解，並將消防設備、輻射防護與環境監測作業、減震器、設備列表、氣象儀、水化學等，移出運轉技術規範改由技術手冊或方案管制，消除電廠的行政負擔，並且促進核能電廠的營運績效。各電廠改用 ITS 的詳細日期如下：

- 核一廠由 CTS 改版爲 ITS，於 2002 年 2 月開始使用。
- 核二廠由 STS 改版爲 ITS，於 2008 年 1 月開始使用。
- 核三廠由 STS 改版爲 ITS，於 2004 年 9 月使用。

7.5.10 虛驚事件調查

虛驚事件(near miss)係指「幸好未造成災害」或「差一點造成損失」的事件。亦即工作人員從事各項作業或欲執行某項作爲之過程中，所發現或遭遇到驚嚇，造成心悸之事件。此種事件調查之目的是藉由工作人員實際經歷過有驚無險之工作經驗，發掘可能之潛在危害因子，並施以必要之軟硬體設備或作業場所或作業方法之改善，進而營造出機組穩定運轉與安全之作業程序及環境。而爲了方便改正行動的分工，虛驚事件分爲(1)工安、(2)運轉、(3)維護、(4)輻安、(5)核安、(6)交通、(7)作業程序有關及(8)其他等 8 大類別。事件的提案與獎勵措施包括：

- 工作人員自身之工作中所察覺之虛驚事件，或觀察別人之工作發現可能引發或造成危害之情事者皆可提報。
- 提報人須提報虛驚事件之經過、潛在後果等級及建議採行之改善措施等資料。
- 公司員工之提案，依嚴重性等級分別給予 500 元、1000 元、2000 元之獎金；承包商則記予 2 分、3 分、5 分之優良點數，列入年度工安考評。

7.5.11 核安管制紅綠燈

爲使核能電廠運轉安全狀況更透明化，原能會參採美國 NRC「反應器監管方案」中有關反應器安全領域之肇始事件、救援系統及屏障完整等三項，建構了核安管制

紅綠燈，本制度包括績效指標與視察指標二大部份，前者係核能電廠各項安全系統之表現，由電廠每季統計一次，其結果於 2004 年底開始上網公告；後者係原能會視察員至現場視察驗證績效指標之統計結果及安全表現，並將視察發現公佈於網站，該部份亦於 2005 年建構完成。

核安管制紅綠燈制度之主要目的爲藉由核能電廠對安全相關系統及設備之表現績效，以綠、白、黃、紅等燈號呈現，綠燈表示無安全顧慮；白燈表示低微安全顧慮；黃燈表示中度安全顧慮；紅燈表示顯著安全顧慮。同時，隨著績效表現之良窳，管制單位亦將調整其管制措施，例如增加視察頻度、加強管制措施等，必要時停止機組運轉。該制度亦可鼓勵核能電廠加強自我管理，提昇核能機組運轉安全，並將管制資源作最有效之運用，確保民眾安全。

台電公司自 2001 年第 4 季開始，每季均對核一、二、三廠執行安全績效指標評鑑，原能會視察員也會到核能電廠現場視察驗證績效指標之統計結果及安全表現。各核能電廠可經由評鑑各項指標數值之結果與趨勢，並針對影響指標之原因進行改進措施，台電公司歷年自評結果，除核一廠 1 號機「RCIC 不可用率」於 2005 第 4 季至 2007 年第 4 季曾進入白燈(低微安全顧慮)外，其餘各核電廠機組之各項安全績效指標均維持綠燈(無安全顧慮)。另外，原能會視察員到核能電廠現場視察驗證績效指標之結果，各電廠之機組歷年每季均獲評定爲綠燈，而針對原能會視察所發現之缺失與建議改善事項，電廠均確實檢討改進。評鑑結果由台電公司按季陳報原能會並經審查同意後，於原能會網站公佈，以便社會大眾了解核能電廠之運轉安全狀況。

7.6 增進核安管制資訊透明化做法

原能會除了須善盡核能安全管制的責任外，從 2010 年起在規劃施政策略目標時，於原有的「強化管制技術及應變能力，確保核能安全」、「加強輻射安全與輻射醫療品質，增進國人健康」、「精進放射性廢棄物管理安全與技術，維護環境永續」、「推展潔淨能源技術，促進節能減碳」等 4 項策略目標之外，又增加了「落實資訊透明化，增進民眾信任」作爲第 5 項策略目標，藉以提升原能會在推動核能資訊透明與民眾溝通事項的服務綜效，以下謹摘述其中之資訊透明化重要措施：

7.6.1 資訊公開作業機制

- 除了定期、不定期舉辦記者會，向電子或平面媒體就外界關心議題進行說明外，原能會各項重要活動，亦透過簡訊或傳真等方式隨時傳達給新聞媒體，適時讓社會各界瞭解。
- 2009 年 10 月成立「核能資訊公開作業小組」專責編組，參考國外相關法規(如美國資訊自由法)，就原能會核能資訊公開制度的設計進行更妥適的規劃。
- 另針對各種會議、說明會或活動，依其性質分類篩選，確立納入資訊公開範圍，研訂「核能資訊公開作業要點」及「處理民眾申請資訊公開作業程序」期能以更公開、透明的機制讓民眾瞭解原能會之管制作爲。
- 在資訊公開原則下，自 2010 年 7 月起，將「核能四廠安全監督委員會會議」開放民眾旁聽，讓關心核能的民眾能透過會議的旁聽，瞭解原能會對核能安全管制作爲。

- 研訂「民眾旁聽會議及參與活動作業要點」部分條文修訂，建置「旁聽會議線上報名流程自動化系統」方便民眾直接透過網路申請，另設旁聽室，透過視訊進行即時會議實況轉播，會後並於原能會網站提供會議影音檔案供民眾下載或閱覽。
- 對偏遠地區、核設施附近居民、相關民間監督團體或利害關係人，主動傳達相關資訊，藉以促進外界對核能安全資訊之及時瞭解。
- 為促進民眾對國內環境輻射監測最新資訊的瞭解，原能會組成專案小組並協調台電公司針對各核電廠或核子設施附近環境輻射偵測點是否適足，及相關數據顯示方式是否讓民眾易懂等議題進行檢討評估，並據以進行強化資訊公開相關之軟硬體建置作業。

7.6.2 精進溝通宣導服務作為

- 於國家文官培訓所「文官 e 學院」開辦「輻射與生活」及「核能發電」兩門數位學習課程，促進公務人員對核能相關資訊的瞭解。2010 年陸續增加「輻射照射在中藥材之滅菌與滅蟲應用」、「環境輻射偵測」、「核子醫學」、「核燃料循環」及「輻射醫療品質保證」等系列課程。
- 分期辦理暑期教師核能研習營活動，以推廣正確核能及輻射知識。本活動自 2006 年開辦後，陸續在高雄、屏東、台南市和新北市地區辦理 10 梯次，參與教師達 500 位。
- 分別與陽明山及玉山國家公園管理處合作，製作國家公園輻射地圖及相關宣導資訊，讓民眾於戶外活動時能汲取大自然背景輻射相關知識。
- 因應 2011 年 3 月 11 日日本福島第一核能電廠事故，重要作為包括：
  (1) 2011 年 3 月 16 日起於原能會網頁建置「日本福島核災專區」及「AEC Actions on Japan Earthquake」中、英文專區並即時更新資訊，提供福島第一核能電廠之事故最新發展及影響評估，全國環境輻射監測即時數據、日本進口農漁產品檢測報告、機場門框偵測運作情況及民眾關心問題之答復及放射性物質外釋對我國的影響評估等訊息。
  (2) 2011 年 3 月 12 日至 4 月 27 日召開 17 次記者會，發布 98 則新聞稿，說明重點為日本核災最新狀況、國內日本進口食品輻射檢測情形及日本返台民眾污染偵測情形，並針對媒體關心議題進行說明。
  (3) 製作「輻射落塵之防護作法」短片，並請新聞局協助於國內 4 家無線電視台、客家台及原民台之公益時段播出。
  (4) 積極應用媒體傳播力量，針對上百多家次媒體邀約，安排原能會專業同仁及相關學者專家接受電視台、廣播節目或雜誌專訪或參加座談會。
  (5) 擴大「輻射你我她」免費演講服務機制及頻次，講題包括「低碳能源」、「輻射與生活」、「核能發電安全」、「放射性廢棄物管理」、「核子事故相關問題」，2011 年安排逾 40 場次。
- 為加強核子事故民眾防護行動教育宣導之成效及落實核能安全政策，原能會以虛心傾聽、誠懇面對的態度，採取主動公開、深入地方之策略，運用多元之管道與方式，執行核能電廠核子事故緊急應變計畫區及其鄰近區域內之民

眾宣導溝通工作。執行項目包含：

(1) 緊急應變計畫區內逐村里宣導活動
(2) 緊急應變計畫區內逐戶家庭訪問計畫
(3) 核安演習前民眾說明會
(4) 政府機關與特定團體講習會
(5) 核安宣導園遊會
(6) 辦理全民網路有獎徵答活動
(7) 播放宣導短片與廣告
(8) 製作分送核子事故緊急應變民眾防護手冊等文宣品

- 爲加強溝通宣導，台電在北部萬里的核二廠及南部墾丁的核三廠設有核能展示館，歡迎社會各界免費參觀，館中有實體或模型深入淺出的介紹核能發電原理與觀念，並有專人導覽解說。
- 此外台電透過每年寒、暑假期間辦理的「中小學教師電力建設研習會」、暑假期間辦理高中生的 「愛迪生自然科學研習營」、到各高中職校辦理「全國電力溝通宣導與多媒體廣告設計競賽」等深耕教育活動，藉由課程的研習、實地的參觀活動及校園說明會的舉辦等方式，教導學生認識核能發電，提供正確的核能知識，避免被誤導反核，進而化解日後的抗爭。

7.6.3 與地方政府建立夥伴關係

- 積極和電廠所在地縣市政府建立合作夥伴關係，以共同監督核能電廠安全及促進民眾溝通，達成資源共享，共同維護核電廠安全，讓民眾對核能安心的目標。
- 定期主動向核能電廠所在鄉鎮區的鄉鎮區長、鄉鎮民代表、村里長和相關人士說明該電廠的安全管制情形並舉辦討論會。也主動邀請縣政府與核能電廠地區地方政府派員參加核電廠的不預警視察及參與原能會的活動。未來也會邀請各村里長一起參加民眾預警系統、疏散集結點、收容所的稽查。

7.6.4 強化民眾參與共同監督

- 以「利害關條人」的觀點，強化與核能電廠廠區所在地民眾的溝通機制，除了例行的核安演習有民眾參與疏散、收容、救援或掩蔽等演練項目之外，平時規劃逐鄉逐村作民眾緊急防護說明會，希望以活潑的說明方式讓民眾瞭解緊急輻射防護的作法和政府的事故應變整備作爲。
- 積極推動放射性廢棄物設施環境平行監測作業，2010 年間已分別邀請民間團體前往輻射偵測中心瞭解國內環境輻射偵測執行現況，以及前往核三廠觀摩現場環境採樣過程、樣品前處理等項作業。2011 年規劃邀請環保人士赴蘭嶼實地執行環境輻射樣品取樣作業，取得的樣品將送往輻射偵測中心及清華大學進行分析，以落實資訊公開與民眾參與監督之目的。
- 積極辦理放射性廢棄物管理政策評估說明書，於 2010 年 10 月 1 日舉行公聽會，落實資訊公開、擴大民眾參與，並廣納各界建言，作爲相關政策規劃及執行的參考。
- 2010 年辦理放射性廢棄物公眾溝通研討會，邀請產官學研界及科技記者、

環保團體 110 人參加，就放射性廢棄物民眾溝通議題發表論文及討論，以促進公眾溝通。

- 2010 年規劃推動「民間參與訪查核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建品質」活動，邀請地方代表、環保團體及學者專家等組成訪查小組，每季赴核一廠訪查乾式貯存設施興建工程，增進民眾瞭解該設施興建之工程品質。

7.7 藉由國際合作增進核安管制技術

藉由多年來的努力及合作，原能會已和多個核能先進國家建立實質穩定的互惠交流機制，且增進我國與國際原子能總署有關核子保防業務的溝通，並與歐洲重要國家核能機構間就核能安全管制、放射性廢棄物管理及核能技術發展議題等進行高層及技術合作交流。具體作爲包括 2010 年辦理第 25 屆台日核能安全研討會、組團赴美出席 2010 年台美民用核能合作會議及赴韓國參加第 18 屆全球核能婦女會年會、派員赴墨西哥參加「太平洋核能理事會」及以觀察員身份列席國際原子能總署第 54 屆年度大會等，2011 年度亦循此模式賡續辦理各項交流合作事項，且持續參與國際核能資訊網、歐洲核能學會、國際核能協會聯席會、美洲核能協會(American Nuclear Society，簡稱 ANS)、日本原子力產業協會(Japan Atomic Industry Forum，簡稱 JAIF)等機構所辦理之活動，邀請其他核能國家相關領導人士或技術專家來訪。這些核能國際事務活動的多元參與可讓我國核能界與國際核能國家或組織間搭起更緊密的合作橋樑。

另爲深化我國與美國核能相關機構的技術經驗交流，2010 年原能會即積極和美國核能管制委員會協商簽訂「核能管制與安全技術資訊交流及合作協議」，並於 2011 年元月完成正式簽署，雙方亦依據國際合作公約的精神，進行台美雙邊「核能安全公約國家報告」的互審作業。而就核子事故緊急應變整備國外支援與國際通報部分，原能會復與美國能源部核子安全局協商完成台美間有關「核子與輻射事故應變暨緊急應變管理能力意向聲明書」，爲我國核子事故國外通報與支援合作建立了一個重要的交流管道。

2011 年 3 月 11 日日本福島第一核電廠事故發生後，我國在最短時間內即透過國際原子能總署(IAEA)、美國核能管制委員會(NRC)、日本原子力安全保安院(Nuclear and Industrial Safety Agency，簡稱 NISA)、日本原子力產業協會(JAIF)及東京電力公司(TEPCO)等機構掌握事故電廠最新訊息，而在事故逐漸明朗後，另邀請日本原子力技術協會最高顧問石川迪夫、大阪產業大學平山一男教授等學者專家，分別來台說明福島第一核能電廠事故最新狀況及日方看法，提供國內各相關單位研擬因應對策之參考。而爲強化我國與美方對福島第一核能電廠事故後續資訊之分享與技術經驗回饋，2011 年 5 月初於美國華府所召開之「台美雙邊核能管制技術經驗交流會議」中，原能會與美國核能管制委員會及能源部核子安全局等單位人員亦就此次日本福島經驗進行專題討論，並依據前述合作架構進行技術資訊交流，以利台美雙方強化核能安全管制相關作爲。

參考文獻(第 7 章)

7.1 原子能委員會網站，www.aec.gov.tw，“任務與沿革”，2011 年 5 月。

7.2 台電公司網站，www.taipower.com.tw，“核能安全資訊透明化/核能安全文化”，2011 年 5 月。

第 8 章 財務與人力資源

1. *每一簽約方必須採取適當措施以確保擁有足夠的財務資源可供支持每一核能電廠在其整個壽命期中的安全。*

2. *每一簽約方必須採取適當措施以確保擁有足夠的合格人員，這些人員均受過適當的教育、訓練、和再訓練，能夠在每一核能電廠內承擔其整個壽命期中的所有安全相關作業。* **＜國際核能安全公約第 11 條＞**

8.1 財務資源

8.1.1 財務要求

依據「核子反應器設施管制法」第 5、6 條 (參考文獻 8.1)、「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」第 3 條 (參考文獻 8.2)、「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第 14 條 (參考文獻 8.3)及「原子能法施行細則」第 15 條 (參考文獻 8.4)規定，核能電廠執照申請人除需具備足以勝任電廠經營之技術與管理能力外，還需擁有在核能電廠壽命期限內安全運轉該電廠所需之足夠的財務資源，此爲核發建廠執照、運轉執照、或核子燃料執照的必要條件之一。

此外，爲確保電廠經營者有能力負起萬一發生核子事故造成民眾生命財產損失時之賠償責任，我國現行「核子損害賠償法」第 8、18、24 及 25 條 (參考文獻 8.5)規定：核能電廠執照持有者對於每一核子事故所造成之生命喪失、人體傷害、或財產損失等，不論有無故意或過失，均應負起賠償責任(但如核子事故係直接由於國際武裝衝突、敵對行爲、內亂或重大天然災害所造成者，則不在此限)，而賠償責任之最高限額爲新台幣 42 億元；持照者並應維持擁有足供履行核子損害賠償責任最高限額之責任保險或財務保證，經原能會核定後，始得運轉核能電廠；核子損害之賠償請求權，自請求權人知有損害及負賠償義務之核子設施經營者時起，3 年間不行使而消滅；自核子事故發生之時起，逾 10 年者亦同。

2011 年 3 月 11 日日本發生福島核子災變後，原能會參考國際趨勢而提出「核子損害賠償法」修正草案，其中將最高限額新台幣 42 億元提高至新台幣 150 億元，生命喪失與人體傷害之賠償請求權由 3 年延長爲 10 年，自核子事故發生之時起，由逾 10 年延長爲 30 年。該修正草案已由立法院院會決議交「教育及文化委員會」審查。

8.1.2 執照持有者之財務資源

依據「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」第 2 條規定，申請核能電廠建廠執照者的一項必要資格是，其必須爲最低資本額新台幣 1,000 億元之依我國公司法設立的股份有限公司，除非已擁有另外核能電廠之運轉執照。

台電公司是政府投資的一家國營企業公司，爲國內唯一擁有運轉中核能電廠的公用事業電力公司。2010 年底時台電總資產約有新台幣 15,878 億元(≈ 557 億美元)。對於核能電廠執照持有者而言，擁有足夠供其安全建廠、運轉、除役、和將用過燃料與放射性廢棄物最終處置(final disposal)等所需資金，乃是保護大眾健康和生命與財產安全的必要條件。雖然表面看來，持照者財務狀況和其電廠安全營運似無直接關連，但很明顯地一個有財務壓力的電廠經營者，要對電廠進行改善、改進、升級、和其他安全相關措施的花費，能力就相對地較有限了。因此，「核子反應器設施管制

法」要求持照者必須擁有足夠的財務資源。

8.1.3 用以增進安全之資金支出

爲增進各核能電廠之運轉安全性和可靠度，台電公司除規劃提撥資金以進行本身研究發展外，同時建立了一套改善計畫(betterment plan)。在其中長程改善方案下，台電公司對各核能電廠進行提昇安全性和可靠度所需各種設施/設備之更換及/或強化工作。已完成改善或功能提昇之系統/設備例子有：模擬器、飼水控制系統、反應器保護系統、電廠監測系統、汽機轉子、寬幅中子偵測系統(wide-range neutron monitoring system，簡稱 WRNM)、自動電壓調整器(AVR)、加氫水化學(hydrogen water chemistry，簡稱 HWC)系統、超音波流量量測系統、緊急循環水系統、用過燃料池燃料架重排(re-racking)、以及強震自動急停系統(ASTS)等。在此等改善計畫中，台電公司已投入可觀資金於各核能機組之系統/設備改善上。表 8.1 所示爲近年來由於上述改善計畫而提出之各核能電廠的設計變更案(DCR)統計數字。

另一方面，依據「原子能法」第 7 條，我國原子能科學與技術之研究發展，應由原能會籌撥專款，統籌進行。因此原能會於其規劃之中長程核能技術研究發展計畫中，除由所屬核能研究所執行年度核能科技發展計畫外，亦於年度預算中編列經費委託國內學術及研究機構進行委託研究計畫，以增進或建立國內核能安全相關技術及原能會所需之核能管制技術。

8.1.4 除役和放射性廢棄物管理之資金提供

「放射性廢料管理方針」(1988 年 9 月發布，1997 年 9 月修正發布)第 9 條第(3)項 (參考文獻 8.6)規定放射性廢料管理所需費用，應建立基金籌措。此處所謂放射性廢料管理，包含放射性廢料之處理、運送、貯存及最終處置，也包含放射性廢料處理/貯存設施之除役。台電公司乃依據核能電廠發電裝置容量、預估放射性廢料產量、消費者物價指數(commodity price index，簡稱 CPI)、和國際經驗等，估算包含上述放射性廢料管理以及核能電廠除役等核能後端作業(nuclear back-end activities)所需全部費用，並自 1987 年起以由核能電廠產生之電力分攤費用方式籌措基金。

1999 年 2 月，「核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法」(參考文獻 8.7)頒布生效，此後後端基金之營運與籌措即依據該辦法。2010 年時核能發電後端營運基金(簡稱後端基金)之籌措費率是每度核電新台幣 0.17 元，此費率係每年檢討是否調整，以配合通貨膨脹。截至 2010 年底爲止，後端基金餘額已達約新台幣 2,073 億元。(迄 2011 年 9 月底爲止，後端基金餘額累計則已達約新台幣 2,137 億元。)

依據上述後端基金收支保管及運用辦法，於經濟部之下設一「核能發電後端營運基金管理會」，以掌管後端基金之收支、保管及運用之審議等。此管理會置召集人一名，由經濟部長派員兼任之；委員 8 至 14 人，由經濟部就有關機關(構)、團體代表、學者、專家聘兼之。原能會自後端基金成立以來，即隨時密切注意了解該基金之運作情形，且前述管理會委員中有一名是由原能會派員兼任。

目前各核能電廠運轉產生之放射性廢棄物的處理與減容、廢棄物處理設施的改善、廠內廢棄物貯存設施的運轉與維護、以及廢棄物的廠內運送等所需費用，係涵蓋於各電廠之年度維護預算中。

台電總公司另成立有「核能後端營運處」，以負責放射性廢棄物處置及核能電廠除役計畫之規劃與執行，同時兼辦後端基金相關之行政工作。各核能電廠之「廢料

處理組」則負責本身電廠產生放射性廢棄物的處理與貯存。

8.1.5 核子事故衍生求償之財務保證方案

我國於 1971 年 7 月立法公布「核子損害賠償法」(1997 年 5 月最新修正公布) (參考文獻 8.5)，以規範由於原子能和平用途所產生核子損害之賠償。該法明定「核子事故發生後，其經營者對於所造成之核子損害，應負賠償責任」。所稱核子損害，係指由核子設施(例如核能電廠)內之核子燃料、放射性產物、廢料或運入運出核子設施之核子物料所發生之放射性或放射性併合毒害性、爆炸性或其他危害性，所造成之生命喪失、人體傷害或財產損失。所稱核子事故，則指由同一原因造成核子損害之單一事件或數個同時或先後接續發生之事件。

依「核子損害賠償法」第 11 及 24 條規定，核能電廠發生核子事故後，其持照者對於所造成之核子損害，應負賠償責任，而對於每一核子事故，所負之賠償責任，其最高限額定爲新台幣 42 億元(目前原能會已提出「核子損害賠償法」修正草案，將最高限額提高至新台幣 150 億元。)。對於因個人故意行爲以致造成核子損害之個人，則持照者擁有求償權第 22 條。另外，爲確保核能電廠持照者保有足夠負擔賠償責任之財務保證，該法第 25 條要求持照者應維持足供履行核子損害賠償責任限額之責任保險(liability insurance)或財務保證，並經原能會核定。

原能會提出「核子事故損害賠償法」修正草案，其中將最高限額新台幣 42 億元提高至新台幣 150 億元，生命喪失與人體傷害之賠償請求權由 3 年延長爲 10 年，自核子事故發生之時起，由逾 10 年延長爲 30 年。該修正草案已由立法院院會決議交「教育及文化委員會」審查。因該修正草案正在審議之中，尚未定案，故補充說明「核子事故損害賠償法」修訂情形。

8.2 人力資源

8.2.1 執照持有者之人力資源

8.2.1.1 台電公司之員工與可用人力資源

台電總公司設有超過 20 個處級單位，以掌管營運、運轉、與各項事務等，其中與核能發電直接相關的單位有核能安全委員會、核能發電處、核能安全處、核能技術處、核能後端營運處、核能火力發電工程處、以及由核能發電處督導之核能電廠和放射試驗室。除此等與核能發電直接相關的單位外，尚設有與核能發電間接相關的環境保護處、工業安全衛生處、燃料處、綜合研究所、和台電訓練所等。圖 8.1 所示爲台電總公司核能部門之組織架構圖(參看各核能電廠 FSAR 之 16.6.2-1 圖)(參考文獻 8.8)，總經理之下設有多位副總經理和專業總工程師(視任務需要而機動調整設置)，其中負責督導核能相關部門的有(以 2010 年底爲據)：1 位核能發電運轉副總經理、1 位核能火力發電工程副總經理、和 1 位核能火力發電工程總工程師。

2010 年 12 月底時，台電公司員工總數共有約 26,828 人，其中約 2,499 人係在核能部門工作，包含核能電廠運轉和正在龍門電廠參與建廠工程人員。迄 2010 年 12 月底止，國內 3 座運轉中核能電廠持有原能會核發之反應器運轉人員執照者統計數字如下：核一廠 30 名 SRO 和 21 名 RO；核二廠 34 名 SRO 和 26 名 RO；核三廠 32 名 SRO 和 19 名 RO(參看表 8.2)。

8.2.1.2 台電訓練所

台電公司於其人力資源處之下設有台電訓練所。台電訓練所所本部位於新北市新店區龜山雙溪口(地址：新北市新店區新烏路 3 段 81 號)，下設 3 個訓練中心，包含林口核能訓練中心、高雄訓練中心、和谷關訓練中心。所本部及三中心分別依其訓練特性，建置有完善之訓練環境與軟、硬體設施，以培訓台電營運所需之各種技術與管理人才。目前訓練主要針對電業經營、專業人員暨主管人員等，另亦辦理電力工程相關職類之技能檢定，是台電公司培育電業經營管理與專業技術人才(包含核能技術人才)的搖籃。該所於 1999 年 5 月通過 ISO-9002 認證，復於 2002 年 5 月通過 ISO-9001 2000 年版之認證，以提高其教育訓練之服務品質。

台電訓練所所本部及三訓練中心之主要功能如下：

- 所本部 — 以管理發展類及專業性在職訓練爲主，並統籌規劃該訓練所及各訓練中心訓練有關事宜；
- 林口核能訓練中心 — 以核能電廠及火力電廠維護技術訓練爲主，並規劃辦理電廠維修技術及技能檢定；
- 高雄訓練中心 — 以養成班及技能類在職訓練爲主，並設有輸、配、變電實習場，可供辦理技能檢定；
- 谷關訓練中心 — 以一般在職訓練及水力電廠各類技術訓練爲主。

1998 年林口核能訓練中心建置了一座大型的「核能維護訓練設施」，配備了核能電廠相關各種大型設備與設施之實體模型(mockup)，例如用過燃料池、燃料更換設施、反應器冷卻水泵等，以加強培育核能電廠維修所需技術人才。

另外值得一提的是，台電公司培育核能專業技術人才之處所，除台電訓練所外，主要係靠各核能電廠本身之「模擬訓練中心」，尤其是在反應器運轉人員之訓練與再訓練方面。各電廠之訓練中心，均設置有與該電廠主控制室操控反應器用之設備完全相同之全尺寸模擬器(full-scope simulator)和小尺寸的實體模型，以提供反應器運轉人員熟練如何操控反應器之實習機會。

8.2.2 其他人力資源

除了台電公司本身擁有的人力資源外，國內支援核能電廠運轉安全的人力資源以及培育核能專業人才的來源，尚可來自研究機構(例如核能研究所)、學術單位(例如國立清華大學核工相關系所、以及國立台北科技大學和私立龍華科技大學開設核工學程)、和核工業界(例如益鼎工程股份有限公司、泰興工程顧問股份有限公司)。以下僅簡介核能研究所和學術單位等兩大儲備和培育國內核能人才之人力來源。

8.2.2.1 核能研究所

核能研究所(簡稱核研所)隸屬於行政院原子能委員會，成立於 1968 年，擁有員工約 1,500 人(包含具公務人員資格者約 900 人，餘爲約聘雇、替代役、和專業支援人員)，其中具博、碩士學位者近 600 人。核研所在原子能領域之研究與應用已有 40 餘年，無論在維護核能電廠運轉安全、輻射安全防護、放射性廢棄物處理／處置、電漿技術之應用、核醫藥物之開發與應用等方面，均累積了深厚的技術與能力，對國內核能電廠之安全維護，各主要醫院之放射醫療設施與醫藥之使用，乃至於放射線在各相關民生工業之應用，均有貢獻。

目前核研所之核能與相關技術研究發展與應用計畫，係分由核能安全科技中心、輻射應用科技中心及環境與能源科技中心等三中心推動，除持續在原子能領域從事研究與應用外，也以早年從事核能研發所累積之技術爲基礎，擴大到再生能源與新能源領域，舉凡太陽光電、風力發電、纖維酒精、燃料電池等，也具有初步的成果。 (本報告第 3.3.9 節與第 5.1.3.3 節另有關於核研所之其他資訊介紹。)

8.2.2.2 培育核能人才之學術單位

國立清華大學(簡稱清大)培育核子工程人才之系所，主要爲原子科學院(簡稱原科院)，目前其下設有「工程與系統科學系」(簡稱工科系)、「核子工程與科學研究所」(簡稱核工所)、「生醫工程與環境科學系」及「原子科學院學士班」。

原科院前身 – 原子科學研究所成立於 1956 年，係清華大學在台復校時，率先設立且僅有的研究所，下設核子工程組、物理組、化學組、和數學組等，招收碩士班學生。1964 年，核子工程系成立，是清大在台復校後最早成立的兩個科系之一 (另一爲數學系)。1974 年，原子科學院創立，當時下設「原子科學研究所」、「核子工程系」和「核子工程研究所」，爲全國唯一兼具教學與研究的核能科技教育機構。

原子科學研究所於 1970 年至 1975 年期間曾短暫停止招生，1975 年恢復招收碩士班學生，博士班則於 1987 年開始招生，並於 1992 年新增「原子科學系」，後於 2006 年更名爲「生醫工程與環境科學系」。另於 1977 年成立輻射生物所招收碩士生，1989 年成立博士班，1998 年該所併入生命科學院。

核子工程研究所於 1970 年開設碩士班課程，1981 年設立博士班，同年，大學部開始由一個班擴大招生爲雙班。之後，核子工程系與核子工程研究所合併稱爲「核子工程系」(簡稱核工系)，同時招收大學部和研究所學生。但受到 1979 年 3 月 28 日美國三哩島核能電廠 2 號機(Three Mile Island-2，簡稱 TMI-2)和 1986 年 4 月 26 日蘇聯車諾比爾核能電廠 4 號機(Chernobyl-4)發生重大核子事故影響，1990 年代核能工業景氣低迷，在國內社會與政治的快速演化下，反核聲浪高漲，又有對興建核四廠的部分輿論批判，導致核工系招生不易，因此，遂於 1995 年將「核子工程系」更名爲「核子工程與工程物理學系」，把研究與教學的內涵擴充至工程物理領域。1997 年，核子工程與工程物理學系再次更名爲「工程與系統科學系」，並沿用迄今。其後，在核能復甦(nuclear renaissance)的世界浪潮與國內核能人才需求遽增的雙重鼓舞下，「核子工程與科學研究所」(核工所)又恢復成立，並於 2007 學年度開始招收碩士班學生，而博士班也獲教育部核定於 2008 學年度起開始招生。

「工程與系統科學系」目前約有 400 名大學部學生、140 名碩士生和 100 名博士生，「核子工程與科學研究所」則有約 50 名碩士生和 20 名博士生。清大自 1956 年成立原子科學研究所「核子工程組」和 1964 年成立「核子工程學系」以來，在分別超過五十年與四十年之期間，核子工程系所爲國家培植了不少核工專業人才，包含學士畢業生超過 2,500 名，碩士畢業生超過 1,300 名，博士畢業生超過 120 名。這批核工畢業校友現今廣佈於國內核能界各階層，包含核能研究機構、核能學術單位、核能發電廠和核能工業界等。

除了國立清華大學外，近年來國立台北科技大學機電學院「機械工程系」和私立龍華科技大學「工學院」也於其大學部 4 年級及研究所 1 年級課程中，開設核子工程學程，提供國內培育核能人才之另外管道。

8.2.3 人員資格、訓練與再訓練之法規要求

依據「原子能法」第 23 條第 4 點、第 26 條第 3 點(參考文獻 8.9)及其施行細則第 38 和 39 條 (參考文獻 8.4)規定，核子反應器之運轉應依原能會規定，原能會得隨時派員檢查之，而操控核子反應器之運轉人員和操作放射性物質與可發生游離輻射設備之人，則須領有原能會核發之有效的對應執照。爲更有效且完善地管制國內原子能之和平應用、確保核能安全，於 2000 年代初期，原能會陸續制定了經立法院通過並由總統府頒布之「核子反應器設施管制法」(參考文獻 8.1)、「游離輻射防護法」(參考文獻 8.10)和「放射性物料管理法」(參考文獻 8.11)，並由原能會制定發布對應之施行細則及配合之各項管制法規。

「核子反應器設施管制法」第 5、6、及 11 條及其配合之管制法規「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」第 3 條 (參考文獻 8.12)、「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第 14 條 (參考文獻 8.13)和「核子反應器運轉人員執照管理辦法」第 2 ~ 6、9 ~ 14 條及附件二、附件三、附件四 (參考文獻 8.14)規定，核能電廠建廠申請人必須事先獲得原能會同意並核發建廠執照，方能開始進行主體工程之建造；核能電廠建廠完成後，必須事先獲得原能會同意並核發運轉執照，方能開始正式運轉；而核能電廠運轉時，對於會直接影響核子反應器功率或反應度(reactivity)之裝置的操作，必須由合格之核子反應器運轉人員爲之，對於會間接影響核子反應器功率或反應度之裝置的操作，則必須有反應器運轉人員之許可。換言之，必須是領有原能會核發之核能電廠核子反應器運轉人員執照者，方能操作該核能電廠之核子反應器。

所謂核子反應器運轉人員，是指由核能電廠經營者(即台電公司)報請原能會測驗及格並通過見習後，由原能會核發而持有核子反應器運轉人員執照者。核子反應器運轉人員分運轉員(RO)和高級運轉員(SRO)兩種。

依台電公司內部作業程序規定，由該公司向原能會申請報考某核能電廠核子反應器運轉人員者，是從其員工(主要是各核能電廠者)中挑選合於應試資格且適合當運轉人員之候選人(qualified operator candidates)，參加該核能電廠之核子反應器運轉人員訓練(參看龍門電廠 FSAR 第 13.2.2 節) (參考文獻 8.15)。完成反應器運轉人員訓練後，運轉人員候選人必須通過台電內部運轉人員資格考試以取得台電發給之運轉人員證明(certificate)後，方有資格參加原能會舉辦之反應器運轉員或反應器高級運轉員測驗。

依原能會規定，欲報考核子反應器運轉員或高級運轉員之先決資格條件是，分別需具高級中學(或同等學校)或大專(或同等學校)以上學校畢業之學歷，且已接受過規定之訓練(參看本報告第 8.2.4.2 及 8.2.5.1 節)。

原能會舉辦之核能電廠核子反應器運轉人員測驗係分兩階段舉行。欲取得反應器運轉人員執照者，須經由核能電廠執照持有者報請原能會測驗及格並通過見習。核能電廠核子反應器運轉人員執照有效期間最長 6 年。取得核能電廠反應器運轉人員執照後，依規定應每年接受包含課堂講解至少 90 小時和模擬器操作至少 30 小時(合計 120 小時以上)之再訓練，並經測驗及格，而且每半年還應實際從事反應器運轉操作有關職務 100 小時以上。(本報告第 8.2.4.2 節將敘述管制單位對反應器運轉人員之資格要求。)

此外，依「游離輻射防護法」第 7 條、「輻射防護人員管理辦法」(參考文獻 8.16)及「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」(參考文獻 8.17)規定，從事輻射作業之設施經營者，應視其輻射作業規模與性質，依規定設輻射防護管理組織或置輻

射防護人員。輻射防護人員分輻射防護師和輻射防護員兩種，其認可證書有效期限爲 6 年。

另依「游離輻射防護法」第 29 ~ 31 條、「放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法」第 4、11 ~ 14、19、26、30 條 (參考文獻 8.18)、及「高強度輻射設施種類及運轉人員管理辦法」第 3 條 (參考文獻 8.19)規定：

- 放射性物質、可發生游離輻射設備或輻射作業，應依原能會之指定，申請許可(證)或登記備查。經指定應申請「許可」或「許可證」者，應向原能會申請審查，經許可或發給許可證後，始得進行輻射作業。同樣地，經指定應申請「登記備查」或「登記」者，應報請原能會同意登記後，始得進行輻射作業。
- 使用上述須申請「登記備查」者以外之放射性物質或可發生游離輻射設備，應向原能會申請「使用許可證」。另外，放射性物質或可發生游離輻射設備之輸入、輸出或轉讓，以及放射性物質之過境或轉口，亦應申請許可。
- 操作放射性物質或可發生游離輻射設備 (例如一般醫療診斷用 X-光機)之人員，應領有「輻射安全證書」(有效期限爲 6 年)。但領有輻射相關執業執照經原能會認可者，或基於教學需要且在合格人員指導下從事操作訓練者，不在此限。而操作一定活度以下之放射性物質或一定能量以下之可發生游離輻射設備人員，則可以訓練代替輻射安全證書。
- 放射性物質生產設施之運轉，應由領有輻射作業「運轉人員證書」之合格人員負責操作。運轉人員證書有效期間爲 6 年。此處所謂放射性物質生產設施，係指利用電磁場、原子核反應等方法，生產放射性物質之設施，例如加速器。
- 領有「輻射安全證書」之人員，在接受設施運轉訓練和運轉操作實務訓練後，得檢附相關證明文件，經由設施經營者向原能會申請測驗，測驗及格者，由原能會核發「運轉人員證書」。

依據「放射性物料管理法」第 27 條及「放射性廢棄物處理設施運轉人員資格管理辦法」第 2 ~ 8 條 (參考文獻 8.20)規定，放射性廢棄物處理設施之操作，應由領有原能會核發之「放射性廢棄物處理設施運轉人員認可證書」者爲之。放射性廢棄物處理設施運轉人員分爲運轉員和高級運轉員兩種，其認可證書有效期間爲 6 年。欲獲得原能會核發運轉人員認可證書的三先決條件是：

- 具備規定學歷或資格 – 運轉員須高中(職)以上畢業或同等學力，高級運轉員須專科以上畢業或同等學力或擁有運轉員資格三年以上；
- 接受過規定之運轉人員訓練並及格；及
- 報名參加原能會相關測驗並及格。

8.2.4 核子反應器運轉人員之法規要求

8.2.4.1 值班反應器運轉人員之人數要求

依據「核子反應器運轉人員執照管理辦法」第 3 條及附件一 (參考文獻 8.14)規定，擁有兩部同型核能機組之核能電廠 (例如我國 4 座核能電廠之任何 1 座)，運轉

時其在主控制室執勤之運轉人員的最低人數要求如下：

(1) 擁有兩部機組但只有單一主控制室者 (如核二廠)

- 沒有機組運轉時：高級運轉員 1 人，運轉員 2 人(每部機組各 1 人)；
- 一部機組運轉時：高級運轉員 2 人，運轉員 3 人；
- 兩部機組運轉時：高級運轉員 2 人，運轉員 3 人。

核二廠配合做法爲：

- 沒有機組運轉時：值班經理 1 人，運轉員 2 人(每部機組各 1 人)；
- 一部機組運轉時：值班經理 1 人，值班主任 1 人，運轉員 3 人；
- 兩部機組運轉時：值班經理 1 人，值班主任 2 人(每部機組各 1 人)，運轉員 4 人(每部機組各 2 人)。

