

出國報告（出國類別：實習）

赴美國參與觀摩核管會執行用過
核子燃料乾式貯存設施視察作業
及討論交流

服務機關：核能安全委員會

姓名職稱：王清鍾 技士

派赴國家：美國

出國時間：114 年 6 月 14 日至 6 月 23 日

報告日期：114 年 9 月 16 日

摘要

本次出國計畫係依據 113 年台美民用核能合作會議合作項目(FC-IN-NR-G23 and AE-NR-J2) 所執行，工作內容為赴美國觀摩美國核能管制委員會執行 Beaver Valley 核電廠用過核子燃料乾式貯存設施視察作業及討論交流，全程共計 10 天。本次主要觀摩用過核子燃料運貯視察作業及乾式貯存設施營運管理，並就用過核子燃料乾式貯存設施管制重點及視察程序等議題進行意見與經驗交流。觀摩美國核能管制機關執行核能電廠用過核子燃料乾式貯存設施之例行檢查，汲取管制經驗與技術，可作為我國乾式貯存設施之安全管制參考，以提升我國放射性廢棄物管制量能，強化設施營運安全。

目次

摘要.....	i
壹、目的.....	1
貳、過程.....	1
一、出國行程.....	1
二、過程紀要.....	2
(一) Beaver Valley 核電廠營運說明	3
(二) Beaver Valley 核電廠用過核子燃料乾式貯存設施	3
(三) Beaver Valley 核電廠乾式貯存設施視察觀摩交流	5
(四) 用過核子燃料乾式貯存設施管制經驗交流.....	9
(五) Holtec 公司 HI-STORM FW 乾式貯存系統淺析.....	12
參、心得及建議.....	18

壹、目的

我國三座核電廠 6 部機組已全數進入除役階段，核電廠除役首要關鍵在於移出核子反應器之用過核子燃料，接續進行反應器廠房除污及拆除作業，因此用過核子燃料乾式貯存設施為核電廠除役作業必要設施。為確保核電廠除役作業順利推行，核能安全委員會（以下簡稱核安會）已要求台電公司積極推動乾式貯存設施興建作業，以利除役作業之進行。

台電公司核一廠室外乾貯設施於今（114）年 5 月 1 日甫獲得核安會核發運轉執照，該設施目前已正式啟用，台電公司正陸續進行用過核子燃料裝填及運貯作業，核安會亦嚴格執行設施營運安全檢查作業，確保用過核子燃料運貯作業安全。核二廠室外乾貯設施亦於 114 年 1 月 2 日開始動工興建，核安會於設施興建期間，定期派員執行施工品質查核，嚴密監督設施興建品質。此外，核一、二、三廠室內乾貯設施興建計畫均已奉行政院核定，台電公司刻正辦理採購作業，委託專業廠商進行設施設計，並將於未來幾年陸續向核安會提出建造執照申請。

本次赴美國觀摩核能安全管制機關執行核電廠用過核子燃料乾式貯存設施運貯作業及營運之例行檢查，汲取相關管制經驗，以提升我國放射性廢棄物管制量能，並作為用過核子燃料乾式貯存設施管制參考，確保設施營運安全。核安會為放射性廢棄物安全主管機關，針對核電廠用過核子燃料的乾式貯存計畫，採取「安全優先，嚴密管制」的原則，並規劃一套完善的管制制度，嚴格執行乾式貯存設施相關申請文件審查及設施營運安全檢查，以確保用過核子燃料貯存安全。

本次出國計畫係依據 113 年台美民用核能合作會議合作項目(FC-IN-NR-G23 and AE-NR-J2) 之決議事項推動，也應美國核能管制委員會（U.S. NRC）的邀請前往（邀請函如附件），落實國際核能安全合作及精進放射性廢棄物安全管制。

貳、過程

一、出國行程

本次出國行程自 114 年 6 月 14 日起至 114 年 6 月 23 日止，共計 10 天，行程如下：

日期	行程	備註
6 月 14 日	台北→西雅圖	去程

6 月 15 日	西雅圖→匹茲堡→希平港	
6 月 16~20 日	希平港	參與觀摩美國核管會執行 Beaver Valley 核電廠用過核子 燃料乾貯設施視察作業
6 月 21 日	希平港→匹茲堡→西雅圖	回程
6 月 22~23 日	西雅圖→台北	

二、過程紀要

本次出國計畫行程規劃前往美國賓州河狸谷核電廠（Beaver Valley Power Station）觀摩美國核管會執行用過核子燃料乾式貯存設施視察作業，啟程從我國桃園國際機場先飛抵美國西雅圖塔科馬國際機場，再轉機前往位於賓州希平港（Shippingport）的 Beaver Valley 核電廠，電廠位置座落如圖 1、外觀如圖 2 所示。美國核管會本次執行 Beaver Valley 核電廠用過核子燃料乾貯設施視察作業人員，計有美國核管會 Region I 視察員 Aaron Kostick、Christian Hargest 與 Christ Borman 共同執行乾貯設施視察作業，另華盛頓特區總部核物料安全及保防辦公室（Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS）運輸與貯存安全資深視察員 Jeremy Tapp 則陪同並協助此次電廠觀摩交流。此外，我國駐美代表處科技組副組長羅彩月博士及核安會核能管制組林宣甫副研究員與楊杰瀚技士亦參與於 Beaver Valley 核電廠進行的視察行程。

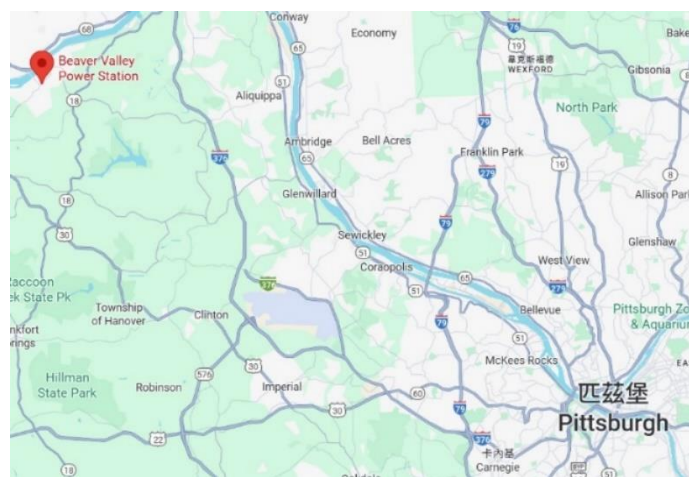


圖 1 賓州 Beaver Valley 核電廠位置
（資料來源：Google Map）



圖 2 Beaver Valley 核電廠外觀
(資料來源：美國核管會網頁)

