

台灣核能電廠壓力測試  
之歐盟同行審查報告  
(中譯版)

歐盟執委會/歐洲核能安全管制者組織  
同行審查專家小組

民國 102 年 12 月



# 目 錄

1	<u>前言</u> .....	1
1.1	背景：福島事故的啟示.....	1
1.2	歐盟壓力測試程序與歐盟壓力測試技術規範.....	2
1.3	台灣-核能使用與福島事故後的壓力測試.....	4
1.3.1	核能電廠概況.....	4
1.3.2	福島事故後的壓力測試.....	6
1.4	核能署同行審查.....	6
1.5	委託歐盟執委會執行台灣壓力測試之同行審查.....	7
1.6	歐盟同行審查目標.....	7
1.7	本報告之目的.....	8
2	<u>同行審查程序之介紹</u> .....	9
2.1	一般方法.....	9
2.2	台灣同行審查程序.....	11
2.3	計畫之執行與時程.....	12
3	<u>透明度與公眾參與</u> .....	14
3.1	背景與架構.....	14
3.2	歐洲核能安全管制者組織網站資訊.....	15
3.3	同行審查收到的網路公眾建議、答覆與意見.....	16
3.4	訪台期間與利害關係人面談對同行審查的貢獻.....	18
4	<u>國家報告與國家評估之整體品質</u> .....	20
4.1	國家報告與歐盟壓力測試規範規定主題之符合性.....	20
4.2	提供資訊之充足性與歐盟壓力測試規範的一致性.....	20
4.3	核能電廠現行執照/安全基準對壓力測試範疇內事件評估之充足性.....	21
4.4	核能電廠強韌性評估之充足性：評估餘裕時所考慮的情況.....	22
4.5	國家報告措施與結論所採取的管制作法(專家審查、通知電力公司、管制機關的額外要求或追蹤事項、公開透明).....	23
4.5.1	一般方面.....	23
4.5.2	安全評估之重要管制工具：機率式安全度評估與定期安全評估.....	24

4.5.3 福島事故後發布的管制命令 .....	27
<b>5 核能電廠對地震、水災與其他極端天候狀況之評估 .....</b>	<b>33</b>
5.1 台灣核能電廠目前的耐震能力概況 .....	33
5.1.1 地震的設計基準 .....	33
5.1.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估 .....	38
5.1.3 同行審查對此特定領域的結論與建議 .....	41
5.2 台灣核能電廠目前的水災防護能力概況 .....	43
5.2.1 水災的設計基準 .....	43
5.2.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估 .....	47
5.2.3 同行審查對此特定領域的結論與建議 .....	49
5.3 台灣核能電廠目前抵抗極端天候能力的概況 .....	50
5.3.1 極端天候的設計基準 .....	50
5.3.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估 .....	56
5.3.3 同行審查對此特定領域的結論與建議 .....	58
5.4 火山 .....	58
5.4.1 危害評估與設計基準 .....	58
5.4.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估 .....	60
5.4.3 同行審查對此特定領域的結論與建議 .....	60
<b>6 核能電廠關於喪失電力與喪失最終熱沉的評估 .....</b>	<b>62</b>
6.1 台灣核能電廠現況說明 .....	62
6.1.1 安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執 照基準) .....	62
6.1.2 應用於此特定領域的主要規定 .....	62
6.1.3 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度 評估、運轉經驗回饋) .....	62
6.1.4 定期安全評估(定期及/或近期的審查) .....	63
6.1.5 核能電廠對現行規定的符合性 .....	63
6.2 核能電廠強韌性的評估 .....	63
6.2.1 安全餘裕評估所使用的方法 .....	63

6.2.2	安全餘裕與瀕危效應的主要結果.....	64
6.2.3	強有力的安全特色與過程中認定須改善安全的地方.....	72
6.2.4	增加強韌性的可能措施.....	72
6.2.5	電廠經營者已決定或已執行及/或管制機關已要求並列入追蹤的措施(包含後續研究).....	73
6.3	同行審查對此特定領域的結論與建議.....	75
7	<u>核能電廠對於嚴重事故處理的評估</u> .....	77
7.1	核能電廠現況說明.....	77
7.1.1	安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執照基準).....	77
7.1.2	應用於此特定領域的主要規定.....	78
7.1.3	管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋).....	80
7.1.4	定期安全評估(定期及/或近期的評估).....	81
7.1.5	核能電廠對於現行規定的符合性(國內規定).....	81
7.2	核能電廠強韌性的評估.....	81
7.2.1	目前組織、運轉與設計規定的充足性.....	81
7.2.2	餘裕、瀕危效應與改善的地方.....	92
7.2.3	增加強韌性的可能措施.....	97
7.2.4	電廠經營者與其他單位的倡議，以及主管機關的要求或追蹤事項(包含後續研究)：修改、後續研究、核能電廠運轉決策.....	99
7.3	同行審查對此特定領域的結論與建議.....	101
8	<u>福島事故後強化核能電廠安全擬實施的國家措施</u> .....	103
8.1	措施的評估.....	103
8.1.1	資訊提供的充足性.....	104
8.1.2	措施建議的基礎(歐盟壓力測試、美國核管會、國家評估).....	104
8.1.3	措施如何要求施行.....	105
8.1.4	歐洲核能安全管制者組織建議的行動計畫如何處理?.....	105
8.1.5	措施實施的時程.....	114

8.1.6 管制機關決策透明度與作業實施確認的程序.....	115
8.1.7 值得稱讚的地方(優良實務、經驗、有趣的方法)與挑戰.....	115
8.2 同行審查對此特定領域的結論與建議.....	117
9 <u>同行審查專家小組的主要結論</u> .....	119
<u>縮寫名詞表</u> .....	123

# 1 前言

## 1.1 背景：福島事故的啟示

2011年3月11日日本東北外海約80公里處發生規模9.0的地震。地震引發的海嘯摧毀日本沿海的城鎮，造成約16,000人喪生。此一天然災害亦造成福島第一核能電廠的3部反應器停機與爐心熔融。使得約10萬人因放射性污染而被迫撤離，且估計造成高達數千億歐元的損失。

雖然福島事故並非世界上最嚴重的核子事故，歷史經驗顯示在每次重大核子事故後(如1979年美國三哩島事故與1986年蘇聯車諾比事故)，均導致各國與國際間重新檢視核能風險，以及實施額外的安全改善措施。

雖然各個事故有不同的技術挑戰，但分析福島事故到目前已經透露出相當可觀、廣為熟知與反覆發生的技術議題：錯誤的設計、不夠充分的備用系統、未在既有反應器新增安全措施、人為錯誤、不充分的應變方案、嚴重事故發生時應變的混亂與通訊不良等。

特別是，福島事故的發生突顯整個核能產業界並未能完全處理數十年前廣為熟知的核子事故經驗回饋，而管制機關亦未能對某些問題進行強制管制，即使對被認為有高安全標準的日本亦是如此。福島事故發生後全世界都積極的重新評估使用核能的安全性，除了因為這是一次嚴重核子事故外，其次因為此事故是發生在先前被認為有高核安標準與專業技術的國家。

歐盟(EU)各國目前有超過140部核子反應器，佔總發電量約1/3，及約佔低碳發電量的2/3。因此，確保核能安全對歐盟及其公民而言是最重要的事。一次核子事故的代價，特別是當其發生在人口稠密地區時，可能會嚴重到毀滅國家經濟。因此歐盟各會員國為了避免發生任何核子事故衝擊社會與經濟，採行可能的最高核安標準與最高品質管制監督。

台灣由於高度開發與擁有世界上極高密度人口，當然亦適用此原則。

## 1.2 歐盟壓力測試程序與歐盟壓力測試技術規範

因應福島事故，歐盟理事會(European Council)於 2011 年 3 月 24-25 日的會議中，交辦一個明確的任務給歐盟執委會(European Commission)及其所屬核安諮議團體之一的歐洲核能安全管制者組織(ENSREG)，從 2011 年開始針對所有歐盟國家的核能電廠進行全面的風險與安全評估工作(即壓力測試(Stress Test))。

歐盟理事會對於壓力測試的要求包含先由各國執行自我評估，然後再輔以歐洲同行審查(Peer Review)，此為首次涵蓋歐盟 15 個會員國 140 餘部當時持有運轉執照的核能電廠，以及納入 2 個歐盟鄰近國家(瑞士與烏克蘭)之多國活動。

歐盟理事會請歐盟執委會及其所屬諮議團體歐洲核能安全管制者組織，在西歐核能管制者協會(WENRA)協助下擬定壓力測試的範疇與方式，並於 2011 年 5 月 24 日達成共識的規範<sup>1</sup>，即所謂的歐盟壓力測試規範。

歐盟執委會與歐洲核能安全管制者組織一致認為壓力測試工作必須沿著兩條平行的軌道進行：一條安全軌道去評估核設施如何抵抗不同極端外部事件所造成的後果；以及另一條保安軌道去分析如何避免惡意或恐怖攻擊的威脅與事故。保安工作另由歐盟會員國專家組成的核子保安特設小組執行，並不納入國際同行審查。壓力測試安全軌道的同行審查規範以及基於歐盟壓力測試作業文件透明度方面，於 2011 年 10 月 11 日在歐洲核能安全管制者組織會議中通過。

---

<sup>1</sup>[http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/20110525\\_eu\\_stress\\_tests\\_specifications.pdf](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/20110525_eu_stress_tests_specifications.pdf)

歐洲壓力測試從 2011 年 6 月持續至 2012 年 4 月，雖然並未發現核能電廠有安全相關而須立即停機的弱點，但歐洲核能安全管制者組織報告<sup>2</sup>與其後的歐盟執委會公報<sup>3</sup>指出所有參與國家在核能安全與工業實務上有許多缺點。壓力測試結論認為所有這些參與國家必須採取重大步驟，以不等程度的實務措施改善其核能電廠的安全。

除了壓力測試程序外，歐盟理事會亦命令歐盟執委會納入“審查核子設施現行的安全法規與管制架構”，並且“於 2011 年的年底提出可能必須的改善措施”。對於可能的法令改善初步觀點，已併同歐盟核能電廠全面風險與安全評估(即壓力測試)期中報告<sup>4</sup>，發布於 2011 年 11 月 24 日歐盟執委會公報中。未來任何歐盟法案的提出必須考慮壓力測試的結論與福島事故的經驗回饋，以及納入公開的公眾意見蒐集與利害關係人意見的結果。目前歐盟核能安全指令可能修訂的內容，詳細說明於 2012 年 10 月 4 日歐盟執委會提報給歐盟理事會與歐洲議會，有關歐盟核能電廠全面風險與安全評估(即壓力測試)暨相關活動<sup>5</sup>的公報中。

---

<sup>2</sup> ENSREG peer review report – Stress tests performed on European nuclear power plants of 25/04/2012.  
([http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20Test%20Peer%20Review%20Final%20Report\\_0.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20Test%20Peer%20Review%20Final%20Report_0.pdf))

<sup>3</sup> [http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com\\_2012\\_0571\\_en.pdf](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com_2012_0571_en.pdf)

<sup>4</sup> COM (2011) 784 final

<sup>5</sup> COM (2012) 571 final ([http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com\\_2012\\_0571\\_en.pdf](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com_2012_0571_en.pdf))

## 1.3 台灣-核能使用與福島事故後的壓力測試

### 1.3.1 核能電廠概況

台灣從 1977 年開始核能發電，並隨後發展出相當多的核能電廠運轉經驗。依據台灣核能電廠壓力測試國家報告<sup>6</sup>與核安主管機關原子能委員會(以下簡稱原能會)所提供的補充資訊，目前共有三座位於不同臨海廠址的運轉中核能電廠(各有兩部反應器)，以及另一臨海廠址的一座建造中核能電廠(亦有兩部反應器)。所有核能電廠均屬台灣電力公司(以下簡稱台電公司)擁有，並負責運轉。

#### 運轉中的核能電廠

- **金山核能電廠(以下簡稱核一廠)**，位於台灣北端，北面東海，離台北市約 28 公里。裝有兩部奇異公司(GE)的 BWR-4 型沸水式反應器，額定熱功率為 1775MWt。Mark - I 型圍阻體，鋼製乾井與抑壓池。初次臨界日期一號機為 1977 年，二號機為 1978 年；一號機與二號機分別於 2009 年與 2008 年完成飼水流量不準度校正之小幅功率提升，提升後熱功率為 1804MWt。核一廠廠址高程約高於平均海平面(MSL)5 到 20 公尺，核島區高於平均海平面約 11.2 公尺，反應器廠房距離海岸約 500 公尺。
- **國聖核能電廠(以下簡稱核二廠)**，廠址靠近基隆市且距離台北市約 22 公里。裝有兩部奇異公司的 BWR-6 型沸水式反應器，額定熱功率為 2894MWt。採用 Mark-III 型加強鋼筋混凝土圍阻體。一號機與二號機分別於 1981 年與 1982 年初次臨界；核二廠兩部機組均完成飼水流量不準度校正之小幅功率提升，提升後熱功率為 2943MWt。廠址高程

---

<sup>6</sup> [http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Taiwan%20National%20Report%20of%20EU%20Stress%20Test\\_May%202013\\_.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Taiwan%20National%20Report%20of%20EU%20Stress%20Test_May%202013_.pdf)

約高於平均海平面 10 到 20 公尺，核島區高於平均海平面約 12 公尺  
反應器廠房距離海岸約 500 公尺。

- **馬鞍山核能電廠(以下簡稱核三廠)**，位於台灣本島南端。裝有兩部西屋公司(Westinghouse)的三迴路壓水式反應器(PWR)，額定功率為 2775MWt/951MWe。一號機與二號機分別於 1984 年與 1985 年初次臨界；一號機與二號機亦分別於 2009 年與 2008 年完成小幅功率提升，提升後功率為 2822 MWt/960MWe。反應器與相關系統包封於預應力的鋼筋混凝土圍阻體內(大型乾式圍阻體)。廠址高程約高於平均海平面 15 公尺，核島區亦高於平均海平面約 15 公尺，反應器廠房距離海岸約 300 公尺。

### 興建中的核能電廠

- **龍門核能電廠(以下簡稱龍門廠)**，位於台灣東北角一內凹海灣之海岸，面向太平洋，在台北市東方約 40 公里。配置有兩部進步型沸水式反應器(ABWR)，各機組額定熱功率為 3,926MWt。自 1999 年建造迄今，原定 2006 年啟用；然而，啟用日期延後數次，目前確切的日期仍未定。反應器核島區由美國奇異公司設計製造，汽機/發電機廠家為日本三菱重工(MHI)，放射性廢棄物系統供應商為日本日立公司(Hitachi)。圍阻體為鋼筋強化混凝土包封容器與反應器廠房相結合，反應器廠房環繞一次圍阻體容器做為二次圍阻體。大部分廠址高程約高於平均海平面 12 到 30 公尺之間，廠區東部保留地高於平均海平面約 8 至 15 公尺之間，核島區則高於平均海平面約 12.3 公尺，反應器廠房距離海岸約 500 公尺。

### 1.3.2 福島事故後的壓力測試

在日本福島發生一系列爐心熔融事故後，核能再次成為利害關係人間的爭執點，台灣亦然。如同日本，台灣的地理位置亦容易發生大地震，而雖然無太多歷史紀錄，台灣亦同樣面臨海嘯的威脅。

福島事故發生後，台灣的管制機關原能會即要求業主台電公司對各核能電廠進行重新評估，以確認抵抗極端天然災害包含地震、海嘯與水災的能力。重新評估內容包括「核能安全」（即本報告主題）、「輻射防護」及「緊急整備及應變」三部份。依據原能會說明，重新評估執行方式大致參照前述之歐盟壓力測試規範，以下稱之為"台灣核能電廠壓力測試"。

台灣壓力測試工作始於 2011 年 8 月 5 日，2013 年 5 月 28 日完成壓力測試國家報告，2013 年 6 月 13 日完成勘誤修訂<sup>7</sup>（即本報告之後所稱之"壓力測試國家報告"）。壓力測試國家報告於 2013 年 6 月分別以中文與英文版本發布（參見第 2.3 節）。

### 1.4 核能署同行審查

2011 年 11 月 1 日原能會請求經濟合作暨發展組織(OECD)核能署(NEA)協助進行同行審查(以下簡稱核能署同行審查)。核能署從 2013 年 1 月開始審查，迄 2013 年 4 月 23 日完成工作並發布核能署同行審查報告。該報告係針對前述壓力測試國家報告初版進行審查。核能署同行審查整體結論如下<sup>8</sup>（參考核能署離台前會議簡報）：

- 整體而言，獨立同行審查專家小組發現台灣執行的壓力測試與用在歐盟歐洲核能安全管制者組織準則及程序是一致的。
- 已確認之強化措施與其他國家所確認者一致。

---

<sup>7</sup>[http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Taiwan%20National%20Report%20of%20EU%20Stress%20Test\\_May%202013.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Taiwan%20National%20Report%20of%20EU%20Stress%20Test_May%202013.pdf)

<sup>8</sup>核能署同行審查的簡報、台北、15/03/2013

- 經原能會與台電公司確認實施的強化措施得視為優點。
- 以更新的方法與假設完成進行中的地震與水災技術評估，可能發現其他的議題，台電公司與原能會需要處理。

## 1.5 委託歐盟執委會執行台灣壓力測試之同行審查

歐盟與台灣有堅實的整體關係。除了經貿關係外，亦有多方面的交流例如研究與技術(包含核安)、資訊社群、教育與文化、漁業、環境、氣候變遷、智慧財產權、及標準與規範等。歐盟與台灣每年均舉辦諮商會議討論雙方共同關心的議題。

基於此背景，原能會於 2013 年 4 月 3 日以正式文書邀請歐盟執委會對台灣的壓力測試進行獨立同行審查(以下簡稱歐盟壓力測試同行審查)。根據此請求，歐盟執委會由及諮議團體歐洲核能安全管制者組織、參與歐盟壓力測試鄰近國家、歐盟執委會本身中徵求志願專家組成一個同行審查專家小組(Peer Review Team)。

歷經數個月籌備組織與技術活動後，在 2013 年 5 月 31 日台灣提送壓力測試國家報告英文版(第一版<sup>9</sup>)後，同行審查專家小組即展開深入的技術工作。

## 1.6 歐盟同行審查目標

歐盟對台灣壓力測試同行審查的目標如下：

- 評估台灣壓力測試國家報告是否符合歐盟壓力測試規範。
- 檢查壓力測試完整性，亦即沒有重要的問題被輕忽。
- 藉由參訪運轉中的核三廠與興建中的龍門廠，以實地驗證歐盟壓力測試規範範疇內重要的安全特點。

---

<sup>9</sup>參見第1.3.2節

- 審查國家行動計畫中有關福島事故後採行的改善安全與其實施現況。
- 釐清強項和弱點，以利擬定相關方案進一步增強核能電廠強韌性。

**同行審查須以獨立與透明的方式進行：**

- **獨立性**須確保同行審查專家小組所選派的專家：
  - 具有此類型工作的經驗。
  - 和相關產業無關聯。
  - 能彙整各種不同利害關係人(管制機關、立法機關、非政府組織、科技社群、產業界等)所提供的資訊來源，以補充歐盟壓力測試同行審查的基本目標，亦即台灣壓力測試國家報告<sup>10</sup>。
- **透明度**則藉由迅速公布主要背景與來往文件來確保，包含資訊提供者同意下及其直接要求，均公布於歐盟壓力測試同行審查計畫專屬網站<sup>11</sup>。

## 1.7 本報告之目的

本報告(以下稱歐盟壓力測試同行審查報告)之目的在於說明歐盟壓力測試同行審查的目標、方法、與結果，並以簡要與透明的方式說明判定台灣核能電廠關鍵強項與弱點的過程，進而提出進一步提昇其強韌性的方案。

---

<sup>10</sup> <http://www.ensreg.eu/node/1352>

<sup>11</sup> <http://www.ensreg.eu/EU%Stress%20Tests/International%20outreach>

## 2 同行審查程序之介紹

### 2.1 一般方法

引言：台灣核安主管機關原能會明確要求儘可能遵循歐洲壓力測試作法以及到目前為止之後續行動。

在歐洲，壓力測試包含下列主要步驟：

A 核能電廠壓力測試 - 2011 年 6 月到 2012 年 4 月：

1. 由所有核能電廠的業主根據歐盟壓力測試規範進行重新評估：
  - a. 結果：業主向管制機關提出報告。
  - b. 產出：業主報告。
2. 管制機關對業主所提出之報告進行評估：
  - a. 結果：管制機關向歐洲核能安全管制者組織與公眾提出報告。
  - b. 產出：國家報告。
3. 進行壓力測試國家報告同行審查，並參訪該國家及所屬一座核能電廠：
  - a. 結果：同行審查專家小組向歐洲核能安全管制者組織、被審查國家與公眾提出報告。
  - b. 產出：同行審查各國報告。
4. 全部壓力測試活動的整體結論由歐洲核能安全管制者組織發布於「歐洲核能電廠壓力測試同行審查報告」<sup>12</sup>，且歐洲核能安全管制者組織亦摘錄重點發布於「歐洲核能電廠壓力測試同行審查建議與意見彙編」報告中<sup>13</sup>。技術結論與政策相關的重點，亦發布在 2012 年

---

<sup>12</sup>[http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20Test%20Peer%20Review%20Final%20Report\\_0.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20Test%20Peer%20Review%20Final%20Report_0.pdf)

<sup>13</sup><http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Compilation%20of%20Recommendationsl.pdf>

10月4日「歐盟執委會提報給歐洲議會，有關歐盟核能電廠全面風險與安全評估(即壓力測試)暨相關活動」的公報中<sup>14</sup>。

B 後續真相查證電廠參訪-2012年9月：

5. 同行審查專家小組參訪數個國家的第二座電廠(針對核能電廠數目多或有多種不同型式反應器的國家)，目的在於取得當時已預定或已執行完畢的改善措施資訊。

a. 結果：同行審查專家小組向歐洲核能安全管制者組織、被審查國家與公眾提出報告。

b. 產出：電廠查證參訪報告。

C 國家行動計畫研討會-2013年4月：

6. 福島事故後各國採行措施強化核能電廠安全。這些措施登錄為歐盟壓力測試國家行動計畫，實施內容與現況藉由一般討論進行同行審查。此歐盟壓力測試國家行動計畫同行審查的主要基準係根據前述歐洲核能電廠壓力測試同行審查建議與意見彙編報告。

a. 結果：同行審查專家小組向歐洲核能安全管制者組織、被審查國家與公眾提出報告。

b. 產出：提出各國書記報告及整合摘要報告，即歐洲核能安全管制者組織國家行動計畫同行審查-摘要報告<sup>15</sup>。

對於台灣同行審查，為了在一次同行審查中達成接近符合所有歐洲程序與後續程序的目標，原能會準備額外文件與從事某些活動以便涵蓋歐洲國家原本分開的所有步驟。例如，為了涵蓋"國家行動計畫研討會"步驟，原能會除了壓力測試國家報告外，必須另外準備文件說明福島事故後所有核能電廠所採行的全面改善措施及其實施現況；該文件相當於歐洲國家的

---

<sup>14</sup> COM (2012) 571 final ([http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com\\_2012\\_0571\\_en.pdf](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com_2012_0571_en.pdf))

<sup>15</sup> [http://www.ursjv.gov.si/fileadmin/ujv.gov.si/pageuploads/si/Porocila/NacionalnaPorocila/NAcP\\_Workshop\\_Summary\\_Report.pdf](http://www.ursjv.gov.si/fileadmin/ujv.gov.si/pageuploads/si/Porocila/NacionalnaPorocila/NAcP_Workshop_Summary_Report.pdf)

國家行動計畫。歐盟執委會 2012 年 2 月在歐盟壓力測試同行審查進行期間，於盧森堡舉辦了特別研討會；但是，歐盟壓力測試同行審查專家小組在參訪台灣前，沒有時間舉辦類似的特別研討會，因此，對於台灣的歐盟壓力測試同行審查，重點的審查工作需於參訪期間完成。此外，為了涵蓋所有與台灣相關的外部危害，歐盟壓力測試同行審查專家小組增列火山議題到歐盟壓力測試規範所提及的外部危害中。並且，在參訪台灣過程中，同行審查專家小組參訪兩處核能電廠，即核三廠與龍門廠。基於前述與明顯後勤方面的原因，同行審查專家小組參訪台灣的時間相較歐洲各國的同行審查參訪時間更長(即約 1 週半，而非歐洲的 4 天)。

## 2.2 台灣同行審查程序

歐盟壓力測試同行審查始於 2013 年 5 月 31 日，先從台灣壓力測試國家報告書面審查開始。同行審查專家小組成員取得壓力測試國家報告以及業主報告，並提出問題給原能會。同行審查專家小組提出第一批總數 230 項提問並在原能會提出答覆後提出許多後續提問，這些均發布於歐盟壓力測試同行審查專案計畫網站。

提問係依據壓力測試範疇<sup>16</sup> 的 3 個主題進行：

- 主題 1：極端天然危害的影響(169 項問題)。
- 主題 2：喪失安全系統(13 項問題)。
- 主題 3：嚴重事故處理(48 項問題)。

之後根據提問與原能會進行問題與答覆的意見交換，直到同行審查專家小組間討論並達成共識。以此為準，完成歐盟壓力測試同行審查報告初稿第 1 版，並於參訪台灣前送交原能會，俾準備作為參訪期間研討的資訊。

---

<sup>16</sup> 專家據此分組為三個主題的小組。

從 2013 年 9 月 23 日到 10 月 3 日同行審查專家小組赴台灣參訪。

訪台過程中與原能會進行深入研討，在參訪核能電廠時亦從台電公司獲得適當答覆，澄清書面審查時未決的重要安全相關議題，其中亦包含非政府組織提出的(參見第 3 章)。同行審查專家小組選擇核三廠壓水式反應器與龍門廠進步型沸水反應器，共 2 個電廠 4 部反應器做為參訪目標。依據參訪所得資訊，將參訪前的報告初稿進一步增補修訂與完善，特別是來自非政府組織(參見第 3 章)與科學界專家學者以主題研討形式提出的意見<sup>17</sup>。同行審查專家小組對報告改版進行討論以達成內部共識，報告內容在離開台灣前大致完成。原能會有機會發表看法，但最終決定仍屬於同行審查專家小組。

本報告隨後由歐盟執委會進行編撰，在完成審查任務後四週內，由歐盟執委會轉交原能會，並發布於網路。

## 2.3 計畫之執行與時程

歐盟同行審查赴台任務的主要里程碑如下：

- 2013 年 4 月 30 日：原能會以正式文書邀請歐盟執委會對台灣核能電廠的壓力測試進行獨立同行審查(即歐盟壓力測試同行審查)。
- 2013 年 5 月：歐盟執委會從其諮議團體歐洲核能安全管制者組織、參與歐盟壓力測試鄰近國家、歐盟執委會本身中徵求志願專家組成一個同行審查專家小組。此外，與台灣的非政府組織開始接觸並建立持續溝通管道，包含蒐集非政府組織對壓力測試國家報告的評論與批評。
- 2013 年 5 月 31 日：原能會提送壓力測試國家報告與 4 座核能電廠的業主報告予同行審查專家小組，開始書面審查。

---

<sup>17</sup> 台灣學術界在研討會所提供的簡報及同行審查專家小組的討論可參考下列網址：  
<http://www.ensreg.eu/EU%20Stress%20Tests/International%20outreach>

