

出國報告（出國類別：其他）

參加 RIC 2013 年會並參訪美國核管會

服務機關：核能研究所

姓名職稱：蔡智明 副工程師

黃佳慧 助理工程師

派赴國家：美國

出國期間：102年3月10日~102年3月18日

報告日期：102年4月18日

Abstract

The main purpose of the trip is to attend the 2013 USNRC Regulatory Information Conference (RIC) in Bethesda, Maryland, USA. Through the sessions in this conference, the delegate team of INER learned about the current key policy strategies of USNRC in the wake of Fukushima accident. After the conference, the team exchanged with the experts of USNRC on the status of nuclear safety research programs and issues in Taiwan.

The conference was held on March 12 through 14 at the Bethesda North Marriott Hotel, opposite to the head quarter of USNRC. Major topics include reactor operation, new reactor, fuel cycle, nuclear security, risk assessment, safety culture, especially new regulatory action after Fukushima accident. It's been a great opportunity to follow the ongoing programs about the safety analysis, severe accident analysis, L-3 probabilistic risk assessment, post-Fukushima response activities, probabilistic flood hazard assessments, and more risk management regulatory. Furthermore, the delegate team also had a meeting with the experts of USNRC. The meeting was focused on the enhancement and improvement of safety of the nuclear power plants in Taiwan, covering issues of containment passive venting, dry well coating and alternative fire test.

Key word: Regulatory Information Conference, Probabilistic Risk Assessment, Severe Accident

中文摘要

本次公差主要目的赴美國馬里蘭州貝賽斯達參加由美國核能管制委員會(USNRC)舉辦之 2013 年第 25 屆核能管制資訊會議，參加大會與各項分組研討會，瞭解美國核管會於後福島時期各項重點施政策略；會後赴 USNRC 總部與核管會專家交流台灣核電廠的改善現況。

2013 年核管資訊會議於 3 月 12~14 日於美國核能管制委員會總部對面的 Bethesda North Marriott 飯店的會議中心舉行，本年度會議主要內容包括有反應器運轉、新型反應器、燃料循環應用設施、核子保防、風險評估與安全文化等議題，並以福島事故後美國核管行動方案為重點，鋪陳各項研討主題，參加本次會議對本所安全度評估及嚴重事故分析在福島因應方面之研議與研究規劃，應有相當助益。就安全度評估而言，二階 PRA 的嚴重事故研究、三階 PRA 評估、福島後現況分析、機率式水災危害評估、風險管理準則等是此次會議所揭示的重點；而後赴 USNRC 與相關議題專家就台灣核電廠改善案進行討論，包括：圍阻體強制排氣、乾井保護塗料、替代防火測試等。

關鍵字：核能管制資訊會議、風險評估、嚴重事故

目 次

	頁碼
Abstract	i
中文摘要	ii
一、目的	1
二、過程	1
三、心得	26
四、建議事項	27
五、參考資料	28

一、目的

為執行台電計畫「核三廠一號機高壓汽機轉子更新功能測試與分析」之需求，派員赴美國參與 25th Annual Regulatory Information Conference (RIC) 核管資訊會議，會議主要內容包括有反應器運轉、燃料循環應用設施及安全研究等議題。會議中本所副工程師蔡智明與助理工程師黃佳慧分別參加福島後電廠檢視、安全度評估、廠外水災、核能安全、嚴重事故等相關議題之討論，並蒐集資訊。

此外，陪同原能會核管處龔繼康科長前往美國核管會(USNRC)總部洽談核能安全管理相關議題，並針對嚴重事故相關議題給予支援及說明。此行參加研討會與參訪 USNRC 進行資料蒐集和問題釐清對計畫執行有重大助益。

二、過程

此次公差自 102 年 3 月 10 日起至 102 年 3 月 18 日止，共計 9 天，主要是參加 RIC 2013 會議，行程如下：

行程					公差地點		工作內容
月	日	星期	地點		國名	地名	
			出發	抵達			
3	10	日	台北	洛杉磯	美國	洛杉磯	去程-轉機
3	11	一	洛杉磯	華盛頓特區	美國	馬里蘭州 貝塞斯達	去程
3	12-14	二-四			美國	馬里蘭州 貝塞斯達	參加管制 資訊會議
3	15	五			美國	馬里蘭州 貝塞斯達	與 USNRC 代表交流
3	16	六	華盛頓特區	洛杉磯	美國	洛杉磯	回程-轉機
3	17-18	日-一	洛杉磯	台北		台北	回程

(一) 參加「2013 管制資訊會議(RIC)」記要

本屆 RIC 會議於 3 月 12 日至 14 日舉行，會議主要議程如表 2.1，由 NRR (Office of Nuclear Reactor Regulation) 辦公室主任 Eric J. Leeds 及 RES (Office of Nuclear Regulatory Research) 辦公室主任 Brain W. Sheron 輪流主持。與會人員達 2800 位，來自近 30 個國家。台灣方面有四員參加，為本所蔡智明副工程師、本所黃佳慧助理工程師、原能會龔繼康科長、原能會駐美國經濟及文化辦事處 (TECRO) 科技組趙衛武副組長(照片詳圖 2.1)。

1. 委員演講

(1) USNRC 主席 Macfarlane 演講

Macfarlane 是新任委員(照片詳圖 2.2)，於 2012 年七月開始就任，講題是 The Next 25 Years。因為本次是 RIC 第 25 屆，一個重要的里程碑，面對與會國際同行，分別來自 30 多個國家，Macfarlane 首先感謝大家的付出與努力，從 1988 年舉辦第一次 RIC，核能一路走來遇到很多困難，尤其是兩年前的福島事件，USNRC 面對國內及國際間的壓力，兢兢業業地履行核電設施監管職責，也慶幸過去所蒐集到的科學實驗和經驗數據，讓核能工業可以做出最好的規劃與決策，Macfarlane 也表示 USNRC 會記取從福島的教訓，讓接下來的 25 年能夠運轉得更安全。美國目前絕大多數電廠都運轉得很好，表示過去所制訂的法規是有相當的效益，但是經過福島事故，勢必要將過往教訓納入未來的規劃；在此 Macfarlane 提到，未來監管程序將涵蓋整個燃料循環，必須從公共政策的角度來看，除了確保運行安全，也要重視民眾切身關心的問題，務必提升民眾的信心；政府的責任是必須提出最終處置計畫，也必須有安全的燃料存放方式，尤其是延役後，將有更多燃料需要更多空間及安全設計，如此才能確保燃料暫置及最終處置均不會受地震影響，目前對於用過燃料的最終處置，尤其是設置地點及廠商執照的問題，這些都是 USNRC 未來的課題。目前美國電廠持續運轉，

一切依照預定行程，態度比以往保守而謹慎，但不因為害怕而偏廢；去年核可了四個新機組，包括 Vogtle 電廠，新的反應器設計和施工除遵照原定的設計，也納入福島的經驗教訓，譬如加強其耐震設計；此外，也有幾座營運 60 年的機組開始退役，依照目前的處理方式：立即拆除、延後拆除或者是就地封存。世界核電發展雖然受福島事故的影響，但是經過兩年的整理也該要從事故中重新站穩腳步，USNRC 的職責是制定好的監管原則，未來，也開放公開討論，邀請各行各業、聯邦政府、州政府、業界、學界，以及國際同業參與，致力於更開放及透明的未來。Macfarlane 非常地感性，在演講中感謝每一位線上的駐廠視察員，肯定大家都很努力確保公眾的健康與安全，並不斷提及 USNRC 及電廠人員的努力，並表達感謝，也表示未來 USNRC 還是堅守崗位，確保每一座機組可以安全的運轉，亦確保燃料可以安全的進出口及貯存。

(2) USNRC 委員 Svinicki 演講

Svinicki 非常的幽默風趣，一開始就讓聽講的人歡笑連連，精神大振，講題是「The Views of the Honorable Kristine L. Svinicki」。Svinicki 委員的演講重點在於後福島的核能監管觀點，Svinicki 委員的說明中引用她最近看過的著作與故事，說明她對 USNRC 於福島後監管決策的心得與看法，提醒執行作業及制定決策時應該要時時注意大方向是否偏差，避免陷入鑽牛角尖的議題；Svinicki 委員指出 2011 福島事故是日本東太平洋地震的結果之一，最大的受害者是近兩萬個因地震或海嘯死亡的民眾，輻射本身並未造成任何人死亡，反而是人員撤離過程有造成傷亡事例，表示福島事故有很多值得學習與反省的地方，但是不應過分專注某些細節。也期許做為監管人員有能力為核能把關，應該要克盡自己的權力，堅守自己的職責。

(3) USNRC 委員 Apostolakis 演講

Apostolakis 委員的演講主題為「The Education of an Engineer in Policy Making」，他從自己是 USNRC 委員的角度來談如何教育一位執行政策決定的工程師。Apostolakis 委員指出 USNRC 委員會的業務就像是綜合科學、工程、法

律、政策、與核能產業互動，如何讓工程師可以在短時間內完成在科學基礎上的工程計算工作，將分析結果做為法律及政策的基礎，進而推動並落實於核能產業界，實是困難任務，因此教育更顯重要。從科學與工程領域來看，技術幕僚在處理各專業領域問題的時候，同時也需要了解核能管制的結構與管制目的地。從法律方面來看，USNRC 是個聯合機構，肩負數種任務，涉及的法律層面因此相當廣泛。Apostolakis 委員相信政府機關太官僚、做決策時間太長，但是我們設計的程序是開放、透明、核能產業可參與，花費時間在確認全部分析都完成、所有重要議題都已考量是一定的情形。從政策訂定、修正、推動方面來看，Apostolakis 委員以福島核電廠事故對政策衝擊為例子，雖然相關研究持續進行，越漸了解福島事故，美國核能電廠改善需求越漸清楚，但是 USNRC 委員會仍面對嚴苛的政策議題，例如，如何在核能管制架構下給予超過設計基準事故的最佳定義，如何決定要求電廠落實新要求，這些要求必須適用於保護民眾健康與安全，種種的決策都不簡單。在與核能產業互動方面，Apostolakis 委員以自身為例子，由於 USNRC 業務眾多繁雜、與核能產業互動頻繁，業主曾要求他保證 USNRC 委員會施行業務的一致性。最後，Apostolakis 委員表示如果這個工作僅攸關科學，工作會容易許多，人們常說人生就是不斷的學習，而我每天都在學習新的事情。

(4) USNRC 委員 Magwood 演講

Magwood 委員的演講主題為「Who are we」，他提到福島事故令他印象深刻，Magwood 和 NSC 委員在 2011 年 3 月 10 日開會討論日本對於改善地震分析、地震防護的努力，這些研究在福島核電廠事故發生後通通束之高閣。Magwood 委員相信在福島事故發生後的數個月，世界各國核能安全管理單位都和這起事件引起的餘波搏鬥，面對如此大規模的災害造成的複雜問題。藉由福島的經驗，我們必須怎麼做才可以確保核能安全？民眾聽到用過燃料池的水蒸乾和燃料燒起來的荒謬言論後，怎麼他們對用過燃料池安全性的恐懼？舊式 Mark-I 與 Mark-II 圍阻體的 BWR 電廠要怎麼做？未來新電廠會變成如何？尋找

