

「114 年核電廠除役期間重要設備維護
管理安全管制技術研究」
期末報告
(修正版_R1)

國家原子能科技研究院
中華民國 114 年 12 月

Research on nuclear regulatory technology for maintenance management of important equipment of nuclear power plants during decommissioning in 2025

Abstract

During the early stage of the transitional phase in the decommissioning period of a nuclear power plant, critical retained equipment must continue to perform its intended safety functions. Based on the work scope of the project “Research on Nuclear Regulatory Technology for Maintenance Management of Important Equipment of Nuclear Power Plants during Decommissioning in 2025,” this report presents a comprehensive analysis of maintenance management issues related to the spent fuel pool cooling and purification system, emergency diesel generators, medium-voltage cables, and plant cranes. By reviewing regulatory requirements and technical studies from leading countries, the report provides recommendations to support regulatory authorities in formulating safety oversight and maintenance management strategies for key systems during the early stage of decommissioning.

Keywords: Spent fuel pool cooling and clean-up system, Emergency diesel generators, Medium-voltage cables, Plant crane, Maintenance management and safety regulation.

National Atomic Research Institute

114 年核電廠除役期間重要設備維護管理安全管制技術研究

摘 要

在核電廠於除役期間過渡階段前期，重要留用設備應於運轉執照屆滿後仍能發揮其正常之要求功能，故本報告依據「114 年核電廠除役期間重要設備維護管理安全管制技術研究」計畫之工作項目內容，完成用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機、中壓電纜以及廠房吊車等維護管理議題方面之研析，藉由參考國外先進國家之法規、研究報告內容，藉此提供管制單位作為維護管理安全管制參考建議。

關鍵字：用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機、中壓電纜、廠房吊車、維護管理安全管制。

國家原子能科技研究院

目錄

1. 前言	1
2. 核電廠除役期間過渡階段用過燃料池冷卻系統閥門維護管理議題研 析	5
2.1 前言	5
2.1.1 研究背景與目的	7
2.1.2 國內外除役階段之閥門維護管理議題	8
2.2 法規與規範基礎	11
2.2.1 美國 NRC 法規要求	11
2.2.2 ASME OM Code 規範	13
2.2.3 NUREG 與 Regulatory Guide	17
2.3 各類閥門議題探討	21
2.3.1 電動閥 (MOV)	21
2.3.2 氣動閥 (AOV)	23
2.3.3 止回閥 (Check Valve)	26
2.4 閥門檢測與維護週期	30
2.4.1 NUREG-1482 建議之檢測頻率	30
2.4.2 OM Code 的測試延後與豁免條款	32
2.4.3 動態測試條件 (流量與壓力要求)	33
2.4.4 電廠執行情況與 NRC 視察差異案例	35
2.5 驗證與診斷技術	36
2.5.1 MOV 驗證技術	36
2.5.2 非侵入式檢測技術	38
2.5.3 組件子系統與底座模組式閥門測試豁免	40
2.5.4 診斷工具與資料解析	42
2.6 綜合分析與建議	44
2.6.1 NRC 文件與電廠執行差異比較表	44

2.6.2	檢測與驗證之整合策略.....	47
2.6.3	對國內核能電廠除役期間過渡階段前期之建議.....	49
2.7	小結.....	51
3.	NRC 對核電廠安全柴油發電機的應用與測試要求法規比較.....	53
3.1	前言.....	53
3.2	法規比較.....	55
3.2.1	Regulatory Guide 1.9 Rev. 3.....	55
3.2.2	Regulatory Guide 1.9 Rev. 4.....	64
3.3	國內核能電廠緊急柴油發電機定期測試.....	75
3.3.1	核二廠.....	75
3.3.2	核三廠.....	77
3.4	小結.....	79
3.4.1	核電廠依據 RG 1.9 Rev. 3 之測試現況.....	79
3.4.2	Regulatory Guide 1.9 Rev. 3 與 Rev. 4 之主要差異.....	79
3.4.3	建議國內核電廠可參考 Rev. 4 版本加強測試項目.....	80
4.	核電廠電力電纜老化管理之 NRC 規範要求與國內措施比較.....	81
4.1	前言.....	82
4.2	相關法規要求.....	84
4.2.1	NUREG-1801 Rev. 2.....	84
4.2.2	NUREG-2191 Rev.1.....	86
4.2.3	RG 1.218.....	89
4.3	電纜絕緣測試方法.....	91
4.4	國內核能電廠中壓電纜維護定期測試.....	99
4.4.1	核二廠.....	100
4.4.2	核三廠.....	102
4.5	小結.....	103
5.	護箱吊車(Cask Crane)改善評估.....	106
5.1	簡介.....	106

5.2 重載吊運國際管制規範.....	106
5.3 近期國際重載吊運運轉經驗.....	110
5.3.1 運轉經驗彙整.....	110
5.3.2 近期吊運事件查詢.....	114
5.3.3 駐廠視察作業.....	114
5.3.4 重大地震後的檢查.....	118
5.4 核三廠用過核子燃料廠房護箱吊車改善作業.....	119
5.5 管制、視察作業建議.....	121
6.結論與建議.....	121
參考文獻.....	128
附件一 共通項目執行概況.....	138
附件二 USNRC 對核電廠動力操作閥設計基準能力視察之經驗彙整	140

附圖目錄

圖 2-1 閥門特性曲線 (valve characteristic curve).....	26
圖 2-2 霍爾效應感測器.....	30
圖 3-1 緊急柴油發電機系統之邊界與支援系統.....	62
圖二-1 氣動止迴閥(左)與電動閘閥(右).....	142

附表目錄

表 1-1 本計畫預計完成項目之甘梯圖	3
表 2-1 安全相關閥門測試要求與實際電廠執行情況彙整	44
表 3-1 RG 1.9 Rev. 3 之啟用前和監測測試時間表	64
表 3-2 RG 1.9 Rev. 4 之啟用前和監測測試時間表	74
表 3-3 RG 1.9 在定期測試和設計鑑定 Rev.4 相較 Rev. 3 之加強重點	81
表 5-1 吊運意外事件發生次數前十名：	113
表二-1 NRC Information Notice 2021-01 與 Supplement 1 之比較.....	162

1. 前言

我國核能電廠已陸續進入除役階段，雖停止運轉及發電作業，但反應爐及用過燃料池內仍存放用過核子燃料。部分關鍵留用系統與設備仍必須維持其原有設計功能，例如用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機、中壓電纜與用過燃料池吊車等。基於安全考量，除役期間仍需依循運轉階段之相關法規、安全管制標準及維護管理規定，確保重要系統與設備的妥善維護與監督，以維繫整體除役安全。

同時，為提升除役階段的安全管制效能，本計畫蒐集並分析國際間核電廠除役相關的安全管制標準、技術指引及維護經驗案例，並與國內核電廠現行維護作業方式進行差異比較，探討關鍵維護技術所需考量之因子，提出具體之管制建議，以作為主管機關研訂政策與規範的技術支持。另透過教育訓練與核電廠技術訪視活動，強化管制人員之專業知能與實務判斷能力，提升整體除役安全管制效能。

基於上述目的，國家原子能科技研究院受核能安全委員會委託，執行「114年核電廠除役期間重要設備維護管理安全管制技術研究」計畫，針對核三廠主要留用設備進行系統性研析。本年度計畫重點工作包括三個子項計畫及兩個共通項目，詳細說明如下：

- (一)子項計畫一：研析核三廠除役期間用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機及其他仍需維持運轉之重要系統主動件之失效模式與被動件老化效應，並與國內核電廠維護作業進行差異比較分析，提供管制要項建議。

- (二)子項計畫二：研析國際間核電廠中壓電纜劣化案例與管制經驗，以及國際維護技術應用實例和技術規範，與我國核電廠維護作業進行差異比較分析，提供管制要項建議。
- (三)子項計畫三：研析核三廠用過燃料池吊車之設計、運作、維護相關技術規範及國際間相關案例，提供管制要項建議。
- (四)共通項目一：針對核安會管制同仁，提供核電廠除役期間重要設備維護管制教育訓練 2 場次，每場次 2 小時，並提出教育訓練時程、課程內容、授課師資、課程進行型態等完整規劃及課程講義，以精進本會執行安全管制之技術能力。
- (五)共通項目二：辦理維護技術訪視，提供會議資料及紀錄供本會參考。

表 1-1 為本計畫預計完成項目之甘梯圖及說明。

本報告後續各章將依序說明上述各子項計畫工作內容。第二章至第五章將分別就核三廠用過燃料池冷卻系統閘門、緊急柴油發電機、中壓電纜及用過燃料池護箱吊車進行維護管理之研析，第六章則彙整各項成果，提出綜合性結論與建議。

共通項目的部分(包括教育訓練與核電廠維護技術訪視)則於附件一說明執行概況，並另外提供詳細紀錄及訓練教材；附件二則提供美國核管會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC)針對核電廠動力驅動閘設計基準能力視察之經驗彙整。雖該研究並非本年度研究項目，但其內容與除役電廠安全密切相關，可作為後續研究方向之參考。

表 1-1 本計畫預計完成項目之甘梯圖

年月	1	2	3	4	※5	6	※7	8	9	※10	11	※12	備註
工作項目													
研析核三廠除役期間用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機等需維持運轉之重要系統主動件之失效模式與被動件老化效應，並與國內核電廠維護作業進行差異比較分析，提供管制要項建議。				■									
研析國際間核電廠中壓電纜劣化案例與管制經驗，以及國際維護技術應用實例和技術規範，與我國核電廠維護作業進行差異比較分析，提供管制要項建議。						■							
研析核三廠用過燃料池吊車之設計、運作、維護相關技術規範及國際間相關案例，提供管制要項建議。				■									
針對核安會管制同仁，提供核電廠除役期間重要設備維護管制教育訓練 2 場次，每場次 2 小時，並提出教育訓練時程、課程內容、授課師資、課程進行型態等完整規劃及課程講義，以精進本會執行安全管制之技術能力。									■				
辦理核三廠維護技術訪視，提供會議資料及紀錄供本會參考。									■				辦理核三廠技術訪視前會先至會裡討論技術訪視內容，確認後再進行電廠訪視。
工作進度估計百分比 (累積數)	1%	3%	5%	10%	25%	35%	50%	60%	70%	80%	90%	100%	

預定查核點	第1季：	(1) 用過燃料池冷卻淨化系統、儀電類設備 EDG 相關維護管理規範與資料彙整。 (2) 燃料池吊車相關議題資料彙整。
	第2季：	(1) 用過燃料池冷卻淨化系統、EDG 國際研究報告與維護管理案例說明。 (2) 中壓電纜資料彙整與議題說明。 (3) 核三廠用過燃料池吊車議題說明。 (4) 7月10日前提交期中簡報
	第3季：	(1) 核三廠用過燃料池冷卻淨化系統、EDG 國內現況議題與國際案例研析。 (2) 中壓電纜國內維護管理現況與國際案例研析。 (3) 核三廠用過燃料池吊車國內現況議題與國際案例研析。 (4) 11月13日前完成兩場次教育訓練。
	第4季：	(1) 11月13前完成核三廠現場訪視作業。 (2) 年度成果彙整與說明。 (3) 重要議題管制建議說明。 (4) 11月13日前提交期末報告紙本及電子檔。
<p>說明：1. 工作項目請視計畫性質及需要自行訂定。預定進度以粗線表示其起迄日期。</p> <p>2. 「工作進度百分比」欄係為配合管考作業所需，累積百分比請視工作性質就以下因素擇一估計訂定：(1) 工作天數，(2) 經費之分配，(3) 工作量之比重，(4) 擬達成目標之具體數字。</p> <p>3. 每季之「預定查核點」，請在條形圖上標明※符號，並在「預定查核點」欄具體註明關鍵性工作要項。</p>		

2. 核電廠除役期間過渡階段用過燃料池冷卻系統閥門維護管理議題研析

本章以核能電廠除役期間過渡階段之安全相關閥門法規與導則要求為核心，針對美國核管會相關依據進行研析。內容涵蓋 10 CFR 50.55a 對 ASME Operation and Maintenance (OM) Code 的強制性引用、GL 89-10 對電動閥 (Motor-Operated Valve, MOV) 設計基準功能驗證之要求，以及 GL 96-05 所建立的週期性驗證計畫。此外，亦比較 NUREG-1482 Rev.2 與 Rev.3 在運轉中測試週期與檢測方式之演變，並探討 RG 1.192 與 RG 1.193 對 OMN 系列 Code Case 的適用性。綜合分析結果顯示，美國相關法規已逐步由固定週期測試轉向風險導向與性能導向之管制模式。最後，本章依據國際規範之發展趨勢，提出對我國核電廠於除役過渡階段仍需維持運轉之安全閥門管制建議，並強調持續遵循法規原則，以確保用過燃料池之安全運轉。

2.1 前言

核能電廠在進入除役過渡階段前期，反應爐雖已停止運轉，但用過燃料池冷卻系統與相關設備仍需運轉，以確保用過核子燃料所需之安全功能可持續維持。核三廠於 114 年度全面停機後，爐心核子燃料目前已移置用過燃料池暫存，在過渡時期仍須仰賴餘熱移除系統、廠用海水/循環水冷卻系統等設備之運轉，以維持其安全功能需求。為遵循國際最新經驗並確保除役期間過渡階段用過核子燃料的安全等相關要求，本研究參考國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)於 2021 年發佈的報告「Ageing Management of Nuclear Power Plants during Delayed Construction Periods, Extended Shutdown and Permanent Shutdown Prior to

Decommissioning」所提出的精神與原則[1]，探討我國核能電廠進入除役期間對於安全重要之留用設備在維護管理方面應關注之議題。該報告彙整了各國在延長停機和除役準備階段的老化管理作法，強調即使在反應爐停機後，仍須針對持續留用的系統設備進行妥善維護，以防止性能劣化。另一方面，113年8月日本福島第一核電廠(Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant)第二號機組發生用過燃料池冷卻水大量洩漏的事件，估計約有25公噸冷卻水洩漏至反應爐建物內部[2]。此一事件凸顯核電廠進入除役或長期停機時，若對相關設備的老化問題關注不足，仍可能引發預期外的安全疑慮。基於上述國際指引與經驗教訓，我國除役階段核電廠之維護策略有必要針對安全相關之閥門等重要設備進行更深入的審視，確保這些設備在除役過程中維持可靠運轉。

本章節之研究目的在於針對我國核能電廠除役期間重要留用設備的老化管理與維護議題進行系統性的分析，本年度聚焦於各類閥門相關的議題探討。透過參考美國核管會發布的 NUREG-1801, Rev.2 [3]中所建立的老化管理框架與要求，評估我國除役核電廠中持續運轉設備所承受之負荷與環境條件變化、系統組件材質狀況以及歷年維護經驗，從中歸納出影響閥門性能與壽命的關鍵因子，據此提出重要設備（如冷卻水、補水系統中各型式的控制閥、止回閥等）維護管理的重點措施與管制建議。旨在彙整研析適用於除役階段的閥門老化管理與維護之管制技術建議，確保與安全相關的重要閥門即使在設備屆齡，甚至超過原始設計壽限後，仍能滿足安全功能需求，不因老劣化導致性能下降或失效。

2.1.1 研究背景與目的

隨著我國核能發電機組陸續進入除役時程，如何在反應爐停機後維持用過核子燃料安全，是當前台電公司與管制單位關注的議題之一。其中，用過燃料池冷卻系統、緊急柴油發電機、海水冷卻系統等，在除役初期到核子燃料移出廠區完成前，依然屬於核能電廠不可或缺的留用運轉設備。特別是這些系統中的各類閥門組件，在控制冷卻水流程、隔離迴路及維持系統壓力邊界方面扮演關鍵角色，其可靠度直接影響整體安全。因此，本研究首先回顧國內外相關經驗與指引，以確認除役階段需要關注的閥門老劣化維護管理議題。

目前國內各核電廠的除役進度雖有所不同，但仍有共通點，即在乾式貯存設施尚未全面運轉、用過核子燃料仍暫存於廠區的情況下，各廠皆需維持一定的冷卻系統運轉以維持用過核子燃料之安全。例如，核一廠由於 113 年度前，兩部機組的用過核子燃料尚存於反應爐內，而室外乾貯設施已於 113 年取得完工證明並進行熱測試，且 114 年初開始執行護箱核子燃料裝填等作業，但在核子燃料正式完全移出廠區前，廠內的用過燃料池冷卻淨化系統仍需透過聯合結構廠房冷卻水系統及緊要海水系統作為最終熱沉，這表示原本在運轉階段僅於異常或緊急情況下才啟用的海水冷卻迴路（如緊急海水系統 Essential Service Water, ESW），在除役過渡階段必須長時間連續運轉，相關管線與閥門將面臨持續的海水腐蝕與結垢等情況；再如核二廠兩部機組雖已於 110 年底與 112 年初先後停機，除役許可尚未核發前，用過核子燃料同樣留在池中，需要依賴原有反應爐餘熱移除系統和最終熱沉（海水冷卻）系統不斷運轉。核二廠計畫在未來建置用過燃料池島模式來簡化系統範圍，但在此之前，其冷卻水迴路的各項閥門和泵浦仍須維持正常功能，不會因停機而降低

維護管理要求；核三廠則因為兩部機組停機時間相隔不到一年，所有爐心核子燃料可集中至用過燃料池，使該廠也具備規劃用過燃料池島的條件，但在取得相關建置許可之前，核三廠同樣需維持餘熱移除系統（Residual Heat Removal, RHR）、廠用海水冷卻系統（Nuclear Service Cooling Water, NSCW）、爐心冷卻水系統（Component Cooling Water System, CCWS）、緊要冷卻水系統（Essential Cooling Water System, ECWS）以及循環水系統（Circulating Water System, CWS）等的正常運轉，以確保用過燃料池冷卻等相關之安全需求。然而，值得注意的是，儘管反應爐停止運轉後廠區總體風險大幅降低，但安全要求仍須維持應有之水準，意即在除役期間過渡階段，用過燃料池相關留用設備仍應比照運轉時期，尤其對於這些列於安全系統的閥門及元件實施定期檢查、功能測試與預防性維護，嚴防因老化導致的性能劣化。

綜上所述，本研究之背景在於國內核電廠逐步除役的大環境下，針對除役期間仍須運轉的重要系統與其配置之閥門，存在著老劣化需要因應的課題。研究目的在於結合國際經驗與標準，檢視並強化現行維護管理措施，並提出適切之管制建議，以確保在除役過程中，這類閥門及相關設備依然保持足夠的安全裕度與可靠度。透過汲取 IAEA 及美國核管會等提供之指引[4][5]，本文提出具體的維護重點與管制建議，並為管制單位提供相關建議之參考依據。

2.1.2 國內外除役階段之閥門維護管理議題

在核電廠除役階段，有別於正常運轉時期的設備管理策略，特別是對於閥門這類控制流體流動與系統隔離的關鍵元件，在長期停機或低功

率運轉條件下所面臨的可能老劣化因素(如孔蝕、電位腐蝕以及微生物腐蝕等)皆值得深入探討。

國際經驗方面，IAEA 等國際組織強調在延長停機或除役過渡期間必須對持續運轉設備實施積極的老化管理措施。例如，歐盟在首次重點檢視老化管理的同儕審查中指出，各國電廠持照業主應在機組長期停機時鑑別相關的老化機制，並採取適當措施控制設備之老劣化[6]。許多國家經驗顯示，當核電廠處於延長停機狀態時，系統的運轉參數和環境條件可能與正常運轉時大相逕庭，需要相應調整維護重點。例如，系統長時間停止或僅維持最低運轉，將導致某些區域流體滯留，致使溫度和濕度分布發生變化，進而使材料老化行為出現新的模式[7]。對閥門而言，長期處於固定開啟或關閉位置可能導致閥瓣與閥座黏著、密封件因缺乏潤滑而乾裂，或者滯留的介質沉積物加劇腐蝕和導致堵塞風險。此外，一些國家過去曾發生安全相關閥門在關閉多年後嘗試重新啟用時失效的案例[8]，反映出缺乏定期動作與檢查可能導致閥門可靠性降低。因此，國際上針對除役或長期停機狀態下的核能電廠設備維護，建立了附加的管制要求。例如加拿大規範要求[9]，當系統或元件在延長停機期間被置於暫停使用或封存狀態時，業者需制定額外的維護與監控措施以防止老化劣化，並在計畫重新啟用前進行狀態評估[10][11]。整體來說，國際經驗強調，即便反應爐不再運轉，對於仍需履行安全功能的閥門等結構、系統與組件(Structures, Systems, and Components, SSCs)，持照業主必須延續並強化老化管理計畫，包含定期檢測、功能(診斷)測試、預防性保養以及必要時的更新或替換，以確保這些元件在除役期間保持可用及可靠。

國內現況方面，我國除役中的核電廠在閥門管理上也面臨類似安全議題，需要結合上述國際經驗加以強化安全維護。首先，我國第一代核能機組大多興建於 1970 - 1980 年代，許多閥門元件經過數十年運轉早已接近甚至超過原設計壽命，此時之材料老化、機構磨損等問題在除役期間過渡階段中，系統操作模式的改變可能引發某些老化機制，例如前述核一廠將海水冷卻改由緊要海水系統長期運轉(除役期間即隔離廠用海水系統(SW)，CSCW(Closed Service Cooling Water)熱交換器管側由緊要海水系統供應所需海水，並將熱移入大海)，該系統閥門原本僅短時運轉，除役期間過渡階段則維持連通海水流通，長期下來更容易累積海生物污垢和腐蝕沉積，對閥門的密封性能與啟閉靈活度將形成更高頻率之需求。此外，在壓水式反應爐(如核三廠)停機後，RHR 系統通常於壓力與溫度降低至可接受範圍後啟動，用以移除爐心餘熱。該系統運作頻率低，閥門多處於低溫低壓環境，熱循環與操作次數有限，因此熱疲勞風險較低。閥門維護的重點主要在於驅動器可靠性與閥座密封性能。

綜合而言，國內核電廠在除役期間過渡階段的閥門管理面臨如同國外核能電廠商轉之共同議題如下：

- 老化與可靠度：閥門可能出現材料劣化(如腐蝕、磨損)、密封件老化硬化，導致內漏或運轉卡滯的風險增加，需要加強老化管理與壽命評估。
- 操作條件改變：運轉頻率的改變，可能引發持續運轉時之不明顯的劣化機制，例如滯流區域的縫隙腐蝕、間歇運轉造成的熱循環疲勞等。

- 維護資源及體制：維護程序的完備與落實，包括定期的閥門動作試驗、校驗及預防性更換計畫；此外，針對老舊設備的備品取得與技術支持問題，亦需提早規劃替代方案[12]。
- 管制要求：管制單位在除役階段持續關注安全相關設備的狀況，持照業主須提供充分證據證明閥門等元件之老化效應具備有效的控管。這代表需要建立完整的紀錄和報告機制，並追蹤每一重要閥門的健康指標和維護措施，以符合法規與安全標準。

有鑑於上述議題，本研究後續章節將針對除役階段核電廠閥門維護的關鍵技術與管理議題展開深入探討，並提出具體的改進對策與建議，以提升我國核電廠在除役期間過渡階段留用設備的安全性與可靠性。透過藉由國外案例經驗研析與探討，期望能為除役階段的閥門維護管理提供明確的管制建議，確保相關系統設備在現階段持續達成其安全功能之發揮。

2.2 法規與規範基礎

2.2.1 美國 NRC 法規要求

NRC 在聯邦法規 10 CFR 50.55a 中明定核電廠運轉中檢測與試驗必須遵循 ASME OM Code，對持照業主具有強制約束力。換言之，核電廠必須依據 10 CFR 50.55a 所指定之 ASME OM Code 版本及條文執行閥門運轉中測試計畫[13]；此外，NRC 會定期透過修訂 10 CFR 50.55a 將更新的 ASME OM Code 版本納入，使最新的檢測要求具有法規效力。同時，10 CFR 50.55a 也允許業者提出替代方案或豁免申請，但須充分證明其安全性水準與既有要求相當，並經主管機關審查核准後方可採行。