- 2013年6月1日至9月10日：進行書面審查，同行審查專家小組提問與原能會答覆。
- 2013年6月5日至8月5日：歐盟執委會透過網路進行公眾意見蒐集，發布於專屬網站：[http://www.ensreg.eu/taiwan-stress-test/peer\\_review](http://www.ensreg.eu/taiwan-stress-test/peer_review)。
- 2013年6月13日：原能會提送壓力測試國家報告修訂繕打錯誤版予同行審查專家小組。
- 2013年6月14日：原能會應非政府組織的要求，發布壓力測試國家報告與4座核能電廠的業主報告中文版在原能會網站。
- 2013年7月5日：除了公眾意見蒐集網頁外，歐盟執委會在所屬歐洲核能安全管制者組織網頁新增歐盟壓力測試同行審查專案計畫專屬網頁，使公眾能全面參與並瞭解計畫進展。該網址連結為：<http://www.ensreg.eu/EU%20Stress%20test/International%20outreach>。
- 2013年7月9日：在布魯塞爾舉行一天的預備會議，由原能會與同行審查專家小組代表討論參訪細節與所需資訊。
- 2013年9月23日至10月3日：同行審查專家小組參訪台灣。
- 2013年9月25日與2013年9月26日：原訂由同行審查專家小組與非政府組織在台北舉行會議(因第3.4節所述原因取消)。
- 2013年9月26日：同行審查專家小組在臺北與科學界舉行會議。
- 2013年10月3日：舉行同行審查任務結束會議。
- 2013年11月：歐盟執委會提送同行審查報告定稿版予原能會，並發布於歐盟壓力測試同行審查專案計畫網站。

### 3 透明度與公眾參與

#### 3.1 背景與架構

歐盟執委會在 2011 年 3 月要求壓力測試的產出與任何必要的後續措施均必須公開並將相關資訊提供予公眾。因此，從最早開始完全透明即為歐盟壓力測試的主要議題。

歐盟執委會清楚認知到資訊的完全透明，並配合上給予公眾參與的機會，對壓力測試有明顯幫助，使所有利害關係人尤其是公眾認定壓力測試報告是一份可信賴的參考文件，以便讓公眾能更加瞭解國家核安現況及前景。因此歐盟執委會確保對台灣壓力測試報告的歐盟同行審查，從一開始就遵循此公開與透明原則。

同行審查專家小組敦促所有的利害關係人，特別是原能會與非政府組織，盡最大可能做到透明。在 2013 年 7 月 9 日布魯塞爾舉行的準備會議中，此亦為一項重要討論題目，以便從一開始即明定適當的條件。

書面審查開始不久後，壓力測試國家報告與 4 本業主報告即發布英文版，隨後亦即發布中文版於網路(參見第 3.2 節)。

接著，依據這些報告開始公眾意見蒐集。雖然 2011 至 2012 年間歐盟壓力測試的意見蒐集僅持續少於 1 個月，但台灣公眾意見蒐集依非政府組織的請求則持續 2 個月。同行審查專家小組的看法，可能是台灣人民相較於歐洲人民不熟悉英文，且壓力測試國家報告中文版發布較慢之故。

如前所述，除了公眾意見蒐集網頁外，歐盟執委會在歐洲核能安全管制者組織網站設立台灣同行審查專案計畫專屬網頁，以利全面公眾瞭解專案計畫執行情形。該網頁於 2013 年 7 月 5 日設立，同行審查專家小組在同行審查全程，與原能會及非政府組織往來的所有重要文件，均及時發布在網站。

最後，但也是相當重要的一點，從同行審查開始，歐盟執委會(之後為整個同行審查專家小組)即與台灣非政府組織維持密集接觸(透過綠色和平組織的熱心協助進行接觸)。歐盟壓力測試同行審查專家小組參訪台灣期間，原訂在 2013 年 9 月 25 日或延至 26 日於台北與非政府組織舉行會議(參見第 3.4 節)。在此之前已經由台灣歐盟壓力測試同行審查專案計畫專屬網頁所收到非政府組織的問題與意見(參見第 3.2 與 3.3 節)以及直接來往的電子郵件。

所有這些活動的目的，在於儘可能客觀與全面的告知所有利害關係人對主要核安議題的觀點，以便於同行審查過程中處理。

最後，值得一提的是本次同行審查過程中設定的透明度措施，明顯超過 2011 至 2012 年間歐盟壓力測試所設定者，成為未來同行審查的新標準。事實上原能會與非政府組織雙方，基本上均同意這些作法，同行審查全程期間雙方亦致力於增進透明度措施，謹此致謝。

### 3.2 歐洲核能安全管制者組織網站資訊

歐盟執委會在歐洲核能安全管制者組織網站，針對台灣歐盟壓力測試同行審查設置兩個不同的專屬網址：

- 2013 年 6 月 5 日至 8 月 5 日：建立網頁提供公眾對壓力測試國家報告的意見蒐集([http://www.ensreg.eu/taiwan-stress-test/peer\\_review](http://www.ensreg.eu/taiwan-stress-test/peer_review))。
- 2013 年 7 月 5 日之後：除了公眾意見蒐集網頁外，歐盟執委會另設專案計畫專屬網址，以便公眾能全面與公開的獲取專案計畫進展(<http://www.ensreg.eu/EU%20Stress%20test/International%20outreach>)。在此網址，所有原能會、非政府組織、與同行審查專家小組所提供的重要文件，均於同行審查全程期間及時發布。
  - 網頁資訊架構區分為主要文件與進一步參考文件：

- 主要文件包含台灣的壓力測試國家報告、金山核能電廠(核一廠)持照者報告、國聖核能電廠(核二廠)持照者報告、馬鞍山核能電廠(核三廠)持照者報告、龍門核能電廠(龍門廠)持照者報告、以及同行審查背景文件：問題與答覆。
- 大量的進一步文件依據下列分類：
  1. 歐盟執委會與歐洲核能安全管制者組織背景文件。
  2. 台灣立法委員文件。
  3. 台灣管制機關文件。
  4. 台灣科學界文件。
  5. 非政府組織論述與聯繫文件。
  6. 2013年7月9日布魯塞爾預備會議文件。
  7. 其他文件。

### 3.3 同行審查收到的網路公眾建議、答覆與意見

如前所述，2013年6月5日至8月5日藉由網路舉行公眾意見蒐集。此期間透過歐盟壓力測試同行審查專屬網址 [http://www.ensreg.eu/taiwan-stress-test/peer\\_review](http://www.ensreg.eu/taiwan-stress-test/peer_review) 及電子郵件，獲得公眾意見。

關於線上公眾意見蒐集，從2013年6月6日至8月5日僅收到八件意見。但其中五件完全欠缺內容與郵件地址，屬無效意見。剩下的三件內容包含(1)兩項重複意見已由非政府組織以電子郵件寄來；(2)一項意見來自台灣公民，批評壓力測試國家報告內容編排撰寫不當，台電公司緊急運轉程序書(EOP)無法及時與與正確的執行，且斷然處置程序指引(URG)在發生嚴重事故時並無效果。

同時在上述數月期間內，同行審查專家小組在線上公眾意見蒐集以外，亦收到來自非政府組織的意見。

分析這些意見顯示，利害關係人認為下列事項應該大幅度改善：壓力測試國家報告的範疇、因壓力測試導致的後續改善的執行、以及嚴重事故處理程序的執行。主要問題包含：

- 壓力測試過程如何考慮電廠老化效應的影響？
- 原能會對於改善的執行是否有提出時程表？
- 國家報告的範疇：
  - 缺少火山危害，包含與地震斷層的交互作用。
  - 缺少飛機撞擊影響。
  - 質疑外部事件發生的不同組合情境考慮是否周詳。
- 質疑斷然處置程序指引不切實際。
- 批評進行排氣時缺少過濾設備。
- 批評發生嚴重事故時缺少分離的備用控制室。
- 一般性對龍門廠的批評，未獲授權偏差原始設計的設計變更。

屬於壓力測試範疇的議題(參見第 1 章)，已由同行審查專家小組處理，根據相關資訊做進一步評估。多數的議題都可以對應到來自非政府組織提供的意見(參見第 3.4 節同行審查專家小組對意見處理的說明)。

此外，非政府組織初期表示意見，希望同行審查能夠比原訂時程晚幾個月展開。非政府組織向同行審查專家小組解釋：(1)延遲同行審查可以使非政府組織蒐集更多資訊；(2)此時進行同行審查，可能會被時程差不多正在籌備的龍門電廠公投所誤用。同行審查專家小組回覆說明即使延遲數個月：(1)非政府組織與同行審查專家小組的資訊現況並不會顯著不同；而且(2)時程並非由同行審查專家小組決定，而是由同行審查提出單位原能會決定。

### 3.4 訪台期間與利害關係人面談對同行審查的貢獻

在與台灣非政府組織密集溝通數個月，並針對其主要疑慮備妥資訊後，歐盟壓力測試同行審查專家小組參訪台灣的前半段時程，借原能會的場地安排與非政府組織的專屬會議。

該會議限制參加者為受邀的非政府組織人員與同行審查專家小組，以便在公開的氣氛下，進行簡報與討論以瞭解非政府組織對核能安全的主要顧慮。但由於原能會與非政府組織人員雙方對於進入會議場所狀況的認知差異，以及同行審查專家小組希望與非政府組織的雙邊會議不要有電視與其他媒體，因此本會議不幸最終未能舉行。歐盟執委會建議在"中立"場所台北歐洲經貿辦事處(EETO)舉行替代會議<sup>18</sup>，但由於某些非政府組織時間限制，無法確保充分的參與，致使該會議亦被非政府組織取消。儘管如此，某些非政府組織與同行審查專家小組仍進行一次非正式的意見交換，以便更加的瞭解其顧慮的背景。同行審查專家小組並不完全清楚這些非政府組織實際是代表部分公眾的意見抑或是代表個人的關切。

幸運的，在參訪台灣之前數個月以及參訪期間取消原訂非政府組織會議後，同行審查專家小組承蒙台灣非政府組織提供大量寶貴資訊。根據這些文件以及最近綠色和平組織針對龍門廠興建計畫完成的研究發現<sup>19</sup>，同行審查專家小組蒐集了大量非政府組織對於台灣使用核能關注的觀點資訊，並公布在歐盟壓力測試同行審查專案計畫網址<sup>20</sup>，且納入於同行審查中。

從這些顧慮中，同行審查專家小組將屬於壓力測試範疇的主要議題，以下列方式處理：

---

<sup>18</sup> 歐盟台北經貿辦事處的同事迅速準備並提供同行審查專家小組參訪台灣期間的有效協助，特別致謝。

<sup>19</sup> Oda Becker, Review of the post-Fukushima nuclear stress-tests of the Lungmen nuclear power plant (NPP4), Study commissioned by Greenpeace East Asia, Hannover, Germany, August 2013.

<sup>20</sup> <http://www.ensreg.eu/EU%20Stress%20Tests/International%20outreach>

- **非政府組織對於地震、海嘯、水災與火山活動議題的質疑：**質疑事項與同行審查專家小組的建議一致。建議依據 1 萬年重現頻率準則，考慮可能的不同災害組合，使用適用於台灣核能電廠的最新資料與應用符合當前技術水準的方法修訂相應的設計基準(參見第 5 章)。據瞭解這些議題已被原能會採納。
- **非政府組織對於超越設計基準地震充分整備的質疑：**同行審查專家小組針對運轉中核能電廠與建造中的計畫亦提出相同的顧慮(參見第 5 章)。據瞭解這些議題已被原能會採納。
- **非政府組織對於氣候變遷及其影響設計基準水災的質疑：**相應的措施已由原能會管制命令處理(參見第 5.3.2.5 節)與每 10 年定期安全評估中考慮(參見第 5.2.1.4 與 5.3.1.5 節)。
- **非政府組織發現壓力測試國家報告中所提資料的某些矛盾：**例如核能電廠離海岸的距離。這些矛盾在同行審查專家小組參訪台灣期間，實質上都藉討論由原能會澄清。
- **非政府組織對於斷然處置程序指引有效性的質疑：**原能會正在處理此議題，要求台電公司針對其正當性提供進一步證明。(參見第 7.2.2.1 與 7.2.3.2 節)。
- **非政府組織批評龍門廠設計未包含圍阻體過濾排氣，無視此為日本進步型沸水反應器標準與歐盟市場設計標準的事實：**原能會已於管制命令 JLD-10114 要求設置過濾排氣系統。
- **非政府組織批評原能會並未發布具約束力的規定要求設置被動式自催化氫氣再結合器以防止電廠全黑時發生氫爆：**原能會已於管制命令 JLD-10122 要求設置被動式自催化氫氣再結合器。

## 4 國家報告與國家評估之整體品質

### 4.1 國家報告與歐盟壓力測試規範規定主題之符合性

關於主題 1，台灣國家報告大致符合歐盟壓力測試規範包含考慮下列事項：提供資訊處理地震、水災、以及與極端天候狀況有關的外部危害議題。針對各項議題提供設計基準(DB)分析與超越設計基準(BDB)分析資訊。

關於主題 2，國家報告大致符合歐盟壓力測試規範包含考慮下列事項：已依要求說明台灣核能電廠喪失電力供應的相關內容，以及假設因喪失所有設備一直到電廠全黑(SBO)的情境。已依要求詳細說明喪失最終熱沉(UHS)，以及併同考慮喪失電力與最終熱沉。爐心冷卻以及用過燃料池(SFP)冷卻兩項主題均已處理，亦包含如何改善核能電廠強韌性的措施。

關於主題 3，國家報告大致符合歐盟壓力測試規範包含考慮下列事項：提供資訊說明現行嚴重事故處理(AM)措施，進一步措施的實施規劃、實施時程與原能會的評估。國家報告與業主報告概述嚴重事故處理所需的重要規定，包含嚴重事故處理組織的安排與廠內緊急計畫，各自的硬體措施以及程序安排(以徵兆為基礎的緊急運轉程序書(EOP)、嚴重事故處理指引(SAMG)、以事件為基礎的斷然處置程序指引(URG)、與大範圍廠區受損救援指引(EDMGs))。歐盟壓力測試規範所要求的嚴重事故處理主題，在國家報告內的說明大致有良好品質。

### 4.2 提供資訊之充足性與歐盟壓力測試規範的一致性

關於主題 1，由於各核能電廠在不同時期建造，因此不同核能電廠的廠址對於外部危害的資訊並不完全一致，但仍符合歐洲核能安全管制者組織的要求。國家報告的超越設計基準分析並未完全符合歐盟壓力測試規

範，對於某些危害餘裕並未加以量化(例如：暴風雨與某些極端天候現象)。國家報告內的地震餘裕在參訪台灣期間曾有修訂。

關於主題 2，台灣國家報告大致與歐洲核能安全管制者組織規範一致。必須注意，雖然國家報告提供大量資訊，但部分資訊仍不足且某些時候不正確(例如：水災防護高度值有不同精確度的表示方式)。儘管如此，在完成本版次同行審查報告時，原能會已對所有數值重新檢查確認。

關於主題 3，國家報告的內容與架構符合歐盟壓力測試規範，嚴重事故處理的評估充分詳細。國家報告符合歐盟壓力測試規範提供的指引。國家報告提供資訊處理運轉中與興建中核能電廠對於反應器與用過燃料池的嚴重事故處理方式。此內容在同行審查問與答階段及參訪台灣期間的研討，補充提供了更詳細與全面的資訊。

#### **4.3 核能電廠現行執照/安全基準對壓力測試範疇內事件評估之充足性**

並無證據指出核能電廠不符合其現行執照基準。儘管國家報告對於外部危害的分析(主題 1)引起對相關設計基準事件的可靠性質疑，特別是地震與海嘯水災。對於某些危害(例如：河川洪水、龍捲風、極端溫度)的設計基準事件並未定義。此外，國家報告主要聚焦於反應器的運轉，停機狀態並未完全考慮。

關於主題 2，國家報告內已包含核能電廠符合其現行執照基準的論述。目前台灣每 10 年辦理 1 次定期安全評估(亦稱整體安全評估)，審查期間原能會將例行查核核能電廠符合其現行執照基準的情形。歐盟壓力測試同行審查專家小組參訪台灣期間，原能會確認此項符合。

關於主題 3，國家報告已提供關於嚴重事故處理評估的充分資訊，提供資訊的充足性大致符合提供的指引。國家報告的書面審查產生了一些提問。在參訪台灣期間期間，原能會與台電對所有審查問題提供詳細與充分

答覆加以澄清。某些資訊初期並未包含於報告內，而是在討論過程中由台灣專家提供與澄清。

進行壓力測試時，原能會透過審查以及一般管制監督程序，認可核能電廠符合現行執照基準。同行審查程序中特別注意到定期安全評估是一種促進改善的重要而有力的管制工具。

藉由壓力測試國家報告與同行審查專家小組參訪期間簡報，獲知緊急運轉程序的現行執照基準概要。此包含管制機關發布的特定管制命令及運轉執照所登載嚴重事故處理的限制或條件。嚴重事故處理並非現行執照基準的一部分。原能會已要求台電公司藉發展斷然處置程序指引改善超越設計基準事件與嚴重事故處理。

#### **4.4 核能電廠強韌性評估之充足性：評估餘裕時所考慮的情況**

關於主題 1，強韌性評估主要藉由分析超越設計基準狀況下的安全停機路徑。為了獲得額外的定期管控，台電公司執行特定的履勘包含超越設計基準的評估。對於地震，用於評估安全功能失效的準則僅限於結構物、系統與組件的耐震強度中值分析，既不含用過燃料池安全功能，亦不含停機狀態。所用的方法使得國家報告內某些瀕危效應值看來不合理的高於技術文獻。專家小組參訪台灣時，相關單位解釋所使用的方法，並提出以更保守方法進行地震餘裕評估的初步成果。

關於主題 2 與主題 3，所有的主要議題均已處理。在某些情境下，瀕危效應的時間已有論述。不足的資訊在參訪台灣期間已由原能會提供。所有納入分析的事件，在評估後均有後續改善措施，這些措施有的已完成而有的正進行中。核能電廠的強韌性係自運轉以來實施或提升設計功能以符合美國核能管制委員會(以下簡稱美國核管會)建議的結果。國家報告亦包含緊急措施與程序的廣泛說明，做為措施的一部分，處理嚴重事故的挑戰，包含以徵兆為基礎的緊急運轉程序書、斷然處置程序指引、嚴重事故

處理指引、緊急應變措施與硬體(例如一次系統降壓措施、氫氣處理、損毀的爐心滯留於壓力容器內、爐渣安定化、圍阻體完整性、過壓、與排氣等)。嚴重事故處理說明包含組織方面、緊急運轉程序書、與嚴重事故處理指引、移動式設備與訓練計畫。核能電廠強韌性的評估以及安全餘裕評估所考慮的情境經審查認為是適當的。對嚴重事故處理的強韌性主要可以由下列方式來衡量：當肇始事件發展為更嚴重事故前可以爭取的時間(例如電池耗竭、爐心熔損、壓力容器與圍阻體損毀)，或者設備的多重性、多樣性、與獨立性能擴展的程度用以防止或限制放射性物質釋出到環境中。

如同國家報告所建議的，嚴重事故處理的改善需進一步分析，包含進一步考慮極端天然危害(地震、海嘯/水災危害再評估，或火山機率式安全度評估)，以及複合式事件發生於多機組廠址(以推估獨立應變能力期間)。原能會亦發布額外要求，例如設置與歐洲核能安全管制者組織行動計畫建議為一致的替代最終熱沉。另一方面的考慮與額外的移動式設備有關，以及如何確保此設備在所考慮情境下能取得與操作。國家報告說明各核能電廠需要的設備與置放地點。

#### **4.5 國家報告措施與結論所採取的管制作法(專家審查、通知電力公司、管制機關的額外要求或追蹤事項、公開透明)**

##### **4.5.1 一般方面**

台灣核能管制要求與安全評估實務係依據適用的美國核管會技術標準、導則與法規。因應福島事故，原能會發布指示要求台電公司進行所有核能電廠的補充性安全評估。該評估與本同行審查均根據歐盟壓力測試規範。國家報告即根據台電公司所提報的各電廠報告進行撰寫。此證明原能會主動致力於整個壓力測試程序的實現。

在 2012 年 11 月，原能會依據其他國家措施發布明確的管制要求。原能會這些要求以管制命令的形式發布，台電公司亦得提出替代方案送原能會核可。這些管制命令含有相當數量的核能電廠安全改善措施，且涵蓋壓力測試所有的主題(外部危害、喪失安全功能與嚴重事故處理)。改善措施進行中，原能會亦將持續進行審查。

執行這些改善的時程從 2012 年到 2017 年，但是修法程序除外，整體時程與美國核管會相同的程序連結。原能會已評估與核准台電公司所提出的修訂清單與實施時程之建議，台電公司將對某些改善建議進行額外評估以決定其充足性。少數項目建議的解決方案仍由原能會審查中，以致提出的時程尚待確定。

對應於台電公司所提出的方案與結論之管制程序，在國家報告中並未討論。然而，透過參訪台灣期間的簡報與研討，此程序變得更清楚。針對特別安全總體檢(與歐盟壓力測試規範一致)，國家報告提供了管制機關所發布各種決策資訊。初期，國家報告並未包含行動計畫，但後來原能會新增第 8 章，且改善工作必須在 2017 年 5 月最後期限前執行。

原能會在台灣壓力測試程序中扮演主動積極角色，且在某些案例中，對台電公司所提的特定新方案已完成評估。原能會依據美國核管會近期專案小組(Near Term Task Force, NTTF)報告與其它資訊，已提出相當數量的措施改善要求，與歐洲核能安全管制者組織行動計畫的建議一致(例如設置被動式自催化氫氣再結合器(PARs))。除了原能會核能管制處發布的管制命令外，核能技術處亦發布 3 項的管制命令：緊急應變人力配置與通訊能力、強化非耐震技術支援中心以解決地震疑慮、依據日本鑑於福島事故正執行中的實務，建造隔震的技術支援中心建物。

#### **4.5.2 安全評估之重要管制工具：機率式安全度評估與定期安全評估**

##### **機率式安全度評估(PSA)**

除了定期安全評估外，台灣早期發展並使用機率式安全度評估做為強化核能電廠安全的工具。原能會說明在 1983 年開始第一次發展機率式安全度評估模式用於核二廠。原能會成立專案小組進行研究，並從美國核管會與顧問公司獲得技術支援。全球首座運轉的 BWR-6 及其 Mark III 型圍阻體的功率運轉 1 階(Level 1)與 2 階(Level 2)機率式安全度評估模式於 1985 年完成，包含廠內事件、地震、颱風、廠內水災與廠內火災事件。

相同範疇的 1 階與 2 階範疇的機率式安全度評估模式應用於核三廠 3 迴路壓水式反應器及其大型乾式圍阻體，及核一廠 BWR-4 及其 Mark I 型圍阻體，分別於 1987 年與 1990 年完成評估工作。依據這些研究，爐心熔損發生率(CDF)的主要貢獻為地震所導致的電廠全黑情境。依此結果，在 1990 年早期各核能電廠設置額外的第 5 台氣冷式(或第 7 台)緊急柴油發電機。2001 年核三廠發生電廠全黑事件，第 5 台(或第 7 台)緊急柴油發電機充分展現了其功效。核能電廠某些其他硬體與程序的修改亦基於機率式安全度評估研究推導的結果。

從 1990 年後期台電公司開始每 3 年將更新數據的機率式安全度評估結果提報原能會。3 階(Level 3)機率式安全度評估模式則每 5 年更新，以重新評估緊急應變計畫區的充足性。台電公司承諾遵照機率式安全度評估標準以建立、更新與維護機率式安全度評估模式，包含美國核能協會(NEI)程序指引與美國機械工程師學會(ASME)機率式安全度評估標準建議的同行審查。從 2002 年以來台灣 3 座運轉中核能電廠所有活態機率式安全度評估模式，均已藉由機率式安全度評估同行審查程序完成建立。從發展活態機率式安全度評估模式與快速求解風險工具，某些風險告知應用由原能會參照美國核管會 RG 1.174 與相關導則完成審查與核准。從 1990 年代後期，台電公司擴充機率式安全度評估

模式以分析大修填換燃料之停機風險(停機機率式安全度評估)。早期幅射大量外釋發生率(LERF)模式亦已開發用於核能電廠。

總結，活態機率式安全度評估應用於台灣核能電廠包含線上維修、維護法規、風險告知營運期間檢查、風險監視系統，火災防護計畫等等。對於原能會，相同的機率式安全度評估模式被整合到反應器監管方案(ROP)中重要性確立程序(SDP)的軟體，以決定核能電廠運轉視察發現的重要性。

### 定期安全評估

核子反應器設施管制法要求業主每 10 年須進行定期安全評估，此規定有別於美國法律與法規(來源國)，但與國際原子能總署(IAEA)及多數核能發電國家的安全標準一致。核子反應器設施管制法規定“核子反應器設施於正式運轉後，每 10 年至少應作一次整體安全評估，並報請主管機關審核。”該 10 年整體安全評估報告包含輻射安全、放射性廢棄物管理、主要電廠修改事項、結構物、系統與組件老化管理、地震再評估、重大事件經驗教訓、及國內與國外經驗與研究結果回饋等章節。例如，第 6 章地震再評估將著重於新發現/新事證與新的管制要求，以反映技術的進步與近期的運轉經驗。

福島事故後，原能會已要求台電公司重新評估各廠址承受極端天然危害(包含地震、海嘯與水災)的能力，並在 2011 年 12 月各核能電廠最新版或將提送的 10 年整體安全評估報告中，增加一章說明“福島事故後全面安全評估與安全強化”以適當反映評估的主要結果。

該特定章涵蓋所有的福島事故後安全再評估的項目，包含：重新檢查喪失所有交流電力(即電廠全黑)的因應能力、重新評估水災與海嘯防護、確認用過燃料池完整性與冷卻、評估餘熱移除與最終熱沉、緊急運轉程序書再檢討與再訓練、建立斷然處置程序指引、不同機組間

的支援、複合式事故的考慮，減緩超越設計基準事故、整備與備用設備、人力/組織/安全文化。

台電公司於 2011 年 12 月已提送更新版 10 年整體安全評估報告，內含一章福島事故後安全再評估。原能會已完成審查與現場視察。台電公司採行多項措施，某些仍在進行中，以強化承受超越設計基準事故的能力。除了台電公司採行的所有措施外，原能會已建立明確要求，以進一步執行強化措施，如壓力測試國家報告第 1.5 節所述。

總結，台灣所有 3 座運轉中核能電廠迄今已完成 3 次的 10 年定期安全評估。在定期安全評估程序中，現行技術水準的方法與設備已執行或已要求進一步強化核能電廠安全。

#### **4.5.3 福島事故後發布的管制命令**

大致上，由於台灣核能電廠所有反應器的設計與製造源自美國，所以參照來源國其所有適用的法律與法規，即美國核管會的規定。此外，鑑於福島事故的經驗教訓，原能會亦要求台電公司採用日本與歐洲的良好實務經驗，以便在核子反應器設施管制法的基礎上，進一步提昇核能電廠的強韌性。

核子反應器設施管制法第 14 條規定：對於不合規定或有危害公眾健康與安全或環境生態之虞者，主管機關應令持照者限期改善或採行其他必要措施；其情節重大、未於期限內改善或採行必要措施者，得命持照者停止現場作業、運轉、廢止其執照或限載運轉。

