

出國報告(出國類別：開會)

參加台美雙邊核安管制技術交流會議

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：核能後端營運處 丁 宇 組長

核能發電處 陳培中 組長

第一核發電廠 徐世融 專員

派赴國家：美國

出國期間：108 年 06 月 14 日至 108 年 06 月 23 日

報告日期：108 年 07 月 31 日

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：參加台美雙邊管制技術交流國際會議

頁數 26 含附件：■是□否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話

台灣電力公司/陳德隆/02-23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

丁 宇/台灣電力公司/核後端處/安管組長/(02)2365-7210 轉 2269

陳培中/台灣電力公司/核發處/機械組長/(02)2366-7058

徐世融/台灣電力公司/核能一廠/保健物理專員/(02)2638-3501 轉 3132

出國類別：1 考察2 進修3 研究4 實習5 其他：國際會議

出國期間：108 年 06 月 14 日至 06 月 23 日 出國地區：美國

報告日期：108 年 07 月 31 日

分類號/目：

關鍵詞：台美雙邊技術會議

內容摘要：(二百至三百字)

本次出國行程係參加由美國核能管制委員會 (NRC, 以下簡稱美國核管會) 主辦之第 18 屆雙邊核安管制技術交流會議 (Bilateral Technical Meeting, BTM)。本屆雙邊核安管制技術交流會議討論的議題包括：雙邊年度管制資訊交流分享、運轉中核電廠重要事件之肇因分析和改善情形、因應日本福島事件經驗回饋之強化措施 NTTF2.1 與耐震安全評估相關議題、核電廠資通安全與核子保安、以及核電廠除役場址調查與除役管制作業等特定技術議題，台美雙方就相關議題之管制技術進行更深入的交流，並就未來後續技術交流議題達成多項共識。

會議行程另安排參訪位於紐澤西州的除役核電廠 Oyster Creek 與其乾貯設施、以及美國核管會監管中心 (Operation Center)，以瞭解美國核電廠除役現況與美國核管會監管中心運作方式，可提供我方核能安全相關管制工作執行之參考。

本文電子檔已傳至出國報告資訊網 (<http://report.nat.gov.tw/reportwork>)

目 錄

壹、目的：	1
貳、過程：	2
一、行程：	2
二、參加「2019 年台美雙邊核能安全管理技術交流會議」	2
(一) 原能會近期核能管制活動	2
(二) 美國核管會近期核能管制活動	3
(三) 蒸汽產生器熱交換管之一次側冷卻水應力腐蝕龜裂抑制措施	5
(四) 依西屋公司技訊建議執行反應爐槽阻板-模型板螺栓檢查	6
(五) 台灣核電廠 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制	7
(六) 美國核電廠 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制	9
(七) 核一廠除役輻射特性調查現況規劃	10
(八) 美國核管會除污及除役管制作業	12
(九) 台灣核能電廠資通安全管理	14
(十) 美國核能電廠資通安全監管方案概述	14
(十一)問題綜合討論	16
(十二)會議結論	16
三、參訪美國除役核電廠 Oyster Creek	18
四、參訪美國核管會運轉監管中心	20
參、心得與建議：	22
肆、附錄：	23
附錄一：2019 年台美雙邊核安管制技術交流會議議程	23
附錄二：2019 年台美雙邊技術交流會議雙方代表名單	26

壹、目的

依行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)與美國核能管制委員會(NRC, 以下簡稱美國核管會)之雙邊協議, 自 2003 年起每年輪流在美國及台灣召開雙邊核安管制技術交流會議(Bilateral Technical Meeting, BTM), 由原能會或美國核管會輪流主辦, 討論核能管制實務及分享管制經驗, 並增進雙方之合作關係, 進而達到提升核能安全管理之目的。2019 年第 18 屆 BTM 由美國核能管制委員會主辦, 會議地點在美國核管會總部, 我方派員與會就相關重要核安議題進行經驗與技術交流。

雙邊核安管制技術交流會議定期集會的目的, 除討論核能安全管理重要議題外, 並就核能管制單位最新管制法規及作業進行研討。本屆會議討論中之重要議題包括: 雙邊年度管制資訊交流分享、運轉中核電廠重要事件之肇因分析和改善情形、因應日本福島事件經驗回饋之強化措施 NTF2.1 與耐震安全評估相關議題、核電廠資通安全與核子保安、以及核電廠除役場址調查與除役管制作業等。本項開會除與美方代表進行廣泛交流討論外, 並就未來雙邊後續交流的議題達成多項共識。

本次會議行程另安排參訪位於紐澤西州的除役核電廠 Oyster Creek 與其乾貯設施、以及美國核管會監管中心(Operation Center), 以瞭解美國除役核電廠案例實際現況與美國核能管制委員會運轉監管中心日常運作方式等, 提供我方核能安全相關管制工作執行之參考。

貳、過程

一、行程

本次出國行程自 108 年 6 月 14 日起至 108 年 6 月 23 日止，共計 10 天，行程內容摘要如下：

日期	地點與行程	工作內容
6月14日(五)~ 6月15日(六)	台北→西雅圖→華府	去程
6月17日(一)~ 6月18日(二)	華府 華府→紐澤西州	參加2019年台美雙邊核能安全管理技術交流會議
6月19日(三)	紐澤西州 紐澤西州→華府	參訪紐澤西州Oyster Creek核電廠
6月20日(四)	華府	參訪美國核管會運轉監管中心 (Operation Center)
6月21日(五)~ 6月23日(日)	華府→洛杉磯→台北	返程

二、參加 2019 年台美雙邊核能安全管理技術交流會議

2019 年台美雙邊核能安全管理技術交流會議由美國核管會主辦，會議地點在美國核管會總部。本次會議討論之重要議題包括：雙邊年度管制資訊交流分享、運轉中核電廠重要事件之肇因分析和改善情形、因應日本福島事件經驗回饋之強化措施 NTF2.1 與地震危害再評估相關議題、核電廠資通安全與核子保安、以及核電廠除役場址調查與除役管制作業等。本項開會除與美方代表進行廣泛交流討論外，並就未來雙邊後續交流的議題達成多項共識。會議內容重點摘述如下。