其中值班經理(督導管理兩部機組之運轉)和值班主任(負責一部機組運轉)，如本報告第 6.1 節所述，均須持有核子反應器高級運轉員執照。

(2) 擁有兩部機組且有兩個主控制室者 (如核一及三廠)

- 沒有機組運轉時：高級運轉員 1 人，運轉員 2 人(每部機組各 1 人)；
- 一部機組運轉時：高級運轉員 2 人，運轉員 3 人；
- 兩部機組運轉時：高級運轉員 3 人，運轉員 4 人。

核一及三廠配合做法爲(參看 FSAR 第 13.1.2.3 節)：

- 沒有機組運轉時：值班經理 1 人，運轉員 2 人(每部機組各 1 人)；
- 一部機組運轉時：值班經理 1 人，值班主任 1 人，運轉員 3 人；
- 兩部機組運轉時：值班經理 1 人，值班主任 2 人(每部機組各 1 人)，運轉員 4 人(每部機組各 2 人)。

以核二廠爲例，2010 年 12 月底時其持有反應器運轉員(RO)執照者 26 人，反應器高級運轉員(SRO)執照者 34 人，分別配屬於 6 個班。每天有 3 班輪值，每班輪值 8 小時。其餘之 3 個班中，1 班休假，1 班接受訓練，另外 1 班爲機動支援班，依正常時間上班，負責工作排程、技術與人力支援。當核二廠兩部核能機組皆在運轉時，於電廠主控制室輪值之值班核子反應器運轉人員有：1 位值班經理 (爲 SRO，負責督導管理兩部機組)，每部機組另各有 1 位值班主任(亦爲 SRO)及 2 位反應器運轉員(RO)當班。亦即兩部機組之主控制室共有 3 位 SRO 和 4 位 RO 值班。

8.2.4.2 反應器運轉人員之資格要求

核子反應器運轉人員係指由核子反應器設施經營者報請原能會測驗及格並通過見習後，由原能會核發運轉人員執照之人員。依據「核子反應器運轉人員執照管理辦法」第 4、5、9 條及附件二，原能會對核能電廠核子反應器運轉人員之測驗，係分爲兩個階段進行，第一階段測驗及格者，方能報考第二階段測驗；第二階段測驗成績及格，經見習擬任職務三個月以上且成績及格者，方得由經營者於規定期限內，報請原能會核發反應器運轉人員執照。

以下謹再就報考原能會舉辦之運轉人員第一/第二階段測驗者應具備資格、第二

階段測驗內容和報考者應事先接受之訓練課程範圍等加以敘述介紹。

(1) 核能電廠反應器運轉人員第一階段測驗應試資格

報考原能會核能電廠反應器運轉人員第一階段測驗者，須具備高級中等學校或同等學校畢業之學歷，或具有同等學力。

(2) 核能電廠反應器運轉人員第二階段測驗應試資格

第二階段測驗分運轉員(RO)和高級運轉員(SRO)兩種，其應試資格則分別又各分爲二及三類。

(A) 運轉員

(A.1) 直接報考者

- 學歷要求：
  - 高級中等學校或同等學校畢業之學歷，或具有同等學力。
- 經驗要求：
  - 兩年以上電廠工作經驗，其中應有一年爲核能電廠工作經驗。
  - 在其欲申請執照之核能電廠應有六個月的工作經驗，其中應有三個月之運轉值班經驗 (興建中核能電廠之三個月運轉值班經驗得以同類型核能電廠爲之)。
- 訓練要求：
  - 運轉訓練一年以上，其中應有三個月模擬器操作訓練 (含運轉人員訓練班半年以上，並由執照持有者內部檢定考試及格)。
  - 完成「核子反應器運轉人員執照管理辦法」(附件三)所規定之運轉人員測驗訓練課程，時數在 300 小時以上。
- 健康狀況：
  - 接受符合「核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法」(參考文獻 8.21)規定資格醫療機構就規定檢查項目進行之健康檢查並合格，獲有該醫療機構核發之健康檢查合格證明書。
- 第一階段測驗及格證明：
  - 報考日期前，二年內同類型核子反應器運轉人員第一階段測驗及格，但報考時持有同類型核子反應器運轉人員執照者可不受二年之時間限制。

(A.2) 擬由同類型核子反應器運轉員轉任之報考者

- 經歷要求：
  - 曾持有原能會核發之同類型核能電廠反應器運轉員執照，且實際從事運轉操作職務達二年以上。
- 訓練要求：
  - 已完成機組差異訓練。

■ 健康狀況：

– 接受符合「核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法」規定資格醫療機構就規定檢查項目進行之健康檢查並合格，獲有該醫療機構核發之健康檢查合格證明書。

■ 第一階段測驗及格證明：

– 同類型核子反應器運轉人員第一階段測驗及格。

(B) 高級運轉員

(B.1) 直接報考者

■ 學歷要求：

– 大專以上或同等學校畢業之學歷，或具有同等學力。

■ 經驗要求：

– 二年以上核能電廠核子反應器工作經驗。

– 在所欲申請執照之核能電廠核子反應器應有六個月的工作經驗，其中應有三個月之運轉值班經驗（興建中核能電廠核子反應器之三個月運轉值班經驗得以同類型核能電廠核子反應器爲之）。

■ 訓練要求：

– 運轉訓練一年以上，其中應有三個月模擬器操作訓練。(含運轉人員訓練班半年以上，並經經營者內部檢定考試及格)

– 完成「核子反應器運轉人員執照管理辦法」之附件三所規定的運轉人員測驗訓練課程，時數在 300 小時以上。

■ 健康狀況：

– 接受符合「核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法」規定資格醫療機構就規定檢查項目進行之健康檢查並合格，獲有該醫療機構核發之健康檢查合格證明書。

■ 第一階段測驗及格證明：

– 報考日期前，二年內同類型核子反應器運轉人員第一階段測驗及格，但報考時持有同類型核子反應器運轉人員執照者可不受二年之時間限制。

(B.2) 擬由運轉員升任之報考者

■ 經歷要求：

– 持有原能會所核發同一核能電廠反應器運轉員執照，且具有二年以上實際操作經驗者。

■ 健康狀況：

– 接受符合「核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法」規定資格醫療機構就規定檢查項目進行之健康檢查並合格，獲有該醫療機構核發之健

康檢查合格證明書。

- 第一階段測驗及格證明：
  - 同類型核子反應器運轉人員第一階段測驗及格。

(B.3) 擬由同類型核子反應器高級運轉員轉任之報考者

- 經歷要求：
  - 曾持有原能會所核發同類型核能電廠反應器高級運轉員執照，且實際從事運轉操作職務達二年以上。
- 訓練要求：
  - 已完成機組差異訓練。
- 健康狀況：
  - 接受符合「核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法」規定資格醫療機構就規定檢查項目進行之健康檢查並合格，獲有該醫療機構核發之健康檢查合格證明書。
- 第一階段測驗及格證明：
  - 同類型核子反應器運轉人員第一階段測驗及格。

(3) 核能電廠反應器運轉人員第二階段測驗

依照「核子反應器運轉人員執照管理辦法」第 6 條規定，核能電廠反應器運轉人員第二階段測驗分筆試和運轉操作測驗兩類。筆試內容又分爲基本原理和個廠特性，運轉操作測驗科目則有模擬器個人操作、模擬器團體操作、和廠房現場口試三種。其中，基本原理筆試範圍涵蓋組件、反應器原理及熱力學，個廠特性筆試範圍則包含緊急及異常狀況操作、電廠系統、運轉作業、設備控制、輻射控制、緊急應變程序及緊急應變計畫等。

報考高級運轉員或運轉員者，應分別接受個廠特性筆試。

(4) 核能電廠反應器運轉人員測驗訓練課程

依「核子反應器運轉人員執照管理辦法」附件二及三規定，直接報考核能電廠反應器運轉人員者(包含報考運轉員和高級運轉員者)，於參加原能會舉辦之第二階段測驗前，均需受過 300 小時以上的運轉人員測驗訓練課程。此訓練課程需包含課堂講解、模擬器操作、和現場見習等三方面。課堂講解需涵蓋反應器基本理論和核能電廠反應器系統。模擬器操作課程包含正常與緊急運轉程序、運轉暫態、事故研判與分析、機組正常/異常/緊急狀況下之操作、運轉值班交接等。現場見習則主要包含至現場了解各廠房主要設備組件之設計與配置、設備之功能與運轉特性、設備組件故障排除方法、輻射防護、主控制室盤面熟悉及操作、運轉員和高級運轉員職責等。

8.2.5 執照持有者對員工之訓練

如本報告第 8.2.3 節所述，依「核子反應器設施管制法」規定，核能電廠之運轉，必須是領有原能會核發之各該核能電廠之「反應器運轉人員執照」者，方能操作其核子反應器。而依「游離輻射防護法」規定，從事輻射作業之設施經營者，應視其輻射作業規模與性質，依規定設輻射防護管理組織或置「輻射防護人員」；操作放射

性物質或可發生游離輻射設備之人員，應領有「輻射安全證書」。因此，一座核能電廠至少需有具備下列核能相關證照之員工：

- 反應器高級運轉員執照；
- 反應器運轉員執照；
- 輻射防護師認可證書；
- 輻射防護員認可證書；
- 輻射安全證書；及
- 放射性廢棄物處裡設施運轉人員認可證書。

表 8.2 所示爲 2010 年底時台電公司各核能電廠擁有上述證照員工之統計人數，總計 463 人。

台電公司對核能電廠員工的訓練，大體上是遵循我國原子能委員會法規 [例如「核子反應器運轉人員執照管理辦法」(參考文獻 8.14)]、美國核能管制委員會(USNRC)法規指引(Regulatory Guide 1.8) (參考文獻 8.22)、和美國國家標準學會/美國核能協會(ANSI/ANS 3.1) (參考文獻 8.23)規定，並採用系統化訓練策略(systematic approach to training，簡稱 SAT)的方法，來擬訂其長程的核能電廠員工訓練方案。

依「核子反應器運轉人員執照管理辦法」第 10 條規定，核能電廠執照持有者應依該管理辦法附件四規定之訓練內容及時數分配，提出運轉人員再訓練方案，報請主管機關核准。核能電廠反應器運轉人員則應依再訓練方案接受再訓練。

各核能電廠對員工訓練的做法是，除遵循上述法規規定外，對反應器運轉人員以外之其他員工亦有配套訓練計畫，且在其 FSAR 中(如核三廠 FSAR 第 13.2 節及第 16.6.4 節)，明訂電廠在廠長之督導下，應對電廠人員提供訓練方案，並維持一套再訓練計畫。

核能電廠對電廠人員提供之訓練方案(參看核三廠第 13.2 節與龍門電廠 FSAR 第 13.2 節)，主要可分成：

- 核子反應器運轉人員之訓練與再訓練；
- 無證照技術人員訓練；及
- 一般員工訓練。

8.2.5.1 反應器運轉人員訓練

各核能電廠有責任從員工中挑選可當運轉人員之候選人參加台電公司核子反應器運轉人員訓練方案，以培植本身電廠所需反應器運轉人員(參看龍門電廠 FSAR 第 13.2.2 節)。完成反應器運轉人員訓練後，運轉人員候選人必須通過台電內部運轉人員資格考試以取得台電發給之運轉人員證明後，方有資格參加原能會舉辦之反應器運轉員或反應器高級運轉員測驗。通過原能會運轉人員測驗並經見習及格後，方能取得原能會核發之運轉員執照或高級運轉員執照。

核能電廠反應器運轉員或高級運轉員訓練方案乃依照原能會之法規要求並配合其運轉人員執照測驗而設計，主要訓練內容包含(參看龍門電廠 FSAR 第 13.2.2.1 節)：

(1) 核子基礎原理訓練

(2) BWR、PWR、或 ABWR 系統技術訓練

(3) 模擬器訓練

(4) 電廠巡視(plant observation)

以下謹進一步說明之。

(1) 核子基礎原理訓練

核子基礎原理訓練涵蓋核分裂和反應器運轉之基本理論，主要課程內容包含：

- 反應器運轉原理：原子結構、放射性、核反應與反應度、中子行爲與核分裂控制、反應器爐心與核能蒸汽供應特性、熱流設計等
- 核能電廠設計特性
- 核能電廠之一般運轉特性
- 反應器儀表控制系統
- 輻射控制與安全規定
- 暫態分析相關之熱傳、熱力、流體力學等基本理論

(2) BWR、PWR、或 ABWR 系統技術訓練

主要課程內容包含：

- 電廠儀表控制系統
- 安全系統、消防系統(fire system)、與緊急系統
- 核能蒸汽供應系統與一般廠內機械系統(BOP mechanical systems)
- 電力系統
- 燃料吊卸系統(fuel handling systems)
- 廢棄物處理系統
- 整體電廠運轉、系統間互應作用、與災難應變

(3) 模擬器訓練

主要訓練內容包含：

- 標準與緊急運轉程序書
- 電廠暫態
- 事故發現與分析
- 在正常、異常、和緊急情況下於模擬器上操控電廠
- 運轉原理、程序書之使用、輪值交接、與系統狀態確認

(4) 電廠巡視

有系統地規劃執照候選人訪視可接近的電廠設備(accessible plant equipment)，並著重在對系統運轉、局部電廠控制(local plant control)、系統間互應作用及其顯示。

8.2.5.2 反應器運轉人員再訓練

取得原能會核發之運轉員執照或高級運轉員執照後，必須每年參加台電公司核子反應器運轉人員再訓練方案，以保有電廠運轉的專業技能 (參看核四廠 FSAR 第 13.2.2.2 節)，並維持對設施變更、程序書、政府法規、品保要求及業界運轉經驗、持照者事件報告(Licensee Event Reports，簡稱 LERs)和人爲疏失(human errors)等的了解。此年度再訓練方案必須包含課堂講解、模擬器訓練、電廠巡視(plant tours)和再鑑定測驗。其中，課堂講解每年至少 120 小時，模擬器訓練則每年至少 30 小時。

8.2.5.3 無證照技術人員訓練

無證照電廠人員主要包含：

- 電廠系統/設備之放射性廢棄物控制與處理系統/設備、開關場(switchyard)、泵浦機房(pumphouse)、氣渦輪機(gas turbine)等無需證照的輪值運轉人員；
- 各類維修與工程支援之工程人員；及
- 各類維修與工程支援之技術人員。

對於無證照技術人員將實施初始和持續的訓練方案，以確保其能勝任工作需求。此訓練方案係採用 SAT 方法。SAT 爲一種依據績效爲基準的(performance-based)方法，包含的要素有：分析、設計、發展、實施和評估。以下謹進一步敘述對無證照技術人員之訓練。

(1) 初始訓練

初始訓練或稱職前訓練(pre-job training)，是用來幫助受訓者建立或加強其從事被指派之工作時所需要的技能(skill)、知識(knowledge)及能力(ability)。初始訓練將因受訓者職前背景不同而互有差異。依據個人職前受過的教育、經歷和訓練，有些人可能可以免去一些特定訓練。

(2) 持續訓練

持續訓練是用來幫助受訓者保持和加強其對電廠的熟練精通。此等訓練方案將包含下列各主題：

- 電廠系統和組件的重大改變；
- 適用的程序書修改；
- 適用的業界運轉經驗；
- 經過挑選的基本知識(重點放在核能安全所需之知識與技能)；及
- 用來矯正現任職務上運作問題所需之其他訓練。

(3) BWR/PWR/ABWR 系統技術訓練

依據所工作電廠核子反應器型式之不同，所有無證照電廠工程人員和技術人員還需再接受 BWR(核一、二廠)、PWR(核三廠)或 ABWR(龍門電廠)之動力反應器系統技術訓練。

8.2.5.4 一般員工訓練

核能電廠內所有員工以及台電公司承包商進入電廠工作之人員，都必須依照其工作任務而接受下列領域之訓練：

- 電廠與廠內設施之一般描述；
- 工作相關的政策、程序書、和工作說明；
- 輻射防護與安全方案；
- 電廠緊急應變計畫；
- 業界安全方案；
- 消防計畫；及
- 保安計畫(security program)。

8.2.6 管制單位之管制訓練

面對日益增長的核能管制挑戰，原能會對其工作人員(staff)提供了一有系統的訓練方案，以保持及強化其員工的先進(up-to-date)專業能力。例如，擬任核能電廠駐廠視察員(resident inspectors)的新進人員，必須先接受 12 或 24 星期有關 BWR 或 PWR 技術的課程訓練及模擬器訓練並及格。然後，還需再接受更進一步的技術訓練。此外，並經常以在職訓練方式選送一些工作同仁至國外核能管制或研究機構見習。

另一方面，原能會為強化視察人員專業素質，提高視察品質，自 2005 年 5 月起陸續訂定並實施各類視察人員之資格檢定作業程序。視察人員共分為核能電廠視察人員、輻射防護視察人員、核子保安與緊急應變視察人員、及放射性物料管理視察人員等 4 類，每類視察人員皆分成視察員及資深視察員二級，其證書有效期限均為 6 年。2010 年底時，原能會共計持有視察人員中之視察員證書者 74 人及資深視察員 74 人，包含：

(1) 核能電廠視察人員 — 視察員 20 人，資深視察員 18 人；
(2) 輻射防護視察人員 — 視察員 31 人，資深視察員 19 人；
(3) 核子保安與緊急應變視察人員 — 視察員 20 人，資深視察員 11 人；
(4) 放射性物料管理視察人員 — 視察員 3 人，資深視察員 26 人。

以下謹介紹原能會對各類視察人員之資格要求。

8.2.6.1 核能電廠視察人員

2005 年 5 月，原能會訂定並開始實施「核能電廠視察人員分級作業程序」(參考文獻 8.24)，以建立視察人員制度，同時加強對視察人員之訓練。其涵蓋範圍包含運轉中及建造中核能電廠之視察人員以及核能電廠運轉人員執照測驗之主試員(或稱考官)。依此「作業程序」，核能電廠視察人員分為兩級：視察員和資深視察員，主試員則不分級，其中視察員和資深視察員需具備之資格條件分別為：

(1) 視察員

- 大專理工科系畢業或同等學歷

- 核能電廠視察員基礎課程受訓(4 天，每天以 6 小時計)並及格
- PWR、BWR、或 ABWR 核能電廠系統技術課程受訓(至少 2 週，每週以 30 小時計，不包含模擬器訓練及現場熟悉訓練)並及格
- 完成視察員級之自行研讀及在職訓練規定項目並通過(即獲得證明文件)

(2) 資深視察員

- 擔任核能電廠視察員 6 年以上
- 人際關係與有效溝通講習受訓(9 小時)
- 視察員進階訓練課程受訓(4 天)，且經測試合格
- 品質保證課程受訓(5 天)，且經測試合格
- 安全度評估(PRA)實務應用課程受訓(3 天)，且經測試合格
- PWR、BWR 或 ABWR 核能電廠系統技術課程受訓(至少 4 週)，且經測試合格
- PWR、BWR 或 ABWR 核能電廠模擬器訓練及現場熟悉訓練(至少 2 週)，且經測試合格
- 完成資深視察員級之自行研讀及在職訓練規定項目並獲得證明文件

視察員或資深視察員候選人經審查或升級評鑑成績合格並奉核准後，由原能會發給視察員或資深視察員證書(有效期限 6 年)。視察人員獲得證書後，每兩年至少須再累積 30 小時有關電廠系統、設計修改(DCR)、模擬器、核安管制紅綠燈、異常事件等之再訓練課程，方得於證書期滿前 3 個月申請換證。

8.2.6.2 輻射防護視察人員

2006 年 7 月，原能會進一步訂定並開始實施「輻射防護視察人員資格檢定作業程序」(參考文獻 8.25)，以強化輻防管制作爲，提昇視察人員專業知識。輻射防護視察人員亦分爲視察員和資深視察員兩級，其資格條件分別如下：

(1) 視察員

- 基本條件

  在原能會各業務處或附屬機關(包含核能研究所、放射性物料管理局、和輻射偵測中心)任職 1 年以上。

- 必要條件

  接受過下列課程訓練：

  - 輻射防護基礎課程訓練(如參考文獻 8.25 之附件一)達 108 小時以上，且經筆試測驗合格；
  - 輻射防護管制實務訓練(如參考文獻 8.25 之附件二)達 60 小時以上，且經直屬主管簽核、輻射防護處複核認定；
  - 研讀完成依規定應自行研讀資料(如參考文獻 8.25 之附件三)，且經直屬主管簽核、輻射防護處複核認定；及

- 完成輻射防護處 2 個見習科別之輻射防護視察員見習課程(如參考文獻 8.25 之附件四)，且經直屬主管簽核認定，曾任職其他業務處或附屬機關半年以上者，視爲已完成 1 個見習科別之輻射防護視察員見習課程。

(2) 資深視察員

須具備下列資格之一：

- 擔任視察員 4 年(含)以上，且期間接受過輻射防護視察員在職專業訓練 64 小時以上，並完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.25 之附件三)，由直屬主管簽核、輻射防護處複核認定，再經升級評鑑成績合格者；
- 取得輻射防護員認可證書 2 年以上，並擔任輻射防護視察員 2 年(含)以上，且完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.25 之附件三)，由直屬主管簽核、輻射防護處複核認定，再經升級評鑑成績合格者；
- 取得輻射防護師認可證書 1 年以上，並擔任輻射防護視察員 1 年(含)以上，且完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.25 之附件三)，由直屬主管簽核、輻射防護處複核認定，再經升級評鑑成績合格者；或
- 在「輻射防護視察人員資格檢定作業程序」施行前已取得輻射防護師認可證書 1 年以上，或輻射防護員認可證書 2 年以上，並曾任職輻射防護處任何 2 科(含)以上合計達 2 年以上，或曾任職輻射偵測中心、核能研究所，實際從事輻射防護視察業務 2 年以上，且完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.25 之附件三)，由直屬主管簽核、輻射防護處複核認定，再經升級評鑑成績合格者。

8.2.6.3 核子保安與緊急應變視察人員

2008 年 4 月 16 日原能會完成修訂「核子保安與緊急應變視察人員資格檢定作業程序」(參考文獻 8.26)並核准實施，以提升人員對核子保安與緊急應變之專業知能，強化視察品質及管制成效。核子保安與緊急應變視察人員分爲視察員及資深視察員二級，其資格條件分別如下：

(1) 視察員

- 基本條件
  - 專理工科系畢業或同等學歷；
  - 任職原能會各業務處或所屬機關 2 年(含)以上。
- 必要條件

  接受過下列之課程訓練：
  - 共同課程：內容參看參考文獻 8.26 之附表一，主要包含基礎課程、核能電廠系統技術課程、輻射防護課程，受訓達 120 小時以上，並經取得結業證書或證明文件。
  - 專業課程：內容參看參考文獻 8.26 之附表二，受訓達達 30 小時以上，並經取得結業證書或證明文件。

(2) 資深視察員

擔任視察員 4 年(含)以上，且完成自行研讀資料(內容參看參考文獻 8.26 之附表三)，經升級評鑑成績合格者。

8.2.6.4 放射性物料管理視察人員

2008 年 5 月 16 日原能會頒定「放射性物料管理視察人員資格檢定作業程序」(參考文獻 8.27) 並開始實施，以強化放射性物料管制作爲，提升視察人員專業知識。依規定放射性物料管理視察人員分爲視察員及資深視察員二級，其資格條件分別如下：

(1) 視察員

- 基本條件

  任職放射性物料管理局(簡稱物管局)、原能會業務處或附屬機關 1 年以上。

- 必要條件

  須完成以下之課程訓練：

  – 放射性物料管理視察員法規訓練課程(如參考文獻 8.26 附件一)達 60 點以上(訓練每小時折算 1 點)，並經實施筆試，成績合格。

  – 完成以下放射性物料管理視察員專業知識訓練，經直屬主管簽核認定後再送物管局複核認可：

    (1)技術訓練課程(如參考文獻 8.26 附件二)達 30 點以上(訓練每小時折算 1 點)；

    (2)完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.26 附件三)10 點以上(研讀每小時折算 1 點)。

  – 完成放射性物料管理視察員實務歷練課程(如參考文獻 8.26 附件四)達 30 點以上(訓練每小時折算 1 點)，經直屬主管簽核認定後再送物管局複核認可。

(2) 資深視察員

須具備下列資格之一：

– 任視察員 6 年(含)以上，且期間受過放射性物料管理視察員進階技術訓練(如參考文獻 8.26 附件五)30 點以上(訓練每小時折算 1 點)，並完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.26 附件三)20 點以上(研讀每小時折算 1 點)，由直屬主管簽核認定後再送物管局複核，經升級評鑑成績合格者；

– 任職或曾任職物管局(處)，從事放射性物料管理視察業務 6 年以上，且期間受過放射性物料管理視察員進階技術訓練(如參考文獻 8.26 附件五)30 點以上(訓練每小時折算 1 點)，並完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.26 附件三)20 點以上(研讀每小時折算 1 點)，由直屬主管簽核認定後再送物管局複核，經升級評鑑成績合格者；

– 任職原能會業務處及附屬機關，從事放射性物料管理視察業務 10 年以上，且期間受過放射性物料管理視察員進階技術訓練(如參考文獻 8.26

附件五)30 點以上(訓練每小時折算 1 點)，並完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.26 附件三)20 點以上(研讀每小時折算 1 點)，由直屬主管簽核認定後再送物管局複核，經升級評鑑成績合格者；或

- 任職原能會業務處或附屬機關，且曾從事放射性物料管理實務 20 年以上。且期間受過放射性物料管理視察員進階技術訓練(如參考文獻 8.26 附件五)30 點以上(訓練每小時折算 1 點)，並完成應自行研讀資料(如參考文獻 8.26 附件三)20 點以上(研讀每小時折算 1 點)，由直屬主管簽核認定後再送物管局複核，經升級評鑑成績合格者。

參考文獻(第 8 章)

8.1 “核子反應器設施管制法”，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

8.2 “核子反應器設施建廠執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 4 月發布。

8.3 “核子反應器設施運轉執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 10 月發布，2005 年 11 月修正發布。

8.4 “原子能法施行細則”，原子能委員會，1976 年 12 月發布，1996 年 1 月最新修正發布。

8.5 “核子損害賠償法”，原子能委員會，1971 年 7 月公布，1997 年 5 月最新修正公布。

8.6 “放射性廢料管理方針”，原子能委員會，1988 年 9 月發布，1997 年 9 月修正發布。

8.7 “核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法”，經濟部，1999 年 2 月發布，2006 年 11 月最新修訂發布。

8.8 Maanshan Nuclear Power Station Units 1 & 2 , “Final Safety Analysis Report”.

8.9 “原子能法”，原子能委員會，1968 年 5 月公布，1971 年 12 月修正公布。

8.10 “游離輻射防護法”，原子能委員會，2002 年 1 月公布。

8.11 “放射性物料管理法”，原子能委員會，2002 年 12 月公布。

8.12 “核子反應器設施建廠執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 4 月發布。

8.13 “核子反應器設施運轉執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 10 月發布，2005 年 11 月修正發布。

8.14 “核子反應器運轉人員執照管理辦法”，原子能委員會，2004 年 3 月發布，2009 年 12 月最新修正發布。

8.15 Lungmen Nuclear Power Station Units 1 & 2 , “Final Safety Analysis Report”.

8.16 “輻射防護人員管理辦法”，原子能委員會，2002 年 12 月發布，2008 年 7 月最新修正發布。

8.17 “輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準”，原子能委員會，2002 年 12 月發布。

8.18 “放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法”，原子能委員會，

2003 年 1 月發布，2009 年 9 月最新修正發布。

8.19 “高強度輻射設施種類及運轉人員管理辦法”，原子能委員會，2003 年 1 月發布，2011 年 1 月修正發布。

8.20 “放射性廢棄物處理設施運轉人員資格管理辦法”，原子能委員會，2009 年 4 月發布。

8.21 “核子反應器運轉人員健康檢查實施辦法”，原子能委員會，2004 年 9 月發布。

8.22 USNRC Regulatory Guide 1.8, “Qualification and Training of Plant Personnel for Nuclear Power Plants,” revision 3, May 2000.

8.23 ANSI/ANS-3.1-1993; R1999, “Selection, Qualification, and Training of Personnel for Nuclear Power Plants.”

8.24 “核能電廠視察人員分級作業程序”，原子能委員會，NRD-PCD-006，2005 年 5 月核定，2008 年 4 月第三次修訂。

8.25 “輻射防護視察人員資格檢定作業程序”，原子能委員會， 2007 年 7 月。

8.26 “核子保安與緊急應變視察人員資格檢定作業程序”，原子能委員會， 2008 年 4 月 16 日修訂版。

8.27 “放射性物料管理視察人員資格檢定作業程序”，原子能委員會，2008 年 5 月 16 日。

表 8.1 台電公司各核能電廠設計變更案統計數字(2005 ~ 2010)

西元	核一廠			核二廠			核三廠		
	兩部機組共通	1 號機	2 號機	兩部機組共通	1 號機	2 號機	兩部機組共通	1 號機	2 號機
2005	6	38	38	35	24	58	36	62	132
2006	14	14	40	20	62	17	26	102	103
2007	3	37	12	30	64	71	28	96	38
2008	11	43	34	31	16	13	20	26	72
2009	7	12	55	44	76	73	21	62	65
2010	12	48	46	21	30	31	27	88	86

表 8.2 台電公司各核能電廠持有核能相關證照者統計數字(2010 年底)

執照或證書種類	持有執照或證書人數		
	核一廠	核二廠	核三廠
反應器高級運轉員(SRO)	30	34	32
反應器運轉員(RO)	21	26	19
輻射防護師	9	8	11
輻射防護員	24	19	21
輻射安全證書	13	5	46
放射性廢棄物處裡設施運轉人員認可證書	45	48	52
各廠小計	142	140	181
總 計	463		

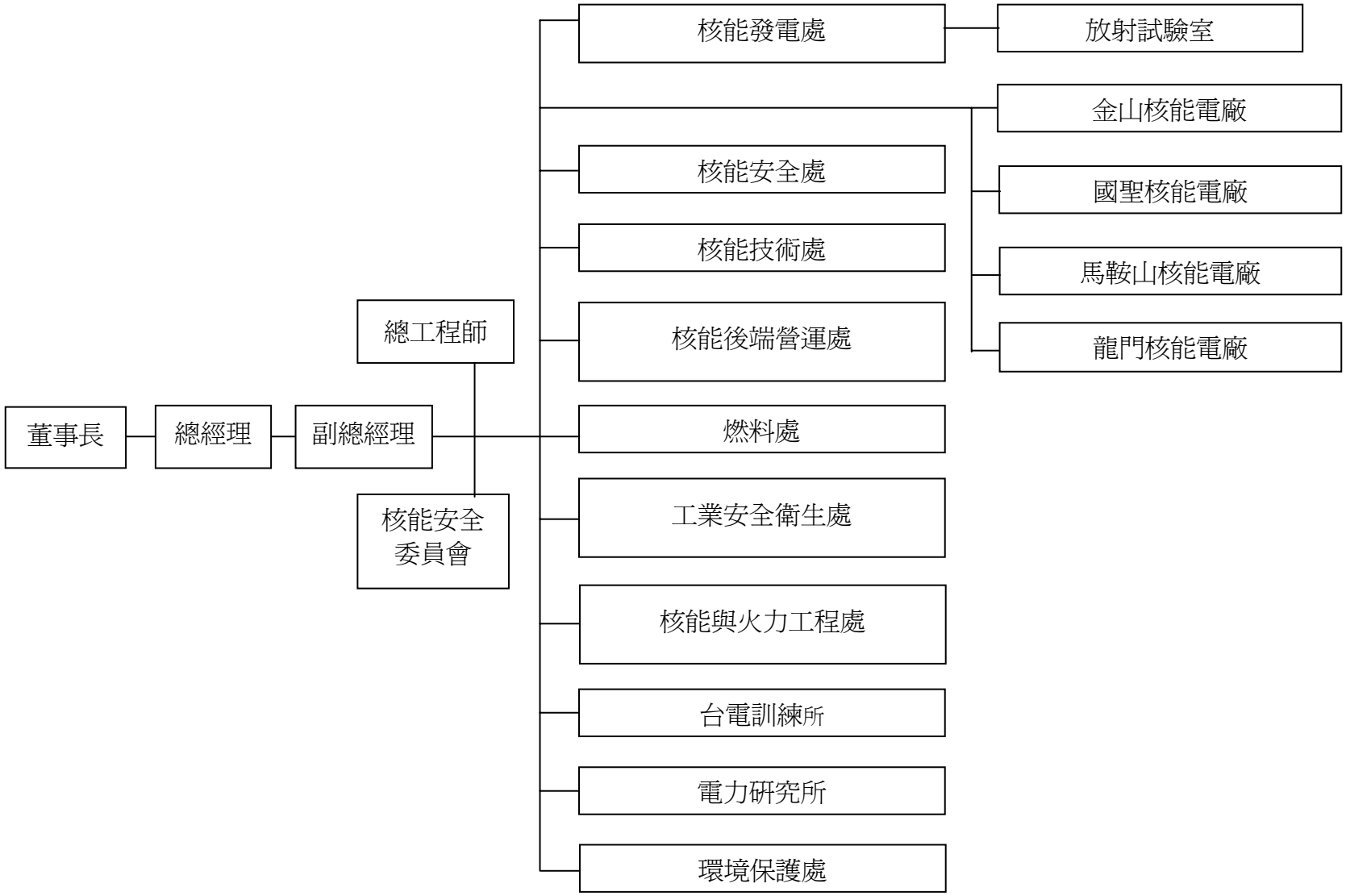


圖 8.1 台電公司核能部門組織架構圖

第 9 章 人爲因素

每一簽約方必須採取適當措施以確保在核能電廠之整個壽命期中，均會將人員行爲表現的能力與限制納入考量。 **＜國際核能安全公約第 12 條＞**

9.1 預防、偵測及改正人爲失誤做法

國內核能單位預防、偵測及改正人爲失誤做法如下：(參考文獻 9.1)

(1) 爲了預防人爲失誤導致異常事件發生，原能會要求核能電廠系統與設備在設計時就須考慮人爲因素與人機介面。在建廠階段，原能會將檢驗電廠建造與設備裝置過程是否符合初期安全分析報告(PSAR)中有關人爲因素的要求。而當電廠開始運轉後，原能會即藉由視察、安全審查及管制會議等方式監督人員行爲。

(2) 爲了減少反應器運轉員誤判與誤動作事件的發生率，台電公司持續執行短期與長期運轉員訓練方案。接受運轉訓練的學員必須先在課堂學習核子設施基本知識，再到電廠模擬器（國內各核電廠均有專屬的模擬器）練習運轉技巧。學員若能通過上述訓練的考試則可成爲反應器運轉員候選人，並可開始值班及在高級反應器運轉員的指導下進行在職訓練。反應器運轉員候選人若能通過原能會舉辦的運轉員筆試與運轉測試，即可獲得反應器運轉員執照並可正式操作反應器。持有執照的運轉員還須接受定期的再訓練，以維持處理反應器正常與異常狀況的能力。

(3) 爲了維持維修品質，台電公司設置一個維修訓練中心，以供電廠維修人員與包商做定期維修訓練。維修人員依其知能與技術之不同進行分級訓練，訓練內容包括基本理論、模型訓練、在職訓練及經驗回饋研討會等。

(4) 爲了減少人爲失誤(或稱人因失誤)，台電公司「核能安全文化強化方案」中訂定 10 種預防人爲失誤的方法：

- 雙重確認
- 潛在性危險評估
- 工具箱會議
- 自我查證(STAR)(含指認呼喚)
- 遵守程序書
- 保守性決策
- 強化運轉人員與維修人員間之協調
- 減少廠商與包商之人爲失誤
- 經驗回饋與訓練
- 人爲失誤事件之肇因分析

這些預防方法形成了「預防人爲失誤的 10 種屏障」(如圖 9.1 所示)，其中運轉經驗回饋被視爲是預防同類事件重複發生的很好方法。

運轉經驗的來源包括奇異公司服務資訊(General Electric Service Information Letter，簡稱 GESIL)、西屋公司技術公報(Westinghouse Technical Bulletins，簡稱

WTB)、沸水式反應器業主組織 (BWR Owners' Group，簡稱 BWROG)、西屋公司業主組織 (Westinghouse Owners' Group，簡稱 WOG)、美國核能發電運轉協會(INPO)、世界核能發電協會(WANO)、美國核能管制委員會(NRC)及台電公司本身之異常事件報告(reportable event reports，簡稱 RER)等。上述資訊經過篩選評估後之結論將透過運轉經驗回饋系統送交適用的電廠參用，而電廠接獲適用的經驗資訊後，即參考評估結果將防範方法納入程序書、訓練課程及設備中。INPO 與 WANO 的資訊文件，如重大運轉經驗報告(significant operating experience reports，簡稱 SOER)與重大事件報告(significant event reports，簡稱 SER)爲學習國際運轉經驗的重要文件，其中的肇因分析、相關改正行動與建議等特別有價值，可供電廠運轉員參用以預防類似事件之發生。

(5) 除了備有協助運轉員處理設計基準事故的「緊急運轉程序書」(EOP)外，台電公司各核電廠於 2003 年均針對超過設計基準的嚴重事故建立了「嚴重事故處理指引」(SAMG)，協助運轉員處理嚴重事故，同時也發展一套嚴重事故模擬程式，以供訓練使用。原能會則透過緊急計畫演習來稽查相關訓練的績效。日本福島第一核能電廠發生災變後，台電公司積極透過網路與國外合作管道蒐集事故相關資料，在核電安全方面成立了核能電廠耐震評估、海嘯總體檢、及用過核燃料池冷卻功能評估等三項專案，並提出 1 項「提前進行 10 年整體安全評估」之中期檢討方案，及 12 項短期檢討方案。未來根據這些方案的檢討結果，EOP 與 SAMG 將亦隨之修訂，俾將日本福島第一核能電廠災變過程納入防護範圍。

(6) 爲了持續評估核能電廠的安全狀態，台電公司與核能研究所自 1996 年即合作開發了三座運轉中核能電廠的活態安全度評估(living PRA)模式，其中人爲可靠度分析(human reliability analysis，簡稱 HRA)是重要的步驟之一，此分析根據人機介面、工作複雜度、工作環境、壓力、時機、訓練、程序書、經驗等因素評估人爲失誤機率(human error probabilities，簡稱 HEP)，此機率中也包含儀器校正錯誤與流體路徑錯誤的機率。人爲失誤分析的結果也會反映於相關的人員訓練教材，且証明對減少電廠運轉中的人爲失誤有具體幫助。

(7) 爲了確保外包工作的安全品質，台電公司對外包商執行工作發生人爲失誤的預防措施：

- 電廠熟悉訓練－包商僱用人員在進廠工作前必須接受下列訓練課程：

  (a) 保安與門禁管制

  (b) 工安衛訓練

  (c) 輻射防護

  (d) 環境與放射性廢棄物管理

  (e) 品質管理

  (f) 緊急計畫

  包商僱用人員必須通過上述訓練的考試才能取得入廠工作許可，此許可的有效期爲一年。

- 職前訓練

  此種訓練基本上是依據工作範圍與內容而設計課程內容，通常包括模擬訓

練。

- 訓練學員之資格與執照須予確認
- 駐廠管理

  包商必須指派具有工程與管理經驗的人員擔任領班，以監督廠內相關工作。

- 自我驗證與經驗回饋
- 台電公司對外包工作之審查
- 罰則與保固條款

(8) 爲了防止酒精與禁藥導致人爲失誤，原能會在「核子反應器運轉人員執照管理辦法」中要求電廠對反應器運轉員實施不定期酒精與禁藥測試，第一次未通過測試者暫停運轉 3 至 18 個月，若兩次未通過測試則吊銷執照。