依據前述法規結構，原能會發布整批的管制命令：

#### **2012 年 11 月 5 日原能會發布的管制命令：**

根據壓力測試的結果及其他國家管制機關採取對策的認知，原能會已針對強化安全之措施，建立清楚明確的之要求，這些要求已具體納入在原能會核能管制處於 2012 年 11 月 5 日發函台電公司的管制案

中。滿足管制案要求之具體作法，台電公司可提出替代方案，並由原能會進行最後之核可。原能會發布的管制命令如下：

1. XX-JLD-10101：依據美國核管會近期專案小組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. XX-JLD-10102：依據美國核管會近期專案小組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. XX-JLD-10103：要求台電公司模擬地震、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. XX-JLD-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(參考日本核電廠採行對策及依美國核管會近期專案小組報告，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)。
5. XX-JLD-10105：依據美國核管會近期專案小組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. XX-JLD-10106：依據美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.1 廠區全黑管制措施，要求實施對策以處理廠區全黑的議題。
7. XX-JLD-10107：要求台電公司機組於所有狀態(包括停機時)需維持 2 部備用之緊急柴油發電機可用，故第 5 部柴油發電機僅為停機機組且其柴油發電機需檢查而不得為運轉中機組之備用，即限制第 5 部柴油發電機之備用。

8. XX-JLD-10108：要求台電公司建立安全相關電池組 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. XX-JLD-10109：在美國核管會管制導則 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。
10. XX-JLD-10110：要求台電公司每座核能電廠增設位於高處的一台耐震等級氣冷式柴油發電機，以處理電力系統深度防禦之特定議題。原能會接受提供共用緊急柴油發電機廠房水密性為此命令的替代方案。
11. XX-JLD-10111：要求台電公司參照歐洲核能安全管制者組織行動計畫之建議設置替代最終熱沉。
12. XX-JLD-10112：依據美國核管會因應 911 恐怖攻擊對策(B.5.b)，要求台電公司於廠區或鄰近廠區的地方備妥因應設施，以因應極端外部事件(參見美國核管會 10 CFR 50.54(hh)(2))。
13. XX-JLD-10113：依據美國核管會近期專案小組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. XX-JLD-10114：依據美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 5.1(對 BWR 馬克 I 型及馬克 II 型圍阻體強化可靠的排氣系統)，要求台電公司對馬克 I 型及進步型沸水式反應器圍阻體增置可靠且強固的排氣系統，且對所有不同型式圍阻體增置過濾系統。
15. XX-JLD-10115：依據美國核管會近期專案小組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. XX-JLD-10116：依據美國核管會近期專案小組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. XX-JLD-10117：要求台電公司執行核電廠之火山機率式安全度評估，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. XX-JLD-10118：要求台電公司提昇重要電氣設備房間防火門之水密能力(參考日本管制機關對核電廠要求)。
19. XX-JLD-10119：參照歐盟同行審查優良實務及處理台灣核電廠特定議題，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. XX-JLD-10120：處理台灣核電廠特定議題，要求台電公司提昇核能電廠之外電可靠性(參考日本管制機關對核電廠要求)。
21. XX-JLD-10121：處理台灣核電廠特定議題，要求台電公司強化生水耐震能力，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. XX-JLD-10122：參照歐盟歐洲核能安全管制者組織行動計畫之建議，要求台電公司安裝被動式自催化氫氣再結合器避免氫氣爆炸。
23. CS-JLD-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(執照設計基準值由 0.3g 強化為 0.4g) 針對應付意外事故的特定安全相關結構物、系統及組件之後續補強作業規劃與評估(行政院之命令)。

24. MS-JLD-101301：參照歐洲核能安全管制者組織行動計畫之建議，要求台電公司核三廠處理反應器冷卻水泵軸封喪失冷卻水事故洩漏之議題。

原能會除了上述核能管制處的管制命令外，另由核能技術處發出下列命令：

1. HQ-JLD-1013001：要求台電公司更新"核能電廠緊急應變計畫區民眾輻射防護措施與規畫"，以因應根據福島事故經驗教訓將緊急應變計畫區範圍從 5 公里擴增到 8 公里。
2. XX-JLD-1013002 與 1013004：依據美國核管會近期專案小組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。
3. XX-JLD-10104(原能會核能技術處)：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之結構，以處理核電廠特定之地震議題。
4. XX-JLD-1013003：參照日本已實施之實務及國際原子能總署提供之經驗回饋，要求台電公司考量興建隔震之技術支援中心建物。

**2012 年 11 月 5 日放射性物料管理局發布的管制命令：**

放射性物料管理局另外發布 3 件管制命令如下：

1. RL-JLD-1012042：要求台電公司購買 40 部移動式偵測設備，具有自動資料傳輸能力，以強化 4 座核能電廠之及時輻射落塵監測能力。
2. RL-JLD-1012043：要求台電公司在核能電廠緊急應變計畫區內設置 13 處輻射監測站，以建立輻射監測整備平台與強化輻射監測能力。

3. RL-JLD-1012044：要求台電公司購買 4 輛輻射偵測車輛，以強化移動式輻射監測能力。

**2013 年 6 月 6 日原能會發布的管制命令：**

原能會 2013 年 6 月 6 日發布命令如下：

1. XX-JLD-10201：要求台電公司依據核能電廠附近(半徑 8 公里範圍內)山腳與恆春斷層新事證進行斷層位移分析。
2. XX-JLD-10202：要求台電公司提供核能電廠既有地震後與海嘯後運轉程序之間的界面。
3. XX-JLD-10203：要求台電公司對核能電廠水災與各種極端天然事件的組合進行系統性的評估。
4. XX-JLD-10204：要求台電公司以核能電廠的區域地形圖檢討最大可能降雨量。
5. HQ-JLD-10201：要求台電總公司布設局部地震網(北部與南部各一處)獲取微地震資訊，以瞭解震央分布型式是否與於假想的板塊構造特點有關聯性。

## 5 核能電廠對地震、水災與其他極端天候狀況之評估

引言：台灣遭受到天然危害例如地震、水災(包含海嘯)、極端天候狀況、與火山爆發的風險遠高於世界上的許多其他地區，特別是遠高於接受歐盟壓力測試的核能發電廠之歐洲國家。因此，同行審查專家小組認為妥善的處理這些危害，對於台灣的核能安全具有關鍵的重要性。同行審查專家小組瞭解到，特別是針對此主題，原能會將目標放在建立及施行符合國際共通最高現行技術水準之安全要求與指引的管制構架。

### 5.1 台灣核能電廠目前的耐震能力概況

#### 5.1.1 地震的設計基準

##### 5.1.1.1 安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執照基準)

參訪台灣期間，同行審查專家小組被告知所有台灣的核能電廠係依據美國法律與法規設計。在終期安全分析報告或其他執照文件，台電公司被要求參照所有適用的美國法律與法規，包含管制命令/通報/一般函告等。原能會的核准程序並未在壓力測試國家報告中說明，但在同行審查專家小組參訪台灣期間獲得解釋。

設計基準地震係於核能電廠申請執照時審查。

有關定期安全評估的補充資訊在同行審查專家小組參訪台灣期間獲得提供。

##### 5.1.1.2 設計基準地震的推導

4 座核能電廠廠址的設計基準地震值，係以定論式分析方法推導求得。各廠址有兩個特定的設計基準地震值，係以廠址的最大地動加速度

(PGA)值，分別定義安全停機地震(SSE)與運轉基準地震(OBE)。目前，各核能電廠的安全停機地震與運轉基準地震的最大地動加速度值如下：

核能電廠	安全停機地震	運轉基準地震
金山廠(核一廠)	0.3g	0.15g
國聖廠(核二廠)	0.4g	0.2g
馬鞍山廠(核三廠)	0.4g	0.2g
龍門廠(核四廠)	0.4g	0.2g

耐震設計反應頻譜資訊在同行審查專家小組參訪台灣期間獲得提供。

在國家報告中，地震危害在設計階段並未以重現期表示。

迄今，核一廠、核二廠、與核三廠尚未納入因新發現與科學進步而對地震危害有所進展。

對於核一廠、核二廠、與核三廠附近活動斷層的新事證已於近期展開加強調查工作。

同行審查專家小組認為更新設計基準地震的推導、精確測繪廠址附近的活動斷層、以及使用古地震方法評估這些斷層的可信度，為一項須澄清的重要議題，且注意到原能會已要求台電公司重新評估山腳斷層與恆春斷層的地震威脅。

#### 5.1.1.3 應用於此特定領域的主要規定

地震安全的管制要求並未在同行審查專家小組取得的文件中提及，但說明於終期安全分析報告。地震地動危害的評估係屬國內審查程序。

主要結構物、系統與組件需考慮耐震設計，但各核能電廠間的原始設計要求似乎並不完全一致，並多數導向於能承受安全停機地震且只保證反

應器能安全停機的範圍。國家報告所列主要結構物、系統與組件已被要求遵守原始的設計規定。

結構物、系統與組件耐震設計安全功能的詳細說明見於終期安全分析報告。建議台電公司對各核能電廠有相同要求(例如儀控、控制室、用過燃料池水位與冷卻系統、安全備用的消防系統、事故後監測系統等)。

依據運轉要求，台電公司持續進行例行檢查與定期測試。

地面震動程度超過最大地動加速度值一半時，則啟動核能電廠地震事件後的詳細安全檢查。

地震的間接效應已說明，例如地震誘發的火災與水災；某些結構物、系統與組件的升級正進行中。

#### **5.1.1.4 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋)**

4座核能電廠設計基準地震的定論式評估依據如下：

- 以最近數百年觀察到的最大地震的震度，以及
- 由鄰近區域的活動斷層長度使用某些通用比例公式推導最大可能地震規模。依據設計基準地震的地震規模、與震央到核能電廠距離，使用不同的強地動預估公式推導地動參數。

多數情況下，選定的設計基準地震會等於最大歷史地震值再加上小量的安全餘裕。以現在的觀點來看，這種方法不夠保守且與一般被接受的國際原子能總署(IAEA)SSG-9 規範不一致。設計基準地震的方法遵守美國核管會 10 CFR 100 附錄 A。

斷層活動性與地震衍生效應，例如地震誘發山崩、地盤下陷/隆起、與地面沉降等對廠址造成的潛在危害，在國家報告內有定性的說明。原能會提供的資訊指出核能電廠座落於軟岩上。同行審查專家小組獲知，因軟

岩基礎所造成廠址震波放大效應可能增加地震的危害已於設計分析及更新的新地震危害分析中考慮。

#### **5.1.1.5 定期安全評估(定期及/或近期的審查)**

國家報告對於地震危害的定期安全評估程序並不詳細。然而，同行審查專家小組注意到所有核能電廠附近與鄰近區域正進行更新斷層行為的調查，不論研究結果如何，核一廠的設計基準地震已經在重新評估。

目前獲得的資訊可能明顯的影響到現在所使用的設計值。

視必要而經常的進行地震危害重新評估可以認為是一項優良實務，以便考慮新發現與科學進步，且應包含定期審查受到設計基準及超過設計基準地震危害演進影響的結構物、系統與組件。

外部危害(包含地震)是機率式安全度評估爐心熔損發生率之主要貢獻者。因此，同行審查專家小組建議下次的定期安全評估應將此列為特定專注的主題。

定期安全評估過程中宜建立程序，將既有反應器的安全目標朝向最新反應器，特別是當二者在同時間內運轉。大致而言，當新的安全標準發布時，除了預期適用於新的核能電廠外，亦希望儘可能的溯及既有的核能電廠並使其儘量的符合。

#### **5.1.1.6 設計基準適切性的結論**

現行設計基準地震不符合國際現行技術水準要求，特別是並不符合因應外部危害水準必須符合每年不超越  $10^{-4}$  機率的規定。此外，現行設計基準地震值受到新的地質與地球物理資料，特別是核能電廠鄰近地區與廠址附近活動斷層的重新評估等的質疑。這些資料對地震安全極端重要，需要進行徹底的廠址重新評估。

考慮所有的地質與地球物理資料與最新版美國核管會 RG 1.208 指引的設計基準地震重新評估工作，目前正進行中，且將由原能會審查。

同行審查專家小組認為廠址附近與鄰近區域活動斷層的地震能力可靠評估，無論是最大規模、地震再現周期、與地盤位移危害等，對於危害重新評估具有關鍵的重要性。此項工作需小心檢視主要的輸入參數例如斷層長度、斷層面積、斷層幾何形狀、可能斷層分段、與延伸到核能電廠下方的淺層分離斷層之間的關聯、滑移機制、斷層滑移速率、與適用於當地的強地動預估公式。決定這些斷層參數的侷限性可由系統性的古地震槽溝開挖獲得。另外，進一步評估延伸到核能電廠廠址下方隱沒帶的最大地震規模與其推導的所在地區之強地動預估公式也很重要。

同行審查專家小組強調所有核能電廠(反應器與用過燃料池)設計、分類、耐震準則與升級要求的重要性，並應一致且及時的將危害演變納入考慮。設計基準分析以及超越設計基準分析須包含所有的運轉狀態(運轉、停機、填換燃料等)。

#### **5.1.1.7 核能電廠對現行設計基準規定的符合性**

原能會認為台電公司符合原始設計要求，並已要求台電公司更新這些要求。此外，原能會已要求澄清耐震設計基準、耐震準則、與更新檢查標準。

然而，同行審查專家小組提出由早期定論式方法所推導耐震設計基準值正確性的問題。

台電公司回應因靠近活動斷層的事實已加速其強化工作，並在之後的耐震設計基準危害最後更新中驗證。

同行審查專家小組強調由於可能發現較高的危害等級，確認所有補強措施並立即執行改善的重要性，為達成一致性宜確保所有核能電廠審查/改善措施達到更新的設計基準地震水準。結構物、系統與組件的安全重新

評估須應用於所有符合耐震規格的結構物、系統與組件，且符合國際原子能總署對既有的核能電廠地震重新評估的建議方法。

## 5.1.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估

### 5.1.2.1 安全餘裕評估所使用的方法

台電公司使用的方法係依據判定反應器急停與穩定的安全路徑，以及結構物、系統與組件耐震度曲線(fragility curves)來找出弱點。

考慮喪失安全功能的評估準則被限制於結構物、系統與組件的耐震強度中值的分析。國家報告中提供的某些值似高於技術文獻者。所以，此準則必須重新檢討，確認所有的相關安全功能已被納入考慮。該分析的範疇不含用過燃料池安全功能，亦不含反應器停機狀態。

反應器急停失敗造成的瀕危效應，原能會必須使用顯著較高的信心水準值於瀕危效應分析而非中值。然而，同行審查專家小組注意到目前所有的6部運轉中的核能電廠機組均已完成強震自動急停系統的設置。

依據所考慮的加速度等級，某些超越設計基準誘發效應可能對分析有某些影響，以及找出的弱點亦可能發生在某些反應器的運轉狀態。因此，餘裕評估不應侷限於反應器急停後用來穩定反應器的相關結構物、系統與組件的運作。

在補充的超越設計安全路徑分析上，同行審查專家小組認為移動式方法與其連接注入系統必須可用，以減緩即使發生的超越設計基準地震。

參訪台灣期間，原能會向同行審查專家小組解釋，補充地震餘裕評估與使用高信心度且低失效機率值的方法正在進行中。

### 5.1.2.2 安全餘裕與瀕危效應的主要結果

國家報告內的安全餘裕與瀕危效應分析，並不認為能充分滿足安全評估需要。由於瀕危效應，在安全路徑分析中，原能會必須在瀕危效應分析中使用更高信心水準值而非中值。

同行審查專家小組觀察到地震機率式安全度評估係依據較長重現期之地震反應譜形狀，以反應不同的重現期。

目前，在超越設計基準地震，第一階段要求運轉員依賴既有的結構物、系統與組件，使用移動式設備則可能再下一階段考慮。

### 5.1.2.3 強有力的安全特色與過程中認定須改善安全的地方

台電公司已進行地震餘裕評估與機率式安全度評估研究，以完成其安全評估，並實行地震履勘以配合使用這些方法於評估瀕危效應的風險。同行審查專家小組鼓勵持續執行，若可能，延伸此優良實務以找出非耐震或低耐震度之結構物、系統與組件對安全停機相關結構物、系統與組件的潛在影響。

同行審查專家小組認為這些履勘須持續作為例行的符合性查核。履勘的範疇包含檢查可能於地震事件導致其他設備損毀之結構物、系統與組件，以及危機管理所必要的結構物、系統與組件。

地震防護已藉由實施永久性地震監測與預警系統而改善，來自該系統的資訊有助於業主藉此資訊作出判斷，以決定地震事件後是否持續運轉，該決策所依據的程序與訓練已經實施。

當核電廠處於與外界隔離的情況下，業主值得稱許的作法是有能力與勝任對監測系統提供的資訊進行研判。

#### 5.1.2.4 增加強韌性的可能措施

危害評估勢必引導更新設計基準地震，且同行審查專家小組建議需因此更新以顯示耐震安全(例如，使用國際原子能總署安全報告第 28 號：既有核能電廠的安全評估)。

必須澄清耐震驗證以及考慮在反應器與用過燃料池的所有運轉狀態下，詳細評估超越設計基準事故之電廠強韌性。

針對地震、水災與極端天候須有明確的標準與程序以進行合格的核能電廠履勘，以便能更系統性搜尋可能的不符合現象並達到去除的目的。同行審查專家小組獲知，台電公司已針對福島事故後所訂定之地震履勘準則執行後續行動。

同行審查專家小組建議，地震事件後及時回復外部電力的組織與措施應有相關規定之資訊。

同行審查專家小組建議，須澄清用於地震危機管理需求的結構物、系統與組件，以及核能電廠發生地震事件時容納支援人員建築物等之耐震要求。

#### 5.1.2.5 電廠經營者已決定或已執行及/或管制機關已要求並列入追蹤的措施(包含後續研究)

原能會已發布執行強化措施的明確要求。這些要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式給台電公司。台電公司得提出替代方案送原能會核可。除了原能會核能管制處發布的 24 項管制命令外，核能技術處亦發布 5 項管制命令，放射性物料管理局則發布 3 項管制命令。這些管制命令列於國家報告(命令 10101、10103、10104、10105、10110、10112、10119、10121、與 101101)，管制措施包含數項地震安全有關的要求。同行審查專家小組特別強調編號 10101 管制命令的重要性(依據美國核管會標準進行地震危害的重新評估)。

相當重要的是地震危害重新評估不應僅止於更新設計基準地震地動值，且應包含斷層能力、地盤沉陷/抬升、與大規模崩滑等。台灣的地質與氣候狀況，使得有必要在考慮地震晃動與土壤因豪雨潮濕的複合效應下，進行地震誘發山崩的危害評估，複合效應將加劇山崩的危害。

同行審查專家小組注意到核一廠的設計基準地震將增加到 0.4 g，並認為結構物、系統與組件的耐震應採用設計專屬之方法或於既有核能電廠的定期安全評估時採用之評估方法(例如，使用國際原子能總署安全報告第 28 號：既有的核能電廠的安全評估)。

福島事故後，已針對某些系統可能損害減緩事故系統以安全停機地震的 1.67 倍的評估基準地震(RLE)為耐震要求。

### 5.1.3 同行審查對此特定領域的結論與建議

由於台灣地區具有獨特的板塊構造環境，因此必須特別強調地震議題。

在過去，設計基準地震值由業主提出，並於電廠申請執照時審查。在過去幾年，特別是福島事故後，原能會發布明確要求對地震危害進行重新評估，並強化核能電廠抵抗超越設計基準地震的強韌性。新的要求主要依據美國核管會標準。最新版要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司。由於台灣與日本有相當類似的地球物理狀況，日本管制機關的現行決策亦被台灣核能電廠納入於地震改善過程中的額外考量。

為支持與促進此全面強化程序，同行審查專家小組建議考慮下列行動與措施：

- 建議及時定義符合超越機率不高於每年  $10^{-4}$  的設計基準地震與適當的反應頻譜<sup>21</sup>。必須確保設計基準地震重新評估已考慮所有可取得的國際科學與技術社群之地質與地球物理資料，且二次危害應有適當的處理。與設計基準地震有關的參數須在保守的基礎上以機率式方法發展，例如，遵照國際原子能總署 SSG-9 指引。同行審查專家小組強調適當評估台灣核能電廠鄰近地區與廠址附近能動斷層的重要性，例如恆春與山腳斷層。危害模式中作為斷層來源的所有活動斷層須應用經驗證實適用於當地的強地動預估公式，以執行機率式地震危害度分析。古地震槽溝開挖所獲得的資料的延伸解釋須特別注意。馬尼拉與琉球海溝隱沒帶須包含於評估中。由於地震議題是相當複雜的科學，建議地震議題宜有專門國際同行審查的參與，以便在用於機率式地震危害度分析的輸入參數適當性上達成共識，進而修訂設計基準。
- 同行審查專家小組假設未來危害評估將定義新的設計基準地震，導致增加結構物、系統與組件的負荷。為了針對地震危害獲得快速與顯著的安全強化，建議應定義超過現行設計基準地動的加速度值，並依此新定義的水準立即執行具基本安全功能結構物、系統與組件的升級。
- 更新設計基準地震後，耐震等級的結構物、系統與組件須配合更新<sup>22</sup>。
- 核一廠、核二廠、與核三廠上游方向的生水池與連接管線，在地震危害更新後，其耐震設計水準須配合檢討改善，以防止結構損毀造成水災。

<sup>21</sup> 遵循ENSREG同行審查報告，歐洲核電廠的壓力測試，25/04/2012.

<sup>22</sup> 在現有核能電廠包括龍門電廠的情況，採更新的設計基準地震為計算及提昇結構物、系統及組件耐震韌性的新基礎。

- 由於台灣地震頻繁，運轉基準地震的地動加速度相對的高，對應低耐震等級結構物、系統與組件的設計值，雖與安全停機無關，但可能與安全運轉有關。同行審查專家小組建議，地震後檢查亦須特別注意低耐震等級的結構物、系統與組件。

## 5.2 台灣核能電廠目前的水災防護能力概況

### 5.2.1 水災的設計基準

#### 5.2.1.1 安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執照基準)

參訪台灣期間獲知，設計基準水災(DBF)設計係符合美國核管會 10 CFR 50 附錄 A 一般設計標準(GDC) 2"防範天然現象設計基準"。該法規要求安全重要結構的設計需能承受預期天然現象與正常事故狀況的複合效應，而不致喪失執行安全功能的能力。

設計基準水災特指海嘯與暴雨，包含颱風時的極端降雨。對來自溪流高水位的水災(例如，核一廠)有定性說明。

在各核能電廠的安全分析報告中已說明原始設計基準水災，多數包含暴風雨(豪雨)與海嘯所造成的水災。

在排水系統設計中已考慮水利工程結構物失效導致的水災。

#### 5.2.1.2 設計基準水災的推導

**暴雨造成的水災：**

設計水災的判定係考慮 1 萬年重現期的最大可能降雨量，係由核能電廠的廠址附近氣象站一定期間(多數約 30 年)的降雨量觀測紀錄外插來評估。定義 1 萬年降雨的方法有其適用的特定設計規則。

## 海嘯：

海嘯最程值僅依據有限期間(最早紀錄來自 1867 年)歷史海嘯紀錄所觀測溯上高度，再加上當地高潮與暴風雨湧浪水位的評估，並無從地質紀錄獲得的史前海嘯評估。

不同核能電廠考慮某些額外餘裕：例如核二廠考慮的季風、核三廠考慮颱風湧浪及 0.5 公尺的餘裕、以及龍門廠考慮地理因素及 0.5 公尺的餘裕。

不同廠址間決定海嘯高度所使用的方法並不完全一致。

## 溪流造成的水災：

乾華溪高水位可能造成核一廠淹水，原能會解釋某些相關資料包含在終期安全分析報告中。

## 水利工程結構物損毀造成的水災(潰壩)：

核一廠與核二廠的生水池位於上游方向，與核能電廠之間有耐震管路連接。生水池與管路系統的耐震設計水準符合台灣建築技術規則。生水池損毀的潛在水災危害已經判定並藉由排水系統防範，其設計亦依據建築技術規則。

### 5.2.1.3 應用於此特定領域的主要規定

#### 暴雨造成的水災：

暴雨的主要防範措施為排水系統功能的發揮。

安全證明係依據最大可能降雨量與外部排水系統設計容量的比較。原能會宣稱排水系統經過驗證可承受 1 萬年重現期的最大降雨。

排水系統的定期檢查主要在雨季前進行，一些程序書可使核能電廠配合預警系統在發生危害前能預作準備，並且在危害發生後減輕災害及繼續運轉。

## 海嘯：

海嘯防範的主要措施是廠區海拔高度，以及此高度以下核能安全等級結構物、系統與組件的水密措施(某些可能需要更多驗證)。

判定為安全等級的系統與核能電廠安全停機所需者已經過驗證。然而，若某些非耐震一級結構物、系統與組件未經必要的修復，核能電廠仍可能無法恢復正常運轉。

依據核能電廠設計，除了進水口結構物，所有核能電廠的廠區海拔高度均高於設計海嘯的溯上高度。海嘯侵襲時這些進水口結構物的最終狀態必須加以評估。

核能電廠淹水時是否方便進出，並未在國家報告中說明出入道路的可通行性。

參訪台灣期間，海嘯水災淹沒分析數值模擬的簡報中有展示通行道路。

#### **5.2.1.4 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋)**

同行審查專家小組參訪期間有水災運轉經驗回饋資訊簡報。

##### **暴雨造成的水災：**

暴雨造成的水災危害係以機率式方法對鄰近氣象站歷史紀錄進行評估。國家報告並未完整說明方法，而於參訪台灣期間獲得說明。

暴雨現象與颱風在一地方會因現象變化與地形效應發生不等的局部降雨。各廠址 1 萬年降雨係由當地氣象站數十年內有限的觀測紀錄推導。須考慮更深入的天氣現象分析，以提供額外資訊補充當地觀測紀錄外插到長期時間的不足。

##### **海嘯：**

海嘯最大高度係由定論式分析法，使用簡單的數字加法將當地歷史海嘯最大值加上暴風雨湧浪與潮汐所決定。此外，各核電廠再加上不等之小的餘裕值。

#### **5.2.1.5 定期安全評估(定期及/或近期的審查)**

原能會已要求台電公司重新評估各廠址承受極端天然災害，包含地震、海嘯與水災的能力，並在各核能電廠最近提送或將提送的 10 年整體安全評估報告中，增加特定章節說明"福島事故後全面安全評估與安全強化"。此特定章節涵蓋所有的福島事故後安全重新評估項目，包含水災與海嘯防範的重新評估。

台電公司例行性針對水災進行現場履勘以確認設計基準防護系統的可用性。由於經常發生颱風與其他極端氣象現象，台電公司對於執行此確認工作有相當經驗。

台電公司在福島事故後進行某些額外的履勘(WANO)，以及其他水災防護有關資訊的履勘，以檢查相關結構物、系統與組件的符合性。

原能會已致力於完成其對於海嘯誘發水災的管制要求。

#### **5.2.1.6 設計基準適當性的結論**

現行水災設計基準並未符合國際現行技術水準要求。特別是並未符合歐洲核能安全管制者組織所要求外部危害必須符合 1 萬年重現期的規定。然而，必須注意，進行中的海嘯誘發水災風險重新評估是優先工作。