(一) 原能會近期核能管制活動

本項議題由原能會核能管制處何恭旻科長就我方近期管制活動進行簡報。

簡報內容首先分享我國各核能電廠之現況，包括最近一年之運轉、除役動態，以

及歷年各核能電廠異常事件、違規、反應器急停事件之績效統計數據等資訊。再從最近一年之重要管制議題，包括核二廠控制棒葉片檢查結果及一號機燃料傳送池洩漏、核三廠蒸汽產生器管一次側應力腐蝕龜裂(PWSCC)議題檢查情形追蹤與爐內擋板固定螺栓檢查、核電廠除役作業之安全管制，以及因應日本 KYB 公司產製之防震阻尼器測試數據有作假情形，針對我國核電廠是否有使用之清查結果等，介紹原能會之安全管制及台電公司之採行措施。美國核管會詢問核三廠蒸汽產生器管之材質及何時執行爐內擋板固定螺栓檢查，我方已說明核三廠蒸汽產生器管之材質為英高鎳合金-600TT，屬不會發生因一次側應力腐蝕龜裂而斷管之類別；另針對爐內擋板固定螺栓之措施，兩部機除於 2016~2017 大修期間執行目視檢查，均未發現異常外，並將依國外做法，於 3 年後大修期間執行超音波檢測。美方也進一步詢問國內核電廠除役動態，我方亦逐一回應說明。

(二) 美國核管會近期核能管制活動

本項議題由美國核管會核能管制署工程處副處長 Mary Jane Ross-Lee 就美方的近期管制活動進行簡報。

美方簡報包括：(1)核能電廠持照、延役、新反應器設計申照、除役及準備停機進行除役之機組現況；(2)反應器監管方案之精進；(3)對多機組之風險評估及運轉中與非輕水式反應器三階(level 3)風險評估之進展；(4)興建中反應器執照中止之管制程序；(5)耐事故燃料(Accident Tolerant Fuel)之執照管制；(6) 蒸汽產生器管一次側應力腐蝕龜裂(PWSCC)議題等。茲就國內現階段管制需求相關之簡報內容摘述於下：

1. 美國核能電廠機組狀態部分，有 95 部機組已獲准延長運轉執照至 60 年；另一方面， 97 部運轉中核電廠，在未來 6 年內共有 11 部機組已決定停止運轉。

2. 有關反應器監管方案之精進部分，主要是因來自美國核管會內部及外部的建議，精進的方向為在管制上採取更多的風險告知(risk-informed)與績效基礎(performance-based)，並達到更合理管制的目的。目前研議中的事項包括，修訂白色燈

號時媒體公布指引、與州政府及地方政府間之溝通、補充視察執行時機等。在基準視察部分，會修訂視察程序書的抽查數目與所需花費時間，以及考慮將部分視察程序書，如偵測試驗與維護後測試合併；也會依職業暴露持續降低程度，調整執行 ALARA 視察之頻度；問題的確認與解決之視察頻次則由兩年延長至三年一次。在風險顯著性確立程序方面，例如將風險告知導入緊急計畫之確立程序中，以及將救援系統之確立程序納入功率運轉之確立程序中。

3. 運轉中核能電廠三階風險評估方面，美國核管會於 2012 年成立專案，以更新精進風險評估模式，除原功率運轉狀態外，也將低功率或停機期間、單一場址多機組及用過燃料池、乾貯設施(IFSSI)等納入計畫中。美國核管會採兩階段進行，第一階段先建立初始風險評估模式，經內部審查後對模式作必要之修改，再經外部相關技術小組審查與同行審查，以及向美國核管會核安諮詢會(Advisory Committee on Reactor Safeguards, ACRS) 簡報後，進入第二階段。第二階段為依第一階段意見，進行模式修訂，於重新執行內部審查後，最後完成模式之建立。目前美國核管會希望全案能於明年完成。同時，美國核管會也會從試行電廠(Votgle 1、2 號機)之經驗，來檢視運轉中電廠之風險評估標準，納入 RG 1.200 改版之需要。至於在單一場址多機組之三階風險評估方面，基於在日本福島事故後已採行多樣式應變策略(FLEX)、二階風險評估結果顯示與安全目標(Safety Goal)仍有相當餘裕、單一場址之機組數不多(最多 4 部)，以及多機組之電廠已採行定性觀點強化風險評估等因素，認為此非現階段須優先完成之事項。美方於會議中也應本會提議，會將後續進展資訊提供我方參考。

4. 興建中反應器執照中止之管制程序部分，美國核管會說明其文件編號 ML18065B27” CURRENT NRC STAFF VIEWS ON APPLYING THE DEFERRED PLANT POLICY STATEMENT TO PART 52 PLANTS” 中有闡明封存中電廠提出執照中止之相關立場。其政策聲明(Policy Statement) III.B.1 節中說明，若持有建廠執照者欲撤銷(withdrawal)執照時，需向美國核管會提出執照中止計畫，也需採取適當措施，以確保原設施不會成為核設施。美方說明前述聲明適用於尚未有新核子燃料在廠內之狀況，若廠內已有新核子燃料者，其狀況需另行考量，核管會也將提供美國在這方面的

管制資訊。

5. 蒸汽產生器管一次側應力腐蝕龜裂(PWSCC)議題部分，說明依蒸汽產生器管材質及熱處理情形，發生 PWSCC 或因此破管之可能性，以及因應措施。其中核三廠之蒸汽產生器管為經熱處理之英高鎳合金-600，雖可能發生 PWSCC，但不會破管。

(三) 蒸汽產生器熱交換管之一次側冷卻水應力腐蝕龜裂抑制措施

本項議題由台電公司核能發電處陳培中組長以我國核三廠為例，報告蒸汽產生器熱交換管應力腐蝕龜裂相關檢測及抑制措施。一次側冷卻水應力腐蝕龜裂其成因有三大要素，分別為：材料、環境及應力，在本次台美雙邊技術交流會中，美國核管會更新了新建的蒸汽產生器對於一次側冷卻水應力腐蝕龜裂(PWSCC)的相關技術分享。

對於材料方面，蒸汽產生器熱交換管主要有三種材料分別為：Alloy 600MA(Mill-Annealed)、Alloy600TT(Thermally Treated)及 Alloy690TT(Thermally Treated)，其中 Alloy600MA 材料有相當多的熱交換管老化破損導致停機的紀錄、Alloy600TT 係依照 Alloy600MA 的運轉經驗進行重大改善能有效抑制 PWSCC，而 Alloy690TT 為最新熱交換管使用之材料，目前無任何發生 PWSCC 的紀錄。在目前美國本土電廠的蒸汽產生器中，經美國核管會統計有 69%(45 座/65 座)已使用 Alloy690TT 材料，因其材料大幅增加鉻(Chromium)，對 PWSCC 及外徑應力腐蝕龜裂(ODSCC, Outside Diameter Stress Corrosion Cracking)有大幅的抑制效果。

對於環境方面，蒸汽產生器熱交換管處於一次側及二次側水環境之中，故電廠依照一次側及二次側水質控制指引可有效抑制 PWSCC，並且本次會議 NRC 有提出降低電廠反應爐熱端出口溫度(T_{hot})，亦可減少 PWSCC 的發生機會。