在閥門維護管理方面，NRC 過去曾透過發布通用信函（Generic Letter, GL）提出具體的技術與管理要求。其中，GL 89-10（發布於 1989 年）針對安全相關電動閥（MOV）提出額外之測試與維護強化措施。此舉的背景在於，當時 ASME Code Section XI 僅要求對 MOV 進行行程時間測試（Stroke-Time Test），即在無壓、無流條件下操作閥門開關並測量動作時間。此測試雖可作為監測閥門啟閉狀況之參考，但不足以驗證其在設計基準條件下的功能完整性[14]。實際運轉經驗與後續研究均指出，僅依行程測試與洩漏測試不足以評估 MOV 在實際負載下的性能；因此，NRC 發布 GL 89-10 「Safety-Related (1) Motor-Operated Valve Testing and Surveillance」，要求各核電廠建立完善的 MOV 測試與監測計畫，以確保所有安全相關 MOV 能在設計基準條件下確實執行其功能 [15]。GL 89-10 要求的重點包括：審查每個 MOV 的設計依據、進行初始設定並定期校驗其扭矩與行程開關設定值、在可行情況下，於設計壓力與流量條件下執行動態性能測試、改進閥門故障的評估與改善措施，以及對閥門問題進行趨勢分析。此外，GL 89-10 建議業者在約三個大修週期或五年內完成上述計畫，並提出週期性驗證機制，例如每五年或三個大修週期重新確認 MOV 的性能，以及每兩年對 MOV 表現趨勢進行評估。這些措施超越當時 ASME 在役測試（Inservice Testing, IST）之最低要求，目的在於確保 MOV 於機組全壽期內皆維持可操作與符合設計功能之狀態。

隨著各核電廠陸續完成 GL 89-10 所要求的一次性設計基準驗證計畫，NRC 注意到未來仍需長期機制，以週期性地確認 MOV 持續具備設計基準功能。為此，NRC 於 1996 年發布 GL 96-05 「Periodic Verification of Design-Basis capability of Safety-Related Motor-Operated Valves（安全

相關電動閥設計基準能力之週期驗證)」[16]。此信函發布背景在於 GL 89-10 雖然要求進行初始設計基準能力確認，但對後續長期維護與週期驗證的指導仍屬有限。GL 96-05 明確要求各電廠建立長期的 MOV 週期性驗證計畫，定期確認安全相關 MOV 繼續具備其設計基準功能。依據 GL 96-05，持照業主必須針對閥門可能出現的劣化機制，建立適當的監測與診斷測試策略，以確保隨時間推移，閥門需求扭矩或推力增加、驅動器輸出能力下降等效應能被及時發現並處置。GL 96-05 要求各廠在正式收到信函 60 天內回報是否採取行動(以 NRC 發出 GL 96-05 正式信函的收受日 (date of receipt by licensee) 作為起算點)，並於 180 天內提交所建立之 MOV 週期性驗證計畫摘要[17][18]。值得注意的是，GL 96-05 明確取代了 GL 89-10 中有關 MOV 定期驗證的部分，允許 NRC 結束對 GL 89-10 計畫執行情況的個案審查。GL 96-05 也提及了業界在 GL 89-10 實施過程中發展的良好做法，以及 ASME 正在制定的相關規範改進，例如 NRC 在附件中給出了對 ASME OM Code 案例 OMN-1 (針對 MOV 診斷測試的替代規則) 的立場說明[19]。總而言之，GL 89-10 和 GL 96-05 的要求最終透過 ASME OM Code 的修訂 (如增列強制性附錄 III 專門規範 MOV 試驗) 以及 10 CFR 50.55a 的條款得以體系化，使 MOV 的初始驗證與週期性復驗正式納入法規體系，成為核電廠運轉中測試與維護管理的強制要求。

2.2.2 ASME OM Code 規範

ASME OM Code 對核電廠內閥門之運轉中診斷測試提出了明確且具體的規定。該規範依據閥門的功能需求與測試方式，將閥門進行分類，以便選用適當的試驗頻率與方法。在 OM Code 中，閥門主要分為

Category A、Category B、Category C 三類，某些閥門可能同時屬於 A 和 C 類（稱為 Category A/C）。各類別之定義如下：

- Category A 類閥門：此類閥門之關閉洩漏嚴密性對於其安全功能之達成具有關鍵影響，必須確保閥座洩漏率在規定限值以內。因此，在 IST 計畫中，對 A 類閥門除需執行基本之操作性能試驗外，通常尚須進行閥座洩漏試驗，以確認其關閉時的密封能力符合設計與安全分析要求。例如，位於反應爐冷卻劑壓力邊界或用作安全隔離功能之閥門，若設計上要求零洩漏或極低洩漏，即應歸類為 Category A。
- Category B 類閥門：此類閥門在執行安全功能時，對於關閉洩漏嚴密性不具敏感性，或無特定限值要求。換言之，少量內洩不會影響其安全功能之達成。因此，在 IST 計畫中，對 B 類閥門的重點為功能性動作試驗（如閥門啟閉行程試驗），而無需例行執行洩漏率測試。多數電動閥或氣動閥若其安全功能僅涉及開啟或關閉動作且無密封要求，即歸類為 B 類。Category B 的設置原意，是為了區分那些「只需動作、不需密封」的閥門，讓測試重點集中於動作試驗而非洩漏率驗證。然而，實務上許多閥門同時兼具啟閉與密封需求，若單純區分為 A 或 B，常導致業者在分類上產生混淆。例如，部分閥門雖其主要功能是啟閉流道，但在事故情境下仍可能需要防止逆流，此時若歸為 B 類而不做洩漏測試，則會低估安全需求。基於此，ASME 在 OMa-1987 增補版後，決定刪除 Category B，將原本的 B 類閥門併入 A 類。對於那些確實不需要密封性的閥門，雖歸為 A 類，但僅需執行動作測試，不必進行洩漏試驗，以此簡化分類並消除歧

義。NUREG-1482 (Rev.1, 1995 ; Rev.2, 2005 ; Rev.3, 2019) [20] 均對此演進做出解釋。NRC 在文件中指出，Category B 已於 1987 年刪除，並強調對於不需嚴密性要求的閥門，仍應列入 Category A，但測試僅需驗證動作性能。NUREG-1482 特別提醒，部分業主仍以「Category B」稱呼這類閥門，但在現行 OM Code 中已不再使用此分類，NRC 要求所有 IST 計畫應依照現行代碼分類執行。此外，NUREG-1482 也解釋了為何刪除此類別：一是避免模糊地帶導致測試不足，二是使代碼與 NRC 的法規 (10 CFR 50.55a) 引用保持一致，確保安全相關閥門不會因分類簡化而疏忽其驗證需求。因此，自 1987 年起，ASME OM Code 僅保留 Category A 與 Category C 兩種閥門分類。Category A 涵蓋所有需要進行動作測試與密封性能驗證的閥門，若閥門不涉及密封需求，則僅執行動作測試即可；Category C 則維持止回閥的獨立分類，仍要求透過逆流或位置檢測來確認其功能。這項調整與 NUREG-1482 的解釋互相呼應，使分類結構更單純，也更符合核能管制對於安全功能驗證的期待。

- Category C 類閥門：此類閥門通常指止回閥等依靠流體介質壓力自行動作的閥門。由於無外加驅動機構，止回閥無法像其他閥門一樣通過手動或遠程操作進行定期動作測試，因此 OM Code 對 C 類閥門規定了特別的試驗方法（例如利用系統流動或差壓來使止回閥動作的試驗，或定期解體檢查等）。C 類閥門要求進行開關功能試驗（驗證閥瓣能啟閉自如），但一般不要求常規的洩漏測試，除非其密封性也有安全需求。

- Category A/C 類閥門：某些閥門同時符合 A 與 C 類的條件，即需要嚴密關閉的止回閥。這類閥門在 IST 計畫中須執行雙重試驗要求：一方面需像 C 類閥門一樣進行定期啟閉功能試驗，另一方面又需像 A 類閥門一樣進行閥座洩漏率測試，以確保其逆止和密封功能均符合要求。典型例子如具隔離功能的止回閥（例如某些安全噴灑或緊急冷卻系統中的逆止閥既要能在需要時自動關閉防止回流，又需在關閉後保持壓力邊界不洩漏），這種閥門通常被標註為 A/C 類。

除了分類方式，ASME OM Code 也區分了功能測試與診斷測試這兩種試驗類型，用於評估閥門性能：

- 功能測試 (Functional Test)：指驗證閥門完成其設計功能動作的測試，通常是在正常工況或無負載條件下操作閥門以確保其能順利開啟、關閉或變位至所需位置。功能測試的例子包括閥門的定期動作試驗（開關行程試驗）、行程時間測量或失電關閉測試等。這類測試強調閥門的操作就緒性，即在需要時閥門能動作到位[21]。例如，每季度對安全相關閥門執行一次啟閉，以確認其機械運動部件未卡阻、動作時間在允許範圍內。
- 診斷測試 (Diagnostic Test)：指利用專門設備或技術對閥門性能參數進行測量與分析的測試。診斷測試通常在模擬或局部真實運轉條件下進行，透過安裝在執行機構或閥門上的感測器/儀器，量測諸如輸出推力或扭矩、閥杆位移、閥座壓力、電機電流特性等，以評估閥門的實際性能和劣化情形[22]。例如，對電動閥執行靜態診斷測試，在無流動壓力的條件下量測執行機構輸出的最大推力/扭矩及比較歷次結果，以判斷機械部件老化導致的輸

出能力變化[23]。又如在有壓差的條件下做動態診斷測試，測試閥門在接近實際工況時所需的驅動力。診斷測試與功能測試的差異在於前者提供定量資訊，可用來確定閥門性能餘裕是否足夠、預測未來劣化趨勢，從而支援預防性維護決策[24]。功能測試則是例行性的操作檢查，以確保閥門當下處於可用狀態。兩者結合可全面保障閥門可靠性，功能測試保證即時可操作，診斷測試提供長期性能完整性。

2.2.3 NUREG 與 Regulatory Guide

NUREG-1482 是 NRC 提供給業界的 IST 計畫指引文件。其中 Revision 2 (Rev.2) 和 Revision 3 (Rev.3) 分別代表不同時期對泵浦、閥門及動態支承（制震器/snubber）IST 的最新建議。Rev.2 大約於 2012 年前後發布，而 Rev.3 完成於 2020 年 7 月[20]。兩版文件的核心宗旨相同，都是闡述 IST 計畫的法規基礎並提供操作經驗反饋，但隨著時間推進，Rev.3 吸收了近年運轉經驗、IST 領域的新發展（例如風險知識的應用）以及 ASME OM Code 的最新變化，因而在若干方面對 Rev.2 的建議做出了更新或調整[19]。

- 在閥門測試週期方面，NUREG-1482 Rev.3 傾向於提供比 Rev.2 更具彈性與風險導向的建議。Rev.2 時期，IST 對閥門測試頻率多採用 OM Code 所規定的固定間隔（如每季度動作試驗，或每兩年洩漏測試等），僅在特定條件下允許延長至大修期間執行。而 Rev.3 結合了 OM Code 新增的績效導向條款與 Code Case，鼓勵在滿足安全目標前提下適當延長測試週期，以減少不必要的測試負擔。例如，Rev.3 討論了 OM Code 附錄 II 所提供的止

回閥條件監測方案，允許透過對閥門性能趨勢的監控來延長止回閥的全行程試驗間隔。依據該方法，多個同類止回閥可作為一組，在每個 10 年檢試周期內對組內各閥分期實施檢查/試驗，只要趨勢分析證明所有閥在延長間隔內仍能可靠動作，即可不必每季逐閥試驗。Rev.3 中對此類基於狀態監測或風險評價的延長間隔措施給出了經驗反饋，例如要求業者證明延長後對風險的影響可忽略不計，並提供充足的歷史數據支持。相比之下，Rev.2 對延長試驗間隔持較為保守的態度，更強調嚴格依據代碼頻次執行或在必要時通過豁免申請取得批准。總而言之，Rev.3 在試驗週期建議上更強調性能數據支撐下的靈活性，鼓勵運用風險知識（例如 10 CFR 50.69 分類）來調整 IST 範圍和頻度，同時計畫納入了新反應爐（後 2000 年建造機組）可能適用的不同 IST 策略[25]。

- 在數據紀錄與趨勢分析方面，Rev.3 明確強調了完整記錄閥門試驗結果及運轉經歷以支援決策的重要性。Rev.2 已建議對 IST 結果建立資料庫以監視性能變化，但 Rev.3 更進一步，將診斷測試所得的量化資料和日常功能測試結果統合納入持續監視。例如，Rev.3 建議對每次閥門動作試驗的關鍵參數（如行程時間、啟閉失敗或異常情形）做詳細記錄，長期分析趨勢以預測潛在劣化。對於執行診斷測試（如 MOV 扭矩推力測試或 AOV 響應時間測試）的數據，Rev.3 建議與先前基線比較以判定性能餘裕變化，並作為決定試驗間隔延長與否的依據之一。此外，Rev.3 承襲並加強了 Rev.2 對不符合代碼情形的紀錄要求，強調若某次 IST 結果未達標（如超出允許行程時間或洩漏率超標），需

記錄採取的矯正行動和後續再測結果，以備管制稽查。在數據管理上，Rev.3 也反映了數位技術的應用，鼓勵使用數位化資料管理系統保存和趨勢分析試驗數據，相較 Rev.2 時代更具效率和精確度。

- 在豁免條件與適用範圍方面，NUREG-1482 Rev.3 對於哪些閥門可排除在 IST 計畫之外以及何種情況下可申請豁免，有更清晰的敘述。根據 OM Code Subsection ISTC-1200，IST 範圍通常限於對反應器爐心冷卻及其壓力邊界、安全屏蔽完整性等有重要作用的閥門。Rev.2 中已指出某些純控制性質的閥（如只用於流程控制且失效不影響安全功能者）可不納入 IST。Rev.3 延續此原則，明確說明單純用於系統控制的調節閥一般可免於 IST 要求；但亦警示若這些控制閥同時肩負任何安全相關功能，則仍須納入管制範圍。這一點在 Rev.3 中著墨更多，以避免業者誤將重要閥門視為豁免對象。此外，Rev.3 列出了常見豁免情形的判據，例如：常時固定隔離且設計不需動作的隔離閥、無驅動機構且無需動作的盲板閥等，可通過技術規格或許可證條件明定不在 IST 範圍。對於無法按常規試驗的閥門，Rev.3 建議的解決方案也較 Rev.2 完整，例如採用工程分析或替代試驗手段來滿足管制要求，再向 NRC 申請核准。總括而言，Rev.3 在豁免條件上提供了更具操作性的指引，幫助業者釐清 IST 適用邊界，同時確保任何對安全有影響的閥門不被遺漏。

最後，NRC 透過發布 Regulatory Guide (RG)來說明對 ASME Code Cases 的接受度，其中與閥門運轉中測試相關的指引有 RG 1.192 和 RG 1.193。RG 1.192 「運轉維護 Code Case 的可接受性：ASME OM Code」

列出了 NRC 已認可且可供業者選用的 ASME OM Code 案例（包含 OMN 系列案例），以及在使用時應滿足的條件。這些 Code Case 提供了對標準 OM Code 要求的替代方案，例如 OMN-1 提供了電動閥診斷測試替代定期行程測試的方案、OMN-3 提供了基於風險資訊調整試驗頻率的方法等。RG 1.192 通常會對特定案例的使用給出附加條件或指引，以確保替代方案不降低安全餘裕。例如，RG 1.192 曾對 OMN-3 案例（風險分類用於 IST）設定條件，要求依據 NRC 認可的方法執行風險排序並滿足相應安全評估結論。業者如符合 RG 1.192 中的條件採用相應 Code Case，可視同符合 10 CFR 50.55a 的要求而無需逐案申請核准。相對地，RG 1.193 「不可接受使用的 ASME Code Case」則羅列了 NRC 認為不宜通用採用的 OM Code 案例。這意味著清單中的某些 OMN 系列案例可能因技術理由或安全考量未獲 NRC 接受，業者若欲使用需另行提出豁免或替代申請並經專案審查。同時，RG 1.193 也簡要說明了每個不被接受案例的原因，供業界瞭解哪些方面存在顧慮。總之，RG 1.192 和 RG 1.193 提供了 NRC 對 ASME OM Code 案例系列的採用立場：前者告知哪些案例可以用（如何用），後者告知哪些案例不可用。透過這兩份指引，業者在制定閥門 IST 計畫時可以參考其中建議，選擇已被接受的 OMN 系列案例（如 OMN-1、OMN-20 等）來強化測試計畫，並避免使用禁用的案例或瞭解如需使用時所需走的許可程序，確保其運轉中試驗方案既符合法規又兼具先進實用性。

2.3 各類閥門議題探討

2.3.1 電動閥 (MOV)

電動閥 (Motor-Operated Valve, MOV) 是在核電廠中由電動馬達驅動(簡稱驅動器)的閥門組合，通常用於遠程啟閉重要管路，執行隔離或節流功能。在事故情況下，MOV 必須在高溫高壓等嚴苛條件下動作，以關閉或開啟流路維持反應爐安全停機或事故緩解。因此，NRC 和 ASME OM Code 規範要求對 MOV 執行定期的運轉中測試 (In-Service Testing, IST)，以驗證其在設計基準條件下的操作能力。早期的 IST 規定只對 MOV 進行每季行程時間測試，但運轉顯示僅測量行程時間不足以證實 MOV 在設計基準條件下能正常運作。因此，自 1989 年起 NRC 透過 Generic Letter 等文件強調增加 MOV 性能驗證，要求執行能模擬設計負載的功能測試和診斷，以確保 MOV 在需要時具備足夠的驅動力達成要求功能。目前 ASME OM Code 已納入強制附錄 III，要求對安全相關 MOV 實施更全面的測試，包括風險資訊和診斷測試，以取代單純的行程時間測試，提供對 MOV 及其驅動器狀況的深入瞭解，這些規定確保每個具有安全功能的 MOV 定期接受功能測試或性能評估，滿足核電廠安全運轉需求。

推力與扭矩驗證原理與執行方面，MOV 的關鍵性能在於驅動器提供的推力或扭矩是否足以克服閥門在設計基準情況下的阻力(如高壓差造成的閥板阻力)。驗證原理是比較驅動器的可提供輸出與閥門在最嚴苛工況下所需輸出之差額，稱為 MOV 的功能裕度[26]。為確保裕度充足，必須進行一次性的設計基準驗證測試，在接近設計條件的壓差或力矩下驅動 MOV，以確認其能滿足安全相關需求。此類測試可在現場實

施，或在相似條件的原型裝置上進行，並以工程評估確證其適用性[27]。在日常檢測中，常使用診斷測試設備量測 MOV 的推力與扭矩。例如在提升閥（rising-stem valve）上安裝應變計測量閥杆推力，或在旋轉閥上量測執行器輸出扭矩，並透過電機電流訊號間接分析負載情形[28]。橡樹嶺國家實驗室（Oak Ridge National Laboratory, ORNL）的研究指出，電機電流隨機械負載變化，其微小紋波訊號包含了與機械感測器相當的豐富資訊，可用於判別 MOV 執行期間的各種現象（如閥板啟閉、扭矩開關動作等）[29]。在執行層面上，核電廠通常對每個安全相關 MOV 建立設計基準檔案，包含所需推力/扭矩值。定期透過靜態或動態診斷測試取得驅動器當前輸出能力數據，與基準要求相比較，這種以性能為基礎的驗證方法，確保 MOV 在需要動作時具備足夠力量完成啟閉功能。

MOV 測試相關 ASME OM Code Case: 為了改進 MOV 的 IST 方法，ASME 制定了多項 OM Code 案例（Code Case）提供替代要求。OMN-1 Code Case 題為「輕水式反應器核能電廠主動式電動閥組件的預運轉及運轉中測試替代規則」，最初於 1999 年增補發行。OMN-1 的核心是在確保閥門運轉就緒的前提下，以定期診斷測試取代傳統的行程時間測試。它要求執行一系列新的測試：包括上述的一次性設計基準驗證測試、運轉前測試、運轉中定期診斷測試以及維護後測試等，以性能為基礎評估 MOV 效能[30]。OMN-1 允許根據閥門設計、可用裕度、操作條件及歷史劣化情形，藉由工程評估決定測試方法和頻率。因此各個 MOV 可依風險和重要性分類，適當延長測試週期；OMN-1 實質上取代了 ISTC 中每季行程時間和位置指示確認的硬性頻率要求，改以診斷結果和預防性維護表現決定測試間隔。NRC 在 Regulatory Guide 1.192 中允許採用 OMN-1 作為符合 GL 89-10 與 96-05(MOV 測試計畫)的方法。在 OMN-

1 的基礎上，ASME 後續推出 OMN-11 Code Case，標題為「電動閥的風險告知之運轉中測試」，允許採用 MOV 風險排序結果來調整測試方案 [31]。OMN-11 規定必須先實施 OMN-1，然後針對低安全重要性的 MOV，放寬 OMN-1 對閥門分組測試的限制，可將風險較低的 MOV 納入其他高相似性組別中，減少個別測試頻次，從而降低檢測負擔，同時維持必要的功能信心。值得注意的是，OMN-1 及 OMN-11 的主要內容後來已被整合進 OM Code 2009 版的強制附錄 III 中。此外，OMN-17 Code Case 雖然名稱上與 MOV 無關，但也是核電閥門管理中的重要案例。OMN-17 題為「Class 1 壓力安全/釋壓閥的替代測試規則」，針對一級安全閥/減壓閥提供了延長試驗間隔的依據 [32]。根據 OMN-17，可將這些安全/釋壓閥的功能測試週期從標準的 60 個月延長至 72 個月（附帶 6 個月寬限期），但須在延長前對每顆閥執行拆卸檢查，確定內部零件無老化缺陷或維護引入的磨損 [33]。此特殊維護要求相當於在延長試驗間隔前進行預防性翻修，以確保閥門在更長週期內仍可靠可用。總而言之，OMN-1 和 OMN-11 著重於提升 MOV 測試有效性與風險效率，而 OMN-17 則著重於其他類型安全閥試驗週期的優化。這些 Code Case 為核電廠閥門管理提供了靈活但經驗支撐的替代方案，在特定情境下可提高檢測計畫的效能與經濟性。

2.3.2 氣動閥 (AOV)

氣動閥 (Air-Operated Valve, AOV) 利用壓縮空氣作為驅動力，透過氣壓驅動執行機構來開啟或關閉閥門。AOV 廣泛用於流程控制和隔離，在核電廠中常見於調節閥、快速啟閉閥以及安全隔離閥等。其控制特性可透過氣動回路的設計進行調整，以滿足系統需求。例如，一些重要

AOV 採用快開設計，在接收到啟動信號時迅速充氣動作，以最短時間開啟閥門提供冷卻水或安全噴灑等功能；相反地，對於需要防止水錘衝擊的管路，AOV 則常設計為緩關特性，在關閉行程中利用節流孔或阻尼器（dashpot）控制排氣速度，減緩閥板落座速度，避免管路壓力驟變[34]。此外，氣動閥的驅動器可藉由彈簧及儲氣設備設定失效位置（如失氣時彈簧迫使閥門關閉或開啟），以確保在喪失氣源時閥門仍朝安全方向動作。透過調整電磁閥、減壓閥及流量控制閥等元件，AOV 的啟閉時間和動作曲線可以被精確調校，使其既能滿足快速響應的要求又可避免對系統造成沖擊。

常見測試與診斷參數：為確保 AOV 性能穩定，通常需要監測多項關鍵參數並定期進行測試診斷。其中一項基本測試是行程時間測量，即量測閥門從收到信號到完全開啟或關閉所需的時間。行程時間過長可能表示氣源供應不足、驅動部件磨損或內部摩擦過大。其次，供氣壓力是重要參數，必須確認在閥門動作全程中氣源壓力維持在規定範圍，沒有因瞬間大量用氣而嚴重下降。診斷技術可偵測到供氣壓力在閥門大幅動作時的壓降情形，以識別管線阻塞或氣源容量不足的問題。第三，定位器響應與精度需要關注。對裝有定位器的調節閥，可透過階躍響應測試與閥位回授信號比較來評估定位器/閥門組合的動態性能，例如是否存在遲滯、超調或死區。專用診斷系統可執行全行程掃描和分步反應測試，以量化閥門的摩擦力、死區大小以及關閉密合性，同時計算驅動器的彈簧剛度和預緊設定是否符合規格。這些測試有助於發現填料函摩擦過大或內件卡阻等問題[35]。除了上述項目，AOV 的診斷還包括氣源漏氣率（透過測量氣體質量流量檢測執行器及管線有無洩漏[36]）、定位精度（穩態時閥位是否達到指令位置）等。透過將當前測試結果與過往基準

狀態比較，可追蹤 AOV 性能隨時間的變化趨勢，提前發現潛在劣化並安排維護。總之，行程時間、供氣壓力穩定度、定位器/閥門響應特性等是 AOV 常規監測的重點參數，這些診斷指標共同確保氣動閥在需要時能快速且可靠地動作至預期位置。