解答同時，可以聯想到三哩島事故，兩者皆突顯電廠運轉、訓練、管制存有需要改變的缺陷。尋找解答同時，也可以聯想到 911 事件，雖然民眾高漲的情緒在兩事件發生後隨著時間降溫，但提及的時候都會激動的質疑為什麼會讓事情發生。Magwood 委員以「怎麼可以讓這種事情發生」來強調核能產業所有成員都有責任，核能從業者、核能供應者、核能設施建造者、電力公司、管制單位都應該審視自己，問問自己「Who are we」，一起在核能領域內扮演重要角色，確保大眾的健康、安全、防護。Magwood 更強調我們無法承受安逸與過分自信帶來的危害，不能等到下次爐心熔損再來找出嚴苛的問題、尋找困難的答案，我們現在就必須正視問題，接受、找出、解決機關、公司、機構的弱點。

(5) USNRC 委員 Ostendorff 演講

Ostendorff 委員以「Post-Fukushima Reflection on our Regulatory Framework」為演講主題。Ostendorff 委員以航海的笑話開頭，藉以強調我們必須時時刻刻察覺周遭環境、以最新的資訊修正方向。

Ostendorff 委員以 USNRC 管制標準為開頭，分別講述委員防護體制 (one commissioner's adequate protection framework)、USNRC 完成的近期專案小組 (NTTF) 報告、福島後下達的首次命令 (first post-Fukushima order)、經濟影響 (offsite economic consequences)、圍阻體過濾排氣系統 (filtered containment venting)、NTTF 第一項建議。講述委員防護體制時，Ostendorff 委員主要著重於說明以依序三個階段來使用自身的決定權做出適當的防護決策。發生福島事故後，USNRC 於 2012 年三月首次下達命令，共有三個施行命令，第一個是命令 Mark-I 與 Mark-II 圍阻體的 BWR 核電廠安裝可靠的、強化的圍阻體排氣系統，其次，發展減緩超過設計基準天然災害造成危害的策略，包含因應多機組事件與防護執行此策略的相關設備，最後，命令各核電廠增加用過燃料池儀器。對於已取得執照電廠發生未預期輻射物質釋放至環境所造成的經濟影響，NTTF 與 NRC 幕僚已經基於現行管制體系之經濟影響考量下，進行第二次獨立審查，從兩邊的結果聽起來，目前管制體系具有足夠的彈性空間。在圍阻體過濾排氣

系統方面，USNRC 幕僚建議 Mark-I 和 Mark-II 圍阻體 BWR 電廠安裝此系統，委員會相當重視這個議題，正在考慮安裝此系統的需求性，但還沒投票做出決定。Ostendorff 委員指出 NTTF 第一項建議對管制體系有廣泛的影響，第一項建議的主題是修正 (patchwork) 的內容如下：

The Task Force recommends establishing a logical, systematic, and coherent regulatory framework for adequate protection that appropriately balances defense-in-depth and risk considerations.

委員會尚未收到幕僚的分析與意見，不清楚未來管制體系變動的部分，但可以確定現行管制體系仍適用、繼續運作。

2. 技術議程(Technical session)

(1) 嚴重事故分析與福島後現況(議程 T3)

此議程討論嚴重事故分析程式與因應福島事故的分析結果，由 NRC/RES 系統分析部門主任 Kathy Halvey Gibson 主持，安排三位 USNRC 幕僚與日本 JAEA 代表參與座談，議題包括：

- (i) DOE 福島事故分析結果
- (ii) 用過燃料池 (SFP) 之 MELCOR 模型及分析結果
- (iii) THALES2 程式發展與福島電廠嚴重事故分析之應用
- (iv) MACCS 廠外危害評估

「DOE 福島事故分析結果」主講者為 SNL 的 Randall Gauntt 博士，主要介紹參與計畫的成員、嚴重事故現象、RCS 模擬、圍阻體失效機制、模擬結果與未來工作。計畫成員有 NRC、SNL、INL、ORNL，審查單位有 TEPCO、JNES、DOE、EPRI 等，計畫目的係使用 MELCOR 建立福島電廠一號機、二號機、三號機與用過燃料池模型，模擬用過燃料池事故、RCS 熱水流現象及圍阻體失效機制，Gauntt 博士於簡報中報告一至三號機的模擬工作，用過燃料池事故模擬與分析結果由下一位講者 Hossein Esmaili 博士介紹。

DOE 分別針對一號機、二號機、三號機建立個別模型，各模型的圍阻體皆為 Mark-I，關鍵安全系統包含安全釋壓閥 (SRV)、冷凝器、RCIC (二、三號機)、HPCI 蒸汽驅動 RPV 注水系統 (三號機) 與 RHR 系統。圍阻體失效模式有 SRV 於高溫時過度反覆開關而卡死，分裂產物因此進入濕井，考量避免分裂產物大量進入大氣環境的濕井刷洗效益。主蒸汽管破裂也是圍阻體失效模式之一，分裂產物因此進入乾井空間，可能外釋到大氣環境的可能原因有乾井上蓋凸緣處密封失效及鋼製襯板熔穿。

一號機的模擬結果顯示事故發生後 4 小時左右爐心開始熔損，銻水反應產生氫氣與高溫氣體，SRV 反覆開關將蒸汽洩放到抑壓池以調節 RPV 壓力，RPV 維持高溫高壓導致主蒸汽管破裂，分裂產物從破裂處進入乾井空間。RPV 失效後，爐心熔融物質掉落到圍阻體地板上，MCCI 產生氫氣與高溫氣體，RPV 注水產生蒸汽也促使圍阻體壓力上升，造成乾井頂部凸緣處發生洩漏，蒸汽與氫氣進入反應器廠房。雖然事故後 23 小時左右停止 RPV 注水且執行圍阻體排放洩壓，終止乾井頂部凸緣處的洩漏，洩漏到反應器的蒸汽持續冷凝，同時造成部分真空狀態，將外部空氣吸入反應器廠房，形成氫氣容易燃燒的條件，遂於反應器廠房產生氫氣燃燒爆炸。

二號機的模擬工作仍在持續進行中，尚未獲得確定性的分析結果。針對於三號機的模擬工作，其結果顯示事故進程與現象的趨勢與 TEPCO 提供的資料一致，其包括 RPV 壓力、爐心水位、乾井壓力、濕井壓力等，然而，仍存有以下待確認議題：

- HPCI 於 RPV 壓力最低時之 HPCI 注水流量的效益；
- 執行乾井/濕井噴灑的效益；
- 濕井淹溢 (torus flooding) 的效益；
- RPV 洩壓後執行緊急低壓注水流量的效益；
- RPV 洩壓的主因是主蒸汽管破裂或 ADS 啟動。

此計畫將持續模擬福島一號機、二號機、三號機事故的工作，同時進行模擬

不準度量化分析，提供相關資訊支援核電廠除役工作，並從除役過程取得相關數據與樣本，以利研究進行。

「用過燃料池 (SFP) 之 MELCOR 模型及分析結果」主講者為 NRC/RES 的 Hossein Esmaili 博士。為了評估用過燃料儲存的安全性，USNRC 以 MELCOR 程式建立 SPFs 模型，SPFs 模型包含 BWR 燃料格架元件、PWR 燃料格架元件、熱輻射模型、衰變熱模型、放射性核種模型、空氣與燃料的氧化反應及水流阻力模型。事故分析的案例有完全喪失冷卻水與部分喪失冷卻水兩種情況，前者因為池水水位最終會降至底層格架以下，分析過程考慮空氣自然循環、用過燃料與空氣的氧化反應、少量/沒有氫氣產生、生成 Ru，後者可能不會發生或延緩池水水位低於下方格架，分析過程考量蒸汽產生、蒸汽與燃料的氧化反應、氫氣燃燒、在池水水位低於底層燃料格架後產生空氣與燃料的氧化反應。SFP 內的放射性核種盤存量係由 SCALE/ORIGEN 模組計算，同事故分析結果的輻射源項 (外釋分率) 做為廠外輻射劑量危害分析 MACCS 程式的輸入。

SFP 範圍界定研究使用此 SPFs 模型，用以評估現今具代表性的核電廠 (例如 SFP 存量高)與將舊燃料移到乾式儲存場所的兩種案例的 SFP 安全性，評估事故減緩策略的有效性。透過實驗數據的修正，使用目前的 SPFs 模型可獲得更真實的事故進程與輻射源項。

「THALES2 程式發展與福島電廠嚴重事故分析之應用」主講者為 JAEA 的 Yu Maruyama，主要介紹 THALES2 程式、THALES2 程式的應用、福島第一電廠事故分析案例與未來工作。THALES2 是參考 MELCOR 開發的嚴重事故分析程式，可用來計算 2 階 PRA 的輻射源項，程式中考量熱水流、爐內爐心熔損進程、爐外熔損進程與分裂產物的傳遞現象，由獨立計算模組模擬各現象。Yu Maruyama 簡報中以福島電廠二號機、三號機的事故分析為案例，考量可獲得的實際電廠資訊 (自動啟動之設備、運轉員的操作、嚴重事故處理策略)，建立分析模型，並以此模型進行注水流量、圍阻體失效位置、圍阻體失效時間、海嘯淹沒濕井腔的靈敏度分析，最後將分析結果與 MELCOR 1.8.5 分析結果比較。

THALES2 模擬結果顯示福島二號機事故進程是事故發生 76.5 小時後，燃料棒包覆溫度達 1173K，發生分裂產物燃料間隙洩漏，1.2 小時後燃料棒包覆溫度升高至 2098K，爐心開始熔損，於事故發生 81 小時後燃料支撐板損壞，接下來 6.6 小時造成 RPV 底部熔穿，與 MELCOR 分析結果比較可知，前兩階段的時間點相近，後兩階段的時間點差異大。THALES2 模擬結果顯示福島三號機事故進程是事故發生 44.3 小時後，燃料棒包覆溫度達 1173K，發生分裂產物燃料間隙洩漏，0.7 小時後燃料棒包覆溫度升高至 2098K，爐心開始熔損，於事故發生 46.7 小時後燃料支撐板損壞，接下來 5.5 小時造成 RPV 底部熔穿，與 MELCOR 分析結果比較可知，前兩階段的時間點相近，後兩階段的時間點差異大。

JAEA 未來的研究方向有 (A) 持續與 OECD/NEA 進行福島事故基礎研究，(B) 更新 THALES2 不準度分析，確認待改善之重要因子，(C) 結合 KICHE 程式，加入 pH 時變計算與生成有機碘計算功能，(D) 改善輻射源項分析結果，精進嚴重事故處理策略，應用 THALES2 評估嚴重事故處理策略的有效性。

