

行政院原子能委員會
委託研究計畫 期末報告

「重要設備主動件監測管理及在除役各階段管
制人力資源排程之預警架構建立研究」

計畫編號：110B015

受委託機關 (構)：龍華科技大學

計畫主持人：丁鯤 教授

聯絡電話：02-82093211 轉 5132

E-mail address：kuenting@mail.lhu.edu.tw

協同主持人：沈志陽助理教授、涂崇一講師、石逸泉講師

研究期程：中華民國 110 年 7 月至 109 年 11 月

研究經費：新臺幣 89.48 萬元

核研所聯絡人員：胡進章

報告日期：110 年 11 月 19 日

目 錄

中文摘要	1
Abstract	2
壹、計畫緣起與目的	5
貳、研究方法與過程	7
一、主動件監測管理	7
(一) 主動件監測管理目的與定義	8
(二) 主動件監測管理方法	10
二、管制人力資源排程	14
(一) 目的	14
(二) IMC-2515	15
(三) IMC-2561	20
三、核能電廠除役研究知識庫建置	23
參、主要發現與結論	24
一、診斷與預測方法應用結果	24
(一) 理論模型	24
(二) 數據模型	26
(三) 混合方法	28
(四) 混合方法應用於主動件監測管理	30
二、管制人力資源排程	35
(一) 目的	35
(二) IMC-2515	36
(三) IMC-2561	51
(四) 除役各階段人力資源估計	55
三、核能電廠除役研究知識庫建置	57
(一) 知識管理系統	57
(二) PIRT 於除役綜合性研究之應用	60
肆、參考文獻	67

圖 目 錄

圖 1 EPRI 發展之主動件異常判斷與診斷系統架構[Ref. 1]	8
圖 2 NRC 管制/視察主要面向[Ref. 12]	15
圖 3 T1 vs T2 圖	32
圖 4 參數重要度	33
圖 5 R-squared 圖	34
圖 6 DModX 趨勢圖	34
圖 7 完成之 PLS 模型	35
圖 8 完成之 PCA 模型	35
圖 9 基於知識平台功能所設計之知識分類方法	60
圖 10 以 PIRT 矩陣表現 SDA、IDC 要求在 PIRT 之分析結果	66

表 目 錄

表 1 三種診斷與預測方法類別的特徵.....	12
表 2 IMC-2515 附錄 G 建議增加視查次數之程序書.....	38
表 3 IMC-2515 附錄 G 建議減少視查次數之程序書.....	40
表 4 IMC-2515 附錄 G 建議維持視查次數之程序書.....	43
表 5 IMC-2515 附錄 G 基礎視察方案-團隊視察	46
表 6 IMC-2561 除役過渡階段之預估年平均視察人時數 (Cat. 1)	52
表 7 IMC-2561 附錄 B-1 酌情視察(Discretionary Inspections)(部分)	54
表 8 除役知識相關研究主題分類.....	61
表 9 SDA、IDC 與除役知識相關研究主題分類之關聯性.....	62
表 10 SDA、IDC 於 PIRT 評分結果	65

中文摘要

為確保核能電廠除役工作保有效率且安全，主動設備之監測管理是重要的一環，本計畫主要著重在除役過渡階段之核能電廠留用設備之效能與異常監測，由於該類設備已使用相當長的一段時間，有些甚至已經超過 40 年，有相當顯著的機會發生故障，進而造成電廠冷卻、淨水、通風、電力、偵檢等功能發生異常。由於核能電廠留用設備其運轉數據仍會持續留存於數據蒐集系統，因此可以藉由分析這些數據了解其設備劣化的跡象，進而提早進行維修或歸納其失效原因，如數據表現可充分的證明其設備並沒有衰退的跡象，電廠亦可減少該設備之例行檢修，進而減少人力成本及人員劑量。

本計畫除探討主動設備之管理方法外，亦針對除役各階段管制人力資源排程進行探討，此部分將參考國際上具有核能電廠除役經驗之管制單位，其在除役電廠管制上所耗費之人力及工作內容，做為我國管制單位未來人力訓練、規劃之參考，資料包含美國 NRC (Nuclear Regulatory Commission) 所發布之 Inspection Manual Chapter 2561 Decommissioning Power Reactor Inspection Program 及其所指定之相關 IP 程序書。人力資源規劃可能受到主動設備臨時運轉故障之影響，因此前項主動設備運轉狀況之監測預警或遠端監視亦有助於管制人力資源的簡省。另外，管制人員的知識傳承、交流及培訓亦是漫長除役計畫的重要工作之一，本計畫亦會將研究成果及相關資料於除役研究知識管理平台中匯集、建置。

Abstract

For efficiency and safety of nuclear power plant decommissioning project, the monitoring and management of active equipment is an important part. This project mainly focuses on the effectiveness and abnormality monitoring of nuclear power plant retained equipment during the transitional phase of decommissioning. This type of equipment has already been used for a long period of time, some even more than 40 years, there is a significant chance of failure, which will cause abnormalities in power plant cooling, water purification, ventilation, electricity, detection and other functions. Since the operating data of the retained equipment of the nuclear power plant will continue to be stored in the data collection system, it is possible to analyze the data to understand the signs of equipment deterioration, and then to repair it early or find the root cause of its possible fail, If the operation data can fully prove the equipment has no sign of decline, the power plant can also reduce the routine maintenance of the equipment, thereby reducing labor costs and personnel dosage.

In addition to discussing the management methods of active equipment, this project also discusses the scheduling of human resources control at each stage of decommissioning. This part will refer to the

authorities with experience in decommissioning nuclear power plants. The manpower consumption and work content are used as a reference for the future manpower training and planning of AEC (Atomic Energy Council) regulatory agencies. The information includes the Inspection Manual Chapter 2561 Decommissioning Power Reactor Inspection Program issued by the USNRC and its designated related IP procedures. Human resource planning may be affected by temporary failures of active equipment. Therefore, the monitoring and early warning or remote monitoring of the operating conditions of active equipment can also help save regulatory agencies human resources. In addition, the knowledge inheritance, exchange and training of regulatory agencies is also one of the important tasks of the long NPP decommissioning plan. This project will also collect and build research results and related materials in the decommissioning research knowledge management platform.

壹、計畫緣起與目的

配合核一廠進行除役過渡階段重要設備被動件與主動件維護管理方案研析，須執行重要設備主動件監測管理及在除役各階段管制人力資源排程之預警架構建立，以根據上述之結果提出除役期間人力資源排程之預警的要項建議，本計畫主要目的如下：

1. 參考國際核能電廠重要設備主動件監測管理方法或案例，目標以數據建模方式提升主動設備異常之發現與發展預期之能力，提高設備之安全性及可靠度，並可逐步優化主動設備異常之判斷與預測能力。
2. 依國內核能電廠除役計畫進程及參考國外文獻、法規與除役經驗，並配合除役各階段可能之主、被動設備異常狀況，評估除役各階段管制/視察人力資源排程。
3. 將上述研究結果及相關內容建置於“除役研究知識管理平台”，使研究結果具備知識交流及傳承之功能與目的，並方便監管單位及相關研究人員了解研究成果之相關技術背景。

貳、研究方法與過程

一、主動件監測管理

參考國際於核能電廠重要設備主動件監測管理方法或案例，主動件之監測管理方法應包含有適當的演算法 (Algorithm) 以處理監測儀錶所產出之離線數據 (Offline Data)，且多以數據建模方式提升主動設備異常之發現與發展預期之能力，提高設備之安全性及可靠度，並可逐步優化主動設備異常之判斷與預測能力，主動件監測管理架構應包含：

- 數據蒐集及資料清洗方法
- 演算法及適用性說明
- 主動件異常分析結果與展現方式
- 異常趨勢及剩餘壽命 (Remaining Useful Life) 預估
- 異常診斷結果與後續處理、管理方法建議
- 主動設備分析案例介紹

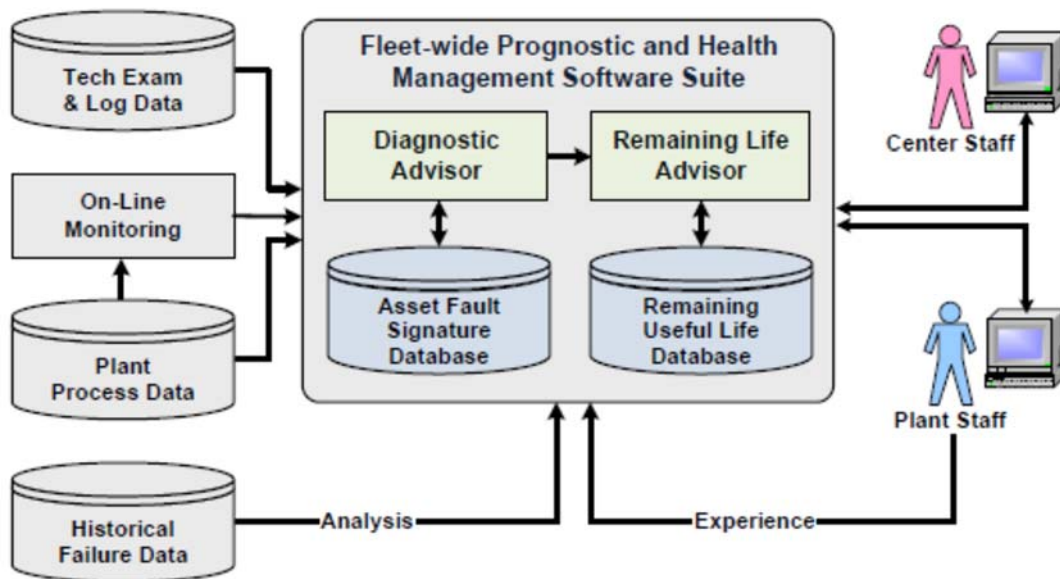


圖 1 EPRI 發展之主動件異常判斷與診斷系統架構[Ref. 1]

