

第一章 序 論

1.1 研究目的

隨著經濟的蓬勃發展，台灣用電量也隨之攀升。在發電量必須增加的趨勢之下，又面臨石化燃料價格飆漲與二氧化碳排放減量的問題，以核能代替石化燃料來做為發電能源成為解決能源問題的方法之一。近幾十年來年儀測方法、計算分析和機械控制等的技術逐步提升，加上核能發電廠選址困難和高昂的建廠耗費，使得以現有的核能發電廠來執行功率提升(power uprates)成為國際潮流。到西元 2006 年八月二號為止，美國核能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC) 已審核通過 112 件核電廠功率提升及執照延期的申請案。這些核電廠功率提升的執行總共增加了 14,535 百萬瓦的熱功率，相當於 4 座的類似核四廠機組[1]。

根據美國 Brunswick 電廠執行 EPU 後的安全度評估結果顯示，功率提升對肇始事件頻率、組件可靠度與系統成功條件的影響極小。因此，本報告在以 Brunswick 電廠安全度評估為參考之下，暫時不考慮肇始事件頻率、組件可靠度與系統成功條件的變化，只針對人為可靠度分析來做討論。本報告將假設核三廠執行大幅度功率提升(Extended Power Uprates, EPU)後的功率運轉期間，探討核三廠執行 EPU 對人為誤失機率的影響，所使用的人為誤失機率量化模式主要為以下兩種：HCR (Human Cognitive Reliability)模式及 THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)模式。

爐心功率提升後所重新評估的爐心熔損頻率(Core Damage Frequency, CDF)值存有其不準度，其分析計算得到的絕對數值並無法作為核電廠功率提昇後的唯一參考基礎，但可由重新評估後的結果節選出 F-V 重要度或 RAW 變化較大之人為誤失事件，提供核三廠執行功率提升後關於人為誤失機率之參考。關於受到執行功率提升衝擊的人為誤失事件大致上可提供電廠兩個參考方向：

- (1) 針對因功率提升而 CDF 和 LERF 的 F-V 重要度(Fussell-Vesely Importance)、CDF 和 LERF 的風險增進值(Risk Achievement Worth, RAW)有顯著增加的人為誤失事件，必須加強操作員對以上相關操作之訓練，

增加其應變操作的熟悉度。使得在意外發生時，可阻止事故序列發展的惡化，甚至進一步杜絕其肇始事件之發生。

- (2)關於(1)所述之需注意的人為誤失事件，除了強化運轉人員之培訓外，電廠也可以改善硬體方面來著手。功率提升後的硬體建設，除了將操作介面改善得更可讓操作員便於掌控電廠狀況外，還可改進或增建更多的主動性及被動性安全系統，使得在事故發生時，即使有人為操作誤失的情形發生，電廠依然有其餘的補救措施。

1.2 報告架構

以核三活態安全度評估[12]為藍本之下，針對第一階層安全度評估，延伸討論核三廠在執行 EPU 後對人為可靠度的影響。首先，第二章會先介紹所使用之人為誤失分析理論，以及需重新分析之人為誤失事件的概述。第三章為簡述 MAAP4 程式計算核三廠初始狀態的結果分析，並討論核三廠在 EPU 後的主要系統參數之變化。第四章至第十章在以肇始事件分類之下，分別討論 EPU 對各個人為誤失機率之影響，包括喪失廠用海水或核機冷卻水、喪失主飼水、蒸汽產生器蒸汽管束破裂、喪失外電、一般暫態反應器急停事故、冷卻水流失事故、介面破口冷卻水流失、中央寒水系統失效和預見暫態未急停。最後一章討論電廠執行 EPU 對 CDF 與 LERF 造成的衝擊，以及分析 CDF 重要度變化受爐心功率提升較大之人為誤失事件。

1.3 功率提升

以美國規定為例，首先電廠必須先分析功率提高後的安全相關議題，包括：

- (1)更新後之軟體程式工作的可靠度。
- (2)設計基準事故的再分析。
- (3)異常暫態的再評估。

再將以上的工作成果參照 Final Safety Analysis Report(FSAR)的資訊呈現方式整理成 Licensing Amendment Report(LAR)提交給予 NRC。針對沸水式反

應器(Boiling Water Reactor, BWR)電廠，美國奇異公司已有提供功率提升評估工作的導則；壓水式反應器(Pressurized Water Reactor, PWR)功率提升的評估工作，美國西屋公司在 1983 年擬定一個概括性的指引辦法，細節規範的分析方法則尚未發展。