對於應力方面，美國核管會曾指出在美國一些電廠蒸汽產生器管底板處進行研磨退火及擴管後，使用水壓珠擊(Peening)消除應力來防止該處發生 PWSCC，此外在熱交換管使用液壓方式擴管，可賦予熱交換管較低的殘留應力。

在蒸汽產生器熱交換管之一次側冷卻水應力腐蝕龜裂抑制措施方面，台電公司目

前係以改善環境因素來達成。以往曾經使用機械方式進行二次側區域沉積污垢清除，其方法有上層管束液壓清洗(UBHC, Upper Bundle Hydraulic Cleaning)、高流量管束清洗(HVBF, High Volume Bundle Flush)及管底板淤泥清洗(Sludge Lancing)，但對於蒸汽產生器水位晃動及高氣水騰帶率(MCO, Moisture Carry Over)仍未明顯改善，台電公司後續針對蒸汽產生器管束區及氣鼓區採用化學清洗，可有效清除二次側沉積淤泥並降低MCO；對於一次側及二次側水質控制方面，均依照美國電力研究院(EPR)發布之技術指引進行水質管控，有效抑制蒸汽產生器熱交換管 PWSCC 發生機率，進而使蒸汽產生器塞管率均控制在 3% 之下，達成良好運轉績效及可靠度。

(四) 依西屋公司技訊建議執行反應爐槽阻板-模型板螺栓檢查

本項議題由美國核管會核能管制署資深材料工程師 Jeff Poehler 進行簡報。

分類	迴路	水流模式	螺栓材質	美國電廠數量	NSAL 建議措施
1a	4	Downflow	347	7	UT 100% of BFBs next RFO
1b	4	Downflow	316	2	VT-3 100% of BFBs next RFO. If indications are found, UT 100% of BFBs. If no indications in VT-3, UT 100% of BFBs during second RFO
2a	2	Downflow	347	3	Review previous UT inspection records for indications of clustering(3 adjacent failures or 40% or more degraded bolts on one plate). If clustering occurred, consider accelerated reinspection.
2b	3	Downflow	347	5	Same as Tier 2a
2c	2,3	Downflow	316	0	Same as Tier 2a
3	2,3,4	Converted Flow	ALL	11	If plant operated >20 calendar years in downflow, evaluate need for accelerated inspection via comparison to Tier 1a design parameters.
4	2,3,4	Upflow (original)	ALL	22	Follow guidance for general recommendations for all tiers

針對反應爐槽阻板-模型板螺栓(Baffle-Former Bolts)老化事件，近期美國核管會進行美國電廠的檢查結果資料更新。本事件螺栓發生老化係因水流經過 baffle-former bolt

時，產生壓降而使 bolts 的 preload 鬆弛，因為單只螺栓損壞或鎖磅值降低，導致鄰近螺栓受力過大又加上輻射劑量促使加速腐蝕龜裂(Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking, IASCC)，最終發生螺栓群聚形式老化斷裂。依照西屋公司技訊 NSAL 16-1，針對電廠反應爐水流設計及使用螺栓材質，將分成四類(Tire 1~4)進行討論並制定相對應其改善措施如上表。

而根據 EPRI MRP-227A 指引，預定進行執照更新電廠之壓水式反應爐，需在等效全功率年(EFPY, Effective Full Power Year)25~35 年時進行 100%超音波非破壞檢測 (UT)建立參考值(Baseline)，並於爾後每 10 年進行檢查，美國核管會將美國各個分類電廠執行 UT 檢測之結果更新如下：

分類	電廠數量	完成Baseline 電廠數量	結論
1a	7	7	20-30% degraded bolts in 4 of 7 units. Extensive bolts replacements.
1b	2	2	<3% degraded
2a	3	2	5-10% degraded
2b	5	5	<4% degraded
3	11	2	≤ 2% degraded
4	18	0	N/A

(五) 台灣核電廠 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制

本項議題由原能會核能管制處熊大綱技士簡報台灣核電廠 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制情形。

首先介紹我國核能管制機關有鑑於經濟部中央地質調查所新版台灣活動斷層圖將山腳斷層與恆春斷層暫列為第二類活動斷層，且研判該兩斷層有向海域延伸之可能性，為進一步確保核能電廠之運轉安全，2010 年即已要求台電公司規劃執行「核能電廠耐震安全再評估精進作業方案」，包括：「海域、陸地地質調查」、「地震危害度分析

與設計地震檢討」、「核電廠各安全相關結構、系統及組件(SSCs)耐震餘裕檢討及適當補強作為」等工作。基於前述山腳、恆春斷層新事證地質調查結果與保守假設斷層長度，提出地震危害度分析結果與進行耐震評估之基準地震，並經本會聘請專家學者進行審查，決定核一/核二/核三廠進行耐震評估之基準地震分別為 0.51g/0.67g/0.72g，如此可涵蓋新事證之地震危害度分析結果，並據以進行耐震餘裕評估與補強。隨後說明台電公司採用美國多數核電廠執行過的耐震餘裕評估方法，依據前述評估基準地震，重新檢視每部機組兩串安全停機相關結構、設備之耐震能力。針對耐震強度不足的設備組件，台電公司已於 103 年 6 月完成設備更新或補強改善作業。經補強後，將可使核一、二、三廠於發生超越設計基準地震時，仍有兩條安全停機路徑可以使用，使機組可以安全停機與維持穩定冷卻。本項管制作為與美國核管會 NUREG-1407 文件所做的管制相仿。

其次，介紹 2011 年日本福島事故發生之後，原能會業已參酌國際核能管制實務經驗(包括：美國/歐盟等)以及我國核電廠壓力測試第三方同行審查之結果，開立一系列核能管制追蹤案，本次簡報特別著重在與美方分享有關核能電廠地震危害方面的管制經驗。

在地震危害再評估方面，簡報中介紹原能會要求台電公司依據美國核電廠實務採用的資深地震專家會議(SSHAC level3)的程序，執行機率式地震危害度分析的情形，為此原能會也相對應成立一個六人專案小組，參與會議流程與作為獨立觀察員。而整個 SSHAC 程序包括地震震源特性(seismic source characteristics, SSC)與地震動特性(ground motion characteristics, GMC)兩大部分，簡報中亦分別介紹執行成果概況。在地震震源特性方面，考量我國核電廠場址分布與 320 公里半徑範圍涵蓋，台灣本島陸域、海域的活動斷層以及琉球海溝或馬尼拉海溝等隱沒帶，均已涵括在分析之中。而地震動特性方面，則介紹初步完成的各場址危害度分析結果有關危害參數拆解的結果，其中，包括短週期與長週期地震的危害度貢獻分析，亦一併介紹。

