

出國報告(出國類別：實習)

參加美國 NRC 技術訓練中心  
之訓練課程並參訪 Beaver Valley 核電廠

服務機關：核能安全委員會

姓名職稱：林宣甫副研究員、楊杰翰技士

派赴國家：美國

出國期間：114年5月31日至6月23日

報告日期：114年9月16日

# 摘要

本次參加美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)技術訓練中心(Technical Training Center)舉辦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)，其中技術課程主要講授機組設計基準、系統概念、運轉規範、異常事件處理與模擬器操作等相關知識，而模擬器訓練課程主要說明沸水式反應器緊急操作程序(Emergency Operating Procedures)，並透過模擬器操作進行各種情境演練，了解緊急操作程序的整體架構、引動條件、作業程序、機組狀態監控等。本次赴美期間也參訪 Beaver Valley 核電廠，了解用過燃料池的老化管理與監測措施，並現場觀摩乾式貯存設施運貯作業，參訪過程中與 NRC 視察員及設施經營者進行管制經驗交流與意見交換，相關經驗可作為國內核電廠安全管制作業之參考。

# 目次

摘要.....	i
目次.....	ii
壹、目的.....	1
貳、過程.....	2
參、過程紀要.....	3
肆、心得及建議.....	26
附件：參訪照片.....	27

# 壹、目的

國內核一、二、三廠運轉執照均已屆期，依法停止運轉，進入除役期間。在用過核子燃料尚未移出反應爐及用過燃料池前，核安會(以下簡稱本會)要求台電公司比照運轉期間之標準，執行用過核子燃料安全相關系統設備的維護保養及測試作業，以維持用過核子燃料安全。本會亦持續執行現場視察及安全審查作業，確認台電公司確實依除設計畫，推動除役相關作業。

為持續汲取國際核安管制經驗，本次參加美國 NRC 舉辦之沸水式反應器技術課程與模擬器訓練，持續強化對機組設計基準、系統概念、運轉規範、異常事件處理及模擬器操作等專業知識之熟悉度。透過完整的課程安排與模擬器操作，不僅可深化對沸水式反應器安全相關系統設計的理解，也能進一步熟悉異常事件的處理程序。課程亦安排與具多年實務經驗之駐廠視察員共同學習與交流，可強化本會在安全管制上的專業技術與能力，有助於國內核電廠安全管制工作。

此外，本次赴美期間亦安排參訪美國 Beaver Valley 核電廠，其目的係為了解用過燃料池老化管理與監測等實務作法，並實地觀摩乾式貯存設施運貯作業等，參訪期間亦透過與美國 NRC 視察員及電廠人員意見交換，深入討論用過燃料池及乾貯等相關議題，除加深雙方管制經驗交流與意見分享外，現場實務作業亦可作為國內核電廠安全管制之參考。

## 貳、過程

本次赴美國 NRC 技術訓練中心研習及參訪行程，自114年5月31日起至114年6月23日止，共計24日，主要分為兩個部分：

第一部分行程於114年5月31日自臺灣搭機前往美國田納西州(Tennessee)，於6月1日抵達查塔努加市(Chattanooga, TN)。隨後於6月2日至6月6日參加「沸水式反應器技術課程」(R-904B, GE BWR Technology Review)，課程內容涵蓋反應器設計基準、系統配置與運轉概念，並針對運轉規範、異常事件處理方式進行說明，協助學員全面掌握 BWR 機組的基礎知識。接續於6月9日至6月13日進行「沸水式反應器模擬器訓練課程」(R-704B, GE BWR Simulator Refresher)，透過模擬器操作演練，強化對系統特性及緊急操作程序的熟悉度，包含模擬異常及事故情境，提升實務應變與操作判斷能力。

第二部分行程於6月14日搭機前往賓夕法尼亞州(Pennsylvania)，並於6月16日至6月20日期間，與本會駐美代表羅副組長彩月及物管組王技士清鍾，共同組團參訪 Beaver Valley 核電廠，了解用過燃料池老化管理與監測方法，並實地觀摩乾式貯存設施運貯作業。此外，亦與 NRC 人員就用過燃料池及乾貯相關安全管制作法進行交流，相關經驗可作為國內除役安全管制作業之參考。行程結束後，依規劃搭機返國，整體研習與參訪過程如表一所示。

表一：訓練及參訪行程

日期	工作內容
5月31日至6月1日	去程(台北→美國田納西州)
6月2日至6月6日	參加沸水式反應器技術課程(R-904B)
6月7日至6月8日	整理資料及準備議題
6月9日至6月13日	參加沸水式反應器模擬器訓練課程(R-704B)
6月14日	路程(美國田納西州→美國賓夕法尼亞州)
6月15日	整理資料及準備議題
6月16日至6月20日	參訪Beaver Valley核電廠
6月21日至6月23日	回程(美國賓夕法尼亞州→台北)

## 參、過程紀要

### 一、參加沸水式反應器技術與模擬器訓練課程

本次參加美國 NRC 技術訓練中心舉辦沸水式反應器技術課程及模擬器訓練課程，透過課程講解讓受訓學員熟悉沸水式反應器的系統概念、運轉規範、異常事件處理等，另透過模擬器操作演練，強化對系統特性及緊急操作程序的熟悉度，以下就課程內容摘要說明：

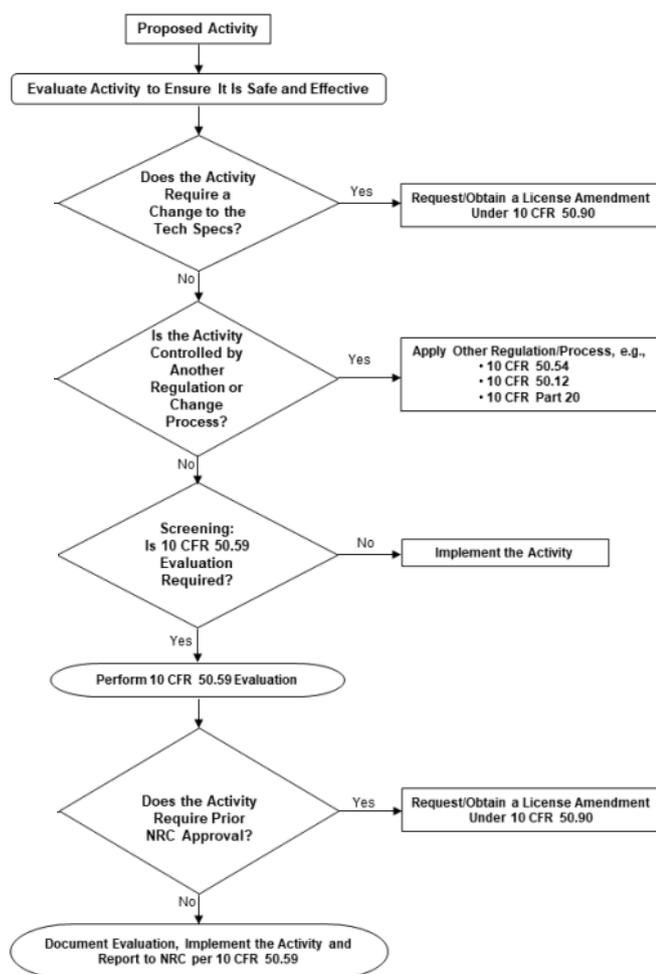
#### (一)沸水式反應器技術課程

第一天的課程首先由講師及學員進行自我介紹，本次課程共有三位講師，分別負責不同專業領域的授課內容。學員部分除本會兩位駐廠視察員外，另有兩位來自美國 NRC 的視察員，其中一位隸屬於核子反應器管制署(Office of Nuclear Reactor Regulation, NRR)，另一位則來自核物料安全及保防署(Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS)，展現出課程的跨領域與國際交流特性。在互相認識之後，講師首先介紹技術訓練中心的整體環境，並說明本週訓練課表、上課時間、地點與模擬器教室的位置，另特別提醒訓練期間應遵循的規範與注意事項，例如進入模擬器教室的操作規定、緊急狀況的應變方式，以及課程中需遵守的安全措施。此外，講師亦詳細說明各個講師的辦公室位置與相關聯絡方式，提供學員於課程期間能即時尋求協助的管道，並公布重要聯絡電話，確保遇到問題或突發情況時能迅速處理。。

課程首先介紹機組設計基準(Design Bases)，以及美國聯邦法規 10 CFR 50.59 的規定。設計基準是指用來界定核電廠結構、系統與組件(Structure, System, and Components, SSC)在正常運轉與設計基準事故下必須完成的功能，以及為達成這些功能所需滿足的特定數值或範圍。其依據主要有兩種，一是業界普遍接受的技術標準，用以達成功能目標；二是透過計算或分析設計基準事故，訂定結構、系統與組件必須符合的要求，以確保能完成既定的目標。課程也說明設計基準由三個要素組成，包含設計功能(Design Bases Functions)、設計數值或邊界條件(Design Bases Values/Bounding Conditions)，以及支援性設計資訊(Supporting Design Information)。以緊急柴油發電機為例，其設計功能是在喪失外電等情況下，緊急柴油發電機能自動起動併入緊要匯流排，提供安全停機所須之電力。而設計數值則包括必須具備足夠連續輸出功率、在起動與負載切換過程中，頻率及電壓不得低於額定值等，以確保能滿足設計功能。支援性設計資訊係透過完整的負載計算、電壓/頻率變化曲線，用以證明在各種起動序列下仍符合要求。

10 CFR 50.59的目的係建立一個門檻，讓持照者可在不提出執照修正申請的情況下，對廠內設施、程序或分析方法進行一定程度的修改，同時也不會降低安全性。依據 RG1.187規定，10 CFR 50.59的評估程序依序為適用性判定(Applicability)、篩選(Screening)與評估(Evaluation)：