#### **5.2.1.7 核能電廠對現行設計基準規定的符合性**

原能會判定某些事項與現行執照基準有偏差，並說明於國家報告內。其中亦說明一些解決偏差的補救措施。

## 5.2.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估

### 5.2.2.1 安全餘裕評估所使用的方法

未廣泛處理歐洲核能安全管制者組織所要求以假定增加超越設計基準水災水位，來找出瀕危效應與可能的改善措施(逐漸增加水災水位然後考慮可能的改善)。

餘裕分析被視為預警系統去監測與預期水災事件，及與預期實施運轉措施，或者設置特定的防護措施或減緩系統的能力。

這些為設計基準事件所進行的措施，亦可能對超越設計基準管理在實施的時間上有正面的貢獻(可以預期從海嘯警報發布到初波到達之間的時間極為有限)。

補充，台電公司已使用事件樹分析方法找出可能導致冷停機失效的水災水位，結論認為肇始事件導致瀕危效應的餘裕水位為：核一廠 0.6 公尺；核二廠 0.3 公尺；核三廠 5.8 公尺；龍門廠 0.3 公尺。

2011 年 8 月 19 日國科會發布「潛在大規模地震所引發海嘯對台灣核電廠之影響」研究報告。原能會注意到由於海嘯源定義的關係，該報告中對於溯上高度仍存在些顯著的不確定性。這些初步值低於核能電廠原始設計值，且相較於原始海嘯設計高度，目前核能電廠高度之設計基準的餘裕分別為：核一廠 0.4 公尺；核二廠 1.7 公尺；核三廠 2.4 公尺；龍門廠 3.9 公尺。

3 座核能電廠的瀕危效應與現行廠區海拔高度接近。

### 5.2.2.2 安全餘裕與瀕危效應的主要結果

台電公司已檢查其核能設施與審視程序，以釐清不符合或可能的改善項目。

某些改善包括在提供與實施移動式設備，在警報系統發布危害警示後，這些移動式設備的執行延誤可能是一項議題。

主要議題包括有意建造的額外海嘯防護之技術要求尚不明確。

### 5.2.2.3 強有力的安全特色與過程中認定須改善安全的地方

海嘯水災已被適當的判定為一項重要議題，原因在於其設計基準定義的必要改善，以及其可能是最終安全功能瀕危效應的來源。

核一廠、核二廠、與核三廠的海嘯牆，分別高於平均海平面 17、17、與 19 公尺，預計在 2016 年底前完工。此可視為優良實務。

核能電廠對於水災已有一套安全停機的程序。這些運轉程序可減緩水災危害。同行審查專家小組建議這些程序必須依據水災與其他外部危害(主要是地震)之間可能的相依性加以完善。這些程序必須所有核能電廠一致。

台電公司執行定期履勘以驗證用於減緩外部與內部水災災害的設備能力與材料需求，包含移動式設備。這些移動式設備的儲存狀況在國家報告中並未詳述，但原能會宣稱它們是被適當的防護以防外部危害。

有大量可以使用的移動式設備為強有力的特色。

同行審查專家小組注意到實施大量移動式設備時人因分析的重要性，主要在複合式危害例如地震與海嘯或潛在事故發生的情況下。

### 5.2.2.4 增加強韌性的可能措施

考量到減少地震或海底山崩誘發海嘯水災水位等不確定性研究與調查工作會有所推遲，必須考慮對超越設計基準水災實施額外的減緩措施以防止瀕危效應，主要是以固定的結構物、系統與組件以防止研究工作延遲導致安全失效。這些額外措施須設計能承受與海嘯現象相關的複合危害(地震與內/外部結構物、系統與組件防震)。

關於事故與核能電廠內部水災的複合效應，必須澄清如何將某些建築物內污染水以移動式泵浦抽取。

#### **5.2.2.5 電廠經營者已決定或已執行及/或管制機關已要求並列入追蹤的措施(包含後續研究)**

依據福島事故的經驗回饋來看，核能電廠已決定採用某些補充措施：自動封閉閘門、防止進水口被大量雜物堵塞、設置防水板、設置地表面上之輸水管路、設置水密門等。

原能會發布明確要求以執行強化措施。這些要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司。台電公司得提出替代方案送原能會核可。這些管制命令列於國家報告(命令 10102、10103、10104、10105、與 10118)。

補充，原能會認為台電公司須根據其他國家核能業主經驗，適當的定義設計基準海嘯並在定期安全評估時採取適當的措施進行設計基準水災複查，以確認核一廠主要廠房高度低於預期的特別改善。

核一廠、核二廠、與核三廠的海嘯牆，分別高於平均海平面 17、17、與 19 公尺預計在 2016 年底前完工。

所有這些措施均與改善強韌性與深度防禦有關。

#### **5.2.3 同行審查對此特定領域的結論與建議**

在過去，由業主提出設計基準水災值，並於核能電廠申請執照時審查。在過去幾年，特別是福島事故後，原能會發布明確要求對海嘯危害重新評估，並強化核能電廠抵抗超越設計基準水災的強韌性。新的要求主要依據美國核管會標準，最新版要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司。新的要求主要依據美國核管會標準。最新版要

求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司。由於台灣與日本有相當類似的地球物理狀況，日本管制機關的現行決策亦被台灣核能電廠納入於改善過程中的補充考量。

為了支援與促進此全面強化程序，同行審查專家小組建議原能會考慮下列行動與措施：

- 不同類型的水災危害須以超越機率不高於每年  $10^{-4}$  評估。不同危害彼此之間的相依效應必須考慮(例如地震/海嘯)。對於海嘯，應考慮所有的可能肇因例如地震、海底山崩、與火山噴發。海嘯溯上高度評估必須使用最新現行技術水準方法與工具；在模式中必須適當的考慮不確定性。僅依賴短時期的歷史資料是不充分的，需致力增加地質紀錄到海嘯資料庫。海嘯的間接效應亦必須評估(海岸穩定性、取水口與出水口堵塞的風險、海嘯運送物的沉積等)。海嘯高度的評估，在達成更新設計基準共識前，可能需要國際同行審查或模擬比對。
- 同行審查專家小組認為及時的建造所有核能電廠的海嘯牆是一項改善安全的顯著步驟。此外，安全相關建築物的所有開口必須改善以承受發生海嘯災害情況下的水壓，且應加強水密性至海嘯牆高度。

### 5.3 台灣核能電廠目前抵抗極端天候能力的概況

#### 5.3.1 極端天候的設計基準

##### 5.3.1.1 安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執照基準)

參訪台灣期間獲知，美國核管會 10CFR 50 附錄 A 一般設計標準 (GDC) 2 為極端天候管制要求的適用規定。

雖然先前的水災議題認為暴風雨是潛在的水災來源，實際上台電公司將"暴風雨"納入極端天候設計基準考慮。國家報告中對於颱風、暴雨、土石流、與強風誘發的危害有詳細說明。這些危害的複合效應已在核能電廠設計階段考慮。

#### 最大降雨：

國家報告中列出各電廠最大可能降雨量(PMP)如下：

- 核一廠：297 毫米/時
- 核二廠：241 毫米/時
- 核三廠：228 毫米/時
- 龍門廠：310 毫米/時

#### 強風：

國家報告列出土木建築、開關場、排氣煙囪的設計風速。參訪台灣期間亦獲得澄清，所列數值指特定廠址危害評估所推導設計基準暴風雨的風速。設計風速定義為 100 年最大風速加上額外餘裕。部份核能電廠的某些結構亦列出設計風壓。

各電廠建築物設計風速如下：

- 核一廠：高度 0-50 呎：148 哩/時；高度 50-150 呎：168 哩/時
- 核二廠：高度 0-30 呎：設計風速 157 哩/時；耐震一級結構：206 哩/時(終期安全分析報告)；已考慮強風所產生的碎屑(外部拋射物)。
- 核三廠：國家報告未說明設計值。資料另於參訪台灣期間獲得提供。
- 龍門廠：國家報告列出耐震一級結構兩個數值，121 哩/時，157 哩/時(距地表面 9 公尺高度處)

核一廠、核三廠與龍門廠未說明考慮強風所產生的碎屑(外部彈(拋射物)資訊。參訪台灣期間，經確認強風所產生的碎屑已依美國核管會標準審查規範的規定在終期安全分析報告中考慮。

#### **土石流：**

國家報告並未提供土石流設計基準或要求的資訊，同行審查專家小組獲得解釋，此議題已有定性評估。

#### **塊體崩滑：**

塊體崩滑(此指順向坡滑動)已在廠址安全評估考慮。同行審查專家小組認為順向坡滑動對核一廠有實質威脅。

#### **其他氣象現象：**

國家報告並無提供其他氣象效應資訊，例如，閃電、鹽霧害/鹽暴、水龍捲、與極端溫度。對於鹽霧害現象已有執行程序以減少該效應。原能會/台電公司認為台灣閃電與水龍捲非重要之議題。同行審查專家小組認為此立場應作成書面紀錄。

### **5.3.1.2 極端天候負荷的推導**

#### **最大降雨：**

暴雨水災的推導與第 5.2.1.2 節說明的方法一致。最大降雨值(單位毫米/時)由廠址鄰近氣象站的資料紀錄統計分析推導，數據為 1 萬年重現期。水災防護係藉由外部排水系統功能與某些安全相關建築物實施的水密措施來確保。

某些安全相關建築物實施的水密措施已在核一廠與龍門廠執行(雖然在龍門廠僅限於設計基準水災的水位)。

#### **強風：**

國家報告中未解釋設計基準風速的推導。強風危害的定義，在某些情況下與結構物、系統與組件的安全等級有關。參訪台灣期間，由終

期安全分析報告證實設計風速係依據 100 年重現期的最大風速再加上某些安全餘裕所推導。

#### **土石流：**

土石流危害仰賴台灣水土保持局的溪流分級系統，並未對特定廠址附近的溪流進行系統性的評估；然而某些評估係依據委託研究的地質調查。原能會認為由於當地的地形與地質，土石流不容易發生，或者不會引起危害。

#### **塊體崩滑：**

順向坡經判定為影響有限的議題但亦納入安全評估中考慮。核一廠與龍門廠跟此議題有關。國家報告中並未對可能的不穩定邊坡提供詳細的地質與大地工程評估。安全評估所仰賴的是迄今並無塊體崩滑紀錄的事實。同行審查專家小組結論認為此證據仍不夠充分，因台灣特定的地質(土層多屬年輕鬆軟的沉積物且多地震危害)與氣候(大且持續降雨事件)狀態易加劇山崩危害。

### **5.3.1.3 應用於此特定領域的主要規定**

#### **最大降雨：**

核能電廠的水災安全係藉由比較最大時雨量與排水能力來證明。

#### **強風：**

極端氣象事件的預警系統已建立，依據例行的外部颱風警報已定期執行緊急程序。

### **5.3.1.4 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋)**

#### **最大降雨：**

外部危害(暴雨)已保守的定義，使用慣用的定論式規則公式將一定時間的觀測紀錄進行外插，這些公式方法隱含現行技術水準的機率式技術。這些方法大致依賴觀測紀錄的時期長短與品質，因此可能導致某些案例的不一致性(例如關於暴雨：核一廠與核二廠的 1 萬年降雨稍微不同，即使兩個核能電廠相當緊鄰)。分析這些小差異可以用於略為改善此方法的使用。

#### **強風：**

參訪台灣期間已澄清強風評估的方法。

#### **土石流：**

用於風險評估的土石流模型並不詳細清楚。

#### **塊體崩滑：**

順向坡滑動僅有定性說明並無詳細評估，並不清楚是否有使用地質、地形、與測量的系統性方法以判定與評估不穩定邊坡。

經驗回饋程序並未說明，此對於改善所有現象的設計要求極有助益。

### **5.3.1.5 定期安全評估(定期及/或近期的審查)**

國家報告中並未詳細說明對於氣象危害的定期安全評估程序，但原能會已要求考慮氣候變遷，更新暴雨與極端降雨。定期安全評估為一個鞏固與調和各個設計基準要求暴雨現象及其組合能確保安全，並完成納入應考慮的其他附屬現象的機會。

極端天候危害與其對核能電廠的影響，在定期審查程序中必須至少每 10 年使用最新氣象與其他相關輸入資料進行例行性評估。基於超越設計危害的顧慮，例行履勘的優良實務須持續並擴大辦理。

外部危害對機率式安全度評估與運轉回饋的重要性，同行審查專家小組建議台電公司應完成相關外部危害與複合效應的分析，進而擬定可能的設計改善。

#### **5.3.1.6 設計基準適當性的結論**

##### **最大降雨：**

原能會認為台電公司推導設計基準極端降雨的方法符合核准使用的方法。

##### **強風：**

原能會認為設計基準已適當定義。

##### **土石流與塊體崩滑：**

山崩(順向坡滑動)與土石流效應已定性說明於國家報告與終期安全分析報告中，並值得進一步詳細分析。對這些現象並無定義特定的安全要求。

##### **其他氣象現象：**

依原能會評估，極端天候是前述水災議題的來源。沒有設計基準定義其他氣象現象。

#### **5.3.1.7 核能電廠對現行設計基準規定的符合性**

原能會在國家報告中陳述，台電公司在極端天候風險的重新評估，採用了符合經原能會核准的方法，其中，並進一步指出絕大多數所考慮的危害已納入到設施的設計基準。

同行審查專家小組建議原能會澄清對於定義極端天候現象效應、複合效應、與為證明安全而納入的現象持續時間等的要求。這些要求(方法與準則)對所有核能電廠必須一致。

原能會尚未對山崩(順向坡滑動)與土石流定義明確安全要求，那些適用並說明於終期安全分析報告中的標準審查規範要求須進一步明訂。

同行審查專家小組注意到證明安全的適當性仰賴結構物、系統與組件的協調性，以及嚴苛的正常當地運轉狀況(亞熱帶海岸環境)。同行審查專家小組注意到台電公司持續進行定期履勘與執行特定的維護計畫。

### **5.3.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估**

#### **5.3.2.1 安全餘裕評估所使用的方法**

關於水災與最大風速的安全餘裕，國家報告中僅判定核三廠設計水災的安全餘裕，設計基準事件最大時雨量(風速)與排水能力之間的差異並未明定。參訪台灣期間獲得設計原理的說明。

然而，在國家報告明確判定一些核能電廠特定的瀕危效應，此包含判定預期首先遭受超越設計基準水災事件淹沒的土木建築及結構物、系統與組件、土石流堵塞排水系統的效應、與冷卻水取水口的堵塞。安全餘裕分析係以傳統判識因土石流、在某些安全等級建築物內部水災及在某些情況下因進水口堵塞造成喪失最終熱沉等所導致的瀕危效應來評估。

#### **5.3.2.2 安全餘裕與瀕危效應的主要結果**

國家報告中並未說明極端降雨(最大可能降雨量)對照排水能力，以及風速對照建築物強韌性的定量安全餘裕。參訪台灣期間，核三廠有介紹其安全餘裕，國家報告中判定某些極端降雨與排水系統受到土石流堵塞所造成的潛在瀕危效應。核能電廠具備天氣警報資訊使電廠準備用來防備潛在天氣現象影響的特定既有程序得以實施(土石流監測程序、恢復排水功能、減緩內部水災)。

### 5.3.2.3 強有力的安全特色與過程中認定須改善安全的地方

由於外部危害現象頻繁發生，天氣預警系統、核能電廠準備(履勘)與防災措施已例行執行。由於經常發生此狀況(豪雨與颱風)台電公司人員看來有良好的警覺與訓練能處理極端天候狀況的挑戰。核一廠運轉基準地震狀況下的邊坡穩定性評估已完成委託研究，並以廠址管制補強，配合廠址監測設備的設置，為一項優良實務。核能電廠實施特定廠址上游方向的土石流監測系統，以及設置永久性大地測量系統以監測邊坡崩移，一般亦認為是優良實務。

### 5.3.2.4 增加強韌性的可能措施

台電公司的強化措施包括在特定的現場履勘、查驗溝渠功能、設置移動式設備(泵浦與柴油發電機)以支援相關系統(內部排水與電力系統等)、建造擋水屏障等。這些措施與程序的實施可能於各核能電廠之間一致。

### 5.3.2.5 電廠經營者已決定或已執行及/或管制機關已要求並列入追蹤的措施(包含後續研究)

原能會已發布明確要求執行強化措施。這些要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司。該管制命令要求水災、其他外部事件與現場履勘應符合美國核管會近期專案小組報告第一階段議事項 2.3(管制命令第 10105 號)。

此外，原能會提出下列要求以改善核能電廠能力：

- 必須確認重要安全設備廠房具有超過設計基準颱風風速超過 70.2 米/秒所引起拋射物撞擊的防護。
- 必須考量氣候變遷重新確認其設計基準之最大可能降雨量是否足夠及相關排水系統的可能改善，相關評估結果必須在 10 年定期安全評估時審查。

- 必須澄清防火門與管路穿越器密封的水密能力。
- 執行極端氣候事件複合效應的系統化評估。
- 台電公司必須評估設置第二套最終熱沉。

### 5.3.3 同行審查對此特定領域的結論與建議

台灣有應對極端天候狀況的大量經驗。因此，從應用核能電力開始，即致力於提高對台灣極端天候影響的抵抗能力。然而氣候變遷的影響必須考慮納入於例行的定期安全評估。

為了支援與促進此強化程序，同行審查專家小組建議原能會考慮下列行動與措施：

- 所有核能電廠外部危害設計的定義應該一致。設計基準事件應將所有的相關附屬現象<sup>23</sup>納入考慮，且超越機率不高於每年  $10^{-4}$ ，以及所有廠址考慮的複合效應與持續時間應一致。
- 以徹底的地質與地形調查為基礎，必須針對各廠址進行土石流與塊體崩滑評估。此評估應考慮地震、豪雨、與二者複合所可能的誘發效應。對設施具有潛在威脅的邊坡須持續監測。
- 防止與減緩外部危害的程序書應更新以考慮所有重要相關的外部危害現象與實際複合效應，且各核能電廠應一致。

## 5.4 火山

### 5.4.1 危害評估與設計基準

---

<sup>23</sup>例如，颱風、龍捲風、與龍捲風有關的飛射物、閃電、空氣或熱沉冷卻水的極端溫度、水龍捲鹽水潑灑、熱沉阻塞等。

#### **5.4.1.1 設計基準的推導**

並未建立火山危害的設計基準(除了海底火山噴發誘發的海嘯)。然而火山危害考慮於超越設計基準。海底火山噴發誘發的設計基準海嘯水災最高 7.5 公尺，係依據歷史事件所觀察到發生於 1867 年的海嘯推導。

#### **5.4.1.2 應用於此特定領域的主要規定**

國家報告與原能會提供的額外資訊，並未包含國家法令或管制基準對於火山危害評估的規定。參訪台灣期間獲知原能會已要求台電公司參照國際原子能總署 SSG-21 規範對火山潛在危害進行判識、篩選、與評估。

#### **5.4.1.3 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋)**

核能電廠廠址附近的潛在火山危害，參照美國核管會標準審查規範的規定，由台電公司在終期安全分析報告中說明。原能會指出任何潛在火山危害必須包含與更新在該報告。

所有核能電廠廠址的危害評估篩選掉所有的火山危害，除誘發海嘯的海底火山噴發以外，火山危害被排除明顯僅依據欠缺歷史火山活動紀錄，所以設計基準僅定義海嘯。設計基準海嘯相當於觀察到的最大歷史事件(1867 年海底火山噴發造成的海嘯再加上額外餘裕)。

國家報告中用於篩選所有火山危害(除了海嘯外)的論點並未完整說明，並不清楚該程序是否有參照可被接受的正式指引。此議題特別與核一廠及核二廠有關。這兩個核能電廠均鄰近於第四紀大屯火山與基隆火山區。原能會的陳述指出此地區最年輕的火山活動紀錄約發生於距今 80 萬年前，但有更年輕火成岩的科學證據對此提出挑戰。

補充於壓力測試國家報告所概述的火山危害評估方法並不認為達到現行技術水準。缺少歷史噴發並不能支持所有核能電廠廠址可以排除火山危害的結論。

#### **5.4.1.4 定期安全評估(定期及/或近期的審查)**

原能會已要求執行因應火山危害的強化措施。原能會已於 2012 年 11 月 5 日給台電公司的管制命令內要求進行機率式火山風險評估。

#### **5.4.1.5 設計基準適當性的結論**

以海底火山噴發所誘發海嘯的設計基準並不認為適當(參見本報告第 5.2.1 節)。其他火山危害的設計基準則未定義。

#### **5.4.1.6 核能電廠對現行設計基準規定的符合性**

並無跡象顯示核能電廠未遵守現行設計基準海嘯。其他火山危害的設計基準則未定義。

#### **5.4.2 超越設計基準下核能電廠強韌性之評估**

原能會提供超越設計基準火山事件相關措施與程序的資訊。該措施與程序為定義多種火山現象的列表，密切依照國際原子能總署 SSG-21 規範(列出可能危害核能設施的火山現象)。因為火山危害並未建立於設計基準中，就同行審查專家小組瞭解，所有可能影響核能電廠的火山事件被考慮為超越設計基準事件。

#### **5.4.3 同行審查對此特定領域的結論與建議**

火山危害的評估與篩選似乎完全仰賴歷史證據，僅考慮短暫的歷史時間來進行危害評估，並不完全符合現行技術水準。

同行審查專家小組建議，考慮以現行技術水準分析方法，處理所有的潛在威脅現象，對火山危害進行重新評估。為此，必須以機率式研究更新火山危害評估，並參照國際原子能總署 SSG-21 規範重新進行火山現象篩選。此新的評估需要依據廣泛的火山學資料庫，並涵蓋比目前所考慮的時期更長(即達到數百萬年)。

同行審查專家小組強調，原能會已經發布明確要求以執行相應的強化措施。這些要求已在原能會於 2012 年 11 月 5 日給台電公司的管制命令內(管制命令 JLD-10117)。

## **6 核能電廠關於喪失電力與喪失最終熱沉的評估**

### **6.1 台灣核能電廠現況說明**

#### **6.1.1 安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執照基準)**

所有台灣的核能電廠均源於美國設計，原能會採用來源國原則，據此要求台灣核能電廠參照美國核管會適用的法規。終期安全分析報告中列出適用的規則與參考指引(包含適用的 10 CFR 50 與管制指引等)，核能電廠的終期安全分析報告包含所有的管制要求並具有法律約束力；每隔 3 到 4 年，台電公司被要求根據美國核管會 10 CFR 50 與管制指引的實際適用情況提出更新版，與 10 CFR 50.55a 規定有差異者須經原能會核准。

#### **6.1.2 應用於此特定領域的主要規定**

美國聯辦法規 10 CFR 50.63 的方法被參照用於電廠全黑(喪失所有的交流電力)評估。據此，設計時要求因應時間最少為 8 小時，美國核管會管制指引(RG)1.155(電廠全黑)描述了可用來提供證明的方法；對於喪失最終熱沉，適用美國核管會管制指引(RG)1.27(第一版)的規定。福島事故後原能會發布的管制命令已更新了對於喪失電力與喪失最終熱沉之要求(參見第 6.2.5 節)。

#### **6.1.3 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋)**

台電公司採用了定論式分析法並以機率式安全度評估研究與模式作為輔助。依據台電公司的程序，每 3 年定期更新機率式安全度評估的數據資料庫。運轉經驗回饋經過系統性的分析，其結果將用作改善管制要求/導

則的輸入。例如，核三廠在 2001 年發生電廠全黑事件後，記取教訓而設置了柴油引擎帶動輔助飼水泵；其他例如原能會要求台電公司參照 2011 年日本東通核能電廠的電廠全黑事件經驗回饋，改善停機期間緊急柴油發電機程序。

#### **6.1.4 定期安全評估(定期及/或近期的審查)**

台灣的核能電廠每 10 年實施定期安全評估(參見前述第 4.5.2 節)。藉由過去運轉經驗與福島事故的評估，定期安全評估的範疇亦包含電廠全黑與喪失最終熱沉相關的安全分析與設計考慮。

#### **6.1.5 核能電廠對現行規定的符合性**

依據台電公司業主報告的評估，以及佐證文件、相關技術會議與現場查證，原能會認為目前所採行的準備是適當的。然而，受到福島事故影響，原能會已提出額外要求與建議以進一步改善所有核能電廠的強韌性，細節如壓力測試國家報告所述。同行審查專家小組參訪台灣期間，原能會針對滿足基本安全功能所需的安全準備，明確作結論指出目前對安全準備的要求已符合現行規定。在此基礎上，並無跡象顯示台灣核能電廠有未符合現行要求的情況。

### **6.2 核能電廠強韌性的評估**

#### **6.2.1 安全餘裕評估所使用的方法**

對喪失電力與喪失熱沉方面而言，一般用來評估安全餘裕所採用的方法是：說明有哪些相關系統可使用以及其多重性與多樣性設備的對應等級。其次，說明這些設備為了防止顯著燃料損毀而需建立各種安全功能所需要之時間。最後，針對燃料或冷卻水之供應，量化說明可獨立支撐的期

限。在同行審查報告提出保守的假定燃料損毀的時間為水位降至有效燃料頂部的時間，台電公司與原能會所進行的分析亦考慮了其他準則，例如沸騰溫度、護套溫度等。

## 6.2.2 安全餘裕與瀕危效應的主要結果

### 電力供應特點：

主要電力供應特點概述如下：台灣核能電廠連接兩組外部電網(345 kV 與 69 kV 電網或 345 kV 與 161 kV 電網)，每組電網各有數條輸電線路。廠內交流電力主要由多重而合格的緊急柴油發電機提供。運轉中廠址亦擁有一台氣冷式柴油發電機可做為兩部機組備用，另 2 台氣冷式氣渦輪機位於較高的高程可提供電力給安全匯流排。當所有固定設置的交流電力均無法使用時，台灣核能電廠可改用電池與各種移動式柴油發電機。

### 喪失外電(LOOP)：

當發生喪失主要與備用電網的情況下，有數道防線可以使用：所有電廠均設置數台水冷式耐震一級緊急柴油發電機。緊急柴油發電機均發生失效的情況下，廠內共用柴油發電機可由手動列置並提供交流電力給任一機組(台灣各電廠各有兩部機組)。除此之外，所有運轉中核能電廠，交流電電力亦可由 2 台氣渦輪機提供。建造中的龍門廠亦規劃設置氣渦輪機。

#### 核一廠：

核一廠每機組配置 2 台耐震一級 3600kW 之緊急柴油發電機，位於聯合廠房內，高程 11.2 公尺(核能電廠地面高程)。水冷式緊急柴油發電機，由聯合廠房冷卻水系統(CSCW)提供冷卻水排到最終熱沉(ESW)。緊要海水系統(ESW)不可用時，運轉緊急柴油發電機產生的熱可由聯合廠房冷卻水系統移至用過燃料池再經由冷卻塔進入大

氣；考量從主要儲存槽到日用儲油槽的燃料運輸設備亦為耐震等級，廠內燃料儲存足以供應連續使用約 17 天。額外燃料儲存於輔助鍋爐燃料儲存槽與氣渦輪機燃料儲存槽。耐震一級共用柴油發電機為 4000 kW 氣冷式發電機位於核能電廠地面高程的另一棟建築物內，燃料儲存可使用約 8 天。最後，2 台非耐震一級 50 MW 氣渦輪機位於高程 22.4 公尺，能供電給安全匯流排，燃料供應充分可連續運轉 30 天。