(9) 爲了在核能電廠正常、異常及事故狀態下，使人員行爲更安全、可靠及有效，我國目前興建中的龍門核電廠採用人因工學(HFE)方法進行控制室與其他電廠區域資訊、展示、控制及其他介面相關設計。此種方法包括規劃、分析、設計及驗證四個階段，規劃階段主要進行 HFE 方案管理；分析階段進行運轉經驗審查、功能要求分析、功能分配、任務分析、人爲可靠度分析等工作；設計階段進行人機介面設計、建立程序書與訓練計畫等工作；最後所有設計必須在最佳階段加以驗證無誤且可行，方完成所有人因工程要求的步驟。相信此種人因工學的方法加上自動運轉能力，將可增進龍門核電廠運轉的安全性與效率。

9.2 組織與管理議題

爲確認核能電廠組織與管理的適切性，原能會在「核子反應器設施管制法施行細則」中要求電廠經營者在初期與終期安全分析報告中，必須說明核能電廠人員 (包括反應器運轉員、維修人員及行政人員)之組織。台電公司必須依照原能會核准的人員組織營運核能電廠。此外，如本報告第 8.2.4.1 節所述，台電公司也將反應器運轉員值班組織從早期的 5 個班增加爲 6 個班，希望可藉減輕工作負擔以減少人爲失誤的發生，同時兼顧教育與訓練之需求。6 班值班人員中有 3 班輪流執行每班 8 小時的運轉工作，1 班接受再訓練，1 班執行安全相關系統評估與測試等例行工作，1 班休假。

當人爲失誤發生時，電廠運轉員必須提交人員績效增進系統(HPES)報告，同時須舉行系統診斷會議，找出預防人爲失誤的 10 個屏障中失效的屏障，並提出改善行動。台電公司過去曾委託若干研究計畫探討核電廠組織與管理的改善方法，如 1995 年針對大修管理及改正維修所做的研究即提出下列改善建議：

(1) 須建立詳細的大修排程與大邊界隔離要求。

(2) 須設立系統協調人員以增進不同工作小組間的溝通。

(3) 維護管理電腦系統(MMCS)中的長短期維修排程功能有待加強。

(4) 改正與有效維修相關工作小組間的溝通與協調有待加強。

(5) 須強調肇因分析、設備失效分析及工作經驗回饋等。

另如 1995 年完成的維修績效改善研究，提出 10 項對核電廠維修工作有關之因素(如表 9.1 所示)對電廠中 35 位管理人員及 372 位工程師進行問卷調查，結果發現兩個族群對影響維修工作重要因素的選擇有顯著的差異，因此建議管理者多關注差異之處並協調出一致的看法。台電公司採納此項建議及其他相關研究的發現，並進行相關改善行動，提昇人員行爲的績效。

台電公司各核能電廠也施行「導師制度」以幫助新進人員加速瞭解電廠營運狀況。每一個新進人員除了向相關專業同仁學習工作上的技能外，還有一位技術高超品德優良的資深同仁擔任導師，負責指導日常作習、行爲、解惑及評估其績效。所有新進人員每個月須繳交進度報告給主管，每六個月須向主管做一次口頭報告，說明學習進度與心得。導師必須在這些報告上繳或提報前進行審查及提出修改建議。台電公司希望透過此項「導師制度」增進新進人員訓練的效率與績效，同時也可減少新進人員的人爲失誤。

此外，台電公司尚發展一套增進現場巡視效率的電腦記錄系統，現場巡視人員可先將所需的檢查清單從電腦主機下載到個人數位助理(personal digital assistant，簡稱 PDA)，進行現場巡視時將系統狀況記錄於 PDA 中，巡視後再將有紀錄的清單上傳到電腦主機，此系統比過去抄寫記錄優良之處包括：

(1) 減少現場巡視的人爲失誤。

(2) 現場巡視紀錄易於保存與搜尋。

(3) 減少現場巡視紀錄保存空間。

(4) 減少紙張用量，符合環保需求。

(5) 易於進行現場巡視紀錄之趨勢分析。

(6) 可將儀器之高低警報值與歷史資料存入 PDA，使現場巡視人員有更多資訊輔助其執行工作。

9.3 管制機關與設施運轉者的角色

9.3.1 管制機關

美國三哩島與前蘇聯車諾比核能電廠事故顯示了人員行爲對確保核子設施安全的重要性。爲了防止核能電廠中人爲失誤事件的發生，原能會要求台電公司在電廠規劃、設計、建造及運轉等各階段均須考量人爲因素。原能會透過初期與終期安全分析報告(PSAR 與 FSAR)的審查，對人因工程相關的安全分析文件執行審查。在建廠階段，原能會利用電廠視察確認人因工程相關設施符合 PSAR 內容。在運轉階段，原能會以駐廠視察、大修視察及核管會議等方式檢視運轉人員行爲是否恰當。此外，原能會也推動許多特殊方案增進人員績效，如要求國內三座運轉中電廠加強執行美國三哩島核電廠事故後之改善方案，以免重蹈該核電廠事故的覆轍。(參考文獻 9.2)

9.3.2 設施運轉者

爲使核能電廠能保持良好的人員行爲，台電公司在預防、偵測及改正人爲失誤方面扮演關鍵性角色。除了遵循原能會對人爲因素的基本要求外，台電公司尚投入許多心力減少人爲失誤增進人員績效，包括培育核安文化、建立並更新運轉手冊、執行運轉與維修人員訓練及執行安全相關研究計畫等。這些努力的細節請參閱本報

告第 9.1 與 9.2 節。

參考文獻(第 9 章)

9.1 台電公司網站，www.taipower.com.tw，2011 年 5 月。

9.2 原子能委員會網站，www.aec.gov.tw，2011 年 5 月。

表 9.1 影響核能電廠維修之重要因素

影響因素	定義
工作協調	規劃、整合及執行維修工作
學習與經驗回饋	電廠如何鼓勵員工利用知識、經驗與更新資訊發掘問題及提出改善維修工作改善建議
訓練	爲使員工有效執行維修工作所提供必要知識與技巧的廣度。員工對訓練方案有效性的意見。
規範	針對例行工作與意外事件之規則、程序書及標準方法的成熟度與足夠性。
所有權	電廠員工對職務與工作結果的責任感，包括對組織的承諾與自尊。
資源分配	電廠如何分配經費與人力資源，包括實際分配結果與員工的觀感。
人員篩選	針對特定工作篩選人員的內涵，包括必要的知識、經驗、技巧與能力。
個人責任	電廠員工與部門工作分配的合理性與適當性。
績效評估	評估電廠員工工作表現與行爲的方式，包括由例行工作回饋中發掘未來改善方法的評估。
目標認知	電廠員工參與、瞭解、接受及同意維修工作緣由與目標的程度。

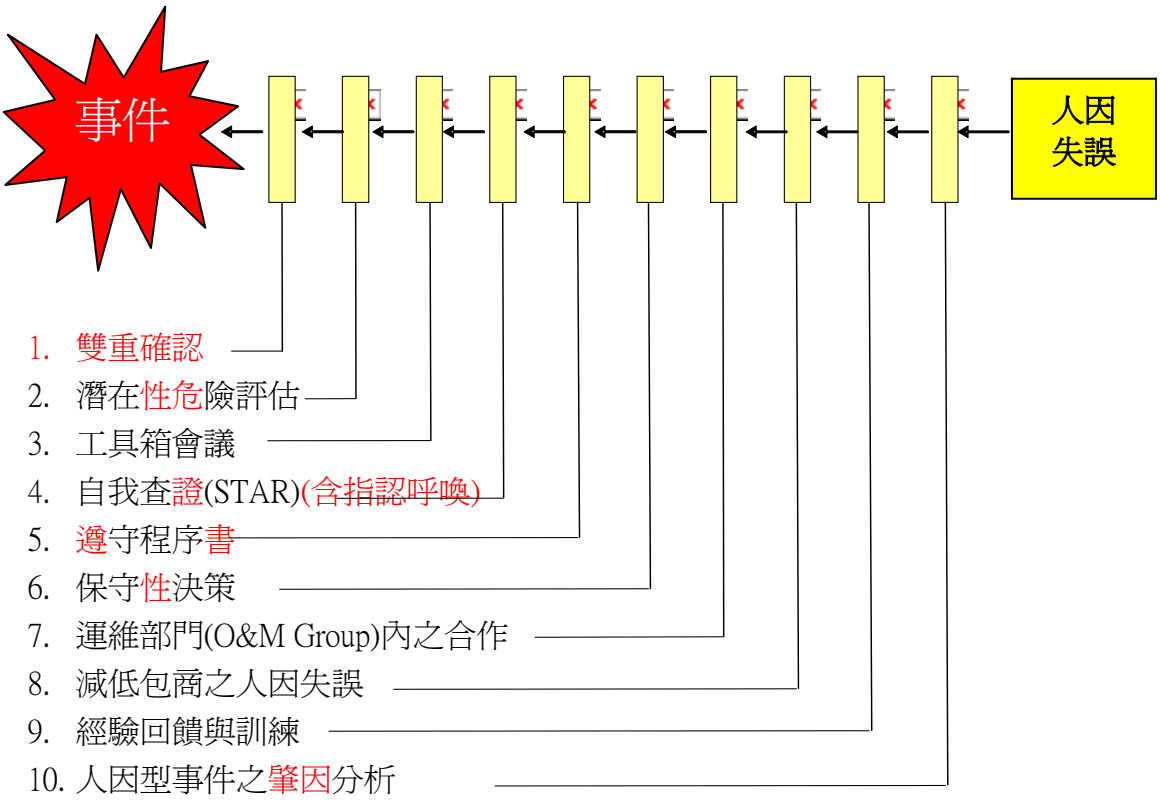


圖 9.1 預防人因失誤之屏障

第 10 章 品質保證

每一簽約方必須採取適當措施以確保品質保證方案已建立並實施，俾在核能電廠之整個壽命期中，能有信心確保所有核能安全重要相關的作業均符合特定要求。
＜國際核能安全公約第 13 條＞

本章說明在核能電廠設計、採購、製造、建造、運轉及維修等階段施行品質保證的政策、要求及方案。

10.1 品質保證方案

依「核子反應器設施管制法」要求，核能電廠建廠執照申請者必須在初期安全分析報告中說明品質保證方案(QA program)相關活動，包括設計、建造及視察方案，並須經原能會核准後始得發給建廠執照。而爲了在設計與建造期間驗證品質保證方案施行情形，原能會將根據「核子反應器設施管制法施行細則」第 12 條進行現場視察(參考文獻 10.1)。爲了遵守原能會對品質保證(QA)的要求，台電公司在初期與終期安全分析報告中提出的全面品質管理(total quality management)政策聲明如下：(參考文獻 10.2)

(1) 全面品質管理系統之建立須符合國家或國際相關標準，且於執行時須持續改進以增進對顧客服務的品質。

(2) 根據「核子反應器設施管制法」的要求，核能安全相關的設備及活動須遵照品質保證方案執行，以確保民眾健康與安全。

在核能電廠興建之前，須先擬定核能電廠興建專案(nuclear projects)品質保證方案，安全相關設備在規劃、設計、採購、製造、建造、試運轉等階段均須採用此方案。對興建中的龍門電廠而言，所有結構、系統與組件(SSCs)不但須符合原能會對品質的要求，且須符合電廠供應商所屬國家對品質的要求。因龍門電廠供應商屬於美國，故須遵守美國核能管制委員會相關標準，如 10 CFR 50 Appendix B、ANSI N45.2、ASME NQA-1 及 NQA-1a。而非安全相關但與可靠度有關的結構、系統及組件則須遵循 ISO-9001 的品保要求，以符合台電公司全體品質管理方案。

對擁有運轉執照的核能電廠，台電公司核能安全處必須建立運轉品質保證方案，確認核能電廠運轉期間嚴格遵守終期安全分析報告與其他申請執照相關文件中所有的安全承諾，以確保核能安全與民眾健康。

10.2 品質保證方案之施行與評估

施行品質保證方案之目的是確保相關專案的品質，同時也爲核能安全與電力生產的可靠性奠定良好的基礎。台電公司採用下列管理行動以達成必要的安全品質：(參考文獻 10.2)

- 建立並維持有效的品質保證方案；
- 稽查及評估品質保證方案的有效性；
- 爲管理階層提供執行品保的經驗回饋。

在設計與建造階段，台電公司、反應器供應商、電廠其他安全重要系統的供應

商、零組件供應商及各種下包商均須建立對應的品質保證方案並據以執行品保活動。在龍門電廠興建計畫(以下簡稱龍門計畫)中，台電公司不但執行本身的品質保證方案，且監督電廠承造商執行其品質保證方案，後者須遵行被核准的龍門建廠專案程序書、其附屬之電廠承造商標準程序書及處理台電公司特別要求的程序書。

原能會採取多項措施以監督建廠活動是否符合品質要求，包括駐廠視察、定期視察、專案視察及關鍵查核點檢查(examination of the key holding points)等。詳細視察方式請參閱本報告第 3.2.3.3 節及第 11.2.1 節之說明。(參考文獻 10.1)

在營運中核能電廠方面，台電公司爲確保核能發電相關設施之安全運轉，特訂定核能營運品質保證方案，以適用於營運中核能發電有關設施及各核能營運單位之核能安全相關作業。該方案於報請原能會核備後，各核能電廠終期安全分析報告書第十七章及核能後端營運之品保計劃可逕行引用該方案，倘若內容與該方案有差異，差異部份須明示於適當章節，按各計劃分別報請原能會核備。

核能營運品質保證方案依據原能會公布之「核子反應器設施品質保證準則」及參照美國聯邦法規第 10 篇第 50 單元附錄 B 之品質保證要求，按品質保證準則順序逐章（共 18 章）列明品保要旨、核能營運單位之權責區分及各項作業要求，以充分反映各單位主管對核能安全及品質保證所負的責任。各單位主管務須依照該方案要求，訂定個別之作業程序書，並嚴格遵行，以確保核能營運安全。

核能營運品質保證方案由台電公司核能安全處負責管制其發行、更新及修訂。核能營運各有關單位推行本方案時如有疑義，由核能安全處負責解釋。

另爲了進一步提昇採購品質，台電公司於 2005 年參加核能採購事務委員會(NUPIC)，該委員會成立於 1989 年，其宗旨爲各會員間執行廠商聯合稽查(joint audit)/聯合調查(joint survey)，並追蹤廠商績效。此外另提供採購品保(procurement QA)事務及廠商品保(supplier QA)問題之討論平台。目前有 34 個美國會員(含運轉中及除役機組)以及 11 個國際會員，包括台灣、韓國、斯洛維尼亞、西班牙、瑞典、南非、加拿大、巴西、墨西哥等國電力公司，而參加聯合稽查的廠家約 280 家，參予調查的廠商約 70 餘家，聯合廠商遍佈世界各區域，除美加地區外，亦包括歐洲、亞洲等地。

台電公司身爲 NUPIC 會員之義務爲建立稽查程序、參加聯合廠商稽查及參加相關研討會等。NUPIC 執行聯合廠商稽查的目的，在於透過稽查來確保核能安全等級設備及組件的品質，使其能夠符合法規及採購規範的要求。稽查小組的成員都是來自於各電力公司，從事核能品質保證工作的專家。台電公司負責 NUPIC 計畫的核能安全處，爲使資訊能充分使用，已建立公司內部之 NUPIC 使用平台，引進並取得相關稽查/調查技術，以培養台電公司參與 NUPIC 稽查/調查所需人力，同時引進國外核電廠辦理安全等級器材採購、商業級零組件檢證等相關經驗，建構一套安全設備組件廠商資料庫，提供各核電廠辦理安全設備組件採購參考。目前執行稽查業務，已由原核安處派員參與，擴大爲核發處及各核電廠亦派員參與。上述資料庫之優點包括：

- 易於取得完整且正確的供應商資料；
- 可確保安全相關設備的品質；
- 可增加安全相關設備的可靠性；
- 可減少安全相關設備的採購價格；

- 可縮短安全相關設備的採購時間。

10.3 構型管理

10.3.1 構型管理的目的

構型管理(configuration management，簡稱 CM)之目的爲確保電廠的結構、系統、組件和電腦軟體等符合經核定之設計要求，並保證電廠之實體(physical)與功能(functional)特性可正確地反映在適當的文件中，俾使設備維持足夠的安全餘裕，進而確保電廠之運轉安全及可靠性。INPO 87-006 之 Report on Configuration Management in the Nuclear Utility Industry 文件爲龍門計畫構型管理之主要參考依據，龍門計畫之構型管理不但吸收 INPO 報告之精髓，更針對龍門計畫本身之需求而制定。龍門計畫係採用電腦化資訊管理系統(information management system，簡稱 IMS)作爲工程管理之工具，期藉從設計、採購/施工到電廠運轉、維修階段各項文件之全面整合性與管理控制，以有效控制工期、降低成本、並達成將來電廠運轉安全之目的。(參考文獻 10.2)

10.3.2 構型管理計畫

龍門計畫工程要求各廠家應依合約規定完成其責任範圍內之構型管理計畫，計畫內容應包括：

- 目的
- 適用範圍
- 構型管理系統架構
- 設計基準
- 設計控制及設計變更控制
- 設計文件控制
- 構型管理作業之評估
- 界面及整合
- 構型管理計畫作業程序書
- 執行設計工作及構型管理之電腦程式

台電公司並訂定全廠依循之構型管理計畫程序書，供相關廠家遵循執行其責任範圍內之設計工作、設計文件管理及設計變更控制等作業，以及在工程進展過程中定期更新及維持所有設計文件在最新狀態。

10.3.3 構型管理設計文件

龍門計畫核能電廠新建工程之構型管理工作涵蓋核能蒸汽供應系統(NSSS and related systems, equipment and services)及一般廠內系統(BOP)等廠家所提供與電廠運轉維護有關之設計文件的管理作業，此等文件包括：設計準則、系統說明、規範書(含採購文件技術規範)、說明書、製造圖面等有關設計文件。作業則包含從設計階段之資料 (如設計基礎、技術準則與介面要求、設計修改、設備採購)、施工、以至運轉、維修期間等各階段文件資料之保存、維持與整合等，以期達到在龍門電廠整個電廠

壽命週期(life cycle)間，文件資料均保存完整，且隨時可正確級快速地追查、搜尋、並取得所需資料。

參考文獻(第 10 章)

10.1 原子能委員會網站，www.aec.gov.tw，2011 年 5 月。

10.2 台電公司網站，www.taipower.com.tw，2011 年 5 月。

第 11 章 安全評估與驗證

每一簽約方必須採取適當措施以確保：

(i) *在核能電廠興建與試運轉前以及其整個壽命期中，均會執行全面性及系統化之安全評估，此等評估須好好記錄起來，隨後並根據運轉經驗與新的重要安全資訊而不斷更新，同時也須接受管制單位的審查；*

(ii) *會執行分析、監測、測試、及視察等驗證工作，以確保核能電廠的實際狀態與運轉均持續符合設計、國家相關安全要求、及運轉限值與條件(operational limits and conditions)。* **＜國際核能安全公約第14條＞**

11.1 確保核能電廠整個壽命週期均執行安全評估

本節說明確保核能電廠整個壽命週期均執行安全評估的程序與文件。

11.1.1 運轉前之安全評估

根據「核子反應器設施管制法」(參考文獻11.1)第5、6條之規定，核能電廠之執照申請分爲建廠執照與運轉執照兩階段，申請建廠執照時須執行全面及系統化之安全評估，以確保核能電廠萬一發生輻射災害不致影響公眾健康及安全、環境保護、及生態保育。評估結果須記載於初期與終期安全分析報告(PSAR與FSAR)中，並接受原能會之審核。另根據環境影響評估法第5條之要求(參考文獻11.2)，從事對環境可能有不良影響之活動必須執行環境影響評估(EIA)。因此核能之開發及放射性廢料貯存或處理設施之興建必須執行EIA，其相關細節請參閱本報告第14.2.1節之說明。

「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」(參考文獻11.3)與「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」(參考文獻11.4)分別說明初期與終期安全分析報告內容大綱之要求，我國核一、二、三廠的PSAR與FSAR內容大致與核子反應器出口國提交的「標準安全分析報告」(standard safety analysis report，簡稱SSAR)內容相同，但原能會審查龍門核能電廠建廠與運轉執照時，要求初期與終期安全評估報告中須增加下列章節，以期增進其安全水準：

- 第18章 人因工學
- 第19章 嚴重事故分析
- 附錄 A 安全度評估
- 附錄 B 整體可靠度分析
- 附錄 C 緊急應變計畫
- 附錄 D 後端方案，及
- 附錄 E: 經驗回饋

其中，第18章「人因工學」須說明適用於龍門核能電廠的人員與系統介面(human-system interface，簡稱HSI)設計之發展、目標、與基準，標準HSI設計特性，及HSI設計與執行程序等。第19章「嚴重事故分析」須顯示分析結果符合美國NRC對進步型輕水式反應器(advanced light water reactor，簡稱ALWR)相關嚴重事故策略與要求。

附錄A「安全度評估」結果須顯示電廠有能力防止及減輕事故的後果。安全度評估須包含運轉與停機階段之風險評估，也須包含廠內與外來(亦稱廠外)的肇因事件，外來事件(或稱廠外事件)(external events)部分須包含來自地震與颱風的威脅，廠內事件部分須包含來自水災與火災的威脅。2011年3月11日日本福島第一核能電廠發生災變後，嚴重事故分析與安全度評估均須根據該事故的經驗做適當修正，以期加強嚴重事故的應變能力。

附錄B「整體可靠度分析」(integrated reliability analysis，簡稱IRA)的目的是確保龍門核能電廠的安全度與可靠度在採購與建廠階段完成後，仍可符合原始設計要求。IRA可顯示電廠安全度與可用度(availability)績效是否符合設計值，電廠安全度績效指標包括爐心熔損機率、反應器冷卻系統意外降壓、電廠全黑事件頻率及跳機頻率等。可用度績效指標包括電力產出可用度要求、強制停機之頻率與期長、更換燃料期長、電廠大修期長等。

附錄C「緊急應變計畫」須顯示電廠與相關政府單位能安全有效地處理任何核能電廠意外事故引起的緊急狀況，其詳細要求請參閱本報告第13章。

附錄D「後端方案」須處理的範圍包括：(1)核能電廠之除役、(2)用過核燃料之運送、中期貯存及最終處置及(3)電廠運轉與除役所產生低放射性廢料之最終處置。

附錄E「經驗回饋」的目的是希望蒐集並善用國內核能電廠在設計、採購、製造、建造、試運轉、正式運轉及維護等方面所獲得的寶貴經驗。

11.1.2 運轉階段之安全評估

核能電廠運轉階段重要之安全評估包括：

(1) 終期安全分析報告(FSAR)更新

核能電廠持照者必須依據其提送給原能會的更新資訊與分析，定期更新其終期安全分析報告，初次更新須於運轉執照取得二年內完成，其後須於每次機組大修完成後六個月內完成更新，相關法規與規定細節請參閱本報告第3.3.3節。

(2) 整體安全評估

根據「核子反應器設施管制法」(參考文獻11.1)之規定，核能電廠於正式運轉後，每10年至少應做一次「整體安全評估」(ISA)，並報請原能會審核，該評估報告內容之要求請參閱本報告第3.3.3.2節。

(3) 運轉執照換發

根據「核子反應器設施管制法」(參考文獻11.1)第6條之規定，核能電廠運轉執照之有效期間最長爲40年，期滿須繼續運轉者，經營者應於主管機關規定之期限內申請換發執照。未依規定換發執照者，不得繼續運轉。日本福島第一核能電廠311核子事故後，台電公司已執行核能電廠安全防護總體檢，確保核能電廠之安全營運。未來政府能源政策將會考量能源供應安全、產業與經濟之衝擊等多面向之影響來訂定，台電公司是政策的執行單位，將按政府公佈之能源政策辦理。申請運轉執照換發所需安全評估的主要參考文件爲美國NRC的法規10CFR54(參考文獻11.5)，其相關要求包括：

- 定義安全評估的範圍；

- 提供下列技術資訊：
  - 整體安全評估(integrated plant assessment，簡稱IPA)；
  - 時限老化分析(time-limited aging analysis，簡稱TLAA)；
  - 最新版終期安全分析報告(updated FSAR)；
- 更新運轉技術規範；及
- 提供環境影響資訊，如換發執照對地表水、地下水、土地使用及生態等之影響。

(4) 安全度評估之更新

國內安全度評估(PRA)技術的發展已有20餘年的歷史，自1982年開始，由原能會召集核能研究所及台電公司合作，依序完成3座運轉中核能電廠的評估，並建立了本土自主的分析能力。1996年底，核能研究所及台電公司更合作完成了3座核電廠的活態PRA模式，爲電廠運轉人員提供了迅速評估電廠安全現況的工具。近年來雙方亦持續執行「建立核能電廠整體風險評估與管理模式」及「核一、二、三廠水災、火災、圍阻體系統安全度評估模式建立及維護、應用」等PRA相關計畫，擴大其應用範圍。目前台電公司委託核能研究所執行「核能電廠安全度評估ASME標準化模式精進」計畫，依據現有或最新之美國機械工程師協會(ASME) PRA標準(參考文獻11.6)，執行兩階段PRA模式之同業評估，發展合乎ASME PRA標準要求之功率運轉廠內事件(包括廠內水災)的爐心熔損頻率(CDF)、早期輻射大量外釋頻率(large early release frequency，簡稱LERF)基礎模式(以下簡稱基礎模式)，及數據資料更新維護；同時亦將成果反映至應用模式、並更新相關功率運轉外來(亦稱廠外)事件CDF、LERF基礎模式、大修停機CDF基礎模式

(5) 功率提昇之安全評估

核能電廠將已核准之功率往上增加稱爲“功率提昇”(power uprate)，依據提昇的幅度及所藉用的方法可將功率提昇分爲三類，第一類小幅度功率提昇(MUR power uprate)是藉著更精準的飼水流量量測及爐心熱功率計算來達成，提昇的爐心熱功率在2%以下。第二類中幅度功率提昇(stretch power uprates，簡稱SPU)可將爐心熱功率提昇至高達7%，一般來說不需要對電廠的主要設備做改善。若爐心熱功率提昇超過7%則爲第三類大幅度功率提昇(extended power uprates，簡稱EPU)，通常都需要對電廠的主要設備做重大改善。核能電廠功率提昇可爲業主帶來可觀的經濟效益，但是提昇功率之前須經詳細評估，以確保電廠在提昇功率後仍可維持原有之安全水準。

國際間包括美國，德國、西班牙、瑞典、芬蘭、瑞士等國均有核能電廠完成提昇功率之案例，美國核管會(NRC)並曾有核准功率提昇超過20%的EPU案例。台電公司已於2006至2008年提出核一、二、三廠MUR申請，原能會經審慎之審查後，也分別於2007至2009年核准該等申請案，三個電廠的6個機組完成MUR功率提昇案後，總輸出功率增加約 55.64 MWe。至於中大幅度功率提昇，原能會也備妥中文化之審查導則，而台電公司於2010年12月向原能會提出核一廠中幅度功率提昇申請案，原能會依審查時程規劃預定於2012年10月完成相關安全分析審查作業。

11.1.3 設計變更之安全評估

根據「核子反應器設施管制法」第 13 條(參考文獻 11.1)之規定，核能電廠之設計修改或設備變更涉及重要安全事項時(重要安全事項之說明請參閱本報告第 3.3.1 節)，一律須準備相關安全評估報告，並報請原能會核准後始得為之。原能會在電廠執行設計修改或設備變更時，將進行必要之現場視察。電廠於修改或變更工作完成後，須執行驗證測試以確保工作成果之品質。

11.1.4 老化管理

近年來核能電廠隨著運轉年份的增加，老化問題漸漸受各界所關注，如美國核電廠是著重於營運期間之壽命管理(life cycle management)及制定法規來規範電廠運轉執照換發(license renewal)，有些國家則著重於安全方面，但均為局部性之作法，而無整合性老化管理之計畫，我國雖無類似之法規來規範老化管理或電廠延壽，但台電公司核能電廠營運期間之維護、監測、檢測及定期測試計畫，可將大部份之電廠老化問題予以掌控並及時改善，以確保核能電廠能在設計運轉壽命期間安全運轉，台電公司老化管理相關作法摘述如下。

11.1.4.1 台電公司核能電廠老化管理概要

台電公司曾對核能電廠的老化問題進行研究，第一階段為文獻資料的審閱，及篩選適用於核一廠壽命延長之結構、系統、組件，以進行全廠老化評估，由於美國原來執行先導型延壽計畫之電廠均於1992年中暫緩執行，且美國核電廠壽命延長之法規指引未定案，因此暫緩執行先前之評估，而重新規劃，擬先執行小規模之評估方法研究(共分三部份：結構、系統及組件老化)，以利知道收集那些資料。第二階段為系統老化評估方法研究計畫，委託工研院工材所執行，陸續完成執行「核一廠高壓注水(HPCI)系統老化評估」、「核一廠餘熱移除(RHR)系統老化評估」、「核三廠凝結水及飼水系統老化評估」等，其目的乃是先選示範系統，建立老化評估的流程及方法，再推廣至相關系統。

針對重要設備，如反應器壓力槽及爐心內部組件老化問題，依反應器壓力槽材料試片監測計畫，定期自爐內取出試片評估分析，其結果顯示材料仍維持有相當的韌性，以及在最嚴重的假設暫態其溫度與壓力最壞的組合條件下，仍在可接受的安全運轉區內，有關爐心內組件破壞的問題，台電公司除積極從材質、水質及應力三方面改善外，亦對反應爐內組件目視檢測程序予以改進，以使破壞機率降至最低。台電公司已執行的老化相關研究案尚包括：

- 「環境促進腐蝕對核反應器壓力槽老化影響評估」研發案；
- 「核能電廠老化管理評估技術系統開發與應用」研發案；
- 「核三廠S/G二次側應力腐蝕劣化探討」研發案。

台電公司運轉中核能電廠類似的研發案目前多由維護法規(MR)執行案所整合。

11.1.4.2 未來展望

台電公司將持續執行並精進目前之維護、監測、檢測及定期測試等計畫，並將參考已執行之老化管理措施及計畫，研訂老化管理評估制度，供核能電廠對廠內各相關設備組件構建其規劃、組織、執行、控制之老化管理流程，如篩選出老化管理

之範圍，提供老化評估模式，進而達成良好的老化管理制度。

11.2 分析、監測、測試及視察等驗證工作

核能電廠運轉技術規範中包括有監測、測試及定期視察等之相關要求，例如對於 ASME 規範之 1、2、3 類零組件、空浮濃度、固體放射性廢料系統、停機餘裕、緩和劑溫度係數(moderator temperature coefficient, 簡稱 MTC)、反應器冷卻水溫度、加硼系統、停機水流路徑可用度等須執行運轉中視察與測試。電廠持照者負責執行上述監測、測試及定期視察，原能會負責稽查相關工作績效。以下謹列舉重要之驗證工作並說明其內涵：

11.2.1 核能電廠視察

爲確保核能電廠興建或運轉安全，核能安全視察是原能會重要工作項目之一，運轉期間視察類別與內容請參閱本報告第 3.2.3.3 節之說明，本節再針對龍門電廠興建期間之視察，說明其重要類別與內容。

(1) 駐廠視察

電廠興建期間駐廠視察員的職責包括：(i)向原能會提報每日建廠活動；(ii)監視品保方案執行狀況；(iii)稽查建廠活動遵循法規之情形；及(iv)執行例行建廠活動視察。

(2) 定期視察

通常每季執行一次定期視察，但也會隨建廠活動內容調整視察頻率。在設計階段，原能會依據品保要求並參考美國 NRC 的整體設計視察指引對台電公司設計管控功能、工程顧問公司及龍門建廠辦公室等進行視察。

製造階段的視察重點爲安全相關設備與零組件的製造品質，例如反應器壓力槽、控制棒微調驅動機構(fine motion control rod drive，簡稱 FMCRD)及圍阻體內襯鋼板等重要設備之品質。

建造與裝機階段之視察分爲土木與結構、機械與管路及儀控與電力三大類。土木與結構類的視察重點包括：鋼結構之焊接、鋼筋之鋪設、水泥之品管、水泥澆灌之控制、行政管理及相關品管與品保功能等。機械與管路類的視察重點包括：焊接、非破壞性檢測、及相關品管與品保等。儀控與電力類的視察重點包括：電纜導管之焊接、導管之裝配、儀控管路之裝配、電纜鋪設與確認、防火狀況、耐震程度及相關品管與品保等。

(3) 特殊專案視察

針對下列專業技術項目，原能會均會邀請相關領域之學者專家協助執行視察工作：

(a) 土木與結構

視察重點包括：結構設計、水泥之品管、水泥之成份、水泥澆灌之控制等。

(b) 特殊程序控制

視察重點包括：焊接與非破壞性檢測之品管、材料特性檢驗、缺陷處理、X 檢驗之再評估及執行特殊程序之查核等。

(c) 人因工學

視察重點包括主控制室、備用停機盤面及現場控制盤面的人員與系統介面設計，同時也會查證操作手冊與程序書是否符合 NUREG-0711 (參考文獻 11.7)中有關人因工學設計的要求。

(d) 防火

視察重點爲查證火災預防與保護系統之設計與安裝是否符合法規要求，視察項目包括火災危害分析、火災偵測、火災圍堵、防火材料適用程度及防火計畫等。

(4) 關鍵建造查核點視察

對建廠品質有重大影響的工作項目必須先獲得原能會的核准才能進行，送請審核的文件包括品管計畫、測試程序或計畫及測試結果，須進行查核點(holding points)管制的項目如下：

(a) 反應器廠房基礎初次澆灌水泥；

(b) 反應器壓力槽安裝；

(c) 安全相關機械設備開始安裝；

(d) 安全相關管路系統開始安裝；

(e) 安全相關儀控設備開始安裝；

(f) 安全相關電氣設備開始安裝；

(g) 圍阻體整體功能測試；

(h) 反應器保護系統開始功能測試；

(i) 靜態冷水壓測試；

(j) 運轉員開始模擬器訓練；

(k) 開始試運轉測試；

(l) 系統整體功能測試；

(m) 初次裝填燃料；

(n) 初次臨界與停機餘裕測試；

(o) 汽機轉動與初次並聯；及

(p) 功率提昇測試，包括 25%、50%、75%及 100%額定功率測試。

建造工作完成後即展開試運轉測試(pre-operational test)與起動測試(startup test)。

試運轉測試項目包括：建造後測試、靜態水壓測試、系統沖洗、轉動機械設備初次轉動測試及系統運轉測試等。此時之視察重點包括：測試計畫、測試執行程序、測試結果審查、進行查核點管制、不合格項目之處理及初次裝填燃料前系統運轉能力等之品保作業。

起動測試項目包括：初次裝填燃料、初次臨界、汽機轉動、發電機並聯、及 25%、50%、75%及 100%額定功率之提昇測試。此時之視察重點包括：測試計畫、測試

執行程序、測試結果審查、進行查核點管制、不合格項目之處理及 100%額定功率持續運轉 100 小時測試等之品保作業。

在電廠商轉前，尚須審查運轉與維護(O&M)之行政管理是否備妥，以確保電廠可以安全與可靠地運轉。審查重點包括：運轉與維護人員之訓練、運轉安全審查與稽查功能、運轉中視察與測試計畫、品管與品保計畫之建立與執行等。

除了上述原能會的視察工作外，台電公司核能安全處在運轉中核能電廠也派有駐廠安全小組，負責公司內部稽查工作。各駐廠安全小組均於電廠商轉時成立，目前設置安全小組經理 1 人，課長 3 人分別主管安全、管制與品保之業務，另有主辦/協辦品保人員 3 人。安全小組日常從事有關一般稽查及專案評鑑等品保作業，並執行安全相關事務(例如異常事件、營運程序書、品保採購規範等)之審查與查證工作，另每日蒐集運轉狀況資訊供核安處處本部彙整後陳報台電公司高層及相關單位參考；在電廠大修期間則參與核安處審查工作組，現場查證營運期間測試、停機安全及起動、DCR、維護、測試、輻防、工安等作業及大修成套文件審查。

安全小組透過一般稽查與對日常機組營運狀態的查證，若發現有技術或設備個案上之缺失者，即提出品質改正通知或建議。對系統、設備或管制措施方面，若發現有重要品質問題存在時，則執行「專案評鑑」，以期發掘潛在問題因子，並將評鑑後所發現之缺失提出具體可行改善建議或簽發品質改正通知書，供電廠參考改正。

11.2.2 燃料填換安全分析

核能電廠每次燃料填換之前均須提送「核子燃料換裝安全分析報告」，並經原能會審查核准後才能進行燃料填換工作。而若有下列狀況發生時，則須對上述報告中的燃料機械設計、熱流設計、中子設計、暫態分析及其他相關分析進行詳細審查，以確認各項重要參數均符合安全要求。

- 燃料供應商更換；
- 燃料型式更改；及
- 燃料填換安全分析方法更新。

針對燃料型式更改狀況，上述審查結論可能會要求進行額外的視察與測試，如鏽垢(crud)厚度觀察、氧化層厚度量測及燃料棒內氣體壓力量測等。

11.2.3 預防保養

核能電廠爲使廠內設備在運轉期間能維持它應有的設計功能，以確保設備和系統能有良好的運轉情況，因此，必須對各項組件、設備進行定期性及計劃性之檢查 (如設備分解／翻修／更換、潤滑油位檢查、水／潤滑油洩漏檢查、設備／結構外觀目視檢查……等)、量測 (如振動量測、絕緣量測、電流量測、壓力／溫度量測……等)、調整 (如設定點漂移調整、鎖緊裝置鬆緊調整、傳動裝置調整……等) 等工作，以符合品質保證方案對核能電廠預防保養之規定，並確保核能發電之安全。台電公司核能電廠的預防保養分爲平時例行性預防保養及大修時之計劃性預防保養，重要內容如下：

(1) 平時例行性預防保養

核能電廠目前已建立維護管理電腦系統(MMCS)，平時例行性預防保養係

MMCS 的一個子系統，所有預防保養工作之擬定、排程、通知、執行、查證等作業管制，以及資料保存、延誤工作追蹤等處理規定，均由 MMCS 之預防保養子系統來負責處理，以有效管理核能電廠平時運轉時之預防保養作業。

(2) 大修計劃性預防保養

機組大修時則將十年長期維護計劃中屬於該次大修需執行之預防保養項目及根據設備平時運轉監測結果需預爲保養之項目等納入大修排程計劃並依據大修作業管制程序、設備檢修工作管制程序及相關保養工作之維護程序書進行大修時之預防性維護。

11.2.4 其他運轉階段之安全分析

若核能電廠系統參數嚴重偏離正常範圍，或結構、系統、零組件發生故障，則電廠持照者必須證明機組可繼續運轉並向原能會提報相關狀況。若上述異常狀況嚴重則電廠持照者必須執行安全分析，原能會則將進行深入之審查。例如核一廠在 1994 年 3 月發現爐心側板有龜裂狀況，1995 年 3 月再發現這些龜裂處有逐漸增大現象，因此進行整體安全評估證明爐心側板之修理不會造成安全問題後，進行爐心側板之修復作業，此事件詳細過程與處理方式請參閱本報告第 3.3.8 節。

我國核一、二廠內用過核子燃料池容量有限，過去曾採用貯存格架調整的方式增加貯存容量，當時也曾做過相關之燃料池機械設計、熱流設計、中子設計、暫態分析及其他相關安全分析，證明貯存格架調整之安全性。不過核一、二廠的燃料池仍將分別於民國 2014 年及 2016 年貯滿。台電公司爲因應中期貯存的需求，經考量安全性、技術面、經濟面及社會面等因素後，決定採用廠內乾式中期貯存方式，並已於 2005 年 8 月委託核能研究所執行核一廠用過核燃料乾式貯存設施採購帶安裝計畫。乾式貯存設施之功用爲在一定期限內，不論正常、異常或假想事故狀況下，均能將核電廠用過核燃料保持在安全包封狀態，防止燃料護套受損。典型的乾式貯存系統爲被動式系統，由包封罐(primary confinement vessel)與護箱(overpack)兩大部分所組成；包封罐由維持幾何形狀的燃料格架(basket)、移除衰變熱的機制及包含輻射核種的包封邊界等三部份所構成；護箱一般由鋼材或混凝土所製成，其主要功用爲保護包封罐、屏蔽中子與 γ 射線、以及提供散熱途徑等。原能會對乾式貯存設施有「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」(參考文獻 11.8)及「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」(參考文獻 11.9)等相關規定，台電公司須依據上述規定提送貯存設施安全分析報告，說明相關臨界安全、熱傳安全、結構安全、輻射安全等分析結果，以接受管制單位審查。

參考文獻

11.1 “核子反應器設施管制法”，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

11.2 “環境影響評估法”，環境保護署，2003 年 1 月修正公布。

11.3 “核子反應器設施建廠執照申請審核辦法”，2004 年 4 月公布。

11.4 “核子反應器設施運轉執照申請審核辦法”，2005 年 11 月修正公布。

11.5 “Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants”, 10 CFR 54, USNRC.