- 適用性判定是判斷該變更、測試或實驗等作業是否屬於 10 CFR 50.59 評估的範圍。若法規已有審核規定(如品保、保安、緊急應變等)，則不適用 10 CFR 50.59 評估程序，依既有程序辦理。
- 篩選是適用性判定結果在 10 CFR 50.59 範圍內，進一步判斷是否對 FSAR 所描述的設計功能、方法或程序造成不利影響。若有任何不利影響，則須進行評估。
- 評估是持照者依 10 CFR 50.59(c)(2)標準，檢視相關作業是否顯著增加事故頻率或後果、是否增加 SSC 故障發生的可能性、是否有新的事故或不同故障結果、是否超越設計基準限制、是否增加 SSC 故障的後果，或是否偏離 FSAR 的方法。若任何一項成立，則須事前提交 NRC 審查，流程如圖一。



圖一：10 CFR 50.59評估流程

另課程也提出美國核電廠案例，包含 LaSalle、Diablo Canyon 核電廠在暫時性修改持續超過 90 天，仍未依 10 CFR 50.59 規定辦理；Columbia、SONGS 核電廠修改技術規範基準(Technical Specification Bases)，未審視 10 CFR 50.59 程序等。講師透過這些案例說明，即使是看似單純的臨時措施或文件修正，只要可能影響 FSAR 所述之設計功能或安全分析，均應納入 10 CFR 50.59 程序；未經妥適評估的修改可能導致現場狀態與 FSAR 不一致，進而影響事故分析與安全，因此須建立完善的內部審查、強化人員對 50.59 的認知，並確保 FSAR 及時更新，都是維持核電廠安全的重要經驗。

第二天課程介紹中子偵測系統(Neutron Monitoring System)及反應爐保護系統(Reactor Protection System)。中子偵測系統的主要目的係持續監測爐心中子通量，偵測可能導致燃料護套受損之異常功率狀況，會向反應爐保護系統發出停機或功率限制訊號，以防止放射性物質外釋，確保反應爐安全。依不同功率範圍與功能需求，中子偵測系統配置四種主要監測器：源區偵測器(Source Range Monitor, SRM)、中間區偵測器(Intermediate Range Monitor, IRM)、局部能階偵測器(Local Power Range Monitor, LPRM)及平均能階偵測器(Average Power Range Monitor, APRM)。各監測器相互搭配，涵蓋自停機、起動至全功率運轉之功率範圍，確保反應爐於各運轉階段之安全性與穩定性。彙整四種主要監測器之監測範圍、功能、配置及用途如表二列示。

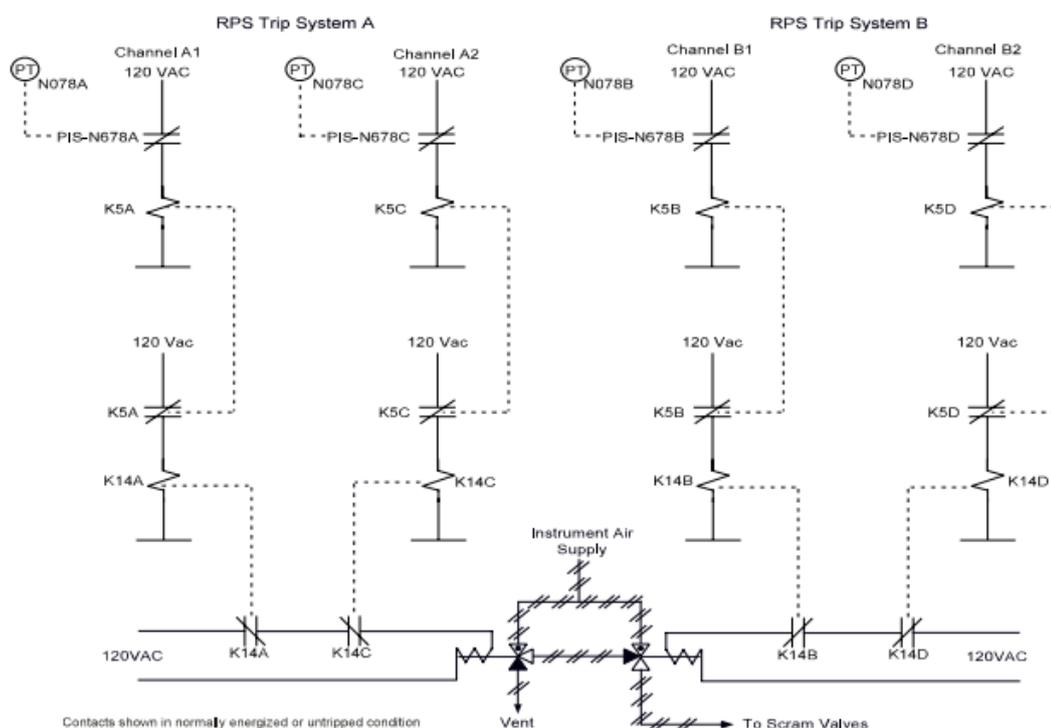
表二：四種主要監測器

監測器	監測範圍	功能	偵測器數量與配置	主要用途
SRM	停機至起動初期(低功率範圍)	監測低中子通量；提供控制棒抽出阻棒訊號	4 個獨立通道	確保起動時安全，避免過早抽棒
IRM	源區上限至功率區下限(中功率範圍)	監測中功率範圍中子通量；提供停機信號	8 個獨立通道，配置於爐心不同徑向位置	保護燃料完整性，支援爐心功率控制
LPRM	局部徑向與軸向功率分布	偵測局部中子通量；訊號供 APRM 使用	124 個固定偵測器，分為 31 組每組 4 個	提供爐心局部分布資訊
APRM	整體爐心平均功率	計算爐心平均熱功率；具過功率保護功能	6 個通道，每通道取樣 14~17 個 LPRM 輸入	提供整體功率監測，連結保護及控制系統

資料來源：USNRC

反應爐保護系統是核能機組中安全系統之一，其核心目的是在反應爐運轉過程中，持續監測爐心與相關系統的重要參數，並在偵測到超過安全限值時，例如反應爐高壓力、反應爐低水位、乾井高壓力、急停洩放容器高水位等，反應爐保護系統即會

發出信號，觸發反應爐急停(Scram)，維持燃料護套、反應爐冷卻水壓力邊界與一次圍阻體的完整性。在系統架構上，反應爐保護系統採用多重性與獨立性的設計，由兩個獨立的急停系統(Trip System A 或 B)組成，每個急停系統又有兩個急停通道(Trip Channel A1和 A2或 B1和 B2)，並採用「重複二選一」邏輯(如圖二)，當同一個急停系統中(A 系統或 B 系統)，只要任一通道動作(如 A1 或 A2)，就會產生急停訊號造成半急停；只有 A、B 兩個獨立的跳脫系統同時輸出急停訊號才會急停，使所有控制棒快速插入爐心。此設計可避免單一故障而失去保護功能，又可降低誤動作機率，達到安全停機的目標。

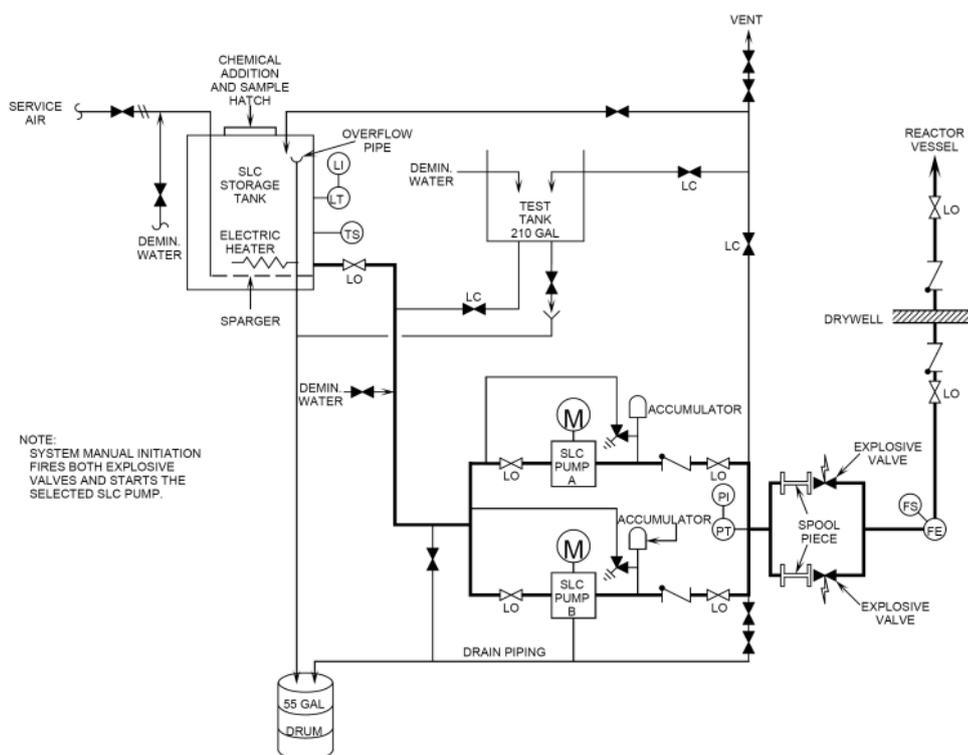


圖二：反應爐保護系統動作邏輯

資料來源：USNRC

備用硼液控制系統(Standby Liquid Control, SLC)是核電廠反應度控制的後備系統，其設計目的是在反應爐保護系統動作，但控制棒因故無法全部插入爐心，導致反應爐功率無法有效控制時，能透過注入含有中子吸收物質的溶液(如硼液)，使反應爐安全停機，並維持次臨界狀態。該系統組成包括兩台正排量式泵、爆破閥(Explosive Type Valves)、硼液儲存槽與注入管線等。在預期暫態未急停(Anticipated Transient Without Scram, ATWS)或喪失冷卻水事故(Loss Of Coolant Accident, LOCA)情境下，緊急操作程序(EOPs)將要求引動備用硼液控制系統(SLC)，運轉員的起動方式為插入鑰匙，並將操作開關轉至起動 A 系統(Start Sys A)或起動 B 系統(Start Sys B)位置。若選擇起動 A 系統，則會起動 A 系統的 SLC 泵，同時觸發爆炸閥，並隔離爐水淨化系統(Reactor Water Clean

