

出國報告（出國類別：實習）

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：核能安全委員會

姓名職稱：林子桀技士、莊宴惠技士

派赴國家：美國

出國期間：113年7月5日至113年7月27日

報告日期：113年10月24日

摘要

本次赴美國核能管制委員會（Nuclear Regulatory Commission, NRC）參與課程研習與參訪除役核能電廠，以提昇我國核能安全管制視察人員對於核能電廠安全運作能力與管制技術，以及藉由參訪除役電廠，了解美國除役實務作法。本次行程之研習人員共 2 名，行程分為二部分，簡介如下：

第一部分為課程研習，安排於田納西州查塔努加市（Chattanooga），NRC 轄下技術訓練中心（Technical Training Center, TTC），課程研習包含為期各一週的沸水式反應器技術課程（R-904B, GE BWR Technology Review）及沸水式反應器模擬器訓練課程（R-704B, GE BWR Simulator Refresher），其中技術課程以介紹奇異公司（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、異常及緊急操作程序等；模擬器訓練課程主要就沸水式反應爐緊急程序指引及緊急操作程序（Emergency Procedure Guidelines and Emergency Operating Procedures, EPG/EOP）及模擬器操作進行講解與演練，包括 EOP 之結構與界面、各 EOP 設計理念、各 EOP 進入與離開條件、電廠重要參數監控、EOP 使用與邏輯原理等。

第二部分行程為電廠參訪，本次出國參訪行程安排至位於紐約州，正進行除役之 Indian Point 核能電廠，參訪過程中與 NRC 視察員及核能電廠除役業者進行除役管制經驗與意見交換，並針對除役技術議題討論。參訪期間，在除役業者及 NRC 視察員帶領下，前往室外乾貯、汽機廠房、反應器等區域參觀，瞭解除役進度、實務工作與作業考量。

本次赴美國核管會，除學習美國核能電廠運作安全管制議題及技術訓練外，亦汲取美國核管會對於日本福島事件後之強化措施及應變作為，對於提升視察員專業能力與電廠運作安全管制有相當的助益；參訪除役中電廠及相關經驗交流，亦可瞭解美方對於核能電廠除役工作之安全管制作業，有助於提升除役安全管制效能。

目錄

壹、 目的.....	1
貳、 過程.....	2
參、 行程內容及心得.....	3
一、 赴 NRC 技術訓練中心接受奇異公司沸水式反應器技術訓練課程.....	3
二、 參訪 Indian Point 除役核能電廠.....	13
三、 心得及建議.....	17
附件一.....	18
附件二.....	19
附件三.....	20

壹、目的

本次出國研習主要有以下目的：

- 一、藉由參加美國核管會技術訓練中心開設之核能電廠沸水式反應器技術及模擬器訓練等專業課程，強化核能管制人員之專業知識與能力，加深本會視察員對沸水式反應器機組之系統、功能、設計理念、EOP 與模擬器操作等相關知識。
- 二、透過參訪美國 Indian Point 除役核能電廠，實地參觀電廠除役實務作業與執行進度，以及觀摩美國管制機關之視察員於除役電廠之視察與管制工作，汲取相關經驗，作為研擬管制措施之參考，有助於提升我國核電廠除役安全管制作業。
- 三、藉由至美國 NRC 參加研習訓練課程及參訪美國除役電廠，與美方管制人員及電廠人員，就電廠管制經驗與安全相關議題進行意見交換，強化雙方之互動與學習，增進未來合作之機會。

貳、過程

此次赴美國 NRC 研習與參訪行程，自 113 年 7 月 5 日起至 113 年 7 月 27 日止，共計 23 日，分為兩部分：

第一部分行程於 113 年 7 月 5 日搭機赴美，7 月 7 日抵達位於至田納西州查塔努加市，7 月 8 日至 7 月 19 日期間，在 NRC 技術訓練中心進行各為期一週的沸水式反應器技術課程及模擬器訓練課程。

第二部分行程於 7 月 20 日搭機前往紐約，7 月 22 日至 7 月 24 日期間，參訪 Indian Point 核能電廠，參訪結束後依行程規劃搭機返國。

整體行程如下表所示：

日期	工作內容
7/5~7/7	去程（台北→美國田納西州）
7/8~7/12	於田納西州參加沸水式反應器技術課程（R-904B）
7/15~7/19	於田納西州參加沸水式反應器模擬器訓練課程（R-704B）
7/20	自美國田納西州前往紐約州
7/22~7/24	參訪紐約州的Indian Point核能電廠
7/25~7/27	回程（美國紐約州→台北）

參、行程內容及心得

一、赴 NRC 技術訓練中心接受奇異公司沸水式反應器技術訓練課程

本次出國訓練研習至美國 NRC 設置於田納西州查塔努加市的技術訓練中心，參加兩門沸水式反應器訓練課程，第一門課為 7 月 8 日至 7 月 12 日沸水式反應器技術課程（R-904B, GE BWR Technology Review），第二門課為 7 月 15 日至 7 月 19 日沸水式反應器模擬器訓練課程（R-704B, GE BWR Simulator Refresher）。