(一) 主動件監測管理目的與定義

進階診斷 (Diagnostics)和預測 (Prognostics)通常是指自動監控、狀態評估和初期故障檢測的應用，它還包括數位系統的自我檢測 (Self-Testing)和數位系統介面的校準驗證。在 MIL-STD 1309D [Ref. 2]條款 3.1.161 和 3.1.166 中可以找到診斷應用於工程設備的早期定義：

- 3.1.161 診斷 (Diagnosis)：執行的功能以及用於確定和隔離故障原因的技術。
- 3.1.166 診斷測試 (Diagnostic test)：為隔離被測試單元中的故障或確認確實存在故障而執行的測試。

進階診斷通常依賴於多種測試和方法，並且可能適用於

傳統方法無法完全診斷的情況。測試和證據的多樣性將其從一項任務提升為一門工程學科或技術。更準確地描述當前和未來診斷領域的定義是：識別和關聯多個測試的結果以確定系統狀況和狀態，並為最佳化維護工作提供所需建議的技術。

根據國際標準化組織，“故障預測 (failure prognostics)”指“預估失效的時間，和一種或多種現有和未來故障模式的風險估計” [Ref. 3]。另外從 MIL-STD 1309D 3.1.477 對預測 (Prognosis) 的定義，其為：“使用測試數據評估系統或設備以確定即將發生的故障的可能性”，此定義不涉及即將發生的故障之定量時間估計，僅涉及它們發生的可能性。預測目標包括剩餘使用壽命 (Remaining Useful Life, RUL) 的概念：預測的故障時間，超過該時間系統無法再用於滿足所需性能。”

有效利用診斷和預測的能力取決於多種技術的進步程度，這些進步可能需要針對不同的診斷或預測方法。然而，線上監測 (Online Monitoring, OLM) 的需求是由許多 (如果不是大多數) 診斷和預測需求所共享的，因為這兩個工作都依賴於隨時間變化之數據的密集趨勢。

在核能發電領域中，線上監測 (OLM) 已被用於兩個獨立的功能，這兩個功能可參考輕水式反應器可持續性線上監測

技術研討會[Ref. 4]中所給出的定義：1) 監測儀器和評估儀器校準的自動化方法，2) 在設施運行時評估組件、設備和系統的健康狀況，包括電廠之主動 (Active)與被動 (Passive)組件的自動化方法。本研究僅涉及第二個定義，與第一個定義相關之研究可參考 NUREG/CR-6895 [Ref. 5]。

(二) 主動件監測管理方法

主動件診斷與預測可概分為三種類型：(1)理論模型 (Model-Driven)，(2)數據模型 (Data-Based)，(3)混合方法 (Hybrid)，表 1 三種診斷與預測方法類別的特徵顯示這些類型的區別，分類方法是依測量/測試故障診斷方法不同而區分。理論模型的算法依賴於故障模式 (或一般的設備狀態) 和可觀察量 (Observables)之間的定量定義關係。數據模型方法其可觀察量則無法與設備狀態明確關聯，其算法使用經驗數據提供證據以支持診斷或預測，因此，歷史數據模型的可用性至關重要。理論模型的方法也依賴大量數據來驗證模型並估計其參數，大多數數據模型技術也利用理論模型來解釋設備壽命的外部影響 (溫度、振動、輸出)。混合方法既不是使用純粹的理論模型也不是僅由數據數據模型推算，相反的，他們使用某種形式的模型，有時是概念模型 (Conceptual Model)，並且可能依賴人工智能來分析測量數據以生成診斷或預測。

[Ref. 6]

可以使用四個類別來區分設備層次架構中的級別：零件 (Primitive，例如梁、管、焊點)、組合 (Assembly，例如閥門、二極管)、組件 (Component，例如齒輪箱、電路板) 和系統 (System，例如給水、通風，數字存儲)。層次架構中較高級別的設備通常比較低級別的設備具有更多的故障模式。因此，理論模型的技術主要出現在零件和組合級別，而混合和數據驅動技術則在組件和系統級別占主導地位。

表 1 三種診斷與預測方法類別的特徵

理論模型	混合方法	數據模型
診斷 (Diagnostics)		
測量值與實際損壞直接相關，並可幫助診斷，每種失效模式的實際損傷模型都可以用數學方式完整表達，模型參數是通過觀察或物理原理獲得的，模型不需要處於微觀水平，或涵蓋整個使用時間直到失效，需要能將可測量變量與設備狀態直接聯繫。	既不完全是基於理論模型也不是只有數據模型。混合方法可能基於具有經驗參數的理論模型或可能涵蓋多種失效模式的概念模型。概念模型呈現了一個可以理解但不一定用數學公式表達的過程。[Ref. 7]	因故障模式複雜、缺乏知識或無法測量與模型相關的可觀察量，導致建立理論模型較不切實際，因此，數據模型之設備狀況是通過間接特徵（例如噪聲）從外部觀察，設備性能的變化可用於幫助診斷。 從可觀察數值產生診斷結果的算法不是來自於物理模型，而是使用人工智能關聯數據模型與設備狀態。

理論模型	混合方法	數據模型
預測 (Prognostics)		
用於診斷的模型外推到壽命終止 (End of Life, EOL)以估計剩餘使用壽命 (Remaining Useful Life, RUL)。壽命消耗是根據過去的損耗估計的，並外推到預期的損耗。	用於診斷的模型根據經驗外推到 EOL 以估計 RUL [Ref. 8]。	RUL 是根據過去和當前性能的比較作經驗上的估計，這些方法中失效的發展是根據統計數據和模式分類，而非依損壞理論模型估計[Ref. 9]。

二、管制人力資源排程

(一) 目的

由於國內尚無核能電廠除役的完整經驗，審查單位在評估因電廠除役所需耗費之審查資源時亦缺乏依據，因此本研究將參考國際上具有核能電廠除役經驗之管制單位，其在除役電廠管制上所耗費之人力及工作內容，做為我國管制單位未來人力訓練、規劃之參考，因美國在除役工作之經驗較為充足，對於監管單位的審查流程也較為明確，因此本研究以美國 NRC 所發布之 Inspection Manual Chapter 2515 Light-Water Reactor Inspection Program—Operations Phase [Ref. 10]、Inspection Manual Chapter 2561 Decommissioning Power Reactor Inspection Program [Ref. 11]及其所指定之相關 IP 程序書為主，分析及統計其審查程序與耗費資源，供國內監管單位參考。

除役各階段管制/視察人力資源排程，管制/視察人力增減主要考量至少包含如下項目[Ref. 11]：

- 電廠狀態 (Plant Status)：持照者文件、計畫和程序已得到充分實施和維護，並反映了該電廠的除役狀態。
- 修改、維護和監視 (Modifications, Maintenance, and Surveillance)：持照者之活動、組織結構和程序控制措

施可以合理保證除役和用過燃料存儲可以安全並符合法規要求。

- 問題識別和解決 (Problem Identification and Resolution)：持照者之工作人員可以根據 NRC 批准的矯正措施計劃和其他品質保證要求，迅速識別出現的問題，對其進行評估並矯正所關注的問題。
- 輻射防護 (Radiation Protection)：持照者充分保護工作人員、公眾和環境，以免受輻射相關之危害。

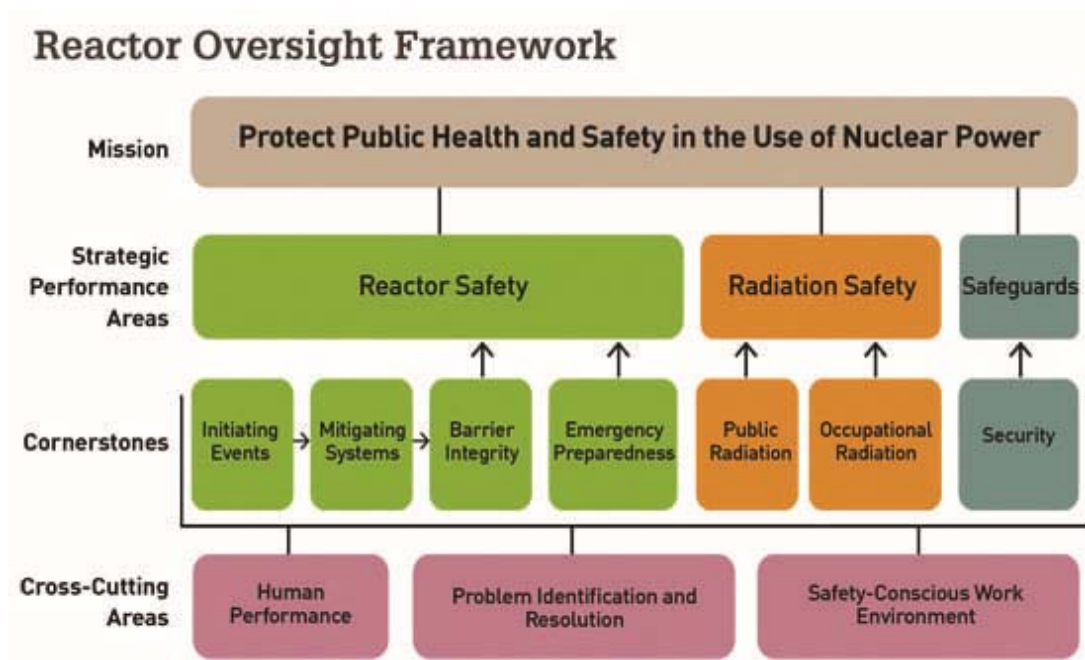


圖 2 NRC 管制/視察主要面向[Ref. 12]

