

台灣運轉中核能電廠壓力測試
之獨立同行審查報告

經濟合作暨發展組織核能署
之獨立同行審查專家小組
民國 102 年 4 月 23 日

台灣運轉中核能電廠壓力測試之獨立同行審查報告

目錄

第一章 獨立同行審查概述	1
1.1 獨立同行審查背景說明	1
1.2 壓力測試的一般性觀察	3
第二章 地震評估 (Dr. Aybars Gurpinar)	7
2.1 壓力測試後在地震領域安全強化之概述	7
2.2 獨立同行審查在地震評估之工作	8
2.3 獨立同行審查在地震評估之議題	9
2.3.1 進行中地震安全的重新評估	10
2.3.2 執行機率式地震危害分析(PSHA)	11
2.3.3 斷層位移危害分析	11
2.3.4 土層破壞的可能性	12
2.3.5 地震後及海嘯後運轉程序書	13
2.3.6 用於地震及海嘯危害分析的最大規模	13
第三章 水災評估 (Dr. David Squarer)	16
3.1 壓力測試後在水災領域安全強化之概述	16
3.2 獨立同行審查在水災評估之工作	19
3.3 獨立同行審查在水災評估之議題	20
3.3.1 海嘯溯上高度	20
3.3.2 水災評估考量之事件組合	21
3.3.3 最大可能降雨量及排洪	22
3.3.4 土石流對水災分析的影響	22
3.3.5 海嘯間接影響之考量	23
3.4 同行審查在水災領域之觀察	23
3.4.1 整體性的觀察	23
3.4.2 壓力測試的建議：引起水災的組合事件	24
3.4.3 技術觀察：海嘯	24
第四章 其他極端危害評估 (Dr. Katsunori Ogura)	26
4.1 壓力測試後在極端危害領域安全強化之概述	26
4.2 獨立同行審查在極端危害評估之工作	26
4.3 獨立同行審查在極端危害評估之議題	27
4.4 同行審查在極端危害領域之觀察	28
第五章 喪失電力及喪失最終熱沉評估 (Mr. Mel Fields)	31
5.1 壓力測試後在喪失安全功能領域安全強化之概述	31
5.2 獨立同行審查在喪失安全功能之工作	33

5.3	獨立同行審查在喪失安全功能之議題	33
5.4	同行審查在喪失安全功能領域之觀察	35
第六章	嚴重事故處理評估 (Dr. Hitoshi Muta)	37
6.1	壓力測試後在嚴重事故處理領域安全強化之概述	37
6.2	獨立同行審查在嚴重事故處理之工作	38
6.3	獨立同行審查之嚴重事故處理議題	39
6.3.1	嚴重事故處理措施之強化.....	39
6.3.2	斷然處置程序指引(URGs).....	40
6.3.3	嚴重事故處理之範圍.....	41
6.3.4	用過燃料池(SFPs)之嚴重事故處理措施.....	42
第七章	結論.....	44
第八章	獨立同行審查小組之成員	47
縮寫表	48

第一章 獨立同行審查概述

1.1 獨立同行審查背景說明

台灣原能會請求歐盟(EU)及經濟合作暨發展組織(OECD)核能署(NEA)協助邀請專家執行核電廠因應福島事故壓力測試國家報告的獨立同行審查，原能會尋求核能署協助找到具備專業、經驗及技能的技術專家以執行運轉中核能電廠壓力測試之同行審查，核能署同意協助原能會籌組專家小組，執行運轉中三個核能電廠壓力測試國家報告的同行審查，原能會表示興建中核電廠的同行審查將在今年稍後由歐盟執行的獨立同行審查為之。

原能會採用歐盟核准之歐洲核安管制組織(ENSREG)發展之標準，壓力測試與國家報告係採取與該標準一致的作法，聚焦於三個主要領域：

1. 極端廠外肇始事件包括地震、水災或其他極端氣候狀況
2. 由於喪失電力、喪失最終熱沉以及喪失電力及最終熱沉的組合，導致喪失安全系統及功能
3. 事故處理

台電公司完成所有運轉中機組的壓力測試並將報告送原能會審查，壓力測試的結果在於確認準備實施的強化措施，可提供電廠額外的因應超過設計基準事故的能力。原能會完成對台電公司壓力測試報告之審查並備妥審查結果之國家報告，在2013年1月獨立專家接獲該份國家報告及三份由中文翻譯為英文的台電公司壓力測試報告。

因應原能會之請求，核能署(NEA)邀請五位具備壓水式反應器(PWR)及沸水式反應器(BWR)技術、機械及電氣系統、機率風險評估及事故處理等知識之專家，執行周詳的獨立同行審查，其中美國、日本各有兩位專家及土耳其一位專家，NEA專家執行審查的範圍包括國

家報告與金山(BWR)、國聖(BWR)及馬鞍山(PWR)核電廠各兩部機組之壓力測試報告。

同行審查作業聚焦於台電公司執行核電廠安全評估之方法論，以及原能會監督台電公司工作並獨立審查台電公司報告所採用的方法。評估目的在於確保台灣壓力測試國家報告所使用的方法論，與其他國家在針對福島事故執行全面安全審查時所使用的方法論相當且一致。此外，專家小組針對台灣壓力測試的基礎執行技術評估，包括台電公司完成工作及原能會審查之項目抽樣的技術審查。

專家小組從2013年1月開始審閱國家報告及各電廠的壓力測試報告，在2月時將待釐清的初步問題提供給原能會及台電公司，而專家小組於2013年3月4日抵達台灣，並與原能會及台電公司技術專家及管理階層展開為期兩週一系列的會議及討論，以及到國聖電廠的現場查證。在現場查證的2天期間，專家小組觀察到，為回應壓力測試之發現，國聖電廠已實施的許多強化措施。

專家小組在審查期間提出某些值得原能會及台電公司技術人員及管理階層進行追蹤討論之議題，這些議題可區分為優點、缺點、壓力測試的建議及技術觀察；優點的判定在於發現原能會或台電公司的措施屬於值得推薦讚美的實務，或者對技術議題有深入的瞭解。缺點的判定係在原能會或台電公司對於其所執行的審查及分析，缺乏技術基礎之堅實瞭解，或者經專家小組確認為重大之技術議題，並要求原能會或台電公司須採取重要的後續行動。至於專家小組認為原能會或台電公司執行之工作未符歐盟ENSREG壓力測試標準之預期則判定為壓力測試的建議事項。而專家小組認定該議題雖符合壓力測試標準，但以專家觀點在處理福島事故經驗回饋所採方法論或方式仍可以進一步強化者，則判定為壓力測試的技術觀察。

針對台灣的壓力測試，專家小組並未發現任何缺點，有一項建議，此建議與全面有系統的評估廠外危害組合方法論相關(參見報告的第3章、第4章)，另有一些優點以及數項技術觀察，將在報告各章做詳細之討論。

1.2 壓力測試的一般性觀察

依據對國家報告及金山、國聖及馬鞍山電廠壓力測試報告的審查，專家小組認為壓力測試符合ENSREG之標準以及遵循歐盟核電廠壓力測試之做法。根據壓力測試的結果及其他國家採取對策的洞識，原能會已針對強化措施之實施，建立清楚明確的要求，這些要求已具體納入在原能會於2012年11月5日發函台電公司的管制案。滿足管制案要求之具體作法或替代方案，由原能會及台電公司進行溝通討論，並由原能會進行最後之核可。所有管制案之內容說明如下：

1. **10101**：依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTF)報告第一階段建議事項2.1重新評估地震、水災危害，要求實施地震危害的重新評估
2. **10102**：依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTF)報告第一階段建議事項2.1重新評估地震、水災危害，要求實施水災危害的重新評估
3. **10103**：要求模擬地震、海嘯危害的機制及其導致的風險(原能會高階審查會議之意見)
4. **10104**：要求強化廠房建物水密性，或建海牆、擋牆其高度達現行持照基準以上再加6公尺^註(參考日本核電廠採行對策及依美國核管會NTF報告，採加高6公尺防護以處理原設計基準海嘯高度所伴隨較大不準確度的議題)

註：美國核管會NTF報告第37頁說明：“依據實務方式，對廠區全黑實施額外的防護以避免不必要的延誤，專案小組認為將救援廠區全黑的設備放置在電廠地面以上一層樓

(約5至6公尺(15至20呎))或採水密包封，得以提供足夠深度防禦層級的強化。”

5. **10105:**依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項2.3執行地震、水災履勘，要求實施地震、水災及其他外部事件危害的履勘
6. **10106:**依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項4.1廠區全黑管制措施，要求採取對策以處理廠區全黑的議題
7. **10107:**要求台電公司各機組於所有狀態(包括大修或停機時)需維持兩部備用之緊急柴油發電機可用，故第五部柴油發電機僅為大修或停機機組且其柴油發電機需檢查之備用，即限制第五部柴油發電機對另一機組之備用
8. **10108:**要求台電公司強化安全相關電池組24小時運轉能力，電池組容量之要求為至少在前8個小時不得採計來自卸去不必要負載所節省的電池容量，其後至24小時得採計卸去不必要負載
9. **10109:**在美國核管會(USNRC)管制導則1.155要求中並未涵蓋地震、海嘯之影響，基於國內特殊環境要求台電公司建立24小時全黑之因應能力(Coping Time)
10. **10110:**要求台電公司每座核能電廠增設一台耐震等級氣冷式柴油發電機，以處理台灣電力系統深度防禦之特定議題
11. **10111:**要求台電公司參照ENSREG行動計畫之建議設置替代最終熱沉(UHS)
12. **10112:**依據美國核管會(USNRC)因應911恐怖攻擊對策(B.5.b)，要求台電公司備妥因應設施於鄰近廠區，以因應極端外部事件之反應(參見美國核管會10 CFR 50.54(hh)(2))
13. **10113:**依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項4.2，要求台電公司實施10