另外，在斷層位移危害分析方面，簡報中亦說明採用機率式斷層位移危害分析方法就核一/核二/核三廠場址進行分析。簡報末並重申原能會將持續以嚴謹的國際安全標

準與核能界優良實務經驗，推動核電廠地震安全相關管制計畫，確保核能安全。

(六) 美國核電廠 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制

本項議題由美國核管會核能管制署專案經理 Milton Valentin 簡報在日本福島事故後歷年來美國核電廠 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制情形。

第一階段(phase I)定義為收集資料階段，首先介紹美國 NTTF2.1 相關的地震危害再評估管制時序，2012 年至 2014 年間係要求核電廠持照業者依據最新的法規指引與適用於設計新反應器所使用的方法，重新評估現有電廠的地震危害，評估結果可作為篩選出優先待改善設備的依據；2013 年至 2015 年間為中期行動與加速方法(Interim Actions/Expedited Approach)，針對設計基準低於再評估危害標準的情況，持照者可以最高兩倍的設計地震力去評估用於安全停機的結構/系統/組件(SSCs)；2015 年至 2017 年採取有限範圍的評估，主要要求持照者針對用過燃料池完整性評估及可能受到地震動的高頻段影響設備的確認(High Frequency Confirmations)；2017 年至 2020 年間為地震安全度評估(Seismic Probabilistic Risk Assessments, SPRAs)。之後，才會進入第二階段(phase II)-核安管制決策的檢討，基於第一階段的資料收集結果，美國核管會將檢討是否需要再額外的管制作為，以提供額外的保護措施以抵抗新增的地震危害。

在重新評估現有電廠的地震危害方面，美國核電廠持照者已採用最新的資料與方法，依據美國核管會管制指引 1.208(USNRC RG1.208)，完成機率式地震危害分析(Probabilistic Seismic Hazard Assessment, PSHA)，得到一萬年與十萬年回歸期的均布危害度反應譜(Uniform Hazard Response Spectra, UHRS)，以及用於耐震再評估的地震動反應譜(Ground Motion Response Spectra, GMRS)。而後將 GMRS 與原設計基準地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)的反應譜相比較之後，可以將核電場址初步分類，若 SSE 大於 GMRS，則不必進一步評估；若 SSE 小於 GMRS，則需進一步耐震評估，評估時可依據美國電力研究院(EPRI)技術文件編號 1025287 作為篩選指引，撰寫 SPID 報告。而耐震評估考慮的面向則包括加速耐震評估程序(Expedited Seismic Evaluation Process,

ESEP)、用過燃料池完整性評估、高頻段(大於 10Hz)影響設備的確認以及地震安全度評估等。

簡報中並說明目前美國核電廠 NTF2.1 相關的地震危害再評估管制進度，業已完成的項目包括：新的地震危害評估、ESEP 程序、用過燃料池完整性評估與高頻段(大於 10Hz)影響設備的確認等項，現階段進行中的管制項目集中在地震安全度評估 (SPRAs)，目前已有八個核電廠提出 SPRA 報告，2019 年底前尚有七個核電廠會提送報告，美國核管會認為截至目前為止，在地震安全度評估方面，並不需要進一步的管制行動。

簡報末並附上照片介紹美國核電廠在耐震巡查與耐震評估之後改善的案例，包括：錨定螺栓老劣化、電氣盤櫃改善、電驛振顫評估後的改善強化、桶槽的耐震錨定強化與電池室電池支架的補強等。

(七) 核一廠除役輻射特性調查現況規劃

本項議題由台電公司核一廠徐世融專員進行簡報。簡報內容包含三個主題，第一個主題為金山核能發電廠(核一廠)的除役計畫概述。

核一廠除役活動主要分為 4 個階段。第一階段為過渡階段，為期 8 年，主要工作是規劃，系統除污和廠址特性調查；第二階段是拆除階段，為期 12 年，在此階段拆除所有大型組件和建築物；第三階段是最終狀態調查階段，為期 3 年，主要活動包括土地的整治與最終輻射狀態的調查；最後階段是廠址復原階段，為期 2 年，在此階段，台灣電力公司必須完成最終狀態調查報告並將其提交給管制單位進行審查。執行輻射調查時，必須以受影響區為目標，而受影響區是經由廠址歷史調查評估判定。受影響區的土地其上方的建物設備須拆除後，再執行土地污染程度的調查。對於污染程度較高的區域將經由整治的方式除污，再進行最終狀態偵檢的評估，確定土地對人體造成的劑量低於法定限值後，始予釋出。

第二個主題為特性調查計畫資料品質目標與評估的介紹，目標的訂定主要有七個

步驟。調查目的是為了取得污染土地的特性。換句話說，也就是污染程度，包含劃分等級，取得平均值、標準差等，以供最終狀態偵檢規劃使用。土地的取樣數量參考 ANSI HPS N13.59 的做法，利用統計公式求得點數，最後建立表格依序說明目的、採用方法、點數、初步專業判斷分級等資訊，再藉由圖形化軟體即可有系統性的佈點，且每個位置均有 GPS 座標顯示，對於實務有很大的幫助。對污染區域進行取樣點的量測後，將各核種取得之量測值與導出濃度指引水平(DCGL)相比，並配合值一法則，可產生歸一化之後的污染程度，最後利用圖形介面軟體劃分分級區域，以取樣點位置間之平均位置為邊界，劃分界線。接下來我們必須對劃分後的區域做數據評估驗證，因為特性調查的目的與最終狀態偵檢不同，主要是為了將污染程度進行等級的劃分，並取得污染程度的數值，至最終狀態偵檢計畫使用。因此對於初步劃分的驗證方式即是確保劃分結果的正確度，並以保守性原則為前提來做驗證。

對初步劃分後的第 1 級區域來說，經過輻射特性調查判定的結果為待整治，以保守性原則為前提，不需要再對其區域做驗證，意即不需要考慮已劃分為 1 級的區域其部分可能為 2 或 3 級的可能性，全部當成待整治區域將較為嚴謹保守。對第 2 級區域而言，其與第 1 級的邊界為非常重要的區域。為符合 MARSSIM 第 4 章所述，若無足夠證據指出 2 級區域保證為 2 級，則必須將區域劃分為 1 級，但不需要做整治。因此，2 級區域邊界的驗證法採用訂定誤差率之做法，意即當 2 級區域劃分後，先確定誤差率修正後的對應標準，再針對 2 級區域高於此對應標準的區塊重新劃分為 1 級，符合保守性原則，確實驗證 2 級邊界。而 3 級跟 2 級之間的邊界與 1,2 級之間相比較不重要，因為 3 級跟 2 級間的區域遠小於 DCGL，其邊界的判定不太可能影響往後的外釋結果，而是影響最終狀態偵檢的調查成本，因此驗證邊界的方法採用針對邊界補充取樣點。意即第 3 級區域劃分後，在其與第 2 級的邊界線均勻取樣，取樣點數量依照規劃之統計公式計算而得。利用此驗證法能仔細劃分邊界形狀，驗證 3 級邊界。做完驗證邊界的動作後，接下來必須對取樣點數做驗證。假設原先已含 10 點調查資料，數量定義為 N_1 ，將資料處理求得平均值與標準差之後，帶入統計公式求得 N_2 值。將 N_1 與 N_2 進行比較，若是 $N_1 \geq N_2$ ，則符合統計公式標準，不須補充取樣點數。若是 $N_1 < N_2$ ，則