(一) Beaver Valley 核電廠營運說明

Beaver Valley 核電廠位於賓州的希平港，鄰近俄亥俄河，距離匹茲堡西北方約 43 公里，現由維斯達能源公司 (Vistra Corp.) 營運，Vistra Corp. 目前為美國第二大核電集團，旗下擁有 Beaver Valley、Comanche Peak、Davis-Besse 及 Perry 等四座核電廠，總裝置容量超過 640 萬瓩 (6,400 MWe)。

Beaver Valley 核電廠擁有兩部西屋公司設計的三迴路壓水式反應器 (Pressurized Water Reactor, PWR) 機組，分別於 1976 年 10 月及 1987 年 11 月開始商轉，每部機組的裝置容量為 97.2 萬瓩 (972 MWe)。2023 年該電廠發電量約 150 億度 (15,000 GW·h)，占賓州總發電量約 6.5%。2007 年 8 月，Beaver Valley 核電廠當時的經營者 FirstEnergy (現為 Vistra) 公司向美國核管會提出延役 20 年申請，並於 2009 年 11 月獲審查核准，兩部機組運轉執照有效期限分別延長至 2036 年 1 月及 2047 年 5 月。

(二) Beaver Valley 核電廠用過核子燃料乾式貯存設施

Beaver Valley 核電廠最初將退出反應器的用過核子燃料貯存在用過燃料池中，1 號機組用過燃料池可貯存 1,627 束用過核子燃料，2 號機組用過燃料池可貯存 1,690 束用過核子燃料。然而，隨著用過燃料池貯存容量接近飽和，經營者 FirstEnergy 公司遂於 2012 年宣布計劃於 Beaver Valley 核電廠內建造獨立用過核子燃料乾式貯存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)，藉以提高廠內用過核子燃料的貯存能量。Beaver Valley 核電廠兩部機組預期在 60 年運轉期間將產生 4,991 束用過核子燃料，所有用過核子燃料已規劃先貯存於廠內的

乾式貯存設施中。

Beaver Valley 核電廠乾式貯存設施於 2015 年正式啟用（持通用執照），至 2022 年 9 月 1 日已有 20 組 Orano TransNuclear（TN）公司所開發之水平式貯存的 NUHOMS 混凝土屏蔽模組貯存系統（NUTECH Horizontal Modular Storage, NUHOMS[®]）投入使用，其中 NUHOMS 37PTH 系統與 NUHOMS EOS（Extended Optimized Storage）37PTH 系統各有 10 組，兩種型式混凝土屏蔽模組每組皆可裝載 37 束 PWR 用過燃料，共計貯存 740 束用過燃料。

混凝土屏蔽模組採水平置放方式，如圖 3 所示，於 1989 年起就陸續使用在美國各核電廠 ISFSI 設施，均採用室外貯存。此系統包含密封鋼筒（dry shielded canister, DSC）、水平貯存模組（horizontal storage module, HSM）及傳送護箱。TN 公司所發展之混凝土屏蔽模組稱為 NUHOMS 系列，PWR 及 BWR 電廠均使用相同之水平貯存模組及傳送護箱，但使用不同之密封鋼筒。TN 公司最新型之混凝土屏蔽模組為 NUHOMS-37PTH，可貯存 37 束 PWR 用過核子燃料，其中 4 束可為受損燃料，最大初始平均濃縮度為 5.0 wt%，最大燃耗達 62 GWD/MTU，及最短冷卻期間為 3 年，最大熱負載為 30 kW。另有 NUHOMS EOS 系列提供貯存更高熱負載之用過核子燃料，其熱負載達 50 kW。

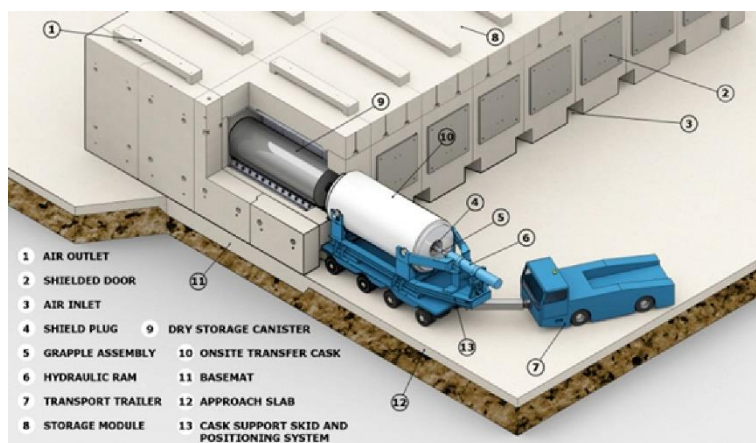


圖 3 NUHOMS 混凝土屏蔽模組貯存系統
（資料來源：Orano TN 網頁）

此外，根據 2025 年 5 月出刊的 StoreFUEL 期刊報導¹，Vistra 公司決定自 2025 年起，將 Beaver Valley 乾式貯存設施後續使用的貯存系統更換為 Holtec International 公司設計之直立式貯存的 HI-STORM FW MPC-37 混凝土護箱貯存系統，接續進行燃料運貯作業，該系統每組可容納 37 束 PWR 用過燃料。

¹ UxC StoreFUEL and Decommissioning Report, Vol. 27, No. 321, May 6, 2025.