CFR 50.54(hh)(2)處理雙機組廠外危害防護的對策

14. **10114:** 依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項5.1，要求台電公司對馬克I型及其他型式圍阻體增置可靠且強固的排氣及過濾系統
15. **10115:** 依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項7.1，要求台電公司增置用過燃料池儀器
16. **10116:** 依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項8，要求台電公司強化並整合廠內緊急應變能力相關之緊急運轉程序書(EOPs)、嚴重事故處理指引(SAMGs)及大範圍廠區受損救援指引(EDMGs)，並須納入精進後之「機組斷然處置程序指引」與EOPs、SAMGs及EDMGs整合之考量
17. **10117:** 要求台電公司執行核電廠之火山風險評估(PRA)，並研究火山爆發導致火山灰堆積的影響(行政院高階審查會議之意見)
18. **10118:** 要求台電公司提昇特別關注位置的重要電氣設備房間防火門的水密能力(參考日本管制機關對核電廠要求)
19. **10119:** 參照歐盟同行審查優良實務及台灣核能電廠特定議題，要求台電公司提昇電廠消防隊之建築耐震能力能因應超過設計基準地震
20. **10120:** 針對台灣核能電廠特定議題要求台電公司強化外電系統(參考日本管制機關對核電廠要求)
21. **10121:** 針對台灣核能電廠特定議題要求台電公司強化生水池儲水耐震能力，並考量裝置不透水層以提昇可靠性(參考日本東京電力公司核電廠採行之對策)

22.10122:參照歐盟ENSREG行動計畫之建議，要求台電公司安裝被動式自催化再結合器(PAR)避免氫氣爆炸

23.101101:要求台電公司檢討金山廠採用與其他運轉電廠相同耐震能力(設計基準值由0.3g強化為0.4g)之安全相關結構、系統與組件後續補強作業評估(行政院之命令)

24.101301:參照歐盟ENSREG行動計畫之建議，要求台電公司馬鞍山廠處理反應器冷卻水泵軸封喪失冷卻水洩漏之議題

原能會除了上述核能管制處的管制案外，另由核能技術處發出3個管制案：

1. 依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTF)報告第一階段建議事項9.3緊急應變管制措施，要求台電公司處理與緊急應變有關之人員配置、通訊議題
2. 針對台灣核電廠特定之地震議題要求台電公司強化現有非耐震一級用於緊急應變之技術支援中心(Technical Support Centre, TSC)之結構
3. 參照日本已實施之實務及國際原子能總署提出之建議，要求台電公司考量興建具有隔震效果之技術支援中心(TSC)

經由獨立查證上述管制案件，專家小組表示原能會及台電公司在處理地震、海嘯、水災及其他福島事故經驗回饋之議題，明顯符合ENSREG壓力測試標準之預期。整體而言，專家小組對原能會及台電公司實施的壓力測試感到滿意，並進一步指出，台電公司核能電廠基於福島事故後經驗回饋，在已實施或規劃將實施的許多強化措施為全面性且與其他國家在全面安全評估或壓力測試後所採行措施及對策為一致。台電公司及原能會在斷然處置指引(URGs)之發展超越其他國家採行之對策。

第二章 地震評估 (Dr. Aybars Gurpinar)

本章說明所有與地震相關的主題，包含地震危害分析，結構、系統與組件(SSCs)耐震再評估，以及任何因此採行的提昇措施。本章亦說明處理地震議題相關的機率風險評估(PRA)。

地震是許多事件序列的主要可能肇因，因此地震評估會與本報告其他章節的內容重疊。特別是，用於地震危害分析與海嘯危害分析的參數必須有一致性。

ENSREG建立地震的壓力測試準則包含下列內容：

- 1.設計基準：應提供設計基準地震資訊，依據當前知識說明用來評估的方法與其適當性。對於電廠設計應說明抵抗地震的保護措施。據此評估現行的執照基準。
- 2.安全餘裕評估：此部分係考慮超出設計基準的情況與電廠如何抵抗超出設計基準的地震。此包含爐心損毀與圍阻體完整性議題。最後使用可接受的方法例如耐震餘裕分析(SMA)或地震機率安全度評估(PSA)以決定瀕危效應(Cliff-Edge Effects)。

2.1 壓力測試後在地震領域安全強化之概述

壓力測試的實施使台電公司原來已經持續進行的耐震升級的努力更加聚焦到與福島第一核能電廠事故相關的議題。藉此將地震再評估與升級措施鎖定在特定範圍，例如電廠全黑、喪失最終熱沉與嚴重事故處理等。此外，將地震事件與其他關聯事件，例如海嘯，結合在一起的考量亦為壓力測試過程的直接成果。

壓力測試獨立審查係在原能會與台電公司提供資訊的基礎上進行審查。此資訊是否產生自進行中的地震再評估與升級過程則非審查重點。但是，重要的是這些資訊如何用來回應壓力測試的要求。

三個運轉中核能電廠與地震安全改善有關的調查，在福島事故前

已經展開也早於 ENSREG 壓力測試之要求。原能會與台電公司對地震安全議題均有敏銳的意識，並延攬能採專業方式處理相關議題的專家。在執行壓力測試再評估時所使用的資訊，僅為台電公司正在進行核電廠地震危害評估中工作的剪影，獨立同行審查在執行地震危害的審查時，係依據台電公司在此領域所進行更廣泛的工作計畫。[優點：原能會與台電公司對運轉中核能電廠有關之地震議題有良好的瞭解。]

在兩條斷層被確認及/或地質特性重新調查後，三個核能電廠均已啟動地震危害度再評估的相關工作。其中一條斷層(山腳斷層)通過北部的兩個電廠之間(金山與國聖核能電廠)，另一條(恆春斷層)接近南部的馬鞍山核能電廠一公里內。雖然已完成大量陸地與海上地質與地球物理調查工作，但機率式地震危害分析(PSHA)在獨立同行審查時仍未完成，該分析預期在2013年5月可以提出結果。台電公司將參照美國資深地震危害分析委員會(SSHAC)規範第三級，推動為期三年的PSHA精進工作。

台電公司將會在執行SSHAC第三級研究，獲得更新與再評估地震危害度數值後，全面啟動營運中核能電廠地震升級工作。當前在壓力測試工作範疇內，由於地震危害的風險地震餘裕評估(SMA)的結果仍將使用評估基準地震(RLE)來確認實務措施，以提升電廠安全。

迄今已經完成與結構、系統與組件(SSCs)相關的地震改善措施(特別是在壓力測試要求內)，其成效可提供某些情況下加強深度防禦，例如超出設計基準、電廠全黑與喪失最終熱沉等。這些措施包含如加強山坡頂部的生水池與相關管線(位於金山核能電廠者)。

2.2 獨立同行審查在地震評估之工作

獨立同行審查期間，專家小組成員審查原能會提出之核能電廠壓力測試國家報告以及台電公司提出的特定電廠壓力測試報告。特別是針對下列文件的審查：

- 1.原能會：核能電廠壓力測試國家報告：第2章「地震」。
- 2.台電公司：金山核能電廠歐盟壓力測試一執照持有者報告：第2章「地震」。
- 3.台電公司：國聖核能電廠歐盟壓力測試一執照持有者報告：第2章「地震」。
- 4.台電公司：馬鞍山核能電廠歐盟壓力測試一執照持有者報告：第2章「地震」。

除了審查前述文件外，專家小組成員亦與來自主管機關原能會的專業人員討論對執照持有者的評估。及與來自台電公司的專業人員討論執照持有者所進行的評估。

2.3 獨立同行審查在地震評估之議題

原能會與台電公司早在福島第一核能電廠事故前，就已經開始進行三個核能電廠的地震評估與升級工作，專家小組認定此事實為非常正面的措施。原能會與台電公司密切注意某些早期的日本地震安全相關事件，例如2005年女川核能電廠的地震發現，特別是2007年新潟縣中越沖地震對柏崎刈羽核能電廠非安全結構、系統與組件所造成的損壞的教訓。此為自發性從重大事件“經驗回饋”的良好典範。

原能會與台電公司均遵循美國核電廠管制及實務以及日本核電廠地震安全之實務，因此，同時掌握由真實事件的經驗回饋以及良好的國際實務；此兩機構均具有合格地震安全領域的專家，視實際需要也會諮詢國內及國際專家。[優點：原能會與台電公司已成功確認出必須更進一步處理並解決之地震議題。]

2.3.1 進行中地震安全的重新評估

台電公司在福島第一核能電廠事故之前即已對其核能電廠展開地震安全的重新評估工作，因此也是在壓力測試要求之前。地震安全精進計畫係依據眾所周知的美國實務作法，該作法亦被國際採用，特別是國際原子能總署。

台電公司推動中的計畫結合定論式與機率式作法，特別是使用地震餘裕評估(SMA)與地震機率式風險評估(SPRA)方法。

近期(2011年3月之前)發現指出了兩條斷層的存在，這兩條斷層被中央地質調查所認定為具有活動性的斷層。北部的山腳斷層位於金山與國聖核能電廠之間(在電廠5到8公里範圍內)，向北延伸到海域。南部的恆春斷層離馬鞍山核能電廠約1公里範圍內，亦延伸到海域。

已執行預期達第二級SSHAC研究之機率地震危害評估(PSHA)及其結果將在2013年5月底完成，然而，目前進行中研究之結果似乎包含顯著的不確定度而可能不適用於地震PRA之目的，台電公司進一步規劃執行第三級SSHAC之PSHA，而該三級SSHAC研究預估至少三年，在過渡期間，由台電公司執行且由原能會監督之重新評估與升級，將採用正在進行的實際地震危害研究之RLE。此程序亦能用於建立地震有關瀕危效應之目標。

技術觀察：進行中地震重新評估及升級工作應該持續採用暫行RLE參考值

為確保台電公司對三個運轉中核電廠能及時實施地震強化，對進行中地震重新評估及更新工作，應該持續採用暫行RLE參考值。在三個運轉中核電廠依據第三級SSHAC研究完成更新地震危害大小之前，原能會應該備妥能促進台電公司重新評估及更新工作之管制導則或要求。

2.3.2 執行機率式地震危害分析(PSHA)