11.6 “Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,”

ASME, RA-S-2002, April 2005; RA-Sa-2003, Addendum A to RA-S-2002, December 2003. RA-Sb-2005, Addendum B to RA-S-2002, December 2005.

11.7 “Human Factors Engineering Program Review Model”, NUREG-0711 Rev. 1, USNRC, May 2002.

11.8 “放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法”，原子能委員會，2009 年 4 月修正公布。

11.9 “申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則”，原子能委員會，2005 年 10 月公布。

第12章 輻射防護

各簽約方必須採取適當措施，以確保在所有運轉狀態下，核能電廠對工作人員及民眾所造成的輻射曝露均將合理抑低，且無任何人之輻射劑量超過國家規定之劑量限值。 **＜國際核能安全公約第15條＞**

12.1 管制架構與輻射工作人員防護

12.1.1 輻射防護之法律、施行細則及法規命令

「游離輻射防護法」(簡稱輻防法)係於 2002 年公佈，並於 2003 年 2 月 1 日開始施行(參考文獻 12.1)。此法分爲 5 章共有 57 條條文，爲了便於執行，輻防法中授權制定了 22 個法規命令。

輻防法的目的在於合宜地管理放射性物質、可發生游離輻射設備及各種輻射作業，以防範輻射工作人員與一般民眾受到輻射傷害。

輻防法中規定了基本的輻射防護原則，並特別強調以下各項核能電廠的相關課題：

- 規定各項防護措施，使放射性物質排放與職業曝露合理抑低(ALARA)，以防範輻射之危險；
- 規定與運轉相關的各項安全措施，記明各項與核能電廠運轉有關的必要措施，以保護人員身體、民眾及環境免於受到可能輻射危險；
- 對輻射工作人員與進入核設施人員，其人員輻射劑量評定的執行標準；以及
- 針對於輻射環境中工作人員之訓練要求。

「游離輻射防護法施行細則」計包括 25 條條文(參考文獻 12.2)，述明母法的細節並作必要的補充說明。其中與核能電廠有關之規定包括核能電廠的輻射防護計畫，氣液體排放安全分析報告內容，對輻射工作人員施行輻射訓練的相關需求以及對可能事故之評估報告內容等。

輻防法授權而制定了 22 項法規命令，以規範輻射防護的技術需求，並針對核能電廠特別強調以下各項課題：

- 針對輻射工作人員與民眾之游離輻射安全標準詳細規定，
- 放射性物質安全運送之詳細規定，
- 建立核能電廠輻射防護管理組織之詳細規定，
- 放射性物質與其相關輻射作業之詳細規定，例如要界定管制區範圍，
- 有關監測輻射工作場所及周圍環境的詳細規定，
- 輻射防護人員之詳細規定，以及
- 人員劑量評定執行標準的詳細規定。

12.1.2 職業曝露之合理抑低

12.1.2.1 核能電廠設計與興建時職業曝露之合理抑低

台電公司於設計及興建核能電廠時，均特別納入下列輻射防護原則，以確保合於合理抑低標準，並維持輻射工作人員及一般民眾之輻射劑量符合國家規定限值：

- 於含有大量放射性之管路與設備外安裝屏蔽，以完全地衰減輻射，
- 於輻射管制區內使用遙控與自動化的設備，
- 於可能有空氣污染的區域內安裝具有過濾功能的通風設備，
- 於核能電廠內安裝連續輻射監測系統，以及
- 建立合宜的輻射區分類及其進出之管制。

12.1.2.2 輻射曝露管制標準

台電公司於輻射作業中，針對輻射工作人員建立之目標劑量限值，爲表 12.1 所示正式法規限值之 90%，並控制輻射劑量於目標劑量限值內。台電公司並於程序書中規定，當任何人員之年累積劑量接近目標劑量限值時，需作密集之每日監測。並且任何人員累積之劑量達到正式法規限值的 80%時，除非經廠長批准且採取適當措施外，將不允許在高輻射區工作。

12.1.2.3 輻射工作之管理

台電公司之程序書中規定，任何人於進入輻射管制區工作前，應先取得輻射工作許可証，而這是經由參考工作類別、輻射強度及工作條件後才發出的許可証。核能電廠保健物理組的輻射防護人員於發出此許可証前會評估工作造成之預期劑量，並且在必要時會對工作人員作一些特別的要求，例如佩戴警報器及防護面具等。

12.1.2.4 降低職業輻射曝露

台電公司已建立並執行職業輻射曝露的各項目標，例如包括年集體劑量、更換燃料或預防保養期間之集體劑量、以及各特定工作之集體劑量等。台電公司於程序書中規定均需依工作前擬定之計畫執行輻射防護工作，並規定應於規劃階段召開合理抑低委員會之會議，以評估輻射強度及預期集體劑量。此外，台電公司針對主要的維護工作、設計修改及設備更換等，每年均至少要評估合理抑低的成效一次以上。於執行輻射工作時需於輻射工作程序書或輻射工作許可証上說明降低劑量之相關技術。

台電公司各核能電廠於 2010 年之總集體劑量爲 7.79 人-西弗，其主要來源爲 3 座正在運轉核能電廠的員工，分別爲核一廠 1.90 人-西弗、核二廠 4.14 人-西弗及核三廠 1.07 人西弗。2004 年至 2010 年不同輻射工作類別及 3 座核能電廠員工之集體劑量分布如表 12.2 及表 12.3 所示。核一廠自 2005 年迄 2009 年之集體劑量，均列於世界核能發電協會(WANO)排行中間值列內。由此 2 表中可看出除了電廠兩部機組均於同一年更換燃料情況外，各核能電廠員工之集體劑量均呈現遞減的趨勢。

12.1.2.5 人員劑量評定及其驗証

台灣每年約有 4 萬多人參與輻射相關之作業，原能會已建立「全國輻射工作人員

劑量資料庫中心」，以供管理所有從事輻射工作人員之劑量。

包括台電公司在內，要從事人員劑量評定的機構，需先獲得原子能委員會的批准後，才可從事此項服務工作(參考文獻 12.3)。台電公司發放熱發光劑量計(thermoluminescent dosimeter，簡稱 TLD)給相關員工佩戴，按月回收計讀並告知個人計讀劑量的結果，此計讀的結果並每月報告給原能會。經濟部標準檢驗局主管之「財團法人全國認證基金會」(Taiwan Accreditation Foundation，簡稱 TAF)，會舉辦實驗室相互比對認証以維持計讀之準確性。

12.1.2.6 輻射防護之訓練

台電公司於程序書中規定，輻射工作人員會進入核電廠以及放射性廢棄物處理貯存設施的人員，均應接受適當的輻射防護訓練課程。工作人員經由此訓練可獲得輻射工作所需的基本知識與處理技術。訓練課程依性質分爲以下幾類：

- 進場訓練，
- 輻射防護法第 14 條第 4 項規定有關從事輻射作業之防護及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，以及
- 承攬輻射防護業務包商之訓練。

各課程均訂有訓練時數，其基本內容包括基礎輻射防護，輻射之健康效應，進出管制區程序，以及緊急狀況之整備。其他內容包括輻射曝露管制，污染管制，廢棄物管理以及儀器與防護裝備之使用。參與訓練之人員須參加筆試，通過筆試測驗後，參與訓練的人員才具有進出管制區或在管制區內工作的資格。

12.1.3 加強管制的作爲

原能會自 1996 年 7 月開始推動了一系列之計畫，以納入國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection，簡稱 ICRP)第 60 號建議報告(ICRP-60)的內容於相關法律與法規命令之內。「游離輻射防護法」係於 2002 年 1 月公布，並已納入部分國際放射防護委員會(ICRP)第 60 號建議報告的概念。「游離輻射防護安全標準」於 2003 年 1 月發布，並於 2005 年 12 月修正發布，此法規命令之主要內容爲減低了劑量限度，並納入體內曝露評估系統以取代廢止的最大容許劑量概念。原能會已建置了「輻防管制系統」，以有效管制人員、輻射源，可發生游離輻射設備以及輻射作業。

12.1.3.1 游離輻射防護安全標準

「游離輻射防護安全標準」於 2005 年 12 月 30 日修正發布(參考文獻 12.4)，以符合國際放射防護委員會第 60 號報告(ICRP-60)建議之精神(參考文獻 12.5)，此版本中採用有效劑量(effective dose)取代上一版本(ICRP-26)使用的有效等效劑量(effective dose equivalent)。輻射工作人員之職業劑量限值爲每連續 5 年不得超過 100 毫西弗。此 5 年週期依原能會規定，2003 年至 2007 年爲第一個週期，2008 年至 2012 年則爲第二個週期。國際放射防護委員會第 60 號建議報告中建議的輻射加權因數(radiation weighting factor)及劑量轉換係數(dose conversion coefficients)均已納入 2005 年版的「游離輻射防護安全標準」中。一般民眾每年之有效劑量不得超過 1 毫西弗，且於評估因呼吸及攝入造成之體內劑量時，考量不同年齡群的差異，採用 6 組不同年齡群的劑量轉換係數。

12.1.3.2 建置及利用輻防管制系統

爲執行新公布的游離輻射防護法，並實現電子化管理的政策，以有效管制放射性物質與可發生游離輻射設備的使用，原能會於 2003 年 2 月 1 日建置完成並開始使用一套「輻防管制系統」，以使民眾對可能的輻射危險得到更好的保護。輻防管制系統是一套將人員資格、企業經營者能力以及放射性物質與可發生游離輻射設備進出口等管制作業，整合成電腦控制的管理系統，可更確保各種輻射作業與民眾的輻射安全。

12.2 一般民眾之輻射曝露防護

12.2.1 放射性物質排放之劑量約束

原能會參考美國聯邦法規第 10 章第 50 節 (10 CFR Part 50) 附錄 I：「輕水式核能電廠放射性物質排放符合合理抑低之設計目標及運轉限度的數值指引」(參考文獻 12.6)，規定了排放至環境中氣體與液體核種的最大容許濃度以及有關的劑量約束。各核能電廠依相關法規確認核種濃度符合允許之限度後，方可將氣體與液體排入外界環境。

依法規之規定，氣體排放對一般民眾之劑量約束如下：

- 空氣中加馬吸收劑量：0.1 毫格雷/年-機組；
- 空氣中貝他吸收劑量：0.2 毫格雷/年-機組；
- 體外曝露個人有效劑量：0.05 毫西弗/年-機組；
- 體外曝露皮膚等價劑量：0.15 毫西弗/年-機組；以及
- 碘與微粒放射性核種造成器官等價劑量：0.15 毫西弗/年-機組。

液體排放對一般民眾之劑量約束爲：

- 個人有效劑量：0.03 毫西弗/年-機組；以及
- 器官等價劑量：0.1 毫西弗/年-機組。

12.2.2 核能電廠周圍民眾之劑量評估

依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」之規定(參考文獻 12.7)，各核能電廠每季需評估其對周圍民眾之輻射劑量影響情形。評估模式中有考量氣體與液體排放之放射性、氣象條件、劑量轉換因數以及核能電廠周圍 50 公里範圍內農產品與漁貨量等因數。

台電公司 3 座核能電廠每季均評估其電廠周圍民眾之輻射劑量，以確保接近核能電廠最關鍵民眾所接受之劑量符合法規之劑量限度。係以實際經由氣體與液體途徑排放之放射性核種作爲評估之依據，廠區之氣象監測站記錄每小時之風向、風速與大氣穩定度等氣象資料。在氣體曝露途徑部分，先計算核能電廠周圍 50 公里範圍內有興趣位置的大氣擴散因數(atmospheric dispersion factor)X/Q 及沉積因數(disposition factor)D/Q，然後再評估關鍵群體(critical group)之個人劑量與 50 公里範圍內的集體劑量，並與相關法規限值作爲比較。氣體核種排放時，所考慮的曝露途徑包括煙羽曝露、地表曝露、呼吸及攝入污染之蔬菜、牛肉及牛奶等。液體排放亦是依實際之核種排放之紀錄作評估，所考慮的曝露途徑包括食用魚、無脊椎動物以

及游泳與海邊活動等。

各核能電廠採用典型的計算機程式 XOQDOQ-82、GASPAR 及 LADTAP-Ⅱ等執行評估，爲符合現行游離輻射安全標準之規定，這些程式中劑量轉換係數已修正爲國際放射防護委員會(ICRP)第 60 號建議報告內之建議值。

三座核能電廠自 2003 年至 2010 年氣液體核種排放造成的個人等效劑量與器官等價劑量，彙總列表 12.4 至表 12.6 中。由於核能發電廠實際之核種排放量均較終期安全分析報告中所列的設計值爲低，故一直以來核能電廠周圍民眾接受到的劑量均在背景值變動範圍內，並符合法規要求。

12.2.3 台電公司之環境輻射監測

台電公司依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」之規定，須執行核能電廠環境輻射監測作業，包括裝置熱發光劑量計(TLD)與環境輻射監測站，並分析各式環境樣品中的放射性。

核一廠、核二廠、核三廠與龍門電廠在周圍 2 公里半徑範圍內各設有 5 座環境輻射監測器，這 20 座監測器之位置係考量地形、人口分布及大氣擴散係數後據以決定的，用以量測距地表 1 米高位置的連續加馬劑量率。這些監測器系統的狀況與輻射劑量值均連線至各核能電廠的放射試驗室與保健物理站以供即時確認。熱發光劑量計係安裝於埋入地表之竿上離地 1 米處，以量測核能電廠周圍 50 公里半徑範圍內每季加馬輻射劑量之累積值，而核一廠、核二廠、核三廠及龍門核能電廠分別安裝 45、36、32 及 40 組熱發光劑量計。

環境樣本包括空氣、水(海水、飲用水、地表水、地下水及雨水)、沉積物(海底沉積物、岸砂)以及食物產品(牛奶、蔬果、水果、芋頭、魚、貝類及海藻等)，不同樣本在不同時段加以取樣量測如表 12.7 所示。

12.2.4 原子能委員會的環境輻射監測網

原子能委員會所屬的「輻射偵測中心」(簡稱偵測中心)負責量測全國空浮微粒、落塵、雨水、飲用水、地下水、畜產品、農產品、土壤及牛奶等之放射性。輻射偵測中心並建置了「全國環境輻射監測網」，俾能快速偵測並針對環境中任何放射性異常狀況作出反應。全國環境輻射監測網如圖 12.1 所示，包括設於輻射偵測中心內的環境輻射監測中心、5 個人口密集城市、原能會、3 座核能電廠、核研所及國內其他位置之監測站，迄 2010 年底止，於台灣、金門、馬祖、澎湖及蘭嶼共計設置了 34 座監測站。偵測中心每年並舉辦全國及國際性實驗室間的環境放射性量測比對，以確保量測品質管制。

參考文獻(第 12 章)

12.1 “游離輻射防護法”，原子能委員會，2002 年 1 月公布。

12.2 “游離輻射防護法施行細則”，原子能委員會，2002 年 12 月發布。

12.3 “人員輻射劑量評定機構認可及管理辦法”，原子能委員會，2002 年 12 月發布。

12.4 “游離輻射防護安全標準”，原子能委員會，1970 年 7 月 29 日年發布，2005 年 12 月 30 日修正發布。

12.5 “1990 Recommendations of the International Commission on Radiological

Protection”，ICRP Publication 60 (1990)。

12.6 “Numerical Guides for the Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to meet the Criteria ‘As Low as is Reasonably Achievable’ for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents”，US 10 CFR 50 Appendix Ⅰ。

12.7 “輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則”，原子能委員會，2002 年 12 月發布。

表 12.1 現行劑量限度

類別	輻射工作人員	一般民眾 (關鍵群體)
有效劑量	50 毫西弗 (任一年) 100 毫西弗(連續五年)	每年 1 毫西弗
年等價劑量 – 眼球水晶體 – 四肢或皮膚	 150 毫西弗 500 毫西弗	 15 毫西弗 50 毫西弗

表 12.2 各類輻射工作人員之集體劑量

							單位：人-西弗
年度	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
台電公司	8.250	7.970	6.834	7.811	6.061	7.447	7.787
醫療	0.460	0.450	0.518	0.534	0.537	0.429	0.488
工業	0.820	1.420	1.798	1.232	0.922	0.768	0.770
其他	0.270	0.360	0.298	0.254	0.179	0.203	0.152
天然放射性物質	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
合計	9.790	10. 220	9.448	9.830	7.699	8.847	9.194
							單位：人-年
合計工作人員數	35,774	39,243	40,882	43,447	44,120	42,966	44,607

表 12.3 台電公司各核能電廠之集體劑量

單位：人-西弗

年度	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
核一廠	2.067	2.931	1.936	1.970	2.364	2.076	1.904
核二廠	4.623	3.049	2.688	4.417	2.637	3.048	4.144
核三廠	1.544	1.928	2.182	1.417	0.963	2.011	1.068
其 他	0.016	0.062	0.028	0.007	0.097	0.313	0.671
合 計	8.250	7.970	6.834	7.811	6.061	7.447	7.787

表 12.4 核一廠對周圍民眾之劑量評估

單位：毫西弗/年*

年度	氣體排放		液體排放	
	有效劑量[1]	等價劑量[2]	有效劑量[3]	等價劑量[4]
2003	2.60×10^{-8}	1.11×10^{-3}	3.56×10^{-5}	1.38×10^{-4}
2004	3.86×10^{-7}	2.41×10^{-4}	1.87×10^{-5}	3.55×10^{-5}
2005	1.40×10^{-7}	2.28×10^{-4}	1.19×10^{-4}	2.35×10^{-4}
2006	1.20×10^{-6}	9.81×10^{-5}	4.02×10^{-5}	7.94×10^{-5}
2007	1.34×10^{-6}	1.23×10^{-4}	5.55×10^{-5}	1.05×10^{-4}
2008	1.37×10^{-6}	2.77×10^{-4}	5.87×10^{-4}	3.00×10^{-3}
2009	3.40×10^{-6}	2.68×10^{-4}	2.05×10^{-4}	4.43×10^{-4}
2010	1.97×10^{-6}	8.66×10^{-5}	1.43×10^{-4}	4.16×10^{-4}

註：1.惰性氣體之體外曝露(劑量約束 0.05 毫西弗/年-機組)。

2.碘與微粒之器官等價劑量(劑量約束 0.15 毫西弗/年-機組)。

3.劑量約束 0.03 毫西弗/年-機組。

4.器官等價劑量(劑量約束 0.1 毫西弗/年-機組)。

* 對兩部機組

表 12.5 核二廠對周圍民眾之劑量評估

單位：毫西弗/年*

年度	氣體排放		液體排放	
	有效劑量[1]	等價劑量[2]	有效劑量[3]	等價劑量[4]
2003	8.75×10^{-4}	1.47×10^{-3}	8.42×10^{-5}	3.80×10^{-4}
2004	1.30×10^{-3}	2.62×10^{-3}	5.92×10^{-5}	1.20×10^{-4}
2005	1.03×10^{-3}	7.84×10^{-3}	7.60×10^{-5}	1.51×10^{-4}
2006	1.21×10^{-3}	3.39×10^{-3}	5.52×10^{-5}	1.09×10^{-4}
2007	7.00×10^{-4}	1.48×10^{-2}	8.16×10^{-5}	1.82×10^{-4}
2008	7.62×10^{-4}	1.83×10^{-2}	1.87×10^{-4}	8.30×10^{-4}
2009	8.30×10^{-4}	3.20×10^{-3}	1.10×10^{-4}	2.94×10^{-4}
2010	7.28×10^{-4}	3.71×10^{-3}	3.90×10^{-5}	1.04×10^{-4}

註：1.惰性氣體之體外曝露(劑量約束 0.05 毫西弗/年-機組)。

2.碘與微粒之器官等價劑量(劑量約束 0.15 毫西弗/年-機組)。

3.劑量約束 0.03 毫西弗/年-機組。

4.器官等價劑量(劑量約束 0.1 毫西弗/年-機組)。

* 對兩部機組

表 12.6 核三廠對周圍民眾之劑量評估

單位：毫西弗/年*

年度	氣體排放		液體排放	
	有效劑量[1]	等價劑量[2]	有效劑量[3]	等價劑量[4]
2003	4.84×10^{-4}	2.08×10^{-3}	7.00×10^{-5}	7.84×10^{-5}
2004	3.78×10^{-4}	1.71×10^{-3}	2.53×10^{-5}	3.30×10^{-5}
2005	2.75×10^{-4}	1.19×10^{-3}	2.56×10^{-5}	3.08×10^{-5}
2006	1.60×10^{-4}	1.29×10^{-3}	2.46×10^{-5}	2.69×10^{-5}
2007	1.25×10^{-4}	4.99×10^{-4}	2.11×10^{-5}	2.13×10^{-5}
2008	4.47×10^{-4}	1.20×10^{-3}	3.66×10^{-5}	1.58×10^{-4}
2009	2.63×10^{-4}	2.28×10^{-3}	2.30×10^{-5}	2.30×10^{-5}
2010	2.67×10^{-4}	8.03×10^{-4}	2.24×10^{-5}	2.24×10^{-5}

註：1.惰性氣體之體外曝露(劑量約束 0.05 毫西弗/年-機組)。

2.碘與微粒之器官等價劑量(劑量約束 0.15 毫西弗/年-機組)。

3.劑量約束 0.03 毫西弗/年-機組。

4.器官等價劑量(劑量約束 0.1 毫西弗/年-機組)。

* 對兩部機組

表 12.7 核能電廠周圍之環境輻射監測

單位：取樣數

試樣類別	核能電廠			分析項目/分析頻度
	核一廠	核二廠	核三廠	
直接輻射				
熱發光劑量劑(連續)	45	36	32	加馬劑量/季
高壓游離腔(連續)	5	5	5	加馬劑量/小時
空氣				
微粒(連續)	16	11	16	總貝他、加馬能譜 [1]/週、加馬能譜/季、鍶-89；鍶-90[2]
空氣碘(連續)	16	11	16	放射性碘/週
落塵(連續)	1	1	1	加馬能譜/月
水樣				
海水(季)	9	9	10	加馬能譜 [3]、氚 [3]/月、鍶-89；鍶-90[2]
飲水(季)	7	6	7	加馬能譜、氚/季、鍶-89；鍶-90[2] 放射性碘 [4]
河水(季)	2	4	2	加馬能譜、氚/季、鍶-89；鍶-90[2]
池水(季)	5	3	3	加馬能譜、氚/季、鍶-89；鍶-90[2]
地下水(季)	2	3	2	加馬能譜、氚/季、鍶-89；鍶-90[2]
定時雨水(月)	2	2	3	加馬能譜/月、氚/季、鍶-89；鍶-90[2]
定量雨水	2	2	3	加馬能譜、氚 [7]
農漁產品				
牛羊奶(季)	—	—	1	放射性碘、加馬能譜/季、鍶-89；鍶-90[2]
稻米(半年)	2	3	3	加馬能譜/半年、鍶-89；鍶-90[2]
蔬菜(半年)	6	5	5	放射性碘、加馬能譜/半年、鍶-89；鍶-90[2]
茶葉(半年)	5	—	—	加馬能譜/半年、鍶-89；鍶-90[2]

表12.7 核能電廠周圍之環境輻射監測 (續)

單位：取樣數

式樣類別	核能電廠			分析項目/分析頻度
	核一廠	核二廠	核三廠	
水果(年)	2	2	1	加馬能譜/年、鍶-89；鍶-90^2
根菜(地瓜)	3	3	2	加馬能譜/年、鍶-89；鍶-90^2
芋頭(年)	1	1	—	加馬能譜/年、鍶-89；鍶-90^2
莖菜[5]	1	1	1	加馬能譜/年、鍶-89；鍶-90^2
家禽(半年)	3	3	3	加馬能譜/半年、鍶-89；鍶-90^2
海菜(年)	2	2	2	放射性碘、加馬能譜/年、鍶-89；鍶-90^2
海魚、貝(季)	5	5	6	加馬能譜/季、鍶-89；鍶-90^2
指標生物				
相思樹(陸)(月)	1	1	1	加馬能譜/月
海藻(海)(年)	1	1	1	放射性碘、加馬能譜/年、鍶-89；鍶-90^2
沉積物				
岸砂(季)[6]	9	12	11	加馬能譜/季
土壤(半年)	14	14	11	加馬能譜/半年
海底沉積物(半年)	4	4	4	加馬能譜/半年

註：1.每週空氣微粒總貝他分析結果超過 4 毫貝克/立方公尺，方執行加馬能譜分析。

2.加馬能譜分析中發現銫-137 大於原能會規定之 AMDA(可接受最小可測量)時，方執行鍶-89；鍶-90 分析。

3.海水加馬能譜和氚分析僅於對照、出、入水口三站按月執行，當上述各站分別發現電廠排放核種或氚活度大於原能會規定之 AMDA(可接受最小可測量)時，分別於其餘各站全面執行上述加馬能譜分析或氚分析。

4.空氣碘分析中發現碘-131 有活度時，方執行各站飲水(含對照站)之放射性碘分析。

5.莖菜類核能一廠取筊白筍，核能三廠取洋蔥。

6.距出、入水口 600 米處，核一(出水口)、核二(出水口)、核三(出入水口)。

7.於每一階段下雨時取樣執行氚分析。

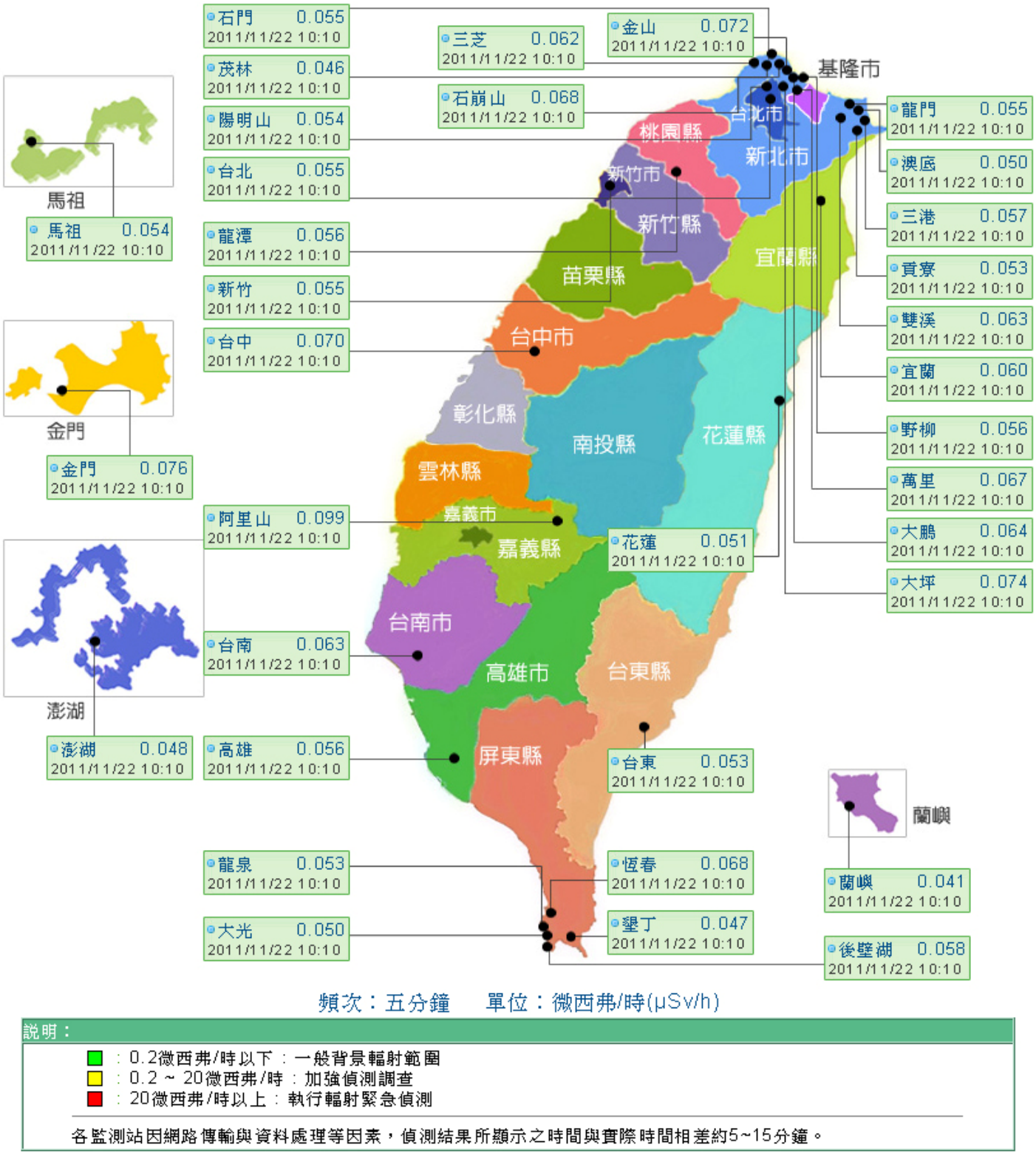


圖 12.1 全國輻射監測網

第 13 章 緊急應變整備

1. 每一簽約方必須採取適當措施，以確保其核能電廠均有定期測試之廠內及廠外緊急應變計畫，此等計畫並涵蓋一旦有緊急狀況時須採取之行動。

對任何新建之核能電廠而言，此等緊急應變計畫須於其開始以高於管制機構所同意之低功率進行運轉前完成準備與測試。

2. 每一簽約方必須採取適當措施，以確保只要核能電廠周圍之民眾與地方政府(competent authorities of the States)有可能受到放射性緊急狀況影響時，會對其提供緊急計畫與應變的適當資訊。

3. 境內無核能電廠之簽約方，只要有可能受到鄰近核能電廠放射性緊急狀況影響時，必須採取適當措施以準備及測試其領域內之緊急計畫，此等計畫涵蓋一旦有緊急狀況時必須採取的行動。 ＜國際核能安全公約第 **16** 條＞

13.1 廠內與廠外之緊急應變整備

13.1.1 法律及法規要求

依「核子反應器設施管制法」規定，核能電廠的安全於設計、興建與運轉各階段中均作嚴格的管制。然而，爲確保做好相關應變整備，以防範發生機率雖甚低但會排放大量放射性物質的事故，行政院於 1981 年發布了「核子事故緊急應變計畫」，並於 1994、1998 及 2002 年分別再修正發布。「核子事故緊急應變法」於 2003 年 12 月 24 日發布後，原能會依法規劃相關應變機制，俾能於發生核子事故時有效執行緊急應變行動。依規定，中央政府於發生核子事故時負責相關聯繫及民眾防護行動之決定；地方政府在原能會與軍方專業人員支援下，負責執行相關防護措施。以下將說明各應變組織與其功能職掌。另外，核能電廠經營者應設置「核子事故緊急應變專責單位」，並成立「核子事故設施內之緊急應變組織」，此專責單位與緊急應變組織之職掌與動員時機，及其作業程序，均應由核能電廠經營者編撰。

「核子事故緊急應變法」(參考文獻 13.1)、「核子事故緊急應變法施行細則」(參考文獻 13.2)、以及 2005 年由原能會發布取代「核子事故緊急應變計畫」之「核子事故緊急應變基本計畫」(參考文獻 13.3)中，包含核子事故緊急應變時各權責單位之職掌、事故分類、防護行動及復原措施。「核子事故緊急應變基本計畫」之重點謹概述於下。

13.1.1.1 各緊急應變組織之編組與任務

一旦發生核子事故時，台電公司負責核能電廠內之各項緊急應變措施，「核子事故中央災害應變中心」則負責廠外之應變措施。此中央災害應變中心由來自原能會、內政部、國防部、經濟部、交通部、農委會、衛生署、國家通訊傳播委員會、環保署、海巡署及新聞局等單位代表組成。當核子事故發生或有發生之虞時，依事故可能影響程度，中央主管機關成立核子事故中央災害應變中心及輻射監測中心；國防部成立核子事故支援中心；地方主管機關成立核子事故地方災害應變中心。中央災害應變中心之組織圖如圖 13.1 所示，各緊急應變中心之任務說明如下。

(1) 中央災害應變中心

中央災害應變中心之主要任務，包括統籌督導應變措施之執行、評估事故、通知地方政府成立地方災害應變中心，通知國防部成立支援中心，發布民眾防護行動命令、發布事故狀況及援救行動之新聞、澄清錯誤訊息及宣告政府之通告事項等。

(2) 核子事故輻射監測中心

核子事故輻射監測中心由原能會、交通部中央氣象局及台電公司之專業人力組成。其主要任務包括收集事故相關資訊、發放警報、研判事故時程與影響範圍、監測輻射、評估民眾輻射劑量、建議防護行動，以及提供充分之資訊與技術予其他應變中心。

(3) 核子事故地方災害應變中心

地方災害應變中心由地方政府派員組成，其主要任務爲通知並執行各項民眾防護行動，包含執行交通管制、告知民眾作室內掩蔽、發放碘片、疏散民眾收容、暫時移居、緊急醫療救護與受影響居民之照護等。

(4) 核子事故支援中心

核子事故支援中心由國防部派員組成，其主要任務包括人員、車輛與重要道路等輻射污染之清除，並協助執行民眾掩蔽與疏散、發放碘片、交通管制警戒與秩序維持等工作。此中心並協助受到影響地區的輻射偵測與監測。

13.1.1.2 核能電廠經營者之緊急應變組織與任務

核能電廠經營者(即台電公司)應設置「核子事故緊急應變專責單位」，並於核子事故發生或有發生之虞時，成立「核子事故設施內緊急應變組織」。核子事故緊急應變專責單位負責核能電廠內緊急應變作業之支援與協調及建議、事故資料蒐集分析與輻射劑量及影響程度之評估、配合各級災害應變中心進行相關之應變措施。此核子事故緊急應變專責單位於事故情況下，應與各相關中心及原能會通報與聯繫，並於必要時請求設施外之支援。核子事故設施內緊急應變組織 [即技術支援中心(TSC)]由核子反應器設施經營者派員組成，其主要任務包括採取相關措施以控制事故狀況、設施內緊急應變行動之指揮、環境輻射偵測及劑量評估，並提供各相關單位事故之有關資訊。

13.1.1.3 核子事故分類

並非核能電廠所有之異常事件均需啓動緊急應變，即使一旦發生核子事故，只要核能電廠運轉人員採取了合宜的措施，事故亦不致影響到一般民眾。爲求有效表示緊急應變之步驟並決定民眾適當的防護行動，核子事故依其可能之影響程度，分爲以下三類：

(1) 第一類：緊急戒備事故(Alert Event)

發生核子反應器設施安全狀況顯著劣化或有發生之虞，而尚不須執行核子事故民眾防護行動者。發生此類事故時，核子反應器設施經營者應動員設施內緊急應變組織全部人員及核子事故緊急應變專責單位全部或一部份人員，進行應變；並立即通報中央主管機關及地方主管機關。中央主管機關應動員全部或一部份人員設

置成立緊急應變小組，並依事故狀況及影響程度通知核子事故輻射監測中心、核子事故地方災害應變中心及核子事故支援中心待命。必要時，應通知核子事故輻射監測中心先行派遣人員前往指定場所，進行應變。

(2) 第二類：廠區緊急事故(Site Area Emergency Accident，簡稱 SAEA)

發生核子反應器設施安全功能重大失效或有發生之虞，而可能須執行核子事故民眾防護行動者。發生此類事故時，核子反應器設施經營者應動員設施內緊急應變組織及核子事故緊急應變專責單位全部人員，進行應變；並立即通報中央主管機關及地方主管機關。中央主管機關應設置成立緊急應變小組及核子事故輻射監測中心，並通知核子事故地方災害應變中心及核子事故支援中心先行派遣人員前往指定場所，進行應變。如有擴大執行應變必要時，中央主管機關應設置成立核子事故中央災害應變中心，並由該中心通知國防部及地方主管機關分別設置成立核子事故支援中心及核子事故地方災害應變中心。

(3) 第三類：全面緊急事故(General Emergency Accident，簡稱 GEA)

發生核子反應器設施爐心嚴重惡化或熔損，並可能喪失圍阻體完整性或有發生之虞，而必須執行核子事故民眾防護行動者。發生此類事故時，核子反應器設施經營者應動員設施內緊急應變組織及核子事故緊急應變專責單位全部人員，進行應變；並立即通報中央主管機關及地方主管機關。中央主管機關應設置成立緊急應變小組、核子事故輻射監測中心及核子事故中央災害應變中心，並由事故中央災害應變中心通知國防部及地方主管機關分別設置成立核子事故支援中心及核子事故地方災害應變中心。

13.1.1.4 緊急應變計畫區

當發生核子事故而須針對廠區外民眾執行初期防護或疏散時，首先需了解受影響的範圍有多少，除了民眾安全考量外，成本效益亦是一項重要的因素。爲因應緊急應變之相關準備，現有各核能電廠均定有「緊急應變計畫區」(emergency planning zone，簡稱 EPZ)。EPZ 範圍是依反應器型式、核能電廠周圍之人口密集分布情形、地形地物、氣象條件、以及所假定之最嚴重核子事故等決定的。EPZ 範圍於「核子事故緊急應變法施行細則」中訂有規定如下：

- 設計基準事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，不超過核子事故民眾防護行動規範之疏散干預基準。
- 爐心熔損事故(core meltdown accident，簡稱 CMA)在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範干預基準之年機率應小於十萬分之三。
- 爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過二西弗之年機率應小於百萬分之三。

緊急應變計畫區有關事故劑量與風險之分析，是利用計算機程式 MACCS2，其輸入的數據包括事故發生之機率、氣象條件、廠區外之人口分布及其他相關參數。依上述之決定準則、方法、分析結果，以及核子事故民眾之防護行動規範，並經過社會與經濟上之考量，3 座核能電廠之緊急應變計畫區訂爲以核能電廠半徑 5 公里的範圍。依規定，台電公司並應每 5 年依最新的人口與氣象資料重新評估各核能電廠之緊急應變計畫區。日本於 2011 年 3 月 11 日因地震引發海嘯，造成福島第一核能