#### 核二廠：

核二廠每部機組配置 2 台耐震一級 3600 kW(第一區與第二區)與 1 台 2200kW(第三區只供應高壓爐心噴灑系統)水冷式緊急柴油發電機，位於柴油發電機廠房不同角落，高程 12 公尺(核能電廠地面高程)；考量從主要儲存槽到日用儲油槽的燃料運輸設備亦為耐震等級，廠內燃料儲存足以供應連續使用約 7 天。額外燃料儲存於輔助鍋爐燃料儲存槽與氣渦輪機燃料儲存槽。耐震一級氣冷式 3910 kW 共用柴油發電機能提供電力給各機組第一區或第二區，或一號機與二號機的各一區；共用柴油發電機位於核能電廠地面高程的另一棟建築物內，燃料儲存可使用約 7 天。最後，2 台非耐震一級 50 MW 氣渦輪機位於高程 22 公尺，能供電給安全匯流排，燃料供應充分可連續運轉 72 天。

#### 核三廠：

核三廠每部機組配置 2 台耐震一級 7000 kW 水冷式(透過廠用海水系統)緊急柴油發電機，位於不同建築物，高程 15 公尺(核能電廠地面高程)；考量從主要儲存槽到日用儲油槽的燃料運輸設備亦為耐震等級，廠內燃料儲存足以供應連續使用約 7 天。額外燃料儲存於輔助鍋爐燃料儲存槽與氣渦輪機燃料儲存槽。耐震一級氣冷式 7000

kW 共用柴油發電機位於核能電廠地面高程的另一棟建築物內。燃料儲存可使用約 7 天。最後，2 台非耐震一級 50 MW 氣渦輪機位於高程 35 公尺，能供電給安全匯流排，燃料供應充分可連續運轉 14 天。

#### 龍門廠：

龍門廠每部機組配置 3 台耐震一級 7500 kW 緊急柴油發電機，位於反應器廠房不同隔間，高程 12.3 公尺(核能電廠地面高程)；水冷式緊急柴油發電機由反應器廠房冷卻水系統與反應器廠房海水系統提供冷卻；考量從主要儲存槽到日用儲油槽的燃料運輸設備亦為耐震等級，廠內燃料儲存足以供應連續使用約 7 天。額外燃料儲存於輔助鍋爐燃料儲存槽與氣渦輪機燃料儲存槽。耐震一級氣冷式 7800 kW 共用柴油發電機位於核能電廠地面高程的廠房，燃料儲存可使用約 7 天。

依據前述提供的資訊，參訪台灣期間原能會確認，發生喪失外電的情況下，符合歐盟壓力測試規範規定，所有核能電廠均能自行運作至少 72 小時而無外部支援。

#### 電廠全黑(SBO)：

發生喪失所有固定裝置交流電力的情況下，核能電廠有直流電力與移動式廠內交流電柴油發電機作為防備。從鄰近核能電廠、當地消防隊及/或軍隊所能支援之外部設備與人力，需視交通與事故大致狀況而定。

#### 核一廠：

核一廠依靠均為蒸汽帶動的反應器爐心隔離冷卻(RCIC)系統或高壓爐心注水系統(HPCI)，與操作反應器壓力槽容器(RPV)安全釋壓閥(SRV)與相關儀器來因應電廠全黑情境。操作反應器爐心隔離冷卻

的直流電力設計至少達 8 小時，若適當的卸去不必要負載可支撐 24 小時；高壓爐心注水系統相對應的時間亦至少 8 小時。安全釋壓閥的壓縮空氣供應足夠支撐 43.2 小時(將氮氣瓶連接到固定壓縮空氣供應管路之設計變更完成後)。反應器爐心隔離冷卻系統手動操作已成功測試並包含於嚴重事故處理程序之措施。極端情況下所有的設計措施均未成功時，爐心燃料裸露可能在 25.7 小時內發生。

#### 核二廠：

核二廠依靠蒸汽帶動的反應器爐心隔離冷卻系統，與操作安全釋壓閥(SRV)來因應電廠全黑情境。反應器爐心隔離冷卻系統與安全釋壓閥的驅動電池設計至少達 8 小時，若適當的卸去不必要負載可支撐 24 小時。依據台灣國家報告，電池為限制因素，所有其他的支援系統可獨立運作達 24 小時。做為嚴重事故處理手段，反應器爐心隔離冷卻系統可採手動操作而無需任何直流電力。此外，專屬移動式柴油發電機及附屬的整流器可供應直流電給反應器爐心隔離冷卻系統與安全釋壓閥，1 台移動式空氣壓縮機可供應所需空氣給安全釋壓閥。極端情況下所有的設計措施均未成功時，爐心燃料裸露可能在 20.1 小時內發生。

#### 核三廠：

發生電廠全黑的情況下，核三廠將仰賴二次側移除餘熱，亦即，啟動蒸汽產生器的動力釋壓閥(PORV)與使用輔助飼水系統(蒸汽帶動或柴油引擎帶動泵)補水至蒸汽產生器二次側，首先，卸去不必要負載以保存電池電力給緊要設施，此動作必須依據程序書在電廠全黑後 30 分鐘內執行。其後，考慮水源、壓縮空氣與直流電力的可用性，過去發生電廠全黑的經驗顯示，核三廠可以獨立運作達 8 小時。此分析包含明確考慮反應器冷卻水泵(RCP)洩漏流量(參照

NUMARC-87-00)。當喪失所有的直流電力時，可以手動操作輔助飼水系統的蒸汽帶動泵與蒸汽產生器的動力釋壓閥，以做為嚴重事故處理的手段。在極端情況下，如果二次側無法進行餘熱移除時，可能在 2 小時內發生爐心燃料裸露。因應原能會管制命令 JLD-10109，延緩爐心燃料裸露時間的進一步分析與措施正進行評估中。參考歐洲核能安全管制者組織行動計畫(第 3.2.7 項)原能會以管制命令 JLD-101301 要求台電公司對核三廠反應器冷卻水泵軸封洩漏之議題進行處理。

#### 龍門廠：

如同台灣運轉中的沸水式反應器，反應器爐心隔離冷卻系統與安全釋壓閥/自動洩壓系統含必要設備，將用於建造中龍門廠因應電廠全黑的情境。反應器爐心隔離冷卻系統與安全釋壓閥/自動洩壓系統運轉所需直流電力在未卸去負載下可支撐 21 小時，若適當的卸去不必要負載最少可支撐 24 小時。可以手動操作反應器爐心隔離冷卻系統做為嚴重事故處理的手段。極端情況下所有的設計措施均未成功時，爐心燃料裸露可能在 23.1 小時內發生。

綜上所述，台灣所有核能電廠除固定設置的電力供應外，有多種廠內移動式柴油發電機，它們需要運到預定的連接點及/或僅連接到負載。這些柴油發電機可用於電力緊要設備與電池充電以擴增電池壽命。核能電廠廠內有各種處理過的水源可提供補水將餘熱移除。除此之外，所有核能電廠附近高處丘陵(以便重力驅動補水)的生水池亦儲有大量生水，從 37,000 到 107,000 立方公尺，可用作最終手段，生水池耐震必須進一步分析與改善(參見第 6.2.5 節)。

#### 喪失最終熱沉(UHS)：

核一廠與核二廠：

最終熱沉為海水，核一廠透過循環水系統(CW，正常運轉使用，耐震二級)與緊要海水系統(ESW，緊急狀況使用，耐震一級)將熱移至最終熱沉。核二廠透過循環水系統(CW，正常運轉使用，耐震二級)與緊急循環水系統(ECW，緊急狀況使用，耐震一級)將熱移至最終熱沉。核一廠緊要海水系統廠房位於高程 11.2 公尺，即核能電廠地面高程，緊要海水系統有 2 台容量為 100% 緊要海水泵；備用電力來自緊急柴油發電機或共用柴油發電機。核二廠緊急循環水系統廠房已完成水密更新措施，使海嘯防護能力達高程 12 公尺，即核能電廠地面高程。發生喪失最終熱沉的情況下，替代措施為反應器降壓與利用各種可用生水源注水，此情況下必須進行圍阻體排氣並使用大氣做為最終熱沉。

#### 核三廠：

最終熱沉為海水，採廠用海水系統(NSCW，耐震一級)，泵室已進行防海嘯改善，能防水災達 12.9 公尺(核能電廠地面高程為 15 公尺)。發生喪失最終熱沉的情況下，藉由使用汽機帶動或馬達帶動輔助飼水泵注水到蒸汽產生器，可維持二次側餘熱移除能力。蒸汽產生器產生的蒸汽，則經由動力釋放閥排放至大氣(作為最終熱沉)。備用水源為冷凝水儲槽、除礦水儲存槽或生水池。

#### 龍門廠：

最終熱沉為海水，透過循環水系統(CW，正常運轉)與反應器廠房冷卻海水系統(RBSW，緊急狀況，耐震一級)將熱移至最終熱沉。反應器廠房冷卻海水系統有 3 串各 50% 能力，各串配置 2 台泵浦。備用電力由緊急柴油發電機或共用柴油發電機提供。水密性證實達高程 12.3 公尺(核能電廠地面高程)。如同台灣運轉中的沸水式反應器，建造中的龍門廠因應喪失最終熱沉的策略亦是基於反應器洩壓

與利用所有可能水源進行注水。圍阻體排氣也是必要的，大氣做為其最終熱沉。主動排氣途徑之外，亦可能藉濕井排氣做為被動排氣(圍阻體過壓保護系統)，即透過壓力達 6.52 bar 即破裂的爆破盤。

### 電廠全黑且喪失最終熱沉：

依據台灣壓力測試國家報告所提供的資訊，台灣核能電廠的電廠全黑與喪失最終熱沉複合效應可被電廠全黑的後果所涵蓋。實質上，發生電廠全黑的情況下，喪失最終熱沉是肇始事件的直接後果，所以不會讓電廠全黑的後果加劇。

### 用過燃料池：

國家報告分析所有核能電廠的用過燃料池冷卻議題，可能的冷卻方式與可承受喪失冷卻的時間已被確定；設計基準狀況下各核能電廠有多重的可能方法以冷卻用過燃料池。電廠全黑狀況下用過燃料池冷卻的可能方法已於嚴重事故處理程序中全面分析。

#### 核一廠：

喪失外電情況下緊急柴油發電機與共用柴油發電機可供電給用過燃料池冷卻系統(水冷式)以及用過燃料池新增冷卻系統(冷卻塔氣冷式)以確保冷卻功能，但緊要電源不供電給補水系統。發生電廠全黑的情況下，燃料池喪失所有的冷卻與補水系統；核能電廠必須採取適用於此情況之嚴重事故處理措施(例如，消防水系統使用生水之準備措施，或移動式柴油發電機直接連接到馬達控制中心以提供電力給用過燃料池新增冷卻系統等)。當所有的措施失效，且若爐心燃料全數移出到用過燃料池中，則約 9.4 小時池水將沸騰，且 76.8 小時池水將降到有效燃料束頂部。

#### 核二廠：

用過燃料池緊急冷卻系統由安全相關電力系統的緊急柴油發電機與共用柴油發電機提供電力。發生電廠全黑的情況下，燃料池喪失所有的冷卻與補水系統；核能電廠必須採取適用於此情況之嚴重事故處理措施。在最不利狀況下，在典型停機的第 10 天時若爐心燃料全數移出到用過燃料池中，則約 8 小時池水將沸騰，且 69 小時池水將降到有效燃料束頂部。

#### 核三廠：

喪失外電情況下緊急柴油發電機與共用柴油發電機供電給用過燃料池冷卻系統(每機組兩串，各串達 100%能力)。發生電廠全黑的情況下，燃料池喪失所有的冷卻與補水系統；核能電廠必須採取適用於此情況之嚴重事故處理措施。在台灣壓力測試國家報告所認定的最不利狀況下，約 10.3 小時池水將沸騰，且 83 小時池水將降到有效燃料束頂部。

#### 龍門廠：

喪失外電情況下，由於燃料池冷卻與淨化系統(FPCU，元件多為耐震一級)沒有連接安全相關匯流排，無電力可供使用，因此燃料池冷卻與補水將由餘熱移除系統之燃料池冷卻模式提供，並以緊急柴油發電機與共用柴油發電機為其備用電力。發生電廠全黑的情況下，燃料池喪失所有的冷卻與補水系統；核能電廠必須採取適用於此情況之嚴重事故處理措施。在台灣國家報告所認定的最不利狀況下，約 9.5 小時池水將沸騰，且 91 小時池水將降到有效燃料束頂部。

總結，依據 NEI 06-12 的建議，所有運轉中核能電廠已新增設備(包含噴灑)以便能夠從外部注水到用過燃料池，而無需進入用過燃料池廠房。依據 NEI 06-12(B.5.b)之要求，噴灑可提供 200 gpm 流量而注水

可提供 500 gpm 流量給用過燃料池。龍門廠已採購所需設備將於燃料裝填前完成設置。用過燃料池溫度與水位量測，核一廠與龍門廠由安全相關電池提供電力，核二廠與核三廠則由非安全相關電池提供電力。

發生喪失最終熱沉的情況下，以及電廠全黑複合發生喪失最終熱沉，台灣所有核能電廠瀕危效應時間已證實大致與電廠全黑情境相同。沸騰前的時間取決於核能電廠類別與運轉模式，在爐心燃料全數移出到用過燃料池的最不利狀況下，從 8 到 10.3 小時不等；相對應的，燃料裸露時間從 69 小時到 91 小時不等。

### 6.2.3 強有力的安全特色與過程中認定須改善安全的地方

台灣核能電廠值得一提的強項特點包括：廠內可用多種與多樣的設備因應喪失電力與特別是電廠全黑，核能電廠設置額外的移動式設備並納入程序中。在執行不同措施時，亦已考慮可用的時間與所須的人員。

大量可用的生水以及能藉由重力注水的可能性，在相關設備已成功證實及/或改善有充分耐受地震之能力，亦可視為正面措施。

對爐心與圍阻體冷卻至關重要設備的水災防護措施是一項議題，台電公司與原能會對此正在採行後續行動並已確立改善的目標。

### 6.2.4 增加強韌性的可能措施

台電公司制定一系列措施以期增加核能電廠的強韌性。其中，在此列出對改善核能電廠安全預期能有所貢獻之重要項目：

- 強化緊急直流電的電力。
- 強化緊要電力設備房間防火門的水密能力。
- 改善山上生水池耐震能力。
- 龍門廠設置氣渦輪機於隔震建築物內。

- 核一廠、核二廠、與核三廠既有的氣冷式緊急柴油發電機加強水密性。
- 提升核一廠用過燃料池新增冷卻系統的冷卻塔與相關管路為耐震一級。

原能會已針對所有預定措施的一致性與可行性完成評估，最後並發布整套有約束力的要求給台電公司(亦參見第 6.2.5 節)。原能會對台電公司所採取的措施進行追蹤查證；並提供執行概況給同行審查專家小組(參見第 8 章)。

#### **6.2.5 電廠經營者已決定或已執行及/或管制機關已要求並列入追蹤的措施 (包含後續研究)**

福島事故後果的台灣核能電廠因應措施，有多項已決定或已執行完成。特別是，原能會已要求台電公司執行美國核管會在 2011 年 10 月公布的近期專案小組報告第一階段優先建議。這些措施係根據 2001 年美國核管會因應 911 恐怖攻擊對策(B.5.b 電廠全黑與進一步減緩事故)，且亦由原能會採用。特別是，參考近期專案小組報告建議事項 4.1，原能會已要求台電公司就台灣核能電廠特定的議題，延長電廠全黑因應時間至少到 24 小時。

關於電廠全黑與喪失最終熱沉，原能會提出數項措施要求台電公司進行處理：

- 同一廠址多機組同時受到事故影響的後果應該加以更詳細分析。
- 更詳細評估停機狀況，特別是壓水式反應器半水位運轉的情況。
- 極端外來事件可能造成電廠全黑與完全喪失最終熱沉，在此情境下，用過燃料池所受到的衝擊必須加以更詳細評估。
- 目前每座運轉中的核能機組配置 2 台緊急柴油發電機。如果 1 部機組處於正常運轉狀態，而另 1 部機組處於停機狀態且 1 台緊急柴油

發電機正在檢修，則根據新管制要求，共用之緊急柴油發電機將被分配給後者。該管制要求乃源自於 2011 年 4 月 7 日日本東通核能電廠發生全黑事故的經驗回饋。因此，共用緊急柴油發電機作為正常運轉機組備援的能力受到限制。台電公司應擬定措施，設法解決這個議題。

- 對全黑事故而言，建置設備、程序和必要訓練，針對反應器和用過燃料池的冷卻和反應器冷卻水系統和一次圍阻體完整性的需求，在“長期喪失所有的交流電”情境發生時，實施 72 小時因應時間的強化措施。針對系統功能範圍而言，支持 72 小時延長因應時間的系統，其設計應涵蓋支持至少 24 小時因應時間的系統的相同功能範圍，但可以根據實際狀況進行分析評估，分析時考量運轉員使用手提式或永久安裝設備的合理操作。
- 要求台電公司核電廠進行有關增設 1 台氣冷式柴油發電機之評估。
- 要求台電公司核電廠進行有關增設替代熱沉之評估，例如，由地下井提供冷卻水。
- 要求台電公司核三廠考量在電廠全黑情況下，反應器冷卻水泵軸封冷卻水流失事故之議題，增加核能電廠強韌性。
- 參考日本緊急狀態之管理與要求，要求台電公司強化外電系統增加其可靠性。
- 針對廠區全黑的議題，依據美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4，要求台電公司強化所有運轉中與興建中之電廠全黑減緩能力，以因應設計基準事故及超越設計基準之廠外事故。
- 要求台電公司應該針對非傳統的事故因應措施進行有系統的審查，聚焦於相關情況下，核電廠設備的可用性及操作之適切性。非傳統事故因應措施的可操作性，應在技術數據的基礎上進行合理性評

估。儲放移動式設備的設施應該加以評估與補強，存放在安全可靠的位置，即使在事故(顯著)超過設計基準事故而造成全面破壞時，仍然安全運作。

- 在嚴格有系統的審查和深入徹底的事務分析基礎下，執行斷然處置的評估。
- 斷然處置中氫氣和圍阻體的壓力控制策略，應考慮到各種事故情境。
- 要求台電公司對增設移動式熱交換器以便從圍阻體和/或反應器中移除熱量之議題進行可行性研究。

### 6.3 同行審查對此特定領域的結論與建議

國家報告指出台電公司對於喪失電力與喪失最終熱沉以及二者同時發生已進行廣泛的分析與評估。因應福島事故，台電公司依據相關程序與參照 WANO 2011-2 重大運轉經驗報告的建議，對所有運轉中核能電廠進行多項履勘與檢查。根據評估台電公司業主報告及佐證文件、技術會議及現場查證視察與稽查，原能會確認衍生之行動計畫是適當的。

針對喪失電力，台灣核能電廠有多層防線(緊急柴油發電機、共用柴油發電機、電池、提供電力給緊要設備與電池充電的移動式發電機、氣渦輪機)。

喪失最終熱沉的防備係基於憑藉嚴重事故處理措施將大氣作為最終熱沉。同行審查專家小組注意到，福島事故後，某些歐洲國家已更新改善具耐震與抗水災能力的替代最終熱沉，亦建議台灣核能電廠加以考慮此選項。事實上，原能會已經要求台電公司研究增設替代最終熱沉，例如，以地下水井的形式。

依據國家報告與業主報告，水災的瀕危效應接近於核能電廠設計基準水災。由於機率式水災危害評估仍進行中，且考量分析的不確定性，必須

設想防護設施以改善瀕危效應的餘裕。基於此目的，必須假設核能電廠的廠址會遭遇超越現行設計基準的水災；為了改善前述瀕危效應的餘裕(核一廠 11.2 公尺；核二廠 12.3 公尺；核三廠 15 公尺；龍門廠 12.3 公尺)，因此，同行審查專家小組建議考慮確保緊要設備在較高水災高程(超越現行設計基準)的可操作性。此議題部份於原能會發布給台電公司的管制命令 JLD-10104 與 JLD-10118 中處理，須強化廠房水密性(或建造海嘯牆或防波堤)較現行執照基準高程再高出 6 公尺與緊要電力設備房間防火門的水密性(參見第 5.2.3 節相應的建議)。

替代的，同行審查專家小組建議各核能電廠應考慮額外緊急設備。此設備必須滿足各核能電廠所有外部危害的要求，且能承受超越目前設計基準的海嘯與溯上高度，並在極端海嘯災害後提供必要的電力與冷卻水使核能電廠維持長期安全狀態<sup>24</sup>。

台電公司已在所有運轉中電廠增設移動式空氣壓縮機。此外，同行審查專家小組提出考量對沸水式反應器更進一步改善反應爐洩壓措施，例如，採行多樣性改善措施以確保反應器壓力槽持續降壓。

同行審查專家小組認為，在電廠全黑狀況下，恢復用過燃料池冷卻與補水的時間，已經是以“天”為計算單位(假設燃料池結構維持完整，至燃料露出水面的時間)。儘管如此，在新危害的假設條件下，當完全喪失交流電力的情況發生時，同行審查專家小組仍建議考量確保燃料池溫度與水位量測為可用規定之適切性。事實上，原能會已經要求台電公司參照近期專案小組報告的建議，追蹤此議題。

---

<sup>24</sup>基本上，參考模式可考量諸如在法國福島後強化的安全核心觀念或全面性方案，採用已在許多歐洲國家(德國、荷蘭等)長期實施受碉堡保護之特殊緊急安全系統。

## 7 核能電廠對於嚴重事故處理的評估

### 7.1 核能電廠現況說明

目前台灣有 4 個廠址各有 2 部機組。其中核一廠、核二廠、與核三廠運轉中，龍門廠仍興建中且政府尚未決定是否繼續或停止進行該計畫。各核能電廠詳細位置、功率、初次臨界與基本設計特點參見第 1.3 節。在幾乎 30 年的運轉期間，機組曾受益於不同的安全審查與改善、提升、與現代化等，包含要求台電公司提送 3 座運轉中核能電廠的 10 年定期安全評估報告與審查。

#### 7.1.1 安全評估與管制監督的管制基準(國內規定、國際標準、其他國家既有的執照基準)

由於美國奇異公司與西屋公司是主要核能電廠供應商，因此台灣的管制基準(嚴重事故處理相關的管制基準亦同)，一般而言，幾乎完全仰賴適用的美國核管會技術標準與法規。由於歷史因素以及這些要求的深入性，美國核管會標準與法規仍適用於台灣。美國核管會所要求的電廠延役規定曾經使用(美國核管會執照更新法令 10 CFR 54 與執照更新申請標準審查規範 NUREG-1800)。台電公司於 2009 年 7 月提送核一廠執照更新申請。原能會於 2009 年 9 月開始技術審查，原定 2 年內完成審查程序，審查作業在 2010 年 12 月因台電公司提出中幅度功率提昇(SPU)計畫，可能改變現行執照基準而暫停審查作業。福島事故後，2011 年 10 月政府宣佈新的能源政策，所有運轉中核能電廠將不再延役，除非有新的發展需要重新檢視當前的能源政策。因此審查作業暫停迄今。

台灣核安法令相當簡潔，且主要依據美國核管會 10 CFR 法令以及附屬命令與法規。因應福島事故，原能會依據壓力測試結果與參考其他國家採取的措施發布決策，原能會發布明確命令要求台灣所有核能電廠執行強

化措施，這些要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司。同時，台電公司得提出替代方案送原能會核可。

除了原能會核能管制處發布的 24 項管制命令外，核能技術處亦發布 5 項管制命令(參見第 4.5.2 節)。其中包含要求在每座核能電廠增設 1 台耐震等級氣冷式柴油發電機，以處理電力系統深度防禦之特定議題；要求參照歐洲核能安全管制者組織行動計畫之建議設置替代最終熱沉。依據美國核管會因應 911 恐怖攻擊對策(B.5.b)，要求於廠區或鄰近廠區備妥因應極端外部事件的設備。此外，台電公司須依據美國機械工程師學會(ASME)機率式安全度評估標準完成整體機率式安全度評估分析模型。

### 7.1.2 應用於此特定領域的主要規定

關於嚴重事故處理，原能會向台電公司發布下列主要規定：

- 將新增設備與操作方法納入程序書或指引。
- 在新增的程序書與指引納入緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引後，重新評估其可行性。
- 確認嚴重事故處理指引適用於雙機組事故，並視需要將嚴重事故處理指引精進為程序書。
- 強化電廠處理設計基準及超越設計基準廠外事件引發電廠全黑事故的救援能力。
- 依照美國核管會近期專案小組報告改善緊急應變的人力配置與通訊能力。
- 明確定義斷然處置程序書及其執行時機、執行斷然處置程序書的後續因應策略與監控策略，包含放射性物質釋出監控、現有系統及設備備援能力等。
- 評估各核能電廠能夠獨自因應各種嚴重事故、超出設計基準事故、複合式事件引起之事故的時間。

- 確認直流電力容量足以供應主控制室、技術支援中心、備用技術支援中心等儀控系統，在電廠全黑事故下掌握機組狀況；釐清此狀況下相關人員的職責、關係與工作。
- 強化技術支援中心的耐震能力及增加主控制室、技術支援中心、備用技術支援中心其內部設備之強韌性。
- 檢討主控制室人員配置於因應雙機組事故的適切性。
- 將斷然處置程序指引整合於緊急運轉程序書、嚴重事故處理指引、與大範圍廠區受損救援指引。
- 依照美國核管會近期專案小組報告強化用過燃料池儀器。
- 參照歐洲核能安全管制者組織行動計畫之建議設置替代最終熱沉。
- 執行美國核管會因應 911 恐怖攻擊對策(B.5.b)
- 於廠區或鄰近廠區的地方備妥因應極端外部事件的設備。
- 在 Mark-I 型與進步型沸水反應器圍阻體設置可靠且強固的排氣系統；依建議要求所有不同設計的圍阻體設置過濾排氣系統。
- 強化台電公司發展中的斷然處置程序指引，並與緊急運轉程序書、嚴重事故處理指引與大範圍廠區受損救援指引做整合。
- 參照歐洲核能安全管制者組織行動計畫之建議，安裝被動式自催化氫氣再結合器避免氫氣爆炸。
- 依據美國核管會近期專案小組報告，要求台電公司處理與緊急應變有關之人員、通訊議題。
- 提供緊急時執行決策者，如值班經理、電廠廠長等適當訓練與考核。

參考美國核管會近期專案小組報告建議事項 5.1，原能會建議台電公司：

- 對核一廠 Mark-I 型可靠且強固的排氣系統增設過濾器，及所有不同設計的圍阻體設置過濾排氣系統。
- 整合緊急運轉程序書、嚴重事故處理指引、與大範圍廠區受損救援指引，並具體清楚說明其執行之命令與控制策略。

如前所述，除了原能會核能管制處發布的管制命令外，原能會核能技術處亦發布 5 項管制命令。依據美國核管會近期專案小組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、通訊議題。強化現有非耐震一級用於緊急應變之技術支援中心之結構，以處理核電廠特定之地震議題；參照日本已實施之實務及國際原子能總署提供之建議，要求台電公司考量興建隔震之技術支援中心建物。