Up System)。隨後，SLC 泵從硼液儲存槽抽取硼液，經由爐心底板注入反應爐，並隨再循環水流均勻擴散至整個爐心區域，流程如圖三。課程中講師也分享運轉經驗，SLC 系統雖平時不起動，但仍須定期測試並妥善監測硼液濃度等，以維持系統可靠度。



圖三：備用硼液控制系統

資料來源：USNRC

第三天課程主要說明緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)、反應爐爐心隔離冷卻系統(Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)、電子液壓控制系統 (Electro Hydraulic Control System, EHC)與飼水控制系統。ECCS 的目的是在發生 LOCA 或其他嚴重事故時，能即時提供足夠的冷卻水至反應爐，以恢復爐心水位並維持燃料冷卻。該系統包含餘熱移除系統(Residual Heat Removal, RHR)、爐心噴灑系統(Core Spray, CS)、低壓注水系統(Low Pressure Core Injection, LPCI)、高壓爐心注水系統(High Pressure Core Injection, HPCI)、高壓爐心噴灑系統(High Pressure Core Spray, HPCS)與自動洩壓系統(Automatic Depressurization System, ADS)等。

依美國 10 CFR 50.46 要求，ECCS 有五項設計標準，首先是發生事故時，燃料護套溫度不超過 2200°F；第二項是燃料護套的氧化程度應低於氧化前總厚度的 17%；第三項是銼水反應產生的氫氣量，不得超過全部燃料護套完全氧化時的 1%；第四項是即使爐心發生形變，也不影響冷卻爐心燃料的功能，第五項是必須具備長期冷卻的能力，也就是在事故發生後，仍能有效移除燃料的衰變熱。課程內容也比較 BWR/2、

3、4 和 BWR/5、6 不同沸水式反應器型式，其 ECCS 配置的差異性，另亦說明 RHR 系統的多種模式與用途，例如低壓注水模式、圍阻體噴灑模式、抑壓池冷卻模式、停機冷卻模式、燃料池冷卻模式，以及替代停機冷卻模式。

表三：不同沸水式反應器型式 ECCS 配置的差異性

功能	BWR/2	BWR/3	BWR/4	BWR/5	BWR/6
ECCS 高壓注水/噴灑系統	飼水泵	HPCI	HPCI	HPCS	HPCS
ECCS 高壓注水/噴灑位置	經由飼水噴嘴注入爐心	經由飼水噴嘴注入爐心	經由飼水噴嘴注入爐心	經噴水環噴灑於燃料上方	經噴水環噴灑於燃料上方
ECCS 低壓噴灑系統	兩串 CS 迴路	兩串 CS 迴路	兩串 CS 迴路	一串 LPCS 迴路	一串 LPCS 迴路
ECCS 低壓注水系統	無	兩串 LPCI 迴路或 RHR 的 LPCI 模式	RHR 的 LPCI 模式，兩串獨立迴路(部分核電廠具四串迴路)	RHR 的 LPCI 模式，三串獨立立統	RHR 的 LPCI 模式，三串獨立立統
ECCS 低壓注水位置	無	再循環泵出口管路注入爐心	再循環泵出口管路注入爐心	注入爐心側板內 (core shroud) 淹蓋爐心	注入爐心側板內 (core shroud) 淹蓋爐心

資料來源：USNRC

RCIC 是當反應爐與主冷凝器之間受到隔離，而飼水系統無法供給補充水時，RCIC 系統利用反應爐之餘熱蒸汽為動力，補充冷凝水至反應爐，使機組安全停機。課程說明 RCIC 系統於反應爐水位降至 Level 2(約-38 inch)時自動起動，或在主飼水系統故障時由運轉員手動起動，將冷凝水儲存槽(Condensate Storage Tank)的水注入反應爐，以維持燃料冷卻。當水位回升至 Level 8(約+56 inch)或接獲跳脫/隔離信號時，系統將自動關閉。另講師亦提供 Columbia 核電廠運轉員因未依程序書執行，導致 RCIC 汽機超速跳脫而不可用，強調運轉員即使熟悉操作流程，仍須依程序書執行，避免人為疏失。

EHC 的主要目的是透過控制主汽機控制閥與旁通閥，維持核電廠在各種運轉狀態下的穩定與安全。其核心功能是反應爐壓力控制，當反應爐正常運轉、起動、升溫或降溫時，EHC 會以反應爐壓力作為主要輸入訊號，將實際壓力與設定壓力比較，產生壓差訊號後轉換為需要的蒸汽流量，並自動調節控制閥及旁路閥的開度。若反應爐壓

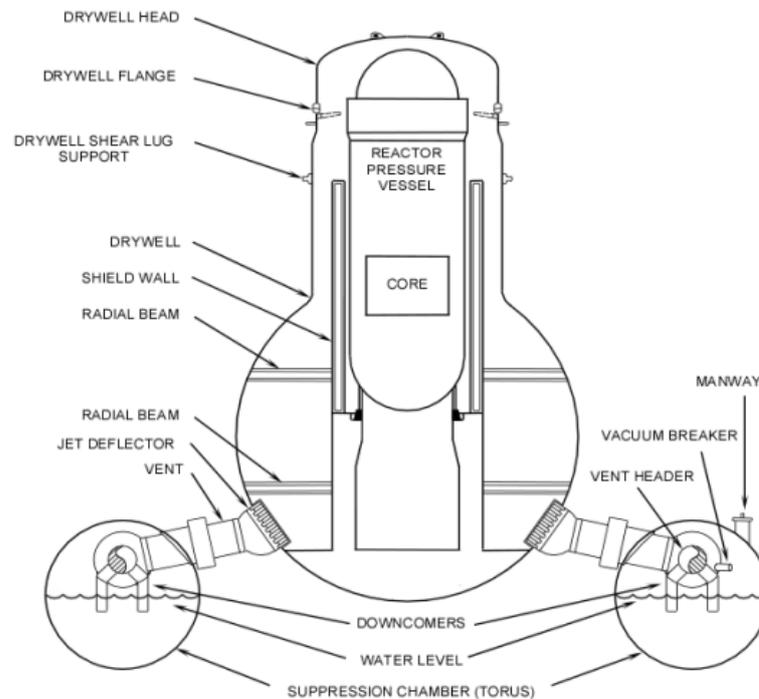
力高於設定值，閥門便開啟以增加蒸汽排放至汽機或冷凝器，以降低反應爐壓力；反之若壓力低於設定值，閥門關閉以減少蒸汽流出，則增加反應爐壓力。EHC 透過此一控制機制確保反應爐壓力維持在合理範圍內。其次，EHC 亦負責汽機轉速與負載控制，確保汽機轉速、發電機出力與反應爐產生的蒸汽量相符。在全功率運轉情況下，汽機基本上跟隨反應爐，當反應爐功率增加，EHC 會自動打開閥門以消化更多蒸汽，防止壓力升高；當反應爐功率下降，閥門關閉以避免壓力過度降低。最後，EHC 提供多重保護功能，如防止汽機超速、限制蒸汽流量，以及避免主冷凝器或發電機承受過大負荷，確保設備完整性。

飼水控制系統的核心目的係在不同運轉狀態下，維持反應爐的水位穩定。在控制策略上分為一元控制與三元控制，一元控制是以反應爐水位偵測系統之水位訊號做為唯一控制參數，適用於低功率或起動階段；三元控制則結合反應爐水位、蒸汽流量與飼水流量等三項訊號做為控制參數兩項比較，具有預期水位變化而提早反應之控制功能。講師也分享美國核電廠相關案例，包含2017年 Clinton 核電廠在切換飼水泵過程，水位意外降至 L4並造成功率下降；2018年 Duane Arnold 核電廠因飼水調節閥失效，導致水位降至 L3，觸發反應爐急停，並於水位降至 L2時，引動 HPCI 與 RCIC。這些案例顯示若飼水控制不當，將影響反應爐安全，因此電廠須持續透過定期檢查、測試與維護確保控制閥、止回閥等相關設備的可靠度。同時，運轉員需熟悉一元與三元控制模式的適用時機，並在操作過程中嚴格遵循程序，確保在負載變動或異常情況下，仍能維持反應爐的水位穩定。

第四天課程說明核電廠的主蒸汽系統(Main Steam System)、圍阻體(Containment)、備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SGBT)等。主蒸汽系統的核心功能是將反應爐產生的蒸汽，由主蒸汽管引導穿過一次圍阻體，經汽機節流閥和控制閥至高壓及低壓汽機做功。主蒸汽管在乾井內側和一次圍阻體外側各有主蒸汽隔離閥(Main Steam Isolation Valve)，必要時可接受隔離訊號自動關閉，以隔離一次系統。另主蒸汽管也設置安全釋壓閥(Safety Relief Valve)作為過壓保護裝置，汽機節流閥、調速閥及旁通閥等，則可關斷或調節進入汽機的蒸汽量。

圍阻體是核電廠的多重屏障之一，其目的是發生 LOCA 時，圍阻體可避免放射性物質和分裂產物外洩，確保廠外的輻射劑量符合法規限值。此外，圍阻體也作為安全相關設備的熱沉，以及緊急爐心冷卻系統與反應爐隔離冷卻系統的水源，維持爐心冷卻功能。課程說明目前國際間沸水式反應器三種主要圍阻體的設計(包含 Mark I、II、III)，並比較結構、尺寸、氫氣控制方式的差異性。