非侵入式測試或診斷實例：隨著核電維護技術的進步，許多 AOV 診斷可在不停機、非解體的情況下完成，即所謂非侵入式測試。一個典型的方法是氣動特性分析：在現場對閥門執行所謂靜態氣壓診斷試驗，逐步改變執行器氣壓並記錄閥門行程位置的全程曲線[37]。例如，從閥門全關位置開始緩慢提高施加於執行器的氣壓，同時以高精度位移感測器量取閥杆/閥板的位置變化，繪製氣壓-行程曲線(如圖 2-1)。分析此曲線可辨識出幾個關鍵點：克服閥門初始閥座壓緊力所需的壓力、閥門開始移動的閥 cracking 壓力、全行程中的動摩擦特性等。實務上，曲線在啟動行程初段往往出現一個平臺，表示需要達到一定壓力以克服彈簧預緊力和靜態摩擦，之後閥板開始平順升起。類似地，在關閉回程時，氣壓下降，閥板復位，其曲線與開啟時形成一個滯後環。透過對開啟與關閉壓力差異的分析，可以計算閥門摩擦力大小；而開啟終點與關閉起點的壓力平均值則反映彈簧剛度和閥座密封負荷等資訊。這種以執行器壓力與閥位回授為基礎的診斷技術，可在無需拆卸閥門的情況下，評估 AOV 內部機構的潤滑及磨損狀況。例如，若曲線顯示需要異常高的壓力才能使閥門啟動，可能意味填料函摩擦力過大或閥杆有卡滯；若閥門關閉時壓力無法建立到足夠水平則可能表示彈簧疲乏或內部洩漏。核電業界已開發專用的便攜式診斷設備（如 Emerson 公司的 FlowScanner QL 等）來實現此類測試，其透過安裝外部傳感器即可同時量測執行器壓力和閥門位移，高精度地捕捉閥瓣起座瞬間及整個行程特性[38]。曾有應用案

例利用此技術診斷一大型進氣閥，成功發現定位器反應遲滯和執行器內洩，使工程人員在閥門失效前預先維修，更換了老化的 O 形環和校正定位器設定。總而言之，透過非侵入式的氣壓與閥位監測診斷，可以在日常運轉條件下及早發現 AOV 性能隱患，提升系統可靠度並減少不必要的解體檢修次數[39]。

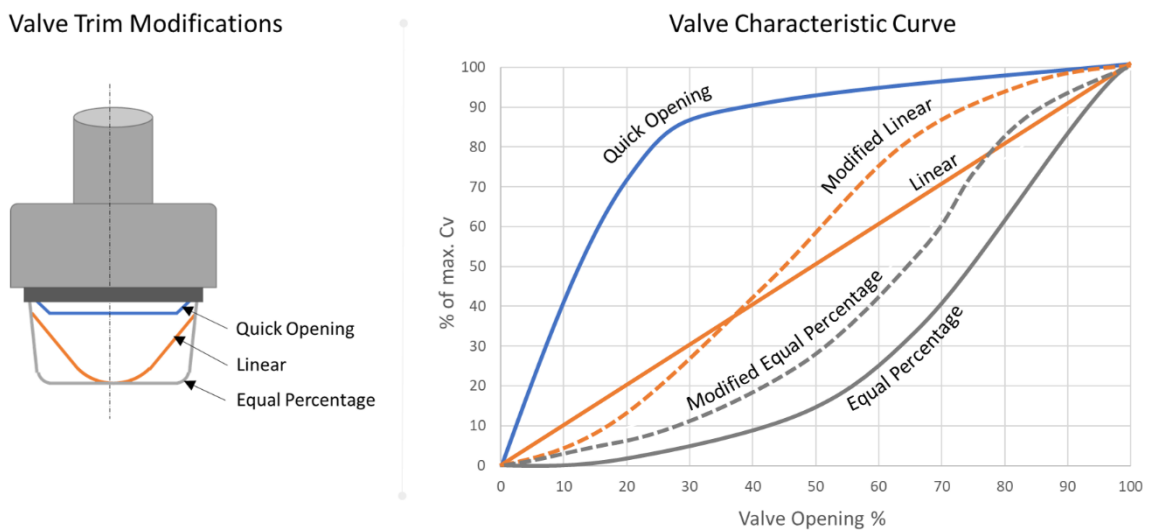


圖 2-1 閥門特性曲線 (valve characteristic curve)

2.3.3 止回閥 (Check Valve)

主動式與被動式定義差異 (NRC vs ASME OM Code)：止回閥是一種依靠介質流動自身驅動來開閉的單向閥，廣泛應用於防止流程逆流。在核安規範中，“主動式”或“被動式”閥門的分類取決於其在執行安全功能時是否需要動作（即改變位置）。若安全功能的實現依賴於閥門在需求狀況下啟閉或移動，則屬於主動式閥門；若閥門在執行安全功能時不需改變位置，而僅需維持其原本狀態（例如保持關閉或開啟），則屬於被動式閥門。美國 NRC 和 ASME OM Code 對此有一致的基本原

則：若一閥門必須改變其內部閥板（obturator）位置才能完成特定安全功能，則屬於主動式（Active）；反之，若其安全功能不需閥板移動即可達成，則屬於被動式（Passive）。例如，當事故發生，需要冷卻水注入反應爐時，系統壓差（上游壓力大於下游壓力）會推動閥瓣打開，使冷卻水流入核心，這種情況下閥瓣由關閉轉為開啟即是執行主動功能，該閥被視為主動式止回閥。同理，若止回閥的安全功能是防止逆向洩漏（保持關閉狀態避免倒流），而在正常待命狀態下它已經處於關閉且滿足功能，則在事故中無須再移動，這一功能可視為被動性質。然而實務上，大多數安全相關止回閥都被視為需動作的“主動元件”，因為即使其正常狀態滿足一種安全需求（如維持關閉防止洩漏），在其他情況下（如當需要允許單向流動時）它仍必須改變位置。例如一個安全噴淋系統的止回閥，平時關閉防止水倒灌是其一項被動功能，但在事故噴灑啟動時又必須打開讓水通過，執行主動功能。NRC 曾特別強調依據功能需求而非驅動方式來分類閥門的重要性。因此在 IST 計畫中，所有安全相關的止回閥，不論其平時位置如何，只要在任何設計基準事件中需要動作（開啟或關閉），都應按主動閥處理，進行相應的功能驗證測試；僅在確定無需改變位置即可滿足所有安全要求的情況下，方可將其視為被動閥，採用較長週期的狀態監視或定期檢查方式來確認其性能。

功能測試方式與非侵入式技術：為了驗證止回閥在需要時確實能動作到位、實現單向止逆功能，IST 方案中對主動式止回閥通常要求進行定期的功能測試。典型的方法包括開啟及關閉試驗：在正向流動條件下驅動介質經過止回閥，觀察或測量閥瓣是否如期完全打開（這可透過下游流量/壓力變化或閥位指示裝置來確認）；隨後中止流動或施加反向壓力，檢查閥瓣能否迅速關閉嚴密，防止倒流。對於大型安全注入或噴淋

系統的止回閥，正向開啟測試可能受現場條件限制難以滿載進行，此時常用的方法是部分流量測試結合其他手段，例如在小流量下確認閥瓣有動作，再透過解體檢查內部狀態。然而基於維護劑量與成本考量，非破壞檢測技術越來越受到重視。其中，超音波檢測(Ultrasonic Testing, UT)是一種常用的非侵入式方法：將高靈敏加速度傳感器（聲發射探頭）安裝在閥體外壁，當閥瓣撞擊閥座或擺動時所產生的振動聲波會傳遞至閥體並被探測到，從而可判斷閥瓣是否按預期開啟/關閉以及過程中有無異常震顫[40]。此外，超音波測距技術可用於監視閥瓣位移：將超音波換能器貼附於閥門外殼，透過金屬壁向內發射並接收回波，可在充滿流體條件下量測閥瓣與閥座間距的變化，但該技術對不鏽鋼閥體的有效性有限。為彌補聲學和超音波在某些情況下的侷限，另發展出電磁感測(Electromagnetic Sensor)方法，例如渦流式或霍爾效應傳感器(Hall-effect sensor)，如圖 2-2。將小型磁場感測器置於閥體外適當位置，利用閥瓣或軸件經預先磁化處理後運動時外部磁場變化來追蹤閥瓣位置，甚至在高溫條件下也可提供定性的位置指示[41]。這些多模態感測器往往同時使用，組成先進的非侵入式診斷系統，可同步採集聲音、振動、磁場等訊號，再以數據分析軟體綜合判斷閥門內部運動狀態。另一種非侵入式手段是電流監測：對驅動流體的泵電動機電流進行分析。當泵出口有止回閥未按時開啟時，系統流通受阻，泵的負載條件將與正常流動情況不同，體現在電機電流上可能出現異於預期的變化。經驗顯示，在某些運轉條件下，泵連接之止回閥未開啟時，電機電流可能低於正常值；因此比較啟動泵後的電流曲線，可作為止回閥是否打開的一種輔助判據。另外，透過更複雜的電流訊號頻譜分析(MCSA)，甚至能檢出閥瓣撞擊或振顫在電機負載上的反映。以上各種非侵入式監測技術允許在不停機、

不拆卸的情況下驗證止回閥動作功能和內部健康情形。ASME OM Code 也透過附錄（如非強制性附錄 II）述及採用這些方法作為解體檢查的替代方案，以減少非必要的維護。同時，為了驗證止回閥的關閉密封性，常用的背壓試驗則是在閥門下游施加一定壓力，確認無洩漏流回（可用下游壓力保持情況或聲學洩漏監測來判定）。綜合運用以上方法，檢測人員可定期評估止回閥是否可正常發揮其功能，無需每次都進行內部拆檢。

美國核電廠中已有許多非侵入式測試技術成功應用於止回閥監測。舉例而言，Palisades 核電廠曾在一次定期檢測中，利用聲學和磁感應相結合的非侵入式方法檢查一座安全相關止回閥的運作情況。測試過程在系統受壓條件下進行：工程人員在閥體外部佈置了加速度計和霍爾效應感測器，在試圖開啟該止回閥時並未偵測到預期的閥瓣運動訊號，卻記錄到異常的碰撞聲響。進一步分析懷疑閥瓣已脫落。隨後對此閥解體檢查，證實閥瓣與閥桿連接銷脫落[42]。由於採用了非侵入式診斷，因即時被發現以避免一起潛在的安全性問題。另一個案例涉及一型安全噴灑系統止回閥的功能驗證：該閥安裝在應急噴淋泵與配水管路之間，平時關閉以防止系統倒灌。在一次檢修期間，工程人員運用可攜式超音波與聲發射監測裝置對此止回閥進行現場試驗。在模擬噴灑泵啟動（向閥前端加壓）時，監測裝置清晰地捕捉到閥瓣迅速打開並撞擊全開位置的特徵聲響，隨後在停止供壓時又偵測到閥瓣關閉回座的聲音，且無持續洩漏的聲發射訊號。這表明閥瓣行程正常且密封良好。該測試不僅證實了閥門性能，亦略過以往需要拆卸閥門做內部目視檢查的方法。

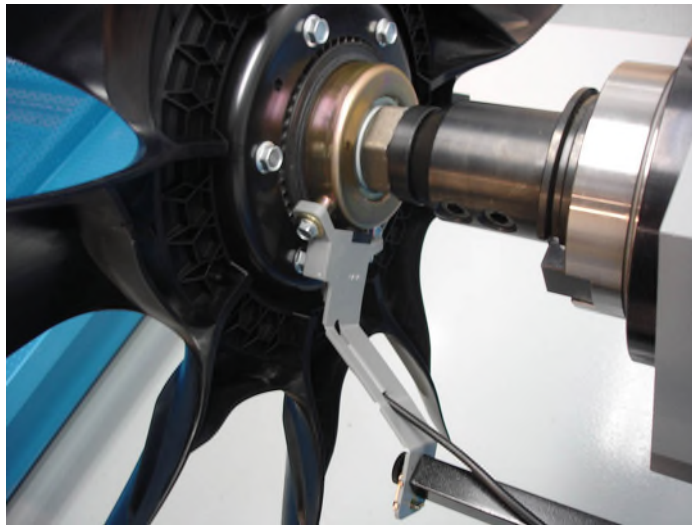


圖 2-2 霍爾效應感測器

2.4 閥門檢測與維護週期

2.4.1 NUREG-1482 建議之檢測頻率

NRC 的指引文件 NUREG-1482 提供了針對核電廠安全相關閥門定期測試的建議頻率和方法。根據 ASME OM Code (運轉與維護規範)，一般要求對具安全功能的閥門每季進行動作測試；但若在機組運轉期間無法方便地操作某些閥門，規範允許將其測試延後至停機檢修或大修期間。NRC 也可能在特定情況下允許更長的測試間隔，但需提供技術理由，確保延後測試不會降低安全性。例如，如果按時測試會導致不必要的系統啟動、對設備造成過度損耗或人員輻射暴露，經充分評估後可酌情延後。

對於動力驅動閥門 (POV, 如電動閥 MOV)，NUREG-1482 指出單靠每季一次的行程時間測試並不足以確認其在設計基準條件下的可靠性。1989 年 NRC 發佈的導則指引 GL 89-10 要求業者對所有安全相關 MOV 進行一次性的設計基準能力驗證試驗，證明其在事故最大壓

差下仍能動作到位。此後，1996 年的 GL 96-05 又進一步要求建立長期的 MOV 週期性驗證計畫，定期驗證 MOV 在設計基準條件下的能力。因此，在美國核電廠運轉階段，MOV 的定期測試通常包括每個大修週期至少一次對閥門進行全行程動作（開啟/關閉），搭配較長間隔的診斷性試驗來測量其輸出扭矩/推力等參數。美國規範透過採用 ASME OM Code 的案例 OMN-1（後來納入 OM Code 附錄 III）正式將 MOV 的每季測速測試要求，改為上述以大修週期和性能診斷為基礎的測試計畫。

對於止回閥等單向止逆閥，NUREG-1482 建議採用“閥門狀況監測計畫”（Condition Monitoring）來決定測試頻率。ASME OM Code 附錄 II 提供了止回閥監測測試的方法，要求既要驗證其正向開啟功能，也要確認其反向止逆功能。NRC 對此在條款 10 CFR 50.55a(b)(3)(iv) 中特別增列了附加要求，包括：（A）要求對止回閥進行雙向測試，確保閥瓣不論在正向流動時開啟，或在逆向流動時能可靠關閉。這是因為只進行單一方向的流動測試可能無法發現某些潛在劣化，例如閥瓣與閥杆脫離等問題。此外，（B）限制止回閥測試間隔的延長：若採用基於性能的監測計畫延長測試週期，每個閥門的測試間隔通常不得超過 8 至 10 年，除非有足夠的歷史數據證明更長間隔也是安全可行的。因此，美國核電廠一般對關鍵止回閥至少每個大修大修期會執行一次功能驗證（不論是動態通流測試或解體檢查），並確保在規定年限內每個閥都經過一次完整功能確認。

2.4.2 OM Code 的測試延後與豁免條款

ASME OM Code 為因應現場各種限制，提供了一系列測試延後與豁免條款，以兼顧安全與實際運維考量。首先，對於測試延後，OM Code 明定：如果在機組正常運轉時執行閥門動作測試不切實際，可以延至下次冷停機或大修停機時進行。常見原因包括：測試可能引發不必要的系統擾動或啟動安全設備、測試閥門所在系統在滿功率下無法單獨操作、或現場輻射水準高導致人員無法安全接近等。在這些情況下，廠商需在檢修時補做相關測試，並在技術規格中註明延後依據。若需要進一步延長超出一個核子燃料週期以上，必須向 NRC 提出豁免 (relief) 申請並提供充分依據，證明立即執行測試將導致的困難或風險顯著高於其帶來的額外安全保障。

對於止回閥測試的替代方式，OM Code 允許在特定條件下用解體檢查來替代頻繁的動態通流測試。例如，當無法在現場製造足夠流量或壓差來驅動止回閥全行程動作時，業者可採用解體與目視檢查的方式：將閥門拆開檢查內部零件的完整性與磨損情形，並手動推動閥瓣以確認其可完全開啟/關閉。這種方法必須證實閥瓣行程無阻滯，內部無鬆動或破損件，且重新組裝後通常仍需進行一次局部流通試驗以確認基本功能。此外，OM Code 採用抽樣檢查制管理多個類似止回閥的測試週期：可將設計相同、服役條件相似的止回閥劃為一組，每次檢修選拆其中一顆進行檢查，輪流抽檢，確保每一顆閥在規定週期內都至少被檢查過一次。按照 NRC 建議做法，每組止回閥應在每個大修停機時檢查其中一個，如此輪替，在大約 8 年（4 次大修）內涵蓋該組所有閥門。若在抽樣檢查中發現某一閥存在內部零件脫落、卡阻等問題，則必須立即對同組其他閥門採取相應檢查或測試措施，不得再延後。

除了延後測試，OM Code 也規定了一些免測試（豁免）條款。其中一個重要案例是“滑撬式（skid-mounted）組件”中的閥門：對於某些隨主要設備成套安裝的子系統閥門，若該主要設備的常規測試已經涵蓋了這些閥門的功能，則可將它們從 IST 營運中排除，不要求單獨測試。例如，柴油發電機組上預先裝配的燃油、冷卻水等小型閥門，在每月進行柴油機啟動試驗時其開關動作已隨系統功能得到驗證，因此這類閥門可不必再獨立列入 IST 週期測試。OM Code 自 1998 年版起明文排除此類滑撬組件閥門，只要業主能證明相關閥門已隨主系統得到充分測試即可。需要強調的是，這種豁免並非完全放棄對閥門性能的監督，而是以統合測試取代獨立測試：業者必須提供證據證明主設備的測試確實囊括了附屬閥門的啟閉功能和性能要求。該規定減少了不必要的重複測試，同時也消除了以往業者需為每個滑撬閥門向 NRC 提出豁免申請的繁瑣流程。

2.4.3 動態測試條件（流量與壓力要求）

在檢測安全相關閥門時，是否需要模擬實際運轉條件（流量、壓差）是衡量測試有效性的重要考量之一。對於 MOV 而言，例行的行程測試多在無流動、零壓差的條件下進行，以檢查基本的開關動作和時間是否正常。然而，NRC 早在 1980 年代末即意識到：空載條件下的動作測試不足以保證閥門在設計基準壓差下仍然運作可靠。因此 GL 89-10、GL 96-05 等文件要求各廠在初期對 MOV 進行一次施加設計壓差或等效模擬負載的驗證試驗，或透過安裝應變規等手段測量其輸出推力/轉矩，以確認其具有足夠餘裕完成在事故情境下的開啟或關閉。定期而言，基於風險和性能的考量，MOV 不需每次都在真實負載下測試，但必須有

計畫地定期進行診斷測試。OM Code 附錄 III (即 MOV 長期驗證計畫) 規定應結合靜態試驗 (如空載行程、閥門電機電流/轉矩測量) 和動態試驗 (如在可行的情況下施加一定流量/壓差或模擬阻力) 來監測閥門性能。例如，一些電廠會利用大修停機期間，在低功率或冷態條件下對關鍵 MOV 施加盡可能高的系統壓力進行動作測試，以收集其在較高壓差下的運轉數據。若直接施加全設計壓差測試困難，則透過分析計算和試驗結果驗證相結合的方法，確保 MOV 在最不利運轉條件下仍有足夠的推力餘裕。

針對止回閥，動態流體條件對測試同樣至關重要。止回閥的功能 (正向允通、逆向止逆) 本質上依賴於流體流動，因此理想情況下測試應在有流動的狀態下進行。OM Code 規定應定期以流體驅動止回閥動作，確認閥瓣能夠自由開啟至行程端位置。這通常要求在測試時創造一定的流量，足以克服閥瓣重力和彈簧力，使閥門完全開啟。同時也需要驗證其反向關閉可靠，例如在定期試驗中觀察閥門關閉時是否迅速且密合，必要時進行逆向壓力的關閉洩漏測試。然而在某些系統中，要達到設計基準的大流量或壓差可能不切實際。此時，除了前述允許的解體檢查作為替代，規範和 NRC 也強調雙向功能的確認不可忽略。NRC 在核准 OM Code 時加註要求：止回閥不僅要有正向流動時的開啟試驗，還必須定期模擬或觀察逆向流動情況下的動作 (例如閥瓣能夠自行迅速關閉，防止倒流)。這通常透過兩種方式達成：其一是雙向流體試驗，在一次測試中先後施加正向和逆向流動來檢驗閥瓣的移動與密封；其二是在無法安全引入逆向流動時，至少進行手動推拉或功能檢查，確認閥瓣在無流體時也能在重力作用下回座。總之，動態條件對於止回閥的功能測試

至關重要，若無法創造實際運轉條件則必須以等效手段確證其功能，以滿足管制安全的要求。

2.4.4 電廠執行情況與 NRC 視察差異案例

在實際運轉中，不同核電廠對閘門測試計畫的執行細節可能有所差異，而 NRC 通過定期視察和專項檢查，持續確保業者遵循規範要求並及時矯正偏差。以下列舉幾個 NRC 觀察到的案例：

- MOV 長期驗證計畫執行差異：2021 年 NRC 曾發佈資訊通告 IN 2021-01，分享對多家電廠 MOV 視察的經驗。其中發現，有的廠家在採用行業聯合團體 (JOG) MOV 計畫時，錯誤分類了閘門的潛在劣化級別。JOG 計畫將 MOV 依據摩擦係數穩定性分級（例如 Class A、B 等），並給出相應的試驗頻次建議。然而部分電廠錯將某些閘門歸為低劣化風險的 A 或 B 類，導致它們的檢測間隔設得過長。NRC 在視察中鑒別出這一偏差，指出正確的做法應是根據實測數據計算閘杆-閘瓣間的摩擦值，並與 JOG 所制定的閘門摩擦閾值比較，以確認該閘門是否真屬於穩定範圍。如果實測摩擦係數超出界限值，表示閘門潛在劣化可能較快，必須提高檢測頻率或立即檢修調整。此案例顯示出嚴格依據數據進行分類與決策的重要性，也是 NRC 強調藉由診斷試驗數據來支持維護策略的原因之一。
- 止回閘非入侵檢測的局限：NRC 另一則資訊通告 IN 2000-21 提及了一起因止回閘瓣脫落而未被及時發現的事件。某電廠一個重要止回閘的閘瓣與閘杆連接銷脫落，閘瓣掉入閘體內部處於鬆脫狀態。該廠平時依賴聲學監測和磁感應等非侵入式技術

來判斷止回閥動作，先前的測試並未識別出閥瓣異常，因為正向流動時閥瓣仍可能被流體壓力帶起，產生的聲響模式近似正常。直到後續檢修開蓋才發現問題。NRC 藉此提醒各廠：非侵入式診斷技術雖是有效的輔助工具，但不能完全取代傳統檢查。對於關鍵閥門，仍須定期安排直接的功能驗證或內部目視檢查，以防止此類潛在缺陷長期未被察覺。

上述案例強調了遵循規範和監測計畫的重要性。整體而言，美國運轉中的核電廠透過 IST 計畫和補充的長期驗證計畫，對安全相關的 MOV、止回閥等制定了明確的檢測週期和方法。但在執行層面，NRC 要求各廠不斷以現實數據校核原定假設，並及時調整測試策略。例如若發現某型式閥門出現頻繁故障趨勢，應縮短測試週期或增加檢查項目；反之，對表現穩定、歷史數據充分的閥門，可在管制許可的範圍內適度延長檢測間隔，以降低不必要的檢修負擔。在 NRC 的管制下，此類“基於風險與性能”的調整都需有充分的技術依據和文件紀錄，以確保不偏離安全原則。

2.5 驗證與診斷技術

2.5.1 MOV 驗證技術

針對電動機驅動閥門 (MOV) 的驗證，美國核能工業發展出多種專門技術，用於確認這些安全相關閥門在需要時具備足夠的驅動力和正常動作性能。其中一項重要技術是安裝應變規進行推力/扭矩測試。典型做法是在 MOV 閥杆上黏貼或夾裝應變計傳感器，以直接測量閥門開啟/關閉過程中閥杆所承受的軸向應力，從而推算出執行機構輸出的推力或扭矩。例如，Teledyne 公司開發的快速閥桿感測器 (Quick Stem Sensor,

QSS) 裝置便屬於此類技術，它是一種可安裝在閥杆上的電阻應變片感測器，能同時測量電動閥在動作時的扭矩和推力，可供臨時安裝進行現場快速測試[43]。透過 QSS 或類似的應變規系統，工程人員可以獲取 MOV 在實際運轉（或模擬負載）時的力學反應曲線。由這些數據可判定閥門在關閉時達到的最大推力、開啟過程中的摩擦特性，以及執行機構彈簧壓縮情況等，驗證其是否有足夠餘量滿足事故條件下的要求。這種直接測力的驗證技術，源自 GL 89-10 等要求，在美國核電廠中廣泛應用，為長期監測 MOV 的性能提供了精確依據。