(三) Beaver Valley 核電廠乾式貯存設施視察觀摩交流

此行首日由美國核管會資深視察員 Tapp 帶領入廠，於辦理人員劑量佩章申請後，至會議室與核管會 Region I 三位視察員會面。核管會視察人員說明本次 Beaver Valley 乾貯設施視察期間，該廠正在進行第 1 組 HI-STORM FW 混凝土護箱貯存系統燃料裝填及運貯作業，自 6 月 16 日凌晨開始裝填燃料，預計約連續 5 天 24 小時持續進行，可完成 1 組護箱裝載；圖 4 為燃料廠房外現場觀摩美國核管會視察員檢查密封鋼筒傳送作業。

Beaver Valley 電廠規劃初始階段將裝載 7 組 HI-STORM FW 混凝土護箱，截至 2025 年 7 月 31 日止，7 組護箱已全數完成裝載（6 月完成 2 組、7 月完成 5 組）²。

此外，本次觀摩 Beaver Valley 乾貯設施運貯作業前，由廠方向美國核管會視察員及核安會參訪團隊，說明此次裝載作業使用 Holtec 公司開發的 HI-STORM FW 乾貯系統，以及整個燃料裝填與運搬作業流程。HI-STORM FW 乾貯系統有三個主要組件，包括多用途密封鋼筒（Multi-Purpose Canister, MPC）、外包裝容器（overpack）（或稱混凝土護箱）及 HI-TRAC VW 傳送護箱（transfer cask），該乾貯系統已於 2011 年 6 月獲美國核管會核准使用。Beaver Valley 電廠 HI-STORM FW 乾貯系統的裝載作業流程，謹摘述內容如下：



圖 4 與美國核管會視察人員合照

² UxC StoreFUEL and Decommissioning Report, Vol. 27, No. 324, August 5, 2025.

1. 運送 MPC 密封鋼筒、HI-STORM FW 混凝土護箱及 HI-TRAC VW 傳送護箱至電廠。
2. 混凝土護箱安置於燃料廠房外定位，MPC 及傳送護箱移入燃料廠房內。
3. 將 MPC 置於傳送護箱內後，在 MPC 外壁與傳送護箱內壁間之環狀間隙處裝設防止異物裝置。
4. 將傳送護箱緩慢吊入用過燃料池至裝載區定位，同時將環狀間隙注入未受污染的水，並連續注入保持正壓，以避免燃料池池水污染 MPC 外壁與傳送護箱內壁。
5. 將用過核子燃料吊入 MPC 中。
6. 完成燃料裝填後，裝上 MPC 上蓋（lid）。
7. 將傳送護箱吊離用過燃料池，並吊至除污廠房進行除污。
8. MPC 封銲作業：
 - (1) MPC 上蓋封銲後，銲道表面執行液滲檢測（Liquid Penetrant Testing, PT）以確認銲道品質符合規範。
 - (2) 進行 MPC 銲道壓力測試（lid-to-shell weld pressure testing）後再執行液滲測試。
 - (3) MPC 內部排水。
 - (4) MPC 抽真空乾燥。
 - (5) MPC 填充氮氣。
 - (6) 銲接排水與排氣接頭封口蓋，完成後執行液滲檢測。
 - (7) 進行氮氣洩漏測試。
 - (8) 密封環（closure ring）安裝銲接，完成後執行液滲檢測。
9. 將安置於燃料廠房外定位的混凝土護箱，安裝並測試銜接器（mating device）及屏蔽門液壓驅動設備。
10. 使用燃料廠房吊車將傳送護箱吊至混凝土護箱上定位。
11. 使用吊車將吊具與 MPC 連接，開啟傳送護箱屏蔽門，將 MPC 降至混凝土護箱內。
12. 將 MPC 吊具與 MPC 連接座脫離，並吊離傳送護箱。
13. 執行 MPC 表面污染偵檢。
14. 安裝混凝土護箱屏蔽塞及上蓋。
15. 執行混凝土護箱表面輻射劑量偵檢。
16. 使用多軸油壓板車（dolley），將混凝土護箱緩慢運送至乾貯場。
17. 多軸油壓板車移動至乾貯場的指定位置。

18. 利用停放於乾貯場內的垂直護箱搬運車(Vertical Cask Transporter, VCT)將混凝土護箱從多軸油壓板車上移動至乾貯場之指定位置進行長期貯存。
19. 混凝土護箱通氣出口安裝溫度監測器，定時監測通氣出口溫度。
20. 乾貯場周邊設置環境輻射監測器，連續監測乾貯場環境輻射。

乾式貯存場巡查部分，現場已有 20 組水平式貯存的 NUHOMS 混凝土屏蔽模組進行長期貯存，現場巡查主要針對乾貯設施監測作業，檢查項目如下：

1. 混凝土模組溫度監測

NUHOMS 混凝土模組於運轉中的熱移除能力主要藉由空氣的對流來達成，此對流係由貯存於密封鋼筒之用過核子燃料的衰變熱來驅動，使混凝土模組中的空氣因受熱向混凝土模組上方的出氣孔排出，而外界的冷空氣則由混凝土模組下方的進氣孔進入，而產生對流循環，將熱量排出。由於此冷卻方式為被動式，故不需做熱移除測試，但現場檢查仍須確認各貯存模組進氣與出氣孔道的暢通，無異物堵塞之情形。Beaver Valley ISFSI 設施每個混凝土模組通氣出口均有建置 2 個溫度感測器(Resistance Temperature Detector, RTD)即時監測混凝土模組溫度，貯存模組於運轉中的熱移除能力，可藉由遠端監測的溫度量測設備來確認。

2. 環境輻射監測

Beaver Valley ISFSI 設施設有環境輻射監測器，即時監測該區域之輻射強度。視察員現場檢查需進行獨立輻射調查，偵測混凝土模組及場址附近之輻射狀況。若視察員對輻射劑量或輻射監測作業有疑慮，可將檢查結果轉交給設施輻防督導人員，以進行 ISFSI 輻射作業影響評估。