(二) IMC-2515

IMC-2515 (Inspection Manual Chapter 2515)為 NRC 對運行中的輕水式反應器所制定之視察計畫，計畫主要目標在

於：

- 透過視察取得實際情況資訊，提供客觀證據，以證明反應器相關設施安全運行，並證明許可證持有者的活動不會對公眾健康和 safety 構成預期之外的風險。
- 在電廠對公共健康和 safety 可能達到不當風險的水平之前，確定造成此情況的原因。
- 識別那些可能具有普遍適用性的安全重大問題。
- 在發生普遍性事件時，為修改基礎檢查程序提供指導。

在 IMC-2515 之第 15 章及附錄 G 中涵蓋了電廠預備進入除役過渡期間的視察導則，NRC 官員從永久停止運行的核能電廠（如 Vermont Yankee, Kewaunee, Crystal River, 及 SONGS）中吸取經驗制定了此導則，這些電廠目前也根據 IMC 2561 進行檢查和評估，IMC-2515 第 15 章適用於電廠從 ROP (Reactor Oversight Process) 過渡到 IMC 2561 之間，在電廠運轉階段，NRC 仍會依據 IMC 0305 “運轉反應器評估方案” 實施整體性的 ROP 視察、性能指標、評估和執行方案，但 ROP 框架內的靈活性仍可供 NRC 根據需要調整檢查工作（例如，時間和樣本大小），以便在持照人準備永久關閉時有效監督電廠的安全運行。使用本導則時，建議 NRC 官員可考

慮 IMC 2515 附錄 A “風險知情基線檢查計劃” 中的訊息，以製定電廠特定的檢查計劃，以確保 ROP 基線 (Baseline) 計劃充分完成，檢查工作的調整決定通常會根據檢查的歷史結果、績效指標、執行結果和操作經驗，從過去的經驗可以發現此視察之重點部分在於：停機支援、維護（預防和矯正）、輻射防護、安全、緊急準備、矯正行動計劃和安全/保安文化系統。

建議在永久關閉前大約 18 個月，重新評估視察計劃，以便在電廠進入運營的最後一年；開始從運營階段過渡到除役階段時，重新分配 NRC 的視察資源。導則其他相關內容，請參閱 IMC 2515，附錄 G：“準備過渡到除役階段的反應器基線視察導則”。附錄 G 提供了對視查活動的調整建議，視察資源的調整一般是透過 NRC 內部評估後，再視情況予以批准。在電廠永久停機前 12 個月與 NRR (Nuclear Reactor Regulation) 協商，由區域部門主管或指定人員主持的季度評估很有幫助。從歷史上看，在運轉的最後一年，DRP (Division of Reactor Projects) 管理層向區域管理員簡要介紹了季度評估結果。在這些季度評估期間，反應器安全司 (Division of Reactor Safety, DRS) 和核材料司 (Division of Nuclear Materials, DNMS) 工作人員的參與非常有價值。

駐廠視查人員應由 DRP 保留，在從 IMC 2515 過渡到 IMC 2561 監督期間，駐廠視查人員可協助 DNMS 進行視查。在過渡到除役的最後階段，DNMS 與 DRP/DRS 之間需要在檢查範圍上進行高度協調。在上述的過渡期間中，ROP 持續有效，直到持照人證明所有燃料已從反應器中永久移出並放入用過燃料池中。IMC 2561 中也包含了電廠永久關閉後保留駐廠視察員 (Resident Inspector, RI) 的詳細資訊。

在持照人根據 10 CFR 50.82 (a) (1) (ii) 提交書面證明停止運轉後，NRC 地區官員應向持照人發出信函，記錄此電廠已從 ROP 中移除。這些信函的示例可以在 Vermont Yankee 的 ADAMS (Agencywide Documents Access and Management System) 登記號 ML15020A482 和 Crystal River 的 ADAMS 登記號 ML13135A492 中找到。

駐廠視察員應繼續根據 IMC 2515 進行例行電廠視察，以評估與安全相關和具有重大風險的設備狀況。從歷史上看，以下訊息對第二季度和期末評估視察會議有所幫助：

- 審查持照人從運轉過渡到除役期間的計劃，包括持照人對電廠永久和臨時變更的安全/保安全管理。例如，SONGS 之火災反應能力即受到除役很大的影響，SONGS 取消了他們的現場消防部門，在過渡期間依

賴當地的廠外支援作為火災反應，這些是調整視察計畫調整時應考慮的部分。建議因這些變化而進行額外視察（即設備巡視、培訓和演習觀察等），以確保持照人繼續遵守監管要求。

- 應將相關訊息提供給以下部門，以確保有足夠的保留計劃：運轉、工程、維護和保安人員。
- 在永久停機之前視察停止運轉範圍，以了解主要視察工作範圍，及評估是否會影響電廠安全運行，這可以經由對主要安全相關和/或風險顯著的系統、結構和組件進行抽樣來執行，而不是對整個停止運轉範圍進行詳盡審查。
- 建議 NRC 區域視察員應將任何潛在的問題領域告知 SRI (Senior Resident Inspector)。RI (Resident Inspector) 可以收集和評估所提供的訊息，並確定潛在問題區域是否與即將關閉和任何安全問題有關，RI 應將任何潛在的問題告知區域負責人，在視察中發現的負面趨勢應記錄在適當的綜合視察報告中，結果可以在第二季度評估視察會議上討論。分支機構可以推薦任何額外的視察時間、樣品或模組，以確認可能受永久除役影響區域的安全性。

- 在例行檢查期間，DNMS 視察員應考慮即將停止運營是否會對與持照人績效產生不利影響，如獨立用過燃料儲存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI) 或 ISFSI 的建設工作。

IMC 2515 附錄 G 提供了有關視察活動的潛在調整建議，這些建議可用於對上述一個或多個可能受永久停機影響的區域績效進行更詳細的評估。

(三) IMC-2561

IMC-2561 視察導則之目的是為核材料安全和保障辦公室 (Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS) 和核反應器監管辦公室 (NRR) 提供核動力設施除役視察政策和導引，相關法規可參考 10 CFR 50.82 “許可證的終止” 和其他適用的除役法規。此導則之主要目的如下：

- 使 NRC 視察員可依本導則，經由現場視察和確認持照人的活動的方式來取得實際訊息，確定反應器是否持續進行安全除役工作，用過燃料是否安全可靠地儲存在現場或轉移到另一個獲得許可的地點，以及現場運轉狀況和除役工作是否符合相應的監管要求、設施許可基準、被許可人承諾和管理控制。
- 驗證： (1)持照者的運轉過渡期間、除役和許可證終

止程序、流程和計劃是否充分，(2)根據適用的監管要求，從運轉到除役期間的必要計劃仍繼續進行，以及(3)保持反應器運轉期間建立的安全文化。這些除役相關計劃從四個方面的視察進行評估：(1)電廠狀態、(2)修改、維護和監測、(3)問題識別和解決、(4)輻射防護。

- 識別性能下降趨勢並進行檢查，以驗證持照人在性能下降到可接受水平之前已解決問題。
- 為永久停止運行後的核動力反應器檢查，提供有效的資源分配。

此計劃將在從反應器中永久移除燃料的認證日期 (10 CFR 50.82 (a) (1) (ii)) [Ref. 13]之後實施，並將持續到許可證終止。

根據 NRC 規定，取決於多種原因，核能電廠反應器的除役可能需要長達 60 年的時間，此外，特定設施的除役活動範圍可能從相對不活動（例如，SAFSTOR (Safe Storage) 下的延期拆除）到具有更大潛力挑戰公共健康、安全和環境的活動（例如，DECON (Actively Decommissioning) 下的積極拆除）。由於退役和安全考慮範圍廣泛，IMC-2561 頒布了必要的視察要求和指導，以提供合理保證：(1) NRC 的監管有助

於保護公眾健康和安全，以及 (2) NRC 視察人員的監督和檢查資源是有效、一致和適當集中的。

三、核能電廠除役研究知識庫建置

上述研究結果及相關內容應建置於“除役研究知識管理平台”，使研究結果具備知識交流及傳承之功能與目的，並方便監管單位及相關研究人員了解研究成果之相關技術背景，於知識管理平台所建置之內容應至少包含如下項目：

- 研究報告及參考資料與 PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) 評估結果之相關性
- 本計畫之期程報告、會議記錄、彙整資料等歷程及階段性成果
- 監管單位或內部審查意見與回覆
- 各參考文獻之中英文摘要、本文或下載網址等重要訊息
- 本計畫研究成果簡報及重要參考文獻之研讀心得報告/簡報
- 計畫成員於平台之審閱、交流意見。

