

出國報告（出國類別：訓練）

赴美國核管會
研習核能電廠稽查管制技術及參訪

服務機關：行政院原子能委員會

姓名職稱：陳志嘉技士、江建鋒技士

派赴國家：美國

出國期間：108年7月6日至108年7月31日

報告日期：108年8月23日

摘要

本次赴美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) 進行研習、訓練與參訪核能電廠，以提昇我國核能安全管制視察人員對於核能電廠安全管制議題探索視野、稽查經驗交流與技術能力。研習人員共 2 名，行程分為三部分，簡介如下：

第一部分為課程研習，第一階段課程安排至位於 NRC 總部之職能發展中心 (Professional Development Center, PDC)，參加「廠外事件」研習課程 (P-204 External Events) 研習，內容主要包含廠外事件分析概觀、廠外事件風險分析、廠外事件分析發展歷史及程序、各類廠外事件介紹等。

第二部分行程為技術訓練，前往位於田納西州查塔努加市 NRC 轄下技術訓練中心 (Technical Training Center, TTC)，分別接受為期各一週的沸水式反應器技術課程 (R-904B, BWR Technology Review) 及沸水式反應器模擬器訓練課程 (R-704B, GE BWR/4 Simulator Refresher)，其中技術課程以介紹通用電氣公司 (GE) 所發展之各型 BWR 反應器系統設計、運轉及基本知識，包括電廠系統介紹、各型 BWR 系統差異、系統操作、安全相關系統、控制室運作、正常、異常及緊急運轉程序等；模擬器訓練課程主要就沸水式反應器業者組織 (BWR Owner Group, BWROG) 發展的緊急程序指引及緊急運轉程序 (Emergency Procedure Guidelines and Emergency Operating Procedures, 以下簡稱 EPG/EOP) 及相關模擬器操作進行講解與演練，包括 EOP 之結構與界面、各 EOP 設計用意、各 EOP 進入與離開條件、電廠重要參數監控、EOP 使用與其哲學等。

第三部分行程為電廠參訪，本次出國行程安排至除役中之 Vermont Yankee 核能電廠參訪，並與 NRC 視察員及核能電廠業者進行意見交換與技術議題討論，期間隨同 NRC 視察員實地參觀電廠，瞭解相關除役執行作為。

本次出國收穫成果豐富，除研習美方核能電廠安全管制相關議題、接受電廠運轉技術訓練外，更參訪除役中之電廠，提昇視察員核能安全管制之多方面視野，增

進對美方進行安全管制之了解。相關訓練研習及參訪心得彙整於報告，作為我方核能安全管制相關業務之參考。

目 錄

摘 要.....	I
目 錄.....	III
附件目錄.....	IV
圖目錄.....	IV
壹、目的.....	1
貳、過程.....	2
參、行程內容及心得.....	4
一、赴 NRC 總部職能發展中心參加廠外事件課程研習.....	4
二、沸水式反應器技術與模擬器操訓練課程.....	17
三、參訪 Vermont Yankee 核能電廠.....	21
肆、建議.....	25

附件目錄

附件一、P-204 廠外事件課程表	26
附件二、沸水式反應器技術與模擬器操訓練課程表	27

圖目錄

圖一、出國人員與駐美代表處喬凌寰副組長於 NRC 總部合照照片	28
圖二、於職能發展中心 (PDC) 與 NRC 聯絡人合影	28
圖三、於技術訓練中心 (TTC) 與講師和受訓學員合影	29
圖四、參訪 Vermont Yankee 電廠	29

壹、目的

本次出國研習的主要目的有以下三項：

- 一、 增進核能管制人員專業知識與能力：參加美國 NRC 職能發展中心（Professional Development Center, PDC）及技術訓練中心（Technical Training Center, TTC）之研習與訓練課程，學習廠外事件分析評估方法、核能電廠沸水式反應器技術等專業知識及強化模擬器操作訓練，有助提昇核能電廠安全管理專業知識與能力。
- 二、 精進核能電廠安全管制作業：透過交流活動與美國 NRC 人員、專家討論，以及隨同 NRC 地區及駐廠視察員至美國除役中核能電廠，實地觀摩除役活動，瞭解美國核能管制單位對安全相關議題之管制實務並進行經驗交流，可為我國研擬核安管制措施、執行視察及安全審查作業之參考。
- 三、 強化台美管制機關相互交流：藉由至美國 NRC 研習訓練及參訪美國電廠，與美方管制人員及電廠人員相互討論相關議題並交換經驗，強化雙方之交流與學習，增進未來合作之機會。

貳、過程

此次赴美國 NRC 研習行程，主要分為三部分，行程如下：

第一部分為主題研習課程，於 108 年 7 月 6 日搭機赴美，經紐約甘迺迪機場轉機，7 月 8 日抵達華盛頓特區，並於 7 月 9 日至 12 日於 NRC 總部之職能發展中心（PDC）參加「廠外事件」研習課程（P-204 External Events）。

第二部分為技術訓練課程，7 月 14 日抵美國田納西州查塔諾加市（Chattanooga, TN），並分別於 7 月 15 至 19 日及 7 月 22 至 26 日於 NRC 技術訓練中心（TTC）分別接受為期各一週的沸水式反應器技術課程（R-904B, BWR Technology Review）及沸水式反應器模擬器訓練課程（R-704B, GE BWR/4 Simulator Refresher）。

第三部分行程為電廠參訪，安排前往佛蒙特州參訪 Vermont Yankee 核能電廠。

7 月 30 日搭機並於 7 月 31 日返抵國門，結束為期 26 天之研習行程，行程簡列如下：

日期	工作內容
7 月 6 日至 7 月 8 日	去程（搭機經紐約轉機前往華盛頓特區）。
7 月 9 日至 7 月 12 日	至 NRC 職能發展中心（總部）：參加 P-204 研習課程（P-204 External Events）。 7 月 12 日課程結束，7 月 13 日搭機前往查塔努加。
7 月 15 日至 7 月 26 日	至 NRC 技術訓練中心（查塔努加）：接受沸水式反應器技術課程（R-904B, BWR Technology Review）及沸水式反應器模擬器訓練課程（R-704B, GE BWR/4 Simulator Refresher）。 7 月 26 日課程結束，7 月 27 日開始搭機前往康乃迪克州首府哈特福，並於北卡羅來納州首府夏洛特轉機。7 月 28 日抵達哈特福。

7月28日	與 NRC 人員偕同，前往近百英哩外之佛蒙特州 Brattleboro 鎮。
7月29日	前往 Vernon 鎮，參訪 Vermont Yankee 電廠，結束後返回哈特福。
7月30日至7月31日	由哈特福之機場搭機經洛杉磯轉機返回台北（返程）。

參、行程內容及心得

一、赴 NRC 總部職能發展中心參加廠外事件課程研習

7月9日本次出國人員至 NRC 總部報到，由 NRC 職員 Emily 帶領，完成所報名參加其職能發展中心所舉辦之「廠外事件課程」(P-204 External Events) 報到。NRC 總部門禁森嚴，除日日須重新配發參訪證外，外部人員進出其總部皆須由 NRC 職員陪同；即使午間時於其附屬餐廳用餐，亦得先行與接待職員約定膳畢時間，俾便其帶領上樓。美國政府對其所屬建築及人員安全管制之嚴格，令人印象深刻。

7月9日展開第一日課程，講師為 James Knudsen 和 John Biersdorf，皆來自隸屬於美國能源部之愛達荷國家實驗室 (Idaho National Laboratory, IDL)。愛達荷國家實驗室隸屬於美國能源部 (USDOE)，研究範圍涵括核能、國家安全、其他能源和環境保護，有一句話用於形容 IDL：「核能和平利用的歷史，主要由愛達荷國家實驗室所撰寫」(The history of nuclear energy for peaceful application has principally been written in Idaho)，其地位可見一般。

講師首先講述課程目標，包括建立學員對廠外事件分析之概觀、熟悉用以分析廠外事件風險之術語及方法、促進學員了解廠外事件分析的歷史和進展等。課程主要核心聚焦於廠內水災、地震和火災的風險分析，分別簡述如下（本段落內文之示意圖，皆取自 NRC 廠外事件課程教材）：

（一）水災、強風及其他事故等風險分析

本項包含之廠外事件為廠內水災及 HFO（強風、廠外水災與其他等；High Winds, External Floods, and Others）課程介紹。廠內水災首先介紹廠內水災分析的歷史和當前所使用的分析方法，並介紹實際發生於電廠的事故所導致的廠內水災，比如水錘造成的膨脹接頭破裂、循環水泵泵殼破裂、隔離閥於維修中開啟、消防水洩漏等，美國部分核電廠之廠內水災案例如下：