其中 NRC 審核 LAR 的重點包括：

- (1)潛在性肇因事件。
- (2)功率提升後是否有新的肇因事件。
- (3)電廠技術規範的更動等。

NRC 會將審核結果及意見集結成 Safety Evaluation Report(SER)。功率提升案審核通過的條件為功率提升不得對原有 FSAR 中的設計基準和安全餘裕的規範有所衝突，也不得違反 Facility Operating License 的規定要求。若以上標準皆能達成，電廠便可獲得功率提升的執行許可。

依照 NRC 的分類，可將這些核電廠功率提升的計畫分為三類：

1. 小幅度功率提升(Measurement Uncertainty Recapture, MUR)：

執行 MUR 是以更精確的計算方式及更先進的度量技術來評估安全餘裕，主要是針對飼水(Feed Water)流量偵測的精確度來做改善，使其不準確度降低來減少所需保留的安全餘裕，以達到功率提升的目的，總功率的提升不會超過 2%。

2. 中幅度功率提升(Stretch Power Uprates, SPU)：

SPU 的實施將會牽涉到一般廠內系統(Balance of Plant, BOP)的非主要更動，且依照各電廠的設計狀況，在法規允許之下，調整儀表或設備的設定來提高發電量，總功率提升大約在 7%。

3. 大幅度功率提升(Extended Power Uprates, EPU)：

EPU 的執行除了提高核能蒸氣供應系統(Nuclear Steam Supply System, NSSS)的熱功率外，還會涉及到其他電廠主要設施的變動，如：高壓汽機、冷卻水泵、發電機和勵磁機等，總功率提升可達 20%。

〈表 1.1〉馬鞍山電廠一次側系統之重要參數。

設計壽命	40 年
核蒸氣系統供給功率	2785 MWt
發電裝置容量	951 MWe
一次側設計壓力	174.76 Kg/cm ² (2485 psig)
一次側運轉壓力	157.18Kg/cm ² (2235 psig)
一次側系統總容積(包含調壓槽和調節管路)	266.46 m ³ (9410 ft ³)
冷卻水總流量率	49.59 MKg/hr
滿載時一次側蒸汽溫度	282.3 °C (540.2 °F)

1.4 核三廠簡介

核三廠，又稱馬鞍山電廠，隸屬台灣電力公司，廠址位於屏東縣恆春鎮。電廠採用美國西屋公司設計製造之三迴路壓水式反應器，汽機為三缸再熱四流式汽機，發電裝置是氫氣內冷型發電機以上皆由美國奇異公司製造，而低壓汽機轉子則由瑞士 ABB 公司製造。廠址共設有兩部機組，於民國 67 年開始興建，第一部機組於民國 70 年 7 月開始商業運轉；第二部機組於民國 74 年 5 月亦加入商業運轉。馬鞍山電廠一次側主要系統參數如〈表 1.1〉所列。

1.5 MAAP 程式介紹[5][13]

在三哩島事故發生之後，西元 1980 年 10 月 2 日，NRC 針對各輕水式反應器電廠發生爐心熔損事故時的應變計畫，進行法規修訂來管制電廠對於此事故的應變措施。於是，美國核能工業界成立了 IDCOR 計畫(Industry Degraded Core Rulemaking Program)來從事爐心熔損事故的分析，而開發出了 MAAP(Modular Accident Analysis Program)程式。MAAP1 為 MAAP 的第一個版本，首先由 Fauske & Associate, Inc. 建立。之後，美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)接手 MAAP 程式的維護及改進。後來發展的 MAAP4 程式，不僅改進了之前所使用的物理、化學模式，也增加了各種反應器的模擬能力，包括加

拿大的 CANDU 反應器、俄羅斯的 VVER 反應器和最新的進步型輕水反應器 (Advanced Light Water Reactor, ALWR)，都可由 MAAP4 程式來執行事故序列的模擬分析。而 MAAP4.0.4 版為 MAAP 程式的最新版本之一，可模擬的反應器包括沸水式反應器及壓水式反應器兩大類。

MAAP 程式雖然運算簡單而快速，所模擬出的結果仍可作為事故分析的參考。對反應器製造公司及電力公司而言，MAAP 程式大致可提供下列幾個用途：

1. 了解各種設備運轉對系統的影響。
2. 特殊安全設施(Engineered Safety Feature, ESF)對事故序列的影響。
3. 意外事故發生之過程、事故序列即發生時間的模擬。
4. 事故發生後嚴重程度的評估，如圍阻體壓力、分裂產物外釋時間及數量、氫氣產生量等。
5. 用於核電廠安全度評估(Probabilistic Safety Assessment)對事故序列分析的參考。