- Mark I 圍阻體的乾井為鋼構，部分機組在鋼構外加鋼筋混凝土，並配置環狀(Torus type)的抑壓池，事故時蒸汽經由下導管及分配環導入抑壓池冷凝；抑壓池同時作為 ECCS 的水源，並可透過氮氣惰化與排氣系統維持可燃氣體在安全範圍。Mark I 圍阻體外觀如圖四；
- Mark II 圍阻體改為混凝土結構內襯鋼板，並採垂直下導管設計，使蒸汽在事故時能直接導入抑壓池冷凝。抑壓池同樣作為 ECCS 冷卻水源，並可透過氮氣惰化與排氣系統維持可燃氣體在安全範圍。其設計亦配置氫/氧再結合器，進一步提升事故後氣體控制的安全性；
- Mark III 圍阻體的體積更大並設有堰牆與水平通洩管，可將 LOCA 蒸汽經由堰牆與水平通洩管導入抑壓池冷卻。另配置可燃氣體控制系統，取代氮氣惰化設計，利用氫氣再結合器與點火器，維持事故後氣體組成在安全範圍。



圖四：Mark I 圍阻體

資料來源：USNRC

備用氣體處理系統(SBGT)的主要功能是在事故或喪失正常通風時，自動起動以維持二次圍阻體處於負壓狀態，避免放射性氣體外釋；同時透過 HEPA 濾網及活性碳床去除空氣中的顆粒與放射性核種，確保外釋至環境的輻射劑量符合法規限值。此外，SBGT 亦可支援一次圍阻體的抽氣與排放，並提供二次圍阻體完整性測試的能力。並在乾井高壓力、反應爐低水位或輻射濃度過高等情況下自動起動，以確保廠房安全與環境防護。

每天下午及第五天課程主要是模擬器演練，技術訓練中心的模擬器系統配置為 BWR/4 搭配 Mark II 圍阻體。課程透過模擬器操作，讓學員加強熟悉系統運轉與操作程序。首先介紹三個主要控制盤面，601 盤主要是 CS 系統、CSCW 系統、RHR 系統、SRV 系統等；602 盤主要是 MSIV、PCIS、RCIC、RWCU 系統等；603 盤則是運轉員的核心操作區域，包含模式開關(Mode Switch)、控制棒驅動(CRD)、功率與水位監測、控制棒阻斷(Rod Block) 指示、再循環泵等。

模擬器操作課程內容涵蓋安全與輔助系統，先由反應爐起動至臨界狀態，再進行爐心噴灑系統、緊急柴油發電機起動、餘熱移除系統等安全系統測試，之後進入控制棒操作、反應器急停、安全釋壓閥、飼水流量與壓力控制等實際操作。講師會依不同案例設定模擬器，使機組進入暫態，讓學員觀察爐心壓力、溫度、水位、功率等參數變化與盤面警報，並推演機組可能所處狀態，學習如何排除異常。同時，桌面備有 GE BWR/4 標準運轉技術規範 (NUREG-1433 Standard Technical Specifications - General Electric Plants (BWR/4): Bases)，講師引導學員查閱系統設計基準、運轉限制條件 (LCO)，以及規範中所要求的限時應對措施與偵測試驗，強化運轉員在異常情境下的應變能力。

## (二)沸水式反應器模擬器訓練課程

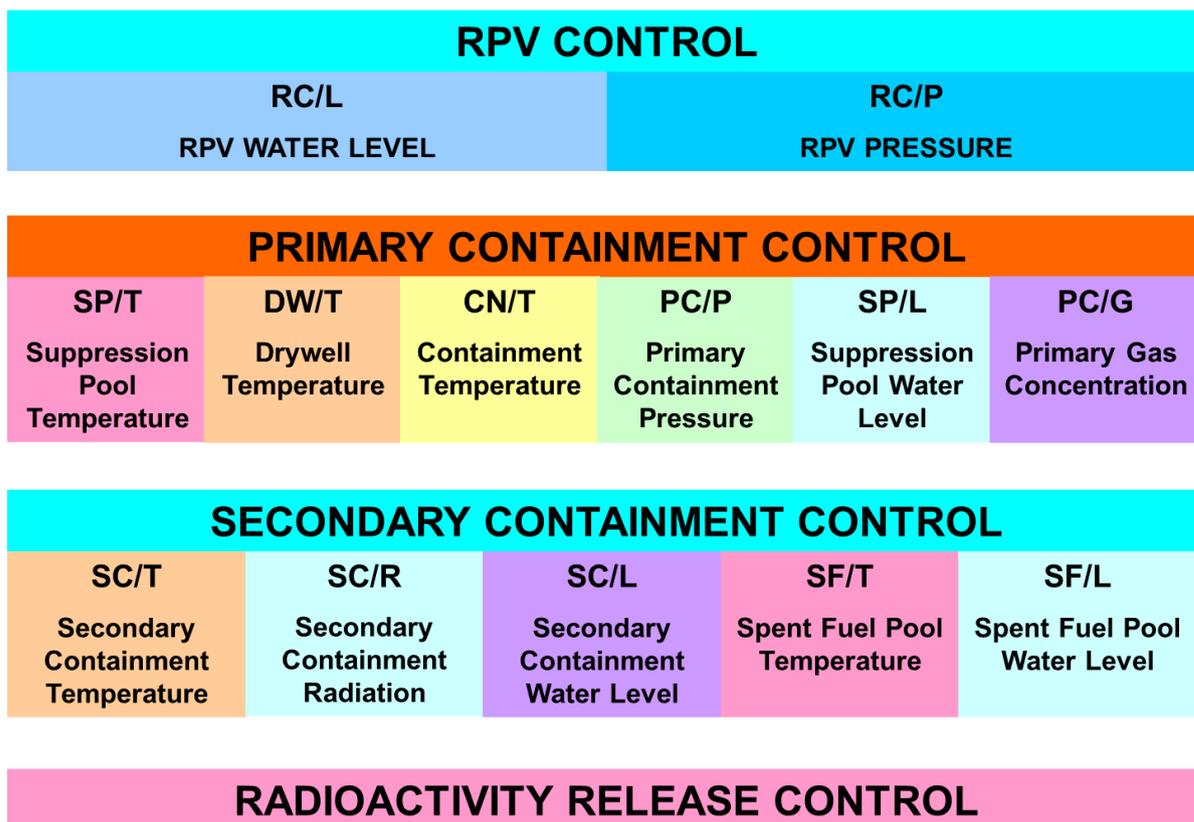
課程首先由講師及學員進行自我介紹，本次課程共有兩位講師，分別負責不同緊急應變程序的授課內容。學員部分除本會兩位駐廠視察員外，另有三位來自美國核管會核子反應器管制署的視察員。因為有新的學員加入，講師重新介紹技術訓練中心的整體環境，說明課程進行地點與模擬器教室的分布位置，並特別提醒訓練期間應遵循的規範與注意事項，例如進入模擬器教室的操作規定、緊急狀況的應變方式，以及課程中需遵守的安全措施。此外，講師亦詳細說明各位講師的辦公室位置與相關聯絡方式，提供學員於課程期間能即時尋求協助的管道，確保遇到問題或突發情況時能迅速處理。

課程開始講師先說明美國三哩島事故後，BWR 業主團體(BWR Owners Group, BWROG)依據 NUREG-0737 的要求，制定緊急/嚴重事故處理指引(Emergency Procedure Guidelines / Severe Accident Guidelines, EPG/SAG)，將原本以事件為導向(Event Based)的操作程序，改以徵候為導向(Symptom Based)，確保在事故原因尚未明確時，運轉員能就參數的趨勢變化，依程序採取適當操作，將反應爐與相關系統控制至安全狀態，以保護公眾健康與環境安全。

EPG/SAG 依系統與控制對象分為四個最高指引(Top-level Guide)，包含：

- 反應爐壓力控制(RPV Control)；
- 一次圍阻體控制(Primary Containment Control)；
- 二次圍阻體控制(Secondary Containment Control)；
- 放射性外釋控制(Radioactivity Release Control)。

每個最高指引再依關鍵參數分為多個分支(Leg)，運轉員需同時監控與執行各個分支步驟，確保能適當控制系統間的交互影響。EPG/SAG 架構如圖五所示。



圖五：EPG/SAG 架構

資料來源：USNRC

各核電廠依 BWROG EPG/SAG 制定特定廠址的緊急操作程序，將標準化的控制策略轉換為符合廠內設備配置與系統能力的可執行步驟。當 EOP 執行過程中遇到特定限制或異常，導致原程序無法達成目標時，則會轉入對應的應變程序(Contingency Procedures)，例如 C1替代水位與壓力控制程序(Alternate Level/Pressure Control)、C2緊急洩壓程序(Emergency Depressurization)、C4反應爐灌水(RPV Flooding)與 C5預期暫態未急停反應爐控制(ATWS RPV Control)等，針對特定狀況採取適當策略，並在情況改善後返回原 EOP 繼續執行。若機組持續惡化造成爐心熔毀時，則須轉入嚴重事故操作指引(Severe Accident Guidelines, SAG)處理。