日期	電廠	原因	結果
1972/06	Quad Cities 1	冷凝器循環水閥關閉疏失，造成膨脹接頭因水錘效應破裂	內有數個系統的水泵之房間快速遭水淹覆
1976/10	Oconee	冷凝器循環水隔離閥於維修時誤開	湖水（循環水）溢入汽機廠房，淹覆緊急飼水泵
1977/04	TMI-1	冷凝器循環水泵泵殼裂開	內有六個水泵之房間快速遭水淹覆
1979/10	Dresden 2	消防水洩漏	柴油發電機控制櫃被噴濺
1986/12	Surry 2	飼水系統彎管破裂	數分鐘內消防系統被引動，由灑水頭噴出之水，造成部分電路短路
1987/06	Palo Verde 1	冷凝器出口管路破裂	樓梯間被淹覆
1991/12	Perry	廠用水管路破裂	反應爐跳機
1993/03	Perry	循環水管路破裂	反應爐跳機
1998/06	Columbia River	消防水管路破裂	餘熱移除（RHR）系統/低壓噴灑（LPCS）系統水泵被淹覆
2002/11	South Texas-1	循環水泵泵殼裂開	儀器櫃被水淹覆故障，水淹達 4 英尺
2010/07	Susquehanna	循環水管路破裂	反應爐跳機

水災肇因皆有提供典型範例，如不同口徑管路、膨脹接頭、水槽每年發生破裂的頻率；另對於某個破裂事件係指其對應規模大小發生的比率分配（如小水災 60%，中水災 30%，大水災 10%）和流量（如大水災為最大流量，中水災為 1/3 最大流量，小水災為 1/6 最大流量）等。事件劇本則包括水災來源、區域佈置、水災增長與擴散、水災流量/

排水流量/關鍵淹水高度（視目標設備而定）、復原時間等。接續介紹廠內水災機率式風險分析（PRA）的方法，包括區域篩濾、事件和影響區域確認、分析模型建立、故障樹修改等。最後並以一簡單的例題，讓學員自行計算目標設備故障機率和可獲得的救援行動反應時間等，以熟悉相關流程。

HFO 講述強風、廠外水災、鄰近設施事故、運輸事故和其他事故等，但不包括廠內水災、廠內火災和地震等（另外專門分析）。潛在的 HFO 廠外事件考量範圍有飛機撞擊、雪崩、生物意外事件、海岸侵蝕、水壩潰堤、乾旱、廠外洪水、極端強風和龍捲風、霧、森林火災、冰雹、高潮位/高湖水（河水）水位、夏季高溫、颶風、冰覆蓋、工業和軍事設施事故、強降雨、地層滑移、雷擊、低湖水（河水）水位、冬季低溫、隕石、廠區化學物質洩漏、河道轉移、沙塵暴、湖震、降雪、土壤漲縮、風暴潮、運輸事故、海嘯、有毒氣體、汽機所產生飛射物、火山活動、海浪等，可以說十分完整而全面。

當然每座核電廠之地理位置和氣候條件皆不相同，電廠設計亦有所差異，故需要對廠外事件先行篩濾，以剔除不適用於特定電廠的廠外事件類別。可篩除之廠外事件類別包括：事件導致的損害潛能小或等於該事件於電廠原設計之評估；事件發生機率顯著小於其他不確定度相似的事件，且不能造成比其他事件更嚴重的後果；事件無法在能影響電廠之區域發生；事件於定義上已被其他事件涵括；事件發展緩慢，有足夠時間可抑制威脅的源頭或提供足夠的反應。並將前述篩濾之理由，以標註數字方式列出某電廠之篩濾結果，如下表所示：

事件 (Event)	篩濾準則 (Screening Criteria)	備註 (Remarks)
飛機撞擊	---	執行上限分析
水壩潰堤	4	已由廠外水災涵括
森林火災	3	電廠鄰近地區沒有森林；廠址亦已清理
雷擊	1	所有建物已保護

隕石撞擊	2	機率小
沙塵暴	3	與電廠所在區域無關
1 - 事件（損害潛能）小於電廠設計基準（Less than plant design basis） 2 - 事件發生機率/後果之影響足夠小，為其他事件所限（Event is bounded（i.e., lower frequency and consequences）by another event） 3 - 事件無法在離電廠夠近的距離發生（Event cannot occur close enough to the plant to be a problem） 4 - 事件於定義上為其他事件所涵蓋（Event is included in the definition of another event）		

課程並針對幾類較能影響的 HFO，進行個別介紹，內容包括事故介紹、事故危害、影響確認等。首先講述強風與龍捲風，因美國內陸時有龍捲風發生，其危害包括吹垮輸電線鐵塔、損毀開關場設備等，造成電廠喪失外電。對於龍捲風主要描述參數包括強度分級（依風速）、數量、平均移動里程、平均寬度、平均經過面積等；其襲擊機率評估，則分別有以點目標模型（Point Target Model）及大目標模型（Large Target Model）等二種模型。就點目標模型而言，其龍捲風襲擊機率為

$$P_p = A_t / (N * A_r) = A_e T / (N * A_r)$$

A_t ：所考慮區域內龍捲風衝擊面積= $A_e T$ ；

A_e ：區域內單一龍捲風衝擊面積期望值；

T ：N 年內區域內出現龍捲風數量；

N ：紀錄年限內龍捲風之年數；

A_r ：目標區域面積。

就大目標模型而言，其龍捲風襲擊機率為

$$P_l = A_t / (N * A_r) = W_s L_t / (N * A_r)$$

A_t ：所考慮區域內龍捲風衝擊面積= $W_s L_t$ ；

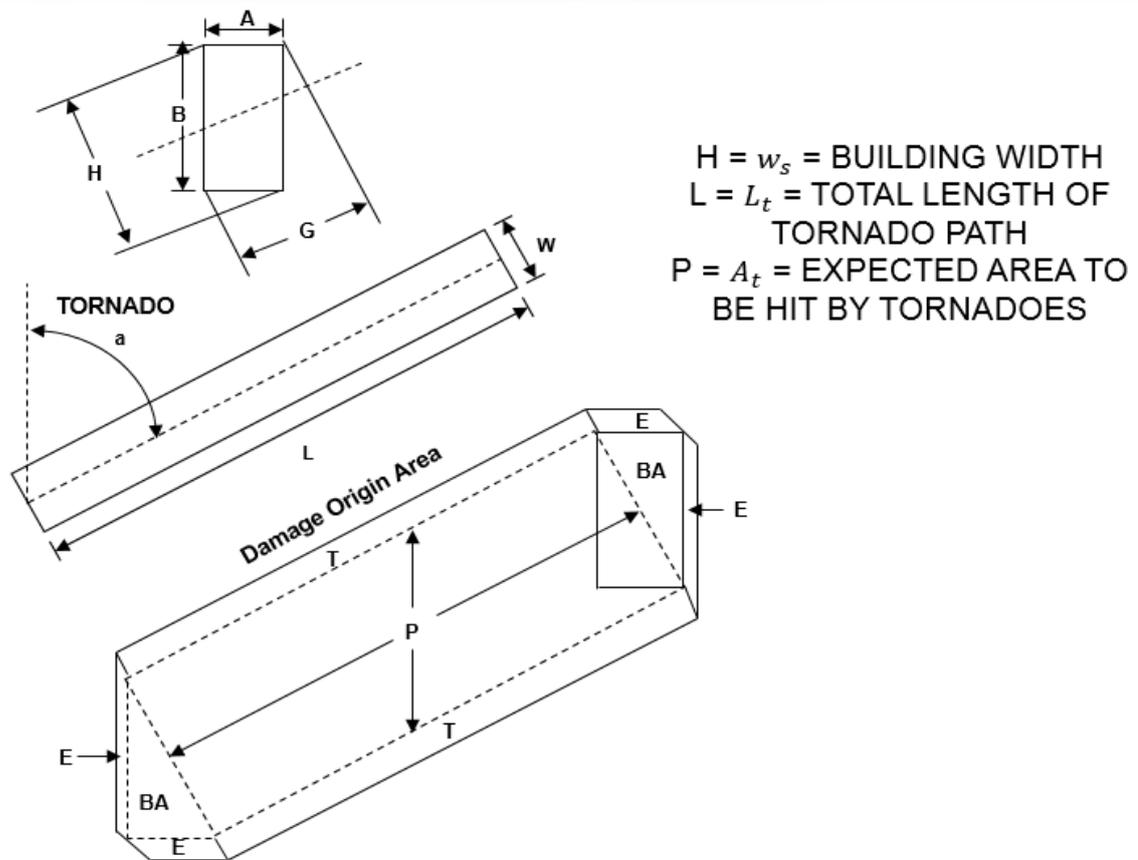
W_s ：目標建築物寬度；

L_t ：紀錄年限內所紀錄的龍捲風總路徑長；

N：紀錄年限內龍捲風之年數；

A_r ：目標區域面積。

上述二模型之差異為龍捲風衝擊面積之估計，由公式可看出點目標模型視目標為區域內之點（若其規模較小），故係考慮龍捲風自身的大小於區域內通過的面積；大目標模型因建物規模大（顯著大於龍捲風），故以建物寬度來考慮龍捲風接觸建物之機率。相關圖示如下。



廠外水災部分，主要起因分別有地區強降雨導致淹水、溪河水災、水壩潰堤、海岸或河口洪水、海嘯、高水位/浪潮/湧浪/湖震等，重要名詞釋義如下：

英文縮寫	英文名詞	中文名詞
PFHA	Probabilistic Flood Hazard Assessment	機率式水災危害評估
PMF	Probable Maximum Flood	可能最大洪水