另一種常用於 MOV 的驗證手段是利用執行機構彈簧組（spring pack）的校正曲線來推算推力/扭矩。許多閥門執行機構（如 Limitorque 多回轉電動頭）的關閉方向設有扭矩彈簧組合，當閥門關到位後，扭矩開關動作時彈簧會被壓縮一定距離。彈簧的壓縮量與施加的力成一定關係，可視為測量輸出扭矩/推力的間接指標。具體作法是：先在實驗室對彈簧組進行校驗，測定不同壓縮位移對應的力（或轉矩）。專業廠商有提供此類校驗設備，例如 Teledyne 的彈簧組校驗台，可對各型號彈簧組施加已知載荷並記錄壓縮量，生成校正曲線和對應的公式關係[44]。一旦獲得某執行機構彈簧組的特性曲線，現場人員在日常測試時只需在閥門關閉時讀取彈簧組的壓縮指標（例如透過測量彈簧單位置變化或特製標尺），即可以校正曲線換算出當下閥門所承受的實際推力/扭矩。這種方法的優點是避免了每次都安裝應變規設備的繁瑣，利用執行機構自身的元件即可粗略估算出力。工程上經常結合彈簧壓縮讀數來設置扭矩開關：例如根據校驗曲線選定在需要的推力對應的壓縮量設定扭矩開關行程，確保每次關閥均施加足夠但不過量的力矩。同時，在長期監測中，若發現同一閥門逐次測試時所需的彈簧壓縮量逐漸增加，代表閥門摩擦

力可能在升高（需要更大力才能關嚴），可作為預警訊號提示檢修潤滑或調整。

除了上述兩種技術，MOV 的驗證還包括電機性能參數的監測與分析。例如，記錄電動機在啟動及運轉過程中的電流、轉速和轉矩電流特徵，同樣可以反推出閥門負載情況和摩擦變化趨勢。一些現場快速測試裝置（如 Crane Nuclear 的 VOTES 或早期的 ITIMOVATS 系統）會同時採集電流信號、閥門行程和時間，與推力傳感器數據結合形成完整的診斷報告[45]。總體而言，MOV 驗證技術現已發展成綜合多種傳感器與校驗方式的成熟系統，既能滿足管制要求的設計基準能力確認，又可用於日常預防性維護，確保電動閥長期可靠運轉。

2.5.2 非侵入式檢測技術

為降低頻繁拆卸閥門檢查帶來的人力和輻射成本，核電業界也引入了多種非侵入式檢測技術來監測閥門狀態。特別是對止回閥這類無外部驅動機構的閥門，非侵入式技術可在閥門不解體的情況下感知其閥瓣動作，確認開啟或關閉位置是否到位。其中常見的方法包括振動分析、聲學監測、超音波定位和磁場感測等：

- 振動與聲發射監測：透過在閥體外部安裝高靈敏度的加速度計或聲發射傳感器，接收閥門內部運動所產生的振動和聲音。當止回閥閥瓣在流體推動下開啟或關閉時，會產生獨特的撞擊聲和振動模式（例如閥瓣撞擊閥座或擋板時的脈衝信號）。這些聲學特徵可被放大並記錄下來，經訊號分析後判斷閥瓣是否有動作以及動作是否平穩[46]。如果監測到異常的振動模式，如高頻的閥瓣“抖動”（flutter）或關閉時連續敲擊聲，可能表示流場

不穩定或閥瓣鉸鏈磨損。聲學監測還可以用於檢測內漏：流體少量倒流通過閥座時會產生穩定的高頻噪音，可作為判斷密封不嚴的依據。

- 超音波與位移感測：超音波技術可用於測量閥瓣的位置變化。方法是在閥體外貼附超音探頭，發出高頻音波並接收反射。由於止回閥閥瓣通常是金屬片，其移動會改變閥體內部幾何，從而影響回波特徵。透過分析超音波回波時間或幅度變化，可推斷閥瓣開啟角度及是否來到全開位置。不過超音波法有其局限：如果閥體材質為粗晶粒不鏽鋼，聲波衰減和散射嚴重，信號難以判讀；另外在閥內為氣相（如蒸汽）時超音傳播效率低，也難以獲得可靠結果。因此超音技術通常適用於輸送液體之管路且材料均質的閥門。例如在冷卻水系統的不鏽鋼止回閥上，超音波監測可有效地提供閥瓣動態位置信息。
- 電渦流與磁感應：為克服超音波在某些條件下的不足，工程師引入了電磁感測技術來監視閥瓣。電渦流傳感器（AC IVMS）和霍爾效應傳感器（Hall-effect sensor）是兩種主要手段。在典型應用中，於閥瓣或其連動部件上設置一個小型永久磁鐵或利用閥瓣自身的鐵磁性，然後在閥體外部布置線圈或霍爾元件探測磁場變化。當閥瓣移動時，外部傳感器感應到磁場強度或磁通量的改變，轉換為電信號對應閥瓣的位置或運動速度。直流型霍爾效應傳感器對磁場靜態位置改變較敏感，但缺點是在高溫環境下性能下降；針對這點，B&W 等公司開發出冷卻和磁通引導裝置，使霍爾元件保持在允許溫度內並聚焦磁場，從而可以在高達約 300°C 的上使用。通過電磁感測，操作人員可以實時

追蹤閥瓣開啟的幅度、是否有異常停滯，以及在流量驟停時閥瓣關閉的響應時間等。

綜上，非侵入式檢測系統通常將上述多種傳感器融合於一套裝置中，同步採集聲音、振動、位移和磁場等多通道信號，經由數據採集與分析軟體整合判讀。實驗與電廠經驗表明，透過這些技術可有效診斷止回閥的大多數故障模式，包括：閥瓣脫落或卡阻（表現為無開啟信號或開啟幅度不足）、閥瓣抖動（高頻振動信號）、閥座磨損洩漏（異常噪聲）、鉸鏈磨損（開關動作延遲且敲擊聲改變）等。以核電廠止回閥試驗（Non-Intrusive Check Valve Testing, NIC）為例，多項現場測試驗證了聲學加上磁感應等組合技術能可靠辨識出閥瓣是否正常運動並及早發現缺陷。不過需要注意的是，非侵入式技術是對傳統 IST 測試的補充而非替代。NRC 強調，對於無法從外部完全確定狀態的隱蔽故障仍應定期透過直接檢查來確認。例如上述閥瓣脫落案例中，如果僅依賴一種感測信號可能誤判閥門正常，因此較好的做法是多種診斷手段交叉驗證：當非侵入監測結果出現異常或不確定時，及時安排拆解檢查，以確保安全功能萬無一失。

2.5.3 組件子系統與底座模組式閥門測試豁免

在核電廠中，部分閥門為大型系統內的附屬元件，例如安裝於設備底座模組（skid-mounted assembly）上的閥門。對於這類屬於組件子系統的閥門，ASME OM Code 提供了特定的測試豁免規定。

在 1990 年代以前，若電廠欲免除對隨整組設備供應的閥門進行獨立測試，必須個別向 NRC 提出豁免申請。例如柴油發電機機組底座上

的部分冷卻水與燃料管線閥門，在柴油機例行啟動試驗時即已隨系統動作，故業者常提出不再重複測試的申請。

針對這類情況，ASME OM Code 1998 版於 ISTB-1200 與 ISTC-1200 中增列條文，明確說明：

「對於安裝於底座模組形式的泵與閥門，如可證明其已隨主系統進行整體功能測試，則得自運轉中檢測（IST）清單中排除。」

換言之，若某閥門物理上安裝於另一主要設備的底座模組上，且該主要設備的定期功能試驗已涵蓋該閥門之操作功能，即可不再個別執行 OM Code 所要求的週期性測試。

常見的底座模組閥門測試豁免案例包括：緊急柴油發電機組、氣壓機模組、以及大型泵組等附屬的止回閥、溢流閥或電磁閥。以柴油發電機為例，在每月啟動試驗時，燃油供應管路中的止回閥會隨流體流動自動開啟，冷卻水系統的閥門也同步動作，因此這些閥門的主要功能已在主機啟動試驗中得到驗證。OM Code 的豁免條款正是基於這類整體測試能涵蓋個別閥門功能的考量，藉以避免重複測試，降低人力負擔與設備應力。

不過，規範同時要求：在將此類閥門列入 IST 計畫時，仍須有書面說明與佐證，證實主系統的試驗足以驗證該閥門功能。例如文件可記載：

「閥門(編號)為柴油發電機冷卻系統底座模組的一部分，其功能已於每月定期啟動試驗中自動執行並確認，故不再獨立實施季度動作試驗。」並應保存主設備試驗結果作為佐證資料。

需要注意的是，雖然底座模組閥門可豁免例行的 IST 測試，但並非永久免除所有檢查。此類閥門仍屬於核能品質保證系統的一環，在大修期間若發現異常跡象，應納入檢修評估；若主系統在測試中出現異常(如

燃油流量不足)，也須確認相關閥門運作情況。因此，OM Code 的這項規定著眼於在安全前提下提高檢測計畫效率，讓維護資源更聚焦於具體風險。

整體而言，底座模組式閥門測試豁免反映了 ASME 與 NRC 在維持安全等效性的前提下，採取功能導向與風險知情 (risk-informed) 的管理態度—只要整體測試能充分驗證功能，即可合理化檢測頻率，達到安全與效率兼顧的效果。

2.5.4 診斷工具與資料解析

現代閥門診斷系統的引入，使得大量測試數據得以自動記錄和深入分析，成為預防性維護的重要依據。當前核電廠中廣泛使用的診斷工具（如 Crane Nuclear 的 VOTES®系統、原 Liberty Technologies 的 VOTES/MOVATS，以及 Teledyne 的 QUIKLOOK 等）能在每次閥門測試時採集多達數十個參數，並將結果存儲於數據庫中供趨勢分析[47]。以 MOV 的診斷為例，這類工具通常測量並記錄：閥杆推力/轉矩隨行程的曲線、電機電流和電壓時間譜、閥門開啟/關閉行程時間、閥位行程終點及開關動作點等等。隨後，軟體會自動將這些參數與過去基準進行比對，產生趨勢圖表和報告，幫助工程師發現潛在劣化。例如，若某次測試顯示關閥過程中的推力峰值較以往升高，且達到執行機構設定值的百分比越來越高，則代表該閥門摩擦因數增加或內件老化變形，需要關注。再如，閥門全行程所需時間逐漸延長，或電機電流峰值上升，也是在提示閥門的潤滑狀況變差或機構阻力增加。

這些診斷工具通常內建判別準則。例如，JOG 長期計畫給出了不同類型 MOV 摩擦係數的允許門檻值，系統會將每次試驗計算出的摩擦

值與門檻值比較。如果發現某閥的摩擦值逼近或超出預定門檻值，系統將標記為警告，建議營運方縮短該閥門的下次測試週期或提前安排檢修。NRC 曾指出，對於參與 JOG 計畫的電廠，必須嚴格依據這類數據指標來調整維護策略，以確保 MOV 始終在可控範圍內運轉。同樣地，對止回閥診斷系統而言，如果聲學信號顯示閥瓣關閉時的撞擊能量逐次增強，可能表示閥瓣緩衝裝置磨損，應提前檢修更換。又或者閥瓣開啟時的振動頻譜出現新的特徵峰，可能預示鉸鏈部位出現間隙，需要關注。

診斷系統將這些關鍵指標以圖形化方式呈現，例如生成推力-行程曲線、電流-時間曲線、振動頻譜圖等。一方面，工程師可以憑藉經驗直觀判斷設備狀態；另一方面，這些系統也支持將數據導出，方便進行更精細的工程分析或與設計數據比對。長期下來，每台閥門都有其特性曲線和劣化趨勢圖。現場人員可據此實施預知維護 (predictive maintenance)：當趨勢顯示偏離正常範圍時，及時安排維修保養；若趨勢平穩且有足夠裕度，則可考慮延長檢修或重驗周期，在確保安全的前提下提升設備可用性。例如，有些性能穩定的 MOV 在連續幾個運轉周期內各項參數變化極小，可申請將診斷試驗頻次從每 3 年延長至每 5 年；而對於發現問題的閥門，則反之縮短間隔或立即檢修。透過這種數據驅動的決策，核電廠的閥門管理由傳統的時間導向轉為狀態導向，不僅提高了安全裕度，亦降低了不必要的檢修工作量。

總而言之，驗證與診斷技術已成為核能電廠閥門管理不可或缺的一環。上一節闡述的定期測試策略確保了合規性與基本功能，而本章介紹的各種診斷技術則進一步提供精確的性能評估手段，使現場人員能即時了解閥門健康狀況。兩者結合，形成了現代核電廠預防性維護與狀態監

測的體系，保障了安全相關閥門在運轉階段的可靠性與可預期性，確保關鍵閥門在其壽限中始終滿足安全功能要求。

2.6 綜合分析與建議

2.6.1 NRC 文件與電廠執行差異比較表

本節以表 2-1 比較美國核管會(NRC)相關文件對安全相關閥門(如電動閥 MOV 與止回閥)的測試要求與實際電廠執行情況，並說明差異原因及 NRC 視察總結。

表 2-1 安全相關閥門測試要求與實際電廠執行情況彙整

參考文件	NRC 測試要求	電廠實際執行與差異	原因及 NRC 觀察
ASME OM Code (運轉中測試 規範)	要求對安全相關閥門定期進行動作試驗：MOV 每季開關行程測試並測量全行程時間；止回閥需驗證能滿行程開啟及關閉（可藉由通過設計流量）。僅在靜態條件下之行程時間測試，被視為當時可用的充分方法。	電廠一般依 OM Code 執行基本功能測試，如每季動作閥門並監測行程時間。然而對於難以完全滿流量測試的止回閥，多採用部分行程測試或停機檢修期間拆解檢查替代。MOV 則僅以空載（無壓差）條件測速，未直接驗證設計壓差下性能。	差異主因在於實際運轉條件限制：全壓全流測試可能導致設備應力或不可行，故允許經評估的替代方案。NRC 檢查發現僅依行程時間無法充分保證 MOV 在設計條件下可用，需額外措施補強。對止回閥，NRC 允許以解體檢查等替代，但強調每個閥須單獨驗證開閉功能；檢查中曾發現部分電廠將多個止回閥串聯測試或遺漏必要測試，與要求不符。
NRC 通用信函 89-10	擴大 MOV 運轉中驗證範圍至所有安全相關及可能誤動的 MOV。要求：(1) 審查並文件	各電廠依 GL 89-10 建立 MOV 改善計畫：針對關鍵 MOV 進行一	GL 89-10 緣於早期僅行程測試無法保證 MOV 在設計事故下可靠運轉。電廠在執行中採取

	<p>化各 MOV 在設計基準條件下的操作需求（最大壓差/流量等）；(2) 計算並設定正確的執行機開關扭矩設定值；(3) 在可能情況下，於實際設計壓差/流量條件下測試 MOV 以證明其可履行功能，若無法實施須提供技術說明及替代方法驗證；(4) 制定程序維持整機開關設定於全壽期內適當，包含監測閥門性能及定期重新驗證設定。</p>	<p>次性全面設計基準能力驗證，通常採用靜態診斷測試（測量執行機輸出扭矩/推力）結合部分動態實流測試。部分閥因現場條件限制未實施實壓測試，而以模擬試驗或分析推算替代，並對未能全壓測試者留下技術檔案說明。亦有電廠擴大適用範圍至非安全閥以提高可靠度。</p>	<p>分組和替代驗證措施，以平衡試驗實務性與合規性。例如，對高風險 MOV 進行現場診斷測試，低風險者則以計算評估佐證。NRC 稽查工作坊及後續檢查強調，要確保所有相關 MOV 均納入計畫且參數計算正確；曾發現有些電廠未將具有密封關閉功能或人工操作的 MOV 納入 IST 範疇，或計算中使用不恰當的通用摩擦係數等。這些偏差經由 NRC 指資訊息及專項視察被矯正。</p>
<p>NRC 通用信函 96-05</p>	<p>要求建立長期週期性驗證計畫，確保先前 GL 89-10 範圍內的安全相關 MOV 在全壽期持續具備設計基準功能。明確規定：定期依預定時程對 MOV 執行診斷或性能測試，監控扭矩需求變化和老化劣化趨勢；測試間隔應有技術依據（可依風險重要度與性能歷史調整），未在計畫涵蓋的閥（所謂 JOG 分類 D 類閥）需另行確立驗證方法。GL 96-05 實質上取代了 89-10 對週期測試</p>	<p>美國業界大多數電廠於 1996 年起共同參與業主聯合團體（JOG）MOV 週期驗證計畫以回應 GL 96-05。該計畫在 5 年內分階段對不同類型 MOV 進行現場測試，以評估閥門摩擦係數隨時間的劣化趨勢。電廠依此將 MOV 風險分類並制定測試週期：高風險或性能邊際小者縮短</p>	<p>差異主要體現在由一次性強化轉為常態化：電廠從完成 -10 的一次性驗證，過渡到 GL96-05 要求的例行計畫。由於資源及劑量顧慮，電廠以風險-informed 方式優化了測試優先次序與頻次。NRC 後續將 GL96-05 相關要求正式納入法規（如 10 CFR 50.55a(b)(3)(ii)）以強制執行。視察發現整體而言業界遵循要求，但在個別廠仍發現如未針對大修後重新評估 MOV 性能、或未調整計畫以反映新風險排序等問</p>

	<p>的臨時措施，將其納入正式運轉中測試要求。</p>	<p>間隔，低風險者適當延長。JOG 計畫規定測試周期以公曆年計算且無寬限期，並允許根據實績數據調整閥門分級與間隔。非涵蓋於 JOG 範疇的 MOV 則由各廠自行建立等效的週期驗證方法。</p>	<p>題。NRC 已將這些經驗教訓彙整發布，提醒業者定期更新驗證程序以確保閥門可靠度。</p>
<p>NUREG-1482 《核電廠運轉中測試指引》</p>	<p>NUREG-1482 彙總了 NRC 對運轉中測試 (IST) 的指導，包括以上 GL 文件內容和 ASME OM Code 的實施細節。對止回閥測試特別提出：必須驗證其開啟全行程及關閉止逆功能。若無法透過最大事故流量實測開啟，可採用解體檢查或替代技術確認瓣板動作到位；允許按照抽樣計畫逐次檢修不同閥以平衡頻率和風險，但需在合理時間內（例如每個閥不超過 6~8 年）都覆蓋一次。指引也建議運用新技術提升 IST 成效，例如非侵入式監測等。</p>	<p>實務上，美國電廠廣泛遵循 NUREG-1482 提供的彈性：止回閥方面，多數採每次停機拆解檢查部分閥並輪替實施，結合運轉期間的定期背漏測試來驗證關閉嚴密性。近年來則引入非侵入式檢測 (NIT) 技術，如聲學監測、外部傳感器量測瓣板動作等，以減少拆解次數。ASME OM Code 新增的附錄 II 即允許以狀態監測取代部分拆解檢查，並在有足夠趨勢數據支撐下將檢修</p>	<p>透過 NUREG-1482 的指引，IST 從僵化頻率轉向風險導向、性能導向。電廠利用該彈性調整策略，在維持合規的同時提高了實用性。例如針對難以頻繁檢修的止回閥，非侵入監測提供了經濟又安全的方案。NRC 視察人員對此持支持態度，但要求業者充分證明替代方法的有效性並保存相關紀錄。另外，NRC 稽查亦持續關注電廠是否遵循指引中對抽樣計畫和延長週期的限制條件，確保未因過度延長間隔而提高風險。</p>

		<p>間隔延長（例如一組 4 個止回閥可延長至最多 16 年內每閥拆解一次）。MOV 方面，各廠已將診斷測試納入 IST 程序，透過定期量測執行機輸出參數來及早發現劣化。</p>	
--	--	---	--

2.6.2 檢測與驗證之整合策略

經由前述章節分析，可見核電廠閥門維護應結合功能測試、診斷技術與非侵入式方法，形成全面的閥門健康管理策略。以下整合要點與建議：

- **功能性測試與基線建立：** 按照法規要求定期對安全相關閥門執行基本功能測試，例如開關動作和行程時間量測，以確認其基本可操作性。同時，在運轉初期或大修後對重要閥門進行一次全面性能測試（如在可能的最大壓差條件下試動或模擬），建立基準數據作為日後評估依據。
- **診斷監測與趨勢分析：** 利用先進的閥門診斷技術對關鍵參數進行量化監測。例如，對 MOV 使用執行機診斷設備測量啟閉時的電機電流、輸出扭矩和閥杆推力，以評估實際裕度和開關設定是否適當。對止回閥則可透過聲發射、振動分析或磁性傳感器非侵入式地捕捉瓣板動作情況。將這些數據長期趨勢化，有助及早發現磨損、彈簧疲勞或沉積物卡阻等劣化跡象，預先規劃維護。

- 風險導向的維護週期：採用風險知情 (risk-informed) 及性能為本 (performance-based) 的方法調整檢測頻率。針對高安全重要性或經診斷顯示性能趨弱的閥門，縮短檢驗間隔並優先維護；反之，對表現穩定且低風險的閥門，可在法規允許範圍內適當延長檢測週期。這種策略已反映在 ASME OM Code 的更新，例如附錄 III 對 MOV 提供了風險分級的試驗間隔指引，附錄 II 則允許止回閥基於歷史數據延長檢修週期。
- 維修與驗證：建立閥門維修後的再驗證流程，確保更換零件或調整設定未影響其功能。每次維護或檢修後應執行必要的功能試驗與診斷量測，更新基準資料。特別是對經解體檢查的止回閥和大修過的 MOV，需重新評估其設計基準能力，確定未因組件更換或裝配公差而改變操作參數。NRC 檢查經驗顯示，未經後驗證的維修可能埋下性能衰退隱患，故必須將之納入管理程序。
- 資料管理與持續改進：整合以上所得的測試和診斷資料，建立閥門管理資料庫。對每個安全相關閥門記錄其歷次測試結果、診斷指標和維修更換情況，運用專家系統或趨勢算法評估健康指數。定期召開設備性能審查會議，根據最新數據調整維護計畫。國際經驗顯示，透過風險與性能趨勢分析，可逐步將維護模式從傳統的時間導向，轉變為性能監控導向，即在維持法定合格率的前提下，提升資源運用效率並降低非計畫停機風險。

綜上所述，整合策略強調「全面覆蓋」與「優先聚焦」並行：全面涵蓋所有安全相關閥門的基本合規測試，同時聚焦關鍵設備運用先進診斷手段強化監控。藉由此種分層次、多工具的健康管理，可及早預警閥

門性能問題，將維修從被動故障修復轉為預防性和預測性為主，確保核電廠閥門在壽期內始終滿足安全需求。

2.6.3 對國內核能電廠除役期間過渡階段前期之建議

目前國內核能電廠正依計畫陸續進入除役階段，在過渡階段前期，反應爐雖已停止運轉，但仍有部分系統須維持運轉（例如用過燃料池冷卻系統），其中的安全相關電動閥與止回閥依然扮演確保用過燃料池冷卻的關鍵功能。基於美國法規經驗與上述分析，提出以下維護管理建議：

- 維持必要的測試頻率，但可風險調整：即使電廠停止運轉，用過燃料池冷卻迴路中的閥門仍屬安全重要設備，應持續執行定期測試；此外，得根據除役階段的風險重新評估頻率。例如，對於持續運轉且頻繁動作的冷卻水泵出口 MOV 和止回閥，可考慮改為每半年檢測一次基本開關功能（較運轉期按季測試略為延長），但至少每年進行一次完整功能與密封性測試，以符合技術規範要求並保障可靠性。如果某些閥門在除役初期僅作為備用且極少動作，可在風險評估支持下適度延長測試間隔。但任何延長都應有依據並向管制單位提出申請。同時可引入監控替代措施，如安裝連續溫度或流量監測，以便在降低測試頻度時仍能及時發現冷卻迴路異常。
- 簡化診斷方法以降低人因與輻射負荷：除役階段人力資源與維護預算通常縮減，現場輻射水平仍可能較高，故須精簡閥門診斷方式以提高效率。建議針對用過燃料池冷卻系統的 MOV，採用非侵入式的電機電流/功率特性曲線分析來替代繁複的扭矩傳感器安裝，透過電流曲線監測閥門機構阻力變化，以判斷閥

門健康情形。止回閥方面，盡量運用聲學或振動監測替代頻繁解體，如在泵停運瞬間以聲音特徵確認止回閥瓣確實關閉。這類技術在美國已被 EPRI 等團體認可且可達到與解體檢查相當的效果。簡化診斷不意味降低標準，而是選用更聰明低擾動的方法，以減少人員曝露和系統干擾，同時保持對閥門狀況的掌握。