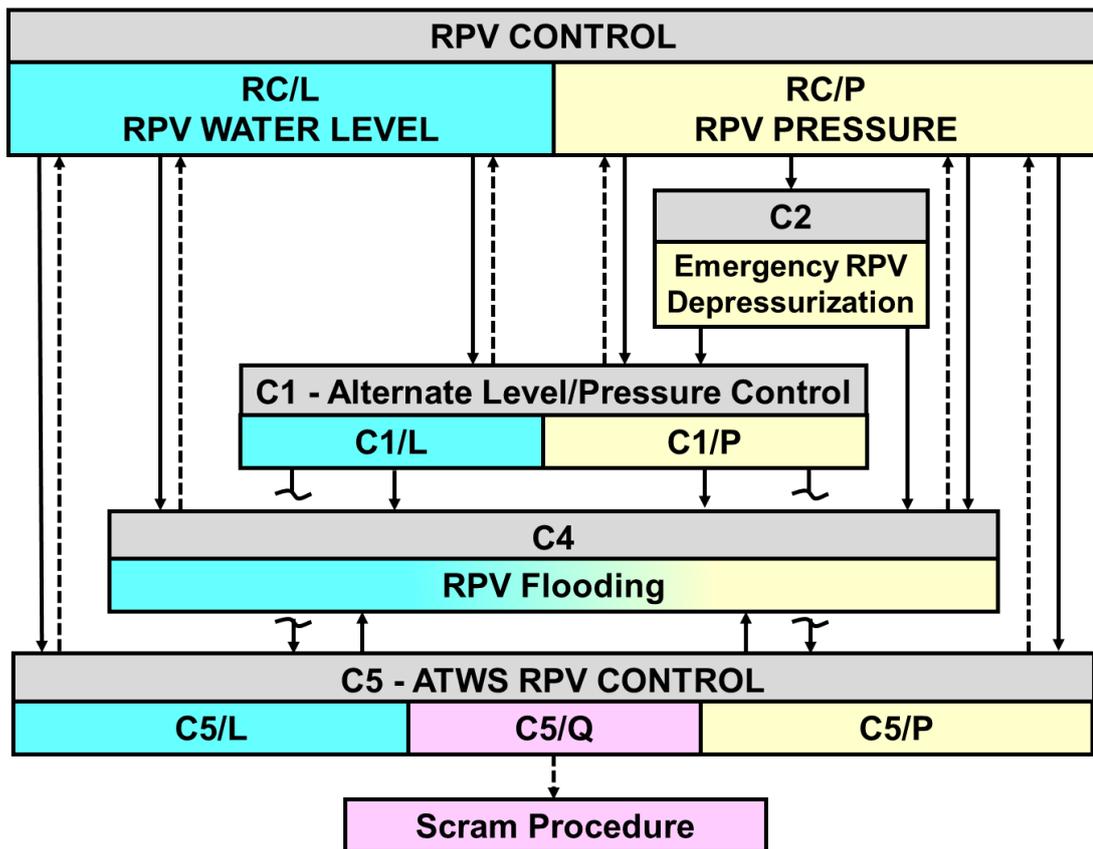
本次訓練課程主要以 BWR/4機組為基礎，說明反應爐壓力控制、一次圍阻體控制、各項應變程序，以及嚴重事故操作指引等，摘要說明如下：

#### (1) 反應爐壓力控制(RPV Control)

反應爐壓力控制的主要目的係在事故或異常狀況下，確保爐心持續獲得冷卻、反應爐能安全停機，並逐步冷卻至冷停機狀態。當機組在運轉模式1、2或3時，只要符合以下任一情況，即須進入反應爐壓力控制：反應爐水位低於 Level 3 (+12.5 inch)、反應爐高壓力 (1043 psig)、乾井高壓力 (1.69 psig)，或出現需停機的狀況且功率高於3%或無法判定功率，即須進入反應爐壓力控制。

進入反應爐壓力控制後，運轉員必須同時執行水位控制(RC/L)與壓力控制(RC/P)兩個分支，因為反應爐功率、水位與壓力三者彼此相關，若僅控制其中一項，會導致其他參數無法穩定。課程中講師特別強調，可依據主蒸汽隔離閥(MSIV)的狀態決定先後次序：若 MSIV 保持開啟，則 EHC 系統會自動調節主汽機控制閥與旁通閥執行壓力控制，運轉員則可將工作重點放在水位控制，確保水位維持於 L3 (+12.5 inch)至 L8 (+56.5 inch)範圍內，以維持燃料覆蓋並保持冷卻穩定性。反之，若 MSIV 關閉，EHC 失去調壓功能，運轉員需優先進行壓力控制，使反應爐壓力穩定於安全範圍內，並於必要時透過安全釋壓閥或其他手段執行緊急洩壓，以確保後續注水系統具備足夠的注入能力，避免因壓力不足而喪失冷卻效果。

水位控制(RC/L)的主要目的是確保燃料持續冷卻，運轉員可使用任何可行的注水系統(如 HPCI、RCIC、LPCI、CS 等)，將水位維持在 L3(+12.5 inch)至 L8(+56.5 inch)之間。若失去水位指示，則需轉入 C4進行反應爐灌水程序。壓力控制(RC/P)的目標則是將反應爐壓力穩定於安全範圍，並確保低壓注水系統得以運作。壓力控制方式主要依賴安全釋壓閥(SRVs)、主汽機控制閥與旁通閥等。必要時可轉入 C2緊急洩壓(如圖六)，將壓力降至低壓注水系統可運作範圍(約 350 psig)，講師也提醒在控制過程中，必須兼顧反應爐水位，避免壓降過快導致爐心水位劇烈波動。



圖六：反應爐壓力控制轉入其他應變程序

資料來源：USNRC

(2) 一次圍阻體控制

一次圍阻體控制的主要目的係在異常狀況下，將一次圍阻體內的壓力、溫度、水位與可燃氣體濃度維持在安全範圍內，確保圍阻體完整性，避免放射性物質外釋。當機組在運轉模式 1、2 或 3 情況下，抑壓池水溫超過 90°F、乾井溫度超過 135°F、乾井高壓力(1.69 psig)、抑壓池水位高於+6 inch 或低於-6 inch，或一次圍阻體內氫氣濃度超過 2%，即須進入一次圍阻體控制。

進入一次圍阻體控制後，運轉員需同時執行抑壓池溫度控制(SP/T)、乾井溫度控制(DW/T)、圍阻體壓力控制(PC/P)、抑壓池水位控制(SP/L)與氫氣/氧氣控制(PC/G)等五個主要分支，確保圍阻體維持設計功能。抑壓池溫度控制是透過抑壓池冷卻或噴灑，將抑壓池水溫維持在 90°F 以下，避免失去冷凝能力。乾井溫度控制是利用乾井冷卻或噴灑，控制乾井溫度低於 135°F，若溫度持續升高則需進行緊急洩壓。圍阻體壓力控制主要透過圍阻體噴灑及排氣方式，有效降低圍阻體壓力，達到保護圍阻體完整性的目的。抑壓池水位控制是運轉員將抑壓池水位維持在-6 inch 至+6 inch 之間，避免水位過低無法淹蓋高壓注水系統排氣口導致效率降低，水位過高則可能造成安全釋壓閥排放管路受損。氫氣/氧氣控制(PC/G)是運用

氫氣點火器、再結合器降低氫氣濃度外，並視狀況進行圍阻體排氣或噴灑，以降低圍阻體氫氣濃度及壓力，達到保護圍阻體完整性的目的。

### (3) C1 替代性水位與壓力控制

C1 程序為替代性水位與壓力控制，主要是針對喪失電源情境的重要應變措施。其進入條件主要有兩種：第一，當發生喪失外部電源(Loss of Offsite Power, LOOP)時，反應爐會自動停機，緊急柴油發電機亦將自動起動，提供緊要匯流排負載電力；然若無法恢復低壓注水能力，便需轉入 C1 程序。第二，若發生廠區全黑(Station Blackout, SBO)，由於外部電源與緊急柴油發電機皆無法提供電力，必然導致喪失低壓注水與餘熱移除能力，因此必然要進入 C1 程序。

進入 C1 後，運轉員的處理策略是維持爐心水位並穩定反應器壓力，避免燃料裸露。在水位控制部分，應儘可能將水位維持在接近主蒸汽管(MSL)，確保高於燃料頂端(Top of Active Fuel)，以淹蓋爐心燃料。同時利用蒸汽驅動的高壓注水系統(如 HPCI、RCIC)進行批次或連續注入，並及早規劃由 FLEX 設備，協助電廠維持重要安全系統之功能。在壓力控制部分，需將爐壓維持在蒸汽驅動系統可操作的範圍內，通常為 150~300 psig(RCIC)或 150~350 psig(HPCI)；只有在水位高於最低預降壓水位(MPDRWL)，且替代的低壓注水泵流量足以移除衰變熱時，才可執行降壓，以確保能順利過渡至低壓注水設備。

### (4) C2 緊急洩壓

C2程序為緊急洩壓，其設計目的是在反應爐無法維持安全狀態時，提供快速降壓的措施。進入 C2程序時，運轉員可透過安全洩壓閥、主汽機旁通閥等方式，迅速降低反應爐的壓力，必要時解除自動隔離與保護邏輯，以確保順利執行降壓作業。同時必須持續監測爐心水位與抑壓池的溫度、壓力和水位，避免因降壓造成設備受損，在壓力降低後立即投入低壓注水系統，維持爐心冷卻，直到進入冷停機狀態。

### (5) C4 反應爐灌水

C4 程序為反應爐灌水，其引動條件是在事故情境下，運轉員無法確認反應爐水位時，將水位提升至主蒸汽管高度，確保爐水能完全覆蓋爐心燃料，以維持燃料安全。此程序依情境分為兩大路徑：non-ATWS 及 ATWS。non-ATWS 採取快速降壓灌水，ATWS 則先控制功率後，再進行降壓與注水的策略。

在 non-ATWS 情境下，運轉員須迅速降壓並注水至主蒸汽管高度，主要透過安全釋壓閥或其他方式洩壓，並持續注水至主蒸汽管高度，達到目標後持續監控

壓力與水位。在 ATWS 情境下，運轉員必須先將反應爐功率降至 20% 以下，避免因高功率低流量狀況，產生功率震盪。此外，也必須將注水流量控制在最小爐心蒸汽流量，以利用蒸汽冷卻燃料。若無法維持最小爐心蒸汽流量或需進行緊急洩壓時，應將反應爐壓力降至低壓貯水系統能有效注水的壓力(約 350 psig)，再逐步增加注水以恢復最小爐心蒸汽流量。一旦注入硼液並成功使反應爐停機，即可透過安全釋壓閥或其他方式持續降壓，並持續注水至主蒸汽管高度，確保爐水完全覆蓋爐心燃料並持續冷卻。