PMP	Probable Maximum Precipitation	可能最大降雨
PMSS	Probable Maximum Storm Surge	可能最大風暴潮
PMH	Probable Maximum Hurricane	可能最大颶風
PMWS	Probable Maximum Windstorm	可能最大暴風
PMS	Probable Maximum Seiche	可能最大湖震
PMT	Probable Maximum Tsunami	可能最大海嘯

講師講述於確認及評估電廠的防洪屏障時，針對電廠淹水大多透過進水口、輔助設施、建物外牆未密封處等所導致，其對應水災大小往往小於執照基準所評估的水災。造成如此結果的原因分別有：(1) 水災防範程序書的不完備；(2) 對涉及水災防範的相關作業準備不足；(3) 缺乏涉及水災防範的設備/設施性能之確認、評估與改善；(4) 對水災事件抱持著「照原樣即安全」的心態等。

運輸事故則包括空中交通、地面交通、水上交通及管路輸運等型態。首先介紹飛機撞擊，飛機撞擊電廠頻率之評估公式為

$$P_{FA} = C * N * (A/w)$$

C：使用特定航路之飛機單位距離（英哩）內的墜落機率；

N：特定航路每年的航班數量；

A：電廠的有效（受撞擊）面積；

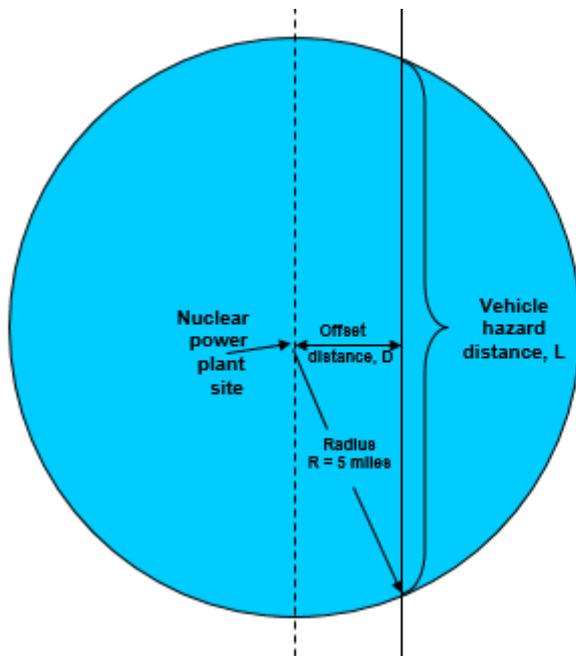
w：航道寬度（英哩），若電廠位於航道外，則加上從航道邊緣至廠址兩倍距離。

對於航空危害分析，則必須對航班數量、飛機墜落機率等相關資料持續更新。

平面運輸事故包括道路、鐵路、水路等運輸事故。運輸事故可能造成爆炸、飛射物或有害物質釋放。平面運輸事故（包括道路、鐵路、水路）必須以當前資料審核與評估，包括有害物質資料、運輸船班、載具事故率等。電廠 5 英哩範圍內之運輸事故頻率由載具危害距離（載具於電廠 5 英哩範圍內通行路程）L、每年載具（道路/鐵路/水路）通

行數量、單位距離之載具事故機率所決定。其中載具危害距離 L 如下圖，R 為從電廠廠址起算 5 英哩之半徑，D 為載具離電廠之最接近距離，經幾何計算，可得

$$L = (100 - 4D^2)^{1/2}$$



$$R^2 = \left[\frac{L}{2} \right]^2 + D^2$$

$$25 = \frac{L^2}{4} + D^2$$

$$L = (100 - 4D^2)^{1/2}$$

此外還有管路輸運（石油/天然氣）事故之介紹，管路輸運可能造成的危害分別有朝向電廠釋放的有害物質、爆炸壓力波造成的毀損、爆炸產生飛射物的毀損等，其經過或極接近電廠的高能管路，亦須考慮其對電廠的影響。

鄰近的工業/軍事設施事故亦有可能對電廠造成危害，比如化學工廠或彈藥庫產生火災/爆炸。鄰近設施事故的危害類似於運輸事故（有害物質釋放、壓力波、飛射物等）；若電廠附近相關設施有所改變，亦需更新評估資料。此外，對貯存於電廠廠址內運轉所需之物料（如氫氣、柴油等），因其危害類似於鄰近設施，電廠亦須進行評估，若有所變更應再進行評估。

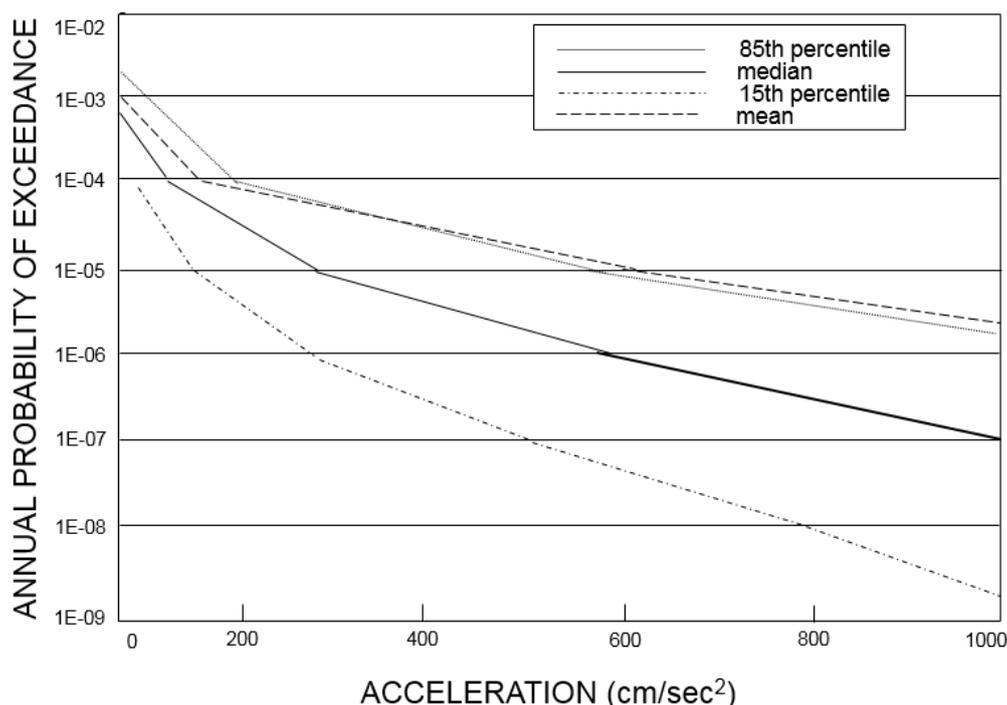
氣象類之 HFO 包括有雷擊、極端氣溫及各類風暴等。雷擊之危害主要是可能造成電廠喪失廠外電源，並有可能因而影響安全相關系統，導致反應爐跳機。然而雷擊直接危害廠內電源和安全系統的機率極小，故其衝擊限制於喪失廠外電源和反應爐跳機。另有關極端高/低溫，則可能影響最終熱沉及廠外供電，亦有可能凍結儀控管路。嚴重氣象風暴（冰暴/雹暴/雪暴/沙塵暴），則可能造成電廠喪失廠外電源。

最後有關地球外活動（隕石撞擊、衛星墜落等）部分，其隕石撞擊的確可能造成電廠嚴重損毀，但其機率非常的小。概略而言，每百年約發生兩次隕石撞擊事件，其衝擊區域面積平均約五百平方英哩，而地球表面積約 $2 * 10^8$ 平方英哩，電廠可視為點目標。故每年電廠遭隕石撞擊影響機率僅為 $(2/100) * 500 / (2 * 10^8) = 5 * 10^{-8}$ /年。