（一）沸水式反應器技術課程

首週的 R-904B 課程目的是協助對於沸水式反應器已具相關知識之參訓者，能夠維持對於奇異公司設計之 BWR4 型的專業知識，參訓學員共 6 人，除本會兩名成員外，其餘 4 人為美國核能電廠駐廠視察員。課程一開始，先由參訓學員進行自我介紹，由學員們講述各自的工作背景、經歷、資歷，讓學員們相互了解，之後便開始 R-904B 課程。

本次課程內容包含電廠運轉理論、系統安全功能設計、運轉規範、EOP、設備異常對電廠運轉之影響等內容，並配合模擬器操作，學員可更進一步了解機組正常情況下之測試與操作，與機組異常狀態時的變化及應對方式。同時亦提供其他 GE 沸水式反應器機型之比較，讓學員瞭解不同機型之差異。

第一天的課程先介紹機組設計基準（Design Bases）的建立與終期安全分析報告（FSAR），說明了終期安全分析報告的分析內容以及章節架構，包含了系統結構的描述、設計準則、分析結果與相關規定，這些內容必須滿足正常運轉與假設事件下的相關要求。課堂以緊急柴油發電機為例子，針對設計基準功能（Design Bases Functions）、設計基準數值（Design Bases Values）、設計基準支援資訊（Design Bases Supporting Information）之內容，提供更詳細的說明，此外，教室中有擺設沸水式機組之小型模型，對於複雜結構物件，例如控制棒，講師會請學員前往觀看，並說明其驅動原理。課堂授課結束後，前往模擬器教室，針對控制室的設置、模擬器的系統盤面與操作等進行介紹。

第二天針對緊急爐心冷卻系統（Emergency Core Cooling System, ECCS），包含餘熱移除系統（Residual Heat Removal, RHR）、爐心噴灑系統（Core Spray, CS）、低壓注水系統（Low Pressure Core Injection, LPCI）、高壓注水系統（High Pressure Core Injection, HPCI or HPCS）與自動洩壓系統（Automatic Depressurization System, ADS）等，說明其功能設計目的、引動條件與運轉規範之要求。在機組有破管或爐內高壓的情況下，可由高壓注水系統提供冷卻水源，維持爐心冷卻功能，避免爐心燃料受到損壞，並在自動洩壓系統的安全釋壓閥協助下，使壓力降至可讓低壓注水系統進行補水之條件，以達成機組安全運轉或停機之目的。

第三天課程介紹各種型態圍阻體的特性、差異與功能，包含 MARK I 型、MARK II 型與 MARK III 型，圍阻體功能作為屏障，可在發生地震或破管事故造成蒸汽洩漏時，將蒸汽排放至抑壓池，此時放射性物質被包封於圍阻體內，避免放射性物質外釋，此外，抑壓池也作為緊急的補充冷卻水源及熱沉，為確保核能機組安全運轉非常重要的設計。我國核一廠的圍阻體為 MARK I 型，核二廠則為 MARK III 型。

第四天課程係介紹反應器保護系統（Reactor Protection System, RPS）、局部功率能階偵檢器（LPRM）、平均功率能階偵測器（APRM），說明其設計與引動邏輯概念，RPS 具有兩串獨立的跳脫系統（Trip System），當只有一串跳脫系統動作時，此時處於半急停狀態，並不會使控制棒全入讓反應器急停，當兩串跳脫系統同時動作時，才會讓控制棒全入，使反應器急停。RPS 在設計上具有失效安全（Fail Safe）的特性，邏輯設計亦較為複雜。而功率偵檢器係針對反應器之功率進行監測，以確認機組處於穩定運轉狀態或確認升降載時之功率變化可符合相關要求。

第五天課程係介紹廠內全黑事故（Station Blockout, SBO）以及福島事故，當喪失所有交流電源，進入廠內全黑時，此時需採取相對措施，監測爐心狀況與發展趨勢。另針對福島事故，各國核電廠紛紛加強此類事故之救援措施，以避免事件演化至此程度，課程最後以電腦構圖模擬反應器隨著時序演進，爐心逐漸熔毀

時之變化。

如前所述，R-904B 上課方式係以課程授課配合模擬器操作進行，講師於每日上午會先進行課程授課，講述相關設計原理，再前往模擬器教室進行模擬器操作演練。

模擬器操作先從爐心噴灑系統、緊急柴油發電機起動、餘熱移除系統等安全系統偵測試驗開始，而後有控制棒操作、反應器急停、安全釋壓閥、飼水流量控制等操作，講師會於過程中，依據不同情境，透過模擬器設定，使機組進入暫態，讓學員觀察爐心壓力、爐心溫度、水位高度、功率等參數以及盤面警報，推演機組可能處於何種狀態下，學習如何進行異常狀況排除。同時桌面上備有奇異公司 BWR/4 機型標準運轉技術規範（NUREG-1433 Standard Technical Specifications General Electric BWR/4 Plants）文件供學員翻閱，由講師教導學員如何查詢相關系統之設計基準、設備異常時須進入運轉限制條件（Limiting Condition for Operation, LCO）之時機，以及在時限內應採取或完成之應對措施等資料。

課程中講師亦佐以問答的方式，詢問如對機組進行飼水流量、蒸汽流量、控制棒等不同參數操作或是發生爐心冷卻水流失事故（Loss of Coolant Accident, LOCA）時，機組或功率會有何變化，以加深學員對機組運轉之理解，