3. 混凝土模組外觀結構檢查

現場檢查應確認混凝土模組外觀結構若產生可能影響輻射屏蔽之瑕疵時，電廠是否按規定立即進行修（填）補作業。混凝土模組外觀檢查則參考 ACI 201.1R (Visual Inspection of Concrete)，以目視檢查進行混凝土表面結構的現況識別與評估，以便及早發現瑕疵，並進行適當的維護或修復。

此外，有關廠房外設施部分，本次亦實地觀察廠房外暫置的第一組 HI-STORM FW 混凝土護箱，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，作為防止異物入侵措施之一。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不足等因素，無法直接使

用 VCT 進行運送，電廠遂採用 dolly 作為護箱運送車，先將護箱運送至乾貯場入口處指定位置，再由 VCT 接續吊運至貯存場中完成定位。

在燃料廠房外進行 MPC 由 HI-TRAC VW 傳送護箱傳送至 HI-STORM FW 混凝土護箱之作業時，一組已安裝銜接器及屏蔽門液壓驅動設備的 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，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 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。

參訪期間亦前往 1 號機用過燃料池，實地瞭解用過燃料池布局及護箱吊運規劃。該廠燃料池設計分為燃料貯存區與護箱裝載區兩個區域，並用閘門進行實體隔離。燃料貯存區主要係貯存用過核子燃料，護箱裝載區則提供燃料運送與乾式貯存護箱作業空間。另廠房內亦設置護箱吊車作為吊運乾貯護箱之用。Beaver Valley 核電廠也將吊車更新為耐單一功能失靈吊車（single failure proof crane），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，吊車僅能在護箱裝載區進行作業，並配合定期檢查與維護，確保吊運作業安全。

藉由本次觀摩美國 Beaver Valley 乾式貯存設施之經驗，其管理重點包括混凝土模組溫度監測、環境輻射監測、混凝土模組外觀結構檢查等。我國核一廠室外乾貯設施使用的用過核子燃料乾貯系統 INER-HPS³在溫度監測方面，於混凝土護箱每個出氣口（共 4 個）各安裝 1 個溫度感測器（RTD），溫度感測器配有連續記錄器；另於貯存場中間位置及乾貯場外，各安裝 1 個溫度感測器，以測量環境溫度，並與混凝土護箱出氣口之溫度執行差異比較（溫差需小於 36.6℃），若超過規定限值，將有警報示警。電廠每日也會定時檢視監測數據至少一次，乾貯場的場內、外溫度及每組護箱平均溫度與場外溫度差的即時監測結果亦公開於台電公司核能後端營運處網站。此外，電廠每月也會派員巡查一次，確認全部共 4 個進氣口與出氣口之欄網未受阻礙，確保各貯存護箱通氣孔道之通暢。

另我國核一廠室外乾貯場之環境輻射監測係依照核一廠環境監測計畫，沿用

³ 核一廠室外乾貯設施使用的高功能用過核子燃料乾式貯存系統（INER High Performance System, INER-HPS），係由國家原子能科技研究院技轉自美國 NAC 國際公司，並因應我國法規及核一廠特殊條件所發展出來。該系統除符合國際品質要求外，亦具有高屏蔽功能及易維修設計。

該廠現有的環境輻射監測器（連續監測方式）、TLD 熱發光劑量計及連續空浮取樣器，全天候 24 小時監測該區域之直接輻射強度。此外，配合機動性定期環境偵測及混凝土護箱貯存作業等輻防管制，全盤掌握場址附近之輻射狀況，以確實掌握對場界周遭環境造成之影響。核一廠室外乾貯場四周已增設兩部環境輻射監測器（乾貯南站與乾貯北站），乾貯場輻射即時監測結果亦公開於台電公司核能後端營運處網站。

在混凝土護箱外觀結構檢查方面，我國核一廠室外乾貯設施使用之 INER-HPS 乾貯系統，為因應核一廠之特定需求，特於混凝土護箱外加混凝土屏蔽⁴(add on shield)，以符合廠界年劑量限值（小於 0.05 mSv/y）之特殊設計要求。混凝土護箱本體或外加屏蔽如發現受損，將立即進行修（填）補作業。外加屏蔽外觀結構目視檢查參考 ACI 201.1R。

綜上，顯見我國在用過核子燃料貯存安全管理作法與美國 Beaver Valley 乾式貯存設施一致。

(四) 用過核子燃料乾式貯存設施管制經驗交流

此行除觀摩美國核管會執行 Beaver Valley 乾式貯存設施視察作業外，亦藉此機會與核物料安全及保防辦公室資深視察員，針對用過核子燃料乾式貯存設施安全相關議題進行廣泛討論及交流，討論內容涵蓋乾貯設施管制重點、視察程序、執照審查、換發程序等。美國核管會視察員另針對老化管理，分享美國對乾貯設施監測的作法，避免乾貯系統結構或密封功能劣化。同時亦討論人力規劃，確保乾貯作業具備足夠專業人員與訓練，以維持乾貯設施運轉安全。以下謹就運轉中 ISFSI 運貯作業之視察程序，作重點說明：

1. 運轉中 ISFSI 設施的視察頻率（inspection frequency）：

根據美國核管會《檢查手冊 IMC 2690》⁵的「附錄：ISFSI 設施視察計畫指引」(Inspection Program Guidance for ISFSIs) 規定，於用過燃料裝載、卸載（unloading）及例行貯存作業階段，視察員在安排 ISFSI 設施運轉期間的三年期視察時，應遵循以下指引：（1）若執照持有人計劃於三年視察週期內進行裝載作業，則應在裝載作業期間進行檢查；（2）若視察週期內未排定裝載

⁴ 外加屏蔽置於混凝土護箱外，材質為鋼筋混凝土，其主要功能為降低對環境之輻射強度。其側面厚度為 35 cm，成環狀，分為四層，最下層呈四方形。頂部另有外加屏蔽板，厚度為 30 cm。

⁵ Inspection Manual Chapter 2690: “Inspection Program for Storage of Spent Reactor Fuel and Reactor-Related Greater-Than-Class C Waste at Independent Spent Fuel Storage Installations and for 10 CFR Part 71 Transportation Packagings.” (Effective Date: 10/16/2024)