（二）地震危害及風險分析

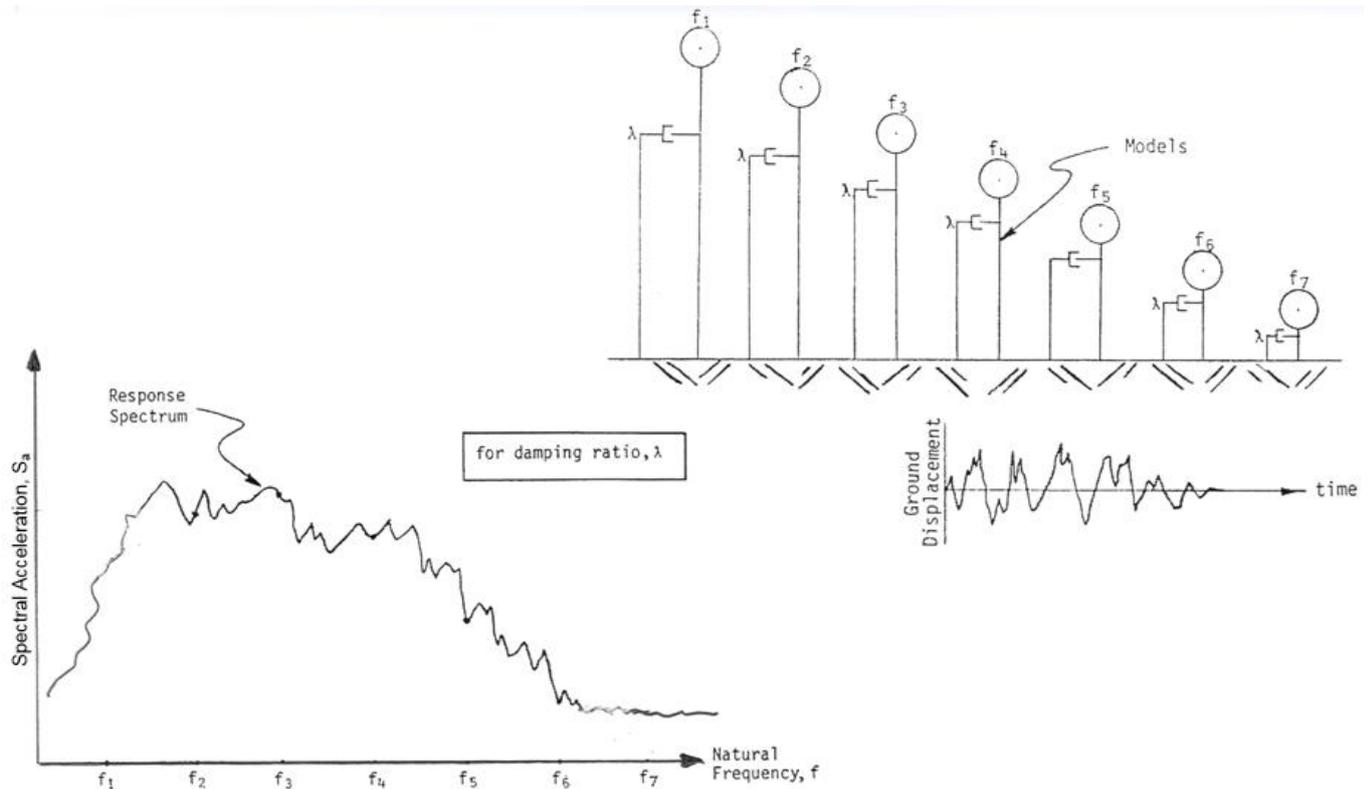
有關地震危害及風險部分，其包括地震風險評估、地震危害分析、地震脆弱性評估、地震分析方法、地震餘裕等，課程分別從地震危害強度（以地表加速度表示）及相應發生頻率所表述之地震風險評估方法、特定建築物對特定地震強度輸入之反應、特定建築物於特定地震下失效機率及高信心低失效機率（High Confidence of Low Probability of Failure, HCLPF）、以及電廠之地震設計分別有運轉基準地震（Operating Basis Earthquake, OBE）、安全停機地震（Safety Shutdown Earthquake, SSE）、評估基準地震（Review Level Earthquake, RLE）等進行說明。

首先講解危害度曲線（Hazard Curve），其為對應特定電廠，於單位時間內對於特定嚴重程度以上之廠外事件發生頻次之單調下降曲線。在考慮不確定度下，可對一組分立之危害曲線每一條指定其能代表真正危害的機率，形成家族（family），其家族中每一條曲線所指定權重加總後為 1，範例如下圖：



對於特定廠址發生地震所對應的加速度越高，則發生強度於該加速度以上的地震機率越小，故危害度曲線為單調下降曲線。

對應於一地震所產生的地表運動 (Ground Motion)，透過對結構適當的建模，可以得到反應譜 (Response Spectrum)，以指出對應特定運動頻率之加速度分量，其範例如下圖。



對於地震危害度曲線之製作與評估，其步驟為

Step 1 - 指明區域內地震之可能來源 (如斷層)；

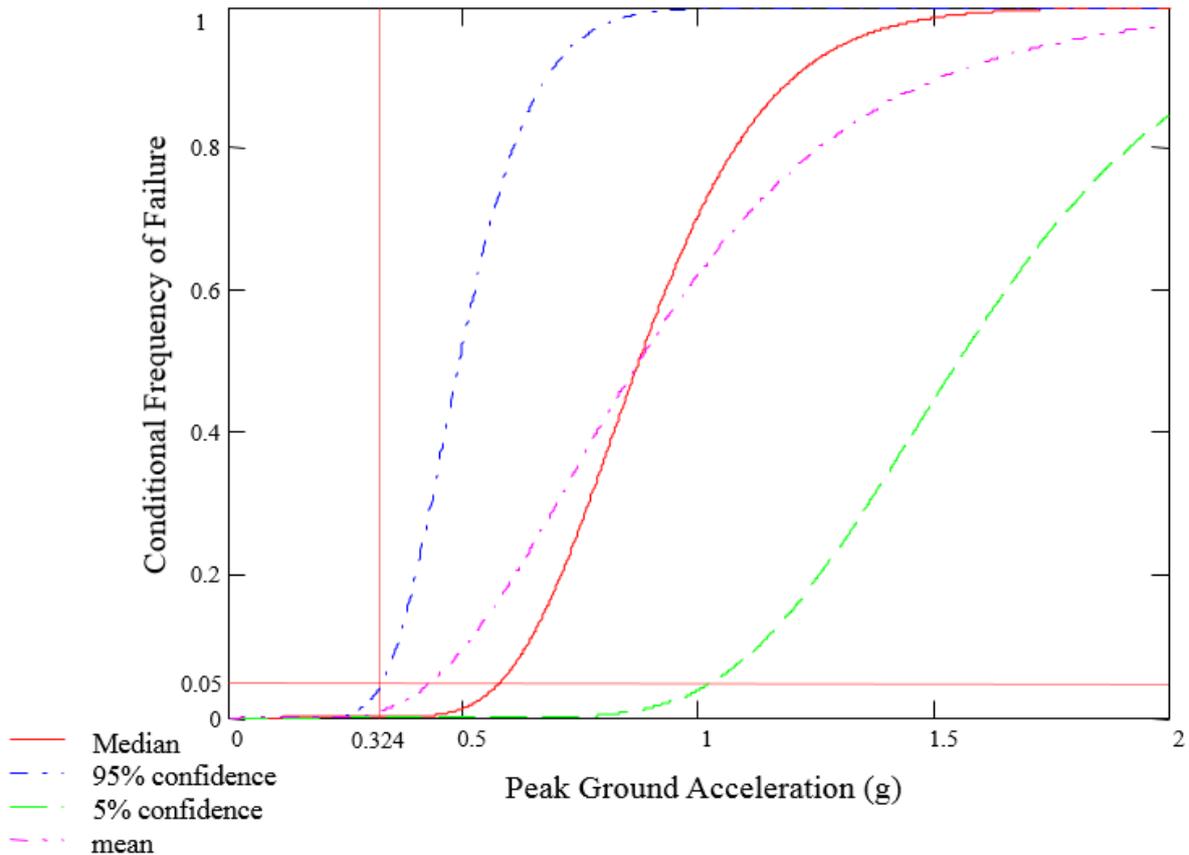
Step 2 - 對每一來源發展描述對應地震規模所發生地震頻率函數之模型；

Step 3 - 對每一來源發展對應地震規模之地表運動參數的函數模型，其函數自變數為地震規模和目標與地震來源距離；

Step 4 - 加總源自所有地震來源所對應地表運動之頻次，以製作地震危害度曲線。

除地震之強度外，亦須考慮建物結構對地震的承受能力。耐震度曲線 (Fragility Curve) 係為對應特定之結構或部件於指定地震強度發生故障之單調增長曲線。同樣地，對不同的信心水準，可製成耐震度曲線家族。當用於評估地震危害來源的危害度曲線和

結構耐震度曲線皆具備時，方能進行特定建物每年被地震損害至喪失功能的頻次。



決定結構的地震耐震度曲線時，需考慮的變數分別有材料強度、非彈性能量吸收、阻尼、建模、測試或分析之方法、模型組合、地震組合、結構響應、土壤-結構交互作用、非同步地震動等。

經過耐震度機率分析後，接著討論高信心低失效機率（HCLPF）地震。HCLPF 為一地震加速度，於此地震分析人員有 95%的信心水準認為對一特定結構或組件之故障率小於 5%。對於以符合管制標準（或規範）所設計之結構或組件，其 HCLPF 數值應較設計基準地震為高。

對於電廠管制之地震部分，分別介紹 OBE、SSE 及 RLE 等，其中 OBE 為一核能電廠於未增加公眾健康和安全的風險下能維持運轉的地震；SSE 為與安全功能相關的系統或組件能維持其功能的地震，亦為電廠的設計基準地震（DBE）；RLE 為電廠系統、結構、組件之 HCLPF 用以評估之地震，通常為設計基準地震的 1.67 倍，並用於耐震餘裕分析（Seismic Margins Analysis, SMA）。