電廠的重大事故後，原能會乃要求台電公司將兩部機組同時發生熔毀事故納入評估分析，經審查並考量我國國情與民眾接受程度，於 2011 年 10 月 27 日公告我國核一、二、三廠之緊急應變計畫區半徑由現有之 5 公里擴大爲 8 公里。

在緊急應變計畫區範圍內，各項包括民眾通告警報系統、疏散集結點、疏散路徑及收容與照護中心等，均應於平時整備就緒。並須定期演練以評估相關整備及應變安排之可行性，並檢視相關人員依程序作業，相關硬軟體工作正常，亦可了解核電廠周圍民眾是否已習慣於此作業，以強化緊急應變計畫之效率與有效性。

13.1.2 規劃訓練與演習

13.1.2.1 緊急應變基本計畫與民眾防護計畫

依據「核子事故緊急應變法」規定，原能會會商各相關機關，訂定「緊急應變基本計畫」以及「核子事故民眾防護行動規範」。「緊急應變基本計畫」內容包括各應變組織的任務，其例行整備措施、緊急應變計畫之演習、事故之通報及各應變組織之動員，以及核子事故後之復原措施等。「核子事故緊急應變基本計畫」提供原能會、核子事故輻射監測中心、核子事故支援中心及核子事故地方災害應變中心作爲其細部計畫之指引，俾以強化其緊急應變能力。

地方主管機關依「緊急應變基本計畫」及「核子事故民眾防護行動規範」訂定「區域民眾防護應變計畫」，計畫內容包括核子事故分類、緊急應變組織及任務、緊急應變場所及設備、事故通知及緊急應變組織動員、平時整備措施、緊急應變措施、以及核子事故後之復原措施。

13.1.2.2 核能電廠緊急應變計畫

核能電廠經營者(台電公司)依原能會之規定，劃定其核能電廠周圍之緊急應變計畫區，緊急應變計畫區的範圍應每 5 年檢討修正一次。台電公司定期將緊急應變計畫區範圍內民眾之防護措施加以分析及規劃，並報請原能會核定。民眾防護措施之分析規劃內容包括人口分布、輻射監測計畫、民眾警報系統以及民眾之集結疏散與收容。此外，台電公司依核定之分析及規劃結果設置完成必要之場所及設備，並訂定「核子反應器設施緊急應變計畫」，計畫內容包括核子事故分類與判定程序及方法、緊急應變組織及任務、平時整備措施、緊急應變措施及事故後之復原措施等。新建之核能電廠則應於初次裝填燃料前，劃定電廠周圍之緊急應變計畫區範圍，並規劃民眾防護措施計畫及核能電廠緊急應變計畫，報請原能會核定。

13.1.2.3 訓練及例行設備測試

爲確保緊急應變措施的人員能熟稔相關應變作業之知識與技能，各核能電廠與相關機關均定期舉辦訓練課程與設備之維修測試。訓練內容包括緊急運轉程序書(EOP)，受傷人員之搶救以及損壞設備之緊急搶修，原能會視察人員負責稽查相關訓練課程之辦理情形。參與中央災害應變中心、核子事故輻射監測中心、核子事故地方災害應變中心及核子支援中心緊急應變的中央政府、地方政府與軍方人員，由中央災害應變中心負責舉辦一般之訓練課程，課程之內容包括核子事故基本概述、緊急通訊、災害應變措施、掩蔽與疏散等，另外軍方相關單位亦定期舉辦人員、車輛與道路除污等特殊訓練課程。此外，每次廠外演習前並針對緊急應變計畫區內之民眾舉辦緊急應變之基本介紹課程，區域內小學與中學的老師們亦接受訓練，以教導

學生們一旦遇到核子事故時相關防護措施的知識。每年並發放宣導文宣及影音光碟給緊急應變計畫區內的民眾，使了解核子事故的應變與防護措施。

爲確保所有設施與儀具均處於正常狀況，核能電廠經營者及各應變組織，均依已先行核可之維護計畫執行有關之維修與功能測試工作。

13.1.3 核安監管中心

原能會負責全時監測各運轉核能電廠之運轉及環境輻射狀況，並與國內外核能機構保持密切聯繫，以達到聯繫、技術支援及事故通報的目的。於 2004 年 2 月正式成立「核安監管中心」，整合相關功能以強化緊急應變之成效。核安監管中心維持全年無休的每天 24 小時運作，負責監測各核能電廠的運轉狀況、收集相關資訊、人員訓練及對民眾有關之核能安全宣導工作。一旦發生核子事故時，核安監管中心立即成爲緊急應變之樞紐，負責啓動應變機制並配合事故分析與劑量評估等工作。核安監管中心之主要功能如下所述：

(1) 視訊會議系統：原能會與台電公司總部及各核能電廠每月執行視訊會議連線測試，另每季與 19 個緊急應變單位執行視訊會議連線測試，此系統可作爲事故或異常情況下遠端監管之重要管道。

(2) 核能電廠運轉安全數據顯示系統：此系統平時可即時顯示核能電廠的各項安全參數，一旦發生事故時，相關重要參數可提供原能會第一手重要資訊作事件分析之用。

(3) 全國環境輻射監測顯示系統：全國共建置 34 座輻射監測站，每天 24 小時輻射監測，提供並顯示全台灣各地及蘭嶼、金門、馬祖、澎湖等地即時環境輻射資訊。

(4) 核能電廠廠界環境輻射監測顯示系統：各核能電廠廠界周圍，各設置了 5 座輻射監測站以監測廠界之輻射狀況，並即時顯示於核安監管中心。

(5) 輻射劑量評估系統：一旦發生事故時，此系統可依即時網路上之放射性氣體排放情況與氣象數據，執行劑量評估，評估之結果可供事故之管理與控制參考用。此系統亦可依事故之放射性氣體預估排放情況與中央氣象局預估之氣象條件，執行預期之劑量評估。

(6) 氣象即時資訊：可經由中央氣象局提供即時之氣象資訊，其風場資訊是核能電廠事故發生時，預估廠區外民眾輻射劑量的一項重要參數。

(7) 有線電視新聞網：利用矩陣多頻分配器，同時擷取國內外 12 個新聞頻道，可掌握國內外核能相關新聞，並針對核能事件及早警戒因應。

(8) 衛星通報系統：當所有通訊系統故障時，衛星通報系統可作爲原能會與其他單位聯繫的重要備用通訊工具。

(9) 直通熱線電話：可供原能會與台電公司及各核能電廠於緊急時直接聯繫，值勤人員每日 2 次測試此電話系統。

13.2 民眾之通報與防護

13.2.1 緊急應變之整備

(1) 緊急應變組織之通報及動員

依核子事故之分類及是否有放射性物質外釋之虞，以決定對各緊急應變組織的通報。於緊急戒備事故時，核能電廠緊急應變組織及核子事故緊急應變專責單位應開始動員。於廠區緊急事故時，核子事故輻射監測中心與核子事故中央災害應變中心應設置成立。於緊急戒備事故時核子事故支援中心與核子事故地方災害應變中心應由原能會通知待命，並於事故發展情況演變爲廠區緊急事故時，分別由原能會與核子事故中央災害應變中心通知集結整備與設置成立。相關緊急應變組織依事故之分類以及是否有放射性物質外釋之虞而作通報與動員，如表 13.1 所示。

(2) 民眾之通報

當發生嚴重核子事故可能影響緊急應變計畫區內居民時，中央災害應變中心負責提供民眾相關正確與完整之資訊。一般通知民眾的方式包括收音機與電視之廣播、廣播車以及設於緊急應變計畫區內各警察局警報系統。

(3) 一般民眾之防護行動

當發生嚴重核子事故，可能影響廠外環境時，緊急應變計畫區內民眾之防護行動包括掩蔽與疏散，執行這些防護行動的準則如表 13.2 所示(參考文獻 13.4)。包括降低輻射劑量之藥物(例如碘片)之準備，及緊急應變計畫區外設置收容所等，並於進入收容所前先行檢查人員與車輛是否有受到污染，必要時預先進行除污作業。核子事故地方災害應變中心負責提供疏散人員之飲水、食物、藥品與必要之協助，核子事故支援中心提供人員、車輛與路面之除污、交通管制、疏散民眾、暫時移居及緊急醫療等，並協助碘片的分發等支援工作。

(4) 防護行動規範

若發生核能電廠有排出放射性物質至廠區外時，將依表 13.2 中所述廠區外民眾預期會接受之輻射曝露情況，以決定民眾是否須採取掩蔽、疏散或其他之防護行動。表中所列爲原能會採用之防護行動規範(protective action guide，簡稱 PAG)，係參考國際放射防護委員會第 63 號報告(ICRP-63)及國際原子能總署第 115 號報告(IAEA-115)建議內容，以預期劑量及可減免劑量作爲防護行動有關干預基準的劑量限度。而可減免劑量係指採取防護行動與未採取防護行動預期所減少的劑量值。另外，污染地區食物的適食性依牛乳、嬰兒食品、飲用水及一般食品中之放射性核種濃度而定，如表 13.3 所示。

13.2.2 演習

爲確保緊急應變各項措施的有效性，核能電廠內及廠外均執行定期之演習。各核能電廠每年均須執行廠內演習一次，廠內演習之項目包括事故通報及資訊傳遞、緊急應變組織動員應變、事故控制搶修、事故影響評估、核子保安及反恐、輻射偵測及劑量評估等。每次演習均由台電總公司事前於保密情況下規劃，包括學者專家及政府官員擔任評核小組委員，以檢視演習之績效並提出書面建議事項供台電公司據以改善。

於 2001 年前廠外之全面演習係每兩年舉辦一次，而自 2002 年開始改爲每年舉辦一次。目前是依南部的馬鞍山核電廠及北部的金山或國聖核能電廠輪流舉辦，未來當北部的龍門電廠商業運轉後，此廠區外之演習將改爲北-北-南的方式循環每年辦理一次。廠區外演習之項目包括事故通報及資訊傳遞、緊急應變組織動員應變、事

故影響評估、民眾防護行動、輻射偵測及劑量評估、新聞處理與發布、輻射污染清除及相關復原作業等。參與演習的單位包括中央災害應變中心、地方災害應變中心、輻射監測中心、支援中心及台電公司，此外，邀請緊急應變計畫區內約百分之一的民眾參與演習之疏散作業。由學者專家、政府官員及民眾組成之評核小組亦將評估演習之績效並提出改善意見供台電公司作爲改進之依據。

13.2.3 復原措施

核子事故後爲使災區迅速復原，原能會得召集各級政府相關機關及核子反應器設施經營者，成立「核子事故復原措施推動委員會」(以下簡稱復原推動委員會)，採取復原措施(參考文獻 13.5)。復原推動委員會任務包括決定復原措施及督導復原措施之執行、通知各級政府相關機關及核子反應器設施經營者執行復原相關措施、協調復原人力及物力之調遣、發布復原期間民眾防護行動命令、發布復原新聞以及其他復原有關事項。本委員會置委員十九至二十三人，除原能會主任委員爲當然委員外，其餘委員由內政部、國防部、財政部、經濟部、交通部、行政院主計處、行政院新聞局、行政院衛生署、行政院環境保護署(簡稱環保署)、行政院金融監督管理委員會(簡稱金管會)、原能會、行政院農業委員會(簡稱農委會)、國家通訊傳播委員會（NCC）、受災區地方政府、核能電廠經營者等相關單位與民間團體、災民代表及學者專家等組成。

本復原推動委員會各組成機關應就所屬業務權責，執行下列任務：

(1) 內政部負責督導地方政府辦理災區民眾救助、民眾臨時性搬遷、安置及永久性再定居、社區重建、協助失蹤人員搜尋等事項，督導核子事故影響地區民生必需品運用、儲備及供給事項，督導災區復原作業所需警察與消防單位人力之調遣以及規劃並執行災區鄰近國家公園等地區受輻射污染之復原、復育相關對策。

(2) 國防部負責指揮與督導國軍部隊協助輻射偵測，協助地方政府執行區域警戒管制及疏運民眾等有關事項，督導所屬相關單位協助執行復原區域治安維護事項，協助執行災區人、車、道路輻射污染清除事宜以及調遣軍隊支援復原作業事項。

(3) 財政部負責災區內地稅減免或緩徵，災害關稅減免、災區國有土地之租金減免或緩徵以及規定視災害需要調整進口關稅之稅率或關稅配額之數量。

(4) 經濟部負責督導核子反應器設施經營者執行復原相關事宜，督導所屬機關配合受污染水源管制措施及辦理民生用水用電之調度供應等有關事項，以及督導民生必需品之供應調節監控及救災物資之調度。

(5) 交通部負責協助復原作業所需道路之評估與規劃，協助復原作業所需車輛之徵用，以及規劃並執行災區鄰近國家風景區等觀光休憩地區受輻射污染之復原、復育相關對策。

(6) 主計處負責協助受災區地方政府處理復原作業所需經費。

(7) 新聞局負責辦理事故復原重建之新聞發布及聯繫事項、協調大眾傳播媒體加強報導災後復原重建相關新聞以及協助蒐集有關事故復原及緊急應變等相關新聞資訊。

(8) 衛生署負責督導災區民眾醫療及保健事項，督導復原措施所需藥品醫材規劃

及調遣事宜，督導輻傷醫療照護及追蹤評估等事項，執行災民心理衛生事宜，以及辦理災區全民健康保險就醫優惠措施與民眾醫療照護等有關事項。

(9) 環保署負責災區放射性污染以外之一般環境保護、環境衝擊分析事宜，並協助進行受污染環境復原等有關事項，督導災區公共環境衛生事項，對環境污染物、廢棄物之運送、處理、處置方式提供建議，以及規劃辦理環境復育及復原後環境保護事宜。

(10) 金管會負責協調保險業者對災區採取保險費之延期繳納、優惠等措施，以減輕受災民眾之負擔，以及保險理賠協助及災區金融優惠融通等事項。

(11) 原能會負責提供復原所需核能技術諮詢，協調執行災區輻射偵測、輻射劑量、輻射污染評估等復原所需輻射防護與管制事項，規劃放射性污染清除及污染廢棄物運送、處理、處置等作業，監督核子反應器設施經營者執行污染地區之偵測、除污、污染廢棄物運送、處理、處置及防止污染擴散事宜，協調國外技術援助事項，依實際輻射監測結果劃定受輻射災害影響區域、災情彙整與通報處理及污染證明發給、依公益勸募條例規定適時發動各界捐款協助災區重建工作等，並協助辦理損害賠償請求事宜之任務。

(12) 農委會負責協調災區農產品供應調節事項，辦理農、林、漁、牧災情之蒐集及彙整事項，協助受污染農、林、漁、牧業管制及復原輔導，並協調金融機構，對業者有關災害復建及維持經營所需資金，提供相關融資等有關事項，協助辦理農、林、漁、牧之污染物處理等復原措施推動事宜，以及規劃辦理農、林、漁、牧復育及復原後保護事宜。

(13) NCC 負責協調相關電信事業確保災區通訊正常，必要時，優先提供緊急通訊協助。

(14) 受災區地方政府負責訂定災區復原計畫，協助辦理復原重建、災區民眾通知等事宜，辦理災區民眾臨時性搬遷、安置及永久性再定居等事項，負責災區放射性污染以外之環境整潔及廢棄物等處理，並採取適當措施維護居民、作業人員之健康以及加強災區治安維護、交通管制等有利復原重建工作推行等措施。

(15) 核能電廠經營者負責電廠內復原事宜，協助災區復原作業所需民眾劑量評估、輻射偵測及民眾防護措施之執行，協助執行污染地區之偵測、除污、污染廢棄物運送、處理、處置及防止污染擴散事宜。

13.2.4 核子損害賠償

核子事故引起索賠之財務賠償計畫於本報告之第 8.1.5 節中說明，本節中將強調核子損害有關賠償的一些重要規定。「核子損害賠償法」係依原子能法第 29 條規定而制定者，於 1971 年 7 月 20 日公布，並於 1977 年 5 月 6 日及 1997 年 5 月 14 日修正公布(參考文獻 13.6)。「核子損害賠償法」適用於原子能和平用途所發生損害之賠償，由核子設施內或運送核子物料而發生核子意外時，設施經營者對於所造成的核子損害應負賠償責任，設施經營者對於事件造成的損害，不論有無故意或過失，均應負賠償的責任，但核子事故係直接由國際武裝衝突、敵對行爲、內亂或重大天然災害所造成者，不在此限。核子設施經營者證明核子損害之發生或擴大，係因被害人之故意或過失所致者，法院得減輕或免除其對被害人之賠償金額。

核子設施經營者對每一核子事故所負之賠償責任，最高限額爲新台幣 42 億元，核子設施經營者應維持足夠履行核子損害賠償責任限額之責任保險或財務保證，惟中央政府、縣市政府及其所屬研究機構之核子設施不適用此規定。核子設施之運轉或核子物料之運送在一定限度內，得向原能會申請酌減其責任保險或財務保證金額。若核子設施經營者因責任保險或財務保證所取得之金額，不足以履行已確定之核子損害賠償責任時，國家應補足其差額，但以補足至新台幣 42 億元爲限。

依「核子損害賠償法」第 28 條之規定，核子損害賠償之請求權，自請求人之有損害及負賠償義務之核子設施經營者時起，3 年間不行使而消滅，自核子事故發生之時起，逾 10 年者亦同。核子事故發生後，原能會得設置「核子事故調查評議委員會」，其職權如下：

(1) 核子事故之認定及其原因之調查。

(2) 核子損害之調查與評估。

(3) 核子事故賠償、救濟及善後措施之建議。

(4) 核子設施安全防護改善之建議。

相關之調查、評估及建議應作成報告並公告之，當核子事故被害人以訴訟請求賠償時，法院得參酌「核子事故調查評議委員會」之調查報告及賠償建議，依損害之大小及被害人數多寡作適當之分配。

茲因國際間關於核子損害賠償之法制，主要係參考「巴黎公約」及「維也納公約」，而上開公約關於核子事故損害賠償之趨勢及法例已有變遷，爲使「核子損害賠償法」能與國際接軌，強化受災民眾之保障及利於未來爭取加入國際公約，原能會已擬具「核子損害賠償法」部分條文修正草案，並於2011年9月經行政院院會通過後送請立法院審議，其修正要點如下：

(1) 爲符合國際公約之趨勢，並提高核子設施經營者之責任，爰將「重大天然災害」所導致之核災，排除於核子損害賠償之免責事由之外（修正條文第 18 條）

(2) 參照國際公約，將核子設施經營者之損害賠償責任限額，由現行之新臺幣 42 億元提高至新臺幣 150 億元（修正條文第 24 條）。

(3) 考量核子事故造成生命喪失或人體傷害之潛伏期往往甚長，爰延長其賠償請求權時效（修正條文第 28 條）。

(4) 對核子物料所屬核子設施經營者之損害賠償責任，不宜因引起核子事故之核子物料是否係經竊盜、遺失、投棄或拋棄而有不同，爰將現行條文第 29 條對核子設施經營者之損害賠償請求權以自竊盜、遺失、投棄或拋棄之時起 20 年爲限之規定刪除，回歸第 28 條規定。

13.3 日本福島核能事故後我國緊急應變之因應規劃

日本於 2011 年 3 月 11 日因地震引發海嘯，造成福島第一核能電廠的重大事故後。原能會即針對核能電廠緊急應變之相關法令及措施，作深入的檢討及修正之規劃，以因應複合式災變之應變，包括：

(1) 緊急應變計畫區內之整備檢討

日本於 2011 年 3 月 11 日因地震引發海嘯，造成福島第一核能電廠的重大事故後，

原能會乃要求台電公司將兩部機組同時發生熔毀事故納入評估分析，經審查並考量我國國情與民眾接受程度，於 2011 年 10 月 27 日公告我國核一、二、三廠之緊急應變計畫區半徑由現有之 5 公里擴大爲 8 公里。

此次日本福島核災民眾疏散範圍達 20 公里，已超出其原先緊急應變計畫區（8 至 10 公里）規劃，除了核能專業考量外，應包含海嘯及地震複合性災害等相關因素。爰此，原僅進行核子事故緊急應變計畫區內之疏散、收容等整備作業，由日本災變經驗顯示，若發生類似複合性災害，其整備規劃已不足；由於民眾之疏散、收容作業與一般天然災害並無太大差異，未來將結合災害防救體系，規劃緊急應變計畫區外可能影響範圍之民眾疏散收容計畫，擴充收容所容量及備援物資之儲備，以備緊急之需，確保民眾生命財產安全。

(2) 指揮體系之合併以因應複合式災變

因地震、海嘯所引起之核子事故，與其他原因所造成之核子事故，其成因及演變過程不同，事故排除亦較困難，但核能電廠機組搶救、控制及應變作業，尚無多大差異。惟複合性災害之形態，比單一災害更爲複雜，地方政府之救災工作亦更形艱鉅。現行單一災害應變機制勢無法有效因應類似此次日本發生地震、海嘯及核子事故等複合性災害應變，因此，災害防救與核子事故緊急應變二者實有採專業分工、相互合作必要，以建立國家全災害防救機制。有關地震、海嘯引發核子事故之複合災害應變作業，於 2011 年 5 月 17、18 及 24 日核安 17 號演習進行相關演練，已驗證其運作模式之可行性，原能會將配合內政部、行政院災害防救辦公室進行相關規定之修正。

13.4 配合國際體制及與鄰近國家關係

爲精進國內緊急應變整備之技術，並強化參與各應變組織人員之知識與能力，原能會積極與相關之國際組織及鄰近國家合作，在相關領域已完成或正持續進行的重要措施包括以下幾項：

(1) 身爲國際原子能總署(IAEA)緊急通報系統的一員，原能會與國際原子能總署的總部，多年來維持經常性的聯繫測試，並定期參加國際原子能總署舉辦之緊急應變訓練。

(2) 由於國內之核能電廠均係由美國進口者，已安排許多團隊的工程師赴美國相關單位接受包括緊急醫療救護、緊急應變計畫區評估以及緊急應變之規劃等訓練。此外，亦常邀請美國之政府單位、國家實驗室及核能電廠的專業人士來台與我國的政府官員與工程師交換緊急應變整備的相關資訊。而且參加由美國核能管制委員會主持有關嚴重核子事故的國際合作計畫，例如 CSARP、COOPRA 及 CAMP 計畫，都有很好的成果。

(3) 爲與鄰近國家針對緊急應變之整備互相合作，原能會與日本原子力產業協會(JAIF)已簽訂雙邊之緊急支援合約。在此合約下執行了包括安全研討會、資訊交換以及政府官員與專業人士的交流多項活動。

參考文獻(第 13 章)

13.1 「核子事故緊急應變法」，原子能委員會，2003 年 12 月公布。

13.2 「核子事故緊急應變法施行細則」，原子能委員會，2005 年 3 月發布。

13.3 「核子事故緊急應變基本計畫」，原子能委員會，2005 年 7 月公告。

13.4 「核子事故民眾防護行動規範」，原子能委員會，2005 年 7 月公告。

13.5 「核子事故復原措施推動委員會之成立與組織及運作作業要點」，原子能委員會，2007 年 12 月函定。

13.6 「核子損害賠償法」，原子能委員會，1971 年 7 月公布，1997 年 5 月修正公布。

表 13.1 緊急通報及應變中心動員表

事故種類	緊急戒備事故		廠區緊急事故		全面緊急事故
狀況*	A	B	A	B	
核子反應器設施緊急應變組織	全部動員	全部動員	全部動員	全部動員	全部動員
核子事故緊急應變專責單位	部分動員	全部動員	全部動員	全部動員	全部動員
核子事故輻射監測中心	通知待命	集結整備	設置成立	設置成立	設置成立
核子事故中央災害應變中心	------	------	------	設置成立	設置成立
核子事故地方災害應變中心	------	通知待命(由中央主管機關通知)	集結整備(由中央主管機關通知)	設置成立(由中央災害應變中心通知)	設置成立(由中央災害應變中心通知)
核子事故支援中心	------	通知待命(由中央主管機關通知)	集結整備(由中央主管機關通知)	設置成立(由中央災害應變中心通知)	設置成立(由中央災害應變中心通知)

* 狀況 A：無放射性物質外釋； B：放射性物質外釋或有外釋之虞

表 13.2 防護行動之干預基準

劑量限度	防護行動
可減免劑量於 2 天內達 10 毫西弗	居民須於室內採取掩蔽措施
可減免劑量於 7 天內達 50 至 100 毫西弗	疏散緊急計畫區內之民眾
可減免甲狀腺約定等價劑量達 100 毫西弗	服用碘片
30 天之預期輻射劑量達 30 毫西弗	暫時移居(移居後 30 天之預期輻射劑量在 10 毫西弗以下時，終止暫時移居)
終生之預期輻射劑量達 1 西弗以上或暫時移居達 1 年以上	永久遷離

表 13.3 食物及飲用水管制標準

放射性核種	行動基準(千貝克/公斤)	
	一般食品	牛乳、嬰兒食品、飲用水
銫-134、銫-137、釕-103、釕-106、鍶-89	1 以上	1 以上
碘-131	------	0.1 以上
鍶-90	0.1 以上	------
鎢-241、鈽-238、鈽-239	0.01 以上	0.001 以上

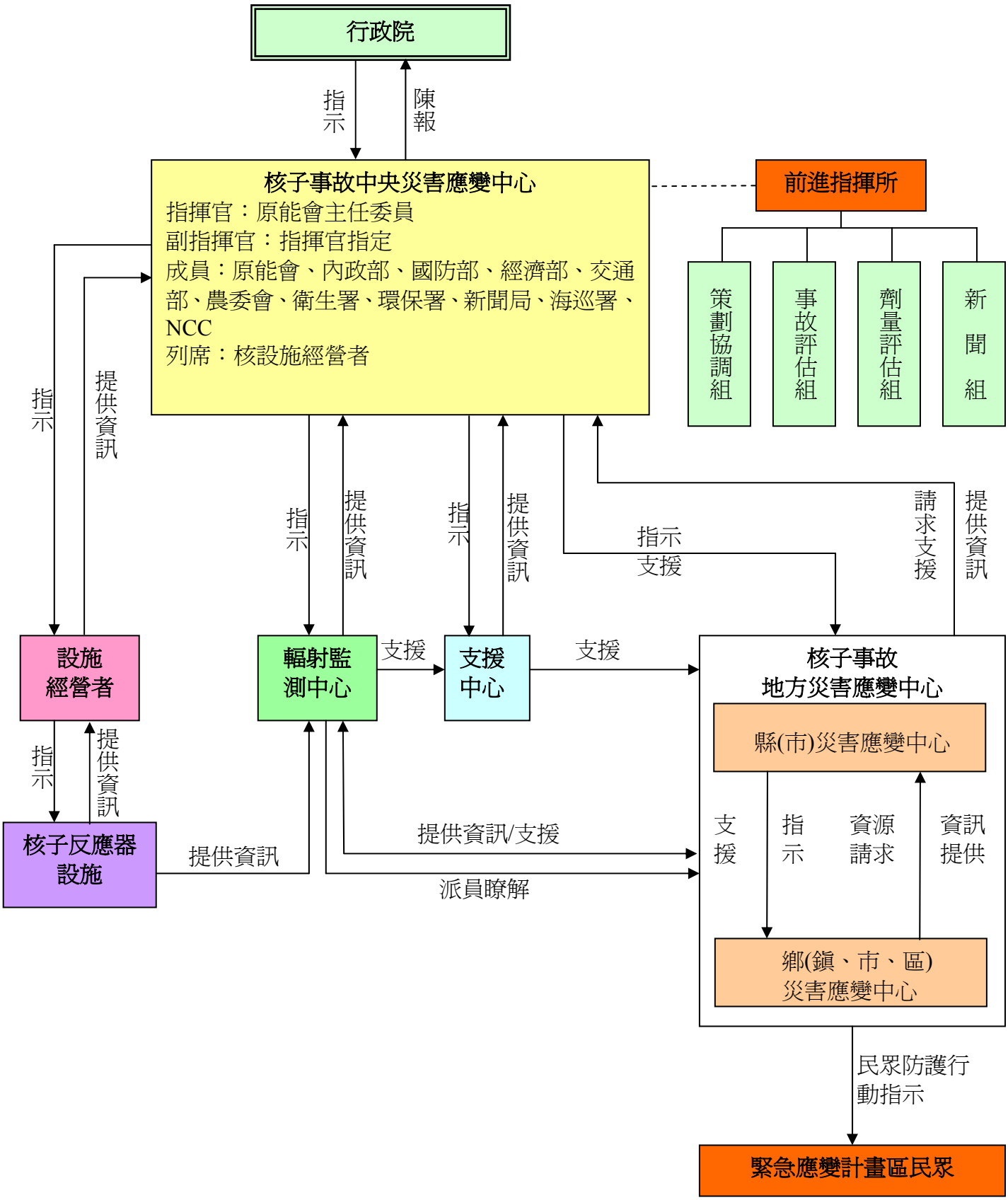


圖 13.1 中央災害應變中心組織圖

第 14 章 廠址選擇

每一簽約方必須採取適當措施，以確保已針對下列事項建立並施行適當的程序書：

(i) *評估所有在核能電廠預估壽命期中可能影響其安全的廠址相關因素；*

(ii) *評估計畫興建之核能電廠對個人、社會、及環境可能之安全影響；*

(iii) *若有需要，重複執行前述(i)與(ii)項之評估，藉以確保核能電廠後續之安全可接受性；*

(iv) *針對計畫興建之核能電廠，洽詢附近可能被影響的簽約方，並依其要求提供必要的文件，以便該簽約方自行評估前述核能電廠對其領域可能之安全影響。* **＜國際核能安全公約第17條＞**

14.1 評估廠址相關因素

我國對核能電廠廠址之要求，主要爲「核子設施管制法施行細則」(參考文獻14.1)中所述及反應器供應商所屬國家 (我國4座核能電廠反應器供應商皆在美國) 對廠址之要求。後者包含下列法規與規範 (參考文獻14.2)：

- 美國聯邦法規第10章第100節(10CFR100) -- 反應器廠址準則
- 美國核管會法規指引(RG)第4.7節 -- 核電廠廠址適用通則
- 美國核管會審查標準(Standard Review Plan，簡稱SRP)第2.5.1節 -- 基本地質與地震資訊

這些反應器供應商所屬國之規範與標準被原能會採納爲廠址管制之重要參考資料。但這些規範與標準中之要求並非強制性要求。爲了符合廠址管制要求，國內現有核能電廠中可能影響電廠安全的廠址相關因素評估結果均記錄於初期與終期安全分析報告中，這些評估之重要考量謹說明如下：

14.1.1 鄰近工業與軍事設施及交通

依據我國核能管制要求，新核能電廠廠址的申請者須提供鄰近工業與軍事設施及交通路線等資訊，同時須評估潛在的外來災害。申請者也須指認電廠附近可能導致事故的任何狀況，如危險物質之爆炸、可燃氣團之延遲燃燒、有毒液體與氣體洩漏、火災及海上事故等，同時也須評估這些狀況對核子設施安全運轉的潛在影響。爲了符合這些要求，國內核能電廠持照者執行的評估包括：河流交通事故、爆炸、火災、有毒氣體意外洩漏、飛機墜毀、空浮污染等。一般而言，鄰近工業與軍事設施及交通對我國核能電廠所造成的潛在危險非常輕微而可以忽略。

14.1.2 氣象

與氣象有關的廠址相關因素評估包括大量降雨、颱風、暴風雨、龍捲風、強風及海嘯等。爲了蒐集氣象評估所需的數據，每個核能電廠在商轉前後均執行廠區氣象測量方案。根據此方案，核能電廠商轉前觀察的氣象參數包括風、溫度、降雨量、日照率、蒸發率、雲層狀況、大氣壓力、濕度、高空風速、及氣溫梯度，商轉後監測的參數則僅包括風速與風向、氣溫梯度及濕度(或露點)。

14.1.3 水文條件

與水文條件有關的廠址相關因素包括最大可能水災、最大可能降雨量、複合式風浪、複合式天災、最大可能海嘯造成之水災等。

14.1.4 地質與地震條件

地質與地震評估爲決定廠址適當性的必要評估，也爲預定廠址可以興建及運轉核能電廠提供合理保證。安全相關結構系統與零組件須能承受適當的地震強度，上述評估中重要考量包括：

(1) 基本地質與地震數據

地質與地震評估須蒐集與分析的數據包括：區域與廠址地形、區域地質與地殼構造、廠址地質結構、結構性地質圖、地質外形(顯示核電廠地基與地表下物質之關係)、地下水變動歷史、地表下之勘查、地震強度調查、岩石之靜態與動態性質、挖掘與回填歷史等。

(2) 地表振動

地表振動(vibratory ground motion)分析包括：區域與廠址地殼板塊構造、地表與地表下物質於過去地震時之行爲、土壤之靜態與動態性質、過去之區域地震數據、震央與地殼構造之關係、廠址地殼構造相關地震之振動式地層運動、最大地表加速度、設計基準地震、運轉基準地震等相關分析。設計基準地震之設定是爲了確保下列事項：

- 反應器壓力邊界之完整性不被破壞；
- 反應器停機與維持安全狀態之能力不被破壞；
- 針對可能導致廠外輻射曝露量超過核子設施管制法施行細則規定之事故，防止或減輕該類事故後果的能力不被破壞。

此外，台電公司在2009年進行核一廠第三次10年整體安全評估的地震安全評估章節中引用經濟部中央地調所2007年報告，指出核一、二廠之間的山腳斷層屬於第二類活動斷層，且長度可能會超過之前的認定，此爲可能影響核一、二廠發電安全的新事證。另，中央地調所2009年第27號特刊將原來認爲是存疑性的恆春斷層歸納爲第二類活動斷層的報告，衝擊到鄰近的核三廠的地震安全，加上2006年12月26日台灣西南外海發生連續兩次地震的規模超過設計時對該區域所推估之最大潛能規模，並造成核三廠2號機手動急停。針對以上關於新學理及新事證的說明，原能會特別要求台電公司立即進行「核能電廠耐震安全評估精進作業」，台電公司並承諾於2012年6月、2012年12月及2013年分別完成海域與陸域地質補充調查、地質穩定性及地震危害度分析、以及三座核能電廠耐震餘裕檢討評估。依據上述耐震餘裕評估結果，進行核能電廠結構、系統與組件的後續補強作業，以強化運轉中核能電廠的耐震能力。

爲因應山腳斷層及恆春斷層新事證發現，台電公司已加速進行地質調查及核能電廠耐震能力評估，工作流程規劃詳如圖14.1，工作內容及時程規劃如次：

- 規劃階段

2009 年 12 月 30 日委請核能研究所辦理「核能電廠廠址地質穩定性及地震危

害度再評估計畫」，規劃廠址附近海陸域地質調查工作，並規劃專家審查調查報告。

- 調查階段

  2010 年 11 月 10 日委託中興工程顧問公司辦理「營運中核能電廠補充地質調查工作」，內容包括廠址附近海陸域地質調查、地球物理探測、地形測量、各項試驗等，預定 2012 年 12 月完成。

- 評估階段

  (1) 請原設計顧問公司 [益鼎(核一)及泰興公司(核二、核三)] 根據美國核能法規辦理耐震餘裕評估(seismic margin assessment，簡稱 SMA)，評估在超越設計基準情境下，電廠廠房及設備組件提供安全停機及餘熱移除的能力，預定 2013 年 12 月完成，並依評估結果進行必要之耐震補強工作。

  (2) 依 2009 年美國機械工程師學會(ASME)規範，辦理耐震安全度評估(seismic PRA，簡稱 SPRA)，預定 2013 年 12 月完成。

另有鑑於2011年3月的日本福島第一核能電廠地震海嘯經驗，原能會亦要求台電以新學理重新評估各核能電廠廠址之海嘯高度。國科會業已執行全國最大海嘯威脅模擬評估計畫，其中優先執行各核能電廠之海嘯威脅分析，原能會將依據調查結果要求台電檢討核能電廠的海嘯設計基準。除此之外，原能會亦依據2011年3月17日行政院院會之決議要求台電先行將核一廠之耐震能力(安全停機地震SSE)從現在的0.3g提高到0.4g。

14.1.5 龍門電廠興建計畫之選址經驗

龍門核能電廠(簡稱龍門電廠)興建計畫經初步評估後原有 4 個可能之廠址，包含鹽寮、老梅、觀音及大武等地點。篩選這些廠址時需考量許多因素，這些因素被分爲「最重要因素」與「重要因素」兩類，謹說明如下：(參考文獻 14.3)

(1) 最重要因素

- 地質條件
- 地震條件
- 基礎狀況
- 環境影響

(2) 重要因素

- 易接近性(accessibility)
- 土地取得與使用
- 電力傳輸
- 人口
- 氣象
- 海洋條件
- 水文條件
- 廠址發展

- 輻射劑量之考量

此 4 個候選廠址的「最重要因素」與「重要因素」評估結果如表 14.1 與表 14.2 所示，其中各因素優劣等級分爲 1 到 4 級，而兩種因素的權重各爲 4 與 2。評估結果顯示鹽寮是龍門電廠廠址的最佳選擇。

14.2 個人、社會與環境安全影響評估

14.2.1 環境影響評估之管制要求

根據「環境影響評估法」第 5 條之要求(參考文獻 14.4)，開發行爲對環境有不良影響之虞者必須執行環境影響評估(EIA)。因此核能之開發及放射性廢料貯存或處理設施之興建必須執行 EIA。而根據 EIA 工作指引的規定，開發單位在規劃階段必須執行第一階段 EIA 並準備環境影響說明書(environmental impact statement，簡稱 EIS)。此份 EIS 須在申請活動許可時送交環保署審核，環保署必須在接到申請案 50 天內(若有需要得延長 50 天)公布審查結論。若 EIS 審查結論認爲所申請的活動對環境有顯著不良影響，則申請者須執行第二階段 EIA。根據環境影響評估法第 11 條之要求，核能專案申請者須準備 EIA 報告草案並送交原能會審查，該草案之內容大綱如表 14.3 所示。原能會在收到上述申請案 30 天內須會同環保署、環評會委員、及其他相關單位，邀請專家、學者、非政府團體及當地居民，執行現場視察並舉行公聽會說明開發活動發展內容。視察與公聽會紀錄須送交環保署。環保署收到上述紀錄後，須在 60 天內公布審查意見，申請者可根據審查意見修訂原草案並完成正式 EIA 報告再送交環保署審查。環保署審查通過後須公布正式 EIA 報告及審查結論摘要。

EIA 報告在建廠期間考量的環境影響因素包括：空氣品質、噪音、交通流量、水質、陸域生態、水域生態、固體廢料、歷史與古蹟資源等。在運轉之後考量的因素則包含輻射與熱污染。龍門電廠興建計畫的 EIA 報告係於 1991 年獲得批准。

14.2.2 輻射事故後果評估

依「核子反應器設施管制法」及其施行細則要求，核能電廠應依照其設計基準事故可能造成之損害，將電廠周圍地區分爲下列兩區域：

(1) 禁制區(exclusion area，簡稱EA)：指核子事故發生後，其邊界上之人於2小時內，接受來自體外放射線分裂產物造成之全身劑量小於250毫西弗，且來自放射性碘造成之甲狀腺劑量小於3西弗之緊接核能電廠之地區。

(2) 低密度人口區(low population zone，簡稱LPZ)：指核子事故發生後，其邊界上之人自放射性雲到達時起至全部通過時止，接受來自體外放射線分裂產物造成之全身劑量小於250毫西弗，且來自放射性碘造成之甲狀腺劑量小於3西弗之緊接核能電廠之地區。低密度人口區內得供民眾居住。