「MACCS 廠外危害評估」主講者為 NRC/RES 事故分析分組的 Keith Compton 博士，主要介紹 MACCS2 程式、MACCS2 前處理程式、WinMACCS 程式、MACCS 應用範圍。MACCS 用來評估假定輻射物質進入大氣環境後造成之風險與危害的工具，從 70、80 年代的分析工具演變而來，此工具考量大氣擴散、移動及沉積到地表的機制與民眾的輻射暴露方式，輻射暴露方式包含吸入、藉由食物或飲用水等攝取管道、體外輻射照射（地表照射、雲團照射、皮膚沉積），評估短期、中期、長期健康危害與經濟損失，進而根據分析結果訂定緊急防護行動與長期防護行動。MACCS 為工具 L3 PRA 階段的分析工具，為了方便 PRA 前期階段分析結果、氣象資料、鄉間訪查數據與實驗數據的輸入，USNRC 開發 MACCS 前處理程式。為了提高研究效率與品質，USNRC 以 MACCS2 為運算核心，開發圖形化使用介面的 WinMACCS 程式，使用者可在視窗介面建立分析模型及展示分析結果。目前使用 MACCS 程式有風險評估（如 NUREG-1150）、嚴重事故研究（如 SOARCA 計畫）、執照更新、新反應器執照取得、國際研究等。

(2) 核設施之機率式水災危害評估 (議程 T9)

福島事件因海嘯造成長時間外電喪失，故機率式水災危害評估也是本次會議重點，此項討論議題包括：

- (i) 機率式水災危害評估
- (ii) 新反應器機率洪水評估
- (iii) 機率式洪水危害評估：透視機率式洪水危險性評估
- (iv) 機率式洪水危害評估：數據、物理特性，統計和不確定度
- (v) 流量控制器與洩洪系統的可靠度

「機率式水災危害評估」由 RES 主講，主要成果是召集專家小組評估極端洪水對核設施造成的風險，並討論與現行技術的差距(如數據取得和解釋、專家意見客觀性、不確定度評估)，參與討論的專家包括 NRO、EPRI (Engineering & Research Inc.)、USGS (U.S. Geological Survey)及學校教授，主要分成幾項工作：

- 討論機率洪水危害評估(Probabilistic Flood Hazard Assessment, PFHA)和應用於核設施之 PRA 方法
- 定義洪水形成機制，用以討論 PFHA 及不確定度評估
- 檢視過去利用 PFHA 進行評估的案例
- 聯結極端洪水分析與 PRA，進行資訊共享

會議討論的洪水機制包括歷史水災紀錄、極端降水紀錄、洪水造成潰堤或潰壩、海嘯、暴潮、河川氾濫、加成效應(互依性)分析。

「新反應器機率洪水評估」由 NRO 主講，新反應於建廠時須調查區域最高洪水位和區域最大地下水位，用以訂定廠址設計洪水水位、廠址最高水位及廠址高程。

水災議題還是以 NUREG-0800 為主，討論的項目包括洪水、河溪的可能最大洪水、潛在的大壩故障、可能的最大浪湧和湖震(Seiche)、最大可能的海嘯災害、冰的危害、冷卻水來源為運河和水庫、水流改道、防洪等議題，此外，福島事件也是水災危害的防護工作檢討指標。其他參考的資料在今年尚未有重大

修改，如：RG 1.59, Rev. 2, (1977)、ANS/ANSI-2.8 (1992)、RG 1.102 (1976)。

除了洪水造成的危害之外，洪水發生機率也是討論重點，USNRC 於 2013/1/29~31 舉行論壇(PFHA workshop)，邀請聯邦機構、大學院校、私人企業計 250 人共同討論，尋求可行的機率洪水危害分析(Probabilistic Flooding Hazard Analysis, PFHA)方法，目前得到的初步建議包括：

- 利用風險告知和現有決策標準，瞭解兩者間的異同，找出潛在原因。
- 加強聯邦、各企業、各組織及其他有關單位間的合作及協調。
- 可以參考地震危害分析資深委員會(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)之執行方法。

論壇成果亦有報告檔案，Final Program of the Federal Workshop on Probabilistic Flood Hazard Assessment (PFHA) (ML13024A242)，也有錄音檔案可參考。

「機率式水災危害評估：透視機率式水災危險性評估」由 EPRI 利用 PRA 方式檢視洪水造成的危害，一般評估洪水用的方法有三，危害分析、脆弱度分析和量化評估，其中危害分析需要最多的數據量，以往對於洪水分析多採用最大洪峰流量(Probable Maximum Flood, PMF)，PMF 是定論式(Deterministic)分析，簡化洪峰頻率及發生時間等因子；使用風險評估進行洪峰推算可考慮到歷史洪峰或極端洪峰發生的可能性，保留發生機率極低，但可能造成嚴重危害的事件；目前已經發展出一套機率式洪水危害評估(Probabilistic Flooding Hazard Assessment, PFHA)方法，搭配不同情境：河流、颶風、暴潮、水壩、海嘯等，已發展出對應的模型，其中，河流使用的 Stochastic Event Flood Model (SEFM)，已有 30 家以上的美加機構應用。此外，也將 PMF 進行優化，納入參考，以多種方法並行的方式，提供洪水危害評估更可靠的評估準則。

「機率式洪水危害評估：數據，物理特性，統計和不確定度」由 USGS 主講，討論洪水評估數據，因為過去從歷史的洪水數據資料蒐集，較少極端氣象條件，未來希望找出長期洪水週期，定義極端事件和極值，數據統計以往從物

理現象、迴歸公式、Pseudo-Probabilistic Methods、隨機方法得到，尤其針對數據的可靠度進行評估，過去數據分析時可能會排除離群值，現在則是利用古地質研究方式，回溯離群值的真實性，務求勿枉勿縱。

「流量控制與洩洪系統的可靠度」除對洪水推算，對洪水防護也是重要的課題，由馬里蘭大學主講，其洩洪實驗包括資料蒐集、氣象預報、流量控制、人為/自動操作等部份，以事件數列出可能造成失效的情境，找出可能造成洩洪溢流的情境，針對該情境進行模擬，並且統計數個水壩操作數據，找出可能的肇始事件包括極端降雨渲洩不及、設備故障無法升起洩水閘門、大雨造成道路崩塌，人員無法進出、通訊系統失效、週末假日人員調度不及、人員工作負荷過重等因素。

(3) 福島後國際研究現況 Part 1 (議程 W15)

此議程邀請幾個國家與機構分享福島事故後的研究現況，由 NRC/RES 署長 Brian Sheron 主持，安排美國、法國、日本、芬蘭與 OECD 代表參與座談，議題包括：

- (i) International Research – Post-Fukushima Research (RES/NRC, USA)
- (ii) Post-Fukushima Research, IRSN Views on External Events Research (IRSN, France)
- (iii) Post-Fukushima Safety Research in JNES (JNES, Japan)
- (iv) Safety Research in Finland Related to Fukushima Dai-ichi Accident (STUK, Finland)
- (v) NEA Safety Activities Related to External Events (OECD/NEA)

「美國福島後國際研究」主講者為 NRC/RES 署長 Brian Sheron，他表示福島後美國 NRC 委員成立近期專案小組 (Near Term Task Force, NTTF)，NTTF 提出 12 項建議，並要求幕僚訂定落實 12 項建議的期程規劃，評估其他可能的建議事項，持續追蹤需進一步研究的建議事項。根據 NTTF 研究，指出以下議題與目

前成果：

- 事故緩和策略的範疇包括圍阻體過濾排氣系統 (filtered containment venting system)、氫氣控制、電廠全黑。USNRC 下令 Mark-I 及 Mark-II 圍阻體 BWR 電廠必須安裝可靠的硬管排氣系統 (hardened vent)，USNRC 也使用 MELCOR、MACCS2、PRA 執行技術分析，做為支持 Mark-I 及 Mark-II 圍阻體 BWR 電廠安裝過濾排氣系統需求的基礎。NTTF 建議 USNRC 確認圍阻體內或其他廠房內的氫氣控制能力，因此，USNRC 將重新檢視各型圍阻體內的氫氣控制設備，評估氫氣洩漏至週邊廠房的可能性及其危害，並參與 OECD 氫氣生成、傳遞、減量的研究。NTTF 指出有修改因應電廠全黑規定的必要，透過 L3 PRA 評估風險處，並由 BNL 執行延長 DC 電池運轉時間的研究。
- Sheron 指出，福島電廠發生事故的期間釋放了大量的放射性廢水，但目前沒有模擬廢水流動的模型，RES 正開始評估計畫，預期研究成果可做為評估放射性廢水排放的可能性，並進一步採取因應措施。
- 用過燃料池界定研究：檢視若「加速」舊燃料移到乾式貯存筒的過程，對於用過燃料池事故後果會有何種效應。過去的用過燃料池風險研究顯示最具風險的事件是池水快速流失，造成用過燃料露出水面的最主要原因是地震，USNRC 正在針對運轉週期具代表性之 Mark-I 圍阻體 BWR 電廠 (Peach Bottom) 分析地震帶來的衝擊，同時評估池內存放高密度用與低密度用過燃料產生放射性危害的差別。
- 電廠風險評估：將 PRA 範疇放大到涵蓋所有放射性物質來源、所有廠內及廠外肇始事件、所有運轉模式，可能的放射性來源包含反應器、用過燃料池及多部機組，運轉模式包含全功率運轉、低功率運轉及停機狀態。預期四年時間可完成所有評估工作，目前進度是完成廠內肇始事件造成全功率運轉反應器放射性物質外釋的 L1 研究。

「法國福島後國際研究」主講者為 IRSN 安全研究部門主任 JC Micaelli，

Michaelli 指出法國的核能政策將停止到 2013 年年底，已經完成國家壓力測試，並決定強化深度防禦的能力，於每個核電廠安裝強固核心 (hardened safety core) 設施，該設施存有為數有限但可提供攸關運轉員防護、動力與冷卻水的緊要功能組合，以處理遠超過設計基準事故危害。法國也持續研究地震與海嘯對於強固核心的危害。

「日本福島後國際研究」主講者為 JNES 副主席 Masashi Hirano，簡報重點為目前福島核電廠狀況、目前核能安全法規與研究成果。Hirano 說明福島核電廠一號至三號機反應爐目前都處於穩定狀態，RPV 底部維持 30-50°C，一號機最大輻射劑量率為 11.1 Sv/h，水位約為地板上方 2.8m，二號機輻射劑量率為 73 Sv/h，水位約為地板上方 60cm，未來將在福島核電廠建造核種移除設施與地下水旁通工程，減少放射性廢水中的核種，並阻斷放射性廢水進入地下水系統。在研究成果方面 JNES 已開發海嘯計算模型；根據美國開發的 MELCOR 模型與實際電廠數據，重新估算福島核電廠嚴重事故進程與輻射源項；估算福島事故對環境的影響；進行濕井排氣刷洗效益的實驗；研究有效冷卻圍阻體的方法；進行用過燃料池喪失冷卻水的熱水流實驗（噴灑冷卻、自然對流冷卻、蒸汽冷卻）；進行注入海水與硼酸的實驗；發展安全文化評估方法；計算廠外輻射對居民與工作者的輻射危害。