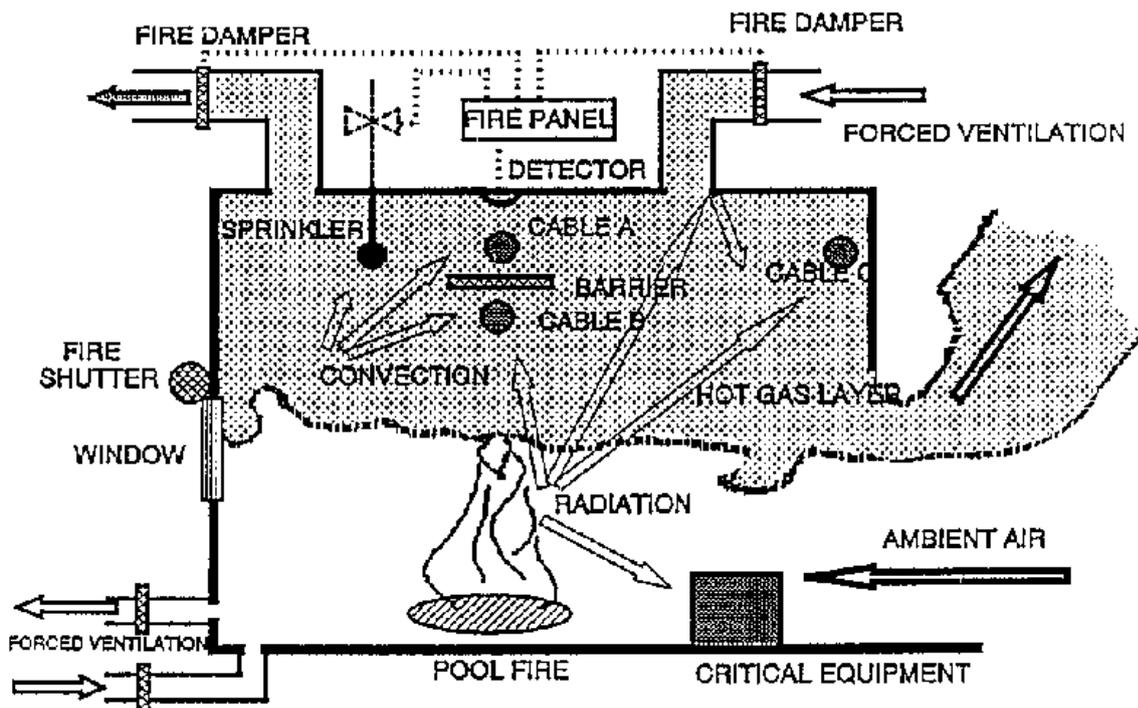
關於評估電廠於地震下的安全，有兩種方法，分別為耐震餘裕分析和地震機率式風險評估 (Seismic Probabilistic Risk Assessment, SPRA)。SMA 係為一假設地震下，評判對電廠的影響，而此地震即為前述之評估基準地震 RLE。SPRA 則為評估地震危害並估算電廠 SSCs (系統、結構、組件) 之承受能力，以結合二者，計算地震對電廠造成的風險。

(三) 火災危害及風險分析

有關火災危害及風險部分，課程內容包括介紹火災風險分析與其發展歷史、火災分析工具、火災頻率分級與發生頻率、EPRI 火災分析軟體 FIVE 概觀、火災機率式風險分析與火災情境等。

課程首先以介紹火災開始，火災須考慮起火源、可燃負載和關鍵組件等，劃分防火分區，並以火災機率式風險評估 (Fire PRA) 進行分析。

分區火災係為包封內之火災，其受限於 (至少於初期) 單一空間區分，比如房間或廊道、或單一結構內之空間；分區火災概念是用以進行火災機率式風險評估的模型基礎。在建立分區火災模型時，應考量的變數包括火災增長時間、可燃物之熱釋率、包封空間大小、包封之設計與建造、包封通風、火災抑制系統等，如下圖所示。

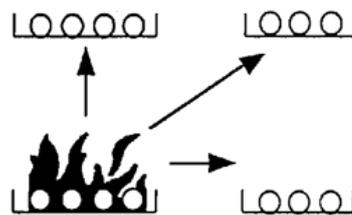


接著探討火災劇本 (Fire Scenario) 之建立，劇本一般之假定事件序列，始於火焰點燃，終於電廠安全停機或爐心損毀。對於火災劇本之構成，包括火焰點燃起源、火災增長及損害、火災抑制等各項，其目的為計算出條件式爐心損毀機率 (Conditional Core Damage Probability, CCDP)。

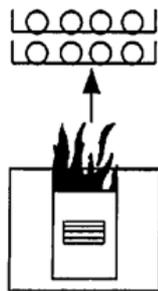
火焰點燃起源之劇本，係以可能發展出火災的燃起源頭之物理特性，其關鍵因子在於火焰離目標距離和熱釋率，而火焰對目標的熱量轉移方式分別為對流及輻射，其分配比率通常建議為對流佔 0.7，輻射佔 0.3；無論如何配比，其權重加總須為 1。火災產生之影響，則有幾個形態：設備失火影響其他設備、電纜管槽失火影響其他電纜管槽、設備失火影響電纜管槽、暫時性火災影響設備及(或)電纜管槽，相關圖示如下。

Example types of fire scenarios (fire source and fire targets):

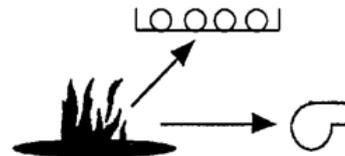
- Equipment fire affecting other equipment
- Raceway fire affecting other raceways



- Equipment fire affecting raceways



- Transient fire affecting equipment and/or raceways



火災增長及損害劇本部分，係以火焰延燒至次級可燃物，並導致目標受損因而故障之火災物理特性為其考量。首先須給定目標集合，並考慮其損傷之產生是源自於可燃物燃燒或火焰延燒。若火災起源，其燃燒火焰不足以損毀目標，亦無延燒之可能，則目標損傷自然不會發生。

火災抑制劇本，則採計所有可取得的火災偵測與抑制手段之影響。其中火災偵測之重要性，在於其能引動電廠人員之反應，使其能意識到火災，執行火災相關之程序書和派遣消防隊滅火。對於火災抑制劇本中，其所採取的相關行動與火災的發展是場競速比

賽，且火災之抑制須於火災對目標產生損害前完成，否則終將失敗。

當對應特定火災劇本之 CCDP 求得後，即可進行電廠整體的火災風險評估。所謂的風險，可視為特定類型事件發生頻率與造成後果的乘積；對核能電廠安全管制而言，火災造成的風險，可以歸納為火災對電廠爐心損毀頻次（Core Damage Frequency）的影響。其公式如下

$$CDF_i = F_i * SF_i * NSP_i * CCDP_i$$

CDF_i：第 i 個火災類型事件造成的 CDF 增量；

F_i：火災發生頻次，通常以每年發生火災之次數表示；

SF_i：火災之嚴重程度因數(以 0 至 1 之數值表示)；

NSP_i：火災未被抑制之機率；

CCDP_i：火災類型事件下之條件式爐心損毀機率。

課程中特別指出當發生電纜失火時，其可燃部分為外被覆之絕緣層，分為熱塑性（Thermoplastic）和熱固性（Thermoplastic）兩類。其中熱塑性特徵為便宜而容易製造，且較容易熔化或燃燒；其材料通常為聚乙烯（PE）、聚氯乙烯（PVC）、聚胺酯（polyurethane）、聚丙烯（PPE）、尼龍（nylon）、聚四氟乙烯（Teflon）等。熱固性特徵為通常需通過相關認證，不易因受熱熔化，且更強韌而耐燃；其材料為乙丙烯橡膠（EPR）、交聯聚乙烯（XLPE）、海帕倫（Hypalon）、氯丁橡膠（neoprene）、矽膠（silicone rubber）等。前述二類電纜絕緣之外被覆，其對應火災受損評估之標準如下：

<u>Cable Type: Thermoplastic</u>	<u>(Metric)</u>	<u>(English)</u>
Heat flux	6 kW/m ²	0.5 BTU/ft ² s
Temperature	205°C	400°F
<u>Cable type: Thermoset</u>	<u>(Metric)</u>	<u>(English)</u>
Heat flux	11 kW/m ²	1.0 BTU/ft ² s
Temperature	330°C	625°F

綜合上述，熱固性絕緣層能承受的熱流通量和溫度，遠優於熱塑性絕緣層。

最後在課程結束前，進行測驗以驗收學習成效，本次出國人員皆有參加測驗。本次所參與之廠外事件研習課程，內容極為豐富，除可增進對廠外事件對核能電廠安全影響

之瞭解外，並強化相關邏輯及分析方法之認識，可謂收獲良多。

二、沸水式反應器技術與模擬器操訓練課程

7月15日抵達NRC技術訓練中心(TTC)，首週進行R-904B(BWR Technology Review)訓練課程。本課程為期一週，主要目標為協助受訓之NRC技術人員能維持對奇異公司(General Electric)設計之BWR/4型核電廠的專業知識，涵蓋電廠運轉特性、介紹控制室運作、控制室內可取得之儀控與電廠資料、異常及緊急程序之運用、電廠對異常及緊急狀況之反應、設備故障或錯誤操作對電廠運轉之影響等。上課方式除課堂講授外，亦包括互相討論。