進行中的PSHA工作結果(預期達第二級SSHAC研究)可能含有顯著的不確定性。台電公司將在既有的PSHA工作架構下展開新的第三級SSHAC研究以評估三個廠址的地震危害。主要的目的是第三級SSHAC研究能適當的涵蓋“技術社群”所關切的“中心、主體與範圍”。一般而言，在此過程間平衡表達國際專家的方法與當地特定電廠的知識是非常重要的。此外，同行審查的參與過程亦被認為是第三級SSHAC整體的一部分。此亦將牽涉兩種類型的審查：代表台電公司的獨立同行審查與管制機關的參與審查。在第三級SSHAC研究規劃階段，必須瞭解某些國際上應用SSHAC方法的經驗。近期(2013年5月)可望完成的研究案例為瑞士Swissnuclear公司對瑞士四個廠址所執行的Pegasos計畫(SSHAC等級3/4)。

2.3.3 斷層位移危害分析

當斷層非常接近核能電廠結構物時，除了震動性地動(藉由PSHA計算)相關危害外，地震危害分析亦須包含斷層位移危害分析，以評估錯動造成的地表位移對核能電廠SSCs安全性的潛在影響。美國核能管制委員會10 CFR Part 100附錄A與國際原子能總署安全導則SSG-9明確的提出此議題。

就位移危害而言，北部的山腳斷層及南部的恆春斷層是位於對三個運轉中電廠可能有影響的距離內，由台電公司提出的調查顯示台電公司對斷層需調查的特性以及達到目的之方式均有良好的瞭解，然而，對斷層特性瞭解之預期僅限於納入PSHA之結果，且目前並未有個別的斷層位移危害分析。

技術觀察：應該執行斷層位移危害分析

原能會說明管制基礎為美國核管會10 CFR 100附錄A，在10 CFR

100附錄A之“地表錯動”章節提到斷層位移危害。針對此新確認之2個活動斷層，原能會應該確認台電公司將會適切實施管制相關章節之要求。在10 CFR 100附錄A的要求，可藉由IAEA安全導則，SSG-9建議之最新的機率斷層位移危害分析方法論，更進一步強化。

台電公司為適切掌握斷層之特性，正在執行海域及陸域之詳細調查工作。也可以考量部署局部之地震網絡(北部與南部各一處)來記錄微震，以瞭解震央之型態是否與假想板塊構造特性有關聯性。

2.3.4 土層破壞的可能性

電廠設計必須考慮地震產生的震動性地動，此地動可能造成大地工程破壞，使安全相關的SSCs損壞或對非安全相關的SSCs產生影響而衍生出場址內的其他問題。例如非安全相關安全結構物所牽涉到的潛在地基沉陷。日本新潟縣中越沖地震影響柏崎刈羽核能電廠的經驗回饋即為此種類型破壞的範例。

主要的潛在土層破壞包含液化(發生於粒狀土壤)、邊坡不穩定與地面塌陷(發生於石灰岩區)。這些危害通常會在FSAR中考慮，且會用當地場址的地震危害分析來評估可能造成的危害。當此危害狀況改變時(例如因為發現新斷層或對斷層再調查)則須對這些次要的潛在大地工程危害進行再評估。

獨立審查時，討論了金山電廠附近的丘陵存在邊坡不穩定的可能性，目前用於替代最終熱沉系統之最大生水池也座落於該丘陵，台電公司已檢視邊坡穩定性議題及該生水池地震餘裕的適切性，台電公司在簡報中口頭提出一些耐震餘裕的數值給獨立專家，然而，這些資訊並未包含在提供給獨立專家的書面文件中。與此議題有關者係與生水池相連接之管線，其設計為耐震二級，故考慮執照申請時，採信之數值為0.15g，而台電公司口頭說明相關管線之餘裕達0.42g。

技術觀察：替代最終熱沉之現有耐地震能力

原能會發出管制案要求台電公司執行地震、水災之現場履勘，基於深度防禦的觀點，以及考量地震肇始事件對爐心受損發生率(CDF)佔比甚大，顯然這些現場履勘應該確認在事故發生而爐心受損前，替代最終熱沉必須可用。這些現場履勘應該關注到斜坡、管線及生水池的完整性以及地震之穩定性，以確信現有耐震能力(需求)保持在可接受程度。此項目在採用RLE實施重新評估以及第三級SSHAC的PSHA結果時，亦能藉著反映現有SSC的特性加以證實。更進一步，鑑於危害值可能明顯增加，經由適當品管工具之專屬現場履勘以及重新檢視中值及 β 值(亦即結構、系統、組件相關之HCLPF)將有助益。

2.3.5 地震後及海嘯後運轉程序書

地震後運轉人員的操作最好事前備妥程序書，因為有助於在運轉人員苦惱與混亂時給予指引。當核能電廠廠址發生地震且可能誘發海嘯(例如日本女川核能電廠與福島第一核能電廠)時，有必要針對潛在複合危害的影響修改這些程序。特別一提的是，進入電廠內因為地震而可能受損的地區時，可能會因為即將來臨的海嘯威脅而變得危險。

台電公司有地震後及海嘯後之運轉程序書，然而此兩程序書未建立介面。原能會及台電公司均同意有需要提供此兩種程序書之介面，台電公司指出將據此修訂運轉程序書。

2.3.6 用於地震及海嘯危害分析的最大規模

斷層所能誘發的最大地震規模主要影響地震危害與海嘯危害分析的結果。歷史資料僅能作為此目的之佐證資訊，因其缺乏足夠長時間的地震紀錄(即使能包含20世紀前的歷史事件)。主要的資訊來源須仰賴對於斷層的地震板塊構造特性調查，包含斷層尺寸(長度、向下傾角、寬度)、角度(走向與傾角)、位移量與位移方向、變形速率、最

大歷史震度與規模、古地震資料，地質複雜性(分段、分歧、構造關係)、地震資料及與類似構造的比較等。如果可以取得數據，在推估時亦須考慮其他資訊，例如，平均應力降與流變剖面(熱流、地殼厚度、與應變速率)。

當所考慮的斷層在海域有分段，或斷層完全在海洋中(例如隱沒帶)時，則最大潛在規模的估計對於海嘯危害分析亦有重大的影響。在任何案例中用於決定最大潛在規模的所有推估與經驗關係，均會伴隨顯著的偶然與認知上的不確定性。

台電公司委託的海嘯危害研究已確認周邊隱沒帶(在不同斷層)之最大Mw值，其值範圍在8.0至8.8，這些用於壓力測試的數值，係依據國家整體性地震危害調查，由國科會發展並有正式紀錄。惟由福島核電廠事故的經驗回饋，電廠場址特定調查及國家層級調查之詳細程度有異，核能電廠必須適當考慮地震危害，其調查所需詳細程度較高。此外，由福島核電廠事故的經驗回饋顯示，隱沒帶斷層多個段落一起破裂的可能性必須加以考量。

技術觀察：斷層的最大規模值

因地震紀錄的內容，不足以判斷在這些區域的最大規模，可行之替代方式，即建議採用相似且較大的數值(例如，1964年的美國阿拉斯加地震、1960年的智利地震、2004年的印尼亞齊地震及2011年的日本東北地震)，所有這些事件顯示地震最大規模出現過大於或等於9.0的數值(依據相似性的參數)。獨立專家與台電公司的討論過程並不清楚是否有足夠的板塊理由提供決定全國之地震數值，對壓力測試而言這些數值可能已足夠，然而，未來在第三級SSHAC研究執行地震危害的重新評估，在考量火環帶其他部份之地震經驗，評估核電廠的地震危害時應採用較高數值。對核電廠個廠地震、海嘯危害評估而言，

可能必須對官方公佈斷層最大規模之值重新檢視。

第三章 水災評估 (Dr. David Squarer)

本章討論由於水災造成廠址發生可料想的事件進而導致電廠喪失安全功能的後果。

根據 ENSREG 壓力測試標準，評估水災的後果必須包含：

1. 評估以下各項：設計基準水災 (DBF)、用以決定 DBF 的方法、水災的來源(海嘯、潮汐、暴風浪等)、資料的正確性、與 DBF 是否足夠？
2. 電廠對抗 DBF 的預備設施；發生水災時電廠安全停機所需的結構、系統、組件 (SSCs)，包括維持進水功能的設施，維持緊急電源供給的設施；確認廠址防護水災的主要設計；水災預警與減緩水災影響的主要運轉作為；是否已考慮與水災有關的其他效應（例如：外部電源喪失、延遲進入廠址等）？
3. 目前執照基準的符合情形：包括定期維修與檢查，確保緊急用的廠外機動設備；任何偏離執照基準的可能與其後果的確認及改善計畫；日本福島事件後，持照者所做的檢查的符合情形。
4. 電廠所能承受，燃料（爐心與燃料池內）免於嚴重損壞的水災水位：配合水災的預警，是否能部署額外的保護方法？確認電廠弱點與瀕危效應，哪一個廠房與設備會先淹水？確認任何可以預防瀕危效應或增進電廠強韌性的方法（例如：硬體、程序書與組織的改善等）。

3.1 壓力測試後在水災領域安全強化之概述

本節概述台灣運轉中的核電廠依據日本福島核電廠事件後執行壓力測試評估之經驗回饋，已執行、正在執行或承諾執行以加強電廠安全功能的作法。

在水災方面，觀察到台電公司確定承諾依原能會下述管制案要求

執行：

1. **10102**：依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項2.1重新評估地震、水災危害，要求實施水災危害的重新評估。
2. **10103**：要求模擬地震、水災危害的機制及其導致的風險(原能會高階審查會議之意見)。
3. **10104**：要求強化廠房建物水密性(或建海牆、擋牆)達現行持照基準以上再加 6 公尺(參考日本核電廠採行對策及依美國核管會 NTTF 報告，採加高 6 公尺防護以處理海嘯原設計基準高度的不準確度)(參見第一章註)。
4. **10105**:依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項2.3執行地震、水災履勘，要求實施地震、水災及其他外部事件危害的履勘。
5. **10113**:依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項4.2，要求台電公司實施10 CFR 50.54(hh)(2)處理雙機組廠外危害防護的對策。
6. **10116**:依據美國核管會(USNRC)近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告第一階段建議事項8，要求台電公司強化並整合廠內緊急應變能力相關之緊急運轉程序書(EOPs)、嚴重事故處理指引(SAMGs)及大範圍廠區受損救援指引(EDMGs)，並須納入精進後之「機組斷然處置程序指引」與EOPs、SAMGs及EDMGs整合之考量。
7. **10117**:要求台電公司執行核電廠之火山風險評估(PRA)，並研究火山爆發導致火山灰堆積的影響(行政院高階審查會議之意見)^註。