作業，則應僅針對貯存作業執行監測檢查；(3) 應在三年週期提供的彈性範圍內安排檢查，以避免檢查間隔過長；(4) 若執照持有人執行用過燃料卸載作業，無論該週期內對該執照持有人的 ISFSI 運轉作業三年期檢查是否已完成，均應執行檢查。此外，若執照持有人執行長期裝載作業（通常發生於電廠永久停止運轉後，計劃將燃料池內全部的用過燃料轉移至 ISFSI），則於長期裝載作業期間，每季執行一次檢查。

2. ISFSI 設施用過燃料裝卸作業之視察

用過燃料的裝載與卸載作業是 ISFSI 設施中風險顯著性最高的作業。若執照持有人計劃於視察週期內進行裝載作業時，核管會則會視察電廠第一組密封鋼筒及後續的裝載作業，以合理確保 ISFSI 設施能夠安全營運。

(1) 用過燃料裝載作業：

對於用過燃料裝載作業，在可行情況下，視察人員應直接觀察《檢查手冊 IMC 2690》「附錄 D：風險導向檢查優先順序指引」(Guidance for Risk Informed Inspection Prioritization) 所羅列具風險告知的裝載作業。若無其他具風險顯著性的考量，視察人員在廠區停留的大部分時間，預期應著重於觀察具高風險優先次序之作業項目。優先次序 1 級 (Priority Level 1) 作業期間，若檢查人員在場，則預期必須觀察此類作業；優先次序 2 級 (Priority Level 2) 作業應予觀察，除非其他檢查項目使其無法執行；優先次序 3 級 (Priority Level 3) 則由檢查人員自行決定是否觀察。

標準視察作業已依其相對風險進行評估並排定優先順序。優先次序 1 級的作業被認定風險最高，需投入檢查的工作量最大，優先次序 3 級的作業被認定風險最低，需投入檢查的工作量最少。各視察程序的視察資源章節規範完成該程序所需的整體工作量。對於用過燃料裝卸作業，視察員應參照《檢查手冊 IMC 2690》表 D-1 的指引（摘錄如下），對適用的視察程序中各項作業項目進行優先排序。

美國核管會 視察程序	作業項目	優先等級
60855 (註 1)	運轉中 ISFSI 設施	
2.02	裝載作業觀察	
	傳送護箱前置作業	3
	傳送護箱吊入燃料池	2

	密封鋼筒裝填燃料	1
	密封鋼筒裝填燃料查驗	2
	密封鋼筒上蓋安裝	2
	傳送護箱吊至操作區	1
	密封鋼筒上蓋封鋸	1
	密封鋼筒上蓋鋸道非破壞檢測	1
	密封鋼筒氣壓測漏	2
	密封鋼筒排水	2
	密封鋼筒真空乾燥	1
	密封鋼筒氮氣充填	1
	密封鋼筒氮氣測漏	1
	傳送護箱輻射偵測	1
	密封鋼筒傳送	1
	貯存護箱上蓋安裝	3
	貯存護箱移出廠房	3
	護箱運送至乾貯場	3
	貯存護箱輻射偵測	2
	重載吊運之操作、維護與檢查	註 2
2.03	燃料篩選	
	判定燃料為完整或受損	1
	燃料束尺寸與材料	2
	非燃料組件參數	2
	燃耗、濃縮度、熱負載、冷卻時間輸入驗證	2
	燃耗、濃縮度、熱負載、冷卻時間參數	1
2.04	維護與監測計畫	
	屏蔽測試	1
	ISFSI 基座材料狀況	3
	乾貯系統（DSS）通氣出口溫度監測	1
	ISFSI 邊坡穩定性	2
	DSS 材料狀況	1
	易燃物管制	1
	貯存護箱輻射偵測	2
2.05	品質保證計畫	
	改正行動	註 3
	ISFSI 自評、稽查與監測	2
2.06	老化管理計畫	1
註 1：《視察程序 IP 60855》（Operation of an Independent Spent Fuel Storage		

Installation, Effective Date: May 27, 2025)

註 2：關於吊車操作、維護與檢查的具體指引請參照《視察程序 IP 60854》與《視察程序 IP 60856》。

註 3：具體的改正行動文件應依據該議題的風險優先順序進行審查。

(2) 用過燃料卸載作業：

對於用過燃料卸載作業，涉及自 ISFSI 設施將乾貯系統中之用過燃料取出，並將燃料送回用過燃料池或轉移至其他組件（貯存或運輸用途）。因卸載作業風險較高，儘管該作業頻率較低，視察人員在可行情況下，應直接觀察所有卸載作業之進行。

3. ISFSI 設施貯存監測

ISFSI 設施在無進行用過燃料裝卸作業期間，進行長期營運及監測的相關作業，監測作業亦應包括場內貯存的超 C 類廢棄物（GTCC）。監測作業風險最低，因為許可作業屬靜態性質且 ISFSI 設施採用被動式安全系統。執行老化管理計畫（aging management program, AMP）並及早偵測及解決潛在缺陷，可確保 ISFSI 在監測階段的風險維持在低水平。對於 ISFSI 設施貯存監測之視察，係透過直接觀察、訪談或審查選定的紀錄，驗證 ISFSI 設施的監測作業是否依照核准的程序執行，以及是否在規定的時間內執行。

(五) Holtec 公司 HI-STORM FW 乾式貯存系統淺析

Holtec 公司開發的 HI-STORM（Holtec International Storage Module）FW 直立式通氣混凝土護箱貯存系統（Vertical Ventilated Storage System）（圖 5），HI-STORM FW 之 F 代表洪水（Flood），W 代表風（Wind），表示此種護箱之設計可抵抗洪水及強風造成的影響。Holtec 公司在 2009 年 9 月向美國核管會提出 HI-STORM FW 系統認證申請，於 2011 年 6 月取得合格證書（Certificate of Compliance, CoC）（Docket No. 72-1032）。