首日一開始先進行講師、學員自介及上課規範與TTC大樓緊急應變介紹，講師共有三位，分別為Jim、James和Kelly。接著進行BWR電廠各型式系統介紹，包括Mark-I、Mark-II、Mark-III等各型式圍阻體，以及BWR-2至BWR-5等各型反應器所對應之電廠等，如下表所列(取自課程教材)：

BWR Differences Summary																			
Plant/Type	Mark	MW _{in}	Rods	OPRM	Voters	SV/SRV total	ADS	DW Press	LLS	IC	RCIC	HPCS	HPCI	LPCS	LPCI	RHR HX	CNMNT Spray	Diesels	Notes
BWR-2	NM1	I	1850	129	Yes	Yes	15	6	Yes		4			4/4 boosters		3 SDC HXs	4/4 CSRWP	2	CRD & RFP (HPCI) in TS
	OC	I	1930	137	N	N	14	5	Yes		2			4/4 boosters		3 SDC HXs	4/4 ESW	2	CRD in TS
BWR-3	Dresden	I	2957	177	Yes	N	14	5	Yes	2	1		1	2	4	2	RHR	1/unit 1/swing	Loop Select logic 3 SDC HXs
	MONT	I	1775	121	Yes	Yes	8	3	Yes	3		1	1	2	4	2	RHR	2	Loop Select logic
	Pilgrim	I	2028	145	N	N	6	4	Yes			1	1	2	4	2	RHR	2	Loop Select logic
	QC	I	2957	177	Yes	N	14	5	Yes	2		1	1	2	4	2	RHR	1/unit 1/shared	Loop Select logic
BWR-4	BFN	I	3458	185	Yes	Yes	13	6	Yes			1	1	4	4	4	RHR	4/U1 & 2 4/Unit 3	
	BRU	I	2923	137	Yes	Yes	11	7	N			1	1	2	4	2	RHR	2/Unit	
	Cooper	I	2419	137	N	N	11	6	N	2		1	1	2	4	2	RHR	2	
	DAEC	I	1912	89	N	N	8	4	N	2		1	1	2	4	2	RHR	2	Loop Select logic
	Ferri 2	I	3430	185	Yes	Yes	15	5	Yes	2		1	1	4	4	2	RHR	4	Loop Select logic
	Fitz	I	2536	137	N	N	11	7	N			1	1	2	4	2	RHR	4	
	HAT	I	2804	137	Yes	Yes	11	7	Yes	4		1	1	2	4	2	RHR	3	
	Hope	I	3840	185	N	N	14	5	Yes			1	1	4	4	4	RHR	4	HPCI: CS and feed LPCI: 4 loops to shroud
	PB	I	3514	185	Yes	Yes	11	5	Yes			1	1	4	4	4	RHR	4 shared	
	VY	I	1912	89	N	N	7	4	Yes			1	1	2	4	2	RHR	2	Can only credit 30% BPV capacity
	LIM	II	3515	185	Yes	Yes	14	5	Yes			1	1	4	4	2	RHR	4	HPCI: CS and feed LPCI: 4 loops to shroud
	Shoreham	II	2480	137	N	N	11	7	N			1	1	2	4	2	RHR	3	
SUSQ	II	3952	185	Yes	Yes	16	6	Yes			1	1	4	4	2	RHR	4 shared		
BWR-5	Columbia	II	3486	185	Yes	N	19	7	N			1	1	1	3	2	RHR	3	
	Lasalle	II	3546	185	N	N	18 (U1) 13 (U2)	7	Yes			1	1	1	3	2	RHR	2/unit 1/shared	
	NM2	II	3988	185	Yes	Yes	18	7	N			1	1	1	3	2	RHR	3	
BWR-6	Clinton	III	3473	145	N	N	16	7	Yes	5		1	1	1	3	2	RHR	3	
	GG	III	4408	193	Yes	Yes	20	8	Yes	6		1	1	1	3	4	RHR	3	RCIC disch to FW
	Perry	III	3758	177	N	N	19	8	N	6		1	1	1	3	4	RHR	3	
	RB	III	3091	145	Yes	N	16	7	Yes	5		1	1	1	3	4	RHR	3	RCIC disch to FW

講師特別針對各型式 BWR 之緊急爐心冷卻系統（Emergency Core Cooling System, ECCS）之功能與特性等進行介紹，分別如下表（取自課程教材）：

Function	BWR/2	BWR/3	BWR/4	BWR/5	BWR/6
Containment Spray and Cooling	Containment Spray System	MODE of LPCI or RHR System	MODE of RHR system	MODE of RHR system	MODE of RHR system
ECCS High Pressure Pumping	Feedwater Pumps	HPCI	HPCI	HPCS	HPCS
ECCS High Pressure Pumping Delivery Point	Vessel annulus via feedwater sparger	Vessel annulus via feedwater sparger	Vessel annulus via feedwater sparger	Directly above core outlet (one spray ring)	Directly above core outlet (one spray ring)
ECCS High Pressure Pump Type	Normal RFPs with and without emergency power	Normal RFPs or Turbine Driven HPCI	Turbine Driven	Motor Driven	Motor Driven
ECCS Blowdown	ADS	ADS	ADS	ADS	ADS
ECCS Low Pressure Spray	Two core spray (independent) loops	Two core spray (independent) loops	Two core spray (independent) loops	One LPCS loop	One LPCS loop
ECCS Low Pressure Flooding	NONE	LPCI sys, 2 loops; or LPCI MODE of RHR	LPCI MODE of RHR 2 independent loops (2 plants have 4 loops)	LPCI MODE of RHR 3 independent loops	LPCI MODE of RHR 3 independent loops
ECCS Low Pressure Flooding Deliver point		Recirculation pump discharge pipe	Recirculation pump discharge pipe or inside shroud (core region)	Inside core shroud, core region	Inside core shroud, core region
Standby Coolant Supply	UHS to condenser and then feedwater to vessel	From UHS to Feedwater or RHR	From UHS to RHR	From UHS to RHR	From UHS to RHR

7 月 16 日首先進行福島（Fukushima）核子事故介紹。福島核子事故發生於 2011 年 3 月 11 日，為位於日本福島縣之福島第一核電廠因發生大地震及所引發之海嘯，導致電廠爐心熔毀且釋出放射性物質之事故。福島第一核電廠有六部沸水式機組，其中第一、二、三號機組於地震來臨時仍在運轉。雖然地震發生後，運轉之機組因強震自動急停，但外電因電網損毀而喪失，隨後地震引發的大海嘯也淹沒了緊急柴油發電機廠房，反應爐冷卻系統失電而停止運作，反應爐爐心餘熱無法移除，且地震、海嘯造成的災害阻礙了廠外救援，後續衍生第一、二、三號機組皆發生爐心熔毀且發生了氫氣爆炸。講師就福島核子事故之時序，說明其狀況演變並進行探討，並說明 NRC 於福島核子事故後，組織福島案近期任務編組（Fukushima Near-Term Task Force, NTTF），針對事件暴露的弱點進行研究並提出相關改善措施。接下來進行機率式風險評估（PRA）與風險告知視察（Risk Informed Inspection）介紹，藉由風險洞見（risk insight）讓電廠及管制單位集中注意在那些與公眾健康及安全相關的設計及操作上的議題。隨後開始進行

模擬器上機，學員分成三組，每組由一位講師輔助，依正常運轉程序書開始進行模擬器操作練習，如機組起動前長迴路與短迴路（short cycle and long cycle）清洗、主冷凝器真空度測試等。

7月17日首先進行電廠設計基準（Design Basis）及終期安全分析報告（FSAR）等電廠管制基本概念介紹，說明 NRC 管制核心為核能電廠運轉於安全上有足夠之保護（adequate protection），之後繼續進行模擬器演練，包括執行高壓爐心注水系統（High Pressure Coolant Injection, HPCI）及爐心隔離冷卻系統（Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC）等安全系統偵測試驗、依控制棒序列執行抽棒等操作，之後並講述電廠之運轉技術規範（technical specifications）。

7月18日主要針對廠外事件危害及 FLEX 設備之運用等進行介紹，說明美國境內所設兩個 National SAFER（Strategic Alliance for FLEX Emergency Response）Response Center，分別位於田納西州孟斐斯和亞利桑那州鳳凰城（其位置如下圖所示，取自課程教材），必要時可提供相關物資以及出動飛行載具吊掛相關支援器械至現場，以強化對廠外危害之防護。後續進行模擬器演練，包括主汽機、飼水和循環水系統等發電設備之操作、緊急柴油發電機併聯測試等。



7月19日則進行嚴重事故指引（Severe Accident Guideline, SAG）及緊急操作程

序 (Emergency Operating Procedures, EOP) 介紹，說明事故發生時控制室內各崗位之職責，並練習 EOP 流程圖之使用，後續以假設發生電廠全黑事故 (Station blackout, SBO)，讓學員體驗相關過程。其後以模擬程式，展現事故發生後直至爐心熔毀之過程，結束本週課程。