註：在金山廠及國盛廠北方 18 公里處海底火山爆發為可能之海嘯源，此一海嘯源的潛在危害亦應該納入對來自火山灰散佈的危害評估。

8. **10118:**要求台電公司提昇特別關注位置重要電氣設備防火門的防水或水密能力(參考日本管制機關對核電廠要求)。

獨立專家在與台電公司討論及問題回應期間，台電公司指出規劃在三個運轉中核電廠(此次審查範圍)建造海嘯牆，其高度將依據現行持照基準提高 6 公尺(例如，國聖電廠在 2016 年完工)。台電公司及接受台電公司委託的中興工程顧問公司在審查期間提出海嘯及水災分析，相關分析採用中興工程發展現代化的解析工具，預測三個核電廠海嘯溯上高度均相當的低。國家報告(2013 年 1 月 6 日版)的表 3-1 顯示，金山、國聖電廠海嘯溯上高度的預估值甚至更低，此預估值係由國科會採 COMCOT 程式，納入國土地質國家資料庫的資料所獲得的模擬結果。

然而，由於海嘯源的定義使得海嘯溯上的預測仍有相當的不準度。主要海嘯源來自 22 個斷層及海溝，此外，在國聖電廠北邊 18 公里處確認有海底的活火山，應視為可能的海嘯源；該相當大不準度的另外來源係採用概略近岸地形圖，而非精確的海底地形量測，海嘯淹沒(溯上)分析必須依高解析度及精細數值模擬網格尺度進行。在終期安全分析報告(FSAR)中，設計基準海嘯(DBT)的原始計算非常簡化，係因在撰寫 FSAR 時，可用來預測海嘯溯上的現代化計算機程式尚未發展出來；此外，FSAR 的分析使用概略海床坡度(例如，1/5 或 1/10)而非實際海底量測資料。在 FSAR 海嘯溯上分析的這些假設，以及國科會及中興工程最近執行的分析時，採用較進步的計算機程式，使得專家認為國聖廠(金山廠也相似)持照基準海嘯溯上值 10.28 公尺可能包括相當多的安全餘裕。此安全餘裕加上規劃增設之海嘯牆，可以補償海嘯源定義所衍生之不準確度。

基於對壓力測試獨立同行審查之結果，原能會表示國家報告改版

時將刪除國科會海嘯溯上(較低)之預估值，並保留原 FSAR 海嘯溯上高度的預估。此外，在 2016 年國聖廠將建造海嘯牆，其高度較“設計最大海嘯波溯上”高度多 6 公尺(在國聖廠為 4.28 公尺的高牆)，在其他核電廠亦然。

3.2 獨立同行審查在水災評估之工作

在獨立審查期間，專家審查原能會的國家報告與台電公司個別電廠壓力測試報告。在本章專家審查下述報告：

1. 原能會壓力測試國家報告第三章：水災。
2. 台電公司金山核電廠歐盟壓力測試報告第三章：水災。
3. 台電公司國聖核電廠歐盟壓力測試報告第三章：水災。
4. 台電公司馬鞍山核電廠歐盟壓力測試報告第三章：水災。

除了審查前述文件外，專家小組成員亦與來自主管機關原能會的專業人員討論對執照持有者的評估。及與來自台電公司的專業人員討論執照持有者所進行的評估。

在獨立專家訪視國聖電廠期間，觀察到有些安全加強方案已完成或正在進行，如下述：

1. 一台額外緊急柴油發電機 (EDG) — 第 5 台氣冷式 EDG。
2. 兩台氣冷式渦輪機的全黑啟動發電機，能供電給緊急負載。
3. 山上的生水池可作為替代最終熱沉。
4. 改善緊急循環水 (ECW) 泵室的水密性。
5. 用不銹鋼防水門保護 ECW 泵室的馬達控制中心 (MCC)。
6. 廠房的緊急排水操作程序書草案已完成。
7. 防豪雨與水災的操作程序書已完成。
8. 海嘯緊急反應程序書已完成。
9. 由於水災造成人員無法進入部分廠房的緊急程序書已完成。

3.3 獨立同行審查在水災評估之議題

審查專家向原能會與台電公司要求額外的資料以全面了解台灣運轉中核電廠的壓力測試結果。專家亦針對電廠個別壓力測試報告與原能會的國家報告中的建議事項進行討論，結果顯示台電公司已完成或訂定期限完成所有建議事項。原能會與台電公司的回應提供電廠執行這些工作項目的詳細內容。以下各節說明審查討論的各項議題。

3.3.1 海嘯溯上高度

國家報告與三個電廠的壓力測試報告皆指出海嘯溯上高度是壓力測試非常重要的參數，而且可能是最重要的參數。這三個核電廠的許多未來提升都與海嘯溯上高度息息相關，因此海嘯溯上高度可以說是此次獨立同行審查的關鍵。

原能會告知審查專家，國科會（NSC）在福島事件之後立即執行計畫評估台灣沿海潛在地震誘發的海嘯溯上高度。這個評估由地球物理學者執行，考量 22 個模擬地震源（包括 18 個海溝與 4 個斷層），這些地震被視為最有可能誘發侵襲台灣的海嘯。

獨立審查專家注意到國科會的模擬並未包含由海底火山爆發與海底山崩引起的海嘯。而且，國科會的分析並未考慮電廠廠址附近的詳細地質資料。原能會已認知此點，是以並未直接採用國科會的分析結果。除非分析時係專門針對核能電廠，且符合原能會所接受的管制導則。

瞭解到海嘯危害的不確定性，原能會發出 10104 號管制要求（參考第 3.1 節），要求台電公司在每一個廠址的現行海嘯設計基準上增加 6 米的安全餘裕。此額外的 6 米要求，乃基於原能會與美國核管會的討論並參考美國核管會在福島事件後出版的 NTF 報告所做的工程判斷。

為避免國科會的海嘯分析結果造成誤解，原能會決定移除壓力測試國家報告中表 3-1 內關於國科會的海嘯溯上高度預測，仍舊維持各廠 FSAR 的海嘯溯上高度。

海嘯溯上分析結果影響三個電廠的潛在水災風險。為正確計算可能最大海嘯（PMT），必須計算與海嘯源頭（例如地震源）相關的初始海嘯波形，海嘯波傳遞的模式，其次則分析海嘯撲來造成溯上高度。為降低 DBT 與海嘯溯上高度的不準度，必須採用先進的電腦程式進行分析。此外，要正確的計算淹水情形，必須使用近海海底測量、幾何與結構等資料。沒有實際的近海資料，海嘯溯上的分析結果將有很大的不確定性。台電公司指出他們的分析已經採用先進的模式與海底測量資料、幾何資料與其他可能影響海嘯危害分析的資料。

原能會瞭解正確評估海嘯危害的重要性，乃對台電公司發出 10103 號管制要求，要求其執行每個廠址的海嘯風險評估（第二階段）。在台電公司依照 10102 與 10103 號之要求重新分析後，原能會再來決定是否需要額外的管制要求（例如：修訂電廠設計基準與及改善安全相關的 SSCs）。在原能會要求的重新分析範圍中，台電公司必須考慮海嘯溯上的其他條件，諸如海底火山爆發與海底山崩等。台電公司已經與中興工程顧問公司簽約，以更複雜的模式與更精確的實際廠址資料進行海嘯危害的重新分析。在國聖電廠，初步的分析結果顯示，廠址的高度相較於新的海嘯溯上高度結果仍有很大的餘裕。無論如何，台電公司已經在進行各項分析以加強瞭解諸如海底火山爆發和其他重要地震事件所引起的海嘯。

3.3.2 水災評估考量之事件組合

水災審查期間發現國聖廠將海嘯波和颱風的風力影響合併考慮；另外，在馬鞍山電廠水災分析中，除了海嘯外，也考慮其他極端

天然條件，包括颱風、豪大雨及土石流；在金山廠的海嘯波亦考量風力結合的影響。在本報告其他章節，已對原能會及台電公司提出有關事件組合的議題，主要是未採系統化方式考量壓力測試範圍之外部肇始事件的組合，獨立同行審查小組因此建議原能會及台電公司評估此議題對壓力測試之影響。(參見本報告第 3.4.2 節)

3.3.3 最大可能降雨量及排洪

在審查期間獨立專家與台電公司討論最大可能降雨量(PMP)之假設，以及三個運轉中電廠的排洪系統能力是否足以因應 PMP，台電公司回應顯示，考量各廠的排洩區域，三個運轉中電廠的排洪系統足以應付 PMP。

在審查期間獨立專家並未取得區域地形圖，因此不可能獨立驗證該排洩區域的精確性，以及核電廠上游潛在土石流(導致改道)之影響。然而，在獨立專家訪查國聖廠期間，除了觀察在 90 公尺高度的貯水生水池，並注意到該排洩區域位於電廠邊界之圍籬外，且廠址的排洩區域有限且相對為小。獨立專家在衛星圖上判斷國聖廠 1.8 平方公里及 1.5 平方公里之排洩區域為合理且係經小比例尺地形圖概略推斷。另亦注意到在國聖廠週遭的山丘覆蓋滿濃密植物及樹木，有助於豪大雨期間避免土石流。

3.3.4 土石流對水災分析的影響

原能會在回應獨立專家之問題時，說明已要求台電公司評估各核電廠土石流之潛勢威脅。在國家報告第 4 章討論土石流分析，且台電公司也在各廠壓力測試報告處理此一議題。依據台電公司的評估，電廠因土石流受損的可能性低，台電公司更進一步指出已執行土石流監視計畫，採行定期巡視查察並定期取得衛星影像以尋找可能影響電廠的鄰近區域溪流異常變化。

3.3.5 海嘯間接影響之考量

在審查期間提出是否考慮了海嘯的間接效應對事故反應之影響，主要顧慮為在壓力測試的範圍內是否考慮溯上波與殘骸沉積(例如，漁船及其他被海波帶來之物)對廠址所造成的影響。台電公司說明海嘯的間接影響在所有核電廠未考量(此議題已在馬鞍山電廠考慮)，原能會表示將要求台電公司針對此議題在所有廠址重新評估海嘯的間接影響並採取適當的因應措施。更進一步，基於壓力測試的結果，作為強化措施的一環，原能會說明台電公司規劃在所有廠址建造高於現行持照基準海嘯溯上高度以上 6 公尺的海嘯牆。不論是海嘯淹水的直接衝擊或者是海嘯帶來殘骸影響到事故反應的間接衝擊，建置海嘯牆均能提供防護。