需補充取樣點數至總點數為 N2。位置取於原含有點數各位置點之間。最終狀態偵檢規劃取樣點數量可能會遇到必須改善的問題，如相對偏移太小。因此補充點數後求得新的平均值與標準差，為確保問題不會發生，必須進行相對偏移值的驗證。若相對偏移值 ≥ 1 ，則此區域的取樣數值允最終狀態偵檢規劃使用。若相對偏移值 < 1 ，則必須要改善，有三種方式可以改善，首要應是判別區域的離群值，再來是重新劃分區域分級，最後再考慮補充點數的做法。離群值的判定做法必須優先考慮，這將可以有助於提升相對偏移值。對於第 1 級區域，離群值偏高定義為大於 DCGL_{emc}，雖然對於待整治區域的相對偏移值並不重要，但可以將離群值特別註記，該位置為熱點分布，於整治階段需加強處理。對於第 2 級區域，定義偏高離群值為大於平均值+2 個標準差，代表離群值落在尾端面積區域約 2.28%。當判定出離群值，則需判斷該污染程度是否仍屬於第 2 級，若不屬於則將該位置重新劃分為 1 級。

對於第 3 級區域，判定偏高離群值做法與 2 級相同。至於偏低的離群值定義為平均值-2 個標準差，以保守性原則為前提，不需要將偏低的離群值降低污染等級。

第三個主題為 DCGL 的推導。核一廠採用電腦程式 RESRAD ON-SITE 7.2 來推導 DCGL。在除設計畫法定劑量限值方面，台電公司承諾以非限制性使用的劑量標準來進行外釋評估，也就是 0.25mSv/y。核一廠的 DCGL 推導將會以廠址特性參數來建立暴露途徑模型。假設污染物存在於土壤中，則放射性核種可能經由直接輻射、浸出至地下水後被飲用、以及地表懸浮的微粒被吸入、甚至是土壤直接被嚥入，這些途徑將對人體造成劑量。從 DCGL 的推導結果，大致上可推估，主要影響劑量的核種為鈷、銫、銣。台電公司也進行包含地下水途徑的推導，與不含地下水途徑相比，部分核種的濃度標準將會變嚴，這代表這些核種走飲用途徑將會造成較大的劑量貢獻。

(八) 美國核管會除污及除役管制作業

本項議題由美國核管會核子物質安全與防護處(Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS)核子反應器除役部門專案經理 John Hickman 與資深保健物理學

家 Tony Huffert 分別進行簡報，簡報內容主旨為美國核管會對於近年美國電廠除役行動之管制，包含除污、拆解作業及輻射調查計畫。調查計畫內容涵蓋輻射特性調查及最終狀態偵檢計畫的資料品質目標、管制過程中習得的經驗回饋、以及在除役作業過程中，與業者之間的溝通協調。

首先，核管會建議在建立輻射特性調查與最終狀態偵檢計畫時，參考文獻 NUREG-1757 VOL.2、MARSSIM、ANSI HPS N13.59。因為此三份文獻是經由美國各管制單位、資深保健物理學家、統計學專家共同研討後而產出，其流程及依據均採用科學及系統性的方式而得。在執行特性調查計畫時，其目的為確定廠址的污染特性及範圍，內容必須要做較廣泛的調查，含污染程度、調查時程、成本估算、廢棄物估算、整治行動時的輻防措施、以及提供較具代表性的參數供劑量模型的建立。美國對於判定為未受影響區的區域不需要做特性調查及最終狀態的偵檢，但仍建議業者仍須主動去確認未受影響區的輻射狀態。在管制被許可方執行特性調查計畫時，經驗回饋主要有五項缺失。①不夠準確的核種比例因素②污染牆的內牆未做特性調查③資料品質目標及驗證的程序不足④掃描污染時儀器警告音的判讀標準不一⑤中子活化的區域無標示。執行特性調查時，美方亦針對埋管、土壤污染厚度的部分必須做較深入的調查，也必須對輻射熱點做註記以便整治，在地下水傳輸模型也必須做研究，以確認核種是否會藉由地下水途徑污染至民眾。而特性偵檢的流程制定建議參考 ANSI HPS 13.59 的報告，將資料品質目標分為七個階段，分別明定後最終狀態偵檢的部分，美方主要是參考 MARSSIM 的程序及數值建議(如土地污染分級、偵檢單元的面積劃分等…)，執行掃描時可採用大面積的偵檢儀器以節省作業時間及達到劑量抑低的目標，以上經驗回饋及建議對於台灣未來執行輻射特性調查具有相當大程度的助益。

美國核管會與業者之間的溝通協調，主要針對的項目為除役的時程規劃、對當地居民的經濟損失、乾式貯存庫的形式、高放射性廢料的貯存或運送、劑量限值的選定、廠址外釋之後的用途。而這些項目亦是我國管制單位與核電業者慎重考量的因素，藉由本次美國核管會分享的簡報內容，可作為我國首次核電廠除役作業之借鏡，俾利達成保守、安全、民眾安心的目標。

(九) 台灣核能電廠資通安全管制

本項議題由原能會核能技術處洪子傑科長進行簡報。首先介紹我國核能電廠概況，提及由於龍門電廠為全數位電廠，其關鍵數位資產資通安全防護至關重要，故原能會於 2015 年參考美國核管會管制指引 RG 5.71，制訂「核能電廠關鍵數位資產資通安全計畫審查導則」，以審查龍門電廠資通安全計畫。雖然龍門電廠建廠工程暫停，我國仍參考美國法規，要求運轉中核電廠依據 RG 5.71 實施資通安全防護。另提及核一廠即將除役，關於除役電廠的資通安全防護管制，將由電力公司依據「關鍵數位資產」之定義，進行差異分析，原能會據以審查除役電廠資通安全計畫的調整，美方也認同這樣的作法。