#### (6) C5 預期暫態未急停反應爐控制

C5 程序為預期暫態未急停反應爐控制(ATWS RPV Control)，在反應爐觸發急停後，無法確認控制棒已插入至最大次臨界位置，且無法在沒有硼酸條件下，機組能維持停機狀態。進入 C5 程序後，運轉員需同時執行功率控制(C5/Q)、水位控制(C5/L)及壓力控制部分(C5/P)三個主要分支，功率控制(C5/Q)主要是透過手動插入控制棒或注入硼液降低反應度，達到安全停機的目的；水位控制(C5/L)初期主要透過洩壓等方式降低水位，以降低反應爐功率，後續運轉員需儘可能將水位維持在燃料覆蓋或蒸汽冷卻的程度，確保燃料完整性。若水位無法維持在安全範圍或蒸汽冷卻不足時，則轉入注水策略，藉由足夠的注水流量確保蒸汽產生，持續冷卻燃料。壓力控制(C5/P)主要是利用旁通閥或洩壓閥維持壓力，在硼酸注入後逐步降壓並轉至停機冷卻模式，確保反應爐安全停機。另講師也說明進入 C5 程序後，建議優先執行水位控制，主要原因是可以儘早抑制自動洩壓系統，避免水位降低引動自動洩壓系統。

#### (7) 嚴重事故指引

嚴重事故處理指引的主要目的，是機組即將發生或已經發生爐心熔毀，而緊急操作程序無法有效防止燃料熔毀時，提供一套系統化的操作策略，協助運轉員控制與緩解事故的影響。課程說明爐心熔毀的關鍵判斷依據，係反應爐水位無法恢復並維持高於最低可接受水位(約-189 inch)，導致爐心冷卻不足。其徵兆包括反應爐注水流量長時間低於衰變熱移除所需流量、安全釋壓閥(SRV)尾管溫度顯示有過熱蒸汽排出；氫氣濃度持續增加，超過最低可測值；一次圍阻體輻射水平超過正常範圍且持續增加；反應爐金屬溫度高於對應壓力的飽和溫度。當確認上述條件，或判斷無法避免爐心熔毀時，即退出 EOP 並進入 SAG，採取適當的抑制與緩解措施。

SAG 的處理策略首先著重於恢復及維持爐心冷卻，依事件條件選擇適當的水

位控制(RC/L)路徑，例如圍阻體灌水或在燃料裸露時最大化注水。配合壓力控制(RC/P)與功率控制(RC/Q)，確保冷卻與注水效率。其次，針對圍阻體與抑壓池的壓力、溫度、水位及輻射狀況，採取乾井或抑壓池噴灑、排氣(Venting)等措施，避免圍阻體功能失效。同時監測氫氣與氧氣濃度，必要時起動惰化、混合等措施，將可燃氣體維持在安全範圍。整體策略遵循確保屏障完整性、維持爐心與圍阻體功能，並將放射性物質外釋降至最低的原則，即時監測數據動態調整操作，確保在不確定與資源受限的情況下仍能達到最佳抑制效果。

在模擬器進行 EOP 演練時，學員依電廠實際運作方式分為 SRO (Senior Reactor Operator)及 RO (Reactor Operator)，並由講師分別輔導。演練過程中，RO 依職責操作盤面，SRO 則擔任總指揮，透過 EOP 流程圖引導全體人員掌握反應器與一次圍阻體的控制，並下達操作指令。演練情境包含 ATWS、LOOP、SBO 等，當模擬情境發生時，講師針對各角色提供協助與說明，提醒注意反應器關鍵參數、相關系統及儀表狀態，並依異常操作程序與 EOP 規定進行處置。程序書以顏色分類置於盤面下方，便於即時取用，確保處理流程迅速有效。模擬器教室內另設有 EOP 流程圖看板，SRO 可隨時利用奇異筆標示機組狀態，清楚掌握應變進度。每次狀況結束後，講師會帶領學員依流程圖回顧並檢討，整理異常原因、處理步驟及決策過程，藉此強化學員對控制室運作與緊急應變的熟悉度。過程中亦查閱技術規範(Technical Specifications)與設計基準，幫助學員理解運轉限制，加深對緊急事件的操作程序。

## 二、參訪 Beaver Valley 核電廠

美國 Beaver Valley 核電廠位於賓夕法尼亞州比佛郡(Beaver County)，坐落於俄亥俄河(Ohio River)南岸。該廠有兩部核能機組，1、2號機均為西屋公司設計的三迴路壓水式核子反應器設施(PWR)，額定熱功率為2,900 MWt，裝置容量為958 MWe，是當地民生用電的重要來源。

1、2號機分別於1976年及1987年商業運轉，美國核管會於2009年審查同意第一次換照申請後，兩部機分別可運轉至2036年及2047年。兩部機的運轉執照於2023年9月轉移至 Vistra Corp.公司後，目前由該公司負責兩部機運轉與維護作業。美國 Beaver Valley 核電廠基本資料彙整如表四。

表四：美國 Beaver Valley 核電廠資料

	1號機	2號機
反應器型式	西屋公司壓水式3迴路	西屋公司壓水式3迴路
額定熱功率	2,900 MWt	2,900 MWt
裝置容量	958 MWe	958 MWe
核定正式運轉日期	1976年7月2日	1987年8月14日
運轉執照換發日期	2009年11月5日	2009年11月5日
運轉執照屆期日期	2036年1月29日	2047年5月27日
現況	運轉中	運轉中

資料來源：USNRC

Beaver Valley 核電廠的整體配置大致可分為發電設備廠區與其他周邊區域，其中發電設備廠區匯集與核能發電直接相關的廠房與系統，包含圍阻體廠房(Containment Building)、輔助廠房(Auxiliary Building)、汽機廠房(Turbine Building)、控制廠房(Service Building)、燃料廠房(Fuel Building)、除污廠房(Decontamination Building)，以及柴油機廠房(Diesel Generator Building)等；其他周邊區域則涵蓋冷卻水塔(Cooling Tower)、泵室(Pump House)、廢棄物處理廠房，以及燃料更換水儲存槽(Refueling Water Storage Tank)等設施，這些設施構成核電廠安全與穩定運轉的核心基礎。美國 Beaver Valley 核電廠俯視圖如圖七。



圖七：美國 Beaver Valley 核電廠

資料來源：USNRC

本次參訪 Beaver Valley 核電廠主要目的是為了解該廠用過燃料池老化管理與監測作業，並汲取 NRC 視察員查核用過核子燃料乾式貯存設施運貯作業等相關實務經驗，作為國內安全管制之參考，以下就參訪過程摘要說明：

#### (一) 用過燃料池老化管理與監測作業

本會參訪團隊於參訪期間前往1號機用過燃料池，實地了解用過燃料池布局及護箱吊運規劃。Beaver Valley 核電廠1號機用過燃料池在燃料廠房，為耐震一級結構 (Seismic Category I)，採鋼筋混凝土內襯不銹鋼板，以確保結構完整性。燃料池布局主要分為燃料貯存區(Spent Fuel Area)與護箱裝載區(Cask Area)兩個區域，並用閘門進行實體隔離。燃料貯存區主要係用來存放用過核子燃料，1993年貯存格架擴充後，目前可貯存1622束用過核子燃料，確保機組長期運轉情況下，用過燃料池有足夠的貯存空間。護箱裝載區則提供燃料運送與乾式貯存護箱作業的區域，廠房內也設置護箱吊車 (Spent Fuel Cask Crane)作為吊運乾式貯存護箱之用。Beaver Valley 核電廠也將吊車更新為避免單一失效吊車(Single Failure Proof)，確保即使發生單一零組件失效，仍不會喪失其吊掛負載的能力。操作上，電廠規定護箱吊車只能在護箱裝載區上方進行護箱吊運作業，不得跨越至燃料貯存區，以避免重物墜落撞擊用過核子燃料池，另定期檢查與維護，確保吊運作業安全。