7 月 22 日至 26 日進行第二週沸水式反應器模擬器訓練課程 (R-704B, GE BWR/4 Simulator Refresher)，講師與前週課程相同。本課程為期一週，主要透過課堂授課和模擬器訓練，提供受訓學員對沸水式反應爐緊急程序指引 (Emergency Procedure Guidelines, EPG) 與緊急運轉程序 (Emergency Operating Procedures, EOP) 之通常了解和對控制室運作之熟悉，主題包括 EPG/EOP 之架構和介面、各 EPG/EOP 之用意、進入條件和癥候、電廠之關鍵參數監控、EPG/EOP 之使用及其哲學、電廠各種暫態和緊急狀況、電廠正常運轉與異常運轉之操作等。課程內容主要提供受訓學員之充分複習，以滿足反應爐運轉視察所需。

7 月 22 日首先介紹 TTC 模擬器之各項運轉設定點，包括反應爐水位、壓力、主蒸汽管壓力、冷凝器真空、主汽機第一級壓力、乾井壓力、蒸汽流量等，並講解沸水式反應爐緊急程序指引與緊急運轉程序，說明 EOP 進入條件程序及控制流程圖、NRC 事故種類區分圖等，並實際進行模擬器操作，以熟悉模擬器之各項列置。操作程序分為 NOP (正常運轉程序)、AOP (異常運轉程序) 與 EOP (緊急運轉程序)，各有其適用情況與進入/離開條件，主題包括反應器功率控制、壓力控制、水位控制、圍阻體控制、乾井控制、抑壓池控制與放射性物質外釋控制等。

7 月 23 日至 26 日於模擬器演練，分組於模擬器進行相關操作與決策練習，並輪流扮演機組值班主任、反應器運轉員、ECCS 盤面助理運轉員與 BOP 盤面助理運轉員。演練狀況包括反應爐急停且控制棒未全入、汽機旁通閥誤開啟、主汽機跳脫、預期暫態未急停 (ATWS)、未預期功率變動安全釋壓閥 (SRV) 卡在關閉狀態、喪失飼水且 HPCI 與 RCIC 系統均不可用、喪失廠外電源、爐心冷卻水流失事故 (loss of coolant accident, LOCA)、LOCA 且發生廠內全黑事故演練 (SBO)、福島事故等異常及緊急狀況之處理。

模擬器演練過程包括運轉技術規範之查對及對應之運轉技術規範基準之探討，並於

一項緊急狀況演練完畢後，講師會集合各崗位學員，於 EOP 流程圖前進行講解與檢討，總結所發生狀況、處理及決策過程等，使學員能充分地再熟悉控制室運作與緊急狀況處理，強化對系統暫態與變化之掌握能力。

前述於 NRC 技術訓練中心所接受之共為期兩週之沸水式反應器技術與模擬器操訓練課程，內容緊湊詳實，課堂講授與模擬器演練充分結合，並於演練後進行回顧，有效增進學員訓練效果；此外，模擬器演練過程雖然頗為緊張，然講師皆親切隨和並適時提點學員，能使學員平心靜氣地練習，並以相當開放的態度，讓學員與講師間能充分進行討論，另人印象深刻。

三、參訪 Vermont Yankee 核能電廠

7 月 28 日與 NRC 陪同人員於康乃迪克州哈特福市之布拉德利國際機場見面，隨後驅車前往約近百英哩外之佛蒙特州 Brattleboro 鎮，於夜晚抵達。次日（7 月 29 日）清晨出發，參訪 Vermont Yankee 核能電廠，該電廠位於美國東北區域，其位置如下（參考 Google Map）。



參訪過程由 NRC 資深專案經理 (Senior Project Manager) Jack Parrott 及第一分區 (Region I) 視察員 Steve Hamann 陪同，於上午 8 時進廠進行參訪，參訪過程簡述如下：

(一) Vermont Yankee 電廠簡報

首先由 NorthStar 公司申照經理 (Licensing Manager) Tom Silko 和電廠乾貯設施資深經理 (VY ISFSI Senior Manager) Corey Daniels 簡報 NorthStar 公司之 Vermont Yankee 電廠除役過程，前述人員亦為參訪全程之廠方陪同人員。Vermont Yankee 電廠為除役中之沸水式核能電廠，位於康乃迪克河 (Connecticut River) 河畔，僅有一部 GE BWR4 機組，圍阻體為 Mark I 型。其開始商轉日期為 1972 年 11 月 30 日，於 2014 年 12 月 29 日永久停止運轉，2015 年 1 月 12 日燃料由反應爐全數移至用過燃料池，2015 年 2 月 25 日實施永久停止運轉緊急應變計畫，並開始進入安全貯存第一階段 (SAFSTOR I)，2015 年 4 月實施燃料永久移除緊急應變計畫，並開始進入安全貯存第二階段 (SAFSTOR II)，2018 年 8 月實施獨立乾貯設施 (ISFSI) 緊急應變計畫，並開始獨立乾貯設施之運轉。其中於 2017 年 2 月 9 日，原業主 Entergy 公司提出將除役執照轉移至 NorthStar 公司，轉型後續行除役之申請 (由 SAFESTOR 轉為 DECON)，並於 2018 年 10 月 11 日獲美國管制機關 NRC 許可，批准執照轉移。簡報內容包括除役執行公司、除役過程與除役所做之準備，如運轉至除役過程各階段之人力變遷、執行除役作業之 NorthStar 公司介紹、工作安全政策、整修連結物料暫存區與船運碼頭之鐵路以增進運輸安全與效率、建置鐵路運輸容器 Custom Boxes、以軌道水槽運輸液體廢料、COB (Construction Office Building) 廠房拆除、用過燃料池格架移除與清空、反應爐槽內部組件依序分割與專用爐內切割設備、圍阻體頂蓋移除與切割、反應爐槽頂蓋移除、專用切割設備 (Specialized Cutting Equipment)、切割後廢料封裝、汽機外殼切割與尺寸減縮、鐵路敞篷貨車輸運、碼頭船運等等。工作進行井然有序，預先排程與模擬完整高效，令出國人員留下深刻的印象。

(二) 現場參觀

簡報後由前述 NorthStar 公司人員帶領，與 NRC 人員一起參觀除役中電廠與乾貯設

施。電廠位於康乃迪克河邊，環境優美寧靜。廠區佔地約 140 英畝，而獨立乾貯設施佔地約 6 英畝。參訪路線由外圍鐵路、臨時工作廠房、物料轉移至鐵路之水平轉移車站 (Horizontal Transfer Station, HTS) 等處開始，後至廠內之汽機廠房、反應器廠房、控制室等處參訪。沿途 NorthStar 人員針對每處有關之除役工作進行解說，並說明原電廠運轉時所需之設備、設施，部分於除役時因狀況改變，雖仍留至原地但已不須保持可用者 (如潤滑油槽外之滅火器，油槽已清空)，標示為並未持續維護而不可用；部分設備則出於方便性之利用之考慮而保留，並非除役期間必要設施 (如原控制室內部分環境監測設備)。廠房參觀結束後，NorthStar 公司人員特別帶領我們參訪獨立乾貯設施。事實上，對用過燃料已移出之除役中電廠而言，獨立乾貯設施才是管制上最嚴格的區域，出入皆有荷槍實彈之警衛嚴格搜身並戒護。乾貯設施外圍有鐵絲網圍牆保護，區域內有一碉堡和一監控室。參觀監控室，內有輪值警衛透過能高倍數放大之攝影區，毫無死角地監視包括康乃迪克河河面活動及河對岸之乾貯設施週邊區域，確保用過核子燃料之安全貯存。

(三) 議題討論

現場參觀結束後，回到會議室進行意見交流與議題討論。首先由我方介紹台灣除役中之核一廠特徵與現況，接著討論本次我方帶去之交流議題，包括燃料從用過燃料池吊運至獨立乾貯設施期間之用過燃料池相關系統及設備管理、除役過渡階段安全相關系統及設備可用性維持及管理、福島事故後用過燃料池監控儀器強化進入除役過渡期間之調整、電廠除役期間拆除作業的事前行政準備、MARSSIM 有關輻射偵檢的彈性應用、除役期間員工數量變遷與經驗傳承的管理等。Vermont Yankee 電廠人員依其電廠實際狀況及除役過程，提供其相關經驗並與我方就相關議題進行交流討論。

對於過渡階段用過燃料池相關系統維護管理部分，Vermont Yankee 電廠人員說明與運轉時期，並無顯著差異。惟因除役後池水淨化能力已非必要，其僅維持相關系統冷卻能力；關於除役過渡階段安全相關系統之議題，Vermont Yankee 電廠人員說明移動式設施有列入除役期間安全分析，且安全相關系統之設計變更管制仍與運轉時期大致相同；有關福島事故後強化用過燃料池之監控儀器，因 Vermont Yankee 電廠較早即進入永久