隨後簡介我國核能電廠關鍵數位資產資通安全管制的簡要歷程，計畫層面審查後，2017 年後陸續進行各項資安視察。再談到我國關鍵基礎設施資通安全防護法規架構，最重要的是 2019 年實行之「資通安全法」。我國核能電廠資安防護與管理架構分為三層：(1)依據 ISO 27001 的辦公室資通安全管理；(2)依據資通安全法（參考 NIST SP800-53/82）的關鍵基礎設施資通安全防護；(3)依據 RG 5.71 的核能電廠關鍵數位資產資通安全防護，也是原能會管制的部分。簡報後半部介紹我國近年來核能電廠資通安全管制及視察概況，包括關鍵數位資產辨識與審查、資安事件通報與應變機制、核電廠資安應變計畫與演習等。最後提出數項核電廠實施資安防護面臨的問題與挑戰，因為美國核能電廠也經歷相同的防護體制建立與管制過程，因此對我方提出之問題均能提供有用的建議。

(十) 美國核能電廠資通安全監管方案概述

本項議題由美國核管會「核子保安與緊急應變辦公室」(Office of Nuclear Security and Incident Response, NSIR) 資深資通安全專員 Eric Lee 進行簡報。首先介紹管制背景，2009 年聯邦法規 10 CFR 73.54 完成立法，為核能電廠數位電腦、通訊與網路防護

的法源，要求持照者提出資通安全計畫（Cyber Security Plan）提送美國核管會審查並據以實施，其主要內容包含建立資安小組、關鍵數位資產辨識、建立防禦架構及實施各項安全管控措施。簡報回顧美國核管會核電廠資通安全監管方案的實施歷程，2012年各電廠開始建立資安防護架構，美國核管會與業主協議以 7 個里程碑（milestones）的時程進行，並由兩個先導廠（pilot plants）開始進行視察。2013 年到 2015 年為 7 個里程碑的建置期，美國核管會也同時進行視察。2015 年資安事件通報法規 10 CFR 73.77 完成立法。

2017 年美國各核能電廠完成法規要求的所有資通安全防護措施的全面建置（也就是第 8 個里程碑）。2017 到 2020 年美國核管會進行各核電廠資通安全防護「全建置後視察」（Full Implementation Inspection, FII），其視察程序書於 2017 年發行。FII 視察的目的有二：(1)確認符合 10 CFR 73.54 的要求；(2)確認完成各廠資通安全計畫的承諾。各電廠視察前有 3 個月的準備期，所以美國核管會函發的視察計畫簡稱 120 Day Letter，由視察日 3 個月前提交的資料與分析報告中挑選至少 4 個關鍵系統，進行細部視察。FII 為期兩週，除驗證資安防護措施已完整建置，也須確認持照者已經將發現的資安計畫相關問題納入矯正行動方案（CAP），且快速執行矯正行動，並採行所有必須的暫行措施，以防止弱點被攻擊。這項視察不止只有文件審查，也包括現場視察（設備機房勘查與活動視察）與人員訪談等。

至 2018 年 5 月，已有 7 個電廠完成 FII 視察；至 2019 年 5 月，則有 29 個電廠完成 FII 視察，因此可望於 2020 年完成所有電廠的 FII 視察。簡報中也提出 FII 視察心得與發現的問題，包括建置程序的妥適規劃、龐大的關鍵數位資產辨識數量、評估文件的品質問題等，以及應注意的視察技巧。

在未來的展望中，NSIR 規劃執行一個全面性的核電廠資通安全計畫評估，以評估聯邦法規、持照者指引與程序書，以及已執行過的 FII 視察的有效性。未來資安管制工作則包括除役電廠及燃料製造廠的資安防護，及其立法程序。

(十一)問題綜合討論

雙方就我方事先提出的耐震評估與核電廠除役等相關問題，逐項進行討論。在耐震評估問題討論方面，包括美國核能協會(Nuclear Energy Institute, NEI) NEI 12-06 多樣式應變策略(FLEX)技術指引附錄 H-有關 FLEX 設備耐震度評估時得以放寬使用參數 C_{10%}的擴大適用範圍、NTTF 2.1 相關管制後的新事證再管制、加速耐震評估設備清單(expedited seismic equipment list, ESEL)應涵蓋的範圍大小、場址地盤受震反應分析採用 SSHAC 程序處理地層特性不準度的問題、美國核管會對三維場址地盤受震反應分析的管制立場、加速耐震評估(ESEP)最高評估基準地震是否僅限於 2 倍的安全停機地震、美國核電廠地震危害再評估所得反應譜與美國核管會評估結果之差異等特定技術議題，進行充分討論與意見交換，部分技術議題美國核管會並承諾將於會議後以書面答覆我方。

在核電廠除役作業問題討論方面，包含土壤中難測核種比例與量測、除役後核電場址土地用途、限制性使用管制與相關劑量限值標準、除役後原場址放射性廢棄物處理與貯存設施的劑量貢獻與是否影響外釋土地的劑量標準、除役場址之地下水途徑可否刪除的考慮因素等特定除役技術議題，雙方亦進行充分的意見交流。

(十二)會議結論

綜合本次雙邊管制技術會議交流討論的結果，我方除了與美方針對上述各項議題進行交流與管制經驗分享外，並就未來雙邊擬持續交流之議題達成多項共識。摘要說明如下。

美方將就美國核管會核能管制署辦公室組織調整的訊息、進步型反應器設計與運轉中反應器的機率式風險評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)、除役核電廠地下水傳輸、場址特性調查經驗回饋、核能監管程序(Reactor Oversight Process)、執照中止後場址釋出作為工業用途後再釋出為非限制用途的案例、核電廠耐震安全評估的特定議

題書面答覆等，繼續與我方分享管制經驗或相關訊息；我方則將持續提供核一廠除役相關資訊，且邀請美方派員觀摩本年度核三廠緊急應變演習等。本次會議在雙邊代表共同簽署會議結論摘要文件後圓滿順利結束。會議期間照片如下所示。



照片一 我方代表團於美國核管會總部大門前合影



照片二 我方代表團於美國核管會總部會議室合影

三、參訪美國除役核電廠 Oyster Creek

Oyster Creek 核電廠原為美國 Exelon 電力公司所屬單機組沸水式核電廠，額定發電功率 619MWe，1969 年 12 月 1 日正式商轉啟用，2018 年 9 月 17 日永久停止運轉，是美國運轉歷史最悠久的商用核電廠。由 Oyster Creek 負責接待的主管簡報中得悉，Oyster Creek 在為期 49 年的運轉歷程裡，兼具了提供在地居民安全可靠的電力，以及卓越的環境維護及促進經濟發展等優勢。與火力電廠相比，Oyster Creek 達成了 97% 的減碳量，對環境保護有顯著的貢獻。該電廠目前已經將所有燃料移出爐心，並計畫逐步將用過燃料池內的燃料移至乾式貯存桶後，移置於廠區內乾式貯存場。該電廠地理位置緊靠溪流且於廠址內設置乾式貯存場之特色，與我國台電公司核一廠相當類似。