參、主要發現與結論

一、診斷與預測方法應用結果

(一) 理論模型

理論模型方法其診斷和預測訊息來源於可理解的物理理論模型及直接的相關測量值，在數學上易於處理，並且可以分配其定量參數、具有統計置信區間（來自理論或實驗），理論模型方法其系統是完全透明的，模型關注點通常是從某個初始階段的故障發展到失效無法操作的情況。例如，可能沒有裂紋發展動力學的良好模型，但裂紋擴展模型可能足以提供及時的預測。儘管理論模型需要基於對故障發展和受該發展影響的物理參數完整理解，但該模型不需要直接從第一原理推導出來。

應用理論模型方法所涉及的技術挑戰包括：

1. 需要獲得適用於診斷和預測故障過程的理論模型（這裡的故障可能是誘發或與使用相關的磨損結果）。
2. 可以識別零組件受到失效進展、影響的一組物理特性數據變化。
3. 能將理論模型轉換為易於處理的數學模型。
4. 在考慮數據可信度下，能夠根據基於第一原理或測量結果，確定數學模型之定量參數的能力。。

5. 對零組件的“使用壽命結束”具有可靠且符合邏輯的有效定義。

上述挑戰決定了是否可以使用物理模型來診斷和預測設備或零組件。例如，大多數的情況，系統會同時遭受數種故障模式，這些故障模式會使理論模型及其數學表示變得複雜化，若維護人員可以清楚地區分磨損與其他故障機制，及其可測量值的影響時，使用理論模型方法才會比較合適。

因此，理論模型的應用程序通常涵括了許多數學工具和統計技術，其提供了一種方法來確定一組已知狀態（健康或失效，以及哪種失效模式）中最可能的狀態。這些工具可能包括：

- 貝葉斯模型 (Bayesian models)應用於觀察以識別磨損過程及其進展階段
- 模型參數的最大相似估計 (Maximum Likelihood Estimation, MLE)
- 可用於求解模型（例如貝葉斯網絡）或擬合參數的模擬技術（例如粒子濾波器；蒙特卡羅）
- 用於估計參數和求解簡單貝葉斯模型的統計回歸
- 用於解決複雜貝葉斯模型的神經網絡
- 頻率分析（例如快速傅立葉變換）應用於測量數據以

進行特徵提取和噪聲跟踪

測量挑戰主要集中在收集和傳輸高頻、低幅度特徵的領域，建置數位化系統通常是克服這些問題的最佳解決方式。

(二) 數據模型

數據模型方法因其完全依賴輸入和輸出測量值而得名，它不需要每個故障模式的模型，甚至不需要完全列出所有故障模式，也不需要完整的故障過程知識，但在很大程度上需要充分的劣化組件/設備之狀態或條件，以及與損壞相關的數據，在以某種方式進行連結。該方法基於這樣一個事實，系統運轉時即存在一些可用於幫助診斷/預測的外部可觀察效應，我們可以以放置傳感器和適當信號處理的方式識別這些可測量特徵，再基於科學方法、經驗和反複試驗等方式結合數據資料，證實失效問題。為了彌補失效特徵與組件實際情況間缺乏明確聯繫的情況，使用數據模型需要大量的歷史數據，數據不需要歸納成擬合模型或是解決貝葉斯假設，而是將數據用作與當前測量值進行比較的基礎，將當前特徵、特徵模式和趨勢與先前實際診斷結果，或 RUL 相關聯的存儲數據和趨勢模式進行比較，再基於該比較，產生現階段之診斷和/或預測。所謂的“比較”並不是簡單的比較，因為故障模式的多樣性通常意味著許多模式和趨勢，並且應用數據模

型所產生的結果並非絕對的，而是當前狀態和條件最可能的判斷，判斷並具有相應的信心水準，此分析通常利用模式識別 (Pattern Recognition)和人工智慧。因為在數據模型方法中，依賴於外部觀察到的失效影響進展，及經驗上的壽命終止標準，所以預測信息通常針對設備層次架構中較更高級別的部分。應用數據模型方法所涉及的技術挑戰包括：

1. 識別與失效過程或條件充分關聯的可測量特徵/效應 (Measurable features/effects)。這一挑戰包括確定足夠數量的特徵，以確保可能呈現類似效應，但具有不同 EOL 發展的故障模式是可以分離的。
2. 收集/獲取足夠多的特徵模式數據庫以進行統計比較，因數據模型沒有可依賴的物理模型，這通常是最重大的挑戰。此外，在實際應用中人們通常以在設備/系統 EOL 之前對其進行處理或更換，因此幾乎沒有從正常使用到 EOL 之完整運轉數據。
3. 開發模式/趨勢識別算法的能力，算法將應該能夠在早期階段幫助診斷和/或預測結果。這種挑戰在理論模型應用中也會存在，但在數據模型方法中更是如此，因為追蹤失效特徵與基礎理論之間的确切關係缺乏透明。

4. 能夠對作為分析基礎的設備運轉特徵數據，有足夠的測量精度和分析。
5. 對零組件的“使用壽命結束”具有可靠且符合邏輯的有效定義。

上述挑戰決定了哪些類型的系統可以使用純數據模型方法分析，而後完成診斷和預測。實際上數據模型的主要挑戰是要取得足夠且具參考價值的歷史數據，在一些不允許讓設備使用到 EOL (制度上要求在設備達到 EOL 前即需更換/維護) 的電廠，其關鍵挑戰更是如此。

數據模型應用程序常用的數學工具源自如下的人工智能和機器學習，特別是用作模式分類的時候：

- 狀態向量機 (State Vector Machines) 及其變體
- 神經網絡
- 頻率分析 (例如快速傅立葉變換) 應用於測量數據以進行特徵提取和噪聲分離。

每個應用程序都可能面臨獨特的量測挑戰。然而，數據模型應用程序所面臨的量測挑戰主要集中在收集、傳輸高頻和低幅特徵訊號問題，建置數位化系統通常是克服這些挑戰的良好解決方案。

(三) 混合方法

診斷和預測工作在實際應用上通常位於純粹理論模型和純粹數據模型兩個極端之間，多數人依實際情況採用了這兩種方法的優勢並綜合實行。

在典型的情況下，沒有完整的理論模型和可測量的變量來執行純粹的理論模型分析，但也沒有足夠的歷史數據或足夠好的人工智能等其他算法來使用純粹的數據模型。在某些情況下，混合分析可以包括設備/系統的劣化過程物理模型，但通常會因此無法考慮所有與失效相關的所有數據或元素，為了克服這些挑戰，需要使用數據模型及人工智能方法，某些情況下，設備維護人員可使用物理模型為數據模型算法提供輸入，以便能夠獲得可靠的解決方案（例如，物理模型可以限制算法探索模式的空間，從而消除不切實際的運算方向，例如滾動或滑動摩擦）。另外，數據與理論模型一樣，判斷設備到達或接近 EOL 的程度需要訂定個別的標準予以定義。

實現混合方法之診斷或預測應用的技術挑戰包括前述理論、數據模型的組合。然而，並非在純數據模型或純理論模型的方法中列出的所有挑戰都會出現在混合方法之中，混合方法的使用通常是為了要消除使用這兩個模型方法所遇到的挑戰。

(四) 混合方法應用於主動件監測管理

混合方法可應用於核能電廠主動件之預測或診斷，當預測模型與警報系統結合時，可主動對組件性能的變化發出示警，讓運轉員能提早注意到可能發生問題的重要設備；而診斷模型則可以分析造成異常的原因。在本計畫中，採用了偏最小平方法(Partial Least Squares, PLS)及主成分分析法(Principal Components Analysis, PCA)作為預測及診斷的方式，分別說明如下[Ref. 14]：

1. 偏最小平方法(PLS)：PLS 為預測分析中常用之線性模型，其主要概念係透過一組已知的數據(x's)來預測未知的變數(y)，其公式如下：

$$y = m_1x_1 + m_2x_2 + \cdots + m_nx_n + b$$

其中 n 為選擇之數據數量，m 為每個數據之係數，b 則為截距項。如果我們蒐集了電廠儀錶正常運轉下讀取之數據，再利用與其相關之參數組加以建模，一旦該儀錶量測之數據有誤時，透過此參數組即可預測該儀錶預期之讀數，從而判斷儀錶是否正常運行。例如：電廠循環水泵(Circulation Water Pump)流量計出現異常，導致讀值為零，而實際上我們知道該泵正在運行，此時我們可以將循環水泵之電流、軸封溫度等參

數作為此流量計的關聯參數，從而得出在此操作條件下之正確流量。

2. 主成分分析法(PCA)：PCA 是另外一種常見的預測模型，可以將系統或是設備特徵化(characterize)。不同於 PLS 利用一組 x 值來預估 y 值，PCA 是一種顯示所有參數關聯性的方法，在模型中每一個參數都是由其他的參數所組成，用以創建正常系統或設備運轉時之“指紋”(fingerprint)，所以當系統和設備發生異常，或是運行在不同的行為模式時，PCA 模型即可發現差異並提出示警。舉例來說，電廠中一個手動閥在正常運轉時應處為恆開狀態，卻因某原因導致其關閉，由於手動閥並無訊號至電廠 DCS 系統，故運轉員可能僅察覺系統運轉有異常，卻無法得知問題所在。雖然 PCA 模型無法直接告知運轉員閥門被不正常關閉，但透過各參數的關聯性比較，運轉員可以得知此控制閥與流量、溫度的關聯性出現改變，進而分析、追蹤出此改變的發生原因。