- 採用替代試驗與模擬驗證：某些運轉中期間要求的動態測試（如設計壓差下的動態全行程測試），對此可採模擬分析或替代試驗方式確保閥門能力。例如，對需要在高壓下關閉的 MOV，可在實際壓力較低的情況下關閉並測量執行機輸出，配合歷史數據和計算模型推算其在設計壓差下的扭矩需求是否滿足。又如止回閥的逆向關閉性能，可用低流量下的關閉時間和壓差推算在事故條件下的關閉表現，NRC 在 GL 89-10 中已允許此類“有據可依的替代驗證”，前提是需將技術依據文件化並納入品質保證程序，以備管制單位查核。國內除役電廠可參考這種做法，在不降低安全餘裕前提下，運用工程分析替代某些傳統試驗。
- 優先處理老舊與關鍵閥門：除役初期的設備可能已超過原先設計年限，加之未來系統運轉模式改變（例如長期定流量運轉），易使某些原本邊際較小的閥門成為薄弱環節。建議針對冷卻系統中歷史上故障率較高或曾出現劣化跡象的閥門（如某些型式的止回閥彈簧疲勞、或長行程 MOV 螺桿潤滑不良等），在除役初期即適當予以檢修或更換，避免在人力可能精簡情況下發生因疏失造成之失效。並對這些關鍵閥實施適當的趨勢監測，如

縮短巡檢週期等。此舉可提升整體系統穩健性，確保用過燃料池冷卻持續可靠。

- 文件更新與人員培訓：除役階段需及時修訂相關程序文件，將上述策略納入，例如在技術規定中明確新的測試頻率、替代方法的使用條件與判據。並對操作維護人員進行針對性的培訓，強調即便反應爐停止運轉，核子燃料餘熱移除系統的重要性不亞於運轉中時期，相關閥門測試維護不能降低要求。藉由國內外除役電廠經驗教訓（如國外曾發生用過燃料池冷卻失效事件的教訓），強化人員的風險意識和技術技能，以支撐策略落實。

總之，國內核電廠除役初期的閥門檢測維護應遵循「穩健過渡」原則：逐步調整運轉中期間的做法以適應除役條件。透過以上建議，可在符合美國經驗基準（如 NRC 及 ASME 規範）的前提下，兼顧實用與安全地管理除役階段的重要閥門，確保用過燃料池安全冷卻及相關系統之持續可靠。

2.7 小結

本章節透過對核能電廠電動閥（MOV）與止回閥測試診斷技術的深入探討，提出了系統性的分析與建議。在第 6 章中，我們綜合前述章節要點，完成對美國法規指引與電廠執行現況差異的比對，並提供整合維護管理及除役期間過渡階段前期的重點管制建議。以下為整體結論：

首先，核管會法規與業界實務的差距需審慎管理。美國 NRC 透過一系列文件（如 GL 89-10、GL 96-05 及 NUREG-1482 等）對安全相關閥門的性能驗證提出明確要求，包括在設計基準條件下證明 MOV 能力、定期重複驗證，以及對止回閥進行全行程和關閉功能測試。實務中電廠因設備

限制和資源考量，常採用經評估的替代方式（如拆解檢查、抽樣計畫、診斷測試）來滿足這些要求。這種差異本質上反映了法規原則與現實操作的平衡：NRC 在視察中允許合理的偏離，但同時強調必須有充分技術依據和紀錄支持，且不能背離安全目標。因此，管制與執行雙方需透過持續溝通和經驗反饋，不斷縮小預期與實際之落差，最終達成既符合法規精神又切合現場實情的最佳實踐。

其次，依據國外研究報告建議導入診斷監測和風險評估技術，形成功能測試、狀態監測、預防維護三位一體的管理模式。事實上，ASME 及 NRC 的最新指引亦朝此方向發展—採納風險導向、性能導向的運轉中測試規範。例如，NRC 已將 MOV 持續驗證計畫納入強制要求，確保閥門在壽期內持續具備設計基準能力；ASME OM Code 則透過附錄 II/III 等機制鼓勵運用診斷趨勢分析來延長檢測週期。這種以實際表現為依據動態調整維護的模式，不僅提升了安全裕度，亦提高了經濟效益，符合核電運營「安全與效率並重」的發展方向。

再次，不論運轉中或除役階段，安全相關閥門的測試策略都需保持連貫與與時俱進。在機組從停止運轉過渡至除役與核子燃料後處理階段，管制與維護不會因除役而終止。依 IAEA GSR Part 6 與 SSG-47 的分級要求，以及 WENRA 的除役安全參考層級，各單位應持續維持與驗證重要安全功能（例如用過燃料池之冷卻、補水與檢測），並依實際風險調整測試與維護頻度與方式。營運經驗與停機期 PSA 顯示，低功率／停機階段的風險輪廓與常規滿載功率不同，故過渡期的測試與維護策略宜強調持續性與組織控制，以避免因人員變動或程序鬆動而削弱設備健康與防禦縱深。國內電廠應提早規劃相關措施，確保安全文化之延續。

總而言之，安全相關閥門作為核能電廠安全屏障的一環，其測試與診斷策略必須隨著技術進步和風險認知不斷演進。本章節強調了從傳統定期測試向風險導向性能監控轉變的趨勢，同時提供了運轉中及除役不同情境下的具體建議。未來，隨著檢測技術更深入應用，預期閥門健康管理將更加精準高效。確保核能電廠整個壽期內的安全風險維持在可接受水準，為公眾與環境提供持久的保障。

3. NRC 對核電廠安全柴油發電機的應用與測試要求法規比較

本章旨在審視核二廠與核三廠的緊急柴油發電機 (Emergency Diesel Generator, EDG) 之測試程序，確認其符合 NRC 《Regulatory Guide (RG) 1.9》的現行要求，以確保在喪失廠外電源 (Loss of Offsite Power, LOOP) 事故時，EDG 能維持所需之可靠性與可用性。

RG 1.9 第三次修訂版 (Rev. 3, 1993 年版，依據 IEEE Std 387-1984) [48] 與第四次修訂版 (Rev. 4, 2007 年版，依據 IEEE Std 387-1995) [49] 的主要差異在於後者提供了更現代化、更嚴格的測試準則，特別針對暫態電壓反應、記錄保存及可靠度驗證等項目進行強化。為因應未來依循 Rev. 4 規範之需求，核電廠應加強下列測試項目：額定負載耐力測試、熱啟動測試、負載拒絕測試、保護旁通功能測試。本章分析為核電廠從 Rev. 3 過渡至 Rev. 4 提供了清晰的升級建議，以持續提升緊急電源系統的安全性。

3.1 前言

核能電廠之 EDG 為緊急電力系統的核心設備，負責於廠外電源喪失 (Loss of Offsite Power, LOOP) 或其他異常情況下，提供安全相關負載所

需之電力，以維持廠內安全功能之完整運作。其性能之穩定性與可靠性，直接關係核電廠在事故條件下之安全防禦能力，因此各國核能管制機構均對 EDG 之設計、測試及維護訂定嚴格之技術標準與管制要求。

NRC 於《Regulatory Guide (RG) 1.9—Selection, Design, and Qualification for Diesel-Generator Units Used as Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants》中，對 EDG 之設計鑑定、運轉測試與可靠度要求提供了主要依據。該導則自 1971 年首次發布以來，經多次修訂，以反映技術標準及運轉經驗之演進。其中，第三次修訂版 (Rev. 3, 1993 年) 係以 IEEE Std 387-1984 為技術依據，而第四次修訂版 (Rev. 4, 2007 年) 則更新採用 IEEE Std 387-1995，並納入近年運轉經驗與可靠度分析的成果，建立更為嚴謹之測試準則與性能要求。

儘管我國核能電廠近年陸續進入除役階段，EDG 仍屬安全相關之重要設備，為確保此設備於除役及過渡階段持續符合國際標準之安全要求，本研究針對國內核二廠與核三廠之 EDG 測試程序與管制措施進行系統性檢討，確認其現行執行內容是否符合 RG 1.9 的相關規範，研究重點著重於 EDG 定期測試程序之完整性與有效性，確保機組具備足夠之獨立性、容量與可靠性，能於喪失廠外電源等事故情境下迅速啟動並承載所有安全相關負載。

除符合性檢討外，本研究並對比 RG 1.9 Revision 3 與 Revision 4 在 EDG 設計鑑定與測試要求上的主要差異點，特別是針對負載測試、熱啟動、暫態響應和保護跳脫旁通等項目所引入之更嚴謹標準進行研析。依據 Rev. 4 的新要求，針對核二廠與核三廠未來依循 Rev. 4 規範提出具體且可執行的建議。這些建議將著重於加強定期測試項目（例如執行更嚴格的額定負載耐力測試和熱重啟測試）、更新技術規範、並強化可靠度數據的收

集與分析，確保兩廠的 EDG 能夠滿足業界最高的安全與可靠性標準，以確認現行程序的合規性，更為電廠提供從 Rev. 3 過渡到 Rev. 4 規範的主要變更程序，以持續提升核電機組的緊急電源應對能力。

3.2 法規比較

RG 1.9 之目的，在於提供核電廠於設計、鑑定、運轉及測試 EDG 時的具體指導方針，使其符合美國聯想法規 10 CFR 50, Appendix A 所規定之一般設計準則及相關技術標準之要求。該導則的主要目標，是確保 EDG 能作為 Class 1E 等級之廠內緊急電源系統，在喪失廠外電源或其他設計基準事故（Design Basis Accident, DBA）時，能可靠、及時且持續供電給所有安全相關負載。

RG 1.9 的內容主要為三大部分：

- A. Introduction – 說明目的與背景；
- B. Discussion – 說明法規依據與標準；
- C. Regulatory Position – 提出具體設計與測試之建議。

其中第 C 節第 2 款「Diesel Generator Testing」為評估 EDG 性能與可靠度之關鍵部分，直接影響電廠測試頻率、試驗條件與接受準則的設定。本章節即針對該段內容，分析 Revision 3（1993 年）與 Revision 4（2007 年）之主要差異，並探討其對國內核二廠與核三廠之潛在影響，作為未來修訂測試程序之依據。

3.2.1 Regulatory Guide 1.9 Rev. 3

本節主要說明 Regulatory Guide 1.9 Rev. 3 中第 C 節第 2 款柴油發電機測試（DIESEL GENERATOR TESTING）。以下將針對 RG 1.9 Rev.3 中第 C 節第 2 款各小節進行說明。

Section 2.1 定義 (Definitions)

圖 3-1 說明在進行失效評估時，應納入 EDG 系統邊界範圍內的主要組成元件與相關系統。凡屬直接參與 EDG 啟動、運轉或輸出電力之設備，均視為系統邊界內之構成要素。相對地，其餘雖對 EDG 運作提供支援、但同時兼具其他廠內運轉功能的系統，則標示於系統邊界之外，以區分其主要職能範疇。此外，IEEE Std 387-1984 與 ANSI/ASME OM-16 對系統及元件邊界也提供了類似的定義，可作為參考。以下各項定義，適用於本管制指南中所涉及 EDG 性能測試、記錄保存和報告的領域。

- 啟動指令：所有有效及非預期（偶發）的啟動指令，包括所有僅啟動（start-only）指令以及所有隨後出現負載運轉（load-run）指令的啟動指令（無論是自動啟動還是手動啟動）。僅啟動指令是指啟動緊急發電機，但未嘗試負載的情況。請參閱下方「例外情況」。
- 啟動失敗：緊急發電機系統內任何導致發電機無法達到指定頻率（或轉速）和電壓的故障均被歸類為有效啟動失敗。（於每月監測測試中，柴油發電機可依製造商建議方式，在控制磨損與應力的條件下達到額定轉速與電壓。同樣地，若未在技術規範要求的精確時間內達到額定轉速與電壓，但測試結果顯示該機組在緊急情況下可正常啟動與運轉，則不視為失效）。此外，在維護檢查過程中（緊急柴油發電機處於待機模式），如果在有啟動指令的情況下肯定會導致啟動失敗，則應計為有效啟動指令和啟動失敗。

- 負載運轉指令：負載運轉請求必須成功啟動後，且符合下列條件之一，方為有效。請參閱下文「例外情況」。
 - 由實際（即非測試）自動或手動訊號引起的任意持續時間的負載運轉。
 - 負載運轉測試以滿足電廠的負載和持續時間測試規範。
 - 其他操作（例如特殊測試），其中緊急柴油發電機計畫以至少 50% 的設計負載運轉至少 1 小時。
- 負載運轉失敗：當緊急柴油發電機啟動成功但未能順利加載並運轉，應計為負載運轉失敗。任何在有效負載運轉需求期間發生的故障都應計入負載運轉故障。請參閱下文「例外情況」。

（對於每月監督測試，緊急柴油發電機的加載速率可按照製造商建議的速率進行，以最大程度地減少應力和磨損。同樣，如果發電機未能在技術規格要求的精確時間內加載，且測試證明發電機能夠在緊急情況下加載並運轉，則負載運轉嘗試不被視為失敗）。此外，在維修檢查（待命狀態）中發現之任何缺陷，若可明確判定於需求發生時將導致負載運轉失效，則應計為一次有效的負載運轉需求與失效。
- 例外情況：當啟動或載入運轉嘗試失敗可以明確歸因於以下任何原因時，不應將其視為有效指令或失敗：
 - 任何在緊急運轉模式下將被繞過的跳脫操作（例如高冷卻水溫跳脫）。
 - 緊急操作模式下不需要運作的設備發生故障（例如並聯同步電路）。

- 由於警報或觀察到異常情況（例如少量水或油洩漏）而故意終止測試，但最終不會導致嚴重的緊急發電機損壞或故障。
- 組件故障或操作錯誤並未妨礙緊急柴油發電機在幾分鐘內重新啟動並帶入負載（即無需進行矯正性維護或重大問題診斷）。
- 由於啟動系統的一部分因測試目的而被停用，導致啟動失敗，但隨後在啟動系統處於正常對準狀態時成功啟動。

每一個導致緊急柴油發電機被宣告「不可操作（inoperable）」的有效失效事件，應計為一次需求與一次失效。於矯正性維修或預防性維修期間進行之探索性測試，不應計入需求或失效。然而，為宣告該機組恢復可操作狀態而執行的成功測試，應計為一次需求。

Section 2.2 測試說明（Test Descriptions）

以下測試說明應與表 3-1 所述的運轉前測試和監督測試結合使用。持照人應為此處所述的每一項測試建立詳細的程序。且程序中應明確指出在將緊急柴油發電機置於測試狀態時，所需的特殊安排或系統配置變更。不得再使用跳線或其他非標準之系統配置。

Section 2.2.1 啟動測試（Start Test）

此測試應展示機組自待命狀態正確啟動的能力，並驗證其可達到規定的設計電壓與頻率。在此類測試中，緊急柴油發電機可依預先訂定的時程「緩慢啟動」，以減少應力與磨損，在規定時限內達到額定轉速。

Section 2.2.2 負載運轉測試（Load-Run Test）

驗證緊急柴油發電機的持續額定功率達到 90% 至 100%，運轉時間不少於 1 小時，直到達到溫度平衡。此測試可透過將發電機與廠外電源

同步來完成。在此測試期間，緊急柴油發電機的加載和卸載應循序漸進，並遵循規定的時間表，以最大程度地減少柴油發電機的應力和磨損。

Section 2.2.3 快速啟動測試 (Fast-Start Test)

驗證每一部緊急柴油發電機自待命狀態的快速啟動能力。若電廠平時運轉預熱系統以維持潤滑油與缸套冷卻水於特定溫度（或具備預潤滑系統，或兩者皆有），則此即構成該廠的正常待命條件。測試應驗證機組能於技術規範所規定的允許範圍與時間內，達到要求的電壓與頻率。

Section 2.2.4 外電喪失測試 (Loss-of-Offsite-Power Test)

透過模擬外電喪失來證明：

- (1) 緊急總線斷電，負載從緊急總線上脫落
- (2) 緊急柴油發電機根據自動啟動信號從待機狀態啟動，達到所需的電壓和頻率，並在可接受的限制和時間內為永久連接的負載通電

此外，應能透過負載循序器自動帶上緊急停機負載，並持續運轉不低於 5 分鐘。

Section 2.2.5 SIAS 測試 (Safety Injection Actuation Signal, SIAS Test)

此測試應展示當發出安全驅動信號 (SIAS) 時，緊急柴油發電機能自待命狀態接收自動啟動信號並啟動，於允許範圍與時間內達到規定的電壓與頻率，且至少能持續運轉 5 分鐘。

Section 2.2.6 SIAS 和 LOOP 組合測試 (Combined SIAS and LOOP Tests)

此測試應展示緊急柴油發電機能在冷卻水流失事故 (LOCA) 與喪失外電 (LOOP) 任意順序發生的情況下，皆能適當反應（例如，LOCA

先於 LOOP 發生、或 LOOP 先於 LOCA 發生)。LOOP/LOCA 同時發生的事件可以透過模擬 LOOP 和 SIAS 來展示，並驗證

- (1) 驗證緊急母線斷電且負載卸除
- (2) 驗證緊急柴油發電機能自待命狀態接收自動啟動信號後啟動，於允許範圍與時間內達到規定的電壓與頻率，帶上永久連接負載、透過負載循序器帶上自動連接負載，並持續運轉不少於 5 分鐘。

Section 2.2.7 單一負載卸除測試 (Single-Load Rejection Test)

驗證緊急柴油發電機在功率因數為 0.8 至 0.9 之間運轉時，能承受最大單一負載的突然卸除，並驗證電壓與頻率仍符合要求，且機組不會因超速而跳脫。

Section 2.2.8 滿載抑制測試 (Full-Load Rejection Test)

此測試應展示緊急柴油發電機在功率因數 0.8 至 0.9 間運轉時，能承受等於 90% 至 100% 連續額定負載的全部卸除，並驗證電壓符合要求，且不會因超速而跳脫。

Section 2.2.9 耐久性與裕度測試 (Endurance and Margin Test)

驗證緊急柴油發電機在功率因數為 0.8 至 0.9 時，至少 24 小時的滿載承載量。其中，2 小時負載為緊急柴油發電機持續額定值的 105% 至 110%，其餘 22 小時負載為持續額定值的 90% 至 100%。驗證電壓和頻率是否符合要求。

Section 2.2.10 熱重啟測試 (Hot Restart Test)

驗證緊急柴油發電機能否在手動或自動啟動訊號下啟動，在可接受的限值和時間內達到所需的電壓和頻率，並持續運轉超過 5 分鐘，以驗

證其在滿載溫度條件下（滿載運轉 2 小時後）的熱重啟功能。此測試可在上述耐久性和裕度測試之後進行。

Section 2.2.11 同步測試 (Synchronizing Test)

驗證下列能力：

- (1) 在緊急負載連接的情況下，能與廠外電源同步；
- (2) 將此負載轉移到廠外電源；
- (3) 將緊急柴油發電機恢復到準備負載狀態。

Section 2.2.12 保護性跳閘旁通測試 (Protective Trip Bypass Test)

驗證當接收到 SIAS 時，除引擎超速、發電機差速以及符合邏輯的跳脫外，所有自動保護跳脫均會自動旁路。此測試可與法規要求 2.2.5 和 2.2.6 結合進行。

Section 2.2.13 測試模式轉換測試 (Test Mode Change-Over Test)

驗證當緊急柴油發電機連接到其匯流排並處於測試模式時，模擬安全注入信號後，能自動：

- (1) 使緊急柴油發電機返回待機運轉
- (2) 自動從廠外電源為緊急負載供電來覆蓋測試模式。

Section 2.2.14 冗餘單元測試 (Redundant Unit Test)

證明透過同時啟動和運作兩個冗餘單元，單一緊急柴油發電機單元測試中可能無法偵測到的潛在常見故障模式不會發生。

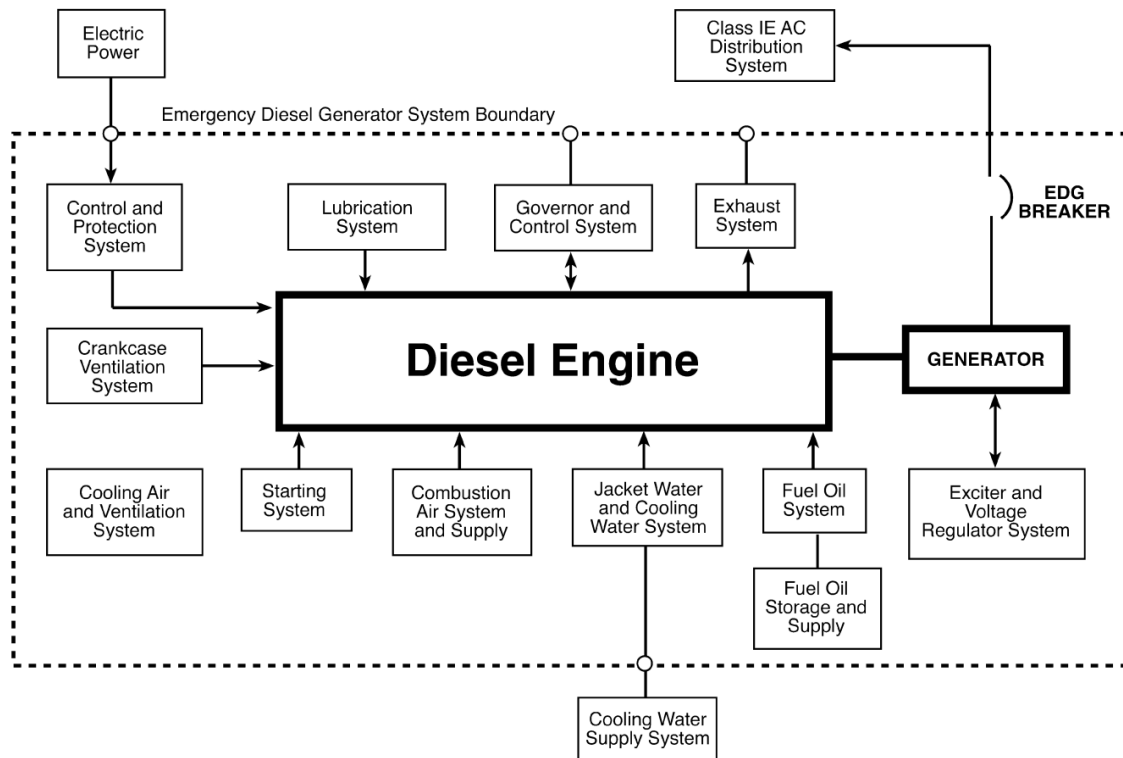


圖 3-1 緊急柴油發電機系統之邊界與支援系統

Section 2.3 運轉前與監測測試(Preoperational and Surveillance Testing)

表 3-1 顯示了運轉前測試與監測測試的項目及其預定執行時程（例如：運轉前、每月監測、每六個月測試、定期更換核子燃料停機測試、及每十年測試等）。

所有依據 Section 2.2 所規劃的測試，在執行前皆應進行預潤滑程序（prelube period），並大致遵循製造商關於減少引擎磨損的建議操作，包括於降低功率下進行冷卻運轉，隨後再進行運轉後潤滑。

Section 2.3.1 運轉前測試 (Preoperational Testing)

所有緊急柴油發電機系統在現場組裝安裝後，均應執行運轉前測試程序。該程序應包括表 3-1 中所列的測試。

此外，透過至少 25 個有效啟動 並且依照管制規定 2.2.2 和 2.2.3 滿足負載要求，且每個已安裝的緊急柴油發電機組均未發生故障，表明已達到可接受的可靠性水平，可以將新的緊急柴油發電機納入可運轉類別。

Section 2.3.2 監測測試 (Surveillance Testing)

在電廠裝填核子燃料後取得運轉執照後，應對每一部緊急柴油發電機執行定期監測測試，以確保柴油發電機持續具備執行其預定功能所需的能力與可靠度。當緊急柴油發電機依據廠內技術規範被宣告為「可運轉」後，應依下列週期性測試計畫執行。

Section 2.3.2.1 每月測試 (Monthly Testing)

除了在運轉前測試期間對緊急柴油發電機組進行可靠性驗證外，還應在正常運作期間對緊急柴油發電機組進行定期測試。每台柴油發電機應至少每 31 天依照管制規定 2.2.1 的規定啟動一次，並依照管制規定 2.2.2 的規定加載一次（最大允許延長時間不得超過監督間隔的 25%，即約 38~39 天）。

Section 2.3.2.2 六個月測試或 184 天測試 (Six-Month or 184-Day Testing)

（此項測試可取代月度測試。）為了證明緊急柴油發電機能夠從待機狀態啟動，並提供必要的電力以緩解因廠外電源中斷而導致的冷卻水流失事故，每 6 個月應按照管制規定 2.2.3 中的說明，將每台柴油發電機從待機狀態啟動一次，以驗證柴油發電機是否在電廠技術規範規定的可接受限值和頻率內達到所需的限值和頻率。完成此項測試後，應依照管制規定 2.2.2 的說明對緊急柴油發電機進行負載。（另見表 3-1。）

Section 2.3.2.3 核子燃料填換測試 (Refueling Outage Testing)

每次核子燃料填換停機時都應透過執行表 3-1 中確定的測試來證明緊急柴油發電機組的設計能力。

Section 2.3.2.4 十年測試 (Ten-Year Testing)

確保備用電力系統每 10 年 (電廠停運期間) 或任何可能影響緊急柴油發電機獨立性的改造後 (以較短時間為準) 獨立運轉一次, 透過同時啟動所有冗餘機組, 有助於識別單一柴油發電機組測試中未檢測到的某些常見故障模式。(另見表 3-1。)

表 3-1 RG 1.9 Rev. 3 之啟用前和監測測試時間表

Tests Described in Regulatory Position 2.2		Preoperational Test Program	Monthly Surveillance Tests	6 - Month Tests	Refueling Outage	10-Year Tests
2.2.1	Start Test		X			
2.2.2	Load-Run Test	X	X	X*		
2.2.3	Fast-Start Test	X		X*	X	
2.2.4	Loss-of-Offsite-Power (LOOP) Test	X			X	
2.2.5	Safety Injection Actuation Signal (SIAS) Test	X			X	
2.2.6	Combined SIAS and LOOP Tests	X			X	
2.2.7	Single-Load Rejection Test	X			X	
2.2.8	Full-Load Rejection Test	X			X	
2.2.9	Endurance and Margin Test	X			X	
2.2.10	Hot Restart Test	X			X	
2.2.11	Synchronizing Test	X			X	
2.2.12	Protective-Trip Bypass Test	X			X	
2.2.13	Test Mode Change-Over Test	X			X	
2.2.14	Redundant Unit	X				X

*This test may be substituted for a monthly test.