3.4 同行審查在水災領域之觀察

依據獨立專家在此領域執行的審查獲得以下的評估：

3.4.1 整體性的觀察

在水災領域壓力測試的實施與 ENSREG 標準為一致。由壓力測試的結果及隨後原能會的管制案，台電公司在三個核電廠已實施或規劃將實施與水災有關的強化措施(例如，增建海嘯牆、後備電源、移動式泵及發行緊急程序書等)。在獨立審查及驗證壓力測試的結果後，獲得的結論是在發生福島型態事故的情況下，台灣核能電廠不可能發生類似福島一廠的後果。

國聖電廠將輔助設備包括移動式排水泵、集水坑泵、水管、空壓機、緊急發電機、砂包及其他設備置於高程較現行設計基準海嘯高度(10.28 公尺)更高之貯存倉庫。這些設備在電廠發生超過設計基準事故期間應可用以強化排洩容量，以及將發生內部水災之廠房排乾。這些移動設備並能視需要直接將廠區的水排至大海。此外，可觀察到內

有安全相關或其他重要設備之廠房已加強防水。在緊急狀況下三個北部的核電廠，亦即金山廠、國聖廠及龍門廠，在需要時可用移動式救援設備互相支援。

專家注意到在國家報告第3.3章(管制機關的評估與結論)所列出原能會對台電公司的要求及建議事項，大致上與本章之觀察為一致，特別是要求重新分析海嘯設計基準，以用於判定瀕危效應。[優點：原能會已成功確認水災評估之弱點並已發出適當的管制案要求台電公司執行有關改善措施。]

3.4.2 壓力測試的建議：引起水災的組合事件

獨立審查認為雖然在決定海嘯設計基準(DBT，參見第 3.3.2 章)時已考量某些事件之組合，但並未系統化的評估水災及極端天然危害等事件的組合。

獨立同行審查小組與原能會及台電公司討論一個用來分析組合事件的方法論，依據 ANSI/ANS- 2.8、ANSI/ANS-2.12 等標準及美國核管會 RG 1.59 所描述的方法論，不僅考慮最大可能事件之組合，也一併考慮較小可能事件之組合。可以納入考慮的事件組合例子包括：地震、海嘯、低潮位、高潮位、風暴湧浪、波動、土石流(廠址上游將導致河流改道)、平均海平面變動、洪水泥流、颱風、火山、豪大雨、(地震活動導致)山坡滑移、閃電、鹽霧害、侵蝕、風暴、廠址及屋頂排水、(由於地震導致)貯水槽及容器失效、地下水位擾動及其他可能性。

因此，獨立同行審查小組建議執行系統化評估事件的組合，此外如果水災重新評估結果高於水災設計基準，則壓力測試應該加以修訂(參見第 4.3 章壓力測試的建議事項)。

3.4.3 技術觀察：海嘯

如同前述之討論(本報告第 3.3.1 章)在準備 FSAR 的年代,可用來預測海嘯溯上的現代化計算機程式尚未發展出來,因此,採用簡化的假設及當時可用的方法論獲得現行海嘯設計基準。認識到加強海嘯風險理解以及降低不準確度的重要性,應該採用先進的模擬技術、更新的資訊與假設以重新分析海嘯危害。如此一來,台電公司對所有電廠將有更好界定的安全餘裕,並能更精確地決定海嘯牆的高度。為更進一步減少不確定度,專家建議原能會使用所有核電廠之廠址縮小尺度模型驗證海嘯分析程式(包括精確海測資訊)。

第四章 其他極端危害評估 (Dr. Katsunori Ogura)

本章討論源自極端天然事件（地震與水災除外）的極端危害後果。制訂電廠 SSCs 設計基準時，要考慮廠址特定天然危害條件。依照 ENSREG 壓力測試標準，評估極端天然危害時必須驗證上述廠址特定天然危害條件，並考量可能的危害條件組合。抵抗極端天然危害的安全餘裕與可採用以增進電廠強韌性的作法都在此考慮。

4.1 壓力測試後在極端危害領域安全強化之概述

依據壓力測試的結果，台電公司已執行或正在強化的電廠安全措施如下：

1. 在壓力測試過程中，基於瀕危效應評估的結果，所考慮的措施，諸如額外的排水泵、修訂程序書等，都將更進一步強化電廠安全。在超過現行設計基準事件(極端天候及嚴重事故情況)之情況下，執行這些措施可能需要在廠房之外進行手動操作。台電公司已經針對上述事故進程及模擬事故時的天氣狀況執行訓練。
2. 在系統化評估外部事件要求下，且短期資料(最近2年)顯示閃電誤信號有增加的趨勢，因此閃電防護的重新評估將會被執行。此外，台電公司將執行火山危害的評估。這些評估活動可進一步強化台灣的核電廠。
3. 每 10 年執行定期安全評估，考量新的資訊與精進的分析方法，執行極端天然事件安全評估可以增加電廠的強韌性。

4.2 獨立同行審查在極端危害評估之工作

在獨立同行審查過程中，專家審閱原能會的壓力測試國家報告與台電公司的運轉中電廠壓力測試報告。在本章專家審查下述報告：

1. 原能會壓力測試國家報告第四章：極端天然事件。
2. 台電公司金山核電廠歐盟壓力測試報告第四章：極端天然事件。

3. 台電公司國聖核電廠歐盟壓力測試報告第四章：極端天然事件。
4. 台電公司馬鞍山核電廠歐盟壓力測試報告第四章：極端天然事件。

除了審查前述文件外，專家小組成員亦與來自主管機關原能會的專業人員討論對執照持有者的評估。及與來自台電公司的專業人員討論執照持有者所進行的評估。雖然壓力測試大都採用定論法，持照者說明他們也採用機率方法以加強電廠的安全性。

4.3 獨立同行審查在極端危害評估之議題

考量暴風雨的重大衝擊，台灣核電廠 FSAR 中已將暴風雨的影響納入設計基準事件。在莫拉克颱風之後，極端氣候相關的學術討論即曾警告台灣未來有可能遭受豪大雨的威脅。按照台電公司的說法，颱風、豪大雨、土石流、強風、閃電、冰雹、熱帶氣旋、颶風、龍捲風、降雪、沙塵暴與極端溫度都已經考慮。台電公司指出其作法與比利時壓力測試在嚴重後果事件的作法一致。獨立專家注意到台電公司在其壓力測試的極端天然事件評估中已考量颱風、豪大雨、土石流與順向坡滑崩等因素。在該評估中，也以颱風、豪大雨與土石流的組合作為最嚴重事件的評估。

在台灣依據 ENSREG 標準的作法中，壓力測試並未侷限在地震與海嘯議題，除了包括不限來源之水災，也考量惡劣天候狀況。在喪失安全功能的評估中，更進一步的考慮廠址任何可料想的肇始事件以及諸如電網大擾動、森林火災或飛機墜毀等間接肇始事件。因此，壓力測試審查的範圍，已考量前述似乎合理的外部危害組合，但在與台電公司的討論中並未獲得其選擇其他極端危害及危害組合的依據。

壓力測試的建議：應執行系統化方式選擇及組合極端災害

依據獨立專家小組審查(參見本報告第 3.4.2 節)，建議台電公司及原能會澄清天然災害影響的基礎，以及執行系統化評估外部事件以澄

清壓力測試所應考量的組合事件。台電公司可以製作一個具有廠址特性，涵蓋各種可能組合事件之全面性表列，並告知原能會，由原能會審查其排除危害組合之篩選程序。此做法能確保基於福島電廠事故所做的極端天然災害評估的完整性。在篩選基準澄清後，台電公司及原能會應該系統化地評估涵蓋在壓力測試範圍內之極端天然事件，並適切實施瀕危效應的評估，並針對可能發現的新弱點確認其所需之安全強化措施。此一過程也能夠納入定期安全評估的程序中，以確認能定期地檢視極端天然事件相關資訊更新對核電廠設計基準之影響。

除了在第3.4.2章所討論外部危害組合的方法論(亦即ANSI/ANS-2.8、ANSI/ANS-2.12標準及USNRC RG 1.59所描述的方法論)，對原能會及台電公司而言，其他可能有用的資訊是各種自然事件(生物事件、森林火災、火山活動、閃電等等)組合在風險評估模式精進時如何加以考量。國際間接受的風險評估模式標準包括ASME/ANS RA-Sa-2009, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant, 2009”的附錄6-A、ANSI/ANS-2.12-1978, “Guidelines for Combining Natural and External Man-Made Hazards at Power Reactor Sites”以及IAEA安全指引NS-G-1.5, “External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency (IAEA), Nov 2003”。

4.4 同行審查在極端危害領域之觀察

在其他極端危害的領域，台電公司的評估及原能會的審查係依壓力測試規範實施，其報告均依據歐盟壓力測試程序做總結。

在國聖廠現場查證期間，觀察到許多安全強化已實施或正在實施中。在超過設計基準的極端天然災害狀況下，因應措施可能要求手動操作可移動式設備，在此狀況下能否操作值得關切。於廠房外假設極

端天然災害發生之訓練已在電廠實施。電廠已努力縮減對事故演進有影響之因應時間，並避免移動式設備與固定式傳統系統之連接錯誤。例如，由 480 伏特移動式柴油發電機與緊急匯流排的電纜接頭，以顏色標示(如圖 4-1)強化控制室運轉員及現場操作人員間對連接作業的清楚指示，亦可以避免不正確的連接以及減少做連接所需的時間。[優點：努力縮減對事故演進有影響之因應時間，並能避免移動式設備與固定式傳統系統之連接錯誤。]