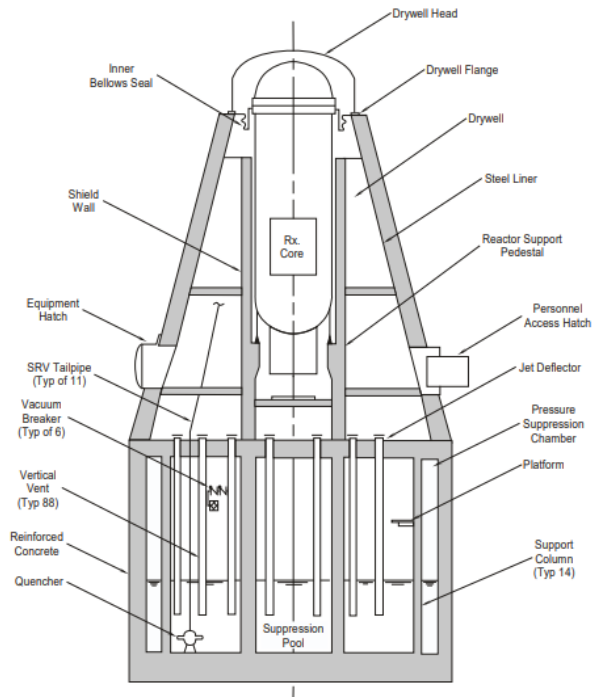
（二）沸水式反應器模擬器訓練課程

本課程屬再訓練課程，旨在精進學員對沸水式反應爐相關技術議題之瞭解，熟悉機組緊急應變程序。本次參加此課程之學員原訂有 5 人，其中 4 人皆為上過前週 R-904B 訓練課程之學員，另 1 名 NRC 視察員原規劃為本課程新參與之學員，然第一天開訓時因公務需求取消，故本次訓練學員共 4 人。講師與前週課程相同，除 7 月 17 日 因技術訓練中心周圍地下管路破裂導致路面積水及生活用水流失，關閉技術訓練中心大樓改用居家上課方式進行當日課程，並暫停模擬器練習，授課方式以上午課程介紹及下午模擬器演練為基礎。在參加複習課程時，建議盡可能將模擬器和技術複習課程安排得接近，反應器操作視察員（reactor

operations inspectors) 技術相關訓練，包括模擬器再訓練課程，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。

本項課程主要為模擬器緊急操作程序 (Emergency Operating Procedures, EOP)，本次課程內容聚焦於 EOP 包含反應爐控制 (RPV Control)、C1 策略之替代性水位及壓力控制 (Alternate Level/Pressure Control)、C2 策略之緊急降壓 (Emergency Depressurization)、C4 策略之反應爐灌水 (RPV Flooding)、C5 策略之預期暫態未急停反應爐控制 (ATWS RPV Control) 以及一次圍阻體控制 (Primary Containment Control) 等 EOP 策略程序，講師首先說明 EPG/EOP 之架構和介面、EPG/EOP 之策略用意、進入條件和徵候、電廠之關鍵參數監控、EPG/EOP 之使用電廠各種暫態和緊急狀況，另外也複習電廠正常運轉與異常運轉之操作等。為使學員熟悉對電廠控制室之 EOP 步驟，講師亦藉由模擬器演練電廠急停的各類狀況，讓學員由電廠即時運轉電腦資訊系統觀察反應爐各重要參數變化情形。另課程最後概略說明嚴重核子事故指引 (Severe Accident Guidelines, SAGs) 及其事故後電腦模擬時序影響情形。

技術訓練中心模擬器系統係為 BWR/4 反應爐配上 Mark II 圍阻體 (如圖一)，講師首先於課堂說明反應爐之各項重要參數，包含反應爐水位、反應爐壓力、主蒸汽管壓力、冷凝器真空壓力，及乾井壓力等，介紹對於功能與連鎖邏輯設定點參數 (如附件一)，並講解沸水式反應爐緊急程序指引與 EOP 使用方法，說明 EOP 進入條件及控制流程圖、NRC 事故種類區分圖等，後續進行實際模擬器操作，以熟悉模擬器之各項列置。模擬器教室亦貼有反應爐與圍阻體設定點示意圖，包含反應爐水位、一次圍阻體乾井水位、安全釋壓閥 (SRV) 尾管位置等重要參數的圖示，可更清晰地對照盤面狀態變化之影響。



圖一 Mark II 圍阻體

講師說明操作程序分為正常運轉程序 (Normal Operating Procedure, NOP)、異常運轉程序 (Abnormal Operating Procedure, AOP) 與 EOP，各有其適用情況與進入/離開條件，EOP 操作程序及其向下內容為 (1) 反應爐控制 (RC) 流程下同時執行水位控制 (RC/L) 與壓力控制 (RC/P)；(2) 一次圍阻體控制 (PC) 及其相關流程包括抑壓池溫度控制 (SP/T)、乾井溫度控制 (DW/T)、圍阻體壓力控制 (PC/P)、圍阻體氫氣控制 (PC/G)、及抑壓池水位控制 (SP/L)；(3) C1 策略之替代性水位及壓力控制流程包括水位控制 (C1/L) 與壓力控制 (C1/P)；(4) C2 策略之緊急降壓；(5) C4 策略之反應爐灌水；(6) C5 策略之預期暫態未急停反應爐控制 (ATWS RPV Control) 水位控制 (C5/L)、壓力控制 (C5/P) 及功率控制 (C5/Q)；(7) 二次圍阻體及放射性物質外釋控制 (本項不在本次授課範圍)。演練狀況包括反應爐急停但控制棒未全入、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卡在關閉狀態、喪失飼水且高壓注水系統與爐心隔離冷卻系統 (RCIC) 系統均不可用、喪失廠外電源、爐心冷卻水流失事故、爐心冷卻水流失事故與廠內全黑同時發生之事故演練、