3.2.2 Regulatory Guide 1.9 Rev. 4

本節主要說明 Regulatory Guide 1.9 Rev. 4 中第 C 節第 2 款柴油發電機測試 (DIESEL GENERATOR TESTING)。

Section 2.1 定義 (Definitions)

考慮在緊急柴油發電機邊界內的組件和系統。支援緊急柴油發電機並執行其他電廠功能的系統則被劃為邊界之外。

IEEE Std 387-1995 提供了類似的組件和系統邊界定義，也可用作指導；但是，發電機斷路器應被視為柴油發電機邊界的一部分。

以下定義適用於涉及緊急柴油發電機性能的測試、記錄保存和報告的管制職位：

- 啟動指令：所有有效啟動指令和意外啟動指令，包括所有僅啟動指令以及所有啟動指令之後緊接著負載運轉指令的指令（無論是自動啟動還是手動啟動），均視為啟動指令。在僅啟動指令下，緊急柴油發電機將啟動，但不會嘗試加載緊急柴油發電機（請參閱下文的例外情況）。
- 啟動失敗：緊急柴油發電機系統內的任何故障，導致發電機無法在規定時間內達到規定頻率（或速度）和電壓，均歸類為有效的啟動失敗。對於每月的監督測試，緊急柴油發電機應在製造商建議的時間內達到額定轉速和電壓，以最大程度地減少應力和磨損。在維護檢查期間（緊急柴油發電機處於待機模式），如果在發生啟動請求時發現任何肯定會導致啟動失敗的情況，都應計為有效的啟動請求和啟動失敗。
- 負載運轉指令：為了有效，負載運轉嘗試應在成功啟動後進行，並滿足以下標準之一（請參閱下面的例外情況）：
 - 由真實（即非測試）自動或手動訊號引起的任意持續時間的負載運轉
 - 為滿足電廠之負載與持續時間測試規格而執行的測試

- 其他操作（例如特殊測試），其中緊急柴油發電機計畫以至少 50%的設計負載運轉至少 1 小時
- 負載運轉失敗：若柴油發電機成功啟動但無法順利承載負載並持續運轉，則視為「負載運轉失敗」。所有在有效負載運轉需求期間發生之故障均應列入統計。在每月監測測試中，柴油發電機的負載應依製造商建議速率逐步增加，以減少機械應力與磨損。同樣地，若於維修檢查中發現某狀況在實際需求時將確定導致負載運轉失敗，則應計為一次有效負載需求與失敗。
- 例外情況：下列情況下之未成功啟動或負載運轉，不應視為有效指令或失敗：
 - 當觸發之跳脫信號屬於“在緊急運轉模式下應被旁路”之保護（例如冷卻水高溫跳脫）；
 - 發生於非緊急運轉時不需作用之設備故障（例如同步電路之異常）；
 - 因警報或觀察到異常（如小型油、水洩漏）而操作人員主動中止測試，且該情況不致造成重大損害或最終失效；
 - 若元件失效或操作錯誤並未妨礙柴油機在 5 分鐘內重新啟動並承載，且無需進行維修或故障診斷；
 - 若因測試目的暫時停用部分啟動系統而導致一次啟動失敗，但於恢復正常配置後重新啟動成功者。
- 故障與需求之統計原則：凡任何有效故障導致該柴油發電機被宣告為「不具可用性」者，均應計為一次需求與一次失敗。於“維修或預防性維護期間”進行之探索性測試，不應計入需求或失敗

統計。惟於完成修復後為恢復運轉資格而執行之最終驗證測試，應計為一次有效指令。

Section 2.2 測試描述 (Test Descriptions)

本節所述之各項測試，係依據 IEEE Std 387-1995 所列條文（特別是第 7 章之測試條款）進行補充與擴充。原標準中關於現場測試之表格，已於本文件中重新列為表 3-2，以便整合 NRC 的附加指導。

以下為具體測試說明。

持照人應針對每一項測試建立詳細程序文件，並於程序中明確列出為進行測試所需之特殊布置與系統配置改變。除非於設備初次啟用測試階段，否則不應使用任何跳線或非常規配置來進行測試。。

Section 2.2.1 啟動測試 (Starting Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.2.1.1 條應補充如下：

啟動測試的驗收標準應等於或高於安全相關負載所要求之最低電壓與頻率值，且應在規定時間內達成。此測試之目的為驗證柴油發電機在接收到啟動信號後，能於要求時間內加速至額定轉速並達到可供安全設備使用之電壓水準。。

Section 2.2.2 慢速啟動測試 (Slow-Start Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.1 條應補充如下：

此測試旨在證明柴油發電機能由待命狀態正常啟動，並確認其可達到所需之設計電壓與頻率。在此測試中，柴油發電機可採「慢速啟動程序」，按照預定時程漸進加速至額定轉速，以減少機械應力與磨損。此測試常用於長期停機後或進行重大維修後的恢復測試。。

Section 2.2.3 負載運轉(負載驗收)試驗(Load Run / Load Acceptance Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.2 條應補充如下：

此測試目的為證明柴油發電機可在連續額定功率的 90~100%之負載下，連續運轉至少 1 小時，並達到溫度平衡狀態。此測試可藉由與外部電源併聯來進行。在測試過程中，負載應依預定速率逐步增加與減少，以降低對柴油發電機之機械應力與磨耗。

Section 2.2.4 額定載重試驗 (Rated Load Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.2.1.3(a)條應補充如下：

若設計基準事件 (design-basis event) 所需負載高於柴油發電機的連續額定容量，則本測試應於“最不利設計條件下”執行，以驗證柴油發電機在該條件下仍能維持穩定運轉。

Section 2.2.5 喪失外電測試 (Loss of Offsite Power Test, LOOP)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.4 條應補充如下：

此測試模擬喪失外部電源情境，以驗證系統在此事件中之自動反應能力。

測試應顯示：

- (1) 緊急匯流排去電後，其負載能自動卸除；
- (2) 柴油發電機在接收到自動啟動信號後，能由待命狀態啟動、達到所需電壓與頻率；
- (3) 能在規定時間內為永久連接負載供電；
- (4) 能透過負載序列控制器依序投入所有自動連接之安全停機負載；
- (5) 全測試運轉時間應不少於 5 分鐘。

若現場無法提供所有安全負載，得以等效負載替代。

Section 2.2.6 SIAS 和 LOOP 組合測試(Combined SIAS and LOOP Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.6 條應補充如下：

此測試旨在驗證柴油發電機於 SIAS 與喪失外電 (LOOP) 兩事件相繼或同時發生時之反應能力。

測試應模擬下列情境之一：

1. 發生冷卻劑喪失事故 (LOCA) 後延遲出現 LOOP；
2. LOOP 發生後接續 LOCA；
3. LOOP 與 LOCA 同時發生。

測試應驗證：

1. 柴油發電機能在自動啟動信號下由待命狀態啟動；
2. 能於可接受之時間與限制內達到額定頻率與電壓；
3. 能透過負載序列控制器於規定的泵浦啟動時間內投入自動連接之安全停機負載；
4. 能連續運轉至少 5 分鐘。

Section 2.2.7 最大負載卸除試驗 (Largest Load Rejection Test)

IEEE Std-1995 的第 7.5.7 條應補充如下：

此測試旨在驗證柴油發電機在額定運轉下，能承受失去單一最大負載的暫態條件。

測試應確認：

- 系統於設計功率因數下運轉時，仍能維持頻率與電壓於規定範圍內；
- 系統不會因暫態而觸發超速跳脫。

Section 2.2.8 設計負載卸除測試 (Design Load Rejection Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.8 條應補充如下：

此測試旨在驗證柴油發電機在設計功率因數下運轉時，可承受卸除相當於其連續額定容量 90~100% 之負載，同時滿足電壓恢復要求，且不致引發超速跳脫。。

Section 2.2.9 耐久性和負載裕度測試 (Endurance and Load Margin Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.9 條應補充如下：

本測試旨在驗證緊急柴油發電機在連續額定功率和最壞功率因數條件下的運作能力，測試間隔不少於 24 小時。其中，前 2 小時負載為柴油發電機連續額定功率的 105% 至 110%，後 22 小時負載為發電機連續額定功率的 90% 至 100%。測試過程應驗證頻率和電壓是否符合要求。

Section 2.2.10 熱重啟測試 (Hot Restart Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.10 條應補充如下：

此測試用以驗證柴油發電機於滿載溫度條件下，具備迅速重新啟動之能力。

方法如下：

- 柴油發電機以連續額定負載運轉 2 小時，達到熱平衡；
- 停機後立即以手動或自動信號重新啟動；
- 驗證其能於規定時間內達到額定電壓與頻率，並連續運轉 5 分鐘以上。

此測試可在「耐久與負載裕度測試」完成後接續執行。。

Section 2.2.11 週期性跳閘旁路測試 (Periodic Trip Bypass Test)

IEEE Std 387-1995 第 7.5.12 條應補充如下：

此項測試旨在驗證柴油發電機機組的自動保護跳脫信號，是否能依設計要求被自動旁路。通常情況下，下列保護跳脫信號不會被旁路：

- 引擎超速跳脫（engine overspeed trip）；
- 發電機差動電流跳脫（generator differential current trip）；
- 以及採用同時邏輯之保護跳脫信號。

本測試亦應驗證，那些未被自動旁路的關鍵保護跳脫信號，仍能確實執行其預定保護功能。

Section 2.3 運轉前與定期測試（Preoperational and Surveillance Testing）

表 3-2 顯示各項運轉前與定期監測測試，並對應其預期執行時程，例如：運轉前測試、每月監測測試、每 6 個月測試、定期核子燃料更換期間測試、以及每 10 年進行之長期測試。

在進行本指南所描述的任何計畫性測試之前，均應執行一段預潤滑程序。所有測試的執行方式應原則上遵循製造商的建議，以減少引擎磨損，包括：在測試結束後先以降低負載進行冷卻運轉，隨後執行運轉後潤滑，以確保設備在測試前後均維持良好的運轉條件。

Section 2.3.1 運轉前測試（Preoperational Testing）

應於每一部緊急柴油發電機系統在現場完成組裝與安裝後，實施一套運轉前測試計畫。此測試計畫應包含表 3-2 所列之各項測試。此外，應透過每一部已安裝的緊急柴油發電機，進行至少 25 次有效啟動與負載運轉需求，且不得發生任何失效，以藉此證明該新柴油發電機已達到可接受之可靠度水準，足以進入正式運轉分類。

Section 2.3.2 定期測試（Surveillance Testing）

核電廠應在運轉期間，依下列頻率與條件執行定期監測測試，以確保持續符合設計與可靠性要求。

Section 2.3.2.1 每月測試 (Monthly Testing)

在運轉前測試中完成可靠性驗證後，緊急柴油發電機應在正常運作期間定期進行測試。每台柴油發電機應依照管制規定 2.2.2 的規定啟動，並依照管制規定 2.2.3 的規定加載，至少每 31 天一次（最長允許延長時間不超過監控間隔的 25%）。

Section 2.3.2.2 六個月（或 184 天）測試 (Six-Month (or 184-Day) Testing)

此測試可取代每月一次的測試。為了證明緊急柴油發電機能夠從待機狀態啟動並提供必要的電力來緩解與 LOOP 同時發生的 LOCA，每台柴油發電機應每 6 個月從待機狀態啟動一次，如 IEEE 387-1995 標準第 7.5.3 條所述。這將驗證柴油發電機是否在電廠技術規範規定的可接受限值和時間內達到所需的電壓和頻率。完成此測試後，緊急柴油發電機應依照 IEEE 387-1995 標準第 7.5.2 條的規定進行加載（另見表 3-2）。

Section 2.3.2.3 核子燃料填換測試 (Refueling Outage Testing)

每次停機核子燃料填換期間（或頻率不超過每 24 個月一次），都應透過執行表 3-2 中確定的測試來證明整體緊急柴油發電機設計的能力。如果測試可以安全地進行，且不會增加電廠跳閘、安全匯流排或 LOOP 斷電的可能性，則可以在獲得 NRC 批准的情況下在運轉模式下進行這些測試。

Section 2.3.2.4 十年測試 (Ten-Year Testing)

該測試包括證明備用電力機組每 10 年一次（在電廠停機期間）或在可能影響緊急柴油發電機獨立性的任何修改之後（以較短者為準）獨立

運轉，方法是同時啟動所有冗餘機組，以識別在單一柴油發電機組測試中未檢測到的某些常見故障模式（另見表 3-2）。

表 3-2 RG 1.9 Rev. 4 之啟用前和監測測試時間表

Table 1

Reference: IEEE 387 Clause:	Tests	Site acceptance tests (7.2)*	Pre- operational tests (7.3)*	Availability tests (7.4.2.1)* (Surveillance)		System operation tests: shutdown/ refueling (7.4.2.2)*	Independence tests 10 years (7.4.2.3)*
				Monthly	6 Month		
7.2.1.1	Starting	X		X			
7.2.1.2	Load acceptance	X		X			
7.2.1.3	Rated Load	X		X			
7.2.1.4	Load Rejection	X					
7.2.1.5	Electrical	X					
7.2.1.6	Subsystem	X					
7.3.3	Reliability		X				
7.5.1	Start		X	X			
7.5.2	Load Run		X	X			
7.5.3	Fast Start		X		X	X	
7.5.4	LOOP		X			X	
7.5.5	SIAS		X				
7.5.6	Combined SIAS and LOOP		X			X	
7.5.7	Largest load rejection		X			X	
7.5.8	Design load rejection		X			X	
7.5.9	Endurance and load margin		X ^a			X	
7.5.10	Hot restart		X			X	
7.5.11	Synchronizing		X			X	
7.5.12	Protective trip bypass		X			X	
7.5.13	Test mode override		X			X	
7.5.14	Independence		X				X

^a Use 2 h and 22 h

* IEEE Std 387-1995

3.3 國內核能電廠緊急柴油發電機定期測試

3.3.1 核二廠

依據核二廠教育訓練手冊[50]，柴油發電機是廠內最關鍵的交流電源，其主要功能為外部電力喪失（Loss of Offsite Power, LOOP）時，為反應器緊急冷卻系統及其他安全相關設備提供後備電力。當電廠與電力系統之 345 kV 及 69 kV 輸電線路全部故障，或匯流排發生大範圍事故時，唯一能在 10 秒內投入並供應交流電源的設備，即為柴油發電機。

核二廠每部機組配置三部柴油發電機，分屬 DIV I、DIV II 與 DIV III。其中，DIV I 與 DIV II 為備用柴油發電機（Standby Diesel Generator, SDG），分別供應匯流排 1(2)A3 與 1(2)A4；DIV III 為高壓爐心噴灑系統（High Pressure Core Spray, HPCS）柴油發電機，供應匯流排 1(2)A5。

當上述匯流排停電時，對應之柴油發電機將立即自動啟動，並於 10 秒內達到額定轉速與電壓，隨即閉合斷路器投入供電。若發生爐水流失事故（Loss of Coolant Accident, LOCA），該機組內的三部柴油發電機亦會同時自動啟動，於 10 秒內達到額定狀態並保持待命，以確保反應爐冷卻功能。另核二廠增設之第五部柴油發電機，則可機動支援 #1 / #2 DIV I 與 DIV II，進一步提升系統可靠度。

依照 NRC Regulatory Guide 1.9 Rev.3 之規定，核二廠之柴油發電機必須符合以下要求：

1. 在外部電源喪失或重大事故發生時，柴油發電機應能依設計的加載時序啟動，並驅動相關的安全系統與緊急停機設備，同時迅速加速至額定轉速並提供穩定電力。在加載過程中，必須按照既定順序逐步投入各項安全相關設備（如注水泵浦、冷卻系統、反應爐保護裝

置等)，以確保關鍵功能可即時運作。嚴格控制加載時序的另一目的，是避免多項大負載同時進入電網，造成電壓或頻率瞬間下降，確保柴油發電機在突加負載下仍能維持穩定運轉。

2. 在加載過程中，柴油發電機的輸出電壓不得低於公稱值的 75%，頻率不得低於公稱值的 95%。此要求可確保安全相關設備在啟動與運轉時具備足夠的電力品質，避免因電壓不足導致馬達或控制設備無法啟動，或因頻率過低造成泵浦、機組轉速不足，進而引發流量下降或保護邏輯誤動作。在逐步加載時，柴油發電機必須維持最低電壓與頻率，以確保各項設備能可靠投入並穩定運轉。若僅有單一大型負載投入，由於瞬時衝擊較大，則允許電壓與頻率出現較大的暫態變動，但仍須在合理時間內恢復至穩定狀態。
3. 每次加載後，柴油發電機必須在加載間隔時間的 60% 以內，將輸出恢復至穩定狀態：電壓應回復至公稱值的 $\pm 10\%$ 以內，頻率則回復至公稱值的 $\pm 2\%$ 以內。此規定確保在逐步投入負載的過程中，柴油發電機能及時恢復至穩定運轉，以利後續設備依序啟動。透過此要求，可避免在連續多重加載時，因電壓或頻率長時間偏差而導致敏感設備失效，或造成控制系統異常。
4. 在依序加載後，若發生最大單一負載突然喪失的情況，柴油發電機的轉速上升幅度不得超出規範，並必須在加載間隔時間的 80% 以內恢復至公稱值的 $\pm 2\%$ 範圍內。此情境下，由於瞬間負荷驟減，柴油發電機可能出現轉速上升的暫態反應。依規範，其轉速偏差不得超過「超速跳脫設定轉速」或「公稱轉速的 115%」兩者中的較小值，並需在規定時間內恢復穩定。此一要求的目的在於避免因過度超速導致柴

油發電機跳脫或設備損傷，同時確保即使在突發卸載情況下，電源仍能迅速回復至可接受範圍，維持系統穩定性。

5. 滿載卸載時不得因超速跳脫。當柴油發電機由滿載狀態瞬間卸載時，必須維持穩定運轉，不得因轉速的短暫上升而觸發超速保護跳脫。此要求確保在事故或測試情境下，即使電力需求瞬間消失，柴油發電機仍能持續提供可用電源，不會因保護動作而中斷供電。這對維持電廠在各種運轉條件下的可靠緊急交流電源至關重要。

綜上所述，柴油發電機在核二廠運轉安全中扮演不可或缺的角色，不僅需確保在外電喪失或設計基準事故下能夠在極短時間內投入運轉，亦須符合國際管制對性能與可靠度的嚴格要求。

3.3.2 核三廠

依據核三廠教育訓練手冊[51]，核三廠電力系統配置三台起動變壓器，以提供機組起動及停機時所需電源。其中包括一台 161 kV/13.8 kV/4.16 kV 主起動變壓器、一台備用起動變壓器，以及一台由超高壓 345 kV 饋入之起動變壓器。

當廠外電源喪失（Loss of Offsite Power, LOOP）或核能安全系統匯流排失電、特殊安全設施（Engineered Safety Features, ESF）動作時，廠內緊急電源系統即自動啟動。柴油發電機（Diesel Generator, D/G）將自動起動並併入安全系統匯流排（B-PB-S01 及 A-PB-S01），依序供應特殊安全設施及機組安全停機所需電源。每部機組配置兩台相互獨立的柴油發電機，另設有一台第五部柴油發電機，可供兩部機組共用。供應各 4.16 kV 安全匯流排之備用電源容量，必須足以滿足機組安全停機需求。

於電源切換過程中，柴油發電機須能維持正常電壓與頻率之 75%~90%，並於兩秒內恢復至正常電壓±10%及頻率±2%之範圍。

系統採雙重冗餘設計，在設備配置上相互隔離，電氣系統亦相互隔離，以確保任何單一元件故障或失靈均不致影響整體系統功能。每台柴油發電機設計使用壽命為 40 年，並須具備耐震能力，符合一級重要設備之抗震要求，確保於地震期間或之後仍可正常運轉。

此外，各柴油發電機之輸出電量須足以滿足設計基準事故及電廠全黑情境下之緊急總負載需求。配置於 A-PB-S01 與 B-PB-S01 安全匯流排上的柴油發電機禁止並聯運轉，每台發電機僅能供電於其專屬匯流排。

每台柴油發電機在接獲起動信號後，必須能於 10 秒內達到額定頻率與電壓，並具備連續起動五次之能力。在無二次冷卻水條件下，仍應能持續運轉三分鐘。柴油機不得於臨界轉速範圍內運轉，且各具獨立之潤滑油及冷卻水系統，以確保於任何情況下均能快速緊急啟動。整個系統亦須具備抗飛射物、耐火及防範自然事件的能力，並可供定期測試及檢查之使用。

核三廠柴油發電機之測試要求係依據美國核管會（USNRC）Regulatory Guide 1.9 Rev.3 之規定納入運轉規範中。以運轉規範之監測要求 SR 3.8.1.14 為例，其測試內容對應 RG 1.9 Rev.3 第 C 節第 2 款 Section 2.2.9 之規定如下：

要求每 18 個月進行一次驗證，以確保分散式發電機（Diesel Generator, DG）能啟動並連續滿載運轉不少於 24 小時。其中至少有 2 小時須以相當於額定連續負載 110%之負載進行，其餘時間則維持額定連續負載。測試可於待機或熱態下進行，並適用於 SR 3.8.1.2 中關於預潤滑與預熱之要求，以及 SR 3.8.1.3 中之逐步加載程序。

為確保測試條件接近設計基準，測試應在功率因數不大於 0.9 之條件下進行。該功率因數係用以模擬柴油發電機實際運作時所承受之電感性負載，並避免因常態過載而需依製造商建議頻繁拆檢，以維持其可操作性。

18 個月之測試週期符合 Regulatory Guide 1.9 Rev.3 第 C 節第 2 款 Section 2.2.9 之建議，並考量執行監測時機與機組核子燃料循環期之協調性，確保測試頻率與機組運轉特性相符。

3.4 小結

3.4.1 核電廠依據 RG 1.9 Rev. 3 之測試現況

核電廠目前已依照美國核能管制委員會發布的 Regulatory Guide 1.9 Revision 3 版本對廠內的安全相關柴油發電機進行了設計鑑定與定期測試。

此版本主要基於 IEEE Standard 387-1984 (或相關的較早版本) 的標準，確保 EDG 具備足夠的獨立性、容量、能力、冗餘與可測試性，以在發生外電喪失等事故時，能迅速啟動並承載安全相關負載，維持電壓和頻率在可接受的範圍內。

3.4.2 Regulatory Guide 1.9 Rev. 3 與 Rev. 4 之主要差異

RG 1.9 Revision 4 於 2007 年發布，它主要認可並補充了 IEEE Standard 387-1995 的標準。相較於 Rev. 3 所依據的舊版標準，Rev. 4 在設計、鑑定、測試、報告與記錄保存要求等領域提供了更明確的指導。主要差異點在於：

認可標準的升級： Rev. 4 正式採納了 IEEE Std 387-1995 (Rev. 3 主要基於 1984 或更早版本)，該標準提供了更現代化和詳細的 EDG 設計和測試準則。

更明確的測試指導： Rev. 4 提供了預運轉測試 (Preoperational Testing)、定期測試 (Periodic Testing)、報告與記錄保存要求以及有效需求與失效 (Valid Demands and Failures) 的更明確指導，有助於統一業界的實施標準。

電壓與頻率暫態要求： 雖然兩個版本都要求在帶載時維持電壓和頻率在可接受的範圍，但 Rev. 4 強調在啟動大型馬達負載時，對電壓下降的限制更具體的考量，通常要求在有限容量電源 (如柴油發電機) 啟動時，最大電壓下降範圍為 25% 至 30%。