在進行 PLS 及 PCA 建模前，我們需要對數據進行清理，以整理出適合的數據或時間區段，有如下數種方式：

- T1 vs T2 圖：T1 vs T2 圖用來確認是否有不同行為模式，如圖 3 所示，若數據點為單一群集，則代表處於同一種操作或運轉模式；若有多個群集產生，則代表可能有不同的運轉模式(例如：循環水泵輪流運轉)，此時必須將不同的數據點拆分開來建立不同的模型。圖 3 中的橘色及紅色橢圓形框線分別代表了 95%信賴區間及 99%信賴區間，如果有許多數據點位於框線外，則可以預期該模型並不合適，需要重新選擇參數或是調整時間區段。
- 參數重要度(Variable Importance)：主要用以評估 PLS 建模時哪些參數對於預測模型之建立較為重要，從而刪除對於模型穩健度影響程度不高之參數，提升模型運算速度。舉例來說，對於管路流量而言，管路壓差的平方根與流量具有線性關係，故其參數重要度就遠高於流體比重，如圖 4 所示。

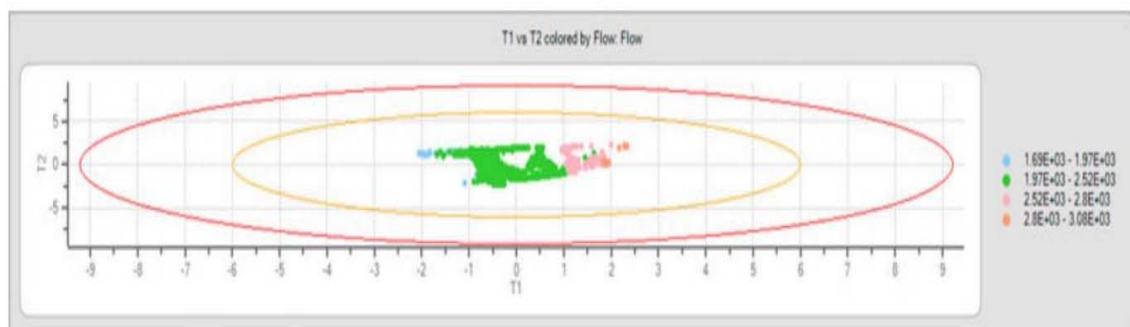


圖 3 T1 vs T2 圖

Model Variables		
Var	Description	Importance
X1	Square Root of dP	0.942
X2	Specific Gravity	0.056

圖 4 參數重要度

對於 PLS 及 PCA 模型，我們可用數種方式來調整、評估模型的適用性，說明如下：

- R-squared：R-squared 又叫做決定係數(coefficient of determination)，用以顯示 PLS 迴歸模型預期結果與實際數據之間的差異，正常情況下 R^2 值會落在 0~1 之間，若 R^2 越接近 1，代表模型越能解釋所有的變異量，如圖 5 所示。
- DModX：用於 PCA 模型中，代表在 x 個維度中數據點與模型之間的距離，x 為用於 PCA 建模的參數數量，所有的數據點即構成 DModX 趨勢圖，如圖 6 所示。在趨勢圖中，紅線代表了 3 個標準差之距離，若大部分的數據落在紅線以上，則表示該模型並不合適。

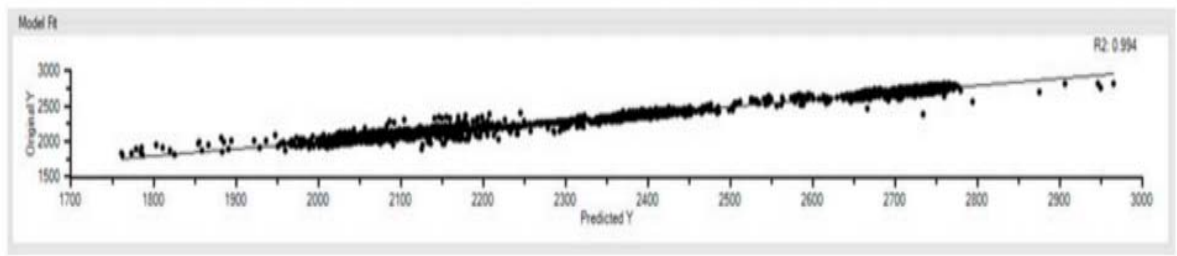


圖 5 R-squared 圖

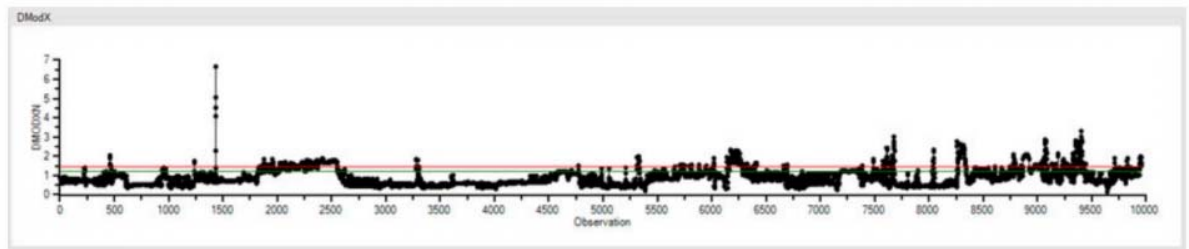


圖 6 DModX 趨勢圖

當完成模型的建置、調整、訓練等過程後，我們可以透過使用者介面將模型結果顯示於控制室或戰情中心之螢幕上。圖 7 為 PLS 模型運行範例，其中左側藍線及綠線為 PLS 建模所使用之數據(綠色：管路壓差的平方根，藍色：流量)，透過此組數據，可獲得右圖中紅線之流量預測值，其結果與實際數據相近；而圖 8 則為 PCA 模型運行之範例，對於超出模型限値之數據，系統會自動標示為紅色並產生警報(下方視窗中紅框處)，供使用者進行後續肇因分析及追蹤使用。

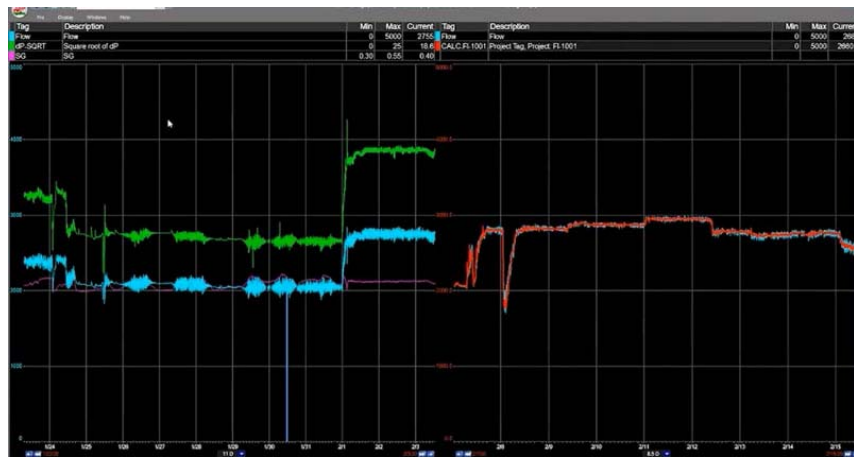


圖 7 完成之 PLS 模型範例



圖 8 完成之 PCA 模型範例

二、管制人力資源排程

(一) 目的

如第貳章第二節所述，NRC 在除役方面的視察導則主要依照 IMC-2515 第 15 章及附錄 G 及 IMC-2561，兩份導則中對於除役過渡階段皆有所涵蓋，兩導則中所指的過渡階段定義，及對應於我國 BWR 廠除役計畫之過渡階段如下：

- 參考 IMC-2561 06.07 節說明，在電廠停機至燃料尚未永久移出之反應器過渡時期 (Transition to Decommissioning Phase)，NRC 視察工作可參考 IMC-2515 第 15 節。此過渡期間相當於核一廠除役過渡階段前期。
- 參考 IMC-2561 03 節說明，IMC-2561 自反應器燃料永久移除的認證日期 (10 CFR 50.82 (a) (1) (ii)) [Ref. 13]之後實施，因此其所訂定之分類 1：過渡時期 (Post-Operation Transition Phase)相當於核一廠除役過渡階段後期。

在過渡階段之後，除役視察計畫即以 IMC-2561 為主，在 IMC-2515 及 IMC-2561 中關於視察人時數階段與估計表列於：

- IMC-2515 附錄 G：其附件 1~4 中建議過渡階段需增、減與維持視察次數之程序書，及基礎視察方案-團隊視察所需人時數之估計。
- IMC-2561 附錄 A：除役期間各階段核心視察程序書及人時數估計