圖 4-1 移動式柴油發電機與匯流排的接頭

依據獨立專家執行此領域的審查有以下的觀察：

1. 壓力測試內評估極端天然災害及考量事件組合的做法及方法論為適切。當特定天候條件沒有足夠歷史紀錄時，為了考量其不準度，採用1萬年回歸期的歷史證據以評估該天候對電廠的影響。
2. 依據極端天然災害評估的結果確認並評價弱點及瀕危效應的方法論及方式，以及針對弱點實施防護措施的計畫為適切。
3. 原能會審查所有結果並確認原來並未由台電公司考量的兩項可能事件，即閃電與火山事件，管制審查的程序亦為適切。
4. 在此領域觀察到正面的做法為執行訓練時假設工作人員身處戶外

並且曝露在極端天然災害(亦即水災、颱風等等)下。雖然並不在壓力測試評估的範疇內，此作為顯然係根據福島事故的經驗回饋。無論如何，獨立專家建議台電公司持續並定期地實施此類訓練。**[優點：對戶外工作人員提供與極端天候有關之限定情況模擬訓練。(參見本報告第6.3.1章有關之技術觀察)]**

第五章 喪失電力及喪失最終熱沉評估 (Mr. Mel Fields)

本章內容涵蓋歐盟壓力測試規範設想極端情形下，喪失電源和/或最終熱沉的後果，這些組合包括：

1. 喪失廠外電源，包括喪失一般後備緊急交流電發電機(電廠全黑)，還有喪失其他緊急交流電發電機
2. 喪失最終熱沉
3. 喪失所有電源和最終熱沉的組合

依照ENSREG壓力測試規範，喪失這些安全功能的評估所考慮的事件包含間接觸發事件，例如：電力網遭受巨大干擾而影響交流電力供給系統、森林火災、飛機墜毀等事件，進而導致喪失電源和/或最終熱沉。事實上，不論導致喪失電源和最終熱沉的事件發生原因為何，都應該考慮安全功能喪失之影響。

5.1 壓力測試後在喪失安全功能領域安全強化之概述

本節概述台灣運轉中的核電廠在依據日本福島核電廠事件後執行壓力測試評估之經驗回饋，已執行、正在執行或承諾執行以加強電廠安全功能的作法。

台灣運轉電廠的執照基準是基於美國聯邦法規第十編(10 CFR)，每個廠址有多條電力輸送線路可提供廠外電源，供應電廠一般和緊急用電負載。喪失廠外電源事件中，每個機組有2部緊急柴油發電機會自動起動運轉；若同時喪失廠外電源和緊急柴油發電機(電廠全黑)，每個廠址還有一部共用柴油發電機和兩部氣冷式氣渦輪發電機可作為多樣性緊急電源；國聖廠每個機組有第三部緊急柴油發電機專供高壓爐心噴灑系統使用；馬鞍山廠每部機組有1組柴油驅動輔助飼水泵。

依據福島事故的經驗回饋，在運轉中核電廠電力系統已實施下列

的強化：

1. 第五部柴油發電機可同時供應兩部機組必要的緊急負載。
2. 用於起動兩部氣渦輪發電機的兩台全黑起動柴油發電機可同時供應兩部機組必要的緊急負載。
3. 每個電廠新購一部 4.16kV 電源車可同時供應兩部機組必要的緊急負載。
4. 每個電廠新購多組 480V 移動式柴油發電機供應緊急 480V 匯流排。

值得一提的是電廠強化之討論中的柴油發電機為氣冷式，因此不需要最終熱沉之運轉。

除了上述已完成之強化措施外，台電公司已承諾延長直流電源在電場全黑(SBO)之因應時間從8小時至24小時。

上述柴油發電機及氣渦輪發電機備有許多不同燃油供應來源，例如，在金山廠安全等級共用燃油儲存槽，可提供足夠所有四部柴油發電機連續運轉17天，在國聖廠及馬鞍山廠之專屬安全等級燃油儲存槽可提供每部柴油發電機連續運轉7天，每個電廠之氣渦輪發電機燃油儲存槽可維持氣渦輪發電機之長期運轉，例如，國聖廠的氣渦輪發電機燃油儲存槽容量足供2部氣渦輪發電機滿載持續運轉達72天。每個電廠也建立不同儲存槽間運送燃油的方法及由廠外獲得燃油供應的協定。

每個電廠正常及緊急最終熱沉汲取自海水，若正常之最終熱沉不可用，電廠有安全等級之緊急最終熱沉設計來移除衰變熱負載，以達到保持反應爐在安全停機狀態與用過燃料池穩定並冷卻之目的。

根據福島事故的經驗回饋，下列已實施之強化措施能提供運轉中電廠之替代冷卻水源：

1. 對所有可用之廠內及廠外水源已發展輸送及注入程序書。
2. 驗證消防車資源及移動式消防泵有足夠的重覆性。
3. 發展不同反應器替代注水及用過燃料池替代注水路徑的方案。
4. 已發展替代熱沉及回復最終熱沉的方案。
5. 購置移動式空壓機及備用氮氣瓶供安全釋壓閥及氣動閥之用。

5.2 獨立同行審查在喪失安全功能之工作

獨立同行審查期間，專家小組審查原能會的核電廠壓力測試國家報告，及台電提供的各電廠壓力測試報告，具體而言，獨立專家小組審查了下列報告：

1. 原能會的核電廠壓力測試國家報告第五章“喪失電源與喪失最終熱沉”
2. 台電的金山廠持照者歐盟壓力測試報告第五章“喪失電源與喪失最終熱沉”
3. 台電的國聖廠持照者歐盟壓力測試報告第五章“喪失電源與喪失最終熱沉”
4. 台電的馬鞍山廠持照者歐盟壓力測試報告第五章“喪失電源與喪失最終熱沉”

除了審查前述文件外，專家小組成員亦與來自主管機關原能會的專業人員討論對執照持有者的評估。及與來自台電公司的專業人員討論執照持有者所進行的評估。

在訪問國聖廠時，獨立專家確實有看到5.1節提及的安全強化措施

5.3 獨立同行審查在喪失安全功能之議題

獨立專家要求原能會及台電公司提出更多資訊，以獲得運轉中電廠執行壓力測試結果之全面性瞭解。在個廠壓力測試報告所討論措施

以及原能會國家報告描述之建議事項，在相關回應已確認完成或已建立預定完成日期。例如，在國家報告陳述台電公司應該採行美國核管會NTTF報告的行動方案。台電公司在回應中提供這些措施項目如何在各電廠進行的細節，其他在審查中討論的議題包括：

1. 當電廠進行設計修改，允許使用替代交流電提供後備電源時，確保安全系統要求的所有的電氣設計特色（獨立和隔離）可以維持。
2. 驗證將在馬鞍山廠及國聖廠(金山廠已完成)實施的更新，即直流電源由8小時提昇為24小時容量。
3. 驗證壓力測試報告提出的瀕危效應之結果是依據運轉中電廠在2011年6月底之電廠現況。
4. 台電公司提供了金山廠及馬鞍山廠(國聖廠已提供)用過燃料池瀕危效應的結果。在假設最嚴重燃料堆放格局且不考慮復原行動下，最熱燃料護套達到劣化溫度的時間，對金山廠及馬鞍山廠分別約為90小時及110小時。
5. 在現場查訪期間，實地示範顯示在不利的天候情況下已採取合理的預防措施，以確保能安全地將移動式交流電源連接並供應至電廠設備。
6. 討論沸水式機組用來支援替代反應爐冷卻注水選項的圍阻體排氣策略。沸水式機組冷卻策略之一，係在正常交流電源不可用時，利用消防車或重力補水將冷卻水由廠內水槽注入反應爐。此策略的一部份包括圍阻體排氣以確認設備能克服與圍阻體高壓有關的背壓，為了支援此一策略，台電公司已在斷然處置程序指引(URG，參見報告第6章)中納入開啟圍阻體排氣系統上電動隔離閥的步驟以確保其可用性。台電公司與獨立專家討論此措施的意涵一直到專家滿意，台電公司說明在需要時可以採用移動式交流電

源關閉電動閥，並證實在圍阻體高壓下電動閥及氣動閥此兩種圍阻體隔離閥能夠開啟及關閉。須注意的是，僅能在電廠經授權進入URG 的情況，才能開啟圍阻體排氣系統之電動隔離閥。

7. 討論馬鞍山廠機組反應器冷卻水泵(RCP)軸封洩漏的影響，對於典型壓水式反應器(PWR)電廠設計而言，在電廠全黑(SBO)情境下，經RCP軸封洩漏為一項議題，因為電廠的設計在一次側系統降壓前，若無交流電源則不能提供冷卻水注入一次側系統。在馬鞍山廠壓力測試報告第5.1.5.2章提出的分析，假設RCP軸封洩漏發生在SBO後8小時，且經過三部RCP軸封的總洩漏量為63 gpm，由分析結果顯示在燃料溫度快速上昇前，電廠運轉員大約有18小時執行復原行動。獨立專家詢問採用這些軸封洩漏的假設，發現這些數值與在FSAR設計基準分析使用者並不一致。台電公司採用FSAR數值(在SBO之後10分鐘開始洩漏且總洩漏量為75 gpm)重新分析SBO情況下馬鞍山廠機組的反應，結果顯示在燃料溫度快速上昇前，電廠運轉員大約有9小時執行復原行動。台電公司探討在此時間架構限制下能有效保持爐心在安全狀態的可行措施(例如，採緊急運轉程序以降低一次側系統壓力，並用替代交流電源注水到一次側系統)，並經獨立專家接受。專家小組強調：一般而言，除非遵循完整且系統化程序佐證可使用較務實的數值，在分析系統反應時應該採用FSAR設計值。

5.4 同行審查在喪失安全功能領域之觀察

個廠壓力測試報告的內容與歐盟壓力測試規範一致，假設電源及冷卻水/最終熱沉依序受損，考慮所有運轉狀態，並假設廠內包括反應爐及用過燃料池設施在同一時間受影響。

原能會及台電公司已採取許多主動的措施增進多重電源及多重

水源之可用性，此外，瀕危效應分析的結果顯示電廠運轉員有合理時間避免反應器爐心及用過燃料受損。例如，在沸水式(BWR)機組之反應器爐心隔離冷卻(RCIC)不須要交流電源，在以替代方式將水注進反應爐準備完成之前能維持運轉。台電公司已執行計算及演練，以證明這些替代水源(例如消防車)遠在RCIC由於系統低壓力而失效之前，即能很有效地供應冷卻水至反應器系統。