HI-STORM FW 乾貯系統有三個主要組件，包括多用途密封鋼筒（Multi-Purpose Canister, MPC）、由鋼材與混凝土構成的外包裝容器（overpack）（或稱混凝土護箱）及重量可視狀況調整的 HI-TRAC VW 傳送護箱（variable weight transfer cask）。HI-STORM FW 乾貯系統之設計理念與該公司先前設計的 HI-STORM 100 乾貯系統⁶相似，MPC 內有蜂巢式（honeycomb）設計之提籃，用來貯存用過核子

⁶ HI-STORM 100 名稱中之「100」係指系統的重量超過 100 公噸。

燃料，PWR 與 BWR 燃料使用相同之混凝土護箱及傳送護箱，但有各自之 MPC，PWR 燃料所用之密封鋼筒為 MPC-37，可貯存 37 束用過核子燃料，BWR 燃料所用之密封鋼筒為 MPC-89，可貯存 89 束用過核子燃料。HI-STORM FW 乾貯系統具有下列之設計特性：

1. 設計壽命達 60 年，較 HI-STORM 100 之 40 年為長。
2. 高貯存容量，每一組 HI-STORM FW 混凝土護箱可貯存 37 束 PWR 或 89 束 BWR 用過核子燃料，較 HI-STORM 100 貯存容量（32 束 PWR 或 68 束 BWR）為高。
3. 可貯存冷卻時間只有 1 年之用過核子燃料。
4. 在不考量燃耗信度（burnup credit）或釷（gadolinium）信度之狀況下，可貯存最大初始 ^{235}U 濃縮度達 5.0 wt % 之用過核子燃料。
5. 有較大之熱移除能力，設計基準熱負載達 46 kW，最大燃耗則可達 68.2 GWD/MTU。
6. 貯存隔間（storage cell）之開口加大而可貯存變形之用過核子燃料或貯放受損燃料罐（damage fuel can, DFC），每一個 MPC-37 最多可貯放 12 組 DFC。
7. HI-TRAC VW 傳送護箱可視護箱吊車之荷重能力而調整，以適合各種荷重能力之吊車。如果護箱吊車之荷重能力較大，則可增加屏蔽厚度以達到最佳之屏蔽效果。

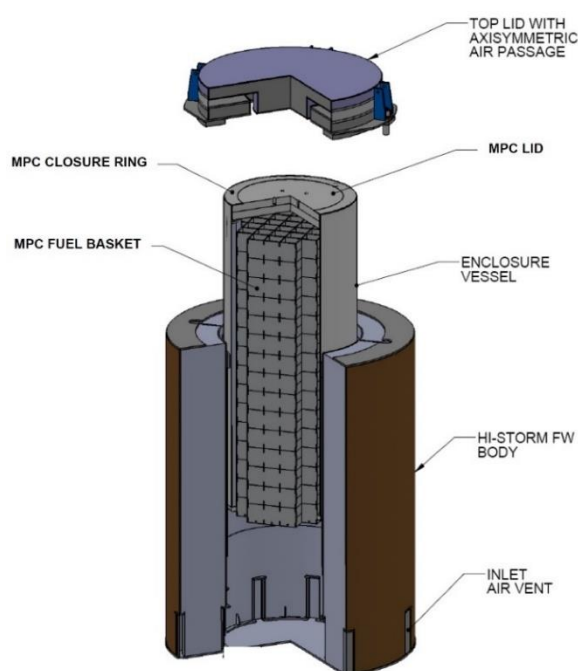


圖 5 HI-STORM FW 系統主要結構及組件
（資料來源：HI-STORM FW FSAR）

HI-STORM FW 乾貯系統三個主要組件之設計特性概述說明如下：

1. MPC 密封鋼筒

MPC 為圓柱形銲接之金屬包封容器，每種 MPC 的外徑皆為 75.75 英吋（約 1.92 公尺），最大高度為 213 英吋（約 5.41 公尺），差異僅在於不同型的 MPC 存放燃料束類型（BWR 或 PWR）及數量不同。MPC 結構組件包含內部燃料提籃（fuel basket）、底部基板（baseplate）、鋼筒外殼（shell）、上蓋（lid）及密封環（closure ring）。每種 MPC 會依據放置的燃料類型不同而有不同的提籃設計，提籃設計根據 ASME Code, Section III, Subsection NG，再加上美國核管會提供的替代方案。燃料束提籃銲接於鋼筒內側，吊耳位於 MPC 鋼筒內表面，吊耳亦為上蓋銲接前的軸向定位裝置，因此內部的吊耳只能在未裝填燃料束前使用，裝填後則無法再使用。

MPC 為多重的密封系統，其中上蓋可能為一層或雙層的圓盤，邊界銲接（edge-welded）於鋼筒外殼層，若是使用雙層的上蓋，係以最上層的上蓋為密封壓力邊界來做密封分析，下層的上蓋作為輻射屏蔽。上蓋設有通氣孔及排水孔，用以移除內部水氣與空氣並回填氦氣用，並於密封環安裝後銲接密封，密封環係以邊界銲接的方式銲接於鋼筒外殼及上蓋。MPC 所有密封邊界的材料皆為經美國核管會同意之 Type 316、Type 316LN、Type 304、Type 304LN 及 Duplex Stainless Alloy S31803 等五類不銹鋼所組成。

MPC 具有密封放射性物質的效果，其密封性的設計亦考慮在正常、異常及假設的意外事故情況下亦能維持。正常情況下 MPC 的設計壓力為 100 psig、異常狀況下為 120 psig，意外事故分為內部及外部，設計壓力分別為 200 psig、55 psig（依據 ANSI/ANS 57.9）。MPC 無使用任何閥件、襯圈、機械密封組件來密封，密封邊界設計及製造皆根據 ASME Code, Section III, Subsection NB。銲接的方式為多重銲接法，各個組件的銲接都須經過液滲檢測及容積檢測（Volumetric Examination）。液滲檢測為必要測試，容積檢測則為非必要。由於 MPC 為多重銲接的完全密閉系統，無任何螺栓或機械的密封組件，其設計在意外事故下能確保其密封完整性，設計皆依據美國核管會 Interim Staff Guidance-18（ISG-18）之規範，無密封邊界之疑慮，故無直接監測密封性的需求。