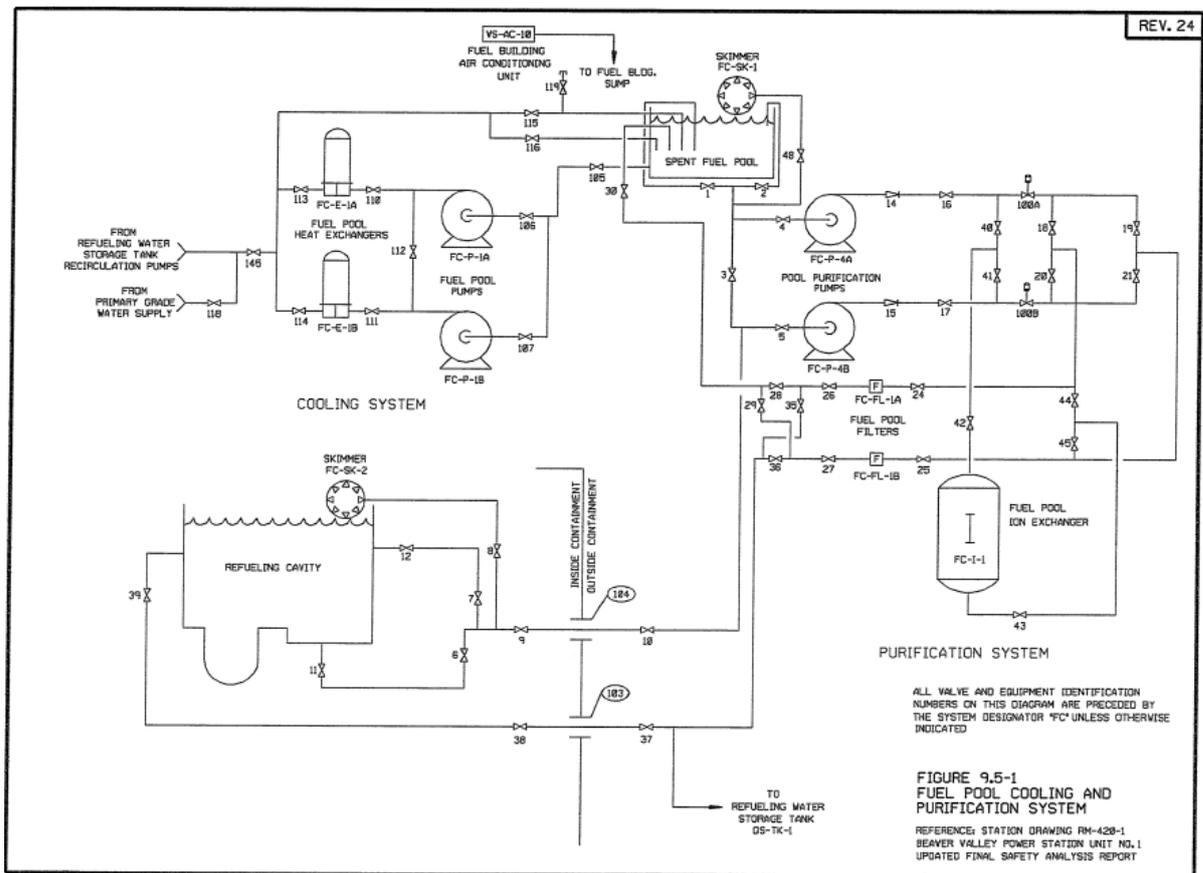
用過燃料池在運轉期間必須維持水溫與水質穩定，因此 Beaver Valley 核電廠設有燃料池冷卻與淨化系統，如圖八。在燃料池冷卻系統部分，該系統由兩串冷卻支系統組成，每串包含一部水平離心式冷卻水泵與一組熱交換器。運轉時，用過燃料池冷卻水泵自燃料池取水後，將池水送至熱交換器的管側進行熱交換，降溫後的池水再回流至燃料池，形成循環冷卻迴路。另一方面，熱交換器的殼側則由核機冷卻水系統 (CCW) 提供冷卻水，用於帶走用過核子燃料產生的衰變熱，以維持用過燃料池水溫度在規定限值內。在燃料池淨化系統部分，該系統由兩台用過燃料池淨化水泵、兩個相同容量的過濾器與一組離子交換樹脂等設備組成。運轉時，用過燃料池淨化水泵自燃料池取水，池水可選擇僅通過燃料池過濾器，或經過離子交換樹脂後再通過過濾器，最後送回燃料池。燃料池過濾器每日可處理的量約為1.5倍燃料池的水量；若透過離子交換樹脂處理，每日可處理約為0.5倍燃料池的水量。

表五：1號機用過燃料池冷卻與淨化水泵規格

	燃料池冷卻水泵	燃料池淨化水泵
數量	2	2
型式	水平離心式	水平離心式
容量（每台）	750 gpm	50 - 400 gpm
額定揚程	74 呎	158 - 143 呎
出口壓力	45 psig	80 - 74 psig
設計溫度	200°F	200°F
馬力	20 hp	30 hp
材質	沃斯田鐵不鏽鋼	沃斯田鐵不鏽鋼

資料來源：BVNPS FSAR

Beaver Valley 核電廠用過燃料池亦配置監測與警報系統，以確保用過核子燃料安全。燃料池設有水位監測儀，其訊號會持續傳送至主控制室，由運轉員即時監視；並配置高、低水位警報，一旦水位偏離安全範圍，系統會立即觸發警報，提醒運轉員採取適當補水措施。此外，用過燃料池亦設置水溫指示計，其訊號亦連接至控制室，供運轉員持續掌握池水溫度，並具備高溫警報，當冷卻不足或水溫異常升高時，能即時發出警報，起動對應的冷卻或補水作業。在正常情況下，燃料池冷卻與淨化系統可將水溫維持在約125~140°F，遠低於200 °F 設計限值，確保用過核子燃料安全。



圖八：1號機用過燃料池冷卻與淨化系統

資料來源：BVNPS FSAR

本次參訪期間，美國核管會也提供用過燃料池老化管理與監測等相關資料，主要包含中子吸收材料、水化學控制及結構監測等項目。其中中子吸收材料部分，Beaver Valley 核電廠於燃料格架中配置中子吸收材料，藉由硼的高中子吸收能力，確保用過燃料池維持次臨界狀態。目前1號機採用 Boral(碳化硼分散於鋁基複合材料)作為中子吸收材料；2 號機則採用 Metamic(碳化硼均勻分布於 6061 鋁合金基材中之金屬複合材料)作為中子吸收材料。然考量中子吸收材料長期浸泡於燃料池中，持續受到輻射與水化學環境影響，可能導致材料膨脹、脫層、硼含量降低等老化現象，進而影響中子吸收效能，Beaver Valley 核電廠已建立監測機制，於格架內配置中子試片(coupon)並定期取出，交由第三方獨立機構執行外觀檢查(如腐蝕、起泡、裂縫)及物理性質量測(如重量、比重、尺寸、硼含量)，以評估其完整性與功能維持情形。

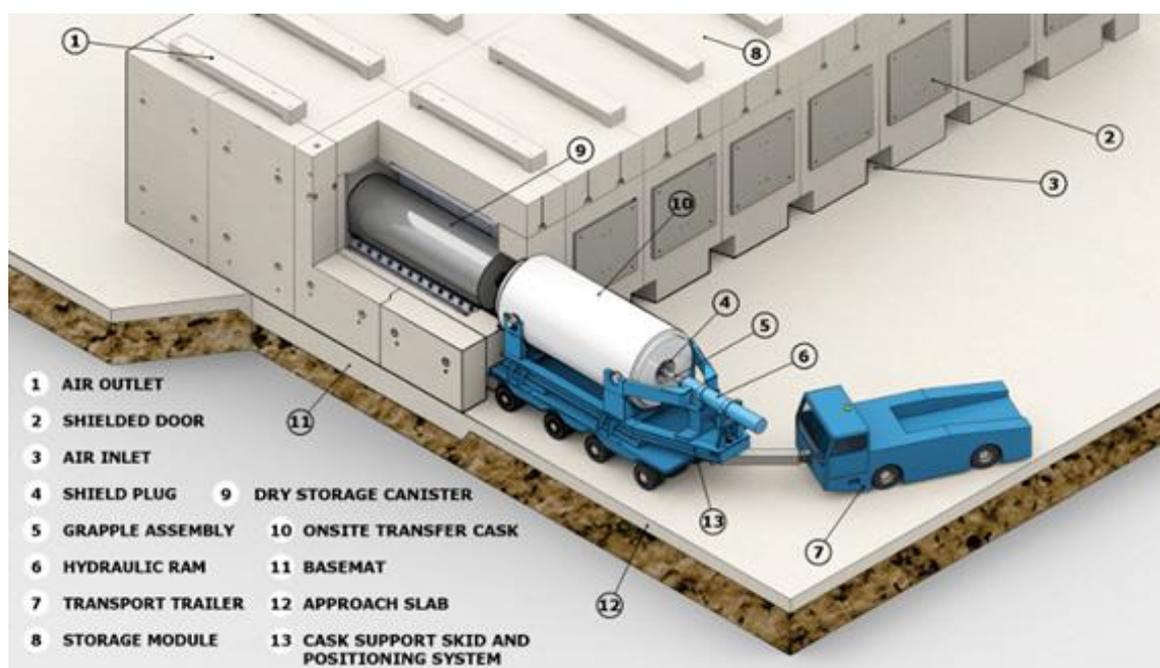
燃料池水質管理部分，主要納入 Beaver Valley 核電廠整體水化學老化管理方案中，透過監測與控制關鍵水質參數(如氯離子、硫酸根、導電度等)，避免燃料池結構、格架與材料產生腐蝕與劣化。Beaver Valley 核電廠水質管理依循 EPRI 指引及業界標準，定期執行取樣與分析，並建立異常追蹤處理機制，若發現超出控制範圍之情

形，將依據改正行動方案(Corrective Action Program, CAP)進行評估與處置，確保燃料池結構與功能之完整性。

結構監測部分，Beaver Valley 核電廠燃料池為混凝土結構並配置不銹鋼內襯，潛在老劣化機制包含混凝土裂縫、剝落、滲水、鋼筋外露及襯材腐蝕等。為確保結構完整性，Beaver Valley 核電廠已建立結構監測計畫，定期對電廠結構(包含燃料池)進行目視檢查，必要時輔以非破壞檢測或材料取樣，檢查項目涵蓋混凝土表面劣化、鋼材腐蝕跡象、塗層脫落、池壁滲漏或變形等異常情形。所有檢查均依據 ASME Code Section XI (IWL/IWE)及 NRC 管制導則(Regulatory Guide)相關標準執行，並建立檢查紀錄，發現缺失時亦納入 CAP 進行評估、修復與追蹤。透過系統化與週期性的監測機制，確保燃料池結構持續符合設計功能。

## (二) 用過核子燃料乾式貯存設施運貯作業

Beaver Valley 核電廠廠址內已建置20組 Orano TN 公司開發的 NUHOMS 水平式乾式貯存系統(NUTECH Horizontal Modular Storage, NUHOMS®)，其中10組為 NUHOMS 37PTH 形式，另10組為 NUHOMS EOS 37PTH 形式。此種混凝土模組的設計形式可裝載37束 PWR 用過核子燃料，總計貯存740束用過核子燃料。NUHOMS 系統的設計概念係將密封鋼筒(Dry Shielded Canister)以水平方式置入鋼筋混凝土結構模組中，混凝土提供輻射屏蔽與結構保護，而冷卻則仰賴鋼筒周圍的自然空氣對流方式，確保燃料在貯存期間維持安全。NUHOMS 系統示意圖如圖九。