「芬蘭福島後國際研究」主講者為 STUK 的 Keijo Valtonen，簡報重點為目前芬蘭的核能發電現況、核能電廠嚴重事故處理策略與安全研究。芬蘭目前擁有兩座核能電廠，Olkiluoto 電廠有 2 個 ABB BWR 運轉中機組，3 個 EPR 機組正在建造中，Loviisa 電廠有 2 個 VVER-440 運轉中機組。Olkiluoto 電廠的嚴重事故處理策略包含一次系統洩壓、下乾井淹溢、圍阻體注水、圍阻體過濾排氣、pH 控制。Loviisa 電廠的嚴重事故處理策略包含 RCS 洩壓、壓力槽內熔渣滯留、氫氣減量與控制、圍阻體噴灑以維持長期冷卻。芬蘭在核能安全領域的研究包含人文社會、自動控制與控制室、燃料、反應器、熱水流、嚴重事故、反應器循環的結構安全、核電廠建造安全、風險評估。

(4) 風險評估：未來的挑戰與機會 (議程 W16)

分析過去失敗的原因，從中獲取經驗，進而提昇電廠機組及其他設施的可靠度，也是未來研究的重點方向，相關議題包括：

- (i) RES 風險評估總括說明
- (ii) 新型與進步型反應器總括說明
- (iii) 國際間風險告知應用在現行反應器現況說明

「RES 風險評估總括說明」由 RES 說明，提及目前主要的研究目標有二，分別是 Vogtle 電廠三階(Level 3)PRA，以及風險管理管制架構(Risk Management Regulatory Framework, RMRF)。

USNRC 目前以 Vogtle 電廠為示範廠址，進行三階 PRA 驗證成功準則，目前進行數位儀控研究及人為可靠度分析(Human Reliability Analysis, HRA)，可靠度資料蒐集包括向持照人員蒐集 HRA 數據、HRA 方法論、火災 HRA 參考 NUREG-1921，三階 PRA 包括放射源在所有操作模式下所造成的危害，討論多重污染源造成之風險，2013 年春季已經召開討論及 ACRS 小組討論會。RMRF 工作小組則進行 NUREG-2150 內部審查，確認操作項目及提出建議給委員會於下次會議中討論。

此外，RES 提供電廠進行模式訓練，使用 SPAR 模型以及 SAPHIRE 運算模式，SPAR 模式適用的新型反應器包括：ABWR、AP-1000、US APWR、US EPR，工作為蒐集數據與分析、建立系統肇始事件、進行全危害模型，過程中同時對 RASP 操作手冊進行修訂，同時也可以得到事件及情境中發生的共因失效機率。

「新型與進步型反應器總括說明」由 NRO 說明，目前主要進行的工作仍為新反應器的執照審查、進步型反應器運轉前置作業、還有基礎設施，持續將現階段申請計畫完成，以及提供支援給對未來的申請人，為此，NRO 支援設計審查標準(Design-Specific Review Standard, DSRS)，啟動新反應器的研究、測試計

畫、管制架構，完成新一代反應器(Next Generation Nuclear Plant, NGNP)白皮書評估。

針對設施部份則更新標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP)，納入新反應器的研究成果，將風險告知應用於新反應器，另外針對新反應器發展臨時雇員準則(Interim Staff Guidance, ISG)，還有發展 AP-1000 全型適用的 SPAR 模式。此外，針對福島事件(參考 NTF 建議 1.0, 2.1, 2.3, 4.1, 8)，未來的工作重點將著重在風險管理工作，提出加強核安與加強監管效率的方法。

「國際間風險告知應用在現行反應器現況說明」由 NRR 說明，經過多年地努力，目前風險告知已經被電廠廣泛使用，有將近一半的廠家用 NFPA 805 進行火災防護檢視；而 GSI-191 提到圍阻體內的洩水池與爐心水流的問題，目前由南德州 Demonstration 廠進行測試評估；而 Vogtle 電廠執行 10 CFR 50.69(Risk Inform)以及建立風險管制技術規範。此外，因為福島事件，地震重新評估、廠外水災重新計算以及其他天災造成的危害也被納入 NTF 2.1。

目前的困難在於將應用範圍擴展到其他廠址，但是應用 PRA 需要個廠專業資訊，資料蒐集深度及廣度都需要強化；然而在建立個廠的維護案時，個廠資料大量倚賴於運轉員的經驗，對 PRA 可靠度分析有重大影響。

USNRC 與業界都必須使用個廠執行 PRA 的成果來進行評估改善，從中吸取教訓，從每一個課題中成長，以提高系統的穩定度。另外，還有列出最近發表的報告及準則。

3. 海報及攤位展示

(1) SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses) 計畫

本攤位是由 USNRC 的 Jonathan Barr 負責，展場海報如圖 2.3，從海報中與 Barr 的說明可得知 SOARCA 計畫的內容與目前結果簡述如後。

為了發展反應器嚴重事故造成廠外輻射健康危害的量化分析能力，獲得最佳估算(best-estimate)結果，並建立接近真實 (realistic) 結果的知識主體，USNRC 推動 SOARCA 計畫，以位於賓州的 Peach Bottom 電廠 (GE BWR, Mark-I 圍阻

體) 與位於維吉尼亞州的 Surry 電廠 (西屋 PWR, 乾式圍阻體) 做為先導廠, 其主要目的是 (A) 更新嚴重事故量化分析結果, 特別是針對 1982 年廠址研究 (NUREG/CR-2239); (B) 納入早期評估所沒有考量到的電廠變更; (C) 評估電廠設施安全相關改進的潛在效益 (10CFR 50.54); (D) 使用先進的模擬技術(指 MELCOR/MACCS2 程式); (E) 讓 USNRC 能夠對外溝通核能安全裡有關嚴重事故方面的資訊。

SOARCA 本身屬於定論性分析, 重點在於幾個重要的嚴重事故情節, 並以符實的方式進行評估與詳細分析, 例如採用模擬器的觀察數據、符實估算管路表面的氣膠粒子 (aerosol) 沉降行為。SOARCA 整合事故演進模型與事故後果模型, 也考量到近年來各國所進行的物理實驗結果, 考量地震時對於廠外撤離的影響, 乃至於擴充健康效應模型的範圍。

SOARCA 分析了兩個代表電廠: Peach Bottom 與 Surry, 兩者均有模擬長期廠區全黑 (Long-term station blackout, LTSBO) 情節如地震事件+喪失 AC 電+電池初始不可用, 也均有模擬短期廠區全黑 (STSBO)。Surry 電廠另單獨分析 STSBO 再加上熱引致蒸汽產生器破管 (Thermally induced steam generator tube rupture, TISGTR) 的情節以及系統介面爐水流失事故 (ISLOCA) 情節。SOARCA 的特色之一在於考量了電廠在 911 事件後所增設的各項措施例如建立了運轉員手動運轉蒸汽驅動泵 (在沒有電力之下) 的程序書、移動式柴油驅動泵、移動式發電機 (供電給關鍵儀器與閥件)、移動式氣瓶 (供氣開閥)、專用的補水源等。模擬廠外後果時, 也考量了電廠緊急應變模式, 包括緊急應變計畫、緊急宣布的時間線、地方政府的保護作為程序、廠外撤離時間估算數據等。

SOARCA 計畫的先導廠評估結果可摘述如下:

- 當運轉員有效運用場內可用資源及設備、有效執行救援程序時, 將可以在事故為害民眾健康前阻止事故進程、延遲事故進程或大幅降低影響;
- 在 SOARCA 模擬的事故序列裡, 即使運轉員未能成功阻止事故, 事故的進程仍比以前的研究來得緩慢很多, 外釋量也小很多;

- 所有 SOARCA 模擬的事故序列都沒有致死風險；
- SOARCA 模擬的事故序列顯示長期癌症死亡個人風險僅略高於美國一般人之癌症死亡年平均風險。

SOARCA 計畫執行成果已彙整為 NUREG-1935 報告，並於 2012 年 11 月正式發行，USNRC 於 RIC 會議的 SOARCA 攤位提供紙本供與會者拿取，上述詳細內容皆可於報告中得知。

從 NUREG-1935 報告與簡報負責人得知，SOARCA 計畫未涵蓋以下範疇：

- 多機組事故；
- 低功率運轉事故及停機事故；
- 極端地震事件造成圍阻體損壞伴隨爐心熔損；
- 用過燃料池事故；
- 安全議題。

類似福島的事故將由其他計畫進行研究，如全面三階 PRA 計畫及用過燃料池範圍界定分析 (Scoping analysis) 計畫。同時，蔡員詢問 SOARCA 計畫的執行方法與結果是否可取代 FSAR 內的嚴重事故分析，Barr 表示 SOARCA 計畫的分析結果僅做為建立接近真實 (realistic) 結果的知識主體，FSAR 內的安全分析工作仍需秉持深度防禦與保守評估的原則，SOARCA 方法與分析結果不能取代 FSAR 內的嚴重事故分析工作。

(2) Overview of MELCOR

本攤位是由 NRC/RES 系統分析部門反應器系統工程師 Hossein Emaili 博士負責，展場海報如圖 2.4，從海報中與 Emaili 博士的說明可得知 MELCOR 程式的相關資訊簡述如後。

MELCOR 程式自 1982 年問世後持續的精進，由 SNL 維護與更新，持續針對嚴重事故的新興議題、新的實驗資訊以及嚴重事故知識庫的增長等反映修訂，並保持整合性與一致性的分析作法，目前最新的 MELCOR 程式為 2.1 版。

MELCOR 的設計目的是 (A) 模擬嚴重事故並提供事故進程、輻射源項與不準確度的合理預測；(B) 模擬設計基準事故分析之圍阻體熱水流現象；(C) 模擬設計基準事故與嚴重事故全尺度現象；(D) 使電廠模型與集中參數模型的結構一致。

在福島事故之後，MELCOR 主要應用領域為分析核能電廠假想之超出設計基準的事故、風險評估、假想設計基準事故或超出設計基準事故的圍阻體現象、非反應器系統的事故分析 (如用過燃料池，SFP)。實際應用成果包括：

- 用過燃料池的研究 – 海報攤位負責人 Emaili 於此次 RIC 會議的 T3 場次簡報 USNRC 使用 MELCOR 開 SFP 分析模型的經驗與研究結果；
- 福島事故分析 – NRC/RES 署長 Brian Sheron 於此次 RIC 會議的 W15 場次簡報使用 MELCOR 進行福島事故分析的成果；
- 程式碼模組化與核能管制應用 – 執行 SOARCA 計畫、風險三階段評估、用過燃料池範圍界定分析、圍阻體過濾排氣系統分析與嚴重事故處理程序等；
- EPR 的 MELCOR 模型。

蔡員隸屬核工組嚴重事故分析小組，業務範疇包含嚴重事故現象分析及進程預測、設計基準事故輻射劑量計算、禁建區 (EAB)、低密度人口區 (LPZ) 及緊急應變計劃區 (EPZ) 評估等，藉此機會與攤位負責人 Emaili 博士請益，釐清本分組對於 2 階 PRA 的 MELCOR 計算結果 (輻射源項) 與 EPZ 計算的 MACCS2 輸入 (爐心分裂產物盤存量釋出分率) 兩階段間之轉換機制的疑問。Emaili 博士表示 SNL 已開發兩階段間的轉換程式，並建議向 SNL 取得轉換程式及詢問兩階段之間的轉換機制。另蔡員詢問目前 USNRC 用來執行分析工作 (如 SFP 分析) 的 MELCOR 版本，Emaili 博士回答是 2.1 版或 1.86 版。