福島事故等異常及緊急狀況之處理。EOP 流程圖摘要重點事項如下：

EOP 操作流程各種策略進入條件與離開標準：

1. 反應爐控制 (EOP-RC) 的進入條件，係在運轉模式 Mode 1、2、3 操作發生以下任一條件，如：反應爐水位低於第三階水位 level 3 (+12.5 in) (反應爐低水位急停設定點)、反應爐壓力高於 1043psig (反應爐高壓急停設定點)、乾井高壓力急停設定點 (>1.69psig)、反應爐急停條件存在且功率 >3% (APRM downscale trip) 或無法確定的情況時，將進入 EOP-RC 控制。
2. 一次圍阻體控制的進入條件，係在運轉模式 Mode 1、2、3 操作發生以下任一條件，如：抑壓池溫度高於 90°F (LCO 條件)、乾井溫度高於 135°F (LCO 條件或最高正常工作溫度)、乾井壓力高於 1.69 psig (高乾井壓力急停設定值)、抑壓池水位高於+6 英吋 (LCO)、抑壓池水位低於-6 英吋 (LCO) 或一次圍阻體氫氣濃度高於 2% (高氫氣警報設定值)，則進入 EOP-PC 控制。
3. C1 策略-替代性水位 (C1/L) 及壓力控制 (C1/P) (Alternate Level/Pressure Control) 進入條件，係在執行 EOP-RC 時預計可用的注水子系統如 Condensate/ Cond Booster、低壓注水系統及爐心噴灑系統，無法單獨確保足夠的爐心冷卻，則離開反應爐壓力容器控制 (RC/L) 並進入緊急操作措施 C1 策略。
4. C2 策略-緊急降壓進入條件，係於執行 C4 策略時若反應爐功率大於 20% (大功率振盪閾值) 或爐心蒸汽流量大於 815,000 磅/小時，則須進入 C2 策略；另於執行 C5/L 時若反應爐壓力容器 (RPV) 水位無法維持於-189 英吋以上且爐心蒸汽流量無法維持 815,000 磅/小時以上，亦須進入 C2 策略。
5. C4 策略-反應爐灌水 (RPV Flooding) 係在執行 EOP-RC、C1 策略或 C5 策略 (ATWS RPV Control) 時，如果無法確定反應爐壓力容器水位，則離

開程序流程並進入緊急操作措施 C4 策略。

6. C5 策略-預期暫態未急停反應爐控制 (ATWS RPV Control) 進入條件，係在執行 EOP-RC 及 C1 策略時，如果無法確定在所有情況下反應爐在無硼的情況下保持停機 (shutdown)，則離開程序流程並進入緊急操作措施 C5 策略。

以上 EOP 操作之離開標準，包含事件的原因、性質和影響都為已知，且電廠參數透過可用系統穩定控制，預計事件不會進一步惡化，預計不會對設備、人員或周邊社區造成直接威脅，其他操作程序已充分涵蓋後續控制及恢復行動等條件，確認緊急情況不再存在，則可以離開 EOP。

EOP 程序執行時如果確定發生爐心損壞，則離開此狀況下的 EOP 程序並進入 Mode 1~4 的嚴重核子事故指引。顯示爐心損壞的徵候包括反應爐壓力容器注入流量長期低於餘熱排除注入率，且反應爐壓力容器水位低於燃料頂端 (TAF) 或不明，安全釋壓閥尾管溫度高於離開爐心過熱蒸汽的溫度，氫氣濃度指示超過一次圍阻體正常輻射的最低值並持續上升，反應爐壓力容器金屬溫度高於額定壓力下的飽和溫度。

EOP 操作程序注意事項

1. 在執行 EOP 程序時應注意反應爐壓力容器水位指示受儀表運轉溫度和反應爐壓力容器壓力影響，當反應爐壓力容器快速降壓至低於 500 psig 可能會導致穿透壓力槽壁通達蒸汽流通區域之參考管柱儀器管運作中沸騰，如果任何儀表管線附近的溫度高於反應爐壓力容器的飽和溫度，該儀表可能由於管線內部的沸騰而不可靠。每個儀表僅在其讀數高於最低指示水位 (Minimum Indicated Level) 或所有儀表參考管線垂直部分 (reference leg vertical runs) 附近的溫度低於最高管線溫度時，才可用來確定反應爐壓力容器水位。如窄範圍 (Narrow Range) 水位儀器使用於正常運轉時的水位指示，並提供第三階、第八階水位急停信號及第四階的連鎖信號，當儀表