HI-STORM FW 之燃料提籃分為三區，如圖 6 所示。第一區位於燃料提籃之內圍，共有 9 個貯存隔間，用來貯存熱負載為中等之用過燃料；接著為第二區，共有 12 個貯存隔間，用來貯存熱負載最高之用過燃料；第三區位於

外圍，共有 16 個貯存隔間，用來貯存熱負載最低之用過燃料。HI-STORM FW 燃料提籃所使用的材料為 Metamic-HT⁷，其熱傳導係數約為 HI-STORM 100 所使用之不銹鋼之 10 倍。

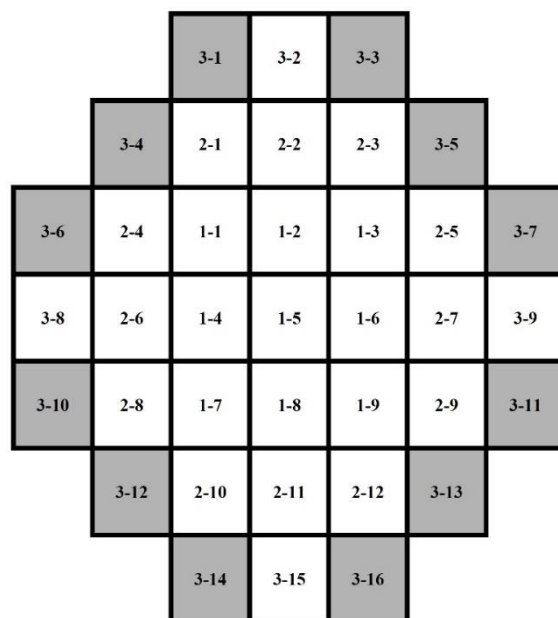


圖 6 MPC-37 燃料提籃之燃料分區
(資料來源：HI-STORM FW FSAR)

MPC 內部具有熱虹吸 (thermosiphon) 功能，內部之氦氣流動路徑如圖 7 所示，氦氣經由每一貯存隔間往上流，然後受熱的氦氣又從燃料提籃外圍空間往下流至 MPC 之底部。因此萬一有洪水入侵時，此熱虹吸作用使受熱的氦氣在 MPC 底部區域緊挨著洪水，可藉由洪水而加強所產生之對流冷卻效果。

2. HI-STORM FW 外包裝容器

HI-STORM FW 外包裝容器設計係以金屬及混凝土構成之混合系統，稱為 METCONTM 系統，貯存包封功能的主要結構材料為碳鋼，作為屏蔽功能的是普通的混凝土，混凝土包覆於內外層圓柱狀之低碳鋼殼、厚鋼底板及上蓋之間，混凝土結構的功能為提供中子及加馬射線之屏蔽，為確保混凝土在設計溫度下的穩定性，其組成需依據 NUREG-1535 之規範。

為最大程度發揮通風氣流的冷卻效果，其氣流路徑經過最佳化設計，把流體阻力降至最低。每個 HI-STORM FW 護箱之空氣通道 (duct) 採用 Holtec 公司的專利設計，在底部每隔 45 度均勻分佈，共設置 8 個垂直式狹長形之空

⁷ METAMIC-HT 是一種金屬基質複合材料 (metal matrix composite) 的商標名，其製造方式是將氧化鋁奈米粒子與細硼化矽粉末嵌入鋁的晶粒邊界中，從而提高高溫下的結構強度。

氣進氣口，空氣通道並採用內部折彎式流道（internally refractive contour），使氣流路徑之流體阻力達到最佳化的同時，亦將輻射涇流（radiation streaming）降至最低。當洪水之水位上升至空氣完全無法經由進氣口通道進入外包裝容器時，MPC 底部大部分外表面區域將浸沒在水中。在此情境下，雖然 MPC 外表面經由空氣循環之熱傳導效果受到抑制，但此減少的一部分會由洪水本身的對流冷卻效果加以彌補。空氣出氣口則位於外包裝容器上蓋，開口是窄的，以降低輻射涇流效應，但環繞圓周 360 度，以大幅增加氣流面積及降低流體之阻力。HI-STORM FW 之空氣進出口的佈置方式亦可降低風向對熱傳導之影響程度，空氣流動路徑如圖 8 所示。

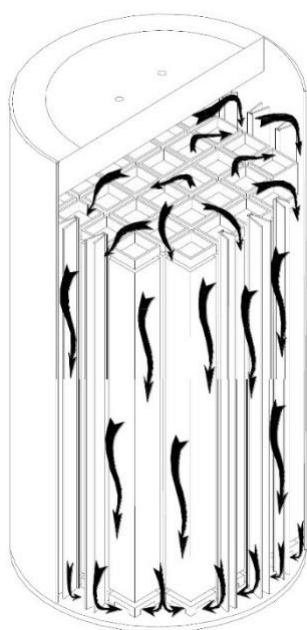


圖 7 MPC-37 內部之氮氣流動路徑

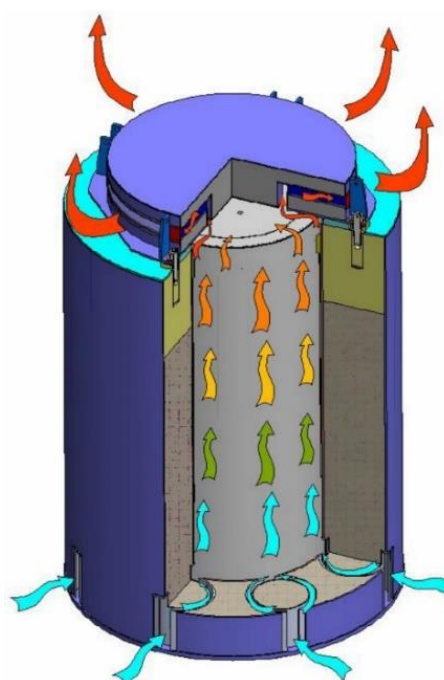


圖 8 HI-STORM FW 護箱之空氣流動路徑

（資料來源：HI-STORM FW FSAR）

3. HI-TRAC VW 傳送護箱

HI-TRAC VW 傳送護箱的材料為碳鋼，用來屏蔽中子及加馬射線功能的材料為分別為水和鉛。傳送護箱主體是由雙層圓柱形鋼殼所組成，內外層鋼殼之間填充鉛，主體外殼再加上一層額外的水護套層（water jacket），如圖 9 所示。HI-TRAC VW 之特點是其鉛及水護套層的厚度可隨護箱吊車之荷重能力作調整。如果護箱吊車之荷重能力較大，則可增加鉛及水護套層之屏蔽厚度以加強屏蔽效果。