除了上述輻射劑量的要求外，根據核子反應器設施管制法第4條之要求，核能電廠經營者應按核子事故發生時可能導致民眾接受輻射劑量之程度，擬訂計畫，報請原能會會商內政部、直轄市、縣(市)政府及有關機關劃定禁制區及低密度人口區，經行政院核定後，由直轄市、縣(市)政府公告實施，並由各該政府於公告後二個月內會同經營者分別設立界樁。而經營者對禁制區內之土地，除公路、鐵路、水路外，應

取得使用權。禁制區內，禁止與核能電廠運轉、維護或保安無關之人員居住及影響電廠安全之活動。

核能電廠選擇廠址時，其地點除低密度人口區半徑大小須適當外，與二萬五千人以上人口集居地區之距離，至少應爲低密度人口區半徑一又三分之一倍。低密度人口區，得供民眾居住。但在該區內新設學校、工廠、監獄、醫院、長期照護機構、老人養護及安養機構，應先參照當地區域民眾防護應變計畫研提配合方案，報請原能會會商直轄市、縣(市)政府審核通過後，依有關法令之規定爲之。

根據前述要求，台電公司必須蒐集距離反應器 10 公里內之人口數、距離反應器 10 至 40 公里區域之人口數、暫態人口數(主要來自海灘、寺廟、教堂及釣魚等季節性人口變化及例行工作日之人口變化)、人口聚集中心及公眾建築與設施等資料。而評估禁制區與低密度人口區範圍須考量的參數包括：爐心分裂產物外釋比例、圍阻體洩漏率、廠址氣象狀況、大氣擴散特性等。若電廠系統進行重大修改，則須評估其對設計基準事故及核子事故發生率與後果的影響。

參考文獻(第 14 章)

14.1 “核子反應器設施管制法施行細則”，原子能委員會，2003 年 8 月發布。

14.2 原子能委員會網站，www.aec.gov.tw，2011 年 5 月。

14.3 台電公司網站，www.taipower.com.tw，2011 年 5 月

14.4 “環境影響評估法”，環境保護署，2003 年 1 月修正公布。

表 14.1 鹽寮、老梅、觀音及大武廠址因素比較

廠址 因素	鹽寮	老梅	觀音	大武
地震條件	•鹽寮與觀音符合美國核管會廠址地質與地震要求 •爲求保守之地震設計，採用最大水平地表加速度 0.4g 作爲安全停機地震(SSE)			•大武無法符合美國核管會廠址地質與地震要求 •大武之 SSE 大於 0.55g
地質條件	鹽寮、老梅與觀音之地質適合做爲核能電廠廠址。			大武接近活動版塊邊界且可能是斷層(capable faults)
基礎狀況	•地表下有適當的岩盤且有最佳基礎狀況 •表層有 0 到 10 米的沖積層覆蓋	•地表下也有良好的岩盤，但表層有 30 米的沖積層覆蓋 •有斜坡穩定度問題	•基礎狀況做爲核電廠廠址頗爲勉強 •11 到 15 米過重土壤壓在軟弱之岩層上 •有土壤液化之可能	•因有 53 米過重土壤壓在岩層上故大武是最不看好的廠址 •有嚴重的斜坡穩定度問題
其他	•位於本島東北海岸 •靠近福隆海灘	•極難建造 345 kV 輸電線 •靠近白沙灣海灘	•靠近觀音海灘 •生水供應困難	人口密度與成長率很低

表 14.2 龍門電廠廠址評比表

因素	權重	廠址評比				權重後之評比			
		鹽寮	老梅	觀音	大武	鹽寮	老梅	觀音	大武
最重要因素									
地質條件	4	4.0	4.0	3.3	2.1	16	16	13	8
地震條件	4	4.0	3.8	3.5	1.0	16	15	14	4
基礎狀況	4	4.0	3.0	1.8	1.0	16	12	7	4
環境影響	4	1*	2*	3*	2*	4	8	12	8
重要因素									
易接近性	2	4	4	3	2	8	8	6	4
土地取得與使用	2	2	2	3	4	4	4	6	8
電力傳輸	2	4	1	3	2	8	2	6	4
人口	2	3	3	3	4	6	6	6	8
氣象	2	4	4	3	2	8	8	6	4
海洋條件	2	3	3	2	4	6	6	4	8
水文條件	2	3	4	2	2	6	8	4	4
廠址發展	2	3	2	3	1	6	4	6	2
輻射劑量之考量	2	3	2	3	4	6	4	6	8
總計						110	101	96	74

*評比時假設電廠設計可將環境影響減至最少

優 = 4　　良 = 3　　好 = 2　　劣 = 1

表 14.3 環境影響評估報告書大綱

一、開發單位之名稱及其營業所或事務所。

二、負責人之姓名、住、居所及身分證統一編號。

三、評估書綜合評估者及影響項目撰寫者之簽名。

四、開發行爲之名稱及開發場所。

五、開發行爲之目的及其內容。

六、環境現況、開發行爲可能影響之主要及次要範圍及各種相關計畫。

七、環境影響預測、分析及評定。

八、減輕或避免不利環境影響之對策。

九、替代方案。

十、綜合環境管理計畫。

十一、對有關機關意見之處理情形。

十二、對當地居民意見之處理情形。

十三、結論及建議。

十四、執行環境保護工作所需經費。

十五、預防及減輕開發行爲對環境不良影響對策摘要表。

十六、參考文獻。

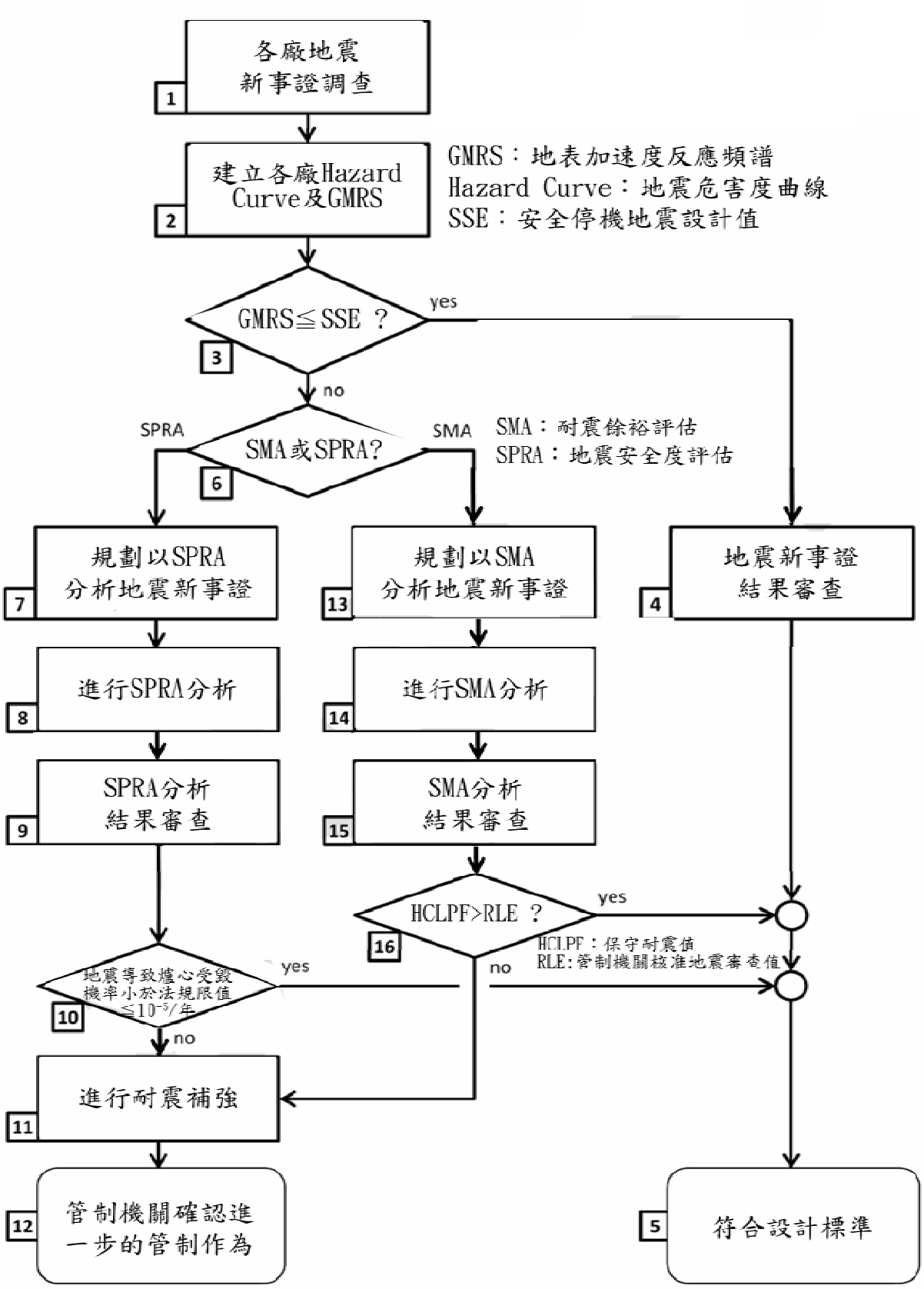


圖14.1 新地震事證安全評估流程圖

第15章　設計與建造

每一簽約方必須採取適當措施以確保：

(i) *核能電廠之設計與建造提供數個可靠的保護層次與方法(縱深防禦)，以預防事故的發生及萬一發生事故時減輕其後果，俾防止放射性物質外洩；*

(ii) *核能電廠的設計與建造技術均由經驗證明已成熟，或經測試或分析驗證爲合格；*

(iii) *核能電廠設計提供可靠、穩定、及易於管理的運轉，且特別將人爲因素與人機介面納入考量。* **＜國際核能安全公約第 18 條＞**

15.1 防止放射性物質外洩

15.1.1 執照申請程序與管制要求

根據「核子反應器設施管制法」(參考文獻15.1)之要求，建造核能電廠之重要程序包括：

(1) 定義禁制區與低密度人口區；

(2) 提送初期安全分析報告以申請建廠執照；

(3) 提送終期安全分析報告以申請初次裝填核子燃料許可與運轉執照；以及

(4) 定義緊急應變計畫區，並於初次裝填核子燃料前執行一次緊急應變計畫演習。

在上述程序中，「防止放射性物質外洩」相關的重要要求謹說明如下：

(1) 核子事故發生後，禁制區邊界上之人於2小時內，接受來自體外放射線分裂產物造成之全身劑量小於250毫西弗，且來自放射性碘造成之甲狀腺劑量小於3西弗。核能電廠經營者必須買下禁制區內所有的土地。

(2) 核子事故發生後，低密度人口區邊界上之人自放射性雲到達時起至全部通過時止，接受來自體外放射線分裂產物造成之全身劑量小於250毫西弗，且來自放射性碘造成之甲狀腺劑量小於3西弗。

(3) 初期與終期安全分析報告中必須清楚說明防止放射性物質外洩的方法，報告中相關章節應包括

- 第11章　放射性廢料管理
- 第12章　輻射防護
- 第15章　事故分析
- 第19章　嚴重事故分析
- 附錄A　安全度評估
- 附錄C　緊急應變計畫

(4) 根據「核子反應器設施管制法」(參考文獻15.1)及其施行細則(參考文獻15.2)之要求，緊急應變計畫區之評估準則如下：

- 設計基準事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，不超過核子事故民眾防護行動規範之疏散干預基準。
- 爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範疏散干預基準之年機率應小於十萬分之三。
- 爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過 2 西弗之年機率應小於百萬分之三。

其中疏散措施的干預基準爲預估 7 天之可減免有效劑量達50至100毫西弗。

申請建廠執照與運轉執照的詳細要求請參閱「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」(參考文獻15.3)與「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」(參考文獻15.4)。

15.1.2 縱深防禦概念之施行

根據「核子反應器設施管制法」、「核子反應器設施管制法施行細則」及「核子反應器設施安全設計準則」(參考文獻15.5)之要求，所有型式之核子反應器在設計其結構、系統、與組件時，均須考慮下列廠內與外來(亦稱廠外)事件：

- 廠內事件(internal events)：喪失冷卻水、主蒸汽與高能管路破裂、汽機轉子引起之廠內飛射物、廠內水災與火災等。
- 外來事件(或稱廠外事件)(external events)：地震、水災、颱風、可燃物、有毒氣體、爆炸及其他人爲災難等。

核能電廠之設計必須針對上述廠內與外來事件採用縱深防禦(defense-in-depth)原則，此原則之重要內容如下：

- 設計時必須保有充分的安全餘裕，俾使設計基準事故的發生機率減至最小。安全系統的設計必須保有獨立性、多重性與多元性，俾使事故的後果減至最輕。
- 核能電廠之設計必須保有下述功能：即使設備失效、人爲失誤、或兩者組合，而導致異常事件發生，反應器保護系統仍可在偵測到異常狀況時，自動啓動反應器停機系統，以防止異常事件發展成嚴重事故。
- 核能電廠之設計必須保有多重障壁(multiple barriers)，如燃料丸、燃料護套、反應器壓力槽、反應器冷卻水壓力邊界及圍阻體等，以防止放射性物質外洩至環境中。

爲了確保核能電廠之安全，台電公司採用縱深防禦原則執行相關設計、建造及運轉工作，在所有安全相關系統中，採用下列概念以達成縱深防禦的目的：

- 保有充分的安全餘裕；
- 失效安全概念；
- 安全連鎖概念；
- 保有獨立性、多重性與多元性；
- 多重障壁概念；及

- 運轉中之可測試性。

15.1.3 事故之預防與減輕

根據「核子反應器設施管制法」、「核子反應器設施管制法施行細則」、「核子反應器設施安全設計準則」及其他相關法規之要求，台電公司採取下列措施以預防事故發生與減輕事故後果：

- 反應器爐心之設計須保有下述功能：運轉時若功率快速增加則爐心反應度能瞬間自動減少以降低功率(即負反應度係數)；防止或快速壓制會超過設計限值的爐心功率振盪現象。
- 反應器冷卻水壓力邊界的設計須能使其洩漏或破裂的機率非常小。若反應器冷卻系統發生洩漏，則能快速測知其狀況，避免其發展成嚴重事故。爲了評估結構完整性與防漏性，上述設計也使系統能夠執行定期檢查與測試。
- 緊急爐心冷卻系統須能在發生喪失冷卻水事故時自動啓動，並提供足量的冷卻水以防止爐心燃料受損。在喪失外電的狀態下，電廠內設有緊急柴油發電機以供應緊急爐心冷卻系統所需之電力。反應爐停機後，有餘熱移除系統帶走爐心中之衰變熱。

反應器保護系統設置的目的是偵測事故狀況，及自動啓動反應器停機系統與特殊安全設施，以維持反應器於安全狀態。反應器保護系統須保有獨立性、多重性與多元性，以確保設備與系統的單一失效(single failure)不會導致安全功能喪失。

此外，核能電廠之設計必須包含下列事項，以減輕包含嚴重事故在內之任何事故的後果：

- 設置圍阻體以便於事故發生後，長期包容反應器冷卻水壓力邊界內洩漏出來的放射性物質。圍阻體內須設置可燃氣體濃度控制系統，也須設置圍阻體噴灑系統與風扇冷卻器，以便降低圍阻體內的壓力，進而將放射性物質外洩的量減至最少。
- 設置緊急應變設施以便於放射性物質洩漏至廠外時，將周圍居民的輻射傷害及環境的輻射污染減至最少。緊急應變設施包括技術支援中心與運轉支援中心。另安全參數顯示系統(safety parameter display system，簡稱SPDS)須裝設於主控制室、技術支援中心及台電公司總管理處，以便各重要單位能即時瞭解電廠之安全狀態。

主控制室之設計必須使運轉員在嚴重事故發生時仍可安全地在控制室內執行必要的應變行動。而爲了使運轉員能掌控事故狀況及採取適當的行動，主控制室必須能監測運轉參數、圍阻體內外之放射性物質洩漏量、放射性物質外洩的路徑及電廠周圍的輻射強度等。龍門核能電廠因採用下列設計，使放射性物質洩漏至廠外的機率顯著降低：

- 正常運轉時圍阻體內充滿氮氣防止氫氣燃燒或爆炸。
- 若反應器壓力槽被熔穿則在抑壓池與反應器爐穴間裝有10支被動式淹水管，以確保爐心熔渣得到冷卻。
- 反應器爐穴下方地板不用石灰岩水泥而採用玄武岩水泥，以減少爐心熔渣與水泥作用時產生的不凝結氣體。

- 裝設圍阻體過壓保護系統(containment overpressure protection system，簡稱COPS)防止圍阻體因過壓而失效，此系統釋放溼井上方之蒸汽，因而大量減少外釋蒸汽中的輻射物質。

15.2 採用成熟技術

台電公司爲確保核能發電安全，要求核能電廠之設計與建造須採用成熟的工程技術(proven technology)，其重要內涵包括：

- 所有技術須經測試或經驗之保證。
- 所有設計、建造及運轉程序遵循核准過之規範與標準。
- 必須由合格製造商執行所有設計與建造工作，且須遵照台電公司批准之品保方案。

因國內所有核子反應器均自國外進口，故台電公司相關招標程序中一直將成熟的技術列爲先決要求。例如招標規範中要求進口至我國的核子反應器均須採用國內外運轉經驗驗證過的技術進行設計，同時該核子反應器也須通過出口國的執照審核，這些要求都是新核能電廠申請建廠與運轉執照必須符合的重要條件。

至於核能電廠設計與建造的規範與標準，台電公司必須遵循「核子反應器設施管制法」、「核子反應器設施管制法施行細則」、「核子反應器設施安全設計準則」及其他相關法規之要求。此外，核子反應器出口國的法規與規範，如美國NRC的法規、ASME與IEEE的規範等也是核能電廠管制與營運單位遵循的重要參考資料。台電公司在核子反應器招標規範中對製造商與建造商資格訂定非常嚴格的要求，原能會則利用安全審查與現場視察對製造商與建造商的工作進行審核。

15.3 人爲因素與人機介面之考量

根據「核子反應器設施管制法」及其施行細則之規定，爲了反應人爲因素分析與評估結果，並使擁有最佳之安全與效率水準，核能電廠必須設置主控制室、安全參數顯示系統及備用控制室(remote control room)。此項規定同時要求初期與終期安全分析報告中必須包含有人因工學設計的可行性與適當性分析，重要的分析內容包括：

- 在主控制室設計中考慮人爲因素，安排適當的人機介面，使電廠得以安全運轉。主要考慮的因素包括工作空間與環境、面板與其位置、以及盤面的分配等。
- 在安全參數顯示系統設計中考慮人因工學原理，使該系統可持續提供重要的安全資訊，且使反應器運轉員很容易從特定的位置讀取資訊。
- 在備用控制室設計中考慮人機介面，使反應器得以安全地停機。

美國三哩島核電廠事故顯示運轉員的行爲對安全非常重要，而人爲失誤是影響人員行爲的因素之一，因此近來在核能電廠主控制室的人員與系統介面(HSI)設計中，考慮了下列減少人爲失誤的方法：

- 在設計階段消除失誤的可能性；
- 在智慧型決策輔助系統中納入訓練改善方案；

- 爲維護人員提供可協助記憶的工具，如可攜式互動維護助理器；
- 施行失誤管理訓練；及
- 採用生態介面設計。

例如龍門電廠終期安全分析報告說明，人員與系統介面(HSI)設計的目的是在電廠正常運轉、異常狀態及事故狀態等所有狀態下，增進安全、有效及可靠的運轉員行爲。爲達此目的，主控制室及其他電廠區域的資訊、顯示、控制及其他介面設備的設計與執行方法均與優良人因工學(HFE)作業一致。詳細的人因工學設計與執行程序請參閱本報告第9.1節。

參考文獻(第 15 章)

15.1 核子反應器設施管制法，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

15.2 核子反應器設施管制法施行細則，原子能委員會，2003 年 8 月發布。

15.3 “核子反應器設施建廠執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 4 月發布。

15.4 “核子反應器設施運轉執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 10 月發布，2005 年 11 月修正發布。

15.5 核子反應器設施安全設計準則，原子能委員會，2008 年 1 月修正發布。

第 16 章 運轉

每一簽約方必須採取適當措施以確保：

(i) *對於核能電廠運轉的初次核准是根據適當的安全分析和能證明興建完成之核能電廠符合設計與安全要求的試運轉計畫；*

(ii) *從安全分析、測試、和運轉經驗推導而得之運轉限值與條件有清楚加以定義並視需要而修正，以界定運轉的安全邊界；*

(iii) *核能電廠之運轉、維護、檢查、和測試係依照經過核准的程序書執行；*

(iv) *已建立起發生預期運轉暫態和事故時的回應程序書；*

(v) *在核能電廠運轉壽命期間，於所有安全相關方面有需要的工程與技術支援均已齊備；*

(vi) *對安全有重大關聯之事件會由相關執照持有者及時向管制機關報告；*

(vii) *已建立搜集和分析運轉經驗之方案，並對所得結果與獲致結論採取行動，且利用現有機制和國際機構以及其他核能電廠運轉單位與管制機關分享重要運轉經驗；*

(viii) *在相關程序可行範圍內，已將核能電廠運轉產生之放射性廢棄物活度與容積減至最低，所需與運轉直接相關且在電廠廠址進行之用過燃料和廢棄物的處理與貯存也已將固化包裝與(最終)處置(conditioning and disposal)納入考量。*
＜國際核能安全公約第 19 條＞

16.1 核能電廠運轉的初次核准

如本報告第 3.2.3.1 節所述，依據「核子反應器設施管制法」第 5 條(參考文獻 16.1)與「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」第 3、8、10 及 13 條(參考文獻 16.2)規定，欲興建核能電廠，申請者必須符合下列條件，並獲得原能會核發建廠執照後始得進行電廠主體工程之建造：

- 與原子能和平使用目的一致；
- 設備與設施足以保障公眾健康及安全；
- 對環境保護及生態保育影響合於相關法令規定；及
- 申請人之技術與管理能力以及財務基礎等足以勝任其設施之經營。

而欲獲得原能會核發建廠執照，則申請者必須向原能會提送下列資料：

- 初期安全分析報告(PSAR)；
- 環境保護主管機關認可之環境影響評估相關資料 [如環境影響評估(EIA)報告]；
- 申請者財務保證說明；及
- 其他經原能會指定並發布之事項。

原能會於收受完整之上述文件後，應在一年內作成審查結論 [以安全評估報告

(safety evaluation report，簡稱 SER)形式]，審查結論認爲應予許可者，即發給建廠執照。

建廠完成後，欲進行初次裝填核子燃料(initial fuel loading)，核能電廠經營者須於規定期間向原能會提出申請並提送下列資料，經原能會審查同意後，始得爲之 [參看「核子反應器設施管制法」第 6 條 (參考文獻 16.1)及「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第 2 條 (參考文獻 16.3)]：

- 初次裝填核子燃料申請書 – 預定初次裝填核子燃料 14 個月前提送；
- 終期安全分析報告(FSAR) – 預定初次裝填核子燃料 14 個月前提送；
- 擬報請原能會會商有關機關劃定禁制區(EA)和低密度人口區(LPZ)之計畫 – 預定初次裝填核子燃料 14 個月前提送；
- 建廠期間之檢查改善結果報告 – 預定初次裝填核子燃料 3 個月前提送；
- 運轉程序書(operating procedures)清單 – 預定初次裝填核子燃料 2 個月前提送；
- 裝填計畫 – 預定初次裝填核子燃料 2 個月前提送；
- 起動測試計畫 – 預定初次裝填核子燃料 2 個月前提送；
- 系統功能試驗報告 – 預定初次裝填核子燃料前提送。

電廠經營者於取得原能會同意初次裝填核子燃料後，應於 18 個月內提出運轉執照申請。申請日應在預定正式運轉 1 年前 (即：審查需時約 1 年)，且申請時須提報環境影響評估報告(EIA)審查結果相關事項辦理情形，並於完成核子反應器功率試驗後，同時檢附下列資料 [參看「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第 13 及 14 條]：

- 最新版終期安全分析報告；
- 各功率階段測試結果綜合報告；及
- 申請者財務保證說明。

經原能會審查同意後發給核能電廠運轉執照。

16.2 運轉限值與條件

我國核能管制法規要求核能電廠之初期安全分析報告(PSAR)和終期安全分析報告(FSAR)內容中，均需有一專章載明「運轉技術規範」(TS) [參看「核子反應器設施建廠執照申請審核辦法」第 4 條及「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第 3 及 16 條]。核能電廠運轉技術規範之目的是對核子反應器之運轉加上運轉限值與條件(operational limits and conditions)，以消除會對大眾健康與安全造成立即危險之異常情況或事件發生的可能性(參看 FSAR 第 16.0 節)。

運轉技術規範內容主要包含下列各項 [參看核三廠 FSAR 第 16.2 ~ 16.6 節(參考文獻 16.4)及美國聯邦法規 10CFR50.36 (參考文獻 16.5)]：

- 安全限值(SL)；
- 安全系統設定限值(limiting safety system settings，簡稱 LSSS)；

- 運轉限制條件(limiting conditions for operation，簡稱 LCO)；
- 偵測試驗要求(surveillance requirements，簡稱 SR)；
- 設計特性(design features)；及
- 行政管制(administrative control)。

依據「核子反應器設施管制法」第 13 條及「核子反應器設施管制法施行細則」第 8 條 (參考文獻 16.6)規定，運轉技術規範所載運轉限值和條件，非事先經原能會核准，不得變更。

16.3 按照核准的程序書執行運轉維護檢查和測試

依據我國核能管制法規規定，核能電廠經營者於新電廠建造完成，欲初次裝填核子燃料入反應器爐心前，必須向原能會提送運轉程序書接受審查 [參看「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第 2 條 (參考文獻 16.3)]。

另一方面，「核子反應器設施品質保證準則」第 9 和 3 條 (參考文獻 16.7)規定，對品質有影響之作業亦應訂有「程序書」。此等作業係指安全相關之結構、系統及組件(SSCs)的設計、興建、運轉、停役等，包含 SSCs 之設計、採購、製造、裝卸、運輸、儲存、清潔、組立、安裝、檢查、測試、運轉、維護、修理、燃料填換及設備修改等。

我國核能電廠終期安全分析報告(FSAR)中均列有該電廠之運轉程序書，包含「行政管理程序書」以及「運轉與維護程序書」兩大類 [參看龍門電廠 FSAR (參考文獻 16.8)與核三廠 FSAR(參考文獻 16.4)之第 13.5 節]。其中「行政管理程序書」主要係參照美國核能管制委員會(USNRC)之法規指引 1.33 (參考文獻 16.9)的建議所制訂，而「運轉與維護程序書」則再下分爲兩類：「控制室運轉程序書」和「其他程序書」。

以核三廠爲例，其「行政管理程序書」可分爲下列幾小類：

- 值班經理/值班主任和值班運轉人員程序書(procedures for shift supervisors and operators)
- 特殊程序書(special procedures)
- 設備控制程序書(equipment control procedures)
- 維護與修改管制程序書(control of maintenance and modification procedures)
- 偵測試驗主時程(master surveillance testing schedule)
- 工作記錄簿之使用與管制程序書(log book usage and control procedures)
- 臨時程序書(temporary procedures)

核三廠之「控制室運轉程序書」和「其他程序書」則分別包含下列幾小類：

(1)控制室運轉程序書：

- 電廠一般運轉程序書(general plant operating procedures)
- 系統運轉程序書(system operating procedures)

- 儀表程序書(instrumentation procedures)
- 系統異常程序書(system abnormal procedures)
- 警報程序書(alarm procedures)
- 緊急程序書(emergency procedures)
- 臨時程序書

(2)其他程序書：

- 電廠輻射防護程序書(plant radiation protection procedures)
- 緊急整備程序書(emergency preparedness procedures)
- 儀器校準與測試程序書(instrument calibration and test procedures)
- 化學與放射化學控制程序書(chemical-radiochemical control procedures)
- 放射性廢棄物管理程序書(radioactive waste management procedures)
- 維護與修改程序書(maintenance and modification procedures)
- 材料管制程序書(material control procedures)
- 電廠保安程序書(plant security procedures)

我國最新之龍門電廠(興建中)的「行政管理程序書」(100 系列)部分清單如下(詳細清單請參閱龍門電廠 FSAR 表 13.5-1)：

程序書編號	程 序 書 名 稱
103	電廠運轉實務
104	運轉審查委員會作業程序管制
105	員工提案作業程序
110	保安計畫
113	門禁管制作業程序
114	一次圍阻體人員出入管制
116	核子保防管制作業
120	營運程序書管制作業
122	程序書臨時變更管制程序
123	運轉規範修改管制定期更新作業
123.01	運轉規範基準修改管制及定期更新程序
123.02	運轉規範及台電公司採用 ITS 所承諾各計畫對應文件之管制
125	原能會備忘錄處理
126	核能電廠管制追蹤案件作業程序

127	核能管制會議處理
128	終期安全分析報告修改及定期更新作業
130	機組再起動管制程序
134	專業人員訓練
135	模擬器構型管理(CM)
137	系統討論會作業程序
139	大修外單位支援人員資格審查及訓練程序
141	毒性化學物質管理作業程序
150	大修作業
152	維護法規實行方案
153	機組大修後再起動查核管制
155	線上維修作業
156	肇因分析作業程序
159.01	防止異物入侵(foreign material exclusion，簡稱 FME)管制程序
160	WANO/INPO 網路作業及管制辦法
162	資通安全作業
172	核能機組急停/跳機及異常事件停止運轉再啓動作業管制程序
174	異常事件立即通報作業程序
175	異常事件書面/特別報告作業程序
176	各類災害及緊急事件通報作業程序
180	人員與設備安全
182	走動管理作業
184	消防計劃
185	噪音管制作業程序
186	動用火種工作許可及管制作業
186.01	災害防救要點
187	颱風期間作業程序
190	潛在性及關鍵性組件造成機組跳機工作評估審查作業
191	無潛在性跳機之危險工作評估審查作業程序
192	危機管理及應變作業程序

龍門電廠之「控制室運轉程序書」分成下列幾小類：

- 100 系列之行政管理程序書 (100 series administrative procedures)
- 200 系列之整合運轉程序書 (200 series integrated operating procedures)

- 300 系列之系統運轉程序書 (300 series system operating procedures)
- 400 系列之儀表與控制系統運轉程序書 (400 series I&C system operating procedures)
- 500 系列之異常與緊急運轉程序書 (500 series abnormal and emergency operating procedures)
- 600 系列之偵測試驗程序書 (600 series surveillance test procedures)

「其他程序書」則有下列幾小類：

- 700 系列之維護保養程序
- 800 系列之核能化學程序
- 900 系列之輻射防護作業程序
- 1000 系列之核工營運程序
- 1100 系列之品質管制程序
- 1200 系列之施工管制程序
- 1300 系列之改善工程程序
- 1400 系列之緊急計劃程序

核能電廠內各組經理負責在其職掌下所掌管程序書之起草(initiating)、準備(preparing)、和管制(controlling)。程序書由相關組起草後，須送「電廠運轉審查委員會」 (Station Operation Review Committee，簡稱 SORC)審查同意後，才由廠長正式發布以供使用。當程序書有需要變更或修正時，其程序亦同。

當核能電廠處於運轉模式 [包含功率運轉模式和起動模式] 或個別運轉限制條件所指明之情況時，電廠須符合運轉技術規範(TS)之偵測試驗要求(SR)，除非已另外載明於個別的偵測試驗要求內 [參看核三廠 FSAR 第 16.4.0.1 節(參考文獻 16.4)或龍門電廠 FSAR 第 16.3.0.2 節(參考文獻 16.8)]。安全相關系統之偵測試驗時間表，包含偵測試驗頻率等，必須按照運轉技術規範(TS)所訂偵測試驗要求而建立。

16.4 預期運轉暫態與事故之處理

16.4.1 核能電廠運轉狀態分類

核能機組運轉狀態分爲 4 類，包括

1. 正常運轉(normal operations)，
2. 異常事件或暫態(abnormal events/transients)，
3. 事故(accidents)，及
4. 嚴重事故(severe accidents)。

針對上述各種運轉狀態均備有對應之處理程序書，包括運轉程序書、異常運轉程序書(abnormal operating procedures，簡稱 AOP)、緊急運轉程序書(EOP)、及嚴重事故處理程序書(severe accident management procedures，簡稱 SAMP)等，以提供電廠遵循應變。電廠依事件(events)或事故(accidents)演變情形，據以執行對應的程序書(圖

16.1)。

16.4.2 暫態與事故處理

各核能電廠於 FSAR 中對於暫態和事故的分析，乃是根據「單一失效準則」(single-failure criterion)。但當緊急運轉程序書(EOP)考慮到多重失效事件(multiple failure event)時，單一失效準則就不適用了。因此，核能電廠經營者(licensee)有必要發展一套緊急運轉程序書，此程序書係專門用來處理由多重系統或組件失效或多重運轉人員失誤而引起的暫態和事故。下列爲多重失效事件例子：

- 一部蒸汽產生器有多根蒸汽產生器管(steam generator tubes，簡稱 SG tubes)破裂或多部蒸汽產生器有蒸汽產生器管破裂；
- 主飼水系統(main feedwater system，簡稱 MFS)和輔助飼水系統(auxiliary feedwater system，簡稱 AFS)同時故障；
- 高壓之反應器補水系統(reactor coolant makeup system，簡稱 RCMS)故障；
- 喪失外電(loss of offsite power，簡稱 LOOP)或動力釋壓閥(power operated relief valve，簡稱 PORV)或安全閥(safety valve，簡稱 SV)卡開(stuck open)之後，又發生預期暫態未急停(ATWS)事件；及
- 運轉人員不小心的失誤。

在 1979 年 3 月美國三哩島 2 號機組(TMI-2)事故發生後，我國三座運轉中核能電廠均已發展建立一套以徵兆爲導向的(symptom-oriented)緊急運轉程序書(EOP)。然後，再依據反應器供應廠商提供之一般性緊急程序書導則(Emergency Procedures Guidelines，簡稱 EPGs)，發展建立各核能電廠適用之細部緊急運轉程序書(detailed EOP)。爲確保這些緊急運轉程序書確實適用，台電公司特別對這些緊急運轉程序書進行「查證與確認」(verification and validation，簡稱 V&V)程序，另外並以模擬器驗證之。最後，這些緊急運轉程序書本身以及其查證與確認(V&V)程序尙須送原能會審查核准。

如果事故演化成嚴重事故，此時就須採用嚴重事故處理程序書(SAMP)。台電核一、二廠(核子反應器皆爲 BWR)與龍門電廠(反應器爲 ABWR)之 SAMP 係根據沸水式反應器業主組織發行的嚴重事故處理指引(BWROG-EPG/SAG)第 2 版撰寫而成，核三廠(反應器爲 PWR)則是根據西屋公司業主組織發行的嚴重事故處理指引(WOG-SAMG)第 2 版撰寫的。

因此，各核能電廠面對事故處理(accident management regime)，即係依據 EOP 及 SAMP 執行。EOP 及 SAMP 提供電廠人員正確、有效及可行的工具，將機組的關鍵參數及實際徵候作爲決策導向，建有反應器、一次圍阻體、二次圍阻體、放射性物質之控制流程與緊急措施，指引電廠人員適當地控制核能機組。其應變的基礎是以「縱深防禦」爲理念，目的在維持燃料、反應器、一次圍阻體及二次圍阻體的完整性，以防止或降低機組受到的潛在威脅與維護公眾的安全。

16.4.3 機組斷然處置程序

美國核能業界於 2001 年發生的 911 事件後，爲因應發生核能電廠喪失控制與監控能力，或喪失所有電源，於 EOP 及 SAMP 以外，另再發展一套「緩解大規模損壞

指引」(extensive damage mitigation guidelines，簡稱 EDMG)(即 NEI 06-12)，涵括 EOP 和 SAMP 無法處置的複合式災害，提供核能電廠第一線人員迅速反應的準則。

台電公司因應日本福島核子事故，參考 EDMG，擬訂了「機組斷然處置程序指引」，以電廠狀況(site-specific basis)作爲進入條件與行動依據。超出電廠設計基準(beyond design basis)的情況發生，以致機組喪失廠內外交流電源或反應器補水時，就必須採取決斷行動，運用一切手段，將所有可資運用的水源注入反應器爐心與用過燃料池，以確保核燃料受水覆蓋，防止放射性物質外釋，避免需要大規模疏散民眾。

16.4.4 核能電廠事故處置流程

核能電廠發生核子事故時，台電公司負責廠內事故的控制。廠外民眾防護行動由原能會核子事故中央災害應變中心負責，經濟部全力配合。

發生核子事故時，台電公司將在廠內成立緊急控制大隊，負責機組控制，並在總公司成立緊急計畫執行委員會(簡稱緊執會)，調集公司內資源協助發生事故的電廠。

各核能電廠均遵照「核子事故緊急應變法」暨相關子法之規定及台電公司本身之「核子反應器設施緊急應變計畫」要求內容，事先編擬各廠緊急計畫備用，並據此訂定緊急應變措施與編擬實施程序，進而執行訓練及演習。

各核能電廠之緊急計畫係依據核能電廠可能發生事故的特性及可能影響程度等，將核子事故分爲「緊急戒備事故」、「廠區緊急事故」及「全面緊急事故」三大類。各廠依事故類別釐訂應有之緊急應變組織、緊急應變實施程序等，俾於事故發生時，能依照既定計畫，迅速掌握情況，立刻動員緊急應變組織，運用緊急應變措施，以達到控制事故、將災害減至最小程度及確保電廠員工與廠外民眾安全之目的，並據此策劃事故後的復原措施。

各廠的緊急計畫組織係任務編組，但皆經事前訓練，隨時可予動員。緊急組織係以各廠緊急控制大隊爲核心單位，以台電公司緊執會爲直接支援單位，以核子事故中央災害應變中心爲廠外協調支援單位。緊急事故發生時，除立即通報原能會外，各廠緊急控制大隊立即研判事故所屬種類、影響程度，動員其所轄不同技術小組，展開不同緊急應變措施，同時依規定向緊執會報告事故的演變，緊執會則依該會作業程序隨時支援各廠，於狀況需要時，緊執會將建請核子事故中央災害應變中心、輻射監測中心、地方災害應變中心及支援中心執行廠外民眾的防護行動。

16.5 工程與技術支援

各核能電廠均設有「電廠運轉審查委員會」(SORC)，主要功能是對所有有關核能安全事項向廠長提出建議。此委員會置主席一人，委員十一至十三人，由廠長兼任主席，副廠長爲當然委員，另由主席聘請資深技術人員擔任委員。電廠運轉審查委員會負責：(參看核三廠 FSAR 第 16.6 節：「行政管制」)

- 審查電廠所有程序書(例如本報告第 16.3 節中所述者或各電廠 FSAR 第 16.6.8 節(參考文獻 16.4 及 16.8)所要求者)及其變更，以及經廠長判定足以影響核能安全之其他程序書或其變更之建議；
- 審查所有擬議之會影響核能安全的測試和實驗；
- 審查所有擬議之運轉技術規範修正事項；

- 審查所有擬議之會影響核能安全系統或設備的變更或改善；
- 調查所有違反運轉技術規範之事件，並提出防止再發生之建議；
- 審查 FSAR 第 16.6.9.2 節要求通報之異常事件；
- 審查電廠運轉情形，以偵知可能之核能安全災害；
- 依任一電廠運轉審查委員會委員之要求，執行特殊審查、調查、或分析，並提出報告；
- 審查電廠保安計畫及其執行程序，並將修改建議呈報核能發電處轉陳原能會核准；
- 審查電廠緊急計畫及其執行程序，並將修改建議呈報核能發電處，透過緊急計畫執行委員會轉陳原能會核准；及
- 偵察可能無法於每天觀察時獲知之趨勢。