歐盟壓力測試規範規定，電廠針對喪失外電及/或喪失最終熱沉進行評估時，必須假設72小時內斷絕經由公路、鐵路及水路運輸之外援，這些外援可以協助受損設備之復原，其中可移動式輕型設備可在前24小時之後運抵電廠。台灣運轉中電廠僅使用廠內燃油及水源的能力即遠超過該72小時之標準。在報告第5.1節已討論供應柴油發電機及氣渦輪發電機運轉的柴油可用期限，亦探討以多樣化方式由不同的水源獲得水。[優點：維持電廠在安全停機狀態所需之燃油供應、水源及其他有關供應，遠超過壓力測試之預期。]

第六章 嚴重事故處理評估 (Dr. Hitoshi Muta)

本章包括在壓力測試有關嚴重事故處理之獨立同行審查。

依據ENSREG壓力測試規範對嚴重事故處理之評估，須考量確認所有核電廠的嚴重事故處理所必需的組織架構、導則、系統或組件、運轉程序書及訓練計畫已就位並有效。包括在壓力測試範疇中嚴重事故處理領域的以下議題：

1. 保護並管理喪失爐心冷卻功能之方法。
2. 保護並管理喪失用過燃料池冷卻功能之方法。
3. 保護並管理喪失圍阻體完整性之方法。

壓力測試審查針對嚴重事故處理領域係聚焦於持照業主廠內的規定，惟也包括有關已規劃維持電廠安全功能之廠外支援。

6.1 壓力測試後在嚴重事故處理領域安全強化之概述

此節簡述運轉中核電廠已實施、將實施或已承諾的安全強化措施，這些安全強化措施是根據福島第一核電廠事故後，執行壓力測試評估之經驗回饋。台電公司已承諾以下的強化措施：

1. 建立一個組織架構，以管理嚴重事故。組織架構包括事故處理小組、廠內技術支援中心及可由國家核子緊急機構、台電公司總公司之緊急機構協助之廠外技術支援中心等。
2. 發展及實施斷然處置程序指引(URG)，URGs 有三個階段的救援措施，第一階段的工作為在 1 小時內恢復或確認爐心冷卻功能，第二階段主要工作是在 8 小時內恢復或確認爐心持續冷卻所需的支援功能，在第三階段的工作是在 36 小時內恢復或確認衰變熱長期移除功能。目標是透過施行 URGs 並結合 SAMGs，來避免爐心受損。
3. 藉著發展並實施替代電力供應系統、注水系統及包括水源及空氣

供應之支援系統，以強化嚴重事故處理措施。

4. 發展並實施用過燃料池事件的嚴重事故處理措施，採替代冷卻措施以避免燃料受損，並減緩放射性物質的外釋。

6.2 獨立同行審查在嚴重事故處理之工作

獨立同行審查的專家審查原能會的國家報告與台電公司提供之個別核電廠壓力測試報告。嚴重事故處理壓力測試的審查文件如下：

1. 原能會核電廠壓力測試國家報告第六章(嚴重事故處理)。
2. 台電公司金山核電廠歐盟壓力測試報告第六章(嚴重事故處理)。
3. 台電公司國聖核電廠歐盟壓力測試報告第六章(嚴重事故處理)。
4. 台電公司馬鞍山核電廠歐盟壓力測試報告第六章(嚴重事故處理)。

為了審閱原能會與台電公司提供的報告，獨立審查的專家也與原能會及台電公司技術專家分別討論管制單位對於持照者分析工作的評核結果與持照者執行的技術分析工作。

獨立審查的專家於訪視國聖核電廠時，觀察到已經完成或正在進行中的強化工作如下：

1. 4.16kV 電源車、電廠全黑時啟動的柴油發電機、480V 可攜式柴油發電機與可攜式發電機。
2. 消防車、消防泵與山上生水池重力注水管路(備有兩條獨立注水管路)。
3. 數種冷卻水來源(如山上生水池、廠內溪水與海水)。
4. 電源、水源和氣源供應的快速接頭。
5. 更換緊要寒水系統(ECW)所需的替代組件。

6. 用於反應器壓力槽(RPV)降壓之氣源供應連結。
7. 圍阻體早期排氣相關設備的配置。

6.3 獨立同行審查之嚴重事故處理議題

一般而言，獨立專家審查國家報告認為原能會遵循ENSREG壓力測試之規範，嚴重事故處理評估的方式包括必要的組織架構、事故處理指引、用於緊急應變的系統或設備、緊急應變的設備操作程序與訓練計劃。獨立審查專家認為台電公司及原能會的嚴重事故處理是恰當的，且係採取與壓力測試要求一致的作法。

依據獨立專家在此領域所執行的審查，與台電公司及原能會討論以下範疇。

6.3.1 嚴重事故處理措施之強化

福島第一核電廠發生事故後，原能會於2011年4月19日發佈核電廠安全再評估計畫，台電公司依據原能會的要求進行以下與嚴重事故處理有關的再評估工作：

1. 因應喪失交流電源(SBO)的能力
2. 用過燃料池的冷卻
3. 熱移除及最終熱沉的能力
4. 緊急運轉程序書(EOPs)的重新評估
5. 實施斷然處置程序指引(URGs)
6. 兩機組間的相互支援
7. 減緩超過設計基準事故(DBAs)
8. 應變及後備設備

在上述的每個項目，台電公司採用不同措施來預防及減緩嚴重事故，包括使用替代移動式柴油發電機、購置可攜式發電機、採用消防車或可攜式泵供應冷卻水、提供包括海水的替代水源、提供安全釋壓

閥(SRVs)替代氣源及其他強化安全等的措施。[優點：備有大量、多樣化的移動式設備以因應嚴重事故(參見喪失電源及最終熱沉)。]

技術觀察：在國聖電廠中，因應嚴重事故處理之移動式設備儲放在同一位置

在國聖廠現場查證期間，獨立專家注意到有些設備(如移動式柴油發電機與消防車)分開放置於不同地點，但是，因應超出設計基準事件的四台480V可攜式發電機和消防泵卻存放在同一個倉庫內。從深度防禦的角度來看，所有組件可能在單一事件中發生共因失效，台電公司應該考慮將部分設備存放在不同的倉庫。

技術觀察：已針對嚴重事故處理策略執行訓練，然而，這些訓練能藉更好的模擬極端天候情況而強化(參見第4.4章)

在嚴重事故處理領域，台電公司已建立包括使用URG等有效的訓練計畫，台電公司對於確保電廠人員嚴重事故應變能力的演練頻率已經足夠。獨立專家相信在發生嚴重事故時，要實際模擬極端氣候伴隨大範圍建築物嚴重受損的情況是困難的，但可以藉由其他工業界的經驗或第一線事故應變人員(如消防員及軍人等)接受的訓練，建立較符合實際狀況的極端氣候演練，進而提高整體訓練的成效。

6.3.2 斷然處置程序指引(URGs)

國家報告討論的重要強化措施之一係實施URGs，在福島事故之後，台電公司在每個運轉中電廠已發展並實施個廠URGs，在假設發生類似福島一廠1號機至3號機類似之情況下避免爐心受損。進入URG的條件明確訂定為：

1. 喪失所有反應器供水系統
2. 完全電廠全黑(喪失所有交流電源)
3. 超過設計基準之地震及海嘯襲擊電廠

雖然URGs是以事件為基準(event-based)的指引，與EOPs及嚴重事故處理指引(SAMGs)結合時，可能造成些許困惑。因URGs與EOPs之目的都是確保反應器爐心安全與圍阻體完整性，獨立審查專家要求台電公司澄清兩者間的關係。藉由獨立審查專家與台電公司的討論，這些程序與指引間的關係澄清如下：

1. 在電廠達到URGs進入情況之前，依據EOPs執行事件處理，但只要電廠達到URGs之進入情況，則改為遵行URGs。
2. URGs有包括反應器壓力槽降壓、反應器爐心注水、早期圍阻體排氣、及用過燃料池補水或噴灑等許多程序書，以備便斷然處置。
3. 如果URGs程序無法確保爐心冷卻或其他預定功能，將再度進入EOPs執行事件處理，並視狀況需要進入SAMGs，以因應嚴重事故。

獨立審查專家認為，嚴重事故處理中最正面的部分是建立URGs，它可以處理喪失所有反應器供水系統、電廠全黑、超出設計基準之地震及海嘯的緊急狀況。此項改善係來自於福島事故的經驗回饋。[優點：URGs可以處理喪失所有反應器供水系統、電廠全黑、超出設計基準之地震及海嘯的緊急狀況。]

6.3.3 嚴重事故處理之範圍

為了建立有效的嚴重事故處理策略，必須考慮需要特定策略及措施來避免及減緩嚴重事故的後果，所以在發展因應策略的時期，釐清哪些嚴重事故情境需要考慮是很重要的工作。

依據與原能會及台電公司的討論，獨立專家已澄清台灣乃根據風險評估(PRA)第一階及第二階的洞識(insight)，來決定主要的事故序列與圍阻體失效模式，並基於此發展嚴重事故處理策略。再者，台電公司正在更新PRA模式與將最新經驗併入廠內及廠外事件分析，並考慮

進行全功率運轉及停機狀態的PRA第一階與第二階分析。

技術觀察：持續精進電廠PRA模式與擴展PRA範圍至停機狀態，可更進一步強化嚴重事故處理功能。

當PRA第一階及第二階完成，預期台電公司可將獲得的新洞識應用在嚴重事故處理策略上。持續改善個廠PRA可提供更好之洞識以發展並實施嚴重事故處理策略。執行時，應該包括將PRA範圍延伸至大修情況所獲得的洞識，以處理電廠在大修時發生之嚴重事故。

6.3.4 用過燃料池(SFPs)之嚴重事故處理措施

福島一廠事故強調反應爐事故與用過燃料池事故可能同時發生，因此，建立與執行喪失SFPs冷卻能力的嚴重事故處理策略是十分重要的工作。

獨立專家與原能會及台電公司討論嚴重事故處理策略的時候，確認台電公司已擁有喪失SFPs冷卻能力的嚴重事故處理策略，並澄清台電公司擁有足夠時間來處理喪失SFPs冷卻能力事件的疑慮(因SFPs溫升緩慢)。透過討論，獨立審查專家了解喪失SFPs冷卻能力超過10小時，池水才會沸騰，超過5天，池水高度才會降到有效燃料高度頂端(top of active fuel, TAF)，台電公司已根據這些資料制定並施行URGs，以因應反應器和SFPs發生嚴重事故的情況。