由於進行運貯作業時，大部分的人為作業均於傳送護箱頂部，因此為了

避免吊耳軸（lifting trunnions）所產生的貫穿降低輻射屏蔽效果，Holtec 公司根據其在 HI-STORM 100 混凝土屏蔽護箱之經驗，於 HI-TRAC VW 傳送護箱設計不再使用吊耳軸，而是使用錨定在傳送護箱頂部鍛造之一對吊塊（lift blocks）進行吊掛作業，如圖 10 所示，並在吊塊上附加用來防止 MPC 滑出傳送護箱之裝置。

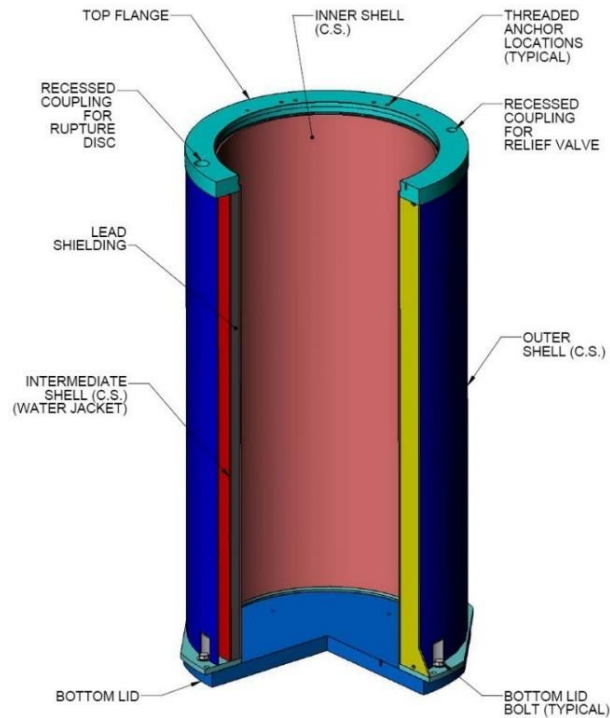


圖 9 HI-TRAC VW 傳送護箱的剖面圖

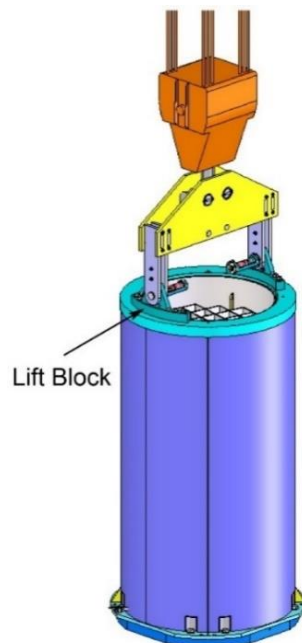


圖 10 HI-TRAC VW 使用 Lift Block 進行吊掛作業
（資料來源：HI-STORM FW FSAR）

參、心得及建議

- 一、美國 Beaver Valley 核電廠乾貯設施於 2015 年啟用，現已貯放 20 組 NUHOMS 混凝土屏蔽模組及 7 組 HI-STORM FW 混凝土護箱貯存系統，並設置護箱溫度及設施輻射劑量率即時監測系統。台電公司核一廠室外乾貯設施亦採用混凝土護箱，並設有護箱溫度及輻射監測系統，其營運管理與安全管制作法，可作為國內乾貯設施之參考。
- 二、本次參訪美國 Beaver Valley 核電廠期間，除瞭解乾貯設施營運管理與監測措施，並現場觀摩乾貯設施運貯作業，以及美國核管會視察員對乾貯設施的管制重點及檢查程序，可回饋精進核安會執行台電公司乾貯設施安全管制檢查與審查作業。建議未來應持續派員赴國外交流，汲取乾貯設施安全管制經驗與技術，以強化我國乾貯設施安全管制量能。
- 三、核安會已於 114 年 5 月核發核一廠室外乾式貯存設施運轉執照，並嚴格執行台電公司用過核子燃料運貯作業安全檢查，要求完善乾貯系統監測與維護管理，以確保設施安全。建議台電公司持續關注國際乾貯設施營運管理技術發展，核安會亦將持續關注國際安全管制規範要求，以確保我國用過核子燃料乾式貯存的安全管制與國際一致。

附件、美國核能管制委員會邀請函

May 6, 2025

Ms. Tracy Tsai-Yueh Luo, PhD.
Deputy Director, Science and Technology Division
Taipei Economic and Cultural
Representative Office in the United States
4201 Wisconsin Avenue, N.W.
Washington, D.C. 20016

Dear Ms. Luo:

On behalf of the American Institute in Taiwan, the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) invites Mr. Ching-Chung Wang of the Nuclear Safety Commission to travel to the United States to observe an NRC-conducted site visit at the Beaver Valley Power Station. This visit will take place from June 16 – 20, 2025, in Shippingport, Pennsylvania.

Please note, all expenses for travel and lodging will be self-funded.

If you or your staff have questions or need further assistance, please do not hesitate to contact me via telephone (+1-240-381-9495) or e-mail (marline.dominic@nrc.gov) and I will be pleased to assist you.

Sincerely,

**MARLINE
DOMINIC**

Marline Dominic

Digitally signed by
MARLINE DOMINIC
Date: 2025.05.06
16:18:02 -04'00'