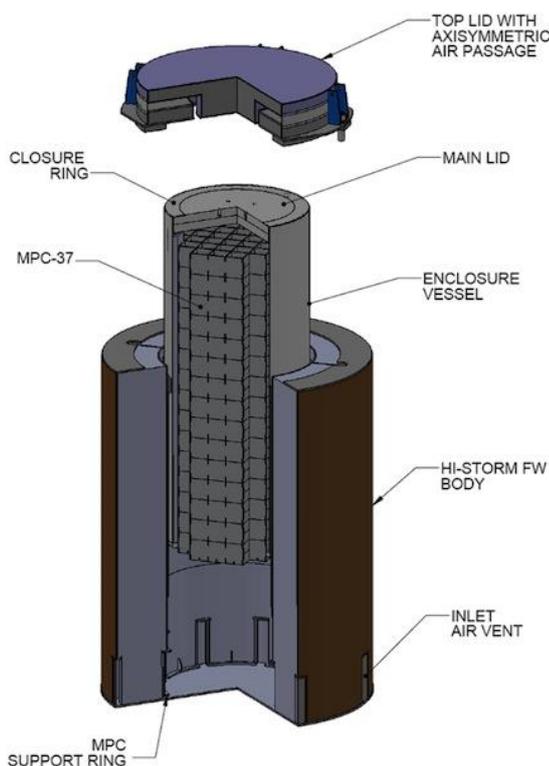


圖九：NUHOMS 系統

資料來源：Orano TN 公司網頁

近年 Vistra Corp.公司決定將乾貯系統更換為 Holtec International 公司開發的 HI-STORM FW 直立式混凝土護箱系統，並於2025年6、7月期間進行1號機燃料池內用過核子燃料移至乾貯設施，預計裝填 7 組 HI-STORM FW 護箱，總計貯存 259 束燃料。HI-STORM FW 系統的設計概念係將密封鋼筒以垂直方式置入混凝土護箱中，護箱底部設有進氣口，冷空氣由下方流入，經由鋼筒與混凝土護箱之間的環狀通道上升。熱空氣受熱上升後，從護箱頂部的排氣口釋放至大氣，透過自然對流與輻射屏蔽達成安全貯存的目標。HI-STORM FW 護箱如圖十。

美國 NRC 為確認 Beaver Valley 核電廠 HI-STORM FW 護箱運貯作業符合法規及安全要求，亦安排由 Region I 視察員 Aaron Kostick、Christian Hargest 及 Christ Borman 執行現場視察，包含運轉前的試運轉作業，以及第一組 HI-STORM FW 護箱運貯作業。本會參訪團隊則在 NRC NMSS 的資深視察員 Jeremy Tapp 陪同下，觀摩 NRC 視察員對第一組 HI-STORM FW 護箱運貯作業，並與美方就相關議題交換意見，藉此了解美國在乾式貯存設施管制的經驗。



圖十：HI-STORM FW 系統

資料來源：Holtec International 公司網頁

本次觀摩 Beaver Valley 核電廠乾貯設施運貯作業前，由 Vistra Corp.公司向 NRC 視察員及本會參訪團隊，說明1號機執行 HI-STORM FW 乾貯系統運貯作業流程，包含燃料裝載、密封鋼筒排水、真空乾燥、氬氣回填、封銲及護箱運搬與貯存等階段。首先

電廠作業人員會將多用途密封鋼筒(Multi-Purpose Canister, MPC)置入 HI-TRAC VW 傳送護箱，並吊入用過燃料池中，於水下裝填用過核子燃料。隨後將傳送護箱(內含裝填用過核子燃料之密封鋼筒)送至除污廠房後進行 MPC 上蓋封鋸，並以目視檢測(Visual Testing)與液滲檢測(Penetrant Testing)等非破壞檢測方式確認鋸道符合要求，再進行真空抽氣與氮氣循環乾燥，確保水分排除並回填氮氣，最後執行氮氣測漏驗證封鋸之氣密性。完成封鋸作業後，於廠房外將 MPC 由 HI-TRAC VW 傳送護箱傳送至 HI-STORM FW 護箱，再藉由多軸油壓板車沿著指定的路徑，將護箱搬運至用過核子燃料乾式貯存場，再由護箱搬運車(Vertical Cask Transporter, VCT)吊放至乾貯場之指定位置進行暫時貯存。

本次參訪過程中，NRC 視察員與參訪團隊實地觀察廠房外暫置的第一組 HI-STORM FW 護箱，以及密封鋼筒暫置區。電廠為防止異物掉落置密封鋼筒內，鋼筒頂部特別加蓋帆布，作為防範異物入侵措施之一。另外在護箱運搬過程中，由於燃料廠房至乾貯場之間的運輸道路承載能力等因素，無法直接使用 VCT 進行運送，電廠遂採用多軸油壓板車作為中繼工具，先將護箱運送至乾貯場入口處，再由 VCT 接續吊運至乾貯場指定位置。至於乾式貯存場部分，為確保安全與長期使用性，場區已設置排水系統，以避免積水影響基礎結構；此外，考量到 VCT 在乾貯場內移動時可能對混凝土基座(concrete pad)造成負荷，特別在乾貯場入口鋪設處鋼板，以分散重量並防止地面受損，確保乾式貯存場基座結構完整。有關 VCT 運作如圖十一。



圖十一：護箱搬運車(VCT)

資料來源：Holtec International 公司網頁

參訪團隊亦在燃料廠房外觀察 MPC，由 HI-TRAC VW 傳送護箱傳送至 HI-STORM FW 混凝土護箱等相關作業。電廠作業人員將一組已安裝銜接器的 HI-STORM FW 護箱，在燃料廠房外定位，再將傳送護箱吊至混凝土護箱上方，確認 MPC 吊具掛鉤與 MPC 連接座接合，略為吊起 MPC，開啟傳送護箱屏蔽門，緩慢下降 MPC 使其坐落在混凝土護箱底座上。完成 MPC 傳送後，吊離傳送護箱與銜接器，並拆除 MPC 吊具連接座，執行 MPC 表面污染擦拭取樣計測。最後安裝混凝土護箱頂蓋，並確認混凝土護箱之表面劑量率符合規定。上述作業遵循合理抑低(ALARA)原則，於 MPC 傳送過程中避免不必要的輻射曝露，並確保用過燃料安全轉移至乾式貯存護箱中，達到長期屏蔽與冷卻功能。

本次參訪期間除觀察乾式貯存設施外，亦針對安全相關議題進行交流，包含乾貯的法規、安全審查、現場視察作業、執照換發程序、老化管理等，NRC 視察員亦就視察程序書 IP 60855「乾式貯存設施的運轉作業(Operation of an Independent Spent Fuel Storage Installation)」說明現場視察的重點，在 MPC、傳送護箱等重物吊運作業時，吊車需符合避免單一失效或墜落分析要求，並檢查吊車、吊具及吊運路徑的安全性。在乾燥與氬氣回填過程中，各階段作業應符合安全標準，如真空乾燥、氬氣回填壓力，確保燃料與容器維持在安全分析限制內。焊接與非破壞檢測部分，須由合格人員依相關規定執行，並注意可燃氣體濃度符合安全範圍。護箱載運過程中，須確認道路承載能力。針對本次參訪過程，美國核電廠現場實務經驗均可作為國內核電廠安全管制之參考。

## 肆、心得及建議

本次參與美國 NRC 技術訓練中心課程並參訪 Beaver Valley 核電廠，有以下經驗可供參考：

- 一、我國核一、二、三廠運轉執照均已屆期，進入除役期間。在用過核子燃料仍暫存在反應爐或用過燃料池期間，台電公司持續執行與用過核子燃料安全相關系統設備之維護管理作業，確保用過核子燃料安全。本次參與美國 NRC 舉辦沸水式反應器技術課程與模擬器訓練，有助於熟悉系統概念、技術規範、異常事件處理等，強化我國核電廠除役期間的安全管制技術與能力。
- 二、在 NRC 技術訓練中心受訓期間，與美方駐廠視察員共同學習，彼此交流視察作法與經驗，進一步理解 NRC 在管制作為上的重點與方法。講師亦透過情境演練，引導學員查閱運轉技術規範與緊急操作程序等，提升實務應用能力，對於視察員駐廠管制工作與技術精進，提供實質助益。
- 三、人才培育是核能安全管制的基礎，國際核能安全管理機關皆注重人員訓練，並投入充分的人力與資源。建議未來可持續推動主試員、駐廠視察員等專業人才的培養與訓練，並持續進行經驗傳承與資訊分享，以確保管制人力長期穩定，深耕核能安全管理量能。
- 四、本次參訪美國 Beaver Valley 核電廠的過程中，了解用過燃料池的老化管理與監測作法，並現場觀摩乾式貯存設施運貯作業，以及 NRC 視察員對乾貯設施的管制重點。透過現場參訪，能清楚理解國外管制機關的管制要求，也可以即時交流與討論，累積現場管制的經驗，作為我國安全管制作業的參考。
- 五、為使我國除役安全管理技術與專業知能得以與國際接軌，建議未來可持續派員前往美國或其他核能先進國家，參與技術課程、現場參訪或雙邊交流活動。透過與國際管制專業人員面對面的互動與經驗分享，掌握國際發展與脈動，培養國際化思維，厚實除役管制技術與能力。

## 附件：參訪照片



參訪團隊與 NRC 視察員合影



參訪團隊與 NRC 視察員討論安全管制相關議題



參訪團隊與 Beaver Valley 核電廠人員討論情形



參訪 Beaver Valley 核電廠