(3) Full-Scope Site Level 3 PRA Project

根據福島事故的經驗，USNRC 推動全面電廠三階 PRA 計畫，用以更新各電廠 PRA 分析結果，展場海報如圖 2.5。與以往 PRA 分析工作，此計畫將以下議題納入評估：

- 多機組同時發生事故；
- 停機及低功率運轉時期發生事故；
- 用過燃料池發生事故 – 包括因燃料吊掛出或入反應爐的期間發生事故、內部事件造成的事故（如電廠全黑）、外部事件造成的事故（如地震）；
- 核廢料乾式儲存設施的事故。

計畫中，使用 SAPHIRE 建立事件樹，使用 MELCOR 模擬輕水式反應器電廠、非反應器設施（如用過燃料池）與乾式儲存設施的現象及事故進程，並以 MACCS 估算輻射物質釋放到大氣環境中造成的廠外民眾的健康危害，全程計畫預計於 2016 年完成。

(4) 其他資料

本次會議的展示海報多可從 RIC 2013 網頁下載，於會議中蒐集到的光碟或紙本資料皆列於參考資料中。

(二) 訪問美國核管會並研討管制相關技術議題

台灣與美國 NRC 已建立長期之合作關係。本次公差期間仿照過去交流模式，除了參加核管資訊會議之外，順道利用會議後一天的時間，拜訪美國核管會本部，就管制實務問題與美方人員進行討論與經驗交換，美國核管會由台美民用核能合作國際事務部(OIP)的聯絡人 Danielle Emche 安排與接待，並依據原能會事先提供之問題清單及美國 NRC 須要資訊背景，安排相關人員與本所蔡員、本所黃員、原能會龔員、TECRO 趙員面對面討論，會議十分緊湊。討論題目內容包括：進步型沸水式反應器(ABWR)圍阻體強化排氣設計與氫氣控制、馬克 I 型乾井保護塗料基準設計升溫曲線與實際測試升溫曲線不同之安全考量、龍門電廠防火測試採用混凝土厚度替代之適當性等事項，美方則希望原能會提供龍門電廠乾井集水坑(Dry well sump)在嚴重事故對爐心熔渣(corium)的防護設計。由於 TECRO 趙博士事前妥善與美方聯繫，美方派出多位專家參與不同議題的討論，對本次參訪助益甚多。以下摘要說明與 USNRC 之間的各项議題討論內容：

1. 進步型沸水式反應器(ABWR)圍阻體強化排氣設計與氫氣控制

日本福島事故發生以後，美國 NRC 成立 Near Term Task Force (NTTF)，針對日本福島事故之經驗，發布不同命令(Order)及建議事項(recommendation)，要求美國核能電廠進行不同的措施，以改善與強化核電廠運轉安全。其中 USNRC 發布 EA-12-050 號命令，要求美國使用 MARK I 及 MARK II 圍阻體設計的沸水式(BWR)反應器，必須採用可靠的強化圍阻體排氣設備，以確保在長時間失去所有廠內外交流電(SBO)或圍阻體主動移熱裝置時，仍能有效移除圍阻體熱量並控制圍阻體壓力在可接受的範圍。USNRC 同時要求強化的圍阻體排氣裝置必須包含長時間失去所有廠內外交流電、圍阻體冷卻能力不足時仍能讓工作人員接近與操作，另外 USNRC 委員(commissioner)要求官員必須考量將圍阻體強化排氣設計併入過濾排氣(Filtration of containment vent)之要求，同時將此項目列為優先改善要求(Tier 1，NTTF 5.1)，圍阻體氫氣控制部分 USNRC 則列為需中長期研究的項目(Tier 3)。由於 ABWR 圍阻體的乾井與濕井體積與設計壓力與 MARK I 相似，與 MARK II 完全一致，但 USNRC 並未對採用驗證(certified)後 ABWR 設計之 South Texas Project (STP) 3、4 號機及其他可能採用 certified ABWR 設計之電廠提出再次檢視或改善的要求。同時 STP3、4 號機在回復 USNRC 命令時說明由於 ABWR

不屬於 BWR MARK I 或 MARK II 圍阻體，因此不適用。另外 ABWR 在圍阻體過壓保護系統 (COPS)設計時採用爆破閥(rupture disk) 可能產生操作人員無法手動操作而必須等到圍阻體壓力達到爆破閥設計壓力才因過壓爆破排氣，以及 ABWR 乾井沒有直接排氣管道等議題。同時因歐盟國家已將氫氣控制與圍阻體排氣共同歸類為避免圍阻體失效造成環境輻射污染的項目，本次也希望了解美方在圍阻體氫氣控制方面的最新情形。

USNRC 在此議題的主要會談人員為 Office of New Reactors (NRO)的 Mr. John McKirgan、Office of Nuclear Reactor Regulation (NRR) 的 Mr. Robert Denning、Office of Research (RES)的 Mr. Richard Lee、Mr. Sud Basu 及 Mr. Ed Fuller 等 5 人，他們對原能會如此深入的了解及行動表示肯定。USNRC 表示美方之 EA-12-050 號命令只針對 BWR MARK I 及 MARK II 圍阻體，並未包含其他如 MARK III 或 ABWR 圍阻體設計。USNRC 將 MARK III 或 ABWR 圍阻體設計之檢視列為中長期研究項目(Tier 3，NTTF 5.2)，同時必須由優先改善要求項目之經驗及技術累積，作為研擬 Tier 3 改善要求之依據。目前 USNRC 官員仍在等待 commissioner 對優先改善要求(Tier 1，NTTF 5.1)是否要求增加過濾排氣的要求。

對於 ABWR 圍阻體過壓保護系統(COPS)，STP 3、4 號機申請 Combined Operation License (COL)時並未提出變更設計的要求。但在 USNRC 官員要求檢視福島事件 STP 回復時說明將檢討設計資料，包含降低爆破閥的壓力設定值。USNRC 目前正在檢視福島事件後相關設計變更，同時會將設計變更項目列入中長期研究項目(Tier 3，NTTF 5.2)。USNRC 官員說明驗證(certified)之設計必須每 15 年檢討一次，相關設計變更也會一併考量。

氫氣控制部分 USNRC 官員說明氫氣再結合器(hydrogen recombines)是 certified 設計可燃性系統設計的一部分，STP 申請 COL 時提出終期安全報告(FSAR)不採用 hydrogen recombines 之要求，由於 USNRC 管制依據 10 CFR 50.44 對可燃性氣體在 certified ABWR 設計已做過修改，USNRC 官員審查後認為 STP 申請符合設計要求。此外由於氫氣控制(NTTF recommendation 6)列在中長期研究項目(Tier 3)，目前 USNRC 仍在蒐集資料及瞭解其他國家在此議題的進展。

2. 馬克 I 型乾井保護塗料基準設計升溫曲線與實際測試升溫曲線不同之安全考量

核一廠之馬克 I 型乾井在申請中幅度功率提升(SPU)時，提供主蒸氣管斷裂(Main Steam

Line Break)設計基準事故(DBA)情況下乾井溫度升溫曲線，與美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)於 1978 年對乾井塗料 Carboline 195 Surfacer/Phenoline 305 Finish 所做的測試曲線相比，在主蒸氣管斷裂開始之 0~4 秒間。SPU 所計算出之乾井溫度升溫曲線超出 ORNL 於 1978 年對乾井塗料所做的測試，ORNL 測試達到高溫穩定區域(temperature Plateau)需要數秒的時間，雖然 ORNL 的測試所達到的高溫穩定溫度比核一廠 DBA 情況下乾井所達到的高溫穩定溫度高，但核一廠 DBA 最初之 0~4 秒間升溫速度較快，原能會希望了解是否最初快速升溫會對乾井塗料造成不利影響，同時希望了解乾井塗料的審核標準。另外 ORNL 測試時在約 10,000 秒時有一段快速的溫降，原能會希望了解是否會對乾井塗料造成不利影響，另外核一廠主蒸氣管斷裂 DBA 計算結果在約 600 秒時產生快速溫降，原能會希望了解如果乾井溫度提早快速下降對乾井塗料的影響。

USNRC 在此議題的主要會談人員為 NRR 的 Mr. Mathew Yoder，美方說明核一廠乾井溫度最初 4 秒 DBA 與 ORNL 所做的測試之差異並不重要，乾井塗料的傷害來自高溫與輻射對塗料聚合體的破壞，測試的最高溫度與持續的時間對塗料的破壞比最初升溫曲線更重要。另外快速降溫部分，美方人員認為短期溫度變化應該不會影響乾井塗料，核一廠主蒸氣管斷裂 DBA 計算結果比 ORNL 測試曲線提早溫降應該不會對乾井塗料造成影響。

3. 龍門電廠防火測試採用混凝土厚度替代之適當性

USNRC 對於防火屏蔽(Fire Barrier) BTP CMEB 9.5.1.有詳細說明並在 RG1.189 有相關規定。其中 RG 1.189 規定防火屏蔽設計必須經由耐火測試(Fire endurance testing)。USNRC 同時引用 NFPA 251 及 ASTM E119 作為接受耐火測試之指引(Guideline)。NFPA 251 及 ASTM E119 同時作為防火屏蔽建造、材料選擇、測試樣品尺寸選擇等之指引。耐火測試通過之標準包含防火屏蔽必須在認可授證時間內不能讓火焰穿過屏蔽或引燃另一側棉質物品、防火屏蔽另一側之最高溫度不能超過周圍氣溫攝氏 121 度或華氏 250 度，防火屏蔽必須在測試時維持完整等項目。USNRC 同時規定持照者(電力公司)必須評估防火屏蔽測試報告及數據符合 USNRC 防火要求，同時必須確保引用的資訊足以代表實際情形。NFPA 251 說明防火測試由於測試樣品製作及測試環境產生差異因此必須仔細評估，由於不是所有防火屏蔽都可以進行測試，耐火測試指引提供偏離測試條件時評估使用的額外資訊。

龍門電廠混凝土防火屏蔽材料之組成為 Carbonate and Siliceous (85%) aggregates (波特蘭水泥 Portland II cement)，包括混凝土樓板、天花板及牆等。材料組成符合 ASTM C33，厚度符合 ACI 349、359、318、301 之要求。台電公司說明混凝土厚度 6 吋以上具備 3 小時防火時效，故符合 BTP CMEB 9.5.1 B.4 之要求。由於 BTP CMEB 9.5-1、RG 1.189 4.2.1.1、RG 1.189 4.2.1.5 已明確說明防火屏障須執行耐火測試，RG 1.189 4.2.1.5 有訂定耐火測試之接受標準，但 USNRC 相關管制規範之敘述並未說明防火屏障厚度符合 ACI 349、359、318、301 要求可不必經 (USNRC) 認可實驗室執行耐火時效測試，即認定符合 BTP CMEB 9.5.1 B.4 耐火時效之要求，因此就此問題請教美國核管會專家，並詢問核管會是否有已核准不需耐火測試即可符合 3 小時防火時效之 Carbonate and Siliceous aggregates。