另一方面，台電公司總管理處對所屬各核能電廠亦會視需要提供各項工程與技術支援，例如對於涉及兩個或兩個以上電廠案件或屬於大型計畫案等(如功率提升案、運轉執照換發/延壽案)，總公司相關處(核能發電處或核能安全處)會主動主導成立專案小組，將各廠成員納入，共同推動執行。平時，對於電廠突發性案件，總公司亦會依據電廠要求，指派專人或專案小組協助電廠處理解決問題。

台電總公司設有「核能安全委員會」(簡稱核安會)，爲總經理處理重大核能安全問題之最高諮詢單位，負責審議、監督核能各單位暨各核能電廠有關安全之管理事宜。核安會置委員 15 至 19 人，主任委員由主管核能營運副總經理兼任，而主管核能工程副總經理、核能相關總工程師及核能安全處處長爲當然委員，其餘委員由主任委員遴聘公司內、外專家各 5 至 7 人兼任或擔任之。核安會審查項目如下：

- 核能營運安全原則與行政管制目標；
- 核子設施涉及重大安全問題之異常事件；
- 核能電廠機組首次起動試驗或爐心燃料設計重大變更後起動試驗；
- 核子設施涉及新增安全問題之特殊測試及重大設備系統修改案；
- 核子設施之輻射防護計畫、環境監測計畫、保安計畫、緊急計畫；
- 原能會稽查發現涉及環境輻射偵測計畫、保安計畫、緊急計畫及重大核能安全問題之評估與改善方案；
- 核子設施涉及原能會頒佈之一、二級違規事項；
- 有關核子燃料或放射性物料重大缺失案件；
- 新建核子設施重大安全事項；
- 核能有關單位對重大安全有關問題爭議事項；及
- 總經理交議事項

設在台電總公司之核能技術幕僚單位主要有「核能發電處」(簡稱核發處)、「核能安全處」(簡稱核安處)、「核能技術處」(簡稱核技處)及「核能後端營運處」

(簡稱後端處)，其中以核發處和核安處與核能電廠運轉之技術交流最爲密切。

核發處職掌如下：

- 各核能電廠運轉之策略規劃管制及績效審查事項；
- 各核能電廠維護制度及檢修計畫之編審及維護績效之評估考核事項；
- 各核能電廠設備更新及改善工程之規劃、督導、追蹤管制事項；
- 各核能電廠核心營運之規劃設計與分析及核子物料保防與管制事項；
- 各核能電廠輻射防護及環境輻射監測之規劃、考核與支援事項；
- 核能人力資源、訓練、資格檢定及長期培訓制度之規劃與推行事項；
- 各核能電廠非破壞檢測之規劃與執行及新建核能電廠有關非破壞檢測規劃設計之審查事項；
- 各核能電廠土木營繕工程之督導、設計審查與支援事項；
- 各核能電廠化學、環境管理、材料防蝕及廢料營運之規劃、督導、考核與支援事項；
- 本處各核能電廠及放射試驗室有關預算、調配、報關提運、總務業務之策劃、執行核轉及支援事項；
- 各核能電廠異常事件分析及改正建議、重大事故與緊急計劃有關之處理事項；
- 各核能電廠保安計劃(含適職方案)作業之統籌規劃、督導與推行事項；
- 各核能電廠工業安全衛生之規劃、督導、考核及追蹤管制事項；
- 各核能電廠危險性機械或設備定期檢查作業之審查事項；
- 放射試驗室之監督考核事項；
- 新建核能電廠規劃、設計有關運轉性與維護性之審查事項；
- 國內、外運轉經驗交流之辦理事項；
- 各核能電廠及放射試驗室之電腦硬軟體設置計畫之審查及整體性電腦化系統之規劃、推動及督導事項；及
- 其他有關核能發電事項。

核安處職掌如下：

- 負責獨立分析、評估及審查各核能電廠安全有關事項；
- 各核能電廠營運安全有關之考核事項；
- 各核能電廠運轉執照管制及更新作業之執行、聯繫與追蹤事項；
- 原能會安全管制作業之聯繫、協調與追蹤事項；
- 核能發電營運作業有關品質保證及品質管制制度之策劃、推行、督導及回饋事項；
- 核能發電營運品質保證方案執行績效之評估事項；

- 核能發電營運有關作業之巡視、稽查、查證事項；
- 核能安全系統及可靠性有關設備、器材及服務廠商品質能力之調查及鑑定事項；
- 各核能電廠品質作業之統計、分析與改善、追蹤事項；
- 原子能法規之彙編、研辦及管制事項；及
- 其他有關核能發電安全與品質事項。

此外，核能研究所亦隨時應台電公司或各核能電廠之需要或要求，對其提供各項專業技術支援 (此部分之支援人力係嚴格與支援原能會人力分隔)，主要包含應台電公司或電廠要求，成立各項研究計畫或專案計畫，以協助台電或電廠發展建立所需技術及解決所遭遇技術性困難或問題。

16.6 事件陳報

16.6.1 事件陳報之法規要求

如本報告第 3.2.2 節所述，依據我國核能管制法規規定，台電公司應定期向原能會提出其各核能電廠有關運轉、輻射安全、環境輻射監測、異常或緊急事件報告、立即通報、放射性廢棄物產生紀錄及其他經指定之報告(參考文獻 16.1 第 10 條、參考文獻 16.6 第 7 條、及參考文獻 16.10 第 3 至 8 條)。各運轉中之核能電廠若有事件發生，應依據「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」(參考文獻 16.10) 第 5 與 6 條規定和附件二：「動力用核子反應器設施應立即通報之情事及通報時限」要求，向原能會通報。各類事件之通報要求時限如下：

(一) 應於事件發生 1 小時內通報者，包含：

(1) 違反運轉技術規範之安全限值。

(2) 任何天然災害或其他因素，對核子反應器設施運轉安全構成實質威脅，或嚴重阻礙核子反應器設施人員執行安全運轉 (例如發生火災、颱風、洪水、海嘯、地震、暴徒攻擊、毒氣洩漏、放射性物質外釋等情事時)。

(3) 已發布新聞或通知相關機關之事件，且該事件對民眾或設施內人員健康及安全會構成影響。

(二) 應於事件發生 2 小時內通報者，包含：

(1) 機組有導致分裂產物障壁嚴重劣化或進入未經分析且嚴重影響機組安全之情事。

(2) 因運轉技術規範之規定，而須使機組開始降載或停機。

(3) 任何事件導致有下列明顯影響設施處理核子事故能力之情事之一者：

- 喪失核子事故評估能力，包括喪失主控制室一半以上安全系統參數顯示或警報達 15 分鐘以上，且嚴重影響事故發生時之狀況判斷；
- 喪失設施外應變能力，包括天然災害導致交通中斷達一天以上，嚴重影響核子事故應變計畫之執行；
- 喪失核子事故緊急應變相關通訊能力之情事，包括電廠與原能會之

緊急通報電話及商用有線電話同時喪失達一小時以上，或喪失設施內緊急應變組織間之通訊系統，且足以妨礙電廠內應變組織間之通訊達一小時以上；

(4) 導致特殊安全設施或反應器保護系統自動或手動引動之情事。但下列情形之一者，不在此限：

- 因運轉或測試需要而於事前計劃
- 反應器保護系統引動時，反應器爐心已無照射過之核子燃料
- 動作信號經確認爲假信號或未列於運轉技術規範內，且符合下列條件之一者：
  (1) 發生時，動作之系統或設備已事前離線
  (2) 動作之系統或設備之安全功能已預先達成
  (3) 動作之系統屬爐水淨化系統，或爲主控制室、燃料廠房、輔助廠房、反應器廠房等廠房之通風系統。

(5) 有使具有下列功能之結構或系統，無法達到其設計功能之情事者。但因測試或維修需要於事前計劃並經主管機關認可者，不在此限。

- 使核子反應器停機並維持在安全停機狀態
- 移除核子反應器餘熱
- 控制放射性物質外釋
- 減緩事故後果

(6) 「游離輻射防護法」(參考文獻 16.11)第 13 條第 1 項所列各款狀況。

(7) 有下列與民眾或電廠內員工安全及健康有關情事之一者：

- 電廠內人員死亡或工安事故造成人員須送至電廠外就醫
- 違反游離輻射防護法或放射性物料管理法相關規定，將放射性物質或放射性廢棄物移出電廠外
- 人員受放射性污染且須送至電廠外就醫
- 電廠內或鄰近地區發生巨響、煙霧、天然災害或意外事故，可能造成民眾疑慮
- 電廠內吊運核子燃料、放射性廢棄物或核子反應器內部組件時，發生意外
- 核子燃料、輻射源或放射性廢棄物遺失、遭竊或受破壞

(8) 保安相關之入侵或破壞事件。

(9) 機組強制停止運轉或解聯 [即機組發生跳機(trip)或急停(scram)]。

(10) 核子保防作業辦法第 19 及 21 條(參考文獻 16.12)所列狀況。

電廠經營者依上述要求時限通報後，並應再填具通報表，以傳真或其他方式傳送書

面資料給原能會。

16.6.2 核能發電機組急停後再起動

如前一小節所述，核能發電機組發生跳機或急停後，須於 2 小時內向原能會通報。實務上做法是向原能會「核安監管中心」通報機組急停後概況及初判可能肇因。依據「核子反應器設施停止運轉後再起動管制辦法」第 17 至 19 條(參考文獻 16.13)之管制規定，核能機組因異常事件跳機(或急停)後欲再起動(restart)，應先檢送有關此異常事件之綜合檢討報告，報請原能會審查同意後始得為之。此綜合檢討報告須包含下列事項：

(1) 事件過程中機組系統設備動作序列正確性之評估；

(2) 事件發生肇因；

(3) 改善措施；

(4) 機組再起動安全性評估；及

(5) 其他經主管機關指定之事項。

如機組急停是因發生核子事故，其申請再起動所檢送之綜合檢討報告，除上述內容外，應再包含輻射安全評估及復建計畫。

另外，如機組因異常事件急停後，經原能會評估機組再起動無安全顧慮者，得授權由經營者自行管制機組再起動，但經營者應於機組再起動前，備妥綜合檢討報告，以供原能會查核。

16.6.3 核能電廠異常事件和設備故障之評估

依據「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」第 7 條及附件三:「動力用核子反應器設施應檢送書面報告之情事」規定(參考文獻 16.10)，發生下列情事之一時，經營者應於 30 日內把書面報告檢送原能會：

(1) 違反運轉技術規範之安全限值者。

(2) 任何天然災害或其他因素，對核能電廠運轉安全，會構成實質威脅或嚴重阻礙核能電廠人員執行安全運轉者 (例如火災、颱風、洪水、海嘯、地震、暴徒攻擊、毒氣洩漏、放射性物質外釋等)。

(3) 任何事件導致會有下列明顯影響電廠處理核子事故能力的情事之一發生者：

- 喪失核子事故評估能力，包括喪失主控制室一半以上安全系統參數顯示或警報達 15 分鐘以上，且嚴重影響事故發生時之狀況判斷；
- 喪失核子事故緊急應變相關之通訊能力，包括設施與主管機關之緊急通報電話及商用有線電話同時喪失達 1 小時以上，或喪失電廠內緊急應變組織間之通訊系統，且足以妨礙設施內應變組織間之通訊達 1 小時以上。

(4) 依運轉技術規範之規定，須將機組置於停機狀態者。但依據颱風期間運轉方案停機者，不在此限。

(5) 運轉技術規範所禁止之運轉或狀況。

(6) 機組有導致分裂產物障壁嚴重劣化或進入未經分析且嚴重影響機組安全之情事。

(7) 導致特殊安全設施或反應器保護系統自動或手動引動之情事。

(8) 有使具有下列任一功能之結構或系統，無法達到其設計功能之情事者：

- 使核子反應器停機並維持在安全停機狀態；
- 移除核子反應器餘熱；
- 控制放射性物質外釋；
- 減緩事故後果。

(9) 因同一原因或狀況導致具有下列任一功能之多重系統有兩個以上系統中皆至少有一個獨立串或控道不可用；或單一系統中有兩個以上獨立串或控道不可用之事件：

- 使核子反應器停機並維持在安全停機狀態；
- 移除核子反應器餘熱；
- 控制放射性物質外釋；
- 減緩事故後果。

(10) 因單一原因可能使具有下列任一功能之不同系統中有兩個以上之串或控道無法達到其設計功能之事件或狀況：

- 使核子反應器停機並維持在安全停機狀態；
- 移除核子反應器餘熱；
- 控制放射性物質外釋；
- 減緩事故後果。

(11) 游離輻射防護法第 13 條第一項所列各款狀況。

(12) 有下列與民眾或設施內員工安全與健康有關情事之一者：

- 違反游離輻射防護法或放射性物料管理法相關規定，將放射性物質或放射性廢棄物移出設施外；
- 人員受放射性污染且須送至設施外就醫；
- 核子燃料、放射性廢棄物在設施內，或核子反應器內部組件在反應器廠房內吊運過程中發生意外；
- 核子燃料、輻射源或放射性廢棄物遺失、遭竊或受破壞。

(13) 核子保防作業辦法第 19 條及第 21 條所列狀況者。

前述書面報告內容應包含下列事項：

- 事件經過、發生原因及發生前機組狀況；
- 是否有放射性物質外釋及外釋情形；

- 是否有人員遭受輻射曝露及傷害情形；
- 可能影響；
- 過去類似事件；及
- 改善及防範措施。

表 16.1 所列爲三座運轉中核能電廠自 1988 年起至 2010 年底止，於各年度因發生異常事件(abnormal occurrence)而書面向原能會提送異常事件報告(reportable event reports，簡稱 RER)之統計數字。由之可見三座電廠每年發生需提送書面報告之異常事件次數近年來均已非常少，顯示電廠對運轉安全之維護有愈來愈嫻熟、愈來愈漸入佳境之趨勢。

上述向原能會檢送書面報告之程序亦適用於核能電廠有重要設備(major equipment)故障時。當電廠有重要設備發生故障時，原能會將立即派遣視察人員至現場進行檢視、仔細審核台電公司有關故障肇因之分析、以及確保如有必要電廠會做進一步的改進。

16.7 蒐集與分析運轉經驗之方案

16.7.1 核能先進國管制資訊研析與國際核能發電運轉經驗回饋

在核能研究所協助下，原能會自 1993 年起即建立一個國外核能電廠運轉與管制經驗的蒐集與研析計畫。此計畫主要蒐集研析美國核能管制委員會(USNRC)之資訊，包含 NRC 發佈之管制議題總結(regulatory issue summaries)、注意改進事項(IN)、通函(generic letters)和公報(bulletins)。同時，也蒐集研析來自日本和法國的異常事件資訊。

另一方面，台電公司則除汲取本身各核能電廠運轉經驗(operating experience，簡稱 OE)外，也從多處管道獲得各國運轉經驗，並立即與所屬電廠分享。此等國外運轉經驗資訊來源主要包含：

- 奇異公司服務資訊函(GESIL)
- 西屋公司技術公報(WTB)
- 沸水式反應器業主組織(BWROG)
- 西屋公司業主組織(WOG)
- 世界核能發電協會(WANO)
- (美國)核能發電運轉協會(INPO)
- 美國核能管制委員會(NRC)

國內各電廠運轉經驗資訊來源則包含來自電廠本身和友廠兩部分：

(1) 電廠本身部分

- 運轉/維護事件及經驗
- 虛驚事件(near-miss events)
- 異常事件報告(RER)

- 違規/注意改進(IN)事件

(2) 友廠部分

- 技術交流研討會
- 各電廠事故報導及肇因分析報告
- 各電廠填報之核能發電回饋表

16.7.2 建立運轉維護經驗回饋制度

爲能及時分享國內外核能電廠運轉經驗並汲取教訓(lessons learned)，台電公司建置一適用於其所有核能電廠之運轉經驗回饋方案(OE Program)。以核一廠爲例，其典型運作方式如下：

(1) 從國內外獲得之各種核能電廠營運資訊，統一由核能發電處以「核能營運資訊通知表」傳送各核能電廠。

(2) 電廠收到後，以「技術資訊通知表」送運轉副廠長批示，並指定主/協辦組。若資訊來源爲世界核能發電協會(WANO) [核能發電運轉協會(INPO)代表美國電力公司參加 WANO-亞特蘭大中心] 之 SER 或 SOER，或資訊有經驗回饋重要性者，主辦組需至技術經理會議報告。

(3) WANO/INPO 所發行之 SOER，由(主辦組)直屬副廠長召集組成專案小組討論執行方向與重點，所研擬之檢討與建議報告將先於專案小組討論後，再於技術經理會議中報告並定案。

(4) 技術資訊處理後之意見或改善措施，於陳送主管副廠長或廠長核章後，晒存歸檔。若有改善措施在進行中而尚未完成，則需於完成期限前另開「追蹤表」追蹤。

(5) 電廠所有員工均可提報廠內所發生與運轉有關事件，以鼓勵發覺提供可能可用來參考、回饋或再訓練之資訊，並列入電廠本身之經驗回饋系統。如資訊可供友廠參考時，則進一步提報核能發電處列爲經驗回饋項目，提報內容一般包含：

- 回饋摘要；
- 事件經過與處理情形；
- 改正行動(corrective actions)或預防措施；
- 檢討與建議。

各運轉中核能電廠建置之標準運轉程序書(standard operating procedures，簡稱 SOP)中，均有一技術資訊處理程序書(SOP 108)，以規範如何將運轉經驗回饋給電廠員工。

16.8 放射性廢棄物管理

我國「放射性物料管理法」(參考文獻 16.14)於 2002 年 12 月 25 日公布實施，以取代原來對放射性廢棄物管理的所有行政管制命令。此法對我國境內核子物料、核子燃料、和放射性廢棄物之處理與貯存，以及放射性廢棄物(含用過核子燃料)最終處置場之興建、運轉、封閉(closure)、除役(decommissioning)和監管(institutional control)等執行管制，主管機關爲原能會(由其所屬之放射性物料管理局執行)。

16.8.1 低放射性廢棄物

低放射性廢棄物(LLW 或 LLRW)的管理，可分爲處理、貯存、運送與最終處置等四大部分。

16.8.1.1 低放射性廢棄物之處理

我國核能電廠對低放射性廢棄物處理之第一步，是先將其粗分爲溼性廢棄物與乾性廢棄物。溼性廢棄物主要包括廢樹脂、濃縮廢液及反應爐淨化水系統所產生的過濾殘渣等。乾性廢棄物主要包括污染泥土、保溫材、爐灰、水泥塊、防護衣物、手套、工具及廢金屬等。乾性廢棄物又可大致再分爲可燃性廢棄物及不可燃性廢棄物兩類。

爲了防止低放射性廢棄物中的放射性核種污染環境及對生物造成傷害，處理低放射性廢棄物時，需將放射性廢棄物轉變爲較穩定的形態，再經過適當的包裝後，使其所含的放射性核種，無法自廢棄物中釋出，然後將包裝處理後的放射性廢棄物暫存於核能電廠之廢棄物貯存庫內，等待最後送往最終處置場處置，以與人類生活環境永久隔離。

核能電廠所產生之低放射性廢棄物，經過焚化、壓縮或固化處理後，再以鍍鋅鋼桶盛裝，暫時貯存於各貯存設施內嚴格管制，並未對廠外造成輻射問題。另原能會對台電公司核能電廠低放射性廢棄物的產生、收集、處理、運送及貯存等作業，均有詳細的安全管制規定並定期派人檢查，以確保核電廠之作業符合要求。

原能會對核能電廠低放射性廢棄物的安全管制規定要點如下：

- 在低放射性廢棄物產生/收集/處理方面：

  管制重點係在保障系統正常運轉、減少廢液之產生及排放、達成廢棄物減量減容之目標，並確保固化體品質能符合規範要求，使後續貯存、運輸、處置能安全順利進行。

  爲督促各核能電廠降低其放射性廢棄物之產量，自 1989 年起，原能會即頒布低放射性廢棄物減容策略，訂定各核能電廠固化廢棄物產量之目標值。在放射性物料管理法第 29 條中，亦要求廢棄物產生者應負責減少放射性廢棄物之產生量及其體積；各核能電廠每年須預估其各類廢棄物之產量，報請原能會核准；原能會也定期或不定期派員檢查放射性廢棄物處理系統，以確保各處理系統能安全運轉，並降低其產量。原能會更從 2006 年起每季執行各核能電廠低放射性廢棄物處理設施之管制評鑑，以加強確保核能電廠放射性廢棄物營運安全。

  原能會進一步於2010年研訂「核能電廠各類低放射性廢棄物產量管制措施」，並於2011年開始實施，對固化廢棄物及非固化廢棄物的年產量目標值，作更爲明確的減量要求。

  另一方面新設處理系統或設備均須事先提出申請，審查同意後始得建造，建造完成後須提出運轉申請，經審查、核准後始得正式運轉使用。

- 在低放射性廢棄物運送管制方面：

  放射性廢棄物之運送，應先提報運送計畫及意外事故應變計畫，經原能

會審查核准後執行。各核能設施預定執行運輸作業前，應備妥申請文件函送原能會審核；運送作業期間原能會均派員檢查，以確保運輸作業之安全。

- 在低放射性廢棄物貯存管制方面：

  台電公司於低放射性廢棄物貯存設施設置之前，應依法規規定檢送相關文件，經審查核准後始能興建，建造期間原能會均派員檢查施工情形，完工啓用前並經勘驗合格後，台電公司須提出運轉申請，經審查核准後始得正式運轉。貯存時，並應以耐蝕性較佳之鍍鋅鋼桶盛裝固化廢棄物。

  另外，爲有效降低積存廢棄物之存量、提昇貯存安全及確認可符合最終處置接收標準，原能會於2008年間已完成法規修正，要求各核能設施限期提報「低放射性廢棄物安定化處理計畫」，由各設施重新審視各類廢棄物之型態，詳細說明後續處理的方式與期程。各核能電廠均已依法於2009年10月提出，經管制機關審查核備後實施。

而爲防止溼性低放射性廢棄物中的放射性核種自廢棄物外釋，溼性低放射性廢棄物有必要加以固化，亦即將溼性低放射性廢棄物與固化劑混合成爲固化體，再經過適當的包裝，以方便放射性廢棄物的運輸與貯存。

爲確保固化廢棄物後之固化體品質，每一核子設施之固化系統均須提報固化流程控制計畫書至主管機關(原能會)核定，所有固化劑與添加劑使用量、固化操作條件與程序等均須依照固化流程控制計畫執行。

另外，對於粒狀廢離子交換樹脂，原先各核能電廠均使用水泥固化法加以固化處理，但因所產生固化體品質有劣化現象，故原能會於 1986 年 4 月 3 日以「台物處二字第 198 號函」，要求台電公司各核能電廠放射性廢樹脂全面停止水泥固化處理，改採脫水後裝桶暫貯至今。

核能研究所經對各種可能的處理技術之詳細分析評估後，著手進行粒狀廢離子交換樹脂濕式氧化技術(wet oxidization technology，簡稱 WOT)的開發，經數年來之努力已確認其可行性。台電公司爲解決各核能電廠廢離子交換樹脂長久以來存在之貯存問題，及符合原能會要求，特於 2001 年 12 月與核研所合作進行「粒狀廢離子交換樹脂濕式氧化先導系統之建立研究」計畫，進行 WOT 先導系統的建造與測試，以驗證處理效率，並建立粒狀廢離子交換樹脂濕式氧化的商用工程技術。該計畫除了建立先導系統驗證粒狀廢離子交換樹脂的濕式氧化減容效果外，尚另進行以核研所已開發完成的 BWR 低放射性廢棄物高效率固化技術 (BWR high efficiency solidification technology，簡稱 BWRHEST)進行濕式氧化廢漿之固化。

核研所將濕式氧化法與 BWRHEST 結合，完成濕式氧化高效率固化技術(wet oxidization high efficiency solidification technology，簡稱 WOHEST)的開發，並在台電公司的支持下完成先導驗證，已證實其可行性與效益性。經評估後，濕式氧化法爲目前最適宜可行的技術。

台電公司核二廠現正委託核研所興建「廢粒狀離子交換樹脂濕式氧化暨高效率固化系統」中，工期 3 年，預計於 2014 年中完工啓用。核一、三廠將待核二廠完工啓用有實績後再執行。興建濕式氧化高效率固化技術系統之目的，除安定化處理廢粒狀樹脂並抑低其固化容積 (約減爲原體積之 1/3)，以達成符合最終處置接收標準、

紓解廠內低放射性廢棄物倉貯壓力及大幅減少最終處置容積與處理成本的多重目標外，也可確保處置場之安全處置。

16.8.1.2 低放射性廢棄物之減量

爲使低放射性廢棄物體積減少，乾性低放射性可燃廢棄物可使用焚化爐(incinerator)加以焚化，可壓廢棄物則進一步利用超高壓縮機(supercompactor)加以壓縮。而爲安定放射性廢棄物內之放射性核種，通常再採取固化作業。經焚化、壓縮、固化等處理作業後之放射性廢棄物，則須以容器承裝與包封，以便於貯存及未來之運送與最終處置作業。(參考文獻 16.15)

行政院於 1988 年 9 月發布實施「放射性廢料管理方針」(1997 年 9 月修正) (參考文獻 16.16)，要求放射性廢料之產生者，應積極設法減少其產生量及體積。原能會對低放射性廢棄物管理之管制策略是：盡量減少低放射性廢棄物產生之量與容積，採用先進之處理技術，確保貯存安全，以及嚴格監督最終處置計畫。

爲促使廢棄物產量低於減量策略目標值，原能會除要求各核能電廠成立減廢小組，積極進行廢棄物減量工作，並定期召開低放射性廢棄物減量諮詢組會議，協助並督促各核能電廠進行廢棄物之減量。自 2005 年起，各核能電廠均須預估其未來一年之乾性低放射性廢棄物和固化低放射性廢棄物產量，並提報原能會審核。

核能電廠低放射性廢棄物之減量作業具體作爲，可分爲廢棄物產生前的「來源減量」與產生後的「減容減量」。來源減量作業主要包括「減少爐水中分裂產物與腐蝕產物」、「減少液體進入廢液處理系統的體積」、「提升廢液處理技術減少濕性廢棄物產生量」及「減少乾性固體廢棄物產生量」。減容減量作業則主要包括「改善固化技術」、「可燃廢棄物減容」、「可壓廢棄物減容」及「除污回收使用」。

我國核能電廠運轉後之固化低放射性廢棄物年產量，於 1983 年達最高峰的 11,814 桶(55 加侖桶)，當時核三廠都還未加入運轉(核三廠 1 及 2 號機分別於 1984 年 7 月及 1985 年 5 月開始商業運轉)。之後固化低放射性廢棄物年產量雖持續遞減，但直到 1989 年仍高於 6,000 桶。1990 年原能會實施「各核能電廠低放射性廢棄物減量策略」後，在各方積極努力下，包含各核能電廠推動的「來源減量」與「減容減量」等低放射性廢棄物減量作業，產量開始大幅減少。該「低放射性廢棄物減量策略」於 1993 及 1998 進一步修訂，主要重點爲：

- 設定現有各核能電廠固化低放射性廢棄物(LLRW)年產量目標值如下表：

電 廠	固化 LLRW 年產量目標值 (單位：55 加侖桶)			
	1993~1995	1996~1998	1999~2001	2002~2004
核一廠	1,500	1,300	700	550
核二廠	2,000	1,650	900	800
核三廠	450	400	300	200

- 未來新建核能電廠固化低放射性廢棄物年產量應少於每部機 250 桶。
- 各核能電廠應戮力於管理上之改善、加強廠務管理，並建立低放射

性廢棄物分類與分區收集,以及乾性低放射性廢棄物減量等之實施導則。

- 各核能電廠應採用先進技術(state-of-the-art technology)，以改進廢棄物處理系統和燃料品質(提高核子燃料可靠度)，並建立低放射性廢棄物減量計畫。

之後，在各方積極努力推動下，產量大幅減少。2001 年國內三座核能電廠之固化廢棄物總年產量首度降至 1,000 桶以下(963 桶)，而 2001 年更降至 601 桶。其間核三廠於 1998 年引進國內核能研究所自行研發成功之高效率固化技術(或稱高減容固化技術)(high efficiency solidification technology，簡稱 HEST)，使產量降爲原來的十分之一，且從 2000 年起均維持於每年 30 桶以下，在世界同型核能電廠中名列前茅。2006 年核二廠亦採用高效率固化技術以固化液態低放射性廢棄物，年產量降爲前一年(2005 年)的 28%，使得 2006 年三座核能電廠之總年產量大幅降至 327 桶，減量成效斐然。2010 年三座核能電廠之固化廢棄物總年產量爲 234 桶。各核能電廠歷年之年產量如圖 3.4 所示。(參考文獻 16.17 及 16.18)

在乾性低放射性廢棄物方面，3 座現有核能電廠之產量於 1990 年達到年產量巔峰(7,571 桶)，而後各核能電廠戮力於管理上之改善，在減廢之前端作業即採取廠房外預製成品，不必要之物料不進入管制區，而必須攜入者亦能儘量使用回收物等有效管制措施，減少物品遭放射性污染而成爲放射性廢棄物，並且於發包或施工說明書上，即要求預估廢棄物產量並予以審核，已產生之廢棄物，則加以適當分類及分區收集清運，相關管理課權責劃分明確，對廢棄物交互污染極具防治之效。隨著管理之進步，產量逐年遞減，2005 年三座核能電廠之總年產量降至 2,059 桶。

2006 年原能會開始實施「各核能電廠乾性低放射性廢棄物減量措施」，採取下列四項管制作爲：

- 公開表揚 (減量效果優異者，次年擇期予以公開表揚)
- 增加檢查頻率 (單一年產量超過目標值者，次年針對乾性廢棄物之管理加強檢查)
- 開立注意改進事項 (三年平均之年產量超過目標值者，開立注意改進事項要求改善)
- 開立違規 (未依低放射性廢棄物減量程序，且無正當理由，致使各類低放射性廢棄物年產量超過前三年平均值之 2 倍者，開立五級違規)

是(2006)年(包含核一與核二廠各 1 部機大修，核三廠有 2 部機大修)三座核能電廠之乾性低放射性廢棄物總年產量減至 1,759 桶，顯見減量成效。2010 年(核一與核三廠各 1 部機大修，核二廠有 2 部機大修)三座核能電廠之乾性低放射性廢棄物總年產量則爲 2,139 桶。

16.8.1.3 低放射性廢棄物之貯存與最終處置

迄 2010 年 12 月底止，全國共貯存(每桶容積 55 加侖之)低放射性廢棄物 197,522 桶。其中，超過 90%以上產自運轉中之三座核能電廠，其餘則來自醫療院所、研究機構和產業界。

爲因應國內原子能民生用途之日漸普及，原能會於 1972 年邀請清華大學、核能

研究所及台電公司等學者專家，就未來原子能民生應用產生之低放射性廢棄物，研商解決之道。經二年餘之全國勘查與研究結果，就廢棄礦坑、廢棄坑道、高山、無人島或離島等地點逐一檢討評估，決定先採取離島暫時貯存，同時積極研發當時若干先進國家已在進行之投棄處置技術。

蘭嶼龍門地區因具有：(1)地形封閉(三面環山、一面向海)、(2)5 公里範圍內無民眾居住、(3)面積達一平方公里以上符合投資效益及(4)全程可採海上運輸安全可靠等諸多優點，故最後選定於蘭嶼龍門地區設置低放射性廢棄物貯存設施，並於 1975 年底獲行政院核准進行蘭嶼貯存場施工規劃。1978 年 8 月再獲行政院核准進行各項工程。

蘭嶼貯存場計有 23 個貯存壕溝，可存放 98,112 桶低放射性廢棄物，於 1982 年正式展開廢棄物接收作業。早期係由原能會之「放射性待處理物料管理處」(「放射性物料管理局」之前身)經營管理，惟於 1990 年 7 月 2 日依據行政院頒布之「放射性廢棄物管理方針」移交台電公司經營，原能會則負責安全監督工作。貯存場迄 1996 年已貯滿。此後，各運轉中核能電廠乃依據放射性物料管理法第 17 條「放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施之興建，應向主管機關提出申請，經審核合於規定，發給建造執照後，始得爲之」之規定，皆已於廠內擴建新貯存設施來暫時解決新增低放射性廢棄物貯存問題，以待最終處置設施(final disposal facility)之完成。

截至 2010 年底止，各核能電廠低放射性廢棄物貯存情形如下：

核一廠貯存 42,954 桶，尚餘貯存容量 60,950 桶；

核二廠貯存 48,730 桶，尚餘貯存容量 46,691 桶；

核三廠貯存 7,878 桶，尚餘貯存容量 32,722 桶。

由於電廠減容及減廢工作成效良好，各廠之倉貯可容納電廠至除役前所產生之運轉廢棄物，並可容納未來電廠運轉汰舊換新設備及除役產生之部分廢棄物。

2006 年 05 月 24 日，我國「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」(簡稱選址條例)(參考文獻 16.19)發布實施，以規範在我國境內選擇低放射性廢棄物最終處置設施場址時應遵循的程序與相關措施。此條例指定原能會爲其主管機關，經濟部爲主辦機關。經濟部依規定成立「處置設施場址選擇小組」(簡稱選址小組)，以執行處置設施之選址工作。經濟部另再依規定，經會商原能會後指定全國主要低放射性廢棄物產出機構 – 台電公司爲「處置設施選址之作業者」(簡稱選址作業者)，以進行場址調查、安全分析、公眾溝通及土地取得等工作，並提供選址小組有關處置設施選址之資料。

依據選址條例，低放射性廢棄物最終處置設施場址核定程序如下：

(1) 選址小組於成立後 6 個月內，向經濟部提報「處置設施選址計畫」。

(2) 經濟部收到選址計畫後 15 日內，將之公告 30 日，並於公告屆滿後 2 個月內，核定該計畫。

(3) 選址計畫核定後 6 個月內，選址小組提報經濟部公告「潛在場址」。

(4) 潛在場址公告後 6 個月內，選址小組向經濟部提出建議 2 個以上「建議候選場址」之遴選報告。

(5) 經濟部收到「建議候選場址」遴選報告後 15 日內，將之公告 30 日。機關、個人、法人或團體，得於公告期間內以書面向經濟部提出意見，經濟部則應逐項答復意見採納情形。

(5.1) 另外，縣(市)政府若自願於轄區內設置處置設施者，也可經縣(市)議會及鄉(鎮、市)民代表會議決通過，經公告設置計畫及舉行聽證後，於潛在場址公告後 4 個月內，以書面向經濟部提出申請，其符合規定者，得優先核定爲「建議候選場址」，並公告之。

(6) 「建議候選場址」公告屆滿後 30 日內，於該等「建議候選場址」所在地縣(市)辦理地方性公民投票。經公民投票同意者，得爲「候選場址」。如合格「候選場址」有 2 個以上時，由經濟部決定之。

(7) 「候選場址」通過環境影響評估審查後 1 個月內，台電公司應檢附環境影響評估相關資料，提報經濟部核轉行政院核定爲「處置設施場址」。

爲提高縣(市)及鄉(鎮、市)居民意願，便於推動處置設施選址工作，選址條例規定經濟部得由核能發電後端營運基金提撥經費作爲回饋金，其總額以行政院核定處置設施場址時之幣值計算，最高不得超過新臺幣 50 億元。回饋金分配比率如下：

(1) 處置設施場址所在地鄉(鎮、市)不低於 40%。

(2) 處置設施場址鄰近鄉(鎮、市)合計不低於 30%；無鄰近鄉(鎮、市)者，處置設施場址所在地鄉(鎮、市)及縣(市)各增加 15%。

(3) 處置設施場址所在地縣(市)不低於 20%。

2009 年 2 月，選址小組原已選出「澎湖縣望安鄉(東吉嶼)」及「台東縣達仁鄉」2 處爲「建議候選場址」，嗣因澎湖縣政府於 2009 年 9 月 15 日公告增設望安鄉東吉嶼部分土地爲玄武岩自然保留區，並於同年 9 月 23 日獲行政院農業委員會復函同意核備，造成「建議候選場址」出現數目不足情況，選址小組遂於 2010 年 1 月 26 日決議將選址作業退回至「潛在場址篩選階段」。

2010 年 9 月 1 日選址小組再次選出「金門縣烏坵鄉」及「台東縣達仁鄉」2 處場址爲「潛在場址」，經濟部並於同年 9 月 10 日依法公告，並繼續辦理「自願場址徵選」及「建議候選場址遴選」作業，至 2011 年 1 月 9 日申請截止日爲止並無縣市提出「自願場址」之申請，後續於 2011 年 3 月 21 日再由選址小組票選同意「金門縣烏坵鄉」及「台東縣達仁鄉」爲「建議候選場址」。經濟部業於 2011 年 3 月 29 日辦理「建議候選場址遴選報告」公開上網及陳列，以徵詢各界意見。

16.8.2 用過核子燃料

迄 2010 年 12 月底止，國內 3 座運轉中核能電廠之 6 部機組總共卸下 15,278 束用過核子燃料組件，相當於 3,133.6 公噸鈾。此等用過核子燃料目前均暫時貯存於各核能電廠之用過燃料貯存池(SFP)內，以待未來進一步處理或最終處置。

在此同時，爲解決核一、二廠用過燃料貯存池即將存滿之迫在眉睫壓力，台電公司經過調查評估國外中期貯存設施(interim storage facility)經驗、技術成熟度及考量國內環境後，對於在能夠進行最終處置前之過渡時期國內用過燃料的中期貯存，認爲以採用廠內中期乾式貯存(on-site interim dry storage)最爲合適。亦即對於用過核子燃料之管理，台電公司將採取「水池冷卻」、「乾式貯存」及「最終處置」三階段的

營運方式。用過燃料乾式貯存設施在國際上已經有 20 年以上的安全使用經驗，係屬成熟技術，且爲全世界核能先進國家所廣泛採用。此外，在乾式貯存期間，如國內最終處置場完工、國際區域合作處置或再處理案有所突破時，用過燃料也將儘早移出。

因此，台電公司決定先進行「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」之建置，由我國核能研究所得標擔任主承包商。該設施於 2008 年 12 月 3 日獲原能會核發建造執照，迄 2010 年 12 月底止，核一廠第一期用過核子燃料乾式貯存設施建置進度約爲 63.2%。

此外，「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施」之建置，也已於 2010 年 11 月由美國 NAC 公司與我國俊鼎公司(共同承攬)得標，目前正進行設計與安全分析工作，後續尚有建造執照申請、水土保持許可申請、整地、現場施工與硬體製造、試運轉、運轉執照申請、以及運轉後之用過燃料吊卸與安裝等工作。

目前台電公司對所屬核能電廠用過燃料中期貯存的規劃是，核一廠預計於 2013 年 4 月正式啓用第一期乾式貯存設施(設計容量爲 1680 束)，核二廠於 2015 年 3 月正式啓用第一期乾式貯存設施(設計容量爲 2349 束)。

另一方面，自 1986 年起，由台電公司委託國內相關機構進行我國用過核子燃料最終處置相關研究計畫，執行至 2004 年止，共經歷處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備、以及調查實施與技術發展等四個主要階段。爲符合 2002 年 12 月新公布之「放射性物料管理法」第 29 條(參考文獻 16.14)及 2003 年 7 月新發布之「放射性物料管理法施行細則」第 37 條(參考文獻 16.20)規定，台電公司於 2004 年提報「我國用過核子燃料最終處置計畫書」，於 2006 年 7 月取得原能會核備；全程工作規劃爲「潛在處置母岩特性調查與評估」(2005~2017 年)、「候選場址評選與核定」(2018~2028 年)、「場址詳細調查與試驗」(2029~2038 年)、「處置場設計與安全分析評估」(2039~2044 年)、以及「處置場建造」(2045~2055 年)等五個執行階段，時程自 2005 年起迄 2055 年止。依「放射性物料管理法施行細則」第 37 條規定，此計畫書將每 4 年檢討修正一次。現階段工作規劃有兩大重點目標，一爲於 2009 年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2009 報告)(台電公司已於 2009 年底提報，並於 2010 年 7 月奉原能會同意核備)，以及於 2017 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」。依據 SNFD2009 報告結論指出，台灣本島確實存在有可供用過核子燃料最終處置用之潛在母岩(potential host rock)。