Oyster Creek 核電廠除役作業評估場址外釋時，採用的劑量途徑模型為農業情節但不包含地下水途徑，理由是經由地下水傳輸評估報告，地下水直接流向廠址旁邊的溪流，而該溪流流向大海，而且流向大海的距離很短，又因為大海的鹹度太高，民眾直接使用海水作為飲用或農業灌溉的機率很低，因此美國核管會允許 Oyster Creek 核電廠除役評估時採用農業情節並刪除地下水途徑。而 Oyster Creek 核電廠乾式貯存庫對外釋場址造成的劑量經過評估後趨近於零，無顯著影響，但紐澤西州對於場址外釋標準是以 0.15mSv/y 為限值。另外在除役輻射偵檢計畫部分，除役的 Oyster Creek 核電廠無論是特性調查還是最終狀態偵檢，均採用標準程序，以應用於資料品質目標及評估驗證，符合 MARRSIM 及 NUREG-1757 的精神。

隨後電廠工作團隊帶領台美會議成員參訪電廠環境，首先前往乾式貯存場，乾式貯存場採用室外無屏蔽式，已放置一定數量的乾式貯存桶，與核一廠目前的室外乾貯場相似。在廠房區的外圍方面，Oyster Creek 核電廠的主煙囪排放就設立於廠房旁，與核一廠將主煙囪設立於一定距離外的山丘高處做法略有不同。另外在緊急柴油發電機設備區域，必須要通過兩道管制的鐵絲網欄柵方能進入，可見美國核電廠在核子保安與防恐方面的防護層級相當高。廠房區的外圍尚有一個人造的熱循環水池，該水池用處為提供廠房內系統的冷卻，且該水池再以 Oyster Creek 溪流帶走熱量至大海，是一個

很特殊的設計。經由這次參訪的過程，得知該電廠與我國的核一廠有部分特性相似(反應器類型、機組容量、場址靠溪及近海)，電廠規劃除役計畫的各項目均在美國核管會的安全管制下，以嚴謹、保守、安全、安心的程序來執行，同時 Oyster Creek 電廠的除役模式也和我國核電廠相同，採取立即拆除(DECON)的方式，綜合而言，這次的電廠參訪，對於增進美國除役核電廠的核能管制瞭解相當有幫助，未來在核電除役作業安全管制實務方面，十分具有借鏡參考的價值，值得持續進行雙邊交流與經驗分享。



照片三 我方與美方代表團參訪 Oyster Creek 核電廠合影

四、參訪美國核管會運轉監管中心

6月20日上午參訪美國核管會運轉監管中心（Operations Center），該中心位於美國核管會新大樓地下室，由「核子保安與緊急應變辦公室」（Office of Nuclear Security and Incident Response, NSIR）管理。參訪時由該辦公室科長進行簡報並帶領參觀。

當發生核能電廠事故或核物料意外事件時，運轉監管中心是美國核管會與持照者、州政府及各聯邦機構的主要聯絡與協調中心，隨時有兩位值勤官（Operations Officers）值班，全年無休。美國有幾個聯邦部會負有輻射事故應變之職責，例如核子事故發生後，能源部（DOE）負責廠外輻射雲飄散的分析與廠外應變技術支援，也管制放射性物質意外；美國核管會管制廠內緊急應變，提供核電廠技術資料，如反應器輻射源項，因這與反應器的功率歷史與燃料類型有關。聯邦緊急事務管理署（FEMA，隸屬國土安全部）主管核子事故廠外應變。農業部和衛生部分別主管放射性物質對農作物與健康的影響。國務院則負責通報各國。環保署主管包括輻射的所有環境議題，因此如輻射雲由國外飄來，環保署負有通報及評估其影響之職責。

當電廠發生事故時，持照者需於15分鐘內通報州政府緊急應變中心，1小時內通報美國核管會運轉監管中心，運轉監管中心接到通報後，依程序啟動事件因應機制，動員聯邦層級相關單位並交流事故資訊，確保資訊快速透明公開。在緊急應變上，美國核管會要求核設施持照者必須建立自己的緊急應變計畫，其中關鍵的一點是要提供地方政府民眾防護行動建議（美國核管會被通知，但不做評估與建議），而州政府必須決定各地區須採取之民眾防護行動。美國核能電廠每兩年做一次與有地方社區參與的演習，美國核管會評估持照者廠內應變，FEMA則評估州政府的應變。

運轉監管中心的運作模式分為：

1. **Normal Mode**：平時狀態，兩位人員值班，隨時接收通報。
2. **Pre-response Mode**：準備應變狀態，即有威脅情資，但尚未出現危害，例如颶風來襲警報或有恐怖攻擊情資時。
3. **Monitoring Mode**：狀況提升到必須有所準備，處於嚴密監視狀態，持續取得

事件資訊並進行評估。

4. **Activation Mode**：成立 NRC 總部及區辦公室（region office）應變中心，並宣告為事件（accident）應變進入動員狀態，必要時區辦公室成立專家小組，快速前進到事故電廠。例如颶風來襲並影響到核電廠時，區辦公室應變中心由資深視察員領導成立並進入戒備狀態，駐廠視察員進駐電廠，與主控制室保持聯繫。現場資訊由駐廠視察員傳區辦公室，區辦公室傳 NRC 總部，總部與各聯邦機構保持聯絡，必要時公布給媒體資料。
5. **Expanded Activation Mode**：總部及區辦公室應變中心全部動員，必要時 NRC 派遣專家團隊到事故電廠。

運轉監管中心通常 1 年接到約 20 個明確的事件通報，另有 30 到 50 個美國核管會要求的例行通知，數目並不多。為維持應變技能與警覺性，定期執行訓練與演練。運轉中心配備多個大型畫面，其中之一顯示事故電廠的基本資訊及安全功能狀況；另有畫面顯示事故狀況與應變行動追蹤，資訊為各應變組織間共享，類似國內緊急應變作業平台。經由簡報及現場導覽，對美國核管會運轉監管中心的平時與緊急應變機制，有更進一步的了解。