3.4.3 對國內核電廠緊急柴油發電機定期測試之建議

建議國內核電廠可比較 RG 1.9 Rev. 4 與現行 Rev. 3 之差異，再將 Rev. 4 中較為保守的要求更新至 EDG 測試、維護相關之 IST 章節及程序書中，送交管制機關審查。Rev. 4 在定期測試和設計鑑定方面加強重點如表 3-3。此外，在 Rev. 4 規範下，電廠應審查其記錄保存與可靠度數據收集計畫，以確保數據能夠支持其 EDG 可靠度計畫的要求，並能與行業的運營經驗進行比較。

表 3-3 RG 1.9 在定期測試和設計鑑定 Rev.4 相較 Rev. 3 之加強重點

測試類型	Rev. 4 加強要求或明確項目	測試目的與意義
起動與快速承載測試	嚴格執行 IEEE Std 387-1995 Clause 7.5.3 (Fast Start)的要求。	確保 EDG 能在規定時間內（通常為 10 秒）達到額定電壓和頻率，並開始承載序列負載，測試其暫態響應能力。
額定負載運轉測試	執行 Load Run (Load Acceptance) Test (Clause 7.5.2)，100% 額定負載連續運轉不少於 1 小時，直到達到溫度平衡。	驗證 EDG 在模擬的滿載事故條件下，能長時間穩定運轉且其冷卻系統、潤滑系統等能維持在設計範圍內，以證明其連續運轉能力。
負載拒絕測試	執行最大負載拒絕 (Largest load rejection) (Clause 7.5.7) 和設計負載拒絕 (Design load rejection) (Clause 7.5.8) 測試。	確保在大型負載突然脫離時，柴油機的調速器能有效控制轉速，防止機組因超速跳脫，並確保電壓與頻率的暫態維持在可接受範圍。
熱啟動測試	執行 Hot Restart (Clause 7.5.10) 測試。	模擬 EDG 在長期運轉後（例如滿載運轉數小時後）立即停止，並在短時間內再次被要求啟動的情況，以確保其高溫狀態下的可靠啟動能力。
保護跳脫旁通測試	執行 Protective Trip Bypass (Clause 7.5.12) 測試。	驗證在發生事故信號時，非必要保護跳脫功能（如低油壓、高水溫等）能被自動旁通（Bypass）以允許 EDG 運轉，直到安全停機完成，同時確認主要保護功能（如超速、發電機差動電流）仍保持作用。

4. 核電廠電力電纜老化管理之 NRC 規範要求與國內措施比較

美國核能管制委員會針對核電廠電力電纜老化管理的核心目標，是確保此類關鍵組件於全服役週期內持續並可靠地執行其安全功能。運轉經驗顯示，電纜若長期處於潮濕或其他不利環境中，將加速絕緣劣化。為此，NRC 制定了老化管理方案，要求電廠除排水與目視檢查外，必須採取主動性的電

性狀態監測（如介電損耗、局部放電等），並至少每十年針對高風險電纜進行一次檢測，同時對檢測數據進行趨勢分析，以預測劣化速率並及早規劃維護與更換。

為指導電廠有效落實，NRC 發布 RG 1.218，提出電纜狀態監測技術之應用原則，內容涵蓋具代表性樣本的選取、不利操作環境（特別是潮濕與積水）的監測，以及各項測試方法的適用性與限制。

本章節除介紹 NRC 相關規範與技術外，並比較我國現行電纜維護與測試措施，指出與 NRC 要求之間的差異。綜合分析結果顯示，國內已建立電纜檢測與維護制度，但在預防性檢查、趨勢分析及接受準則等面向可持續精進。本章節最後提出建議，作為後續電纜老化管理方案修訂與優化之參考。

4.1 前言

早期核能電廠在設計及運轉階段，普遍將電纜視為壽命長且僅需極少維護的「被動組件」，因此對其老化問題關注不足。隨著運轉年限增加，電纜劣化所導致的故障事件逐漸浮現，對安全相關系統的可靠性產生潛在威脅。為因應此問題，美國核管會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) 陸續發布多項文件，要求或指導電廠建立電纜老化管理措施。特別是在電廠申請延長運轉 (license renewal) 之後，電纜需於更長時間維持功能可靠性，相關管理的重要性更為提升。NRC 發布的主要報告和指引包括：

Generic Letter (GL) 2007-01[52]：《無法接近或地下電力電纜故障導致事故緩解系統失效或造成電廠暫態》(Inaccessible or Underground Power Cable Failures that Disable Accident Mitigation Systems or Cause Plant Transients)：此文件為 NRC 正式行動的關鍵起點。它要求各電廠回報並提供數據，以證實地下或難以接近之電力電纜故障確實發生，且可能導致事故緩解系統失效或造成機組暫態，即因電纜劣化導致之斷路、短路或接地

等故障，造成電力供應中斷、電壓驟降或控制信號錯誤，使電力系統或設備運作狀況突然發生改變，例如泵浦或閘門跳脫、負載失電、反應爐降載或自動停機等現象。該文件凸顯了電纜老化問題的嚴重性，並推動後續更具體的老化管理要求。

NUREG-1801 (GALL 報告)[53]：《通用老化經驗報告》(Generic Aging Lessons Learned Report)：此文件針對電廠首次執照更新（由 40 年延長至 60 年）提供通用老化管理方案(Aging Management Program, AMP) 之指引。其中特別要求進行電纜老化評估，涵蓋環境驗證 (Environmentally Qualified, EQ) 電纜，以及長期處於潮濕或惡劣環境中的電纜。

NUREG-2191 (GALL-SLR 報告)[54]：《通用老化經驗後續執照更新報告》(Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal)：針對申請第二次執照更新（從 60 年延至 80 年）的電廠，提出了更嚴格和具體的電纜老化管理要求。該文件明確要求對中壓地下或潮濕電纜執行主動的電性狀態監測（如介電損耗、局部放電等技術），並進行老化趨勢分析。

RG 1.218[55]：《核電廠用電力電纜狀態監測技術》(Condition Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants)：此為執行電纜老化管理方案的技術指導文件，提供 NRC 認可之可接受方法，以符合 NUREG 報告及 10 CFR 50.65 (維護規範) 的要求。文件中詳列狀態監測計畫之核心要素、可行之測試技術（如時域反射法 TDR、介電損耗 Tan Delta 測試等），並針對不利環境條件（如積水）提出管理建議。

綜上所述，NRC 已將電纜維護要求自傳統的「故障修復」提升至「主動預測與管理老化」，以確保電纜在電廠長期運轉期間仍能維持設計功能與完整性，進而支撐核能電廠長期運轉之安全性與可靠性。本章節旨在整

理與分析核能電廠電纜老化管理之國際規範與國內實務，探討現行措施是否能滿足長期運轉安全需求，並提出改進建議。

4.2 相關法規要求

近年來，NRC 對中壓電纜之老化管理提出了更嚴謹且具體的規範要求。其主要依據包括 NUREG-1801、NUREG-2191、RG 1.218...等。本章將彙整並摘錄上述文件中的相關規範與指導原則，作為後續分析與比較之依據。

4.2.1 NUREG-1801 Rev. 2

NRC NUREG-1801 Rev. 2 報告中，第 XI 章的 XI.E3 "INACCESSIBLE POWER CABLES NOT SUBJECT TO 10 CFR 50.49 ENVIRONMENTAL QUALIFICATION REQUIREMENTS" 提出了一套專門針對無法接近或地下中高壓電纜的老化管理方案 (AMP)，以確保電纜於延長運轉期間 (Extended Operation) 仍能維持其設計功能。這些電纜雖不受 10 CFR 50.49 環境驗證 (EQ) 規範約束，但由於可能長期暴露於潮濕或積水環境中，存在顯著老化風險。

以下是 XI.E3 對此類電纜的主要管理要求，通常涵蓋在老化管理方案的幾個關鍵要素中：

1. 計畫範圍 (Scope of Program)

- 適用對象：運轉期間無法接近之中高壓電纜，例如安裝於導管、電纜溝、或地下埋設。

2. 預防措施 (Preventive Actions)

管理策略主要著重於降低電纜長期暴露於濕氣與電壓之風險，以避免發生水樹化 (Water Treeing) 等絕緣劣化現象。

- 定期檢查：採取週期性措施檢查電纜人孔(Manholes)、導管、電纜溝等處的積水情況。
- 排水/除水：視需要排乾積水，以減少電纜長時間暴露於濕氣的風險。
- 檢查頻率：根據電廠具體的積水情況和運轉經驗來確定檢查頻率，但週期性檢查應至少每年進行一次。檢查應包括確認電纜/接頭和支撐結構完好，以及排水系統（如：集水泵和警報）運作正常。

3. 老化效應偵測 (Detection of Aging Effects)

對於那些無法透過預防措施完全消除濕氣暴露風險的電纜，必須透過測試來偵測絕緣層的老化情況。

- 測試對象：暴露於顯著濕氣和顯著電壓的電纜。
- 測試參數：測試應提供導體絕緣狀況的指標。具體的測試類型應能有效偵測絕緣系統因受潮而導致的劣化，例如：
 - 功率因數 (Power Factor) 測試
 - 局部放電 (Partial Discharge) 測試
 - 極化指數 (Polarization Index)
 - 或行業認可的其他先進測試方法
- 測試頻率：至少每 10 年進行一次測試。這個週期被認為足夠，因為經驗顯示絕緣劣化是一個緩慢的過程。本方案的第一次測試應在執照更新前完成。

4. 矯正措施 (Corrective Actions)

當測試或檢查發現不可接受的狀況時（例如：電纜絕緣狀況不符合驗收標準或發現積水問題），必須啟動矯正措施程序。

- 評估與處理：包含缺陷嚴重性評估、電纜運作能力確認、以及問題根本原因分析等。
- 矯正行動：可能包括安裝永久排水系統或集水泵、提升檢測頻率、或直接更換受影響電纜等。
- 通用性判斷：需評估發現的問題是否具普遍性，並檢視其他相似電纜是否存在相同風險。

綜上所述，NUREG-1801 Rev. 2 的 XI.E3 要求核電廠建立一套結合預防性檢查與週期性電性測試的老化管理方案，特別針對非 EQ 區域、但長期暴露於潮濕環境的中高壓電纜，以確保其長期運轉之可靠性與功能完整性。

4.2.2 NUREG-2191 Rev.1

NUREG-2191 (Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal, GALL-SLR Report)，提供核能電廠於申請第二次執照更新（即將運轉年限自 60 年延長至 80 年）時的老化管理指導。

NUREG-2191 Rev. 1 第 XI 章中的 XI.E3 "INACCESSIBLE POWER CABLES NOT SUBJECT TO 10 CFR 50.49 ENVIRONMENTAL QUALIFICATION REQUIREMENTS" 提出了一項老化管理方案 (AMP)，其核心目標是確保那些不屬於環境驗證 (EQ) 範疇、但長期暴露於潮濕環境下的難以接近或地下電纜，在第二次執照更新期間 (SLR, 60 - 80 年) 仍能維持設計所預期之功能。

相較於 NUREG-1801 本方案加強下列老化機制的管理：

- 水樹化：在高壓電纜絕緣中因長期受潮而生成，會逐漸降低介電強度。
- 絕緣介電強度衰退：隨著使用年限增加，絕緣材料在潮濕環境下之耐電壓能力降低，影響電纜可靠性。

整體而言，NUREG-2191 Rev. 1 對電纜老化管理的規範，反映了美國 NRC 在後續延長運轉階段對地下及難以接近電纜可靠性之高度重視，並要求業者透過執行 AMP，確保長期安全運轉。

以下是 XIE3 對此類電纜的主要管理要求，通常涵蓋在老化管理方案的幾個關鍵要素中：

1. 計畫範圍 (Scope of Program)

- 適用對象：範圍與 NUREG-1801 類似，適用於後續執照更新範圍內、無法接近（如在導管、地下埋設、電纜溝中）的中高壓電力電纜。

2. 預防措施 (Preventive Actions)：目的是盡量減少電纜與濕氣的接觸。

- 定期檢查：執行週期性行動，檢查電纜人孔和導管末端是否有積水。
- 排水措施：視需要執行排水，以防止電纜長時間浸水或潮濕。
- 預防不足：GALL-SLR 報告指出，僅依賴檢查與排水措施不足以確保水分不會滯留於電纜其他區域（如導管內部）。此類措施僅能作為必要的輔助手段，用以降低絕緣劣化的潛在風險。

3. 老化效應偵測 (Detection of Aging Effects)

這是該 AMP 最關鍵的部分，用於主動監測電纜的絕緣狀況。

- 測試要求：暴露於顯著濕氣的電纜必須接受測試，以提供導體絕緣狀況的指示。
- 測試類型：測試類型需能有效偵測絕緣系統因受潮而導致的劣化，應採用成熟且先進的測試方法，例如：
 - 功率因數 (Power Factor) 或介電損耗 (Dielectric Loss) 測試。
 - 局部放電 (Partial Discharge) 測試。
 - 極化指數 (Polarization Index) 或其他經過驗證的測試。
- 測試頻率：規範要求所有範圍內電纜至少每 10 年執行一次測試。
- 後續執照更新的強化點：
 - 測試頻率雖與 NUREG-1801 規定相同（每 10 年一次），但在 SLR 階段，電廠需更審慎地評估測試結果趨勢。
 - 若初期測試結果顯示明顯劣化傾向，應增加測試頻率或採取更積極之矯正措施，以確保運轉期間電纜功能不受影響。

4. 矯正措施 (Corrective Actions)

當測試或檢查結果未達驗收標準，或發現有潛在不利條件時，應立即啟動矯正行動，以確保電纜在運轉期間之可靠性與功能完整性。主要措施包括：

- 詳細評估：
 - 進行根本原因分析，以確認劣化或異常之來源。

- 執行範圍性評估 (extent-of-condition evaluation)，確認是否有其他區域或電纜可能受到相同影響。
- 修復與更換措施：
 - 視情況採取工程改善，例如安裝永久性排水系統，以降低潮濕環境對電纜之影響。
 - 加強檢查與測試頻率，確保劣化情況獲得持續監控。
 - 當劣化程度嚴重或修復不可行時，應更換受影響之電纜，確保系統功能不受影響。

總而言之，NUREG-2191 Rev. 1 的 XI.E3 要求在 NUREG-1801 的基礎上，持續針對暴露於潮濕環境中的非 EQ 電纜進行老化管理。除明確規範預防性檢查與至少每 10 年一次的週期性電性測試外，亦特別強調透過測試數據之趨勢監測 (Trending) 來掌握絕緣劣化發展情形，以確保電纜在運轉至 80 年期間，仍能維持必要的功能與安全裕度。

4.2.3 RG 1.218

Regulatory Guide 1.218 主要針對核電廠電纜之狀態監測技術 (Condition Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants) 提供指導。其目的在於說明 NRC 認為可接受的方法與實務，作為電廠執行電纜狀態監測時遵循相關法規要求的依據。

1. 目的和法規基礎

- 主要目的：描述核電廠可用於監測電力電纜系統及其操作環境狀態的技術和方法。
- 法規背景：本指引提供具體指導，以協助電廠滿足法規要求，特別是 10 CFR 50.65 (a)(1) (維護規定, Maintenance Rule) 中關於監

測維護有效性的要求。旨在證明電纜能夠在整個設計使用壽命內，執行其安全功能。

- 必要性：由於核電廠運轉經驗顯示，電纜老化和劣化可能導致意外故障、安全功能喪失或機組停機，特別是當電纜暴露於不利的局部環境條件（如高溫、高濕度/潮濕、高輻射）時，因此需要進行狀態監測。

2. 狀態監測計畫的要素

RG 1.218 所建議之電纜狀態監測計畫 (Cable Condition Monitoring Program) 主要包含以下要素：

- 定期檢查與測試 (Periodic Inspections and Tests)：針對維護規定範圍內的電纜，執行週期性檢查和測試。
- 技術選擇與執行 (Selection and Implementation of Techniques)：描述如何選擇並執行一系列狀態監測技術，以建立一個全面的監測計畫。
- 監測環境 (Monitoring the Environment)：特別強調對電纜操作環境的監控，例如位於地下管道、電纜溝或人孔中的潮濕、積水與其他不利條件，因這些環境因素會加速電纜老化。
- 監測技術 (Monitoring Techniques)：提供了幾種被認可為「最先進」且可接受的狀態監測技術的摘要，包括其適用性與限制。這些技術可能包括：
 - 電性測試 (Electrical Testing)：包括局部放電 (Partial Discharge)、介電損耗 (Dielectric Loss)、時域反射儀 (Time Domain Reflectometry, TDR)等方法，用於檢測絕緣劣化。

- 環境監測 (Environmental Monitoring)：包含對電纜周圍的溫度、輻射與濕度的監控，以判斷是否存在加速老化的風險。
- 調整頻率與範圍 (Adjusting Frequency and Scope)：狀態監測之頻率與範圍可依電廠運轉經驗與代表性電纜樣本測試結果進行調整，提升計畫的有效性與資源運用效率。

3. 與其他指引的關係

RG 1.218 作為 NRC 電氣設備老化管理指引的一環，其定位與其他主要指引的關係如下：

- 與 RG 1.160 的補充關係

RG 1.160 提供了針對維護有效性監測的一般性指導原則；RG 1.218 則針對電纜狀態監測提出更具體的技術與程序要求，作為 RG 1.160 的延伸與補充。

- 與執照更新報告的連結

雖然 RG 1.218 主要著重於符合維護規定 (10 CFR 50.65)，其所描述的監測技術與計畫設計方法，通常亦被納入 NUREG-1801 (GALL)及 NUREG-2191 (GALL-SLR)中之電纜老化管理方案。因此，RG 1.218 不僅是日常維護計畫的依據，同時也是執照更新審查過程中用以支持電纜長期可靠性的重要技術參考。

4.3 電纜絕緣測試方法

電纜絕緣的劣化是核電廠電力系統長期運轉中最常見且關鍵的問題之一，尤其當電纜長期暴露於潮濕、高溫或輻射等不利環境時，其絕緣性能將逐漸下降，進而影響系統的可靠性與安全性。為確保電纜能在延展服

役壽期內持續執行其安全功能，國際上普遍將絕緣狀態的監測與評估視為老化管理方案的重要環節。

NRC 於 RG 1.218 中，針對各種電纜絕緣測試方法提出具體建議，涵蓋測試目的、適用範圍、優缺點與限制條件。這些方法提供了從單純合格性判斷到長期劣化趨勢監測的多種工具，可協助電廠選擇最適合其運轉條件與電纜特性的檢測策略。

本章將依據 RG 1.218 之建議，逐一介紹常用的電纜絕緣測試方法，並說明其原理、適用性及在核電廠老化管理中的角色。

一、直流高壓測試 Direct Current High-Potential Test (DC High Voltage)

直流高壓測試 (HPT) 為一種常用於中壓電力電纜的合格/不合格測試方法，尤其適用於紙絕緣鉛包 (Paper Insulated Lead Covered, PILC) 電纜。其主要檢測之老化機制包括：熱脆化與開裂、輻射脆化與開裂、機械損傷、水樹、濕氣侵入和表面污染。

HPT 測試的優點是無需接觸整段電纜，即可偵測潛在老化或劣化點，並且在電纜發生運轉故障前，能提供早期失效徵兆；缺點則是測試前必須將電纜斷開，影響運轉連續性，且測試過程中使用的高壓可能會損壞電纜絕緣，再者，是無法提供趨勢數據 (Trending Data)，僅能作為單次合格/不合格判斷。

美國電力研究機構 (EPRI) 在 TR-101245 《直流測試對擠壓交聯聚乙烯絕緣電纜的影響 (Effect of DC Testing on Extruded Crosslinked Polyethylene Insulated Cables)》，第 1 冊 (1993) [56] 和第 2 冊 (1995) [57] 研究中，針對中壓交聯聚乙烯 (XLPE) 與乙丙橡膠 (EPR) 絕緣電纜進行評估，

結果表明直流高壓測試對電纜可能會損壞或導致擠壓電纜，尤其是現場老化的 XLPE 絕緣電纜過早失效。EPRI 研究的結論包括：

對現場老化之 XLPE 絕緣電纜施行 DC HPT，可能導致絕緣提早失效，且測試會促進水樹生長，加速劣化，而對新型中壓電纜進行預通電直流高壓測試 (HPT) 不會顯著縮短電纜壽命。

部分電纜製造商建議僅對新安裝的電纜進行此測試，並且不建議對已使用超過 5 年的電纜進行此測試。

二、步進電壓測試 Step Voltage Test (DC High Voltage)

步進電壓測試 (SVT) 為一種直流高壓診斷方法，主要應用於低壓及中壓等級之電纜，特別常見於 PILC 電纜。此測試能有效檢測多種電纜老化機制，包括熱脆化與裂紋、輻射導致之脆化與裂紋、機械損傷、水樹化、濕氣侵入以及表面污染等。

SVT 之主要優點為無需對整條電纜進行實體接觸即可完成檢測。然而，其限制亦相當明顯，測試須在電纜斷電狀態下進行，且測試過程中所施加之直流高電壓，可能對已老化之絕緣材料造成進一步損傷。根據 EPRI 近期研究，傳統直流高壓測試 (HPT) 所面臨之潛在問題，亦同樣適用於 SVT。此外，SVT 無法提供長期趨勢數據，限制其作為狀態監測工具之應用價值。

部分電纜製造商建議，SVT 僅適用於新安裝之電纜，並不宜於服役超過五年的電纜上執行，以避免對絕緣造成不可逆之損害。

三、極低頻測試 Very Low Frequency Test

極低頻測試技術使用頻率範圍介於 0.01 Hz 至 1 Hz 之交流電壓訊號，常見的波形類型包括餘弦矩形波與正弦波。此測試方法可區分為耐壓測試與診斷測試，主要適用於採用擠壓（extruded）與層壓（laminated）介電絕緣之屏蔽中壓電纜。其特點在於能同時檢測電纜系統（包含端接頭與接頭，若其包含於測試迴路中）之絕緣狀況，並避免或降低傳統直流高壓測試所引發的潛在不利效應。VLF 電壓測試的目的在於及早檢出潛在缺陷（如擊穿傾向、絕緣異常等），以避免其於實際運轉期間發生失效；同時，該方法通常不會對電纜使用壽命造成顯著縮短。

在耐壓測試中，在指定時間內，將規定電壓施加於電纜絕緣層上，以驗證其是否能承受而不發生擊穿。耐壓值通常高於電纜額定施加電壓。

診斷測試通常在相對低於耐壓測試的電壓下進行，透過測量相關電氣參數，判定電纜絕緣之劣化程度，並評估電纜是否具備持續運轉之能力。

VLF 測試的優勢在於可有效去除原本健全絕緣中之輕微缺陷，提升系統可靠度，減少絕緣層內形成危險空間電荷之風險，並且可於接近額定導體對地電壓三倍之交流電壓下進行測試，所需設備之尺寸、重量與功率需求與傳統直流測試設備相當；VLF 測試的缺點與限制則是測試時必須斷開電纜，且若絕緣中存在大量水樹化劣化或顯著局部放電現象，僅依 VLF 耐壓測試結果可能不足以得出結論。此時需搭配其他診斷測試（如介質損耗測量）以補充判斷，另外，VLF 同樣需斷開電纜進行測試，對運轉中系統會造成中斷影響。

四、照明內視鏡 Illuminated Borescope

照明內視鏡(IB)檢測技術屬於篩選性檢測方法，可用於難以接近的低壓電纜以及採用各種電纜絕緣和護套材料的斷電中壓電纜。IB 檢測技術

本質上是一種光學增強型目視檢測，使用 IB 工具目視檢查難以接近的導管和管道中的電纜，以評估其外觀和狀況，並識別和定位導管或電纜管道中的水侵入或污染。IB 測試能夠檢測老化機制，例如機械損傷、潛在的濕氣侵入和表面污染。

IB 測試的優勢是檢測方式相對簡便，執行難度低，並且可以在難以接近的電纜上進行，以檢測是否存在應力源或電纜損壞和性能下降。IB 測試的限制在於無法提供定量數據，因此不適用於長期趨勢分析，僅能作為電纜外觀狀況的輔助判斷工具，無法全面反映絕緣內部劣化程度。另外，使用檢測工具時需謹慎操作，以避免造成導管內電纜之二次損傷。

五、目視檢查 Visual Inspection

對於可觸及之電纜，目視檢查技術是一種最簡單且相當有效的狀態監測方法，可用於評估電纜系統老化情況，由於多數物理損傷及部分性能劣化機制皆能透過外觀變化顯現，因此目視檢查能夠在初期階段即發現潛在問題。檢查時可利用手電筒或放大鏡進一步提升觀察效果。