停機，未受美國核管會發布福島事故近期專案小組（NTTF）之要求，而提出相關強化措施，故與此議題無關；關於電廠除役期間拆除作業的事前行政準備議題，其涉及輻射防護相關者，仍由 NRC 管制，其對輻射劑量合理抑低之要求，未因除役而改變，涉及地方政府的行政議題主要為非輻射防護相關，且每個州都不同，難以一概而論；有關 MARSSIM 之輻射偵檢彈性應用部分，Vermont Yankee 電廠人員說明其廠址歷史評估確實有執行相關輻射偵檢以行確認。因電廠位於河畔，故可能有地下水入侵，其以執行必要之取樣偵檢，以防範污染物可能之擴散；對於除役期間員工數量變遷與經驗傳承的管理部分，Vermont Yankee 電廠人員表示確實因除役階段工作內容差異而有較大的人力變遷，的確有可能對員工心態與經驗傳承造成影響，然 NorthStar 公司仍有其他除役案，透過人員轉移，使員工可對其職涯規劃保持信心，可於一定程度上緩解不利之影響。雙方交流討論過程相當熱切，雖核一廠實際狀況與除役進程規劃與 Vermont Yankee 電廠不盡相同，但其經驗仍能作為未來除役管制之參考。

肆、建議

- 一、 本次出國研習與訓練過程，所獲甚多，對廠外事件所涉及之安全管制議題及方法論，以及沸水式核電廠運轉管制及控制室運作等，皆有所得。美國核能管制機構訓練單位之完整與課程之充實，能充分地提升核能安全管制人員之能力，值得我方參考。
- 二、 研習與訓練課程之講師皆學有專精，能充分掌握所授課程並答覆學員之問題，解決學員有疑惑之處。美方對研習、訓練所需講師人力培訓與維持，值得我方參考。
- 三、 本次出國，與美方 NRC 視察人員、講師與電廠人員，皆有良好互動，擴展出國人員於核能安全管制之視野，增進對相關管制議題之掌握，建議未來仍應持續辦理視察員赴美研習訓練與參訪，獲取相關實務經驗，使我國核能安全管制精益求精。
- 四、 本次特地參訪除役中之電廠，藉由實地參觀與交流，獲得除役相關經驗，可為我國核能電廠除役管制之參考，建議未來仍持續派員參訪除役電廠。

附件一、P-204 廠外事件課程

Day	Title
1	<ul style="list-style-type: none"> ● Internal Flooding ● High Winds, External Floods, and Others ● Tornado and High wind Events ● Transportation Accidents
2	<ul style="list-style-type: none"> ● Seismic Risk Assessment ● Seismic Hazard Analysis ● Seismic Fragility Evaluation ● Seismic Analysis Methods ● Seismic Margin Approach ● Plant System and Sequence Analysis
3	<ul style="list-style-type: none"> ● Fire Risk Analysis History ● Fire Risk Analysis Introduction ● Five Fire Analysis Tools ● Fire Frequency Bins and Generic Frequencies ● Overview of the EPRI Five-Induced Vulnerability Evaluation (FIVE) Methodology ● Fire PRA
4	<ul style="list-style-type: none"> ● Fire Risk Observations ● Inclusion of Internal Fire Impacts in SPAR Models ● Fire Scenarios ● Fire SDP vs. Fire PRA Concepts and Terminology ● Test

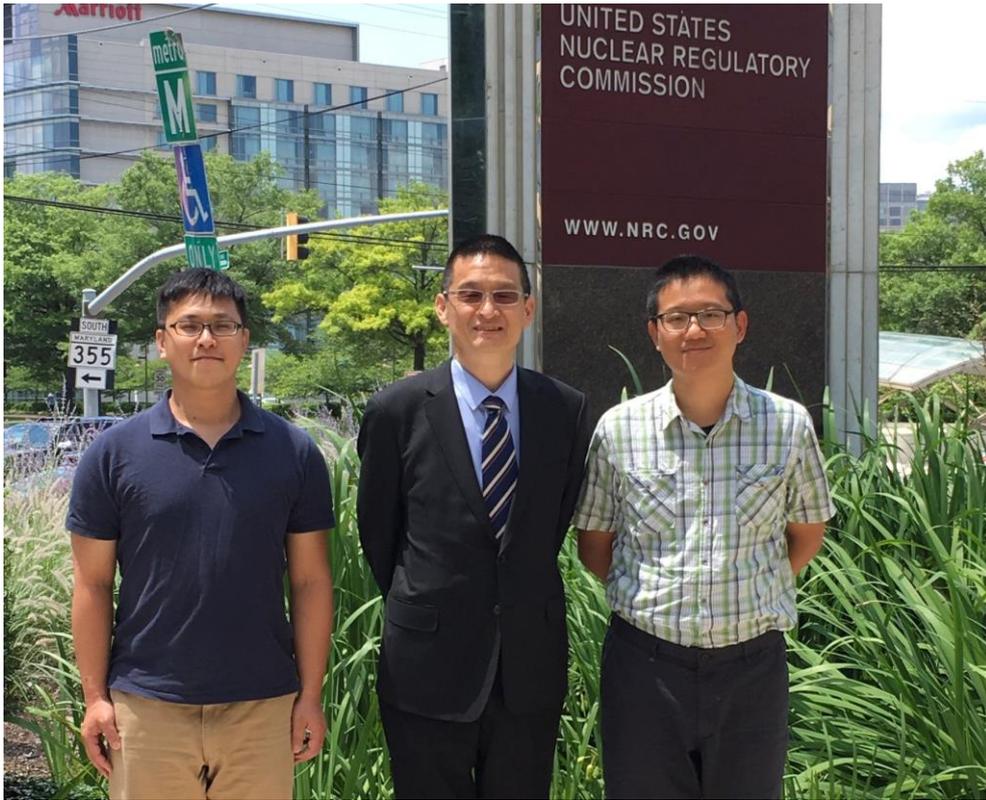
附件二、沸水式反應器技術與模擬器操訓練課程

R-904B BWR Technology Review

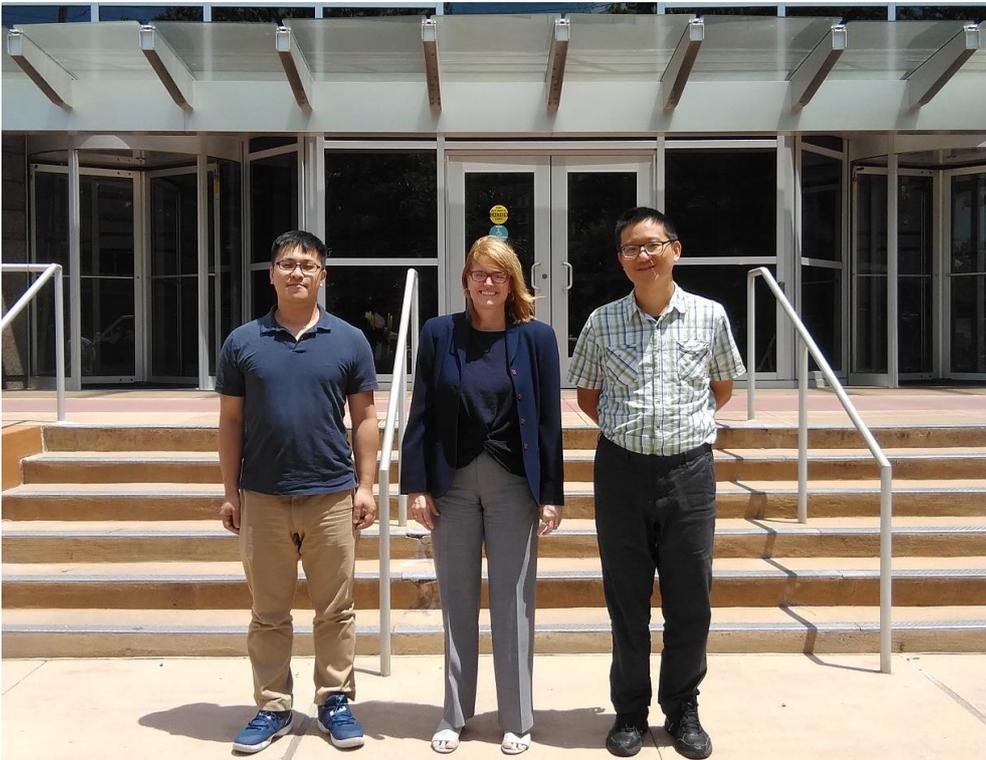
Day	Lecture
1	TTC Introduction / BWR System Review / BWR System Revolution (Containment & ECCS)
2	BWR System Review / Fukushima Nuclear Accident Review / Simulator Course
3	Discussions on 10 CFR 50.59 / Simulator Course
4	FLEX Introduction / Simulator Course
5	Simulator Course

R-704B GE BWR/4 Simulator Refresher

Day	Lecture
1	Course Introduction/ Simulator Overview and Walk Through / Plant Operations
2	EPG/EOP Introduction / RPV Control Guideline / Plant Operations
3	Primary Containment Control / Suppression Pool Temperature Control / Drywell Temperature Control / Plant Operations
4	Overview of Secondary Containment Control / Radioactivity Release Control / Plant Operations
5	Integrated Use Of EOPs / Plant Operations



圖一、與駐美代表處喬凌寰副組長於 NRC 總部合照照片



圖二、於職能發展中心（PDC）與 NRC 聯絡人合影



圖三、於技術訓練中心（TTC）與講師和受訓學員合影



圖四、參訪 Vermont Yankee 電廠