(二) IMC-2515

如第貳章所述，NRC 官員從永久停止運行之核能電廠吸

取的經驗教訓制定了 IMC-2515 導則，在此導則附錄 G 中提供了視察活動可能需要的調整建議，這些建議可用於即將關閉電廠的影響區域進行更詳細的評估。

表 2 IMC-2515 附錄 G 建議增加視查次數之程序書

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71111.04Q	部分/設備配置	人員流動率高及技術能力降低。確保持照運轉員於降低人員配置下，可執行新設定的工作。	IP 60801 & IP 71801	80 +/- 12 per site
71111.04S	全部/設備配置	人員流動率高及技術能力降低 (針對燃料池)	IP 71801 Review SFP system or a SFP support system	
71111.11Q	領照運轉員的資格複審	可能出現人員配備方面的挑戰時，增加對控制室 (CCR)。增加在控制室內、外的巡視，並在電廠執行細緻操作或複雜監視時關注控制室	IP 41500 (Training and Qualification Effectiveness & IP 71801	per site, 34+/-1 Annual, 96 +/- 15 Biennial
71111.15	可操作性確認及功能性評估。	在每年底，對延期維護、豁免監測及可接受的劣化，執行額外的可運轉性審查。若工程人員短缺、工程品質降低，則會影響可運轉性的評估		107 to 137 hours at two reactor unit site, Annual

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71111.18	電廠改善	改善案例的累增，問題鑑別及/或處理的降低，將導致臨時性改善案的增加	IP 37801 Safety Reviews, Design Changes, and Modifications	36 to 48 hours per site, Annual
71111.22	監測試驗	人員減少及技術能力的降低	IP 61726 Surveillance Observation	100 hours per site

表 3 IMC-2515 附錄 G 建議減少視查次數之程序書

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71111.06	內部滿水保護 的量測	因不再使用埋入結構、系統與組件的 電纜，而不須考慮其風險。		20 +/- 3 per site
71111.07A	熱沉效能	評估用過燃料池熱交換器或圍阻體噴 灑熱交換器。		7+/-1 per site Annual, 40+/-6 Triennial or Sexennial per site(保守以 Triennial 計算)

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71111.12	維護有效性	對與用過燃料安全有關的重要設備或系統，進行年度 1 次的維護有效性評估。 審查延遲的預防保養與監測測試。 關注改善維護案的增量。	IP 62801 Maintenance Rule	84 to 102 hours per site, Annual, Aging Management 10 to 20 hours per site, As Required(保守 以每年計)
71111.13	維護風險評估 與緊急作業管制	對解除管制系統，可降低或刪除預防保養的工單及規劃的工作。 少數納入計畫性維護的工單係為風險管理的代表性取樣。 緊急作業將持續採取更彈性的作法。		90 +/- 10 per site, Annual
71111.19	維護後試驗	降低維護作業數。		84 +/- 13 per site, Annual

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71114.06	緊急計畫 (EP)演習評估	隨著人員配置出現的挑戰，確保有足 夠的緊急應變人員。		9 to 20 per site, per year

表 4 IMC-2515 附錄 G 建議維持視查次數之程序書

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71111.01	有害天氣	颶風季節、嚴寒天候的準備		21 +/- 3 per site, 基本上在預期/處於惡劣天氣時執行，保守以每年計
71111.05 A	消防演習			35 +/- 5 per site, Annual
71111.20	更換燃料與大修作業	管制用過燃料池異物的入侵 (Foreign Material Exclusion, FME)及用過燃料池的保護	IP 60801 Spent Fuel Pool Safety at PSRs	當機組大修時執行，單一機組耗時: 71+/-15 hrs
71151	驗證效能			2 units: 25 to 31, Annual

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
71152	問題鑑別及解決	聚焦於維護紀錄及預防保養的歷史	IP 40801, Self-Assessment, Auditing and Corrective Action for Decommissioning Assessment, Auditing and Corrective Action for Decommissioning	對兩機組的廠， 例行審查約 178 小時每年，半年 趨勢回顧約 16 到 24 小時每年，特 定問題之年度追 蹤 64 到 84 小時 每年，團隊審查 約 212 到 288 小 時每兩年
71153	事件追蹤			執行頻率視事件 而定，估計 2 Unit Sites: 80 我們保守 估計為每年

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之 視察程序書	預計工時 (hrs)
IMC 2515 附 錄 D	電廠狀態	重點關注安全貯存用過燃料所需的 SSCs，包括安全性、輻射防護和緊急 應變準備。定期與經營者代表討論除 役作業的狀態、遭遇的問題以及實際 效能	IP 71801 Decommissioning Performance and Status Review	電廠狀態活動的 年度資源支出估 計平均為：699 hours for a dual- unit site

表 5 IMC-2515 附錄 G 基礎視察方案-團隊視察

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的 基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之視察程序書	預計工時 (hrs)
	緊急應變階層	在獲准永久		IAW IP(In accordance with Inspection Procedure.)
71114.01	(EAL) 與緊急	移出燃料	IP 88XXX Emergency	71114.01: 54-74 hrs per site, 同時有演習活動時加
-.04	應變 (EP)變更	前，維持原	Preparedness	18hrs，兩年一次
	的作業評估	視察規模。		71114.02: 4-8 hrs per site 每兩年
				71114.03: 6-10 hrs per site 每兩年
				71114.04: 12-20 hrs per site 每年

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的 基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之視察程序書	預計工時 (hrs)
71130.0 X	核子保安基礎 視察	在獲准永久 移出燃料 前，維持原 視察規模。	IP 81200, Security	IAW IP* 71130.01: 19-25 hrs, triennially (once every 3 years). 71130.06(保安訊息的保護): 4-5 hrs, As Needed 我 們保守估每年 71130.07: 20-27.5 hrs, biennially (once every 2 years). 71130.08: 16-24 hrs, triennially (i.e., once every 3 years). 71130.09: 6-8 hrs per year, annually (once per year).

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的 基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之視察程序書	預計工時 (hrs)
71124.0 X	輻射防護 (RP) 視察	在獲准永久 移出燃料 前，維持原 視察規模。	IPs 83750, 84750, 86750 may be used as additional guidance during transition	IAW IP* 71124.01: 36 +/- 4 per site Annual 71124.02: 46 +/- 14 per site Biennial 71124.03: 16 +/- 4 per site Biennial 71124.04: 20 +/- 4 per site Biennial 71124.05: 38 +/- 4 per site Biennial 71124.06: 29 +/- 4 per site Triennial 71124.07: 29 +/- 4 per site Triennial 71124.08: 34 +/- 4 per site Biennial
71152B	問題鑑別與解 決,隔年視察	建議縮減範 圍		212-228 hours (Note: IP 71152 為：對兩機組的 廠，例行審查約 178 小時每年，半年趨勢回顧約 16 到 24 小時每年，特定問題之年度追蹤 64 到 84 小時每年，團隊審查約 212 到 288 小時每兩 年)，上述 228 與 288 值已確認皆為原文，可能 有 IP 71152B 但下載不到，IP 71152 有提到 IP 71152B

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的 基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之視察程序書	預計工時 (hrs)
711111.1 7T	改善的評估、 測試或實驗及 電廠的永久變 更	建議隨臨時 改善案的增 加，增加取 樣的數量。	IP 37001 (Facility Modifications), IP 37700 (Design Changes and Modifications)	2515 App. G: 172-212 hours (Maximize), IP 711111.17: 86 to 106, Triennial
711111.21	組件設計基準 視察	無建議，可 參考電廠改 善案		2515 App. G: 408 hours (+/- 15%) IP 711111.21N-05: 210+/-21, Triennial
711111.05 T	每三年的消防 視察	依據經營者 的除役作業 時間表調整 時程和範圍	IP 64704 (Fire Protection Program)	35+/-5 per site Annual
711111.08	營運期間視察	無建議		IMC 2515 App. G: 30-42 for BWR, 80-100 for PWR, IP 711111.11: 時數同上，頻率為 Each refueling outage

視察程序 書編號	標題/章節	建議/調整的 基準	對應除役視察手冊 (IMC 2561)之視察程序書	預計工時 (hrs)
71111.11	運轉訓練	建議在 1st two Quarters (QTR)s 以確 保足夠的人 員配備和培 訓		IMC 2515 App. G: 96 hours IP 71111.11: 34+/-1, Annual, per site ; 96+/-15, Biennial, per site
71130.11	物料控制和責 任檢查	如果是在過 渡周期的最 後一年，請 依 IMC 2561 中 IP 85102 的導 則	IP 85102 (Material Control and Accounting – Reactors) as part of IMC 2561	IAW IP* 查無 71130.11, 85102 兩份 IP

* IAW IP: In accordance with Inspection Procedure.