此外，參照美國核管會 B.5.b 要求大範圍廠區受損救援指引涵蓋應用於用過燃料池策略以及反應器與圍阻體策略。

### **7.1.3 管制要求、安全評估與管制監督的技術背景(定論式分析法、機率式安全度評估、運轉經驗回饋)**

如前所述，台灣的管制要求與安全評估係依據適用的美國核管會技術標準、法規與導則。嚴重事故處理指引係採用供應商(奇異公司/西屋公司)提供的通用型指引。同行審查專家小組參訪台灣期間，經研討確認嚴重事故處理指引與國際沸水式核能電廠業主組織(BWROG)的緊急程序指引/嚴重事故指引(EPG/SAG)，還有壓水式核能電廠業主組織(PWROG)的嚴重事故處理指引一致，並額外增加福島事故後的原能會管制命令內容。

此外，國家報告提及台電公司必須依據美國機械工程師學會的機率式安全度評估標準，完成整體機率式安全度評估分析模型。機率式安全度評估模型已發展 1 階至 3 階模型與早期輻射大量外釋發生率(LERFs)的評估，目前台電公司完成分析部份修改對機率式安全度評估模型的影響(另亦包括早期輻射大量外釋發生率評估)。

#### **7.1.4 定期安全評估(定期及/或近期的評估)**

台灣核能電廠大致參照適用的美國核管會標準與法規。然而，台灣法規要求的 10 年定期安全評估，並不同於美國法律與法規。所有運轉中的核能電廠迄今已完成 3 次評估。

原能會指出所有運轉中核能電廠自 1990 年代以來已完成 2 階機率式安全度評估模式；建造中的龍門廠亦於 2007 年完成 2 階機率式安全度評估。此外，台電公司必須依據美國機械工程師學會的機率式安全度評估標準，完成整體機率式安全度評估分析模型。風險告知應用係採用機率式安全度評估模式計算爐心熔損發生率與早期輻射大量外釋發生率的方法，台電公司須每 3 年提出資料更新的結果。台電公司將參照機率式安全度評估標準，以建立、更新與維護機率式安全度評估模式。

所有核能電廠均有模組化事故分析程式(MAAP)模型以模擬嚴重事故現象，並持續致力更新嚴重事故處理指引以符合業主組織指引的規定。

#### **7.1.5 核能電廠對於現行規定的符合性(國內規定)**

原能會確認嚴重事故處理指引已完成初始驗證，並依據主要反應器供應商的通用型指引定期更新。

### **7.2 核能電廠強韌性的評估**

#### **7.2.1 目前組織、運轉與設計規定的充足性**

##### **7.2.1.1 業主嚴重事故處理的組織與規劃**

嚴重事故處理已建立相關組織，包含來自國家的核能緊急應變組織與台電總公司成立的緊急應變組織之支援。

發生緊急情況時，事故應變組織架構包含嚴重事故處理小組(AMT)、廠內與廠外技術支援中心(TSC)、主控制室(MCR)、緊急民眾資訊中心(EPIC)、與保健物理中心(HPC)人員。發生嚴重核子事故時，由緊急運轉程序書(EOP)移轉到嚴重事故處理指引(SAMG)，決策責任則由主控制室移轉到技術支援中心。運轉支援中心(OSC)設在電廠內，布署嚴重事故處理小組，並執行技術支援中心指示的救援措施。

為了因應類似福島事故之複合式災害及多機組嚴重事故，各電廠已複製技術支援中心與各嚴重事故處理小組的人力。

電廠外的核子事故緊急應變組織(ERO)含有緊急運轉設施(EOF)在發生廠址或一般緊急情況啟動。台電公司緊急應變計畫執行委員會(NEPEC)負責統整廠外技術支援。政府的中央災害應變中心(CDRC)負責統一調度廠外的救援資源。

發生嚴重事故時，廠內的緊急控制大隊(ECT)將立即研判事故所屬種類及影響程度，依照技術專長完成人力佈署以利執行相關程序。同時，緊急控制大隊依規定向緊急應變計畫執行委員會報告事故之演變，緊急應變計畫執行委員會將儘速支援發生事故之電廠。如果廠外支援的需求提升，集結於緊急應變計畫執行委員會的所有外部資源將送到中央災害應變中心與前進指揮所，所有資源及物料將由中央災害應變中心統籌分配與運用。來自於內政部消防署、警政署、國軍、其他政府部門與其他國家的救援資源都由中央災害應變中心調派。

核子事故的緊急整備與應變，分為國家、地方、與核能電廠層級。福島事故後，各核能電廠已與軍方、當地醫院與當地警察局簽訂合作協議書，在發生核子事故時提供支援。

事故狀況時，主控制室自動隔離且啟動淨化系統以維持適居性。主控制室系統屬重覆性、安全相關、耐震等級，其電力來自於一個獨立的安全

電力匯流排，亦配置呼吸防護設備與壓縮空氣槽。發生撤離主控制室的情況下，核能電廠內有遙控停機盤，具備充分控制與監測能力，使用一套特殊運轉程序以便使核能電廠安全停機到冷停機狀態。此外技術支援中心與運轉支援中心亦已建造、裝備、與組織，以便能長時間維持適居性。

核能電廠內部、與各電廠間、與緊急運轉設施及其他外部緊急應變組織間，有多種不同與重覆通訊措施(衛星電話、內部與外部電話、核能電廠高聲電話等)，備有各種不同的不斷電系統，保持通訊持續可用。極端情況下，所有通訊中斷，仍可使用衛星電話。

#### 7.2.1.2 嚴重事故處理程序與導則(全功率、低功率與停機狀態)

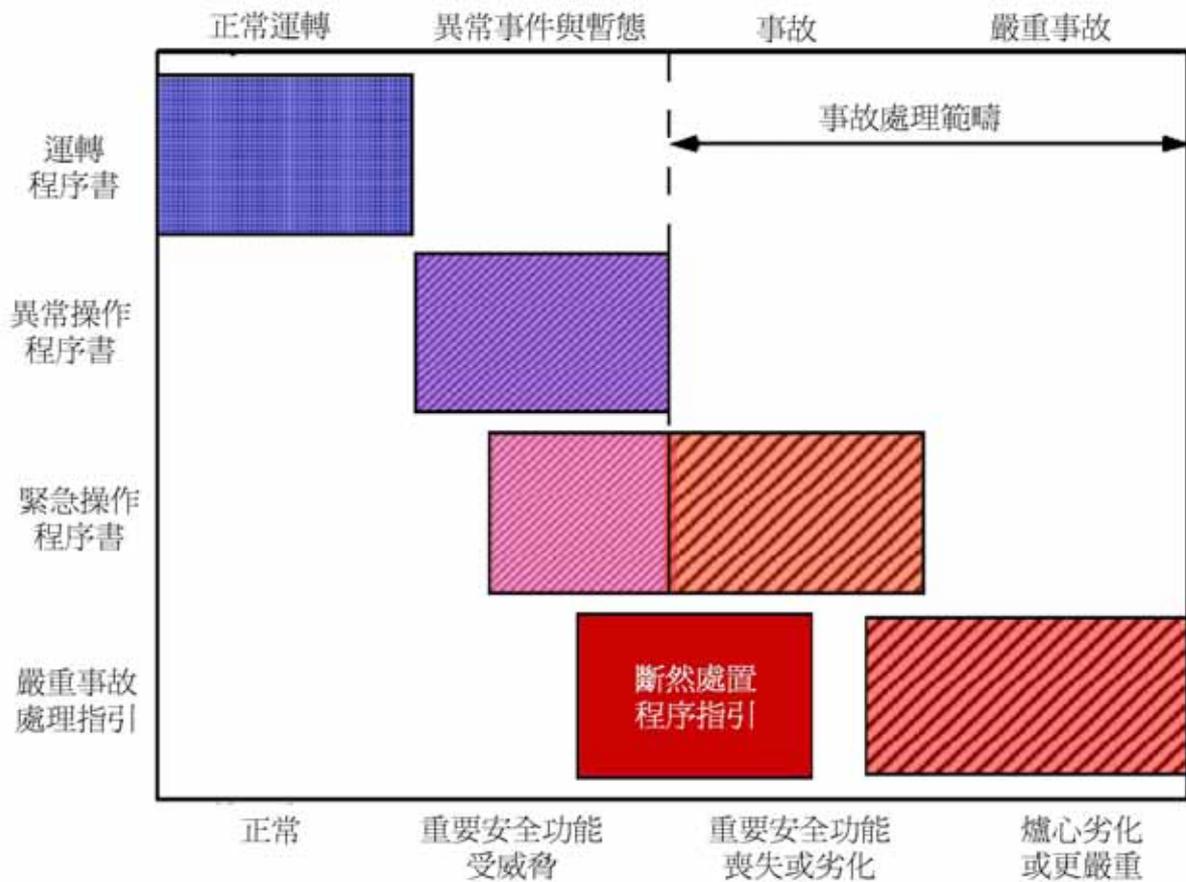
台灣核能電廠已完成緊急應變計畫並已建立徵兆導向的緊急運轉程序書。若觀察到爐心熔損，則由緊急運轉程序書轉移到嚴重事故處理指引。嚴重事故處理指引聚焦於維持圍阻體分裂產物障蔽功能，以及停止爐心熔損的進展。嚴重事故處理指引的擬定係依據反應器供應商的通用型指引建立並使用既有的設備。福島事故後，已有多項改善執行完成或進行中，例如，核一廠建造海嘯牆、核二廠採購更多消防水槽車、核三廠強化水災防護能力與強化蒸汽產生器後備補水能力、龍門廠既有的移動式災害救援設備儲存於不易受到災損的地方。各核能電廠有個廠特定嚴重事故處理指引，並須經緊急演練加以驗證。

大致上，所有的程序與指引，例如，標準作業程序書、異常運轉程序書、緊急運轉程序書、與斷然處置程序指引，都適用於台灣核能電廠的所有運轉狀態(全功率、低功率、停機、填換燃料大修)，但是有某些程序書適用於特定的核能電廠狀態。例如，200 系列程序書適用於反應器啟動到全功率運轉之間的範疇，核三廠的緊急運轉程序書 570.15 亦說明停機狀態喪失冷卻水事件的程序。實際上，美國嚴重事故處理指引原本發展用於全

功率狀態，現在，業主組織亦將發展適於低功率或停機狀態之嚴重事故處理指引。

核能電廠有 4 種運轉狀態，包含正常運轉、異常事件/暫態、事故、與嚴重事故。參訪核三廠期間，台電公司向同行審查專家小組解釋斷然處置程序指引的相關概念與一些例子。

福島事故後，台電公司已撰擬完成核能電廠個廠斷然處置程序指引。斷然處置程序指引與緊急運轉程序書/嚴重事故處理指引的介面關係如下圖所示。



### 7.2.1.3 嚴重事故處理硬體規定

所有已設置或將設置的硬體規定詳細說明於第 4.5.2 節。

核二廠與核三廠有相對較大的圍阻體與附屬系統，圍阻體功能取決於：圍阻體隔離系統、圍阻體噴灑系統、圍阻體空氣循環與冷卻系統、與

可燃氣體控制系統。核一廠 Mark I 型圍阻體運轉時，同時注入氫氣於空氣中以防止氫氣爆燃。

#### 核一廠：

核一廠各種用於嚴重事故的現有設備分為兩大類，一為已建立(固定的裝置，用於正常運轉或緊急狀況)；第二種為支援緊急狀況之設備(通常用於緊急狀況，包含固定、非固定、或部分具有機動性者)。

用於正常運轉或緊急狀況的重要設備包含反應器壓力槽/一次圍阻體注水、一次圍阻體排氣、反應度控制系統(強震自動急停系統、控制棒替代插入系統、控制棒與備用硼液控制系統)、反應器壓力槽壓力控制(安全釋壓閥/自動洩壓系統)、一次圍阻體氫氣控制(氫氣偵測系統、抑壓池排氣系統、乾井排氣系統、一次圍阻體空氣/氫氣沖放系統、氫氣再結合器、乾井噴灑系統、抑壓池噴灑系統)或二次圍阻體控制系統/放射性物質釋放控制(備用氣體處理系統與空調通風系統)。支援系統包含緊急電源、緊急柴油發電機、氣冷式第 5 台柴油發電機、氣渦輪發電機、熱移除系統(熱沉)、冷卻水系統、緊要海水系統、與用過燃料池冷卻水系統等。上述設備均依核一廠品保制度定期測試、保養，並由電腦化維護管理系統(MMCS)進行管控。

其他緊急設備(通常用於緊急狀況，含固定、非固定、部分具有機動性者)，包含嚴重事故處理小組作業場所軟體、事故處理所須參數的指示儀表(包括緊急應變設施及盤面儀表)、爐心注生水設備(包括生水池、相關管路及盲板)、緊急運轉程序書連鎖需跨接或拆除的接點部分、查驗跨接線數量、位置、移動式空氣壓縮機(緊急柴油發電機備用起動空氣)、技術支援中心/運轉支援中心柴油發電機、消防(含水源、二氧化碳存量、發電機、消防泵、取水泵、消防車等)。上述緊急設備

依照其主動式與被動式特性，定期進行測試或檢視/現場履勘，以確認設備可用性並可發揮功能。

核一廠已完成事故處理相關重要設備之所在位置、耐震等級、動力來源及目前維護措施的查證，包括：反應爐注水、反應度控制、氫氣控制、圍阻體排氣、反應爐排氣及壓力控制、用過燃料池緊急補水、緊要海水系統及火災防護等設備。

核一廠已增購大量移動式設備(12 台 480V 移動式柴油發電機、1 台 4.16 kV 電源車、2 台移動式柴油空壓機、3 台小型移動式空壓機、及 8 台移動式大型消防泵等)。針對電廠發生超出設計基準事故時，機組可能喪失廠內/外交流電源或反應爐注水功能的風險，核一廠已建立斷然處置程序指引，包括各種因應方案(如後備動力、水源、氣源、注水途徑、圍阻體壓力控制、氫氣控制等)，動員所有可能之人力及物力，最短時間內將所有可資運用的水源列置完成，經判斷短時間無法恢復設計基準之注水與冷卻功能，立即將可用後備水源注入反應爐，確保燃料被水覆蓋，防止燃料受損及放射性物質外釋。

#### 核二廠：

福島事故後，核二廠立即遵照 WANO SOER 2011-2 的所有建議事項進行查證與因應。核二廠查驗現行規劃之減緩嚴重事故處理程序所需設備及儀器的功能性及可用性，範圍包括嚴重事故處理指引、緊急運轉程序書與用過燃料池冷卻。查驗結果顯示反應爐補水、反應爐排氣及壓力控制、反應度控制、氫氣控制、圍阻體排氣、用過燃料池緊急補水、緊急電源、緊急循環水系統、事故處理所需儀表(包括緊急應變設施及盤面儀表)等功能性正常。運轉規範內之系統的可用性，採用測試或檢視方式驗證，其他非日常例行檢查設備之主動元件則採用測

試方式驗證，未列入定期檢查其他設備的被動元件，則以檢視與現場履勘方式驗證。

福島事故後，於 2011 年 4 月 30 日已完成全面清查，現行規劃之減緩嚴重事故處理策略所需設備與儀器的可用性與功能性已經過查驗，查驗結果指出消防水庫車超過使用年限，但功能測試正常。核二廠已於檢討後增購數台消防水庫車。上述設備清查後，均已依品保制度納入核二廠定期測試與預防保養項目，維持各項救援設備的可用性與功能性。

核二廠已建立個廠斷然處置程序指引，藉由各種替代注水路徑、電源供應及水源的配置，在短時間內建立替代爐心注水路徑。若判斷預期在短時間無法恢復原有的注水與冷卻功能，立即以替代注水路徑將水源注入反應爐，確保燃料被水覆蓋，防止燃料受損。

### 核三廠：

如果核三廠發生嚴重核子事故，則緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引將立即啟動。如果用過燃料池發生冷卻異常的狀況，將依照“用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復策略”程序確保用過燃料被冷卻水淹蓋。核三廠已清查減緩嚴重事故的相關程序書與設備，並分為兩大類，一為安全等級設備與系統(固定裝置於電廠內，用於正常運轉或緊急狀況)，第二種為支援緊急狀況之設備(固定、移動式，通常是緊急狀況時使用)。

安全等級設備/系統包含反應器冷卻水系統/圍阻體注水、蒸汽產生器補水與蒸汽排放、圍阻體冷卻系統、圍阻體氫氣分析儀、氫氣再結合系統、圍阻體低容積排放系統。支援系統包含緊急柴油發電機(EDG-A 台、EDG-B 台與第 5 台柴油發電機)與氣渦輪發電機、餘熱移除、廠

用海水系統、用過燃料池冷卻系統與用過燃料池補水系統。所有的這些設備/系統均依核三廠品保制度的程序書定期測試、保養。

其他設備用於緊急狀況支援者，包含，嚴重事故處理小組作業場所的硬體設備、參數指示儀表(包含緊急應變設施與儀表)、硼酸備料、緊急狀態以生水進行爐心補水的系統與設備(包括生水池、相關管路及盲板)。

但是，如果發生地震/海嘯/水災之複合式災害，導致電廠長期喪失交流電/直流電的電源及最終熱沉，則上述減緩事故後果之系統/設備可能無法發揮其功能。

福島事故後，核三廠執行完成數項改善措施。某些已於 2011 年完成，例如建立斷然處置程序指引、改善廠用海水泵室防海嘯設計、於廠用海水取水池加設格柵頂蓋，防止海嘯時大型雜物自取水池頂部侵入取水池而影響取水、分機組/分串加裝廠用海水取水泵室馬達區的水密門與擋水牆、加裝防水擋板、增加廠房排洪能力、安裝 20 台抽(沉)水泵，另增購 30 台柴油引擎抽水泵，提高廠房淹水後排水能力。

此外，核三廠已建立一操作程序，可以在沒有直流電的電力下，監視電廠重要參數，或操作汽機帶動輔助飼水泵(TDAFWP)、開啟動力釋壓閥。

核三廠原有事故救援的移動式設備，僅有提供技術支援中心的移動式柴油發電機與消防車。為因應類似福島事故的災害，核三廠建立斷然處置程序指引，使用移動式電源、氣源、水源執行事故緩和策略。各項策略執行步驟、設備安裝/儲存位置、所需人力及列置時間詳述於斷然處置程序指引中，所有準備工作可以在預定時間內完成。

核三廠斷然處置程序指引中，有數項策略使用現有之移動式設備：將消防水(生水)注水到蒸汽產生器、集水池排水泵操作、480V 移動式

柴油發電機引接、移動式空壓機/氮氣瓶供給圍阻體排氣閥、用過燃料池補水/噴灑、機動性水源補充冷凝水儲存槽(CST)、機動性水源補充燃料更換用水儲存槽(RWST)、4.16kV 電源車引接、緊急進水口垃圾清運。

若反應器壓力槽破損，反應器爐穴淹灌被規劃為避免熔融爐心與混凝土交互作用之措施；為了在反應器壓力槽失效前防範熔融爐渣並保護爐穴地板，將反應器爐穴與圍阻體集水池連接使能淹灌爐穴的變更；亦可藉由其他系統，例如，圍阻體噴灑系統、燃料裝填儲水槽(RWST)重力注水、與反應器冷卻水泵透過消防管路等將水注入圍阻體。為避免潛在的重新臨界，優先使用硼酸水以及經由燃料裝填儲水槽與 2 個硼酸槽進行注水。

#### 龍門廠：

龍門電廠主要安全系統皆為耐震一級設計，並建置在高程海平面 12 公尺以上。有鑑於日本福島事故，龍門廠已進行電廠核能安全防護總體檢，除了既有因應意外狀況的移動式救災設備，並進一步擴充規畫之移動式設備。前述相關設施/設備已存放於廠內不易受災害損害的場所，當發生超出基準事故時，可以由電廠人員迅速列置作緊急救援。

當遭遇超越設計基準事件時，如喪失廠內與廠外交流電力或反應器補水，龍門廠已建立斷然處置程序指引，包含各種替代注水路徑、電力及水源等，動員所有可能之人力及物力，於最短時間內將所有可資運用的水源列置完成。若運轉人員判斷短時間無法恢復設計基準之注水與冷卻功能，立即將可用後備水源注入反應爐，確保燃料被水覆蓋，防止燃料受損。。

當核能電廠遭遇超越設計基準事故，機組可能喪失反應器廠房海水系統或反應器廠房冷卻水系統與所有的廠外(廠內)交流電力；由於這些設備的失效，反應爐將喪失補水，若衰變熱無法移除，則用過燃料池水位將下降。

每台緊急柴油發電機有足夠的燃料可滿載持續運轉 5 小時(由每台緊急柴油發電機的日用儲存槽供應、另有專屬的地下油槽(可耐設計基準地震))。3 台緊急柴油發電機在使用廠內儲存槽補充燃料後，可持續運轉達 7 天。至於移動式柴油發電機，核能電廠能維持廠內燃料供應使嚴重事故處理運轉至少達 3 天。一整套移動式緊要設備用來處理嚴重事故者(即嚴重事故處理設備)，依據緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引策略存放於電廠內。嚴重事故處理設備應置於能避免嚴重狀況(地震、水災、火災等)損害的地點。

可燃氣體控制系統可減少圍阻體內氫氣濃度，該系統包括 2 台相同的電動氫氣再結合器以及在嚴重事故狀況時已鈍化之圍阻體。

若反應器壓力槽毀損，反應器爐穴淹灌被認定為一種方法，用以冷卻爐心熔渣以及避免爐心熔渣與混凝土的進一步交互作用。反應器壓力槽毀損時，為了保護爐穴底板防止爐心熔渣將其損毀，設計包含高溫時打開連通抑壓池與乾井之間的閘門；另外，也可經由其他系統例如圍阻體噴灑系統，將水注入圍阻體。

#### **7.2.1.4 用過燃料池嚴重事故處理**

所有核能電廠為確保防止放射性物質從用過燃料池釋出，必須維持充分的冷卻水存量並規定有可靠的餘熱移除設備。

當發生用過燃料喪失冷卻功能的情況下，在有效燃料頂部上方的 10 英尺覆蓋水位，被認為可以提供適當的輻射屏蔽。一個配置一台 480V 移動式發電機的新增用過燃料池冷卻系統，在某些核能電廠(如核一廠)中，

可用來恢復用過燃料池冷卻功能或利用不同水源進行補水。當人員無法靠近用過燃料池樓層人員無法靠近時，若電力供應正常，用過燃料池冷卻或補水應參照斷然處置程序指引進行。否則，仍可利用位於燃料廠房新增的注水或灑水管路，進行燃料池冷卻或補水；可從各種系統甚至消防栓來進行補水，以維持用過燃料池的安全狀態。

高度多樣性的冷卻方法可以有充分的信心確保用過燃料池的水位不會低於有效燃料元件頂部，導致燃料護套劣化與燃料破裂，造成嚴重的放射性物質釋出。因此，用過燃料池並無裝設即時監測氫氣濃度的設想。

用過燃料池嚴重損毀之後，必須使用所有的方法來降低燃料溫度與抑制放射性物質釋出。此時，用過燃料池廠房必須監測氫氣濃度，且採行氫氣控制策略，以免氫氣累積到臨界值。

原能會已依據美國核管會因應 911 恐怖攻擊對策(B.5.b)，要求台電公司於廠區或鄰近廠區的地方備妥因應極端外部事件的設備(參見美國核管會 10 CFR 50.54(hh)(2))。

#### **7.2.1.5 多部機組可能阻礙嚴重事故處理與嚴重事故處理能力的因素評估**

當發生嚴重外部事件時，可預期核能電廠正常的通行路線可能受到限制；假若核能電廠周圍地區(包含聯外道路)受災嚴重，核能電廠僅能依靠附近的員工、人力、設備與其他資源。若事故發生在上班時段，接值班的運轉人員無法抵達廠址，則機動支援班、各組之維護人力，可接替及協助機組運轉。若事件發生於非上班時段，多數核能電廠員工居住在廠區附近，估計有充分人員可以抵達廠址。若核能電廠聯外道路受阻，可要求中央災害應變中心支援搶通道路。直升機可用於運送人員、材料與設備維修、以及緊急人員醫療救護。緊急應變計畫明確指定緊急控制大隊各小組的職責與動員方式，包含值班運轉人員、以及緊急運轉預備小組。

## 7.2.2 餘裕、瀕危效應與改善的地方

嚴重事故處理餘裕評估並未有系統性與明確地處理。另一方面，各核能電廠發生電廠全黑的情況下有考慮與分析瀕危效應與時間；可藉由反應器爐心隔離冷卻系統(核一廠、核二廠、與龍門廠)維持充足的反應爐水位，或藉由汽機帶動輔助飼水泵(核三廠)供水給蒸汽產生器。這些系統搭配了 8 小時的直流電力設計(卸除不必要的負載可達 24 小時直流電力)。此期間，核能電廠正常供電與替代供電包含共用柴油發電機、氣渦輪發電機、與移動式電源可以建立。瀕危效應風險與時序已使用模組化事故分析程式完成評估。由保守的假設，假定反應器爐心隔離冷卻系統在 8 小時與 24 小時後失效(或汽機帶動輔助飼水泵失效)，導致喪失爐心補水與冷卻。反應器壓力槽損毀(或核三廠蒸汽產生器燒乾導致爐心燃料裸露)亦已使用模組化事故分析程式完成分析。

### 7.2.2.1 強項與優良實務

台灣核能電廠已執行完成嚴重事故預防與減緩策略，包含廣泛使用替代的移動式設備(柴油發電機、移動式發電機、消防水車或移動式泵供應冷卻水、提供包含海水的替代水源、安全釋壓閥空氣供應等)及其他強化安全措施。