讀值在 7 英吋以上或儀表參考水柱垂直管溫度低於 206 °F，才可用來確定反應爐壓力容器水位。

2. 重要冷卻系統如高壓注水系統、爐心隔離冷卻系統、爐心噴灑系統和餘熱移除系統若從抑壓池取水時，泵的流量如果高於淨正吸水頭（NPSH）或漩渦限制（vortex limit），可能會導致設備損壞。如在圍阻體控制（PC）執行 SP/T 程序，抑壓池溫度應控制低於 90°F 過程，使用可用的抑壓冷卻系統，應注意淨正吸水頭（NPSH）或漩渦限制。
3. 抑壓池壓力升高可能會使爐心隔離冷卻系統渦輪機在高排汽壓力下跳脫。
4. 在反應爐壓力下降的情況下，必須小心控制注水系統的使用，以防止潛在的安全隱患和設備損壞，當執行 C5/P 程序，如果反應爐壓力降壓中，則在降壓至其最大注入壓力以下之前，應防止使用爐心噴灑系統、低壓注水系統、冷凝水和高壓注水系統泵來控制反應爐壓力容器的注水或控制爐心蒸汽流量。
5. 事故峰值（peak accident）圍阻體壓力和溫度與抑壓池的水量直接相關。水量過少會導致釋放的蒸汽無法完全冷凝，從而引起一次圍阻體壓力過高。雖然較多的水量有助於冷凝，但水量過多意味著氣體空間減少，非冷凝氣體必須存在於較小的空間內，這會導致更高的圍阻體峰值壓力。
6. 在圍阻體控制（PC）執行 SP/L 程序監控抑壓池水位，若抑壓池水位無法維持在-6 英吋以上，且抑壓池水位無法保持在-42 英吋以上（即高壓注水系統排汽口的高度），應注意高壓注水系統在渦輪排汽口未蓋住的情況下運行，將會增加 Mark II 抑壓池的壓力，並可能挑戰一次圍阻體的壓力限制，而必須在確保爐心冷卻充足情況下，停止高壓注水系統運轉。
7. 在圍阻體控制（PC）執行 SP/L 程序監控抑壓池水位，若抑壓池水位無法維持在+6 英吋以下，無法保持抑壓池水位低於 49 呎 5 吋（抑壓池底部到乾井真空破壞器（Vacuum Breaker）開口的標高），若抑壓池水位持續升高

到 51 呎（抑壓池排汽口的高度）以上，將導致抑壓池排氣路徑的受阻。

8. C1 策略-替代性水位/壓力控制之 C1/L 水位控制時，應避免自動洩壓系統自動啟動，並使用如冷凝水/飼水系統、控制棒液壓驅動系統（CRD）、爐心隔離冷卻系統、高壓注水系統、爐心噴灑系統、低壓注水系統等主要注水系統及備用子系統如消防系統、備用硼液控制系統（SLC）測試槽及儲硼槽等注入反應爐壓力容器，以維持反應爐水位在最低蒸汽冷卻水位（Minimum Steam Cooling Reactor Water Level, MSCRWL）（-189 英吋）以上，若無法維持，則可能進入嚴重核子事故指引程序。
9. C1 策略-替代性水位/壓力控制之 C1/P 壓力控制，若無蒸汽驅動注水系統如高壓注水系統或爐心隔離冷卻系統可用，則使用一個或多個 RPV 降壓系統將壓力控制在 RPV 高壓力急停設定點（1043 psig）以下，在必要時冷卻速率超過 100°F/小時；如果 RPV 水位低於燃料頂端（TAF）-158 英吋之高度且 RPV 壓力為高於抑壓池壓力衰變熱移除壓力（Decay Heat Removal Pressure, DHRP）50psig 以上，則需要蒸汽冷卻，且使用安全釋壓閥降壓穩定 RPV 壓力，當 RPV 水位降至 -239 英吋（最低零注水 RPV 水位），確認抑壓池水位超過-90 英吋以上，則開啟 7 各 ADS 閥門，以快速降壓直至 RPV 壓力小於抑壓池壓力衰變熱移除壓力（Decay Heat Removal Pressure, DHRP）50psig。

在模擬器進行 EOP 演練時，講師模擬電廠運作方式將學員分成 SRO（Senior Reactor Operator）、STA（Shift Technical Adviser）及 RO（Reactor Operator）角色，並由 3 名講師從旁個別協助。RO 及 STA 依排定權責與功能分工輪流負責各盤面操作，演練各種狀況時由 SRO 擔任總指揮，講師利用 EOP 流程圖，引導 SRO 學員熟悉反應器及一次圍阻體的 control，並向 RO 及 STA 下達指示程序。在各項模擬狀況出現，由 3 名講師就個別角色協助與講解模擬器運作，提醒注意反應器各重要參數及相關儀表/狀況的類別、尚可使用之系統和設備及 control 狀況的

程序等，異常操作程序書（目錄如附件二）及 EOP 程序書（目錄如附件三）置放於執行該項程序操作時相關系統盤面下方，並以顏色區分，可方便取得並快速執行 EOP 程序，以使反應器達到安全穩定的狀態。模擬器教室備有緊急操作流程圖看板，放置於模擬器前方，方便 SRO 可隨時利用奇異筆於圖上標示機組狀態。各狀況演練結束後，講師集合各崗位學員再依緊急操作流程圖記錄結果，進行講解與檢討，總結該次發生的狀況、處理流程及決策過程等，使學員能充分地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。在模擬器演練過程中講師亦藉由查對運轉技術規範（TS）及設計基準（Bases）探討運轉限制，加深所有學員對演練狀況程序之全盤瞭解。