(三) IMC-2561

IMC-2561 附錄 A 中列出除役核心視察程序，綜合了視察活動所需評估的功能領域，整體檢查工作依功能領域區分，以檢查持照人的績效、識別績效趨勢、排除問題、識別弱點並促進矯正措施，以促進除役過程中的公共健康、安全以及環境保護。視察計劃也為 NRC 管理層提供了適當的自由度，以管理、規劃和實施個別現場的總體視察計劃，並可相應於持照人的績效、電廠活動和安全。

除役計劃進一步分為兩個計劃要素：核心視察和彈性視察（即例行視察和反應性視察）。IMC-2561 附錄 A 第 I 節中列出的核心視察程序將按照附錄 A 第 II 節資源表中列出的周期和範圍對所有除役電廠實施，與核心視察程序的偏差，依 IMC-2561 第 06.04 節“主要檢測計劃”處理和討論。除役核心視察領域包括但不限於：組織和管理控制、品質保證、用過燃料濕式儲存和處理（如適用）、維護和監視活動、輻射防護、物料控制和行政責任、人身安全、及 10 CFR 50.59 “變更、測試和實驗” [Ref. 15] 對設施進行的修改進行評估規定。其他核心程序包括許可證終止活動以及輻照燃料、其他放射性物料的運輸程序。

表 6 IMC-2561 除役過渡階段之預估年平均視察人時數 (Cat. 1)

Functional Area	Core IP	標題	人時	程序書註解
Plant Status	36801	反應器停機後的組織、管理與經費控制	42	本程序書可能納入其他視察程序書或改為訓練與資格銓定的程序書。
Plant Status	71801	反應器停機後的除役效能與狀態審查	32	此為必要的電廠狀態程序書，所有除役期間各階段階列有時數。
Corrective Action Program	40801	反應器停機後的自我評估、稽查與改善行動	64	由 IP 71152 程序書提供補充資訊。建議全程維持改善作業的審查。
Modifications, Maintenance, and Surveillance	37801	反應器停機後的安全審查、設計變更與修改	32	由於廠址可能會改變核可的電廠終止規劃 (如此程序書的討論)。因此，時數必需包含最終狀態的監測。
Modifications, Maintenance, and Surveillance	60801	反應器停機後用過燃料池的安全	40	運轉機組的程序書應涵蓋廠址所有用過燃料池的視查需求。若場址具有單獨的用過燃料池，可為一個例外。

Functional Area	Core IP	標題	人時	程序書註解
Modifications, Maintenance, and Surveillance	62801	反應器停機後的維護與監測作業	28	此為「維護法規」的視查程序。若池中有燃料，則須包括此視查。或者，由於維護法規僅限於用過燃料的安全貯存，因此，可將適用的內容重新調整到 IP 60801。
Modifications, Maintenance, and Surveillance	71111.01	不良天候的準備	12	運轉機組程序書應涵蓋場址所有的不良氣候防護需求。若場址具有單獨的用過燃料池，可為一個例外。
Radiation Protection and Health Physics	83750	職工輻射暴露	64	
Radiation Protection and Health Physics	83801	反應器停機後之最終調查的視察	20	
Radiation Protection and Health Physics	84750	放射性廢棄物的處理、排放與環境監測	40	

Functional Area	Core IP	標題	人時	程序書註解
Radiation Protection and Health Physics	86750	固態放射性廢棄物的管理與運送	72	

備註:

- 1 - 多機組除役場址時數可估計為 1.5 倍。
- 2 - 上列僅為估計時數，可因反應實際的視察作業而改變。
- 3 - 對除役機組所在場址仍有機組運轉時，駐廠視察員須審查輻射防護及其他廠址計畫。
- 4 - 大部分的案例，估計時數代表直接視察(程序書)的作業。

表 7 IMC-2561 附錄 B-1 酌情視察(Discretionary Inspections)(部分)

視察程序 書編號	Title	標題	人時
83723	Training and Qualifications: General Employee Training, Radiation Safety, Plant Chemistry, Radwaste, and Transportation Training	訓練和資格：普通員工訓練、輻射安全、電廠化學、放射性廢物和運輸培訓	45-75

視察程序 書編號	Title	標題	人時
83728	Maintaining Occupational Exposures As Low As Reasonably Achievable	保持職業暴 露盡可能低	25-30
62700	Maintenance Program Implementation	維護計劃實 施	64
64704	Fire Protection Program	防火計劃	25
82401	Decommissioning Emergency Preparedness Scenario Review and Exercise Evaluation	退役應急準 備情景審查 和演練評估	66-90
71152	Problem Identification and Resolution	問題識別和 解決	Corrective action: 16-24 hrs per year 執行 02.02 節: 58-78 hrs for a 2-unit site 212-288 hrs, biennial

(四) 除役各階段人力資源估計

IMC-2561 定義 8 的除役階段類型，適用於台灣為 1, 2, 3, 8 階段類型如下

(1). Cat. 1 除役過渡階段(Post-Operation Transition Phase)

(2). Cat. 2 燃料存放燃料池的積極除役(Actively

Decommissioning, Fuel in the Spent Fuel Pool)

(3). Cat. 3 燃料池無燃料的積極除役(Actively

Decommissioning, No Fuel in the Spent Fuel Pool)

(4). Cat. 8 進行最終調查，燃料池無燃料(Final Surveys

Underway, No Fuel in the Spent Fuel Pool)

在 IMC-2561 附錄 A II. 中，已對各階段類型之 IP 需執行時數提出估計，在 Cat. 1 之估計結果如表 6 IMC-2561 除役過渡階段之預估年平均視察人時數 (Cat. 1)所述，合計 446 hrs(不含酌情視察)，其他 Cat. 2, 3, 8 分別為 445, 344, 22 hrs.

各核心程序書所需的視察時數，雖然隨著除役的進展逐步下降，但在 IP 83801 “反應器停機後之最終調查” 視察程序，則從 20 hrs(Cat. 1)升至 78 hrs(Cat. 2, 3)。

從上述資料，以換算每年平均執行時數的方式計算，一座兩機組之 BWR 廠在過渡階段前期每年所需要的視察時數平均在 2,644.6~3,114.5 人時

(1). 過渡階段後期(Cat. 1)每年為 446 人時(不含酌情視察)

(2). 除役拆廠階段前期(Cat. 2)每年為 445 人時(不含酌情視察)

(3). 除役拆廠階段後期(Cat. 3)每年為 344 人時(不含酌情視察)

(4). 廠址最終狀態偵測及廠址復原階段(Cat. 8)每年為 22 人時
(不含酌情視察)

參考原能會 110 年核一廠例行性視察計畫表[Ref. 16]，該年例行性視察預期耗費 1,704 人時，若計入非例行視察及駐廠人員時數，應相當接近 NRC 在過渡階段前期所估計的視察時數。

在過渡階段後期與除役拆廠階段前期之核心視察時數，雖然沒有過渡階段前期來的多，但其非核心視察之酌情視察程序書共 50 份，如有一半執行，則估計其時數將相當於過渡階段前期，基於國內現況為第一次執行除役，建議監管部門應於過渡階段前期之後的兩個階段，增加視察人力。

計畫團隊可與監管單位討論，依其視察經驗，檢討酌情視察程序書及 IMC 2515 附錄 G 建議增加及減少的程序書，其於國內的適用性，以細算所需人力，同時也了解 NRC 於電廠除役期間所執行的 IP 內容與關注的風險。

三、核能電廠除役研究知識庫建置

(一)知識管理系統

本研究基於委託方核研所已購置之知識管理系統建置核能電廠除役研究知識庫，該系統可為知識內容提供多維度關聯，讓知識相關工作人員能跨組織、跨領域進行傳承、交流與學習，並提

供社群與行動功能平台，以強化組織交流及使用者對系統的黏著度。

該系統提供知識館、知識類型、分類主題、標籤等四個分類型式，特點如下：

- **知識館**：建立資料群體，串聯知識主題及知識類型，知識上傳時要選擇知識類型（單選），並可選擇知識的分類（複選）
- **知識類型**：有個別特性的資料，例如會議紀錄，可以設定會議時間、與會人、追蹤事項等欄位；IAEA (International Atomic Energy Agency) 報告可以設定編號、摘要、心得等等。知識類型定義一份知識包含的欄位，與知識本身為一對一關係，所以類型定義時要明確且不重疊，以免使用者上傳文件時無法分類
- **分類主題**：資料的分類，可以分類樹表示，區分上下層主題，分類樹中可直接搜尋到個別主題的相關知識文件。一份知識文件可以同時隸屬於多個分類主題，現規劃之知識分類項目包含拆除管制、維護管理、法規導則、文獻管理、改善追蹤及除役現況等，未來將根據目前規畫進行整合及修正。
- **標籤**：如 Keyword、Hashtag 功能，用於關聯相關主題。

基於四個分類類型，資料上傳的方式應從知識館開始，依資料的性質選擇一個知識館上傳，之後選擇單一知識類型，決定資料的屬性，再選擇多個分類主題，讓該資料可以從不同方式找到，例如，如有一份拆除相關的 IAEA 報告，使用者可以從拆除分類主題找到，也可以從國外研究資料主題找到。最後上傳者可為資料定義資料的標籤，以方便其他使用者從搜尋關鍵字的方式找到該資料及相關知識內容，圖 9 是將上述四個知識類型，依核電知識特性所建議之知識架構。

後續將依本計畫目標及上述之知識平台分類規劃，將研究成果及研究相關參考資料、心得等上傳於知識平台中，使後續監管、研究人員方便了解或延續計畫成果，使知識平台發揮其應有的效益。

性研究之應用結果。

依 NUREG-1738 報告所述，若除役電廠其用過燃料仍在 SFP 中，NRC 官員應確認其 FSAR 承諾執行 IDC 與 SDA，NRC 官員亦應驗證電廠是否有足夠的時間、資源和人員來啟動 IDC 與 SDA 所列之緩解措施，以防止異地釋放超出環保標準。本研究延續“除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究”[Ref. 18]報告，該報告之研究人員已訂定適用於除役之 PIRT 評估流程、FoM，並訂定如

表 8 之指定研究主題分類，本計畫之研究人員基於 FoM 為核安的考量下，對 SDA、IDC 與除役知識相關研究主題分類進行關聯，結果如表 8。

表 8 除役知識相關研究主題分類

編號	主題	編號	主題
1.	廠址設施特性	8.	人員訓練
2.	除役規劃	9.	核子保防物料管理
3.	拆除作業	10.	保安措施
4.	意外安全分析	11.	緊急應變方案
5.	除汙規劃	12.	廠址再利用
6.	廢棄物管理	13.	技術與財務管理
7.	輻射劑量與防護		