照片四 參訪美國核管會運轉監管中心合影

參、心得與建議

一、心得

- (一) 不論是對於運轉中核能發電機組、除役中核能機組或是興建中核能機組，美國核管會長久以來在核安管制方面的努力均不遺餘力，且相關典章制度完整與管制實務經驗亦相當豐富，對於我國核安管制工作多有值得效法學習之處。
- (二) 透過本次雙邊核安管制技術交流會議的召開與參訪，雙方管制工作人員針對核能產業共同面對多項挑戰，包括：地震危害風險提高、設備零件老化、核子保安與資通網路安全、核廢處置與核電廠除役等關係到核電營運、除役與核廢料管理與安全管制等重要技術議題，作更深層次的面對面的溝通，獲取第一手的資訊。

二、建議

- (一) 為建立管制技術交流管道持續維繫雙邊技術交流，建議本公司持續派員參與台美 AEC/NRC 雙邊核安管制技術交流會議，適時汲取美國核安管制的實務經驗，精進我國核能安全管制的相關作為。
- (二) 美國 Oyster Creek 電廠與我國的核一廠有部分特性相似(反應器類型、機組容量、場址靠溪及近海)，同時除役模式也和我國核電廠相同，採取立即拆除(DECON)的方式，未來在核電除役作業安全管制實務方面，頗有參考價值，值得持續進行雙邊交流與經驗分享。

肆、附錄

附錄一 2019 年台美雙邊核安管制技術交流會議議程

Monday, June 17, 2019

- 8:10 AM Taiwan Delegation arrives at NRC
- 8:30 AM Welcoming Remarks
Mr. Brian McDermott, Deputy Director for Engineering, NRR
Ms. Michele Evans, Deputy Director for Reactor Safety, NRR
Mr. Nader Mamish, Director, OIP
- 8:45 AM Welcome and Introductions
Ms. Mary-Jane Ross-Lee, NRC and Dr. SHIN CHANG, Taiwan AEC/Department of Nuclear Regulation (DNR)
- 9:00 AM AEC Regulatory Update/Status of nuclear power in Taiwan
Mr. GUNG-MIN HO, Taiwan AEC/DNR
- 9:30 AM NRC Regulatory Update, including probabilistic risk assessment, accident tolerant fuel, and experiences with managing licenses for plants that cease construction, mitigation of Primary Water Stress Corrosion Cracking in steam generator tubes
Ms. Mary-Jane Ross-Lee, NRC/NRR
- 10:00 AM Break**
- 10:15 AM Mitigation of Primary Water Stress Corrosion Cracking in steam generator tubes
Mr. PEIR-CHUNG CHEN, Taiwan Power Company
- 10:45 AM RPV Baffle-Former bolts inspection per NSAL-16-1 recommendation
Mr. Jeff Poehler, NRC/NRR
- 1:00 PM Seismic Hazard Reevaluation in Taiwan NPP Related to NTTF 2.1 Activities
Dr. TA-KANG HSIUNG, Taiwan AEC/DNR
- 1:30 PM Seismic Hazard Reevaluation Related to NTTF 2.1 Activities, including but not limited to regulatory activities in the event the GMRS exceeds the SSE
Mr. Milton Valentín, NRC/NRR
- 2:00 PM Break**
- 2:15 PM Decontamination and Decommissioning, including data quality objectives process for site characterization and final site surveys at decommissioning nuclear power plants

Mr. SHIH-JUNG HSU, Taiwan Power Company

2:45 PM Decontamination and Decommissioning activities, including decontamination and dismantling; radiological surveys (including data quality objectives for site characterization & final site surveys; regulatory lessons learned; and communication activities during active decommissioning:

John Hickman, Tony Huffert, NRC/NMSS

3:30 PM Discussion

4:00 PM Summary and additional questions

4:30 PM Depart NRC

Tuesday, June 18, 2019

- 8:30 AM Taiwan Delegation arrives at NRC
- 9:00 PM Regulation of Cyber Security for Nuclear Power Plants in Taiwan,
*Mr. TZE-CHIEH HORNG, Taiwan AEC/Department of Nuclear
Technology*
- 9:30 AM Regulation of Cyber Security
Eric Lee, NRC/NSIR
- 10:00 AM Regulation of Cyber Security: Corrective actions/lessons learned
implementing milestones 1-7,
Eric Lee, NRC/NSIR
- 10:30 AM Break**
- 11:00 AM Summary/Signing of Meeting Minutes
- 1:00 PM Depart NRC for Oyster Creek

附錄二：2019 年台美雙邊技術交流會議雙方代表名單

**Taiwan Atomic Energy Council (AEC) and
U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)
Bilateral Technical Meeting
June 17-20, 2019 NRC Headquarters**

Delegation from Taiwan:

- SHIN CHANG, Director General, Department of Nuclear Regulation, AEC
- GUNG-MIN HO, Section Chief, Department of Nuclear Regulation, AEC
- TA-KANG HSIUNG, Associate Technical Specialist, Department of Nuclear Regulation, AEC
- TZE-CHIEH HORNG, Section Chief, Department of Nuclear Technology, AEC
- YU TING, Section Chief, Department of Nuclear Backend Management, Taiwan Power Co. (TPC)
- PEIR-CHUNG CHEN, Section Chief, Department of Nuclear Generation, TPC
- SHIH-JUNG HSU, Radiation Protection Specialist, Chinshan Nuclear Power Plant, TPC
- LING-HUAN CHIAO, Deputy Director of Science and Technology Division, Taipei Economic and Cultural Representative Office

Delegation from United States:

- Ms. Mary-Jane Ross-Lee, Deputy Director, Division of Licensing Projects (DLP), Office of Nuclear Reactor Regulation (NRR)
- Mr. Jeff Poehler, Senior Materials Engineer, Division of Materials and License Renewal, NRR
- Mr. Milton Valentín, Project Manager, DLP, NRR
- Ms. Holly Cruz, Technical Assistant, DLP, NRR
- Ms. Lauren Quinones-Navarro, International Liaison, NRR
- Dr. Dogan Seber, Chief, Structural, Geotechnical and Seismic Engineering Branch, Division of Engineering, Office of Nuclear Regulatory Research
- Ms. Jennifer Dixon-Herrity, Chief, Licensing Branch 2, Division of Licensing, Siting and Environmental Analysis, Office of New Reactors (NRO)
- Mr. John Hickman, Project Manager, Division of Decommissioning, Uranium Recovery, and Waste Programs, (DUWP) Office of Nuclear Material Safety and Safeguards (NMSS)
- Mr. Anthony Huffert, Senior Health Physicist, DUWP, NMSS
- Mr. Maurice Heath, Project Manager, DUWP, NMSS
- Mr. Eric Lee, Senior Security Specialist (Cyber), Division of Physical and Cyber Security Policy, Office of Nuclear Security and Incident Response (NSIR)
- Ms. Annette Stang, Emergency Response Coordinator, NSIR
- Ms. Maureen Conley, International Relations Officer, Office of International Programs