USNRC 在此議題的主要會談人員為 Office of New Reactors (NRO) 的 Mr. Samuel Lee、Mr. Bob Vettori、Mr. John McKirgan、等 3 人負責參與討論。美方說明他們無法立即得知龍門使用的 6 吋波特蘭水泥是否能有 3 小時的耐火時效，不過他們有一些評估方法，例如參考防火工程學會防火工程手冊第三版第四部第 10 章「決定混凝土耐火分析方法」(Society of Fire Protection Engineers Handbook of Fire Protection Engineering, Third Edition, Section 4 Chapter 10-Analytical Methods for Determining Fire Resistance of Concrete Members)、美國土木研究所 (American Concrete Institute-ACI 216.1)2007 年版 ” Code Requirements for Determining Fire Resistance of Concrete and Masonry Construction Assemblies”、國家防火協會(National Fire Protection Association)出版之”National Fire Protection Handbook”第 20 版 Section 19 Chapter 5 “Approaches to Calculating Structural Fire Resistance”等。美方說明並未認可(endorse) 任何一項評估方法，必須由業者提出分析評估證明。美方同時提供耐火評定等級實驗室網址 (<http://database.ul.com/cgi-bin/XYV/template/LISEXT/1FRAME/fireressrch.html>) 供與會出席人員參考。USNRC 同時說明不是所有耐火屏蔽可以進行測試，USNRC 管制立場(Regulatory Position) 1.8.3 及 RG 1.189 第二版之 4.2.1 及 4.3 提供已建置完成無法符合測試條件評估時所需之額外訊息。

本次討論時另外詢問核管會專家是否有已經 USNRC 核准、不需進行 3 小時耐火測試、採用 Carbonate and Siliceous aggregates 混凝土的防火屏蔽。USNRC 專家說明 USNRC 並不「核

准」(approve)任何防火屏蔽，而是業者提出評估報告，可以採用測試或分析評估方式，說明符合法規之要求項目，並由 USNRC 進行審查(review)。USNRC 依據 RG 1.189 “Fire Protection for Nuclear Power Plants” Revision 2 作為審查基準，可能有些審查同意報告中有防火屏蔽資訊，但 USNRC 並未準備核准清單。依據過去經驗，混凝土防火屏蔽厚度介於 5.8~6.2 吋，但必須由業主進行評估。美方初步認為台電公司所提出之 ACI 349 主要為建構混凝土屏蔽施工所引用之工業法規，應該詳細指出相關 ACI 法規中哪一章節說明可以有 3 小時的耐火能力。另外美國興建新反應器業主已承諾耐火測試將遵循 NFPA 251”Standard Methods of Tests of Fire Resistance of Building Construction and Materials” 或 ASTM E119”Standard Test Methods for Fire Tests of Building Construction and Materials”之規範，建造時並有視察員進行現場查證，以確保符合規範。

4. 龍門電廠乾井集水坑(Dry well sump)在嚴重事故對爐心熔渣(corium)的防護設計

本項議題為美國核管會主動提出，希望經由我方提供資料，增加嚴重事故時乾井對對爐心熔渣(corium)的防護能力。美方說明在進行嚴重事故評估時，發現 MARK II 圍阻體在爐心熔毀情況下，爐心熔渣可能不會先經過原設計之抑壓池(Suppression Pool)冷卻而直接掉落於乾井底部，將減少爐心熔渣冷卻並造成乾井不利影響。美方得知龍門電廠採用 ABWR 設計，包含嚴重事故爐心熔毀時，乾井集水坑對對爐心熔渣的防護能力，因此希望瞭解相關設計，作為改善 MARK II 圍阻體嚴重事故防護能力之參考。

USNRC 在此議題的主要會談人員為 Office of Nuclear Reactor Regulation (NRR) 的 Mr. Robert Denning、Office of New Reactors (NRO)的 Mr. John McKirgan、Mr. Samuel Lee、Office of Research (RES)的 Mr. Richard Lee、Mr. Sud Basu 及 Mr. Ed Fuller 等 5 人，美方詢問項目包含：龍門爐心熔渣防護設計是否專為龍門電廠所設計、乾井集水坑防護屏蔽所使用之材質、防護屏蔽高度、如何冷卻爐心熔渣等項目。原能會龔繼康科長向美方說明龍門電廠設計採用 GE 公司標準設計(standard design)，並未採取特殊設計。關於龍門乾井集水坑防護屏蔽設計在龍門電廠中期安全分析報告(FSAR)第 19 章 19.4.3.8 節有相關敘述，使用材料為 alumina、高度 0.4m、乾井地板面積 79 m² 以確保爐心熔渣散熱能力達到 0.02m²/MWth 的設計值。龍門乾井集水坑防護屏蔽設計目的為確保爐心熔毀時爐心熔渣不會進入位於乾井底層的 2 個集水坑，

避免因爐心熔渣集中堆積於集水坑產生散熱不良的問題。由於龍門電廠乾井集水坑防護屏蔽已經完成興建，美方專家希望未來能有機會赴現場參觀實體安裝情形。

會後由 TECRO 趙博士邀請 OIP 聯絡人 Danielle Emche 及參與討論的專家餐敘，照片詳圖 2.6。

三、心得

- (一) 本次 RIC 會議中，舉凡委員演講及分項討論，都經常提及福島事件的經驗學習，以及 USNRC 面對議題的決心。以風險評估而言，過去進行分析使用的事故經驗及數據，未來都必須更嚴謹及保守，廠外事件分析地震的機率以往多從歷史紀錄配合電腦模擬，未來則傾向蒐集更多古地質，將保守度從數百年推到數千年，此外，對於數據的不確定度也必須仔細的求證及驗算。
- (二) 福島事件已經過兩年，美國目前對於電廠的推動工作看似沒有太大的影響，仍有新電廠核可，舊電廠仍持續運轉，反觀福島事件對台灣的衝擊似乎嚴重得多；美國相當重視核電廠的安全文化，包括電廠人員訓練到附近居民教育，從新電廠選址開始，USNRC 及電廠即採取開放態度，未來也承諾提供民眾更多公開的資訊，除公聽會也將以網站的方式進行交流，可以化解民眾對於核電廠及福島事件的恐懼，以及降低建廠的阻力。
- (三) 我國目前的 PRA 分析採用美國的方法，PRA 模型雖然有持續更新，但長久以來偏重於風險告知應用，侷限於一階 CDF 與 LERF 模型。美國於福島事故後將二階 PRA 與三階 PRA 納入未來的更新與研究工作，推動全面三階 PRA 分析，並加入原 PRA 模型未考慮的多機組、停機及低功率運轉、用過燃料池、核廢料乾式儲存設施發生事故的風險分析。國內正在進行 PRA 模型更新，預計目標是完成二階 PRA 分析工作，多機組、停機及低功率運轉、用過燃料池、核廢料乾式儲存設施的嚴重事故分析與風險評估都是值得考慮並投入資源的工作，有助於強化核電廠對於各種危害的防護能力、做為改善緊急運轉程序及嚴重事故處理指引的參考、提供緊急計畫區評估可靠的分析數據、整合嚴重事故分析的結果。
- (四) 從 USNRC 幕僚 Esmaili 博士得知，SNL 接受 USNRC 的委託，已於去年 (2012) 發展用過燃料池 MELCOR 模型，並於 CSARP/CAMP 會議上發表研究成果及舉辦小型討論會

(workshop)，相對於國內的進度明顯落後。美國核電廠週邊地廣人稀，臺灣地小人稠，國內實應該維持國際合作管道並投入足夠資源，加強核能安全研究的品質與效率，如此才能有效提高民眾對核能安全的信心。

四、建議事項

(一) 持續參與國際核能風險評估討論會

本次 RIC 會議上以紙本(如圖 5.1)與口頭方式宣傳今年 PSA 2013 將於美國哥倫比亞舉辦，會議內容包含一個小型討論會(workshop)，其主題為動態風險評估(dynamic PRA)、WinMACCS 及嚴重事故進程(Severe Accident Progression)。目前所內已引進核管軟體 WinMACCS，在原能會委託計畫下，由核工組嚴重事故分組進行該軟體功能與特性研究，並使用 WinMACCS/MACCS2 協助台電公司進行設計基準事故與嚴重事故之廠外嚴重度評估，進而更新緊急計劃區範圍。另外，核工組嚴重事故分組與風險評估分組將共同執行台電委託計畫，更新 2 階 PRA 輻射源項計算，而嚴重事故進程是 2 階 PRA 重要工作項目，決定爐心盤存量釋出分率(輻射源項)。因此，建議指派核工組事故與風險評估分組成員同時參加 PSA 2013 會議。

(二) 多與國際間從事相同領域人員聯繫及交換經驗

本次 RIC 會議與 USNRC 面談時，經由 TECRO 趙衛武博士引薦認識多位從事風險評估、火災防護、安全系統分析的專家，除藉由會議中對問題的討論解決問題，會後意見的交換，非常有助於瞭解國外於福島後對電業監管的看法及態度，並由國外觀點檢視台灣本土受福島情勢影響而進行的各項改善是否充足與允當。

(三) 積極擴展國際研究單位合作與交流

在此次 RIC 會議的 MELCOR 概觀海報、與海報負責人 Dr. Esmaili 討論知道 USNRC 已開發一圖形化介面軟體 - SNAP，可藉由 CSAP 管道取得。SNAP 軟體提供 MELCOR 等軟體分析結果圖形化輸出與參數靈敏度分析使用，相較於所內目前僅有 MS-DOS 模式的 MELCOR 執行檔，引進 SNAP 程式有助於提升學術研究與工作執行的效率。

(四) 援引國際經驗及關鍵技術

USNRC 於福島事故後委託 SNL 發展用過燃料池 MELCOR 模型，SNL 已於一年內 (2012 年) 完成並於 CSARP/CAMP 會議上發表研究成果及舉辦小型討論會 (workshop)。所內正處於開發用過燃料池 MAAP 模型之階段，建議從 SNL 或 NRC，透過短期研究或參訪等形式取得關鍵技術、知識及經驗，提高研發效率、確保所內用過燃料池分析模型的品質。

(五) 建立安全度評估技術專業人員的培訓計畫

經由福島事故，災害評估無法採用過去事件樹及故障樹的方法進行安全度評估，國內對於複合式災害的評估及防護皆有再提昇的必要，建議適當利用與國際間之訓練課程、國際交流、研討會與國外實習等機會，積極培養專業的 PRA 人力。此外，建議本所以更嚴格的標準檢視電廠安全餘裕的同時，應儘速擬定專業人員培訓計劃，建立風險溝通的能力，以妥善傳達災害可能產生的後果。

五、參考資料

(一) RIC 2013 會議相關簡報資料(存核工組)

1. T3 - Severe Accident Codes Analysis and Fukushima Response Activities
2. T9 - Probabilistic Flood Hazard Assessments for Nuclear Facilities
3. W15 - Part 1—International Research—Post-Fukushima Research
4. W16 - Risk Applications: Emerging Challenges and Opportunities

(二) 研討會展示光碟檔案(存核工組)

1. Nuclear Power Plant Fire Modeling Analysis Guidelines: NUREG-1934 (Supplement 1, Input Files & Fire Modeling Software), USNRC,2012.
2. Improving Nuclear Regulation, NEA Regulatory Guidance Booklets Vol.1-14, NEA, 2011.
3. Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest, RES, Dec. 2012.
4. 2012~2013 Information Digest, USNRC.
5. NRC Emergency Preparedness Documents, 2012.