訪問國聖核電廠期間，台電公司陪同獨立審查專家實際踏勘並說明以消防管路及新安裝管線執行SFPs替代冷卻水注水措施與SFPs噴灑管路的使用。在國聖廠因用過燃料池位在地面層，故經由廠房入口大門使用消防車注水進入用過燃料池是可行的，且相較其他電廠容易。

獨立審查專家注意到台灣各核電廠已備有數套冷卻SFPs的替代方法，且足夠應付SFPs所發生的嚴重事故。此外，當用過燃料池之池

水高度降到有效燃料頂部時，可使用噴灑集管除了冷卻用過燃料外，另一方面減緩放射性物質外釋，獨立專家認為此為台電公司在喪失用過燃料池冷卻之嚴重事故處理策略的優點。**[優點：備有數套冷卻SFPs的替代方法，噴灑集管可以減緩放射性物質的外釋。]**

第七章 結論

台電公司執行壓力測試及原能會準備之國家報告反映台電公司與原能會對運轉中核能電廠有關地震議題非常深入的瞭解，壓力測試工作已清楚且成功地確認必須更進一步處理並解決之地震議題。針對壓力測試報告必須涵蓋與強調那些項目，核電廠報告及國家報告提供了一個良好範例。地震與極端電廠狀態的介面也涵蓋在壓力測試報告，原能會及台電公司須更進一步持續發展在壓力測試報告所確認之範疇(例如，採用第3級SSHAC方法論執行PSHA)，並應針對地震領域所強調之技術觀察，發展並實施行動計畫以回應壓力測試之結果。

在水災領域實施之壓力測試與ENSREG標準一致，依據壓力測試的結果及隨後原能會的管制案，台電公司在三個核能電廠已實施或規劃實施的許多水災相關的強化措施(例如，增建海嘯牆、後備電力、移動式泵及發行緊急程序書等)。在獨立審查及查證壓力測試結果之後，獨立審查專家獲得一個結論，類似福島電廠型態事故所經歷的後果，將不可能發生在台灣核電廠。

在其他極端危害領域，台電公司的評估以及原能會的審查均依ENSREG壓力測試規範執行，報告亦依ENSREG壓力測試程序摘要總結。觀察到優點為針對廠房外人員執行的訓練納入假想之極端天然事件(例如，水災、颱風等)之情況，雖然並未列入壓力測試的範疇內，但此訓練為對福島事故經驗回饋之實質回應，鼓勵台電公司持續定期地實施此類訓練以強化所有核電廠的安全。

獨立同行審查小組提出一項**壓力測試之建議事項**，台電公司與原能會必須考量在壓力測試納入採系統化評估水災及極端天然事件之組合事件，台電公司在完成此一評估後，應視需要重新評估可能的瀕危效應，並針對新發現弱點確認安全的強化措施。

在各別壓力測試報告中關於喪失電力及最終熱沉的內容與ENSREG壓力測試規範為一致，即電源及冷卻水源/最終熱沉假設係相繼地失效，考量所有運轉狀態、及廠內的所有機組、用過燃料池設施均在同一時間受到影響。原能會及台電公司已採取許多主動的措施，以強化多重電源及多重冷卻水源的可用性，此外，瀕危效應分析的結果顯示電廠運轉員有合理可用於避免爐心及用過燃料受損的時間。例如，在BWR機組之反應器爐心隔離冷卻(RCIC)系統不須交流電源，在以替代方式將水注進反應爐準備完成之前能維持運轉。台電公司已執行計算及演練，以證明這些替代水源(例如，消防車)遠在RCIC由於系統低壓力而失效之前，即能很有效地供應冷卻水至反應器系統。

歐盟壓力測試規範規定，電廠針對喪失外電及/或喪失最終熱沉進行評估時，必須假設72小時內斷絕經由公路、鐵路及水路運輸之外援，這些外援可以協助受損設備之復原，其中可移動式輕型設備可在前24小時之後運抵電廠。在運轉中電廠觀察發現的優點係在廠內可用的水源及燃料遠超過此72小時之標準，在報告第5.1節已討論供應柴油發電機及氣渦輪發電機運轉的柴油可用期限，亦探討以多樣化方式由不同的水源獲得水。

在嚴重事故處理領域，台電公司的評估以及原能會的審查均依ENSREG壓力測試規範執行，報告亦遵循ENSREG壓力測試程序。一項技術**觀察的優點**為台電公司所發展並實施的斷然處置指引，該指引實際回應了福島事故的經驗回饋。鼓勵台電公司根據所有電廠風險評估的精進，持續強化嚴重事故處理。

依據對國家報告及金山、國聖及馬鞍山電廠壓力測試報告的審查，獨立同行審查小組認為壓力測試符合ENSREG建立之標準，並依

據歐盟核電廠壓力測試之做法。原能會依壓力測試結果及參照由其他國家採行對策之洞識，已針對強化措施的實施，建立清楚之要求。據獨立同行審查小組的觀察指出，原能會及台電公司已有效地實施全面性安全審查，並獲致顯著的強化，使運轉中電廠能更妥善的準備因應極端外部事件及可能嚴重事故的發生。

第八章 獨立同行審查小組之成員

- a. **Dr. Aybars GURPINAR**，地震評估，報告第2章，土耳其，獨立顧問: E-mail: aybarsgurpinar2007@yahoo.com
- b. **Dr. David SQUARER**，水災評估，報告第3章，美國，獨立顧問: E-mail: david_squarer@astminc.com
- c. **Dr. Katsunori OGURA**，其他極端危害評估，報告第4章，日本，資深參贊(機率安全評估)，日本原子力安全基盤機構(JNES)核能系統安全部: E-mail: ogura-katsunori@jnes.go.jp
- d. **Mr. Mel FIELDS**，喪失電力及喪失最終熱沉評估(喪失安全功能)，報告第5章，美國，獨立顧問: E-mail: mfields74@verizon.net
- e. **Dr. Hitoshi MUTA**，嚴重事故處理評估，報告第6章，日本，助理教授，東京都市大學(之前為JNES核能系統安全部): E-mail: hmuta@tcu.ac.jp
- f. **Mr. John A. NAKOSKI**，小組領隊，獨立同行審查之概要，報告第1章，及結論，報告第7章，核能署，美國，核能署核安分析師: E-mail: john.nakoski@oecd.org
- g. **Mr. Wei-Whua LOA**，與原能會連繫，台灣，核能署顧問: E-mail: wei-whua.loa@oecd.org

縮寫表

1. 10 CFR - United States Title 10 of the Code of Federal Regulations 美國聯邦法規第十編
2. AC - alternating current 交流電
3. AEC - Atomic Energy Council 原子能委員會(原能會)
4. BDBE - beyond design basis earthquake 超過設計基準地震
5. BWR - boiling water reactor 沸水式反應器
6. CDF - core damage frequency 爐心熔損發生率
7. DBAs - design basis accidents 設計基準事故
8. DBF - design basis flood 設計基準水災
9. DBT - design basis tsunami 設計基準海嘯
10. DC - direct current 直流電
11. ECW - essential components cooling water system 緊要海水系統
12. EDGs - emergency diesel generators 緊急柴油發電機
13. EDMGs - extensive damage mitigation guidelines 大範圍廠區受損救援指引
14. ENSREG - European Nuclear Safety Regulators' Group 歐洲核安管制者組織
15. EOPs - emergency operating procedures 緊急運轉程序書
16. EU - European Union 歐盟
17. FSAR - Final Safety Analysis Report 終期安全分析報告
18. HCLPF – High Confidence Low Probability of Failure 高信心之低失效機率
19. MCC - motor control centre 馬達控制中心
20. NEA - Nuclear Energy Agency 核能署

21. NPPs - Nuclear Power Plants 核能電廠
22. NSC - Chinese Taipei's National Science Council 國家科學委員會
(國科會)
23. NTTF Report - USNRC Near Term Task Force Report 美國核能管制委員會(核管會)近期專案小組報告
24. OECD-Organisation for Economic Cooperation and Development 經濟合作暨發展組織
25. PAR - passive autocatalytic recombiners 被動式自催化再結合器
26. PMP - probable maximum precipitation 最大可能降雨量
27. PMT - probable maximum tsunami 最大可能海嘯
28. PRA - probabilistic risk assessment 機率風險評估
29. PSA - probabilistic safety assessment 機率安全評估
30. PSHA - probabilistic seismic hazard analysis 機率地震危害分析
31. PWR - pressurized water reactor 壓水式反應器
32. RCIC - reactor core isolation cooling system 反應器爐心隔離冷卻
33. RCP - reactor coolant pump 反應器冷卻水泵
34. RG - USNRC Regulatory Guide 美國核能管制委員會(核管會)管制
導則
35. RLE - Review Level Earthquake 審查級地震
36. RPV - reactor pressure vessel 反應爐壓力槽容器
37. SAMGs - severe accident management guidelines 嚴重事故處理指
引
38. SBO - Station blackout 廠區全黑
39. SFP - spent fuel pool 用過燃料池
40. SSCs - structures, systems and components 結構物、系統及組件

41. SSE – safe shutdown earthquake 安全停機地震
42. SMA - seismic margin analysis 地震餘裕分析
43. SPSA - seismic probabilistic safety assessment 地震機率安全評估
44. SRVs - safety relief valves 安全釋壓閥
45. SSHAC - Senior Seismic Hazard Analysis Committee 資深地震危害
分析委員會
46. TAF - top of active fuel 有效燃料頂部
47. TPC - TaiPower Company 台灣電力股份有限公司(台電公司)
48. TSC - technical support centre 技術支援中心
49. UHS - ultimate heat sink 最終熱沉
50. URGs - ultimate response guidelines 斷然處置程序指引
51. USNRC - United States Nuclear Regulatory Commission 美國核能
管制委員會(核管會)