表 9 SDA、IDC 與除役知識相關研究主題分類之關聯性

SDA、 IDC 編號	要求內容	相關研 究主題
SDA#1	持照人之 SFP 冷卻設計(包括儀器)將至少具有風險評估中假設的能力。持照人將至少擁有一台電動消防泵和一台柴油驅動消防泵，能夠向 SFP 運送冷卻水。	2, 4, 11
SDA#2	操作員每班至少執行一次 SFP 系統的走訪。將為操作員適用的程序書，其指導現場和廠外冷卻水補充來源的能力和可用性，以及足夠的時間用於啟動水源以應對各種冷卻水喪失事件。	8, 11
SDA#3	監控 SFP 溫度和水位的控制室儀表將直接測量相關參數。液位儀表將提供與調用廠外資源和宣布緊急情況的級別警報。	11
SDA#4	持照人確定 SFP 中沒有排水路徑可以將水池水位（通過排水、抽吸或抽水）降低到比正常水池操作水位低 15 英尺以上，且持照人可以使用廠外水源恢復水位。	2, 4
SDA#5	如果設備沒有單一不失效系統，則需進行負載墜落的後果分析。其分析和任何減緩後果的行動需考慮避免用過燃料池嚴重破壞造成快速池水流失，並充分說明設備對於承受重物掉落有很高的承受力。	4, 11

SDA、 IDC 編號	要求內容	相關研 究主題
SDA#6	每個除役電廠需完成收錄在 NUREG-1738 中的「地震檢查表列」。如果檢查表列無法順利的完成，除役電廠將進行電廠具體用過燃料池風險評估，並驗證地震所引起的結構失效、和快速失水是少於一般上限之(generic bounding)評估(包含非地震事件需小於 1×10^{-5} /年)。	4
SDA#7	持照人將確實遵守程序書(program)來提供高密度用過核子燃料格架監控，直到用過核子燃料從這些這些高密度格架移除。	9
IDC#1	將會執行護箱墜落分析，或是在重物的處理上使用耐單一功能失靈吊車(single-failure-proof crane)。(即落實 NUREG-0612)。	2, 4, 11
IDC#2	要求程序和人員培訓的確實，以確保在事件期間廠內和廠外的資源可以獲得有效的利用。	8
IDC#3	針對嚴峻氣候和地震事件確實建立緊急應變程序，以建立廠內和廠外組織的通訊。	11
IDC#4	確實發展廠外的可用資源計畫，該計畫包含可攜式泵、緊急電源可用來供應廠內資源。此計畫主要確認在緊急情況時，業者可透過適當的方式取得廠外可用資源。	2, 11
IDC#5	用過燃料池儀器包括讀數、和警報中控室(或人員進駐地)用過燃料池溫度、水位和區域面積的輻射水平。	2, 7

SDA、 IDC 編號	要求內容	相關研究主題
IDC#6	用過燃料池密封性若失效可能造成洩漏導致用過燃料裸露，因此用過燃料池應有自我偵測及限制滲漏的裝置，或其他完備工程設計使得洩水狀況不會發生。	4, 2
IDC#7	用行政程序或行政管制來降低快速洩水事件發生的可能性，其中包括：(1)禁用沒有虹吸保護裝置之泵浦的使用(2)泵浦的吸入和排出點的控制。定期進行查核以防止造成虹吸現象影響設備正常功能。	2
IDC#8	將落實廠內恢復計劃，用以提供用過燃料池冷卻系統的修復，或提供用過燃料池補充水的使用。	11
IDC#9	因錯誤的操作可能快速減少用過燃料池的水量，因此須落實用過燃料池的操作程序。並且透過行政管制給出額外的操作或管理審查。	8
IDC#10	更換燃料池補充系統時將會執行組件的例行檢測。如果需要的話，將落實老舊設備之行政管制以提供組件更多的保證。	2

綜合表 9 的評估結果及 SDA、IDC 要求內容，再基於計畫研究人員對國內現況的了解，計畫研究人員評估 SDA、IDC 要求在 PIRT 分析中，其重要度前 4 項依序為：(11)緊急應變方案、(2)除役規劃、(4)意外安全分析、(8)人員訓練。前 4 項知識度依序為(4)意外安全分析、(11)緊急應變方案、(2)除役規劃、(8)人員訓練。

評分結果詳表 10，PIRT 矩陣表示如圖 10。

表 10 SDA、IDC 於 PIRT 評分結果

研究主題	重要度	知識度	綜合評分
2. 除役規劃	2.3	1.5	4.03
4. 意外安全分析	2.1	2.5	4.81
7. 輻射劑量與防護	0.6	0.2	0.86
8. 人員訓練	1	2.0	3.1
9. 核子保防物料管理	0.5	0.3	0.85
11. 緊急應變方案	2.5	1.7	4.45

Note: 為再明顯區分各研究主題的發展需求並著重其重要

度，我們以如下方法計算各研究主題之綜合評分：

$$S_j = 1.1 \times IR_j + KA_j$$

其中

S_j ：第 j 個研究主題之綜合評分

IR_j ：第 j 個研究主題之重要度

KA_j ：第 j 個研究主題之知識度

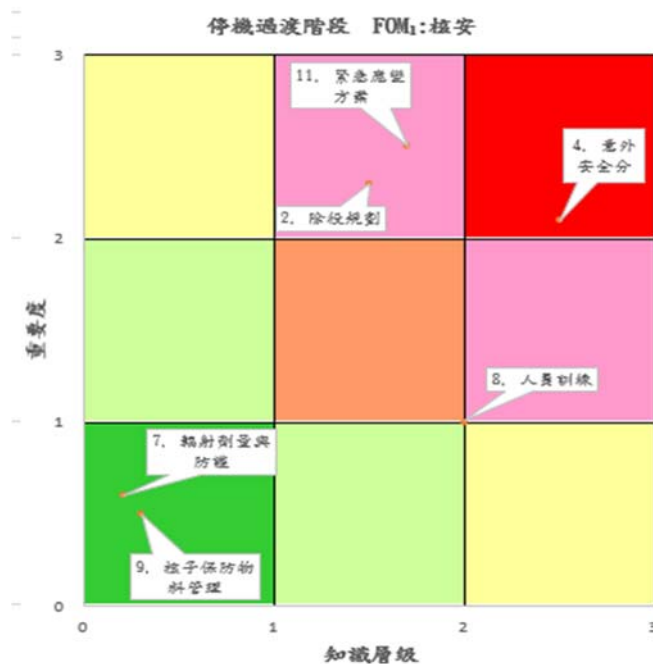


圖 10 以 PIRT 矩陣表現 SDA、IDC 要求在 PIRT 之分析結果

因此，綜合上述之 PIRT 分析結果，(4)意外安全分析是需要目前需要優先關注之項目，即在 SDA、IDC 所要求之 SFP 事故風險減緩措施中，應盡早投注資源完成：(i)SFP 冷卻設計(包括儀器)至少具有風險評估中假設的能力、(ii)地震風險評估、(iii)護箱墜落分析工作。

肆、参考文献

1. Vivek Agarwal, Nancy Lybeck, Binh T Pham, Richard Rusaw. Prognostic and health management of active assets in nuclear power plants. *Article in International Journal of Prognostics and Health Management*, July 2015.
2. MIL-STD-1309D, 1992. *Definitions of Terms for Testing, Measurement and Diagnostics*. s.l.:s.n.
3. AFNOR, 2005. *Condition monitoring and diagnostics of machines – prognostics - part 1: General guidelines*, NF ISO 13381-1. s.l.:s.n.
4. Baldwin, T., Tawfik, M. & Bond, L., 2010. *Report from the Light Water Reactor Sustainability Workshop on On-Line Monitoring Technologies*, Idaho Falls: s.n.
5. Hines, J., Garvey, D., Seibert, R. & Usynin, A., 2008. *Technical Review of On-Line Monitoring Techniques for Performance Assessment NUREG/CR 6895*, s.l.: s.n.
6. SoHaR Incorporated *An Introduction to Advanced Diagnostics and Prognostics For NRC Staff*, 2014.
7. Tamilselvan, P. & Wang, P., 2012. *Health Diagnostics with Unexamined Faulty States Using a Two-Fold Classification Method*. s.l., s.n.
8. Katipamula, S. & Brambley, M. R., 2005. *Methods for Fault Detection, Diagnostics and Prognostics for Building Systems*. s.l., s.n.
9. Coble, J. et al., 2012. *Prognostics and Health Management in Nuclear Power Plants: A Review of Technologies and Applications*, s.l.: s.n.
10. USNRC Inspection Manual Chapter 2515 *Light-Water Reactor*

Inspection Program—Operations Phase, 01/01/2020

11. USNRC Inspection Manual Chapter 2561 *Decommissioning Power Reactor Inspection Program*, 03/06/2018
12. POWER Magazine *Safety Culture: A Common Construct Requiring Commitment from the Board Room to the Shop Floor*, Jun. 1, 2017
13. 10 CFR 50.82 *Termination of license*.
14. dataPARC *Predictive Modeling in Manufacturing: PLS vs PCA*, November 10, 2020
15. 10 CFR 50.59 *Changes, tests and experiments*.
16. 原能會 110 年核一廠例行性視察計畫表
17. NUREG-1738 *Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants*, February 2001
18. 余英裕、呂明憲，*除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究*，財團法人核能與新能源教育研究協進會，2020