(三) 研討會展示紙本資料(存核工組)

1. State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report (NUREG-1935), RES, Nov. 2012.
2. Modeling Potential Reactor Accident Consequences, USNRC, Dec. 2012.
3. USNRC 全體的組織表, Feb. 2013.

表 2.1 2013 管制資訊會議(RIC 2013)

時間	活動及議題
Monday, March 11, 2013	
3:00 p.m. –6:00 p.m.	Early Registration Open <i>(Registration Service Desk)</i>
Tuesday, March 12, 2013	
7:00 a.m. –5:00 p.m.	Service Area Open <i>(Registration, Internet/Print Center, and Help Desk)</i>
7:30 a.m. –8:30 a.m.	Meet and Greet—Networking Opportunity
7:30 a.m. –5:00 p.m.	Technical Poster and Tabletop Presentations on Display
7:30 a.m. –5:00 p.m.	Force-On-Force Program Exhibits
8:30 a.m. –10:00 a.m.	Opening Session Welcome and Introductory Remarks: Eric Leeds, Director, Office of Nuclear Reactor Regulation, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) Keynote Speaker: The Next 25 Years Allison M. Macfarlane, Chairman, NRC Remarks From the Executive Director for Operations (EDO): Highlights of NRC Operations Bill Borchardt, EDO, NRC
10:00 a.m. –10:30 a.m.	Networking Break Technical Posters and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits
10:30 a.m. –11:15 a.m.	Commissioner Plenary The Views of the Honorable Kristine L. Svinicki Kristine L. Svinicki, Commissioner, NRC
11:15 a.m. –12:00 p.m.	Commissioner Plenary The Education of an Engineer in Policy Making

時間	活動及議題
	George Apostolakis, Commissioner, NRC
12:00 p.m. –1:30 p.m.	<p>Lunch Break</p> <p>Technical Poster and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits</p>
1:30 p.m. –3:00 p.m.	<p>Technical Sessions</p> <ul style="list-style-type: none"> • T1 - Developments in Generic Safety Issue 191 • T2 - Knowledge Management: An International Perspective • T3 - Severe Accident Codes Analysis and Fukushima Response Activities • T4 - Construction Inspection Experience—The First Year • T5 - Enhancing Law Enforcement Tactical Responses to Commercial Nuclear Power Reactor Sites • T6 - New Procedure IP 71111.11, “Licensed Operator Requalification Program and Licensed Operator Performance” — Insights and Lessons Learned: A Panel Discussion
1:30 p.m. –3:00 p.m.	<p>NRC Operations Center Tour #1</p>
3:00 p.m. –3:30 p.m.	<p>Networking Break</p> <p>Technical Posters and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits</p>
3:30 p.m. –5:00 p.m.	<p>Technical Sessions</p> <ul style="list-style-type: none"> • T7 - Human Impacts • T8 - Status and Path Forward on the Management of Gas Accumulation in Nuclear Power Plant Systems • T9 - Probabilistic Flood Hazard Assessments for Nuclear Facilities • T10 - Small Modular Reactors—Deployment Status • T11 - Promoting Success for Emergency Preparedness Guidance • T12 - International Capacity Building and Coordination: Nuclear Safety and Regulation Among New and Developed Nuclear Energy Programs
Wednesday, March 13, 2013	
7:30 a.m. –5:00 p.m.	<p>Service Area Open</p> <p><i>(Registration, Internet/Print Center, and Help Desk)</i></p>

時間	活動及議題
7:30 a.m. –5:00 p.m.	Technical Poster and Tabletop Presentations on Display
7:30 a.m. –5:00 p.m.	Force-on-Force Program Exhibits
8:30 a.m. –9:15 a.m.	Commissioner Plenary Perspectives from a Commissioner William D. Magwood, IV, Commissioner, NRC
9:15 a.m. –10:00 a.m.	Commissioner Plenary Post-Fukushima Reflections on our Regulatory Framework William C. Ostendorff, Commissioner, NRC
10:00 a.m. –10:30 a.m.	Networking Break Technical Posters and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits
10:30 a.m. –12:00 p.m.	Special Plenary Session Panel Discussion on Operating and New Reactors: Perspectives of NRC and Industry - Moderator: Eric Leeds, Director, Office of Nuclear Reactor Regulation, NRC Panelists: Michael Johnson, Deputy Executive Director for Reactor and Preparedness Programs, Office of the Executive Director for Operations/NRC Tony Pietrangelo, Senior Vice President and Chief Nuclear Officer, Nuclear Energy Institute Dennis Koehl, President, Executive CEO and Chief Nuclear Officer, STP Nuclear Operating Company
12:00 p.m. –1:30 p.m.	Lunch Break Technical Posters and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits
12:15 p.m. –1:15 p.m.	Lunchtime Workshop ADAMS at Work: Understanding the Public Version of the NRC’s Agency Document Repository
1:30 p.m. –3:00 p.m.	NRC Operations Center Tour #2

時間	活動及議題
1:30 p.m. –3:00 p.m.	<p>Technical Sessions</p> <ul style="list-style-type: none"> • W13 - Steam Generator Issues–Lessons Learned • W14 - Evolving Nuclear Fuel Pool Storage Criticality Regulations and Guidance • W15 - Part 1—International Research–Post-Fukushima Research • W16 - Risk Applications: Emerging Challenges and Opportunities • W17 - Regional Administrators' Session • W18 - Advances in Low-Level Waste Guidance: How Uniform is Your Uniform Manifest?
3:00 p.m. –3:30 p.m.	<p>Networking Break</p> <p>Technical Posters and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits</p>
3:30 p.m. –5:00 p.m.	<p>Technical Sessions</p> <ul style="list-style-type: none"> • W19 - Recent Operating Reactors Materials Issues • W20 - Spent Fuel Safety • W21 - Part 2—International Research–Post-Fukushima Research • W22 - Vendor Performance for New Construction and Safe Operation • W23 - Are You Prepared for a Hostile Action-Based Exercise? • W24 - Storage and Transportation of High Burnup Fuel
Thursday, March 14, 2013	
7:30 a.m. –10:30 a.m.	<p>Service Area Open</p> <p><i>(Registration, Internet/Print Center, and Help Desk)</i></p>
7:30 a.m. –10:30 a.m.	<p>Technical Poster and Tabletop Presentations on Display</p>
7:30 a.m. –12:00 p.m.	<p>Force-on-Force Program Exhibits</p>
8:30 a.m. –10:00 a.m.	<p>NRC Operations Center Tour #3</p>
8:30 a.m. –10:00 a.m.	<p>Technical Sessions</p>

時間	活動及議題
	<ul style="list-style-type: none"> • TH25 - Research for Long-term Operations and Subsequent License Renewal • TH26 - When Operating Experience Knocks ... Who is Answering? ... Why? ... and How? • TH27 - Radiation Protection and Health Studies • TH28 - Near-Term Task Force Recommendations 2.1 and 2.3, Status Update for Seismic and Flooding Issues • TH29 - Are We a Cyber-Savvy Industry? • TH30 - Key Insights to the Future of High Level Waste Management
10:00 a.m. –10:30 a.m.	<p>Networking Break</p> <p>Technical Posters and Tabletop Presentations on Display Force-on-Force Program Exhibits</p>
10:30 a.m. –12:00 p.m.	<p>NRC Operations Center Tour #4</p>
10:30 a.m.–12:00 p.m.	<p>Technical Sessions</p> <ul style="list-style-type: none"> • TH31 - Regulatory Changes That Would Improve the NRC Adjudicatory Process • TH32 - Topical Reports: Perspectives on Their Use and Benefits to the NRC and Stakeholders • TH33 - Thermal-Hydraulic Codes and Analysis • TH34 - Guidance Enhancement to Address Lessons Learned in Review of Civil Structures for New Reactors • TH35 - Beyond Sirens and Radios: Advances in Public Alert and Notification Systems • TH36 - The NRC’s Safety Culture Policy Statement–Domestic and International Initiatives



圖 2.1 與會代表與會友人合照

由左至右分別是：原能會駐 TECRO 代表趙衛武博士、原能會龔繼康博士、Kuo 顧問公司(前 NRC)郭寶金博士、核研所蔡智明博士、核研所黃佳慧小姐



圖 2.2 NRC 委員照片

(由左至右分別是：Allison M. Macfarlane, Kristine L. Svinicki, William D. Magwood, William C. Ostendorff)



OFFICE OF NUCLEAR REGULATORY RESEARCH

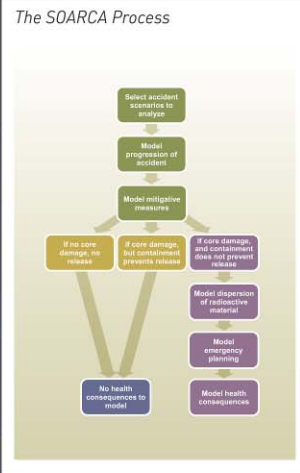
State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA)

What is SOARCA?

- SOARCA was a major research project conducted by NRC and its contractors to develop best estimates of the offsite radiological health consequences for severe reactor accidents at two plants, Peach Bottom and Surry

What were its objectives?

- To update the quantification of severe accident consequence studies, particularly the 1982 Siting Study (NUREG/CR-2239)
- To incorporate plant changes not reflected in earlier assessments
- To evaluate potential benefits of security-related improvements (10 CFR 50.54(hh))
- To incorporate state-of-the-art modeling with the MELCOR and MACCS2 computer codes
- To better enable NRC to communicate severe accident-related aspects of nuclear safety to diverse stakeholders



The Peach Bottom Atomic Power Station (left) is a General Electric boiling water reactor (BWR) design with a Mark I containment and is located in Delta, PA.

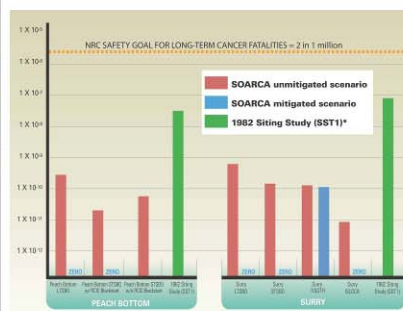


The Surry Power Station (right) is a Westinghouse pressurized water reactor (PWR) design with a large, dry subatmospheric containment and is located in Surry, VA.