我國核一、二廠為 BWR 機組，已進入除役階段，本課程雖係以運轉機組狀態作為授課基礎，但鑒於核一、二廠爐心仍有用過燃料暫存，為確保爐心燃料安全，除了安全相關系統仍須維持可用，電廠亦須保有相關的應變措施，本次課程內容可提升視察員專業知能與技術能力，對於執行核電廠安全管制作業有相當的助益。

二、參訪 Indian Point 除役核能電廠

7月19日課程結束後，隔日搭乘飛機自田納西州飛往紐約州，前往參訪 Indian Point 核能電廠。本次參訪行程安排自 113 年 7 月 22 日起至 7 月 24 日止，共三日。因 Indian Point 電廠地處偏遠，本次參訪期間，係由 NRC 代表人員接送我方人員前往電廠，進廠前須先填寫申請表進行身分確認後領取識別證，依現場保安規定，參訪期間行動均須有 NRC 人員陪同，且現場不可隨意拍攝錄影，除 NRC 代表人員外，另有三位視察員到電廠執行除役視察工作。

(一) Indian Point 核能電廠背景資料

Indian Point 核能電廠位於紐約州西徹斯特郡（Westchester County）的布坎南（Buchanan），毗鄰哈德遜河（Hudson River），原屬 Entergy Nuclear Operations, Inc.（簡稱 Entergy）持有運轉許可，廠內共有 3 部機組，皆為商業用壓水式反應器（PWR），2017 年 2 月 Entergy 依其與紐約州政府（以及其他相關紐約團體）及 Riverkeeper, Inc. 的和解協議的項目要求，向美國核管會提交 2、3 號機永久停機，為此同時轉讓 Indian Point 核能電廠 1、2、3 號機除役機組經營權於 Holtec Decommissioning International（簡稱 HDI）。HDI 於 2019 年 12 月 19 日提交停機後除役活動報告（Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, PSDAR），表明除役工作將於執照完成轉移後開始進行，並採用立即除役（DECON）策略。

NRC 於 2020 年 11 月 23 日批准，同意將執照轉移給 Holtec 公司。Indian Point 核能電廠各機組現況如下表：

	1號機	2號機	3號機
反應器類型	Babcock & Wilcox PWR	西屋公司 PWR 4 迴路	
額定熱功率	615 MWt	3,216 MWt	3,216 MWt
開始運轉日	1962 年 10 月	1973 年 9 月	1975 年 12 月
現況	因緊急爐心冷卻系統無法符合管制要求，1974 年 10 月永久停止運轉，機組除役中。	於 2020 年 4 月 30 日永久停止運轉，機組除役中。	於 2021 年 4 月 30 日永久停止運轉，機組除役中。

（二）Indian Point 核能電廠除役作業概況及現場參訪

本次參訪 Indian Point 主要係配合 NRC 視察員 Storm 及 Steven 先生執行除役期間環境輻射監測作業視察，查核廠區周圍的土壤、水質和空氣中的放射性情形，第一天參訪主要先瞭解參訪核電廠進廠管制之流程，並觀察 NRC 視察員執行環境監測取樣作業，以及瞭解 NRC 視察員每日視察後回報工作，第二天則與 Indian Point 核能電廠管理階層進行除役經驗技術交流，第三天則由 Indian Point 核能電廠管理人員帶領現場參訪。

由於參訪期間 Indian Point 核能電廠現場未執行相關除役拆除作業，現場參訪行程主要就貯存超 C 類放射性廢棄物（Greater than class C, GTCC）及用過核子燃料乾式貯存設施（Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI）之處置情形，1、2 號機控制室及 2、3 號機汽機廠房現狀，3 號機一次圍阻體反應爐內部組件切割作業現場設備架設情形與執行進度現況進行說明。因參訪時間，扣除往返交通、每日進廠管制申請及 NRC 視察員其他視察作業，參觀活動進行得相當緊湊。

除役期間電廠視察主要依除役視察手冊 IMC 2561 進行定期現場視察、文件審查及相關會議，確保電廠遵守 NRC 相關法規。除役期間電廠駐廠視察員多以文件審查為主，並要求電廠定期提供除役作業進度，以規劃相關視察作業。

現場參訪首先從用過核子燃料乾式貯存設施基礎（pad）區域參訪，因 Indian Point 核能電廠進入除役時，既有的 ISFSI 不足以容納所有用過燃料，因此 HDI 興建新的 ISFSI 基座，相關作業包含既有及新基座整地、混凝土灌漿、保安圍籬施工等工作，同時基於核子保安，於乾貯設施用地之保護區周圍新建車輛防護牆、保安廠房與安裝保安設備。該區域主要分為兩區，以保安圍籬區隔，目前圍籬外圍一側放置超 C 類放射性廢棄物（GTCC）的空桶子，待盛裝超 C 類的放射性廢棄物後才會放置於乾貯設施基礎區域（保護區）。