但考量台灣地區找尋合適的用過核子燃料直接最終處置場址之困難、再處理策略可提高鈾資源之使用效率並提供環境保護、以及爲了提供國內用過核子燃料長程營運策略更多的選擇與彈性等因素，我國實有必要推動用過核子燃料境外再處理計畫，因此，台電公司目前也正進行用過核子燃料送國外再處理之評估工作。

16.9 核能資訊透明化

爲盡可能服務民眾，讓其及時知曉核能相關資訊及國內核能電廠運轉狀態，原能會及台電公司在其網站均闢有將相關資訊公開之專區或主題。以原能會爲例，其網站 (網址：www.aec.gov.tw) 闢有下列主題專區，以提供民眾進一步之相關資訊：

- 原子能法規 → 法規體系；

- 輻射屋查詢；
- 主動公開資訊項目；
- 國際瞭望專區 → 國際核能新聞；
- 管制動態；
- 環境輻射監測 → 全國環境輻射監測；及
- 核能電廠運轉(即時)資訊。

例如，透過點選「環境輻射監測」主題，民眾可即時知曉目前原能會輻射偵測中心佈建於全國 34 處輻射監測站之環境輻射量監測結果。(此 34 處地點包括宜蘭、新北市石門、石崩山、茂林、陽明山、三芝、金山、大鵬、野柳、大坪、萬里、貢寮、澳底、龍門、雙溪、三港、台北市、桃園龍潭、台中市、阿里山、台南市、高雄市、恆春、後壁湖、大光、墾丁、龍泉、台東、離島金門、蘭嶼、馬祖、新竹、澎湖和花蓮等。)

另一方面，台電公司網站 (網址：www.taipower.com.tw) 則闢有「核能資訊透明化」專區，內容主題主要包含有：

- 核能電廠簡介；
- 核(能)電廠運轉即時資訊；
- 核能電廠的安全；
- 核能安全文化；
- 核(能)電廠環境輻射監測；
- 核(能)電廠輻射防護作業；
- 核能發電與環境保護；
- 核能後端營運 → 核能後端營運簡訊；
- 低放處置場選址作業；
- 核能常識充電站 → 國際核能資訊；及
- 最近年度之核能機組運轉績效。

例如，透過點選「核能後端營運」主題，民眾可即時獲得國內外有關核能後端營運的各項簡訊，包含「低放射性廢棄物最終處置場選址近況-100.4.7」(2011/04/13 公告)、「美國高放射性廢棄物處置基金的爭議」(2011/03/31 公告)、「日本乾式貯存設施概況」(2011/03/11 公告)…等。

參考文獻(第 16 章)

16.1 “核子反應器設施管制法”，原子能委員會，2003 年 1 月公布。

16.2 “核子反應器設施建廠執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 4 月發布。

16.3 “核子反應器設施運轉執照申請審核辦法”，原子能委員會，2004 年 10 月發布，2005 年 11 月修正發布。

16.4 Maanshan Nuclear Power Station Units 1 & 2 , “Final Safety Analysis Report”。

16.5 10CFR50.36, “Technical Specifications”。

16.6 “核子反應器設施管制法施行細則”，原子能委員會，2003 年 8 月發布。

16.7 “核子反應器設施品質保證準則”，原子能委員會，2003 年 6 月發布。

16.8 Lungmen Nuclear Power Station Units 1 & 2 , “Final Safety Analysis Report”。

16.9 USNRC Regulatory Guide 1.33, “Quality Assurance Program Requirements (Operation)”, revision 2, February 1978。

16.10 “核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法”，原子能委員會，2004 年 5 月發布。

16.11 “游離輻射防護法”，原子能委員會，2002 年 1 月公布。

16.12 “核子保防作業辦法”，原子能委員會，2003 年 9 月發布。

16.13 “核子反應器設施停止運轉後再起動管制辦法”，原子能委員會，2003 年 11 月發布，2008 年 1 月修正發布。

16.14 “放射性物料管理法”，原子能委員會，2002 年 12 月公布。

16.15 李境和、李若燦，“核能電廠低放射性廢棄物最終處理與減量”，原子能委員會放射性物料管理局，工程月刊(2003 年 3 月)。

16.16 “放射性廢料管理方針”，原子能委員會，1988 年 9 月發布，1997 年 9 月修正發布。

16.17 陳志行，“誰把廢棄物變少了”，原子能委員會，民國 95 年年報—專題報導。

16.18 Chih-Hang CHEN, “Minimization Program of Low-Level Radioactive Waste at Nuclear Power Plants in Taiwan”, 16th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC), Amori, Japan, Oct. 13 – 18, 2008。

16.19 “低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例”，原子能委員會，2006 年 5 月公布。

16.20 “放射性物料管理法施行細則”，原子能委員會，2003 年 7 月發布，2009 年 4 月最新修正發布。

表 16.1 台電公司各核能電廠歷年異常事件報告統計數字(迄 2010 年底)

西元	核一廠	核二廠	核三廠	合計
1988	59	66	15	140
1989	52	93	40	185
1990	91	62	31	184
1991	56	92	62	210
1992	39	77	23	139
1993	49	59	25	133
1994	37	43	19	99
1995	33	34	12	79
1996	20	31	27	78
1997	11	26	9	46
1998	14	40	14	68
1999	23	22	17	62
2000	4	18	6	28
2001	14	15	17	46
2002	6	8	11	25
2003	7	5	12	24
2004	2	4	2	8
2005	4	1	4	9
2006	4	4	4	12
2007	4	9	1	14
2008	8	4	1	13
2009	4	4	0	8
2010	3	2	0	5

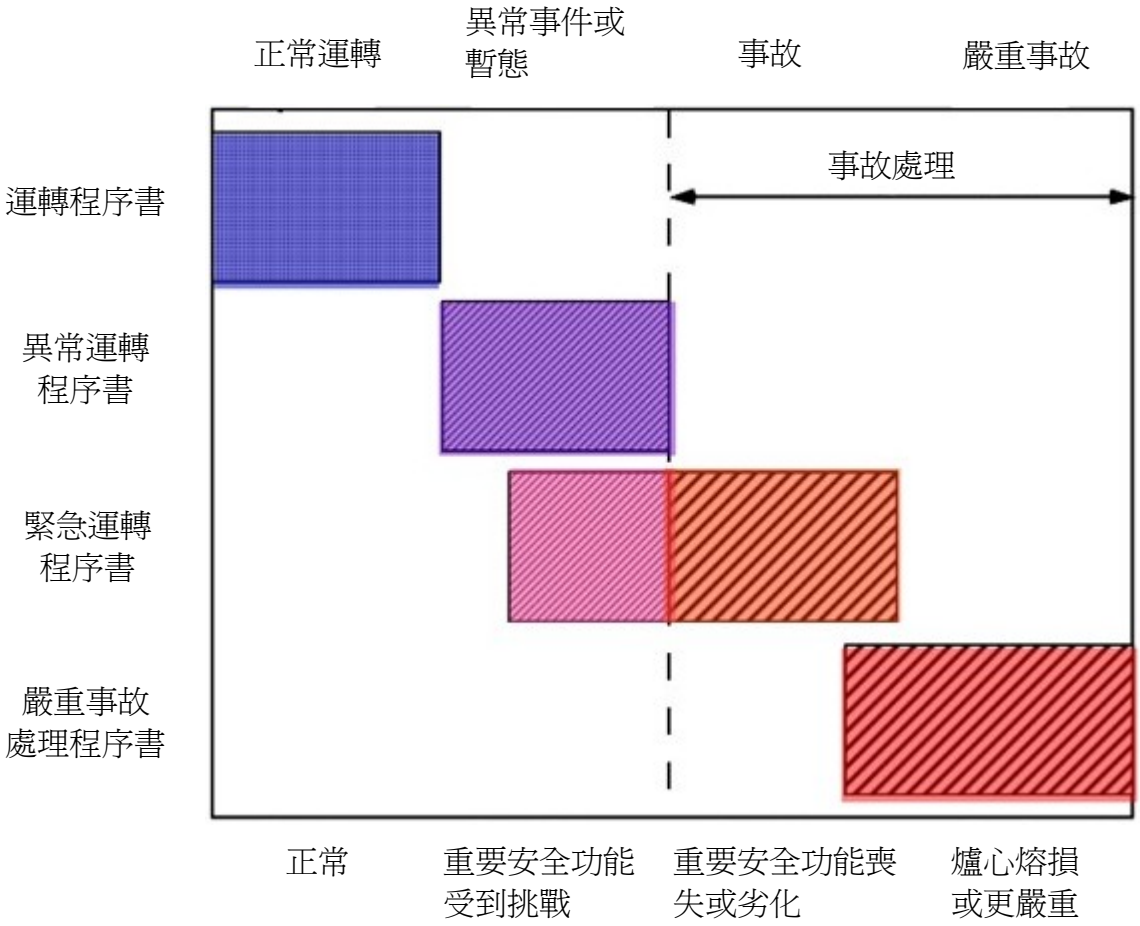


圖 16.1 核能電廠機組運轉狀態與適用之對應程序書

附錄 1 中英名詞/縮寫對照表

英　　文	中　　譯
abnormal occurrence	異常事件
abnormal operating procedures	異常運轉程序書
ABWR (advanced boiling water reactor)	進步型沸水式反應器
active fuel length	有效燃料長度
actuation	啓動
AFS (auxiliary feedwater system)	輔助飼水系統
air-lock door	氣鎖門
AIT (American Institute in Taiwan)	美國在台協會
ALARA (as low as reasonably achievable)	合理抑低
alert event	緊急戒備事故
AMT (accident management team)	事故處理小組
ANS (American Nuclear Society)	美洲核能協會
ANSI (American National Standard Institute)	美國國家標準協會
AOO (anticipated operational occurrences)	預期運轉暫態
AOP (Abnormal Operating Procedures)	異常運轉程序書
ASME (American Society of Mechanical Engineers)	美國機械工程師協會
ASP (auxiliary shutdown panel)	遙控停機盤，輔助停機盤
ASTS (automatic seismic trip system)	強震自動急停系統
ATWS (anticipated transient without scram)	預期暫態未急停
AVR (automatic voltage regulator)	自動電壓調整器
barrier	障壁，屏障
BCSS (back-up core spray system)	備用爐心噴灑系統
betterment plan	改善計畫
beyond design basis	超出電廠設計基準
blade,　(turbine)	(汽機)葉片
BOP (balance of plant)	一般廠內系統
breaker,　(DC)	(直流電)斷路器
B/S (bistable)	雙穩態
bulletins	公報，公告，通告
BWR (boiling water reactor)	沸水式反應器
BWR-4	第 4 型沸水式反應器
BWRHEST (BWR high efficiency solidification technology)	沸水式反應器高效率固化技術
BWROG (BWR Owners' Group)	沸水式反應器業主組織
BWRVIP (BWR Vessel Internal Program)	沸水式反應器爐內組件方案
CAP (corrective action program)	改正行動方案

英　　文	中　　譯
CCW (component cooling water)	核機冷卻水
CDF (core damage frequency)	爐心熔損頻率
CF (capacity factor)	容量因數，能力因數
CM (configuration management)	構型管理
CMF (core melt frequency)	爐心熔毀頻率
CNS (Convention on Nuclear Safety)	核能安全公約
COLR (core operating limits report)	爐心運轉限值報告
commissioning	試運轉
competent authorities of the States	地方政府，有關當局
conditioning and disposal	固化包裝與(最終)處置
construction license	建廠執照
containment	圍阻體
contracting party	簽約團體，簽約方
control panel	控制盤
COPS (containment overpressure protection system)	圍阻體過壓保護系統
core barrel	爐心桶
core shroud	爐心側板
corrective actions	改善措施，改正行動，改正措施
CPI (commodity price index)	消費者物價指數
CRA (control rod assembly)	控制棒組件
CRD (control rod drive)	控制棒驅動
CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry)	(日本)電力中央研究所
critical group	關鍵群體
CS (core spray)	爐心噴灑(系統)
CTS (customer technical specification)	顧客型運轉技術規範
DBA (design basis accident)	設計基準事故
DCR (design change request)	設計變更案
decommissioning	除役
defense-in-depth	縱深防禦，深度防禦
design change	設計變更
design features	設計特性
DG or D/G (diesel generator)	柴油發電機
DNBR (departure from nucleate boiling ratio)	偏離核沸騰比
dose conversion coefficients	劑量轉換係數
dose limits	劑量限值，劑量限度
dosimeter	劑量計

英　　文	中　　譯
DRPI (digital rod position indicator)	數位棒位指示器
dry storage	乾式貯存
dry well	乾井
DST (Demineralized water Storage Tank)	除礦水儲存槽
ECCS (emergency core cooling system)	緊急爐心冷卻系統
ECW (emergency circulating water system)	緊急循環水系統
EDG (emergency diesel generator)	緊急柴油發電機
EDMGS (extensive damage mitigation guidelines)	大規模損壞減輕指引
effective dose	有效劑量
effective dose equivalent	有效等效劑量
EIA (environmental impact assessment)	環境影響評估
EIS (environmental impact statement)	環境影響說明書
emergency preparedness	緊急應變整備
EOC (end of cycle)	(燃料)循環末期
EOP (emergency operating procedures)	緊急運轉程序書
EPGs (emergency procedures guidelines)	緊急程序書導則
EPRI (Electric Power Research Institute)	美國電力研究所
EPU (extended power uprate)	大幅度功率提昇
EPZ (emergency planning zone)	緊急應變計畫區
ERP (emergency response procedures)	緊急應變程序書
ESF (engineered safety features)	特殊安全設施
essential bus	緊要匯流排
ESW (essential service water)	緊要廠用水
EURATOM	歐洲原子能共同體
exciter	勵磁機
existing nuclear installation	現有核能電廠，現有核子設施
external events	外來事件(或稱廠外事件)
EA (exclusion area)	禁制區
FA (fuel assembly)	燃料組件
final disposal	最終處置
financial resources	財務資源
fire brigade	(電廠)消防班
fission product barrier	分裂產物障壁
FMCRD (fine motion control rod drive)	控制棒微調驅動機構
FME (foreign material exclusion)	防止異物入侵
FSAR (final safety analysis report)	終期安全分析報告
fuel burnup	燃料燃耗度

英　　文	中　　譯
fuel channel	燃料匣
fuel cladding	燃料護套
fuel enrichment	燃料濃縮度
fuel handling systems	燃料吊卸系統
fuel management	燃料營運
fuel pellet	燃料丸
fuel rod	燃料棒
fuel rod array	燃料棒排列方式
Fukushima Dai-ichi NPP	福島第一核能電廠
Fukushima Dai-ni NPP	福島第二核能電廠
gas turbine	氣渦輪發電機，氣渦輪機
GCB (gas cooled breaker)	氣冷式斷路器
GE (General Electric Company)	美國奇異公司
GEA (general emergency accident)	全面緊急事故
GEH (GE Hitachi Nuclear Energy)	奇異日立核能公司
generic letters	通函
GESIL (General Electric Service Information Letter)	奇異公司服務資訊
grounding fault	接地故障
hard structure	剛性結構
heat sink	熱沉
HEP (human error probabilities)	人爲失誤機率
HEST (high efficiency solidification technology)	高效率固化技術，高減容固化技術
HFE (human factor engineering)	人因工學
holding points	查核點
host rock	母岩
hot cell	熱室
HPCI (high pressure coolant injection)	高壓注水(系統)
HPES (human performance enhancement system)	人員行爲增進系統
HRA (human reliability analysis)	人爲可靠度分析
HSI (human-system interface)	人員與系統介面
human errors	人爲疏失
human factors	人爲因素
human performance	人員績效，人員行爲
human resources	人力資源
HWC (hydrogen water chemistry)	加氫水化學
HX (heat exchanger)	熱交換器

英　　文	中　　譯
I&C (instrumentation and control)	儀表與控制
IAEA (International Atomic Energy Agency)	國際原子能總署
IASCC (irradiation-assisted stress corrosion cracking)	照射助長應力腐蝕龜裂
ICRP (International Commission on Radiological Protection)	國際放射防護委員會
IGSCC (inter-granular stress corrosion cracking)	沿晶應力腐蝕龜裂
ILRT (integrated leak rate test or integrated leakage rate test)	整體洩漏率試驗
IMS (information management system)	電腦化資訊管理系統
IN (information notice)	注意改進事項
INES (International Nuclear Event Scale)	國際核能事件分級制度
initial fuel loading	初次裝填核子燃料
initiating events	肇始事件
INPO (Institute of Nuclear Power Operations)	(美國)核能發電運轉協會
inspection	視察，檢查
inspection findings	視察發現
inspector	視察員
institutional control	監管
interim storage facility	中期貯存設施
internal events	廠內事件
international benchmarks	國際基準比對
inverter	變流器
IPA (integrated plant assessment)	整體電廠評估，整體安全評估
IPC (Inhibitive Protective Coating)	抑制性被覆
IRA (integrated reliability analysis)	整體可靠度分析
ISA (integrated safety assessment)	整體安全評估
ISAR (integrated safety assessment report)	整體安全評估報告
ISI (in-service inspection)	營運期間檢測
ISO (International Organization for Standardization)(in Geneva, Switzerland)	國際標準組織
ITS (improved technical specification)	改良式運轉技術規範
JAIF (Japan Atomic Industrial Forum)	日本原子力產業協會
key holding points	關鍵查核點
land-based civil nuclear power plants	陸上民用核能電廠
LCO (limiting conditions for operation)	運轉限制條件
LERs (Licensee Event Reports)	持照者事件報告
LERF (large early release frequency)	早期輻射大量外釋頻率
lessons learned	汲取教訓

英　　文	中　　譯
liability insurance	責任保險
license	執照
license holder	執照持有者，經營者，持照者
license renewal	執照換發
licensee (= license holder)	執照持有者，經營者，持照者
life cycle	壽命週期
living PRA (living probabilistic risk assessment)	活態安全度評估
LLRW (low level radioactive waste)	低放射性廢棄物
LLW (low level waste)	低放射性廢棄物
LOCA (loss of coolant accident)	冷卻水流失事故
logic-or	邏輯-或
LOOP (loss of offsite power)	喪失外電
loss of excitation	失磁
LPCI (low pressure coolant injection)	低壓注水
LPZ (low population zone)	低密度人口區
LRS (liquid radwaste system)	放射性廢液系統
LSSS (limiting safety system settings)	安全系統設定限值
mainframe computer	電腦主機
man-machine interface	人機介面
Mark I containment	馬克一型圍阻體
MCC (motor control center)	馬達控制中心
MCPR (minimum critical power ratio)	最小臨界功率比
MCR (main control room)	主控制室
MFS (main feedwater system)	主飼水系統
MIRU (Maintenance Integrated Risk Utilities)	維護整體風險評估工具
mitigating systems	救援系統
MMCS (Maintenance Management Computerization System)	維護管理電腦系統
moderator	緩和劑，緩速劑
MR (Maintenance Rule)	維護法規
multiple barriers	多重障壁
MUR (measurement uncertainty recapture)	量測不準度復奪
MUR power uprate	小幅度功率提昇
MWe (nega-watt electrical)	千瓩(電功率)，百萬瓦(電功率)
MWt (nega-watt thermal)	千瓩(熱功率)，百萬瓦(熱功率)
NDT (non-destructive test)	非破壞檢測
NEA (Nuclear Energy Agency)	OECD 之核能署
near miss (event)	虛驚事件

英　　文	中　　譯
neutron pad	中子屏蔽墊塊
NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency)	日本原子力安全保安院
normal operations	正常運轉
NPP (nuclear power plant)	核能電廠
NQA (nuclear quality assurance)	核能品保
NRC (Nuclear Regulatory Commission)	美國核能管制委員會
NSCW (Nuclear Service Cooling Water)	廠用海水(系統)
NSSS (nuclear steam supply systems)	核能蒸汽供應系統
nuclear back-end activities	核能後端作業
nuclear installation	核子設施，核能電廠
nuclear safeguards	核子保防
NUPIC (Nuclear Procurement Issues Committee)	核能採購事務委員會
O&M (operation and maintenance)	運轉維護
OBE (operating basis earthquake)	運轉基準地震
OE (operating experience)	運轉經驗
OE Program (operating experience program)	運轉經驗回饋方案
OECD (Organization for Economic Cooperation and Development)	經濟合作暨發展組織
OECD/NEA (Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency)	經濟合作暨發展組織/核能署
oil equivalent	油當量
operating license	運轉執照
operating procedures	運轉程序書
operational limits and conditions	運轉限值與條件
operational occurrences	運轉暫態
ORNL (Oak Ridge National Laboratory)	美國橡樹嶺國家實驗室
outage	大修
over-exposure	輻射曝露過度
PAG (protective action guide)	防護行動規範
participating states	參與國
PC (personal computer)	個人電腦
PCN (procedures change notice)	程序書變更通知書
PDA (personal digital assistant)	個人數位助理
peer review	同行審查(for 管制機關)，同業評估(for 業界)
performance-based	依據績效爲基準的
physical	實體的，實際的

英　　文	中　　譯
physical state	實際狀態，實體狀態
PI (performance indicators)	績效指標
plant health indicator	電廠效能指標
PORV (power operated relief valve)	動力釋壓閥
PRA (probabilistic risk assessment)	安全度評估
pre-operational test	試運轉測試
preventive maintenance	預防保養
primary energy	初級能源
primary loop	一次側
priority to safety	安全第一
prompt notification	立即通報
proven technology	成熟的技術
PSAR (preliminary safety analysis report)	初期安全分析報告
PSR (periodic safety review)	定期安全檢討
PWR (pressurized water reactor)	壓水式反應器
QA (quality assurance)	品質保證
Q&A (questions and answers)	提問與回答
radiation protection	輻射防護
radiation weighting factor	輻射加權因數
RCCA (rod cluster control assembly)	爪型控制棒組件
RCIC (reactor core isolation cooling system)	反應器爐心隔離冷卻系統
RCMS (reactor coolant makeup system)	反應器補水系統
RCS (reactor coolant system)	反應器冷卻劑系統
reactivity	反應度
reactor-year	反應器年
refueling outage	填換燃料停機大修
regulatory body	管制機關
regulatory guide (reg. guide or RG)	法規指引
remote control room	備用控制室
RER (reportable event report)	異常事件報告
re-racking (or reracking)	(用過燃料)格架重新排列
reset	復歸
resident inspection	駐廠視察
resident inspector	駐廠視察員
restart	再起動
review meeting	審查會議
RG (regulatory guide)	法規指引
RHR (residual heat removal)	餘熱移除

英　　文	中　　譯
Richter scale	芮氏(地震)規模
risk-informed	風險告知
RO (reactor operator)	反應器運轉員
ROP (reactor oversight process)	核安管制紅綠燈，反應器監管方案
rotor	轉子
RPS (reactor protection system)	反應器保護系統
RPV (reactor pressure vessel)	反應器壓力槽
RWCU (reactor water cleanup system)	反應器爐水淨化系統
SAEA (site area emergency accident)	廠區緊急事故
SAMG (severe accident management guide)	嚴重事故處理指引
SAMP (severe accident management procedures)	嚴重事故處理程序書
SAT (systematic approach to training)	系統化訓練策略
SBO (station blackout)	廠區全黑，電廠全黑
SCA (significant corrective actions)	重要改善措施
scram	急停
SDP (significance determination process)	重要性確立方法
SER (safety evaluation report)	安全評估報告
SER (Significant Event Reports)	重大事件報告(WANO)
SFP (spent fuel pool)	用過燃料貯存池，用過燃料池
SFPC (spent fuel pool cooling)	用過燃料池冷卻
SFPCS (spent fuel pool cooling system)	用過燃料池冷卻系統
SG (steam generator)	蒸汽產生器
SGTS (standby gas treatment system)	備用氣體處理系統
Shimane NPP	(日本)島根核能電廠
signal conditioning panels	信號比對盤
single-failure criterion	單一失效準則
siting	廠址選擇
SL (safety limits)	安全限值
SMA (seismic margin assessment)	耐震餘裕評估
SMAS (strong motion accelerometer system)	強震加速度量測系統
SOER (Significant Operating Experience Reports)	重大運轉經驗報告
soft soil	軟質土壤
soft structure	柔性結構
SOP (standard operating procedures)	標準運轉程序書
SORC (Station Operation Review Committee)	電廠運轉審查委員會(台電)
SPDS (safety parameter display system)	安全參數顯示系統
SPRA (seismic PRA)	耐震安全度評估

英　　文	中　　譯
SPU (stretch power uprate)	中幅度功率提昇
SR (surveillance requirements)	偵測試驗要求
SRO (senior reactor operator)	反應器高級運轉員
SRP (Standard Review Plan)	審查標準
SSAR (standard safety analysis report)	標準安全分析報告
SSCs (structures, systems and components)	結構、系統及組件
SSCs (structures, systems or components)	結構、系統或組件
SSE (safe shutdown earthquake)	安全停機地震值
SSI (soil-structure interaction)	土壤與結構互制作用
startup	起動
stator	定子
steam dome	(反應器槽)蒸汽空間，圓頂蒸汽空間
STS (standard technical specification)	標準型運轉技術規範
suppression pool	抑壓池
surge suppressors,　(voltage)	突波電壓抑制器
surveillance test	偵測試驗
SV (safety valve)	安全閥
symptom-oriented	以徵兆爲導向的
systems' functional test	系統功能試驗
TAF (Taiwan Accreditation Foundation)	財團法人全國認證基金會
TECRO (Taipei Economic and Cultural Representative Office in the US)	(我國駐美)台北經濟文化代表處
TEPCO (Tokyo Electric Power Company)	東京電力公司
thimble flow channel	套管水流通道，套管水流匣
TLAA (time-limited aging analysis)	老化時限評估
TLD (thermo-luminescent dosimeter)	熱發光劑量計
TMI (Three Mile Island)	(美國)三哩島核能電廠
torus	輪胎形抑壓槽
total quality management	全面品質管理
transposition	轉位
trip	跳脫，跳機
TRM (technical requirement manual)	技術手冊
TS (technical specification)	運轉技術規範
tsunami	海嘯
"2 out of 3" logic	"3 選 2"邏輯
UCF (unit capacity factor)	機組容量因數
UFM (ultrasonic flowmeter)	超音波流量計，超音波飼水流量計
USNRC (US Nuclear Regulatory Commission)	美國核能管制委員會

英　　文	中　　譯
V&V (verification and validation)	查證與確認
Venturi flowmeter	文氏管流量計，文式管飼水流量計
W (Westinghouse Electric Company)	西屋電氣公司
WANO (World Association of Nuclear Operators)	世界核能發電協會
WANO-TC (World Association of Nuclear Operators – Tokyo Center)	世界核能發電協會東京中心
w/o (weight percent)	重量百分比
WOG (Westinghouse Owners' Group)	西屋公司業主組織
WOHEST (wet oxidization high efficiency solidification technology)	濕式氧化高效率固化技術
WOT (wet oxidization technology)	濕式氧化技術
WRNM (wide-range neutron monitoring system)	寬幅中子偵測系統
WTB (Westinghouse Technical Bulletins)	西屋公司技術公報

附件 1 國內核能電廠重要特性數據

(1) 金山核能電廠重要特性數據

項　目	1 號機與 2 號機
熱流設計	
額定熱功率, MWt	1,804
設計熱功率 (ECCS 設計基準 = 105%額定值), MWt	1,864
額定電功率, MWe	636
反應器冷卻劑系統: 系統壓力 [圓頂蒸汽空間(steam dome)正常壓力], psia 爐心冷卻劑流量, lb/hr	 1,020 53×10^6
蒸汽流量, lb/hr	7.693×10^6
飼水流量, lb/hr	7.670×10^6
飼水溫度, °F	420
熱傳: 最大熱輸出, kW/ft 平均熱輸出, kW/ft 最大熱通率, Btu/hr-ft^2 平均熱通率, Btu/hr-ft^2	13.4 4.04 441,400 133,200
最小臨界功率比 (MCPR)	≥ 1.32
核子設計	
平均燃料濃縮度 (第一個爐心), w/o	1.90
H_2O/UO_2 體積比 (冷爐時)	2.59
爐心機械設計	
爐心等效直徑, in.	136.8
爐心高度(有效燃料長度), in.	全長度燃料棒: 149.45 部分長度燃料棒: 90
燃料組件(初始爐心): 爐心內燃料組件數目 燃料棒排列方式 燃料組件全長, in.	 408 10 x 10 176.39
燃料棒: 每束燃料組件內之燃料棒數目 外徑, in. 徑向間隙(燃料丸至護套之間), in. 燃料護套厚度, in. 燃料護套材料	 91 0.3957 0.0067 0.02385 鋯-2 合金

燃料丸: 材料 密度, 理論值之百分比 (%) 直徑, in. 長度, in.	 二氧化鈾 (UO_2) 95.85 0.3413 0.41
燃料匣(fuel channel): 材料 全長, in. 厚度, in. 橫切面尺寸, inch x inch	 鋯-4 合金 166.91 0.08 5.438 x 5.438
控制棒組件 (CRA): 形狀 中子吸收劑材料 護套材料 爐心內控制棒組件總數	 十字型 B_4C 及 Hf 不銹鋼 97
圍阻體	
式樣	馬克一型，鋼製乾井及抑壓池
洩漏率, % vol/day	0.5
乾井: 建物 內部設計溫度, °F 最大內部壓低, psig 總體自由(空氣)空間, ft^3	 燈泡狀鋼製壓力槽 340 56 130,000
抑壓池: 建物 內部設計溫度, °F 內部設計壓力, psig 水體積, ft^3 全部自由(空氣)空間, ft^3	 輪胎形鋼製壓力槽 340 56 78,000 87,200

(2) 國聖核能電廠重要特性數據

項　目	1 號機與 2 號機
熱流設計	
額定熱功率, MWt	2,943
設計熱功率 (ECCS 設計基準 = 105%額定值), MWt	3,039
額定電功率, MWe	1,029.7 (1 號機)* 997.5 (2 號機)
反應器冷卻劑系統: 系統壓力 [圓頂蒸汽空間(steam dome)正常壓力], psia 爐心冷卻劑流量, lb/hr	 1,040 84.5×10^6
蒸汽流量, lb/hr	12.734×10^6
飼水流量, lb/hr	12.831×10^6
飼水溫度, °F	424.14
熱傳: 最大熱輸出, kW/ft 平均熱輸出, kW/ft 最大熱通率, Btu/hr-ft^2 平均熱通率, Btu/hr-ft^2	13.4 4.3 0.50×10^6 0.16×10^6
最小臨界功率比 (MCPR)	1.20
核子設計	
平均燃料濃縮度 (第一個爐心), w/o	1.88
H_2O/UO_2 體積比 (冷爐時)	2.70
爐心機械設計	
爐心等效直徑, in.	160.2
爐心高度(有效燃料長度), in.	150
燃料組件(初始爐心): 爐心內燃料組件數目 燃料棒排列方式 燃料組件全長, in.	 624 10 x 10 176
燃料棒: 每束燃料組件內之燃料棒數目 外徑, in. 徑向間隙(燃料丸至護套之間), in. 燃料護套厚度, in. 燃料護套材料	 91 0.396 0.0067 0.0238 鋯-2 合金

燃料丸:	
材料	二氧化鈾(UO_2)
密度, 理論值之百分比 (%)	95.85
直徑, in.	0.3413
長度, in.	0.413
燃料匣(Fuel Channel):	
材料	鋯-4 或鋯-2 合金
全長, in.	166.9
厚度, in.	0.067/0.114
橫切面尺寸, inch x inch	5.278 x 5.278
控制棒組件 (CRA):	
形狀	十字型
中子吸收劑材料	B_4C 及 Hf
護套材料	不銹鋼
爐心內控制棒組件總數	145
圍阻體	
式樣	馬克三型，具有由抑壓反應器廠房圍住之乾井及抑壓池的鋼筋混凝土圍阻體
洩漏率, % vol/day	0.45
反應器廠房建物	具有半球形頂蓋與鋼板襯裡的鋼筋混凝土建築物
內部設計溫度, °F	200
設計壓力, psig	15
總體自由(空氣)空間, ft^3	1.43×10^6
乾井:	
建物	無襯裡的鋼筋混凝土建物；基本上爲圓柱體；鋼製頂蓋
內部設計溫度, °F	330
設計壓力, psig	+27.5, -21.7
全體自由(空氣)空間, ft^3	238,000
抑壓池:	
建物	鋼筋混凝土建物，有鋼板襯裡之環狀水池
內部設計溫度, °F	200
設計壓力, psig	15
水體積 (高水位時), ft^3	113,950

* 1 號機之低壓汽機轉子曾於 2006 年更新。

(3) 馬鞍山核能電廠重要特性數據

項　目	1 號機與 2 號機
熱流設計	
反應器爐心熱功率, MWt	2,822
核能蒸汽供應系統熱功率, MWt	2,834
額定電功率, MWe	960
反應器冷卻劑系統: 系統壓力(正常設計值), psia 系統壓力(最低穩態值), psia 系統壓力(正常運轉值), psia 冷卻劑入口溫度(正常值), °F 反應器壓力槽入口溫度, °F 反應器壓力槽出口溫度, °F	 2,280 2,220 2,250 554.2 554.2 621.4
全部反應器冷卻劑流量, gpm	277,800
蒸汽產生器: 飼水溫度, °F 蒸汽產生器之蒸汽出口溫度, °F 蒸汽壓力, psia 全部蒸汽流量, lb/hr	 442.6 537.2 979 12.55 x 10^6
熱傳: 最大熱輸出, kW/ft 平均熱輸出 Average Thermal Output, kW/ft 最大熱通率 Maximum Heat Flux, Btu/hr-ft^2 平均熱通率 Average Heat Flux, Btu/hr-ft^2	13.4 5.53 505,089 201,130
最小偏離核沸騰比(minimum DNBR) (設計用): 典型水流通道暫態 套管水流通道 (thimble flow channel)	 ≥ 1.23 ≥ 1.22
核子設計	
燃料濃縮度(第一個爐心), w/o: 第 1 區 第 2 區 第 3 區 再填換	 1.6 2.4 3.1 4.68 及 4.95
H_2O/U 分子比例 (冷爐時)	2.73
爐心機械設計	
爐心等效直徑, in.	119.7
爐心高度 (有效燃料長度), in.	144
爐心桶: 內徑, in. 外徑, in.	133.85 137.875

熱屏蔽	中子屏蔽墊塊設計
燃料組件: 爐心內燃料組件數目 燃料棒排列方式 每束燃料組件內之燃料棒數目	 157 17 x 17 264
燃料棒: 外徑, in. 徑向間隙(燃料丸至護套之間), in. 護套厚度, in. 護套材料	 0.360 0.0062 0.0225 zirlo 合金
燃料丸: 材料 Material 密度, 理論值之百分比 (%) 直徑, in. 長度, in.	 二氧化鈾(UO_2) 95 0.3088 0.507
控制棒組件: 形狀 中子吸收劑材料 護套材料 護套厚度, in. 爐心內控制棒組件總數 每束控制棒組件內之吸收劑棒根數	 爪型 銀-銦-鎘合金 304 不銹鋼 0.0185 52 24
圍阻體	
式樣	有鋼板內襯的預力及後張力且具有半球形圓頂之鋼筋混凝土圓柱體
洩漏率, 每天洩漏體積百分比 (% vol/day)	0.1 (24小時內), 0.05 (24小時後)
內部設計壓力, psig	60
總體自由(空氣)空間, ft^3	2.0×10^6
直徑, ft	130
高度, ft	195

(4) 龍門核能電廠重要特性數據

項　目	1 號機與 2 號機
熱流設計	
額定熱功率, MWt	3,926
設計熱功率 (ECCS 設計基準 = 105%額定值), MWt	4,005
額定電功率, MWe	1,350
反應器冷卻劑系統: 系統壓力 [圓頂蒸汽空間(steam dome)正常壓力], psia 爐心冷卻劑流量, lb/hr	 1,040 115.1×10^6
蒸汽流量 (at 420 °F, FW temp.), lb/hr	16.843×10^6
飼水流量, lb/hr	16.807×10^6
飼水溫度, °F	420
熱傳: 最大熱輸出, kW/ft 平均熱輸出, kW/ft 最大熱通率, Btu/hr-ft^2 平均熱通率, Btu/hr-ft^2	13.4 4.2 432,296 135,496
最小臨界功率比 (MCPR)	1.35
核子設計	
平均燃料濃縮度 (第一個爐心), w/o	1.79
H_2O/UO_2 體積比 (冷爐時)	3.04
爐心機械設計	
爐心等效直徑, in.	203.3
爐心高度(有效燃料長度), in.	150
燃料組件(初始爐心): 爐心內燃料組件數目 燃料棒排列方式 燃料組件全長, in.	 872 10 x 10 176
燃料棒: 每束燃料組件內之燃料棒數目 外徑, in. 徑向間隙(燃料丸至護套之間), in. 燃料護套厚度, in. 燃料護套材料	 92 0.404 0.007 0.026 鋯-2 合金
燃料丸: 材料 密度, 理論值之百分比 (%) 直徑, in. 長度, in.	 二氧化鈾 (UO_2) 97 0.345 0.35

燃料匣(Fuel Channel): 材料 Material 全長 Overall Length, in. 厚度: 角落(Corner), in. 壁面(Wall), in. 橫切面尺寸, inch x inch	 鋯-2 合金 176 0.120 0.075 5.278 x 5.278
控制棒組件 (CRA): 形狀 中子吸收劑材料 護套材料 爐心內控制棒組件總數	 十字型 B_4C and Hf 不銹鋼 SS 205
圍阻體	
一次圍阻體:	
式樣	超壓及負壓抑制型 (Over-and-Under Pressure Suppression)
建物	具有鋼內襯及鋼結構之鋼筋混凝土建物
乾井	混凝土圓柱體
抑壓室	混凝土圓柱體
圍阻體內部設計壓力, psig	45
乾井內部設計壓力, psig	45
乾井自由(空氣)空間, ft^3	259,600
抑壓室自由(空氣)空間 (高水位時), ft^3	210,000
抑壓室水體積 (低水位時), ft^3	126,400
乾井設計溫度, °F	340
抑壓室設計壓力, psig	30.5
洩漏率, % free volume/day	0.5
二次圍阻體:	
式樣	控制洩漏型 (Controlled Leakage)
建物: 下層(Lower Levels)	鋼筋混凝土
上層(Upper Levels)	鋼筋混凝土
屋頂	鋼筋混凝土

主要貢獻單位與人員

本報告由行政院原子能委員會和核能研究所在下列單位協助下完成：

原子能委員會	綜合計畫處
	輻射防護處
	核能技術處
	核能管制處
	放射性物料管理局
	輻射偵測中心
台灣電力公司	核能發電處
	核能安全處
	核能技術處
	核能後端營運處
	金山核能電廠
	國聖核能電廠
	馬鞍山核能電廠
	龍門核能電廠
本報告主要參與者	楊昭義（編撰兼主編）
	周源卿（編撰）
	尹學禮（編撰）
	周鼎　（總協調）
	廖俐毅（顧問）
	簡美桂（美編）