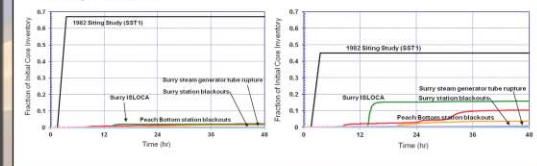
What were the project's results?

- Existing resources and procedures, when effectively implemented, can stop an accident, slow it down, or reduce its impact before it can affect public health
- Even if accidents proceed without effective intervention, they take much longer to happen and release much less radioactive material than earlier analyses suggested
- The analyzed accidents would cause essentially zero immediate deaths and only a very, very small increase in an individual's risk of a long-term cancer death relative to the average annual risk of cancer death for an individual in the U.S. from all causes

Scenario-Specific Risk of Latent Cancer Fatality for an Individual within 10 miles Assuming Linear-No Threshold Dose Response Model (per Reactor-Year)



Cesium (left) and Iodine (right) Release for SOARCA Unmitigated Scenarios and 1982 Siting Study (SST1)



MELCOR Model of Peach Bottom Reactor Building



Scenarios Analyzed in SOARCA

Reactor Site	Accident Scenario	Description
Peach Bottom & Surry	Long-Term Station Blackout (LTSBO)	Seismic event; loss of ac power; batteries available initially
Peach Bottom & Surry	Short-Term Station Blackout (STSBO)	Seismic event; loss of ac power; batteries unavailable
Surry	STSBO with Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture (TIGTR)	Variation of STSBO – a steam generator tube rupture resulting in a pathway for radioactive material to potentially escape
Surry	Interfacing Systems Loss-of-Coolant Accident (ISLCOA)	Random failure of valves ruptures low-pressure system piping outside containment

Caution: NRC does not use modification code stickers. You must not scan or use a QR code if it appears to be manipulated or modified in any way or appears not to be part of the original printing of the material.



圖 2.3 SOARCA 程式



OFFICE OF NUCLEAR REGULATORY RESEARCH

Overview of MELCOR

MELCOR Code Development

Design Objectives

- Model severe accidents and provide reasonable prediction of accident progression, source term, and their uncertainty
- Model containment thermal-hydraulic phenomena for design basis accident (DBA) analysis
- Properly scale phenomena important to DBA and severe accidents from separate effects tests (SET) and integral effects tests (ET) to full-size reactors
- Modeling consistent with lumped parameter code framework (simplified vs. complex)

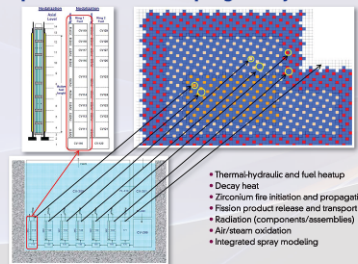
Targeted Applications

- Conduct plant-specific integrated analysis under postulated beyond DBA events and application to probabilistic risk assessment (PRA)
- Perform containment response analysis under postulated DBA or beyond DBA events
- Perform accident analysis of nonreactor systems (e.g., spent fuel pool)

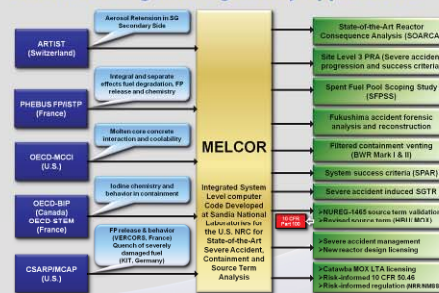
Success Criteria

- Prediction of phenomena is in qualitative agreement with current understanding of physics and uncertainties are in quantitative agreement with experiments
- Focus on mechanistic models where feasible with adequate flexibility for parametric models
- Code is portable, robust, and relatively fast running, and the code maintenance follows established software quality assurance (SQA) standards
- Availability of detailed code documentation (including user guide, model reference, and assessment)

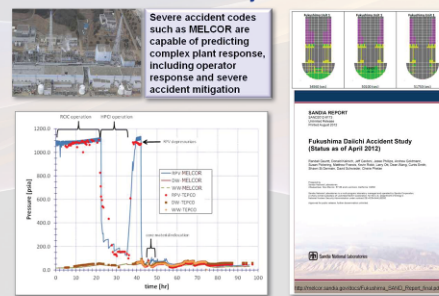
Spent Fuel Pool Scoping Study MELCOR Model



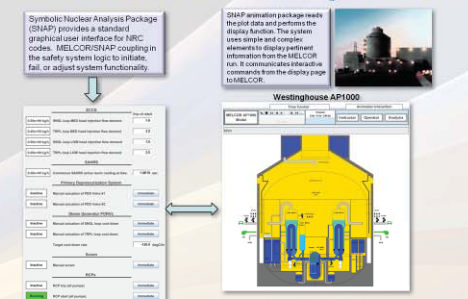
Code Modeling and Regulatory Applications



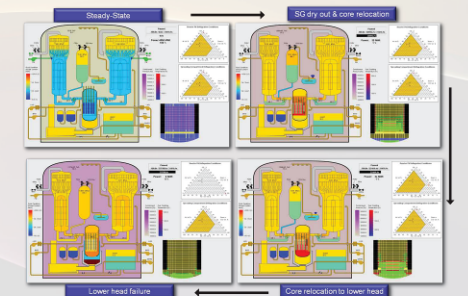
Fukushima Accident Analysis



MELCOR Accident Simulation using SNAP (MASS)



EPR MELCOR Model



Caution: The NRC does not use modification code stickers. You must not scan or use a QR code if it appears to be manipulated or modified in any way or appears not to be part of the original printing of the material.



圖 2.4 MELCOR 概述



OFFICE OF NUCLEAR REGULATORY RESEARCH

Full-Scope Site Level 3 Probabilistic Risk Assessment (PRA) Project

OBJECTIVES

Develop a Level 3 Probabilistic Risk Assessment (PRA), generally based on current state of practice methods, tools, and data that [1] reflects technical advances since completion of the NUREG-1150 studies, and [2] addresses scope considerations that were not previously considered (e.g., multiunit risk).

Extract new insights to enhance regulatory decisionmaking and to help focus limited agency resources on issues most directly related to the agency's mission to protect public health and safety.

Enhance the NRC staff's PRA capability and expertise and improve documentation practices to make PRA information more accessible, retrievable, and understandable.

Obtain insight into the technical feasibility and cost of developing new Level 3 PRAs.

ADDITIONAL INFORMATION

The NRC uses PRA to estimate risk to the public and environment from a nuclear power plant accident by determining what can go wrong, how likely is it for the incident to occur, and what are its consequences.

For the type of nuclear plant currently operating in the United States, a PRA can estimate three levels of risk:

Level 1 PRA—A Level 1 PRA estimates the frequency of accidents that cause damage to the nuclear reactor core. This is commonly called core damage frequency (CDF).

Level 2 PRA—A Level 2 PRA extends a Level 1 PRA to include estimating the frequency of accidents that release radioactivity from the nuclear power plant, and includes details about the nature of the potential radioactive releases.

Level 3 PRA—A Level 3 PRA extends a Level 2 PRA to include estimating the consequences in terms of injury to the public and damage to the environment.

For More Information:

U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Research Activity FY 2010-FY 2011," NUREG-1928, Revision 1, December 31, 2011, ADAMS Accession No. ML1103A000.

U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Update on Staff Plans to Apply the Full-Scope Site Level 3 PRA Project Results to the NRC's Regulatory Framework," SECY-12-0123, September 12, 2012, ADAMS Accession No. ML12202B171.

SCOPE

Reactor Accidents: Fuel Element Accidents, Fuel Element Handling, Fuel Element Storage

Spent Fuel Pool Accidents: Spent Fuel Handling during Reactor and Reactor Fuel Element Transfer to the Spent Fuel Pool, Spent Fuel Pool Cooling, Spent Fuel Pool Storage

Dry Cask Storage Accidents: Cask Fuel Loading, Cask Fuel Transfer to the Spent Fuel Pool, Cask Fuel Transfer to the Dry Cask Storage

Accidents not included in project scope: Reactor accidents involving loss of coolant accidents, Reactor accidents involving loss of power, Reactor accidents involving loss of power and loss of coolant accidents, Reactor accidents involving loss of power and loss of coolant accidents, Reactor accidents involving loss of power and loss of coolant accidents.

TOOLS

SAPHIRE can be used to model a plant's response to initiating events, quantify core damage frequencies, and identify important contributors to core damage (Level 1 PRA). In so doing, the analyst can build the PRA model, assuming that the reactor is initially at full power, low power, or shutdown. In addition, SAPHIRE can be used to analyze both internal and external events.

The MELCOR code is a fully integrated, engineering-level computer code whose primary purpose is to model the progression of postulated accidents in light-water reactors (LWRs), as well as in nonreactor systems (e.g., spent fuel pool (SFP) and dry cask).

The NRC uses the MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS) to estimate the offsite consequences from radioactive material released into the atmosphere.

PROJECT INFRASTRUCTURE

PROJECT SCHEDULE

Caution: NRC does not use modification code stickers. This must not scan or use a DR code if it appears to be manipulated or modified in any way or appears to be part of the original printing of the material.

圖 2.5 三階風險評估



圖 2.6 於 NRC 會後，與 NRC 專家們餐敘

前排：Danielle Emche(NRC)、黃佳慧(INER)；後排：龔繼康(AEC)、趙衛武(TECRO)、Robert Dennig(NRR)、Robert Vettori(NRO)、Sudhamay Basu(NRR)、蔡智明(INER)



PSA 2013

COLUMBIA, SC

September 22-26, 2013 • Marriott Columbia • Columbia, South Carolina, USA

International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis

Dedicated to the Memory of Professor David Okrent

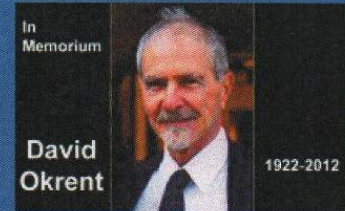
PSA 2013

Columbia, South Carolina USA

Marriott Columbia

September 22-27, 2013

(<http://psa2013.org/>)



- **Wednesday, Sept. 25th Plenary Honoring the Memory of Professor David Okrent**
 - ❖ Chaired by William Kastenberg, Professor Emeritus, UC-Berkeley
- **Technical Sessions**
 - ❖ Fukushima Lessons Learned & Impacts to PRA
 - ❖ Risk-Informing Regulation, Licensing and Operations
 - ❖ Fire, Flooding and Seismic PRA
 - ❖ PRA Standards, Non-reactor PRA and many others
- **Partial list of featured speakers:**
 - ❖ Dr. Shunsuke Kondo, Honorary PSA 2013 Chair, and Chairman of the JAEC
 - ❖ Commissioner George Apostolakis, USNRC
 - ❖ Dr. John Garrick, Garrick Foundation
 - ❖ Dr. Robert Bari, Technical Chair
- **Over 280 paper and panel presentations**
- **Workshops on Dynamic PRA, WinMACCS, & Severe Accident Progression**
- **Conference Opening & Daily Plenary Sessions**
- **Hotel reservations @**
<http://psa2013.org/accomodation.html>
- **Conference registration begins June 2013**

圖 5.1 PSA 2013 傳單