Indian Point 核能電廠之 3 座機組進入除役期間，用過燃料貯存在用過燃料池時間相對較短，對於冷卻水供給、電力供給、淨化與廢液處理等支援系統，並未

進行相關設計變更。用過燃料自用過燃料池吊運至 ISFSI 的作業，係使用 HI-LIFT 起重機液壓系統，並針對用過燃料廠房管路設備進行設計修改，吊運前須完成功能測試。2 號機與 3 號機用過燃料吊運作業分別自 2022 年 8 月與 2023 年 6 月開始，並於 2023 年 10 月完成吊運工作。至目前為止，ISFSI 貯存用過燃料及超 C 類放射性廢棄物之現況，共有 127 個 Holtec HI-Storm 100S 護箱及 2 個超 C 類貯存桶，待壓力容器完成切割後，預估將再新增超 C 類廢棄物共 13 桶。

接著參觀 1、2 號機控制室，因廠區配置 1、2 號機共用一個控制室，目前控制室僅剩一名 RO 在裡面執行作業，而 3 號機控制室則為獨立系統。1、2 號機僅剩空調系統及外電系統在運作，其餘不再操作的系統設備則移除該盤面控制開關及切斷電源。

從 2 號機汽機廠房經過 3 號機汽機廠房，兩者都尚未有設備拆除狀況，因 PWR 電廠圍阻體二次側皆為未受污染之乾淨設備，除 3 號機勵磁機經協商轉移至西屋公司外，其餘皆可向外界出售，但因販售乾淨設備的處置作法尚未確定，故汽機廠房設備移除時間未定。另，業者在 2 號機汽機廠房，設置未來設備拆除後切割處置區，並於其中一區塊上置放消防用具，如消防滅火器、消防防護衣等。

後續參訪 3 號機反應器內部組件切割作業執行情形，為方便將一次圍阻體相關設備及廢棄物轉運桶（waster transfer casks）從一次圍阻體取出，使用水冷式鑽石線（water cooled diamond embedded wire）切割圍阻體混凝土、鋼筋及鋼襯板，擴大一次圍阻體設備出入口。作業期間產生的放射性氣體、液體，均須嚴格控管，拆除所需的設備亦須經適當包裝才能從圍阻體出口運出。目前蒸汽產生器的蒸汽頂蓋(Steam Domes)已被移至輻射控制區完成拆解作業，反應器冷卻水系統(RCS)一次側管道亦完成化學清洗。

3 號機反應器廠房已進行反應器上部組件切割作業，反應爐內部組件切割作業係於水下進行，2、3 號機爐內組件切割設備，設置包含作業平台、輔助橋、龍門鋸床，反應器爐穴底部安裝下腔底板（lower cavity floor plates）、過濾器及切屑

收集裝置，並於爐穴灌滿水前完成爐穴壁面塗層作業，反應器冷卻水迴路亦已拆除進行盲封，完成反應器隔離工作，水下切割設備設置完成後皆有經過測試，執行相關切割作業前人員亦已事先完成爐內組件切割訓練。

反應器壓力容器和內部組件的切割從 3 號機開始，然後進行 2 號機，最後再進行 1 號機。由於 2、3 號機反應器的設計相似，可使用相同的工具進行切割作業，3 號機的作業經驗將提高 2 號機切割作業的效率，而 1 號機機型與 2、3 號機並不同，因此需再另外發展切割技術。

反應爐內部組件完成切割後，將依輻射特性調查之 Level A、B、C 及 GTCC 類分類結果進行分類，低放射性廢物（LLRW）拆解切割後進行裝桶並外運至德州 Waste Control Specialists（WCS）處置設施貯存，而 GTCC 放射性廢棄物則貯存於 ISFSI 保護區內。因切割與外運作業規劃互相配合執行，現場未見相關切割後須貯存暫放區域。

至於反應爐切割作業，考量對切割物件進行壓縮時，可能會造成散放射性粒子（Discrete radioactive particles, DRPs）的污染，因此反應爐完成切割後，不再進行壓縮，並直接裝入乾貯桶，貯存於 ISFSI 保護區內。

Indian Point 核能電廠自進入除役以來，已陸續完成 ISFSI 興建、用過核子燃料乾式貯存等工作，目前反應器與內部組件拆除，以及外圍廠房拆除等作業正如火如荼進行中，相關經驗可作為我國除役管制之參考，值得持續關注該電廠之除役動態。

三、心得及建議

從本次參與美國核管會專業訓練中心課程與除役核電廠參訪，有以下經驗可供參考：

1. 我國核一、二廠雖已進入除役階段，在爐心燃料尚未移至用過燃料池的情況下，機組仍須維持與燃料安全相關之安全系統可用性與相關應變措施。本次沸水式反應器技術與模擬器等兩門課程，能夠充分提升視察員對於機組安全管制的能力，特別在模擬器演練及操作部分，訓練方式更可提升效益，加深對機組安全運作之瞭解，值得我方借鑒。
2. 本次在 NRC 訓練中心訓練期間，與幾位 NRC 電廠資深視察員共同學習，在交談時會分享駐廠視察經驗與視察作法，從中了解 NRC 管制作為與經驗交流。講師透過各種情境演練，適時指引查閱運轉技術規範及設計基準技巧，對駐廠管制工作提供不少助益。
3. 參訪美國除役核電廠，藉由觀摩電廠除役各階段進程及廠區除役作業情形，瞭解相關設備設置需求與處置流程之規劃與管理，對於重要設備拆除切割前之工程規劃，可供我國核電廠除役管制作業之參考。建議對於國外核電廠除役技術、經驗與專業知識，可持續派員了解與交流。

NRC-1 Set Points

Reactor Vessel Level (inches)