使用多樣與大量的移動式設備以因應嚴重事故，可以視為一個強項。

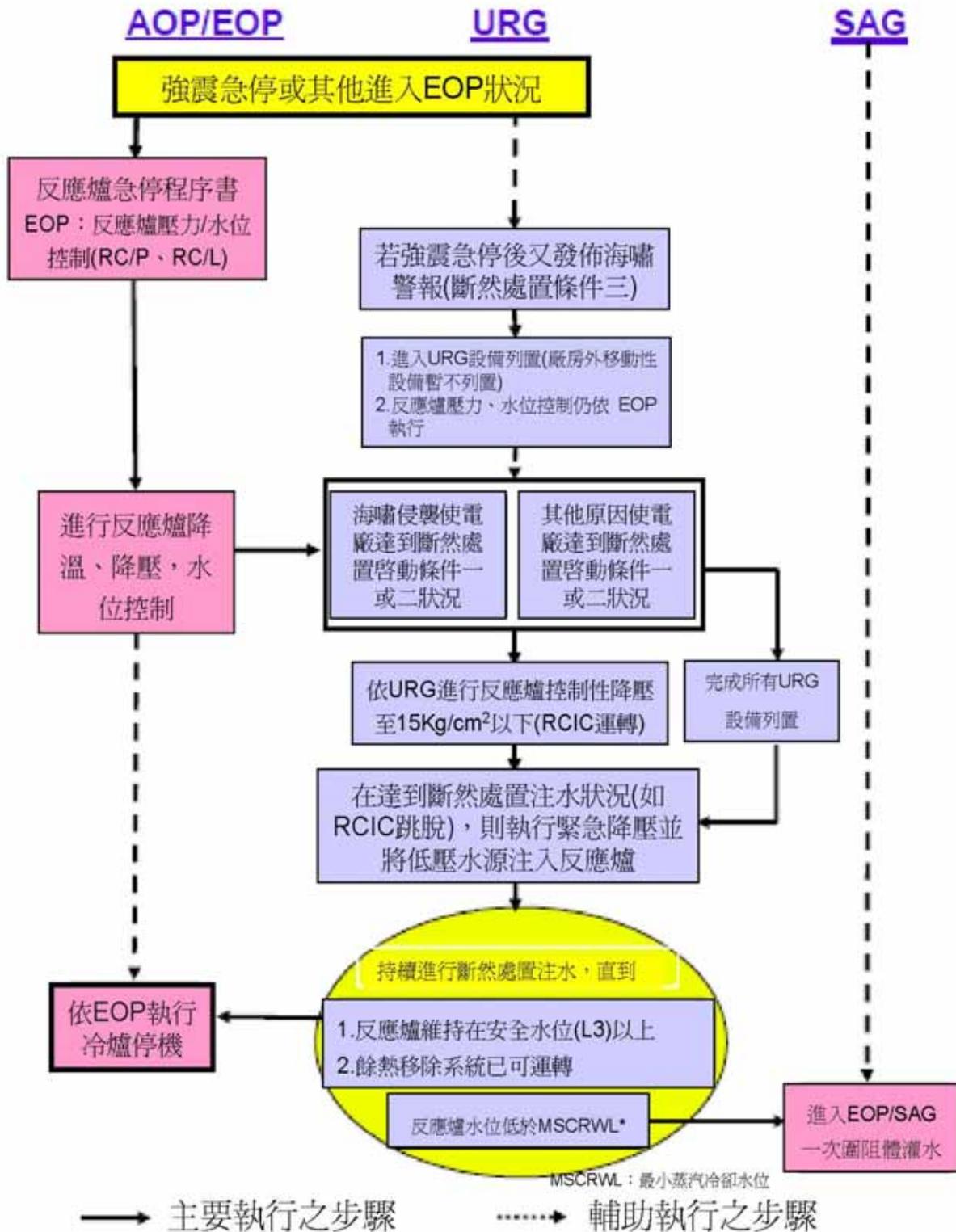
移動式設備的存放必須分散放置不同地點，避免同時損毀，且應靠近預期可能使用的地點，以減少運輸與佈署的時間。這些存放位置必須強化使能抵抗外部與內部事件，以便在需要時能發揮設備功能。對此考量，原能會要求台電公司依近期專案小組報告建議事項 4.2 參照 NEI 12-06。

事故狀況下使用移動式設備需要大量人力資源，而這些人力有可能在災害發生時不見得能在現場待命。然而，台電公司建立的斷然處置程序指

引第一階段策略，將在 1 小時內由核能電廠值班人員，配置對反應爐/蒸汽產生器降壓與替代補水的設備，以確保燃料完整性。核能電廠每年進行嚴重事故處理策略演習，大規模演習由核能電廠每 3 年輪流舉行，包含模擬極端狀況的實際演練。雖然斷然處置程序指引是以事件為基礎的指引，某些策略的發展是基於如何將其與緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引一同使用，如下圖所示。這些程序與指引之間的關係如下：

- 核能電廠在未達斷然處置程序指引進入狀況前，遵循緊急運轉程序書處理事件。然而，當事件達到斷然處置程序指引進入的狀況時，則斷然處置程序指引取代緊急運轉程序書。
- 斷然處置程序指引有數項程序可做為進行斷然處置的預備措施，例如，反應器壓力槽洩壓、反應器爐心注水、一次圍阻體早期排氣與用過燃料池補水或噴灑水及其他措施。
- 若斷然處置程序指引的程序仍無法確保爐心冷卻功能或其他功能，緊急運轉程序書/嚴重事故處理指引會再次導入以處理事件。

## 斷然處置程序指引與EOP/SAG關係



當必要時，會導入嚴重事故處理指引以處理嚴重事故。對於嚴重事故處理而言，同行審查專家小組注意到採用發展中的斷然處置程序指引，處理諸如，喪失所有反應器補水系統、電廠全黑、與超越設計基準地震與海嘯等緊急情況具非常正面的意義。此項行動明顯是依據福島事故的經驗回饋。

福島事故突顯發生在反應器的重大潛在危害亦會發生於用過燃料池。因此，發展並施行用過燃料池喪失冷卻的嚴重事故處理策略有其重要性。台電公司對用過燃料池喪失冷卻已有嚴重事故處理策略，使用移動式設備供水給用過燃料池。用過燃料池喪失冷卻時，因為池水溫度緩慢增加，同行審查專家小組假定台電公司有足夠時間可以處理此類事件，沸騰前長達10小時且水位降到有效燃料頂部前長達數天。台電公司使用此資訊發展與推動斷然處置程序指引，以處理用過燃料池嚴重事故狀況，其使用的策略是從各種可能的系統取得用過燃料池所需的補水。

參訪核三廠期間，台電公司解釋並陪同同行審查專家小組考察用過燃料池使用的替代冷卻注水措施，包含消防水管、新設管線、與用過燃料池噴灑管線。此外，在核二廠亦可將消防車駛入燃料廠房將水注入用過燃料池。

同行審查專家小組注意到使用數項用過燃料池冷卻替代設備，足以充分處理用過燃料池嚴重狀況。此外，使用噴灑集管系統除了能減緩放射性物質釋出外，在用過燃料池水位降低到有效燃料頂部以下時，亦能用於用過燃料冷卻。此可以認為是台電公司對用過燃料池喪失冷卻嚴重事故處理策略的一個強項。

同行審查程序期間，認定下列的強項：

- 使用汽機與柴油引擎帶動輔助飼水泵以供水給蒸汽產生器(壓水式反應器)，或沸水式反應器以汽機帶動反應器爐心隔離冷卻系統供水。

- 利用排氣與圍阻體噴灑系統防止圍阻體的潛在過壓失效(核一廠、核二廠、與核三廠)。
- 建立反應器與用過燃料池斷然處置程序指引，並適用於各種反應器運轉狀態。
- 有數項用過燃料池冷卻替代設備可用，以及設置噴灑集管減緩放射性物質釋出。

### 7.2.2.2 弱點與不足(改善之處)

同行審查期間，認定下列事項可能須進行改善：

- 氫氣控制的設計過去並未考慮嚴重事故狀況，原能會已要求設置被動式自催化氫氣再結合器。
- 電池最小容量僅 8 小時，原能會管制命令 XX-JLD-10108 要求延長電池電力從 8 小時到 24 小時。
- 核一廠(Mark I 型圍阻體)設置的強固排氣系統沒有過濾器。原能會管制命令 XX-JLD-10114 要求所有不同型式圍阻體增置過濾排氣系統。
- 除了現場運轉控制面板與遙控停機盤外，無替代緊急控制室存在可做為主控制室的額外強固替代性設施。
- 疏散區外並無耐震合格的核子事故緊急支援中心。原能會管制命令 XX-JLD1013003 已要求台電公司在所有核電廠新建隔震之技術支援中心建物。
- 氫氣偵測器：核一廠氫氣偵測器原設計安裝於乾井，並增設於反應器廠房。核二廠原設計安裝於乾井與反應器廠房，並增設於輔助廠房(DCR-4177/4178)，並規劃增設額外數台於燃料廠房(DCR-4281/4282)。核三廠各機組在圍阻體內有 2 台氫氣偵測器，其他氫氣可能聚積的區域為燃料廠房，斷然處置程序指引要求在用過燃料池

之池水沸騰前建立排氣的途徑。原能會管制命令 10122 要求台電公司安裝被動式自催化氫氣再結合器，並配合設置氫氣偵測器。

### 7.2.3 增加強韌性的可能措施

台灣核能電廠已更新緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引，同時提供作業人員在這些狀況下適當的指導，台電公司也發展了斷然處置程序指引，所有核能電廠已完成在發生嚴重事故的情況下，廣泛使用移動式設備的措施。如前所述，原能會發布明確要求執行相關強化措施，這些要求由原能會於 2012 年 11 月 5 日以管制命令的形式發布給台電公司，台電公司得提出替代方案送原能會審查核可。

#### 7.2.3.1 原始設計以來的核能電廠提升

在 1960 年代，奇異公司發展具有易施工、體積小、費用低等優點的 Mark-I 型圍阻體設計，BWR3 與 BWR4 型式的核能電廠採用 Mark-I 型圍阻體。同時，Mark-I 型圍阻體亦因體積小的特點，其事故減緩能力受到質疑。因此，奇異公司提出數項修改以改善圍阻體排氣系統，在爐心過熱的情況發生時防止圍阻體失效。根據 1982 年 NUREG-0061 報告的建議，台電公司執行完成核一廠(Mark-I 型圍阻體)改善，包含強化降流區、增加圍阻體強固的排氣管路、正常運轉添加氫氣等，改善工作於 1990 年底完成。

#### 7.2.3.2 嚴重事故處理方面的持續提升計畫

國家報告包含數項原能會要求的行動，以改善或提升程序與導則，例如：

- 將新增設備與操作方法納入程序書或指引。

- 將新增的程序書與指引納入運轉程序書與嚴重事故處理指引，並重新檢討其可行性。
- 確認嚴重事故處理指引適用於雙機組事故，並視需要考慮將其精進為程序書。
- 針對運轉中核能電廠，強化電廠處理設計基準及超出設計基準外部事件引發電廠全黑事故的能力。
- 依照美國核管會近期專案小組報告改善緊急應變的人力配置與通訊能力。
- 明確定義斷然處置程序書及其執行時機、執行該程序書的後續因應策略與監控策略，包含監控放射性物質釋出、現有系統及設備的備援能力等。
- 評估各核能電廠能夠獨自因應各種嚴重事故情境、超出設計基準之事故、複合式事故的時間，並確認需要由外部支援的物資及機具。
- 因應超出設計基準事故的主控制室改善：
  - 確認直流電力電源容量足以供應主控制室、技術支援中心、備用技術支援中心等儀控系統，在電廠全黑事故下掌握機組狀況，釐清人員的職責、關係與工作。
  - 強化主控制室、技術支援中心、備用技術支援中心與其設備的耐震能力。
  - 檢討因應雙機組事故的主控制室人員配置適切性。
- 圍阻體強固過濾排氣的設計與可靠性(僅對核一廠 Mark I 型與龍門廠進步型沸水反應器)：參照美國核管會近期專案小組報告建議事項 5.1，原能會建議核一廠(Mark-I 型)與龍門廠(進步型沸水反應器)增設可靠且強固的圍阻體過濾排氣系統；並建議該系統的設計應考量機

組間不可共用乾井或濕井強固硬管排氣系統、且應具備電力控制及手動操作的功能。

- 改善與整合緊急運轉程序書、嚴重事故處理指引與大範圍廠區受損救援指引、與斷然處置程序指引：具體清楚說明其執行之命令與控制策略，改善現行程序以考慮低功率運轉、停機與填換燃料狀態下發生事故的情況，各核能電廠必須於嚴重事故處理指引改版前擬定相關應變行動；提供緊急時執行決策者適當訓練與考核制度。
- 依照美國核管會近期專案小組報告強化用過燃料池的儀器。

#### **7.2.4 電廠經營者與其他單位的倡議，以及主管機關的要求或追蹤事項(包含後續研究)：修改、後續研究、核能電廠運轉決策**

除前述改善外，原能會亦發布管制命令列舉如第 4.5.3 節，要求執行下列措施：

- 裝置被動式自催化氫氣再結合器以防止氫爆。
- 依據美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 9.3 緊急應變管制措施，要求台電公司處理緊急應變有關之人員配置與通訊議題。
- 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之結構，以處理核電廠特定之地震議題。
- 參照日本福島事故後已實施之實務及國際原子能總署提供之建議，要求台電公司考量興建隔震之技術支援中心建物。
- 此外，台電公司須依據美國機械工程師學會機率式安全度評估標準完成整體機率式安全度評估分析模型。

#### 7.2.4.1 福島事故後啟動/加速的提升計畫

福島事故後，台電公司進行立即與快速的檢視，以確定短期內可能的改善措施。遵照原能會要求，台電公司對下列嚴重事故處理的相關事項進行重新評估：

- 喪失交流電力之能力(電廠全黑)。
- 用過燃料池冷卻。
- 餘熱移除能力與最終熱沉。
- 重新評估緊急運轉程序書。
- 執行斷然處置程序指引。
- 跨機組支援。
- 減緩超越設計基準事故。
- 整備與備用設備。

前述每一項目，台電公司已處理嚴重事故的預防與減緩之改善措施，包含諸如，替代移動式柴油發電機，採購手提式發電機、使用消防車或手提式泵供應冷卻水、提供包含海水的替代水源、提供替代空氣供應給安全釋壓閥，及其他措施以強化安全。

原能會管制命令 XX-JLD-10203 要求台電公司對核能電廠水災與極端天然事件的複合式災害進行系統性的評估。在過去成果的基礎上，原能會要求台電公司重新評估其系統與程序的潛在瀕危效應，並擬定強化安全措施以處理任何新發現的弱點。

#### 7.2.4.2 預定的進一步研究

研究顯示核能電廠子系統電力的持續供應對於核能安全極為重要。準此，台灣核能電廠已執行或正在執行額外相應的提升措施。

#### 7.2.4.3 關於未來核能電廠運轉的決策

國家報告並未針對此議題提供資訊，但原能會表示各核能電廠都能達到足夠的安全程度，並無立即停機的必要。然而，原能會同時要求各核能電廠持續運轉之下，儘速針對超越既有安全餘裕的極端狀況提升強韌性。這些改善措施如前所述，主要是採用大量的移動式設備以及實施例如斷然處置程序指引的多項其他改善措施。2012年11月原能會發布一套關於福島事故經驗回饋的要求。

原能會亦已要求完成核子事故緊急應變組織動員方面的改善，確保能處理"多設施"事件。

參照建議與國外經驗，原能會已要求實施數項改善措施，例如，被動式自催化氫氣再結合器系統；另參照日本福島事故後已實施之實務及國際原子能總署提供之建議，考量興建隔震之技術支援中心建物。台電公司亦得提出替代方案由原能會審查核可。

### 7.3 同行審查對此特定領域的結論與建議

福島事故後，原能會已深入審查嚴重事故處理的組織、程序、與規定。

依據國家報告所提供的資訊，目前嚴重事故處理組織建構良好，且能適當處理不同嚴重程度的事故，包含嚴重爐心熔損。然而，必須查證氫氣控制系統是否有足夠能力承受設計基準事故以及超越設計基準事故的情境，包含圍阻體外的其他房間。

同行審查專家小組建議考慮對複合式災害進行系統性評估，包含多機組與多廠址事故，原因在於某些核能電廠相當接近。必要時，瀕危效應的潛在影響必須重新評估。

嚴重事故處理準備仰賴大量且廣泛使用移動式設備。因此，廠址隨時要有足夠受過適當訓練的人員。替代做法，可考慮將一些移動式設備改為固定設置。

針對事故狀況，應該考慮改善遙控停機盤的適居性。

原能會管制命令 XX-JLD-1013003 要求台電公司參照日本福島事故後已實施之實務及國際原子能總署提供之建議，考量興建隔震之技術支援中心建物。同行審查專家小組認為此為一項優良實務，並建議儘速實施。然而，這些技術支援中心的耐震設計標準必須至少達到更新後的設計基準地震(參見第 5.1.3 節)。

存放移動式設備與備用零件於不同高程的分散地點(以避免同時受損)，與配置於可能佈署的地點附近(減少運輸與需要時間)，此認為是一項優良實務。然而，存放移動式設備必須能承受考量之地震(例如，防範墜落物)。

同行審查專家小組建議在台灣目前執行的定期安全評估管制程序中，將嚴重事故處理措施亦納入範疇。

若發生大範圍外部事件，某些受災環境預期可能會影響核能電廠應變人員抵達廠址。由於有些台灣核能電廠人員住在核能電廠附近，此項不會是主要議題。然而，發生強震的情況下道路/橋樑仍可能是通行到設施的弱點，因此應考慮改善相應的基礎設施。對此，須考慮重型道路清理設備的可用性。

福島事故顯示在事故後需處理大量污染水，是一大挑戰。同行審查專家小組建議應發展事故狀況下抑低污染水量的策略，並評估達成封閉冷卻迴路的可能選項。

## 8 福島事故後強化核能電廠安全擬實施的國家措施

應同行審查專家小組要求，原能會準備下列 3 項額外文件以說明福島事故後改善措施的實施現況：

- 2013 年 8 月 30 日原能會提出“台灣核能電廠執行福島事故後改善現況”文件。該查核表係根據歐洲核能安全管制者組織文件“建議彙編—歐洲核能電廠壓力測試之同行審查”，與核能安全公約 2012 年第二次特別會議終期摘要報告第 21 段“重大活動與行動”之項目進行編排。該查核表包含在歐盟壓力測試期間所確認上述兩個文件對核能電廠所有重要安全改善議題，說明每一個主題是否納入於管制命令（管制命令發布時仍未決定），或涵蓋於其他活動（例如現行管制監督）或可能已結案。文件亦包含原能會給業主的管制命令內容概述。在 2012 年 11 月 5 日與 2013 年 6 月 6 日分兩批次發布管制命令，已涵蓋須業主進一步處理的確切主題，。
- 2013 年 9 月 3 日原能會提出“國家報告預期措施之執行現況”文件。該表針對國家報告預期的措施說明目前執行狀況。
- 2013 年 10 月 1 日原能會提出“台灣核能電廠執行福島事故後管制命令現況”文件。該表顯示原能會與放射性物料管理局管制命令發布後的目前執行狀況（參見第 4.5.3 節）。

這三份文件提供執行現況的完整概述，以及所有表列項目的預期完成日期。

### 8.1 措施的評估

### 8.1.1 資訊提供的充足性

國家報告的內容與架構相當符合歐盟壓力測試規範所提供的導則。此外，原能會提送的壓力測試報告含台灣 6 部運轉中反應器與 2 部建造中反應器。台灣提供全面並清楚的資訊，說明其核能電廠在福島事故後依據國內評估、歐洲壓力測試建議與發現、美國核管會建議、以及核能安全公約結論所進行的改善。

### 8.1.2 措施建議的基礎(歐盟壓力測試、美國核管會、國家評估)

#### 主題 1：

福島事故後，原能會建立管制要求以重新評估外部危害與強化台灣核能電廠的強韌性。這些新要求主要依據 2003 年 1 月 15 日總統令公布的核子反應器設施管制法，以及 2003 年 8 月 27 日公布的施行細則與其他相關辦法。準此，核子反應器設施的設計、建造與運轉必須符合主管機關規定的品質保證準則。主管機關有權力執行這些準則。

原能會的要求主要依據美國核管會標準。原能會亦已要求台電公司進行更新與徹底的地震評估，並採取一切措施滿足歐盟壓力測試要求。對於水災與海嘯，原能會要求台電公司參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 2.1 與 2.2 辦理。對於極端天候狀況，原能會要求台電公司參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 2.3 辦理。

#### 主題 2：

原能會遵循美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.1 與 4.2 的作法考量電廠全黑。特別是，原能會考量台灣核能電廠特殊的情況，要求台電公司以超出 4.1 的建議值增加電廠全黑的因應時間。此外，原能會已要求台電公司參照美國核管會因應 911 恐怖攻擊對策 (B.5.b) 與先前電廠全黑事件的經驗回饋。依據原能會管制命令亦須提升

電力設備防範水災措施。對於喪失最終熱沉，原能會採用歐洲核能安全管理者組織建議，要求台電公司考慮評估替代最終熱沉，例如來自水井的地下水。同時，原能會要求台電公司改善生水池的耐震性，因為生水池亦可做為額外的水源。

### **主題 3：**

嚴重事故處理行動與建議主要根據壓力測試的結果及對其他國家管制者採取行動的瞭解，特別是參照美國核管會近期專案小組的建議。原能會於 2012 年 11 月 5 日發布管制命令明確要求台電公司執行強化措施。台電公司得提出替代方案送原能會審查核可。原能會已要求台電公司參照歐洲核能安全管理者組織行動計畫之建議設置替代最終熱沉、核能電廠增設一台耐震等級氣冷式柴油發電機、提昇電廠消防隊之建築耐震能力以因應超過設計基準地震、安裝被動式自催化氫氣再結合器避免氫氣爆炸、以及處理壓水式反應器冷卻水泵軸封喪失冷卻水洩漏之議題(核三廠)等。亦參考日本管制機關對其核電廠的要求提出數項改善(即改善廠外電力供應的可靠性、改善核能電廠生水池的耐震能力、提昇重要電力設備防火門之水密性)。

#### **8.1.3 措施如何要求施行**

原能會於 2012 年 11 月 5 日發布明確要求的管制命令給台電公司。除了原能會核能管制處發布的 24 項管制命令外，核能技術處亦發布 5 項管制命令，放射性物料管理局則發布 3 項管制命令，內容涵蓋核能電廠周圍的輻射監測。國家報告中有管制命令說明，並完整列在“台灣核能電廠執行福島事故後改善現況”文件中。

#### **8.1.4 歐洲核能安全管理者組織建議的行動計畫如何處理？**

依據歐洲核能安全管理者組織行動計畫的 4 項一般建議：

## 天然危害：評估、預防與減緩後果：

參見本報告第 5 章。

## 定期安全評估：

參見本報告第 4.5.2 節。

## 圍阻體完整性：

福島再次突顯圍阻體功能作為核子事故發生時保護人民與環境，防止放射性釋出的最後一層屏障的重要性。對水冷式反應器而言，保護圍阻體完整性的方法，包含設備、程序、與事故處理指引。

福島事故後，原能會立即展開設計與運轉規定的詳細審查，以改善台灣核能電廠在事故狀況下，維持圍阻體完整性的能力。

第一個措施是偵測圍阻體內的氫氣。雖然大多數核能電廠已設置一些氫氣偵測器，原能會額外要求增設數台以避免可能在圍阻體與鄰近房間有未被偵測到的氫氣聚積。要求設置被動式自催化氫氣再結晶器，以限制氫氣濃度在臨界值以下。雖然過去僅有 1 座核能電廠有設置強固的排氣系統，現在所有核能電廠被要求設置過濾排氣系統，以便運轉人員限制圍阻體內壓力低於臨界程度，並在圍阻體有必要排氣時限制放射性物質的釋出。

前述規定是核能電廠事故處理策略的要件，同行審查專家小組認為其儘速實施是非常重要的。

## 透明度：

參見本報告第 3 章。

依據壓力測試的 3 項主題：

### 主題 1：

歐洲核能安全管制者組織對天然危害的 9 項建議處理如下：

- **至少每 10 年實施嚴格的定期安全評估程序，包含重新評估天然危害與相關電廠規定：**原能會要求台電公司必須考慮氣候變遷效應，每 10 年重新審查設計基準水災與極端天候事件危害程度。原能會要求台電公司重新全面評估地震與海嘯危害，目前正在進行中。
- **依據外部天然危害安全事件為每年  $10^{-4}$ ，推動各電廠審查與改善：**原能會係根據美國核管會標準與歐洲核能安全管制者組織建議，要求台電公司重新評估天然危害。在本報告中同行審查專家小組強烈支持原能會依據歐洲核能安全管制者組織建議定義所有天然危害的設計基準事件。
- **地震間接效應的考慮：**新的危害評估應完整交待地震間接效應(參見第 5.1.3 節)。
- **使用保護體積方法證實特定房間或區域的防範水災效果：**原能會管制命令 JLD-10118 已要求台電公司提昇重要電力設備房間防火門的水密性。此外，同行審查專家小組建議所有安全相關建築物的開口亦應提升水密性(參見第 5.2.3 節建議)。
- **早期預警通知：**已具備極端天候的預警通知系統與緊急程序來因應例行外部天氣警報，水災與海嘯警報亦已具備相似的程序。然而，各核能電廠警報與程序並不一致。在本報告中同行審查專家小組建議設立土石流與塊體崩滑早期預警系統。
- **地震監測：**依據原能會說明，各核能電廠有 3 組地震設備系統：(1) 地震監測系統(SMS)，採用美國核管會管制規範 RG 1.12 記錄最大地動加速度與頻譜加速度；地震監測系統觸發地震警報，判定超出運轉基準地震/安全停機地震與否，進而循序將反應器停機。(2)強震自動急停系統：採用日本實務經驗，當即時比較最大加速度超出運轉

基準地震時即啟動自動急停命令。(3)系統識別系統：由不同樓層與位置配置的加速儀組成，以做為結構健康診斷之用。

- **合格的履勘**：原能會管制命令已要求實施地震、水災及其他外部事件危害的履勘(2012年11月5日，管制命令JLD-10105)。
- **水災餘裕評估**：國家報告已提供所有核能電廠安全餘裕與瀕危效應的資訊。同行審查專家小組的詳細意見參見第5.2節。
- **外部危害餘裕**：安全餘裕評估已包含於國家報告。同行審查專家小組的詳細意見參見第5.1到5.4節。

## 主題 2：

關於主題 2，歐洲核能安全管制者組織行動計畫列出 19 項建議，台灣的處理說明如下：

- **強化安全系統以承受非預期天然事件**：原能會要求參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.2，以處理台灣特定的議題(地震與海嘯複合效應)。並考慮其他更新措施以改善核能電廠承受超越現行設計基準水災事件的能力(例如強化門與廠房的水密性、新增氣冷式緊急柴油發電機)。
- **替代冷卻與熱沉**：原能會要求台電公司參照歐洲核能安全管制者組織的建議執行。
- **交流電力供應與直流電力供應**：原能會的要求符合美國核管會近期專案小組報告第一階段建議與先前發展的 B.5.b 對策。此外，原能會依台灣核能電廠的廠址特性採行這些建議(地震與海嘯複合效應)。亦參考先前國內與國際電廠全黑事件經驗回饋納入原能會對台電要求。強化外電系統在管制命令(JLD-10120)內處理。

- **運轉與準備行動**：原能會說明已完成所有 4 處廠址的物料供應檢查並確認符合規定。已進行年度演習與演練以訓練人員使用移動式設備。
- **儀器與監測**：原能會要求台電公司參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.1 與 4.2，延長電廠全黑因應時間。管制命令 JLD-10115 要求用過燃料池增置可靠的儀器。
- **停機改善**：國家報告中，原能會要求額外調查半水位運轉。並要求依據先前電廠全黑事件的經驗回饋，對停機時緊急柴油發電機的可使用性進行改善。
- **反應器冷卻水泵軸封**：原能會管制命令 JLD-101301 要求核三廠處理反應器冷卻水泵軸封喪失冷卻水事故之議題。
- **通風**：此議題已由美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.1 與 4.2 及原能會管制命令 JLD-10109 要求所涵蓋。
- **主控制室與緊急控制室**：主控制室的適居性說明於國家報告第 6.1.3.2 節(參見第 7.2.1.1 節)。必須注意台灣核能電廠尚無緊急控制室，而須仰賴遙控停機盤(亦參見第 7.3 節)。
- **用過燃料池與用過燃料池冷卻的確認**：除了設置安全相關的用過燃料池儀器，原能會已要求完整進行 B.5.b 措施改善，包含其他額外設備(含噴灑)，可允許外部注水進入用過燃料池而無須進入用過燃料池廠房。原能會指出運轉中核能電廠已完成 B.5.b 措施。
- **分離性與獨立性**：原能會要求採行額外最終熱沉，藉以減少對現行海水系統的依賴。
- **流徑與接近可行性**：參見直流電電力供應與移動式設備。
- **移動式設備**：台灣所有核能電廠購置移動式設備做為喪失交流電與直流電之電力裝置時的另一道防線。較小型的柴油發電機將用來對