Level 8 (56.5)	Trip of main turbine, RFP, RCIC, AND HPCI
Level 7 (40.5)	RPV high water level alarm
Level 6 (39.0)	Top of normal operating level band
Level 5 (35.0)	Bottom of normal operating level band
Level 4 (33.5)	Low level alarm, AND permissive for Recirculation pump runback to 40%
Level 3 (12.5)	Reactor scram, Recirculation pump runback to 30%, ADS signal, AND RHR Isolation signal (SDC mode), FWLC system set point setdown permissive
Level 2 (-38)	Initiate RCIC and HPCI, start RBSVS, RWCU AND other selected systems isolations, ATWS- RPT AND ATWS-ARI
Level 1 (-132.5)	Initiate CS AND LPCI, Start EDG, ADS signal, AND Isolate MSIVs
-158	Top of Active Fuel

Reactor Pressure (psig)

1120	ATWS - RPT AND ATWS-ARI
1115/1125/1135	4/4/3 SRVs Safety Mode Opening Pressures
1043	RPV High Pressure Reactor Scram
1025	RPV High Pressure Alarm
1005	Normal operating pressure at 100% RTP
338 & 465	Permissive for LPCI AND CS Injection valve opening on a LOCA
310	Reactor Recirculation loop discharge valves close during a LOCA
125	RHR SDC Isolation clears
50 & 100	RCIC & HPCI low pressure isolations

Main Steam Line Pressure (psig)

825	Closes MSIVs if in RUN mode
920 – 950	Normal operating range (0 – 100% RTP) controlled by EHC System

Condenser Vacuum (inches of Hg)

25.0	Low Condenser Vacuum alarm
22.5	Turbine trip
20.0	RFP trip
8.5	MSIV closure
7	BPV closure

Turbine First Stage Pressure (%)

30%	Bypasses EOC-RPT AND Reactor Scrams due to TSV closure & TCV fast closure signals when < 30% power as sensed by first stage pressure
-----	--

Drywell Pressure (psig)

1.69	LOCA Signal: SCRAM, Initiate HPCI, CS AND RHR, Start DiG, start RBSVS, AND Isolation signal for selected plant systems
0.75	Drywell High pressure alarm

FWCS Steam Flow (%)

30%	RWM Alarms bypassed at > 30% power as sensed by steam flow
20%	RWM program restrictions bypassed at > 20% power as sensed by steam flow

NRC -1
Abnormal Operating Procedure Index

* Indicates procedures that have copies at appropriate panel locations.

Number	Procedure Title
AOP-001	*Scram Procedure
AOP-002	Stuck Open Safety Relief Valve
AOP-003	Loss of Instrument Air
AOP-004	Unplanned Change in Power
AOP-005	Fast Reactor Shutdown
AOP-006	Control Rod Drift
AOP-007	Inability to Move Control Rods
AOP-008	Reactor Feed Pump Trip
AOP-009	Control Rod Drive Pump Trip
AOP-010	Reactor Coolant System Leakage
AOP-011	Reactor Recirculation Flow Malfunction
AOP-012	Loss of RPS Power
AOP-013	*Align Feedwater Control System, Post-Scram
AOP-014	Loss of Main Condenser Vacuum
AOP-15	Loss of Off Site Power
AOP-16	Station Blackout
AOP-17	Feedwater Control System Malfunction
AOP-18	Condensate or Condensate Booster Pump Trip

**NRC - 1
Emergency Operating Procedure Index**

* Indicates procedures that have copies at appropriate panel locations.

	Number	Procedure Title
Reactivity Control	1A	De-energizing RPS Scram Solenoids
	1B	Depressurizing the Scram Air Header
	1C	Defeating RPS & ARI Logic and Draining SDV
	1D	Manual Insertion of Control Rods
	1E	Opening Individual Scram Test Switches
	1F	Increase CRD Cooling Water Differential Pressure
	1G	Vent Control Rod Drive Over-piston Volumes
	1H	* Standby Liquid Control System Operation
	1I	Alternate SLC Injection using RCIC
RPV Level Control	2A	Starting a Second CRD pump for Level Control
	2B	Manual Initiation of RCIC for Level Control
	2C	Manual Initiation of HPCI for Level Control
	2D	Manual Initiation of LPCS for Level Control
	2E	Manual Initiation of LPCI for Level Control
	2F	Low Pressure Injection System Level Control Following ED
RPV Pressure Control	3A	* Re-opening MSIVs
	3B	* Pressure Control using Turbine Bypass Valves
	3C	* Pressure Control using SRVs
	3D	Pressure Control using RCIC in Test Mode
	3E	Pressure Control using HPCI in Test Mode
	3F	Pressure Control using MSL Drains
	3G	Pressure Control using RWCU
	3H	Pressure Control using SRVs from Outside the Control Room
Cont.	4A	ATWS MSIV Isolation Bypass
	4B	* ATWS Terminate and Prevent Injection
	4C	Prevent Injection from Low Pressure Systems with High DW Pressure
PC	5A	* Drywell Cooling Restoration
	5B	* Establish Containment Spray
	5C	* Suppression Pool Cooling
	5D	Venting Containment
	5E	* Hydrogen/Oxygen Gas Analyzer Operation
	5F	Containment Hydrogen and Oxygen Control
	6A	* Isolations and ECCS Initiations