電池重新充電或供應電力給泵浦，另有移動式空氣蓄壓器可用。同行審查參訪台灣期間，原能會確認移動式設備已納入程序書，且已進行例行訓練與演練。

- **碉堡式/強固系統**：原能會一方面要求台電公司提昇電廠消防隊之建築耐震能力以因應超過設計基準地震，另一方面，為了強化交流電力供應，在高程安裝額外耐震等級氣冷式緊急柴油發電機(或改善第5台緊急柴油發電機廠房的水密性)。以上這些是目標的改善，對於國際上另外準備一套必要的爐心冷卻設備，並與現有設備完全區隔，以成為另一條防線的作法，並未納入為選項。
- **多機組事故**：多機組事故在美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.2 處理。此外，原能會管制命令 JLD-1013002 與 JLD-1013004 要求台電公司參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 9.3，處理人力配置與通訊議題，並考慮建造一隔震技術支援中心。
- **設備檢查與訓練計畫**：參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 4.2 實施。
- **進一步研究處理不確定性**：若需執行進一步分析，須依照上述特定的議題處理。

### 主題 3：

歐洲核能安全管制者組織對嚴重事故處理的處理如下：

- **定期安全評估**：依據核子反應器設施管制法，原能會要求“核子反應器設施於正式運轉後，每十年至少應作一次整體安全評估，並報請主管機關審核”。10 年定期安全評估報告包含章節說明整體安全功能，包含輻射、放射性廢棄物管理、核能電廠的主要修改、結構物、系統與組件的老化管理、地震重新評估、重大事件經驗回饋、

與國內、與國外經驗與研究結果回饋，但嚴重事故處理的定期安全評估結果等相關資訊並未包含在國家報告中。

- **圍阻體完整性：**嚴重事故狀況下，已具備某些措施說明於嚴重事故處理指引，包含依據圍阻體內不同的參數進行排氣、噴灑、與注水。原能會要求核一廠與龍門廠參照美國核管會近期專案小組報告建議事項 5.1(考慮 Mark I 與 II 型圍阻體的通風過濾功能)辦理。
- **西歐核能管制者協會參考等級：**不適用。
- **嚴重事故處理硬體規定：**安全相關設備已列入耐震一級設計並已有適當的硬體規定，能承受外部危害(例如防備極端外部危害的耐震準則措施、存放於安全地點)與嚴重事故環境(例如工程證明及/或驗證耐高壓、高溫、強輻射的程度等)，以執行選定的救援策略。國家報告說明美國核管會制定中法規(近期專案小組第一階段建議事項 4.2：在遭遇超越設計基準外部危害導致喪失所有的交流電力或喪失最終熱沉能力時，用以維持或回復爐心冷卻、圍阻體、與用過燃料池冷卻能力的減緩策略與導則)。
- **嚴重外部事件後的嚴重事故處理辦法的審查：**台灣核能電廠從各種評估已建立斷然處置程序指引，相應的策略與計畫具有深度防禦概念，建立多樣化與多重性的策略(如不同水源與電源等)以確認能有效因應複合災害的救援措施。
- **嚴重事故處理指引的強化：**福島事故後，原能會已要求台電公司參照美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 8，強化與整合緊急運轉程序書、嚴重事故處理指引、與大範圍廠區受損救援指引，並納入台電公司已發展的斷然處置程序指引。此外，同行審查專家小組在台灣期間亦收到嚴重事故緊急狀況處理相關導則的評估資訊。

- **嚴重事故處理指引驗證：**依據國家報告，緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引視新技術與研究結果適時審查與更新。台電公司將依據沸水式反應器業主組織（BWROG）與壓水式反應器業主組織（PWROG）未來的修訂情形更新嚴重事故處理指引。
- **嚴重事故處理演練：**多年以來台電公司定期舉辦所有運轉中核能電廠運轉人員緊急運轉程序書與嚴重事故處理指引的演練。
- **嚴重事故處理訓練：**原能會已要求台電公司確認嚴重事故處理指引因應多機組事件的適切性。核一廠既有的模擬器可用於此目的，然而，其他核能電廠只能進行書面作業。這些訓練課程例行舉辦(每年2~3次)，且課程時間約半日。
- **擴充嚴重事故處理指引到所有機組狀態：**國家報告中並未明確說明既有的嚴重事故處理指引是否擴充到所有機組狀態(全功率及低功率、停機)。然而，同行審查專家小組參訪台灣期間，原能會解釋美國嚴重事故處理指引原始發展時僅適用於全功率運轉狀態，反應器業主組織正在發展適用於低功率與停機的指引；對於低功率狀況，系統要求相同於全功率運轉，因此，用於全功率運轉的嚴重事故處理指引仍能適用。對於停機狀況，台電公司則已藉由機率式安全度評估模式排定重要設備與程序的優先順序與針對不同維護組態建立風險管理計畫。對高風險期，台電公司已發展適當的程序以因應停機期間的可能事件。這些策略可能有助於嚴重事故處理指引的順利執行。管制命令 XX-JLD-10116，要求台電公司整合斷然處置程序指引、緊急運轉程序書、與嚴重事故處理指引。台電公司將修訂各項程序的進入條件以整合核能電廠所有的可能狀態，例如低功率與停機等。

- **改善通訊：**原能會已要求台電公司依據美國核管會近期專案小組報告改善緊急應變人力配置與通訊能力。
- **改善輻射監測與通訊能力：**放射性物料管理局已要求台電公司採購 40 部具自動資料傳輸能力的移動式偵測設備，以強化 4 座核能電廠及時輻射落塵監測能力；在核能電廠緊急應變計畫區內設置 13 處輻射監測站，以建立輻射監測及整備平台與強化輻射監測能力；與採購 4 輛輻射偵測車輛，以強化移動式輻射監測能力。關於通訊基礎設施，原能會已要求台電公司依據美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 9.3 緊急整備管制措施，處理與緊急整備有關之人員與通訊議題。
- **氫氣出現在非預期的地方：**原能會管制命令 XX-JLD-10122 要求台電公司安裝被動式自催化氫氣再結合器避免氫氣爆炸，此要求符合歐盟歐洲核能安全管理者組織行動計畫之建議。此外，同一管制命令亦要求台電公司考慮鄰近廠房的氫氣聚積問題。詳細內容參見第 7 章。
- **大量污染水：**依據國家報告，原能會已要求台電公司改善核能電廠生水池的耐震能力。關於污染水的管理，原能會在國家報告中解釋，讓核能電廠其他建築物的低樓層淹沒可提供額外的儲存容量。此外，台電公司有移動式系統，含活性碳與樹脂床可以處理有限量的污染水，以減少排入大海的數量。設置再循環冷卻迴路是可能的替代選項。
- **輻射防護：**國家報告中已說明電廠運轉人員與所有其他嚴重事故處理人員的輻射防護措施。
- **廠內緊急應變中心：**原能會要求台電公司處理核電廠特定的地震議題，強化現有作為緊急應變的非耐震結構之技術支援中心。

- **區域性、廠外與廠內緊急應變中心；提升區域性、廠外與廠內緊急應變中心：**核子事故緊急應變組織並未包含一處區域性的應變中心，然而，鄰近各廠址都有專屬設施作為近廠的緊急應變中心。
- **對電廠人員的支援：**原能會管制命令 XX-JLD-1013002 與 XX-JLD-1013004，要求台電公司處理緊急應變人力配置與通訊能力議題，以符合美國核管會近期專案小組報告第一階段建議事項 9.3 緊急整備管制措施。然而，台灣所有核能電廠在廠址附近已備有緊急作業人員宿舍或房屋。
- **2 階(Level 2)機率式安全度評估：**依據國家報告，各核能電廠均已完成全功率運轉模式與停機模式的機率式安全度評估。同行審查專家小組查訪台灣期間，原能會解釋已要求台電公司定期使用機率式安全度評估模式以確認改善措施的優先性並決定硬體改善或程序變更，以強化核能電廠安全。福島事故後，藉由機率式安全度評估的洞識，顯示替代餘熱移除策略有明顯重要性。台電公司已建立替代減緩策略，例如現場操作汽機帶動輔助飼水泵或列置柴油引擎帶動輔助飼水泵。核能電廠模組化事故分析程式（MAPP）模式已用於決定可以有多少時間去執行這些替代餘熱移除策略，這些策略隨後已編成程序書，也規劃好定期訓練。此外，機率式安全度評估結果顯示備用交流電力與水源的重要性，建立此兩項措施的策略也已發展完備。

### 8.1.5 措施實施的時程

如前述文件，原能會 2013 年 8 月 30 日提出“台灣核能電廠執行福島事故後改善現況”文件，與 2013 年 9 月 3 日提出的“國家報告預期的措施執行現況”文件，可以視為是壓力測試國家報告的修訂，提供明確資訊顯示福島事故後實施改善措施的時程。

關於主題 1，數項措施已完成，且多數將於 2016 年完成，某些項目於 2017 年完成。少數議題仍在考量中因此時程未定。

關於主題 2，多數措施有明確地完成期限。目前少數議題已結案，其他的完成時間在 2013 年到 2017 年之間。若這些後面的議題均能維持預定的時程，則其結果已達相當積極的目標。與立法程序有關的改善措施係參照美國核管會的時程(加 6 個月以轉移到台灣情況)。參訪台灣期間，原能會提供對某些行動的額外見解，因為某些由台電公司提出的解決方案原能會尚在審查中，實施的期限仍未定，造成時程仍待排定。

關於主題 3，多數議題已處理與進行改善。剩餘的在原能會管制命令中關於主題 3 者，將於 2017 年 5 月前完成。

#### **8.1.6 管制機關決策透明度與作業實施確認的程序**

國家報告並未包含相關資訊。然而，所需資訊已在參訪台灣期間與原能會討論澄清，例如管制命令發布的日期、原能會網站發布的資訊、原能會舉辦的公眾會議等。

#### **8.1.7 值得稱讚的地方(優良實務、經驗、有趣的方法)與挑戰**

同行審查專家小組認同原能會於 2012 年 11 月 5 日發布明確管制命令給台電公司的作法。

##### **主題 1：**

同行審查專家小組認為對所有天然危害(地震、地震間接效應、水災、極端天候、與火山危害)執行完整範疇的危害評估，與隨後實施的防護措施將是一項極具挑戰性的工作。

##### **主題 2：**

台灣核能電廠選擇採用來源國的相關要求，亦即採用美國核管會對於美國核能電廠的法令，符合可受益於美國龐大核能電廠群的運轉

經驗的想法。採取美國的要求以適用於台灣特定的廠址環境的作法也必須予以正面肯定。此外，原能會參照歐洲的壓力測試程序，採納歐洲核能安全管制者組織建議彙編的替代最終熱沉。同行審查專家小組的意見認為，實施此最後一項要求可能會因特定廠址的限制而成為一項挑戰。此外，採用新獲得的(或規劃的)大量設備於既有的應變策略是一個相當棘手的任務，需要深入評估可能的副作用與權衡優缺點的決策。

### 主題 3：

台灣核能電廠已執行完成嚴重事故預防與減緩策略，包含廣泛使用替代移動式設備(柴油發電機、移動式發電機、消防水車或移動式泵以供應冷卻水、提供替代水源包含海水，安全釋壓閥空氣供應等)及其他措施以強化安全。現有多樣與大量的移動式設備以因應嚴重事故可以視為強項之一。

嚴重事故處理策略已進行訓練。所有運轉中核能電廠每年輪流辦理模擬極端狀況的實際演習，亦即各廠每隔3年一次。

在需要時將導入嚴重事故處理指引以處理嚴重事故。對於嚴重事故處理最具正面意義者，係發展斷然處置程序指引以處理諸如喪失所有的反應器供水系統、電廠全黑、與超越設計基準地震與海嘯等緊急狀況，此項作法明顯是依據福島事故的經驗回饋。

福島事故突顯在反應器事故的同時發生用過燃料池事故的可能性很高。因此，發展用過燃料池喪失冷卻的嚴重事故處理策略有其重要性。台電公司對用過燃料池喪失冷卻的嚴重事故處理策略，打算使用移動式設備供水給用過燃料池。基本上假定用過燃料池水溫度只會緩慢增加(需10小時以上才達沸騰且水位需長達數天才降到有效燃料頂部)，因此台電公司有足夠時間可以處理。使用此資訊，台電公司發展

與推動斷然處置程序指引以處理用過燃料池嚴重事故狀況，其使用的策略是從多種可取得的系統對用過燃料池供水。

## 8.2 同行審查對此特定領域的結論與建議

### 主題 1：

對所有的天然危害進行全面危害評估，隨後並實施因應防護措施是一項具有挑戰性與耗時的工作。由於國家報告中指出機率式安全度評估的結果顯示，地震與海嘯危害導致爐心熔損發生率的風險比重高於所有的其他危害，因此原能會必須考慮地震與海嘯危害評估的優先性。

### 主題 2：

同行審查專家小組建議原能會在保持整體性的核能電廠應對策略下，對台灣核能電廠已執行的或已規劃的措施進行一貫的管制作為。可擬定各項措施的優先順序。最重要的是，針對尚未排訂定時程的措施，須給定執行進度與達成決策的日期(例如將在 X 日期進行分析；將於 Y 日期採行管制決策，實施時間為 Z 年)。

### 主題 3：

依據國家報告所提供的資訊，目前嚴重事故處理組織建構良好，且能適當處理不同嚴重程度的事故，包含嚴重爐心熔損。然而，必須查證圍阻體氫氣控制系統是否有足夠能力承受超越設計基準事故的情境(除了承受設計基準事故之外)。

整體而言，原能會充分了解台灣獨特的地理環境，福島事故後原能會已發布各種管制措施以進一步強化台灣核能電廠的安全。原能會也詳細的對同行審查專家小組說明改善措施的範圍與時程，對此同行審查專家小組深表感謝。這些改善措施的時程非常緊湊，看來非常有

企圖心。同行審查專家小組強調，這些迄今已認定的改善措施必須由台電公司在預定的時程內推動執行，並由原能會監督審核。

## 9 同行審查專家小組的主要結論

同行審查專家小組感謝原能會在雙方討論時之開放與建設性的氣氛。同行審查專家小組在二座核能電廠廠址的參訪、台灣傑出學者的科學研討、平行的公眾意見蒐集，這些過程中均收集到額外的重要輸入資料。所有的重要文件均能及時提供並上傳歐盟同行審查網址以利公眾取用。

依據壓力測試規範的結構，同行審查專家小組在三項主要議題提出下列的主要結論：

### 主題 1—極端天然危害

由於台灣獨特的板塊構造與氣候環境，台灣核能電廠曝露於天然危害例如地震、海嘯、水災、與颱風下的機會，遠高於 2011 至 2012 年間進行歐盟壓力測試的歐洲國家。這些危害嚴重性的可靠評估並採取適當的防備措施，對台灣的核能安全具有關鍵之重要性。針對此背景，同行審查專家小組建議應更新所有天然危害的設計基準事件，且所有核能電廠的超過機率不應高於每年  $10^{-4}$ 。

鑑於台灣係位於馬尼拉海溝與琉球海溝兩處活動隱沒帶之上，同行審查專家小組認為在天然危害之中尤以地震與海嘯最為重要。

就地震而言，核能電廠的廠址緊臨活動斷層例如山腳斷層與恆春斷層對電廠的安全構成嚴重挑戰。因此地震危害的適當評估須使用最進步的地質、古地震與地震技術以更新地震動設計基準事件，並判定其他地震相關的危害例如斷層危害性與地震誘發山崩。同行審查專家小組假定新的設計基準事件將導致提昇核能電廠強韌性的需求。因此建議定義超過發照基準地動加速度的地動值，並依新定義的水準對具有基本安全功能的結構物、系統與組件執行中間階段的升級。等到地

震危害度再評估完成並定義新的設計基準後，耐震等級的結構、系統與組件必須據以升級。

設計基準海嘯水災水位的評估必須擴大使用過去事件的地質紀錄與採用最新的現行技術。評估模式必須適當的考慮不確定性以及海嘯的二次效應。不同危害之間的相依效應必須加以考慮(例如地震/海嘯)。所有核能電廠的廠址及時建造海嘯牆，同行審查專家小組認為是一項改善安全的優良實務。此外，安全相關建築物的所有開口必須改裝以便承受發生海嘯水災情況下的水壓，且其水密性要達到海嘯牆高度。

## 主題 2—喪失安全系統

台灣核能電廠的電力與最終熱沉系統設計係參照美國核管會安全規定，在參訪台灣期間查證符合。

針對喪失電力，台灣核能電廠有多層防線(例如多重電力傳輸路線、緊急柴油發電機、氣冷式共用柴油發電機、電池、移動式發電機提供電力給緊要系統與電池充電、氣渦輪發電機等)。已有嚴重事故處理措施可以將反應器帶至並維持於安全停機狀態以及冷卻用過燃料池，可以手動操作系統，無須使用電力並使用不同的替代水源。台灣所有核能電廠均以大海為最終熱沉。採用注入與洩出並以大氣做為熱沉的方法，在核能電廠嚴重事故處理中已經採行。

基於對電廠全黑與喪失最終熱沉進行廣泛分析與評估，導致原能會對台電公司發布一系列管制命令。原能會所核准的系統改善係參照美國核管會要求、歐洲核能安全管制者組織建議、日本與其他國家的實務經驗。這些改善已經開始執行。

同行審查專家小組提供有關電力與最終熱沉的建議。特別是由原能會所發起的緊要設備防範水災與生水池耐震之改善，二者均對強化核能電廠安全是非常重要的。

### 主題 3—嚴重事故處理

福島事故後，原能會已完成對於嚴重事故處理組織、程序、與規定的深入審查，結果顯示其結構良好與足夠對付不同嚴重程度的事故，包含嚴重爐心熔損。然而，為了進一步改善核能電廠對超越設計情況的整備，有一些建議似乎是必要的。

同行審查專家小組建議考慮複合式災害的系統性評估，包含多機組與多廠址事故，因為某些核能電廠位置相當接近。

嚴重事故處理規定大部分仰賴外部支援與使用移動式設備。因此，核能電廠廠址隨時需要有足夠數量受過訓練的人員，或者替代的，必須考慮將某些移動式設備改為固定設置。這些設備的儲存必須分散於較高的位置以避免同時受損，且儘可能配置於可能使用的地點附近以節省人力。

依據福島事故的經驗回饋，預期將建造隔震技術支援中心，為重大改善措施。然而，這些隔震技術支援中心的耐震設計目標必須至少對應於超越目前設計基準的地震程度。

發生影響廣泛的外部事件時，可以預期某些嚴重情況可能影響核能電廠緊急應變人員抵達廠址。雖然某些核能電廠人員居住在核能電廠附近，此應該不是主要議題。然而，發生強烈地震的情況下道路/橋樑可能會是通行到達核能電廠的弱點，因此宜考慮相應的基礎設施改善。在此方面，可獲得重型道路清理設備必須納入考慮。

福島事故後顯示處理大量的污染水，在事故狀況後是一大挑戰。同行審查專家小組建議發展事故狀況下抑低污染水量的策略，並評估可能的選項以建構封閉式冷卻迴路。

## 縮寫名詞表

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	進步型沸水反應器
AC	Alternating current	交流電
ADS	Automatic Depressurization System	自動洩壓系統
AEC	(Taiwan) Atomic Energy Council	原子能委員會(原能會)
AFP	Auxiliary Feedwater Pump	輔助飼水泵
AM	Accident Management	事故處理
AMT	Accident Management Team	嚴重事故處理小組
ARI	Alternate Rod Insertion	控制棒替代插入系統
ASME	American Society of Mechanical Engineers	美國機械工程師學會
ASTS	Automatic Seismic Trip System	強震自動急停系統
BDB	Beyond Design Basis	超越設計基準
BDBA	Beyond Design Basis Accident	超越設計基準事故
BDBE	Beyond design basis earthquake	超越設計基準地震
BWR	Boiling water reactor	沸水反應器
CDF	Core Damage Frequency	爐心熔損發生率
CDRC	Central Disaster Response Center	中央災害應變中心
CFR	Code of Federal Regulations (USNRC)	美國聯邦法規(美國核管會)
CNS	Convention on Nuclear Safety	核安全公約
COPS	Containment Overpressure Protection System	圍阻體過壓保護系統
CS	Chinshan (NPP)	金山核能電廠(核一廠)
CSCW	Combined Structure Cooling Water system	聯合廠房冷卻水系統
CST	Condensate Storage Tank	冷凝水儲槽
CW	Circulating Water system	循環水系統
DB	Design Basis	設計基準
DBA	Design Basis Accident	設計基準事故
DBE	Design Basis Earthquake	設計基準地震
DBF	Design Basis Flood	設計基準水災
DC	Direct Current	直流電
DG	Diesel Generator	柴油發電機
DST	Demineralized Water Storage Tank	除礦水貯存槽
EC	European Commission	歐盟執委會
ECR	Emergency Control Room	緊急控制室

ECT	Emergency Control Team 緊急控制大隊
ECW	Emergency Circulating Water system 緊急循環水系統
EDG	Emergency Diesel Generator 緊急柴油發電機
EDMG	Extensive Damage Mitigation Guidelines 大範圍廠區受損救援指引
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group 歐洲核能安全管制者組織
EOF	Emergency Operations Facility 緊急運轉設施
EOP	Emergency Operating Procedure 緊急運轉程序書
EPG	Emergency Procedure Guideline 緊急程序導則
EPIC	Emergency Public Information Center 緊急民眾資訊中心
EPZ	Emergency Protection Zone 緊急應變計畫區
ERF	Emergency Response Facility 緊急應變設施
ERO	Emergency Response Organization 緊急應變組織
ESW	Essential Service Water system 緊要海水系統
EU	European Union 歐盟
FCP	Forward Command Post 前進指揮所
FMCA	Fuel Cycle and Materials Administration 放射性物料管理局
FPCU	Fuel Pool Cooling and Clean Up System 燃料池冷卻及淨化系統
FSAR	Final Safety Analysis Report 終期安全分析報告
g	standard value of the gravitational acceleration 重力加速度基準值 (9,81 m/s <sup>2</sup> )
GE	General Electric Company 奇異公司
GMPE	Ground Motion Prediction Equation 強地動預估公式
HPC	Health Physics Center 保健物理中心
HVAC	Heating, Ventilation and Air Conditioning 暖氣通風空調系統
I&C	Instrumentation and Control 儀控系統
IAEA	International Atomic Energy Agency 國際原子能總署
KS	Kuosheng (NPP) 國聖核能電廠(核二廠)
LERF	Large Early Release Frequency 早期輻射大量外釋發生率
LM	Lungmen (NPP) 龍門核能電廠(核四廠)
LOOP	Loss Of Off-site Power 喪失外電
LRA	license renewal application 執照更新申請
MAAP	Modular Accident Analysis Program 模組化事故分析程式
MCC	Motor Control Centre 馬達控制中心
MCCI	Molten Core Concrete Interaction 熔融爐心與混凝土交互作用

MCR	Main Control Room 主控制室
MMCS	Maintenance Management Computerization System 電腦化維護管理系統
MS	Maanshan (NPP) 馬鞍山核能電廠(核三廠)
MSL	Mean Sea Level 海平面
NACP	National Action Plan 歐盟壓力測試國家行動計畫
NEA	Nuclear Energy Agency (of the OECD) 核能署(經濟合作暨發展組織)
NEI	Nuclear Energy Institute (formerly NUMARC and USCEA) 美國核能協會(由NUMARC與USCEA改組)
NEPEC	Nuclear Emergency Planning Executive Committee 緊急應變計畫執行委員會
NGO	Non-Governmental Organisation 非政府組織
NPP	Nuclear Power Plant 核能電廠
NR	(Stress Test) National Report (壓力測試)國家報告
NSC	(Taiwan) National Science Council 國家科學委員會(國科會)
NSCW	Nuclear Service Cooling Water system 廠用海水系統
NTTF	Near Term Task Force (of the USNRC) 近期專案小組(美國核管會)
NUMARC	Nuclear Management and Resources Council (now NEI) 核子管理與資源委員會(現為核能學會)
OBE	Operational Basis Earthquake 運轉基準地震
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development 經濟合作暨發展組織
OEF	Operating Experience Feedback 運轉經驗回饋
OSC	Operation Support Centre 運轉支援中心
PAR	Passive Autocatalytic Recombiner 被動式自催化氫氣再結合器
PGA	Peak Ground Acceleration 最大地動加速度
PMP	Probable Maximum Precipitation 最大可能降雨量
PORV	Power Operated Relief Valve 動力釋壓閥
PR	Peer Review 同行審查
PRT	Peer Review Team 同行審查專家小組
PSA	Probabilistic Safety Assessment 機率式安全度評估(或簡稱為PRA)
PSR	Periodic Safety Review 定期安全評估
PWR	Pressurised Water Reactor 壓水式反應器
Q&A	Questions and Answers 問題與答覆

RBCW	Reactor Building Cooling Water	反應器廠房冷卻水系統
RBSW	Reactor Building Service Water	反應器廠房海水系統
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling	反應器爐心隔離冷卻
RCP	Reactor Coolant Pump	反應器冷卻水泵
RCS	Reactor Coolant System	反應器冷卻水系統
RLE	Review Level Earthquake	審查級地震
ROP	Reactor Oversight Process	反應器監管方案
RPV	Reactor Pressure Vessel	反應器壓力槽
RWST	Refuelling Water Storage Tank	燃料更換用水儲存槽
SAG	Severe Accident Guideline	嚴重事故指引
SAM	Severe Accident Management	嚴重事故處理
SAME	Severe Accident Management Equipment	嚴重事故處理設備
SAMG	Severe Accident Management Guideline	嚴重事故處理指引
SBGT	StandBy Gas Treatment system	備用氣體處理系統
SBLC	control rod and StandBy Liquids Control system	控制棒與備用硼液 控制系統
SBO	Station Blackout	電廠全黑
SDP	significance determination process	重要性確立方法
SFP	Spent Fuel Pool	用過燃料池
SFPACS	Spent Fuel Pool Additional Cooling System	用過燃料池新增冷卻系 統
SFPCS	Spent Fuel Pool Cooling System	用過燃料池冷卻系統
SG	Steam Generator	蒸汽產生器
SMA	Seismic Margin Assessment	地震餘裕分析
SOER	Significant Operating Experience Report	重大運轉經驗報告
SPSA	Seismic Probabilistic Risk Assessment	地震機率式風險評估
SRV	Safety Relief Valves	安全釋壓閥
SSC	Structures, Systems and Components	結構物、系統與組件
SSE	Safe Shutdown Earthquake	安全停機地震
ST	Stress Test	壓力測試
SWCB	Soil and Water Conservation Bureau	水土保持局
TAF	Top of Active Fuel	有效燃料頂部
TDAFWP	Turbine Driven Auxiliary FeedWater Pump	汽機帶動輔助飼水泵
TPC	Taiwan Power Company	台灣電力公司

TSC Technical Support Centre 技術支援中心  
UHS Ultimate Heat Sink 最終熱沉  
URG Ultimate Response Guidelines 斷然處置程序指引  
US United States 美國  
USCEA U.S. Council for Energy Awareness (now NEI) 美國能源覺醒委員會  
(現為核能協會)  
USNRC United States Nuclear Regulatory Commission 美國核能管制委員會  
(核管會)  
WANO World Association of Nuclear Operators 世界核能發電協會  
WENRA Western European Nuclear Regulators Association 西歐核能管制者  
協會