目視檢查的優點在於操作簡單、成本低，不需複雜儀器，且屬非侵入式對電纜無損害，不影響電纜運轉，並能即時識別由於局部不利條件所造成之性能下降，其可檢測之劣化機制包含電纜外觀及表面紋理變化、外部機械損傷（割痕、磨損、破裂）以及非屏蔽中壓電纜之表面電暈損傷。缺點在於，被檢查的電纜必須清晰可見且可觸及，檢查結果多屬定性資訊，難以建立趨勢數據，此外，外觀判斷具主觀性，不同檢查人員之觀察可能存在差異。

六、壓縮模量 Compressive Modulus (聚合物壓痕儀，Polymer Indenter)

壓縮模量測試屬於一種機械性能檢測技術(硬度法),主要適用於聚乙烯(PE)、乙丙橡膠(EPR)、氯磺化聚乙烯(CSPE)與氯丁橡膠(CR)等聚合物護套與絕緣材料。此方法對於熱脆化與輻射脆化的檢測特別有效,因其結果可與傳統材料斷裂伸長率(Elongation at Break)測試中所觀察到的劣化行為相互對應,能有效反映高溫與輻射環境應力效應。

壓縮模量測試的優點在於操作相對簡單,可於現場進行測試,能夠提供常用電纜絕緣材料的趨勢數據,便於進行老化監測,且其測試結果可與已知材料劣化狀態的基準值進行比較與關聯,此技術適用於較短的絕緣層評估,並能在特定材料(如CSPE護套的XLPE電纜)中提供早期損傷跡象。缺點在於必須能夠接觸到電纜才能進行現場測量,測試僅反映外表層狀況,需推斷內層絕緣之劣化情況,底層電纜的結構設計、幾何形狀、溫度與濕度等因素均可能影響測試結果,對於某些聚合物而言,壓縮模量與電氣性能之間缺乏直接關聯性,僅能作為輔助性狀態監測工具。

七、介質損耗-損耗因數 Dielectric Loss-Dissipation Factor (功率因數, Power Factor)

介質損耗測試($\tan \delta$ 測試,又稱損耗因數或功率因數測試)是一種診斷技術,常用於中壓電纜絕緣狀態評估。其主要功能在於檢測以下老化或劣化機制,包含熱開裂與脆化、輻射開裂與脆化、機械損傷、水樹效應、濕氣侵入、表面污染。

介質損耗-損耗因數技術的優點在於能夠提供電纜絕緣材料的趨勢數據,適用於長期老化監測,測試過程無需接觸整條電纜,即可獲得代表性結果,測試數據可與既有基準數據或已知劣化狀態建立關聯,便於比較與診斷。缺點包括必須斷開電纜端點才能進行測試,具有一定作業負擔,且

測試僅適用於具備屏蔽或護套結構的電纜，因為必須依靠明確的接地迴路，使損耗電流能返回測試裝置，另外，不適用於未屏蔽的低壓電纜或無護套的中壓電纜，否則可能導致測試結果不可靠（因接地迴路不明確）以及存在潛在的操作與安全風險。

八、絕緣電阻 Insulation Resistance

絕緣電阻測試是一種常用的診斷性方法，適用於採用各種絕緣與護套材料的低壓電纜，主要用於評估電纜絕緣層的介電完整性。由於其對溫度與濕度高度敏感，難以獲得準確且一致的絕對測量值，因此多以合格/不合格判定為主。然而，該方法仍可透過數據變化提供趨勢性參考。此測試的執行不需接觸整條電纜，亦無須額外進行溫度效應校正，具備一定的便利性，但其限制包括必須斷開電纜端點方能進行測試，對絕緣性能下降的敏感度相對低於其他電氣性能測試，且由於漏電流通常極小並易受周遭環境條件影響，導致測量準確度有限。

九、局部放電測試 Partial Discharge Test

局部放電測試（PDT）是一種診斷性方法，主要應用於使用各類絕緣與護套材料的中壓屏蔽電纜。此測試能夠檢測電纜在長期運轉中可能產生的老化機制，例如熱開裂、機械損傷及輻射引起的裂紋，並對同心中性線電纜而言，特別有效於評估接頭是否出現劣化。然而，對於膠帶屏蔽電纜系統，因屏蔽層腐蝕容易導致信號衰減，使得局部放電的檢測效果有限。

PDT 的優勢在於無需全面接觸電纜，即可辨識出絕緣系統內的關鍵局部放電位置，並能提供缺陷嚴重程度及其所在位置的相關資訊。然而，此技術的限制亦相當顯著，包括測試必須斷開電纜端點、測試操作過程繁複

且需高度專業技能、測試結果的解析同樣仰賴豐富經驗與訓練。此外，測試過程中施加的高電壓可能削弱甚至永久損壞電纜絕緣層，而在電廠環境中，鄰近運轉的電氣設備亦可能造成噪音干擾，因此此測試方法更適合應用於屏蔽電纜系統。

十、時域反射法 Time Domain Reflectometry

時域反射法（TDR）測試是一種診斷性技術，適用於各類絕緣與護套材料的低壓及中壓電纜，可用來評估電纜老化與劣化狀況，例如熱開裂、輻射造成的裂紋，以及會影響阻抗的嚴重機械損傷。此方法亦能檢測電纜線路中是否存在水分及其位置、電氣故障的發生點與嚴重程度，以及絕緣損壞的區域與程度。然而，對於膠帶屏蔽電纜系統而言，由於屏蔽層腐蝕會導致信號衰減，TDR 熱開裂的應用效果相對有限。

TDR 的主要優點在於可提供電纜中潛在缺陷及不連續點的識別與定位資訊，這些特徵往往預示著嚴重的絕緣劣化或即將發生的故障；此外，該方法屬於非破壞性測試，可由單端進行現場操作，並能透過基線反射圖的比較來進行數據趨勢分析。然而，TDR 測試也存在一定限制，包括需要斷開電纜端點方可執行測試、對操作者的技能與經驗有高度要求，以及僅能在測試過程中捕捉到如浸水等暫態條件，因而在某些應用情境下其效果可能受限。

十一、頻域反射法 Frequency Domain Reflectometry

頻域反射法（FDR）是一種基於傳輸線理論的診斷技術，其中線路諧振分析（Line Resonance Analysis, LIRA）便是其代表性應用。該方法適用於各類絕緣與護套材料的低壓及中壓電纜，能夠檢測由熱脆化與開裂、輻

射脆化與開裂，以及絕緣層嚴重機械損傷所引起的老化機制。其優點在於無需斷開電纜即可於現場進行測試，只需單一接入點即可完成操作，且分析結果能夠考慮電纜負載的影響，並能精確定位局部性能劣化的位置。然而，此技術在操作與數據解釋上具有一定複雜性，需要受過專門訓練並具備經驗的人員才能獲得可靠結論，且作為一項相對新興的方法，其應用經驗仍在逐步累積。

十二、紅外線成像熱成像 Infrared Imaging Thermography

紅外線熱成像技術是一種非破壞性、非接觸式的電子增強型目視檢測方法，廣泛應用於電氣設備與電纜狀態監測，操作相對簡便，特別適合用於識別高溫潛在破壞性使用條件。此技術適用於各類電纜，能夠檢測因熱脆化與開裂引起的老劣化現象，並有效識別可能導致系統加速劣化的熱點，例如因接頭鬆動、污垢、污染或腐蝕而產生的高電阻電氣接點。透過高解析度熱影像檢測結合資料儲存與分析軟體，紅外線成像能夠提供精確的溫度資訊並支援長期趨勢分析。其優勢包括操作簡單、能夠在電路滿載運轉時進行測量、測試具有非破壞性與非侵入性，且無需斷開被測電纜系統。然而，其限制在於需要專業訓練與經驗才能獲得可靠結果，滿載條件下的測量存在人身安全風險，高端設備與分析軟體成本昂貴，並且被監測的電纜與元件必須具備可視性以利檢測。

4.4 國內核能電廠中壓電纜維護定期測試

在前兩章中，已就 NRC 之相關法規要求與技術指引（包含 NUREG-1801、NUREG-2191 及 RG 1.218），以及多種電纜老化檢測與評估方法進行探討。這些規範與測試技術的核心目標，在於確保核電廠電力電纜於長期運轉期間，能維持必要的絕緣性能與機械強度，以支援安全相關系統在

設計基準事故及超設計基準事件下之可靠運作。然而，各電廠仍須依據實際環境條件、運轉歷程與電纜配置特性，制定適切的老化管理方案。

本章將進一步聚焦於我國核能電廠在中壓電纜維護與定期檢測方面的實務經驗。前述國際規範雖對電纜老化管理提出技術指引與方法建議，但在具體執行上，各電廠仍需依其現場條件與設備特性，發展符合需求之檢測策略與維護週期。透過對國內電廠實務作法的整理與比較，不僅能反映國際規範在國內電廠實踐過程中的差異，也能凸顯電廠經驗對於未來老化管理方案修訂之貢獻。

在我國核電廠實務中，雖同樣依循國際規範原則，但各廠因電纜配置、運轉環境與歷程不同，而發展出具體且差異化的管理策略。例如，核二廠多數中壓電纜配置於非 EQ 區域，管理上偏重電性檢測與目視檢查[58]；而核三廠則受限於高溫、高濕及鹽分等環境挑戰，因而更強調多元檢測與耐環境性驗證[59]。以下將分別就核二廠與核三廠之實務作法進行介紹與比較，藉此說明國內措施在落實電纜老化管理上的特色與挑戰。

4.4.1 核二廠

核二廠針對非 EQ 且無法接近的中壓電纜，已建置老化管理方案(以下簡稱「本方案」)。本方案之目的在於強化預防性措施，並透過適切之電性檢測與接受準則，確保中壓電纜於長期運轉期間仍能維持設計功能，滿足安全與可靠性之要求。

目前核二廠既有之電性檢測計畫已具備接受準則，惟為進一步符合國際導則與工業界最佳實務，核二廠將參考 GL 2007-01 之內容及台電公司內部可行之接受標準，檢討與修訂現行程序書，或另行編制專屬之維護程序書，以執行無法接近之中壓地下電纜之定期檢測與監測。

本方案規劃引用「電氣組件篩選與老化管理評估」之結果，針對 4.16 kV 中壓電纜建立老化管理措施，以符合 NUREG-1801, Vol. 2, Section XI.E3 「Non-EQ Inaccessible Medium-Voltage Cables」之要求。考量中壓電纜長期處於受電及高濕度並存的環境，其絕緣材質容易因水樹化、熱老化與局部放電等效應而劣化，本方案透過定期檢查電纜人孔積水情形，並進行適時排水等方式，以避免電纜長期暴露於濕氣環境的風險，並經由電性測試，以偵測非 EQ 無法接近中壓電纜在濕氣環境的劣化情形。

本方案採用多種電纜絕緣劣化偵測方法，包括絕緣電阻測試（Insulation Resistance, IR）、極化指數（Polarization Index, P.I.）與電力消散因數（Dissipation Factor, $\tan \delta$ ）測試。上述檢測技術可有效評估電纜在濕潤環境下的絕緣性能劣化情形，並提供可量化之老化指標。檢測方法與接受準則之制定，參考 EPRI TR-109619、EPRI TR-103834-P1-2、IEEE Std. 1205、NUREG/CR-5643、SAND96-0344 等國際報告及工業標準。此外，核二廠將依循工業界既有經驗，並持續蒐集電纜劣化與檢測資料修訂程序。

NUREG-1801 一致性（Overall Consistency）：

本方案透過結合環境監測與電性檢測，能有效管理非 EQ 無法接近中壓電纜之老化效應。其管理策略提供合理保證，確保電纜於運轉期間持續發揮設計功能，並符合現行核能安全管制基準。

本方案在技術方面需關注之要點包含預防性措施、老化效應偵測以及接受準則。在預防性措施方面，主要在人孔積水檢查與排水作業，檢查週期至少一年一次，並依氣候、積水、排水情況等運轉經驗縮短檢查週期，以減輕濕氣對電纜之劣化影響；在老化效應偵測方面，對高濕度

環境下的電力電纜，測試頻率應根據測試結果調整。測試至少應每 6 年一次，並採用一項或多項測試來確定電纜的狀況。而在接受準則的部分，核二廠已於 D740.1.5 中訂定 VLF(0.1Hz) $\tan \delta$ 、絕緣電阻之接受準則。

綜上所述，核二廠非 EQ 無法接近中壓電纜老化管理方案，兼顧環境因子控制與電性檢測技術之應用，不僅符合 NUREG-1801 之要求，亦整合國際實務與電廠實際運轉經驗，提供電纜在長期運轉下具備合理可靠性的保證。

4.4.2 核三廠

核三廠非 EQ 不可接近電力電纜老化管理方案(以下稱為本方案)為現有方案，EQ 係指環境驗證。本方案係針對長期暴露於濕氣的局部不良環境中，且電壓等級為 400V 以上的不可接近或地下之電力電纜執行老化管理，以符合 NUREG-1801，Rev.2，Chapter XI.E3 之要求，並提供合理保證，以確保暴露在潮濕與浸水環境下的非 EQ 不可接近電力電纜，均能發揮其預期功能，以符合現行持照基準並持續到預期運轉期間。

本方案將藉由定期的行動，避免非 EQ 無法接近電力電纜長期暴露於濕氣環境，例如定期執行電纜人孔積水檢查、排水等，以減少非 EQ 無法接近電力電纜絕緣老化的可能；及定期電性測試，可於預期運轉期間提供非 EQ 無法接近電力電纜在濕氣環境下其絕緣狀況的指標。所採用的電性測試方法，於初始測試前按當時之工業標準執行，而且所選用的電性測試方法要能偵測出遭受潮濕或泡水電纜的絕緣老化情形。

核三廠程序書 138.1 已將本方案涵蓋範圍內之電纜納入，另於程序書 700-E-166 中列出中壓電纜清單。核三廠程序書 138.1 已將定期電纜人孔積水檢查要求納入，維護作業由核三廠程序書 700-E-137 執行，已

包含電纜人孔積水檢查、測試抽水設備功能、及檢查人孔內部支撐是否有固定、鏽蝕、清潔、人孔內是否淹水及滲水等異常狀況、及測試水泵各項功能，當颱風來襲帶來豐沛大豪雨過後 7 天內執行功能測試乙次。核三廠程序書 138.1 及其涵蓋之維護程序書已將定期電性測試要求納入，針對不同電壓等級選定測試方法與接受準則，但是需將電力電纜測試方法與接受準則納入相關程序書中執行。

本方案為現有方案，由核三廠程序書 138.1 及其涵蓋之維護程序書執行，對不可接近電力電纜執行電纜人孔積水檢查與電性測試，核三廠於執行 700-E-166 執行不可接近電力電纜測試的經驗，顯示目前之電性測試能偵測出遭受潮濕或泡水電纜的絕緣老化。依目前電廠的運轉經驗顯示本方案可確保非 EQ 無法接近電力電纜能發揮其預期功能，以符合現行持照基準並持續到預期運轉期間。

與 NUREG-1801 的符合性(Overall NUREG-1801 Consistency)：本方案符合 NUREG-1801, Rev. 2, Chapter XI, E3 「INACCESSIBLE POWER CABLES NOT SUBJECT TO 10 CFR 50.49 ENVIRONMENTAL QUALIFICATION REQUIREMENTS」之要求。

4.5 小結

NRC 對於核能電廠電纜之維護與老化管理，其核心目標在於確保這些關鍵組件能於長期運轉期間，持續可靠的支援安全功能。雖然電纜常被視為長壽命的被動元件，但實際運轉經驗顯示，若長期暴露於高溫、輻射或潮濕等不良環境，其絕緣材料仍會逐漸劣化，可能導致意外失效並影響電廠安全。因此，NRC 建立了一套管制體系，以針對電纜老化問題進行有效管理。

NUREG-2191 (GALL-SLR) 對老化管理方案提出要求。其中，XI.E3 章節特別針對不屬於環境驗證範圍、但位於地下或潮濕區域的不可接近電纜，強調其主要老化機制為水樹化。依據該計畫，僅依靠目視檢查或排水措施不足以有效監測電纜劣化，廠方必須執行主動電性檢測，如介電損耗 (Tan Delta) 與局部放電 (Partial Discharge) 等技術，並要求至少每十年進行一次測試。更重要的是，NRC 要求對檢測數據進行趨勢分析，以便於劣化達到臨界前及早規劃預防性維修或更換。

為協助廠方建構完整的狀態監測機制，NRC 發布 RG 1.218，提供一套可接受之技術路徑，以符合 10 CFR 50.65 (維護規定) 的要求。該指引提出完整框架，包括代表性電纜樣本的選取原則、不利環境因子的監測方法，以及多種狀態檢測技術之應用與限制。此舉展現了 NRC 從被動應對轉向主動預防之管制哲學，確保電纜不僅在當下合格，更能於長期運轉中維持可靠性。整體而言，NRC 之管制要求不僅提升核電廠電纜老化管理的科學化與系統化水準，亦為國際核能電廠建立標竿。

國內核二、核三廠在電纜老化管理的整體架構上，與美國 NRC 的管制精神基本一致，均以確保電纜於長期運轉中持續維持安全功能為首要目標。兩廠現行方案已建立多項監測與檢測措施，採用國際間普遍認可的方法，例如極低頻 (VLF) 測試、介質損耗與功率因數 (Tan Delta) 測試，以及紅外線熱顯像檢測等，並透過這些多元診斷工具來評估絕緣材料的健康狀態。這些方法能在既有維護計畫中發揮效用，為電纜老化提供合理的判斷依據。對地下或潮濕環境的不可接近電纜，NRC 建議可以透過趨勢分析與電性檢測 (如 Tan Delta、局部放電) 來進行長期監測，可以作為國內電廠電纜維護之參考。

因此，在除役過渡期仍需維持部分電纜之安全功能，對現行方案的精進建議為：在環境管理上，應依實際經驗考量檢查與排水週期，以確保潮濕環境不致成為加速劣化的因素。在技術層面，除了既有的絕緣電阻(IR)、極化指數(PI)與電力消散因數(Dissipation Factor)外，亦可考慮引入局部放電測試與頻域反射法等先進技術，以提升診斷的靈敏度與早期預警能力。

透過對NRC管制要求與國內核電廠實務經驗的比較，可以清楚看出，電纜老化管理在確保核電廠安全運作中仍具關鍵意義。即使進入除役階段，電力電纜依然是支援剩餘系統與安全相關設備運轉的基礎，其可靠性不容忽視。NRC的框架特別強調「預防重於修復」，主張建立主動監測、趨勢分析與多元檢測並行的體系，以降低長期運轉與惡劣環境下的失效風險。相比之下，國內已具備相對完整的檢測制度，可持續蒐集國際對電纜老化管理的經驗作法，以精進電纜老化管理作業，維持電纜的功能及可靠度。

未來，核電廠電纜老化管理不應僅止於傳統的檢查與排水措施，建議可朝向「智慧監測」與「數位化管理」發展。例如，透過感測器即時監控電纜周邊的濕度、溫度與電場變化，結合資料庫與大數據分析，建立可追蹤、可預測的老化模型，將能大幅提升決策的科學性與前瞻性。綜合國際經驗與國內實務，唯有持續精進檢測技術、提升系統化管理深度，並強化趨勢監測與數位分析，方能確保電纜在長期運轉與除役過程中，仍維持最高水準的安全性與可靠性。

5. 護箱吊車(Cask Crane)改善評估

5.1 簡介

本年護箱吊車(Cask Crane)改善評估子項，主要工作分為以下三個部分：

1. 蒐集與彙整國際重載吊運相關管制規範。
2. 蒐集與彙整核電廠最新的重載吊運國際運轉經驗。
3. 核三廠用過核子燃料廠房護箱吊車改善作業評估。

以下各節分別說明各項工作的成果，並提出管制、視察作業建議。

5.2 重載吊運國際管制規範

依計畫針對美國核管會(USNRC)、國際原子能總署(IAEA)及歐盟核能管理局(OECD/NEA)所發行的吊車管制作業規範執行查詢。經查證目前最新且內容亦最完整的重載吊運規範，仍為 2021 年由美國核管會發行的管制指引 RG 1.244[60]。此管制指引依據美國核管會 Commission' s International Policy Statement 及 Management Directive and Handbook 政策等內部作業準則，也進行國際重載吊運規範的比較。其中，已比較國際原子能總署發行的核電廠設計安全第一版-特殊安全需求 SSR-2/1[61]。RG 1.244 與 SSR-2/1 第 6 節“電廠特定系統的設計”的第 76 條“橋式吊運設備(Overhead Lifting Equipment)”以及第 6.55 項橋式起重設備設計要求的說明，具有相同的基本安全原則及類似的設計指引。此外，未納入比較的國際原子能總署規範，僅有核電廠核子燃料吊運及貯存系統-特殊安全指引 SSG-63[62]，然經確認 SSG-63 對吊運的安全要求，仍持續採用 SSR-2/1 的要求，故可確認 RG 1.244 為目前最新且最完整的吊運規範。

RG 1.244 主要目的是說明 NRC 工作人員可接受的符合管制要求之核設施重載控制的方法。其中此管制指引支持以下三項 ASME 工業標準並提出說明，希望透過這些共識標準，能在法規制定與修訂上，提供更安全和有效率的優勢；此外，也確保工業界能正確採用以上標準，符合 NRC 對吊運安全的管制要求。

- American Society of Mechanical Engineers (ASME) Standard (Std.) NML-1-2019, “Rules for the Movement of Loads Using Overhead Handling Equipment in Nuclear Facilities,” June 28, 2019 .[63]
ASME NML-1-2019 標準提供程序化的指引，且說明在吊運系統設備故障下，安全功能仍可獲得適當保護而獲認可。NRC 認可 ASME NML-1-2019 標準，可為 NUREG-0612 的更新指引。
- ASME Std. NOG-1-2020, “Rules for Construction of Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Multiple Girder),” December 4, 2020.[64]
ASME NOG-1-2020 標準是用於設計具有多托樑(Multi-Girder)、使用鋼索吊裝及頂部運行吊運車的橋式吊車設計標準。通過採用品質保證的作業及吊車與其他結構界面的特別說明而獲得認可。NRC 認可 ASME NOG-1-2020 標準，為 NUREG-0554 的更新指引。
- ASME Std. BTH-1-2017, “Design of Below-the-Hook Lifting Devices,” March 15, 2017, Chapters 1-3.[65]
ASME Std. BTH-1-2017 標準係提供特殊吊運設施和吊運附件的設計準則。NRC 工作人員僅認可本標準的第 1 章至第 3 章機械組件部分，認可範圍限制在符合本標準中所定義的設計 B 類和設計 C 類之特殊吊運機械設備，但不包括涉及專用設備的部分。

RG 1.244 認可的三個 ASME 共識標準，較早期防止單一失效的研究報告 NUREG-0554[66]及重載吊運管制要求 NUREG-0612[67]，增加運轉經驗的回饋、通過定性考慮負載吊運事件的機率和後果、並導入風險告知的評估，及擴大以下橋式吊運系統的應用類型和負載吊運作業的安全意義。包含

- 帶有液壓升降塔的門式吊車-此通常用於吊運用過核子燃料乾式貯存罐系統組件；
- 懸掛在單軌或懸臂吊車上的懸掛式吊車-此通常用於核設施建物內部移動重型組件；以及
- 具有可伸縮臂的移動式吊車-此用於在較小結構上方和周圍移動重型組件(如經由取水結構的屋頂更換廠用水泵)。

ASME NML-1-2019 標準的內容，包括說明執行正常吊運系統的操作規劃、吊運系統、結構及組件(SSCs)的維護、監測和定期測試。這些正常操作規劃包括吊運程序、吊車操作員和裝配工的資格認證、吊車檢查、測試和維護，以及選用非特殊設計的吊運設備。此指引也推廣應用到各類具安全重要性的吊運系統。

ASME NML-1-2019 標準於核安全關鍵吊運期間，建立保護安全功能的準則。此強化的安全吊運系統(Enhanced Safety Handling Systems)準則，包括通過設計和聯鎖裝置執行移動負載的控制，或經由假設性負載墜落分析進行工程管制。

強化的安全吊運系統設計，主要包含防止單一失效的設計；如符合 ASME NOG-1-2020 標準第 I 型準則設計的橋式吊車及依據 ASME BTH-1-2017 標準設計的常用特殊吊運設備。負載墜落分析的項目及接受標準則與 NUREG-0612 相同。

依據 ASME NOG-1-2020 標準第 I 型橋式吊車的準則，ASME NML-1-2019 標準建立完整之強化的安全吊運系統指引，構成了一個完整的、可接受的評估方法，證明在適當的考量自然災害或可靠的設備故障影響下，可達成安全功能。

故採用 RG 1.244 的指引，不會偏離終期安全分析報告(FSAR)建立的設計基準或安全分析評估方法的結論。然而，本指引說明，依 ASME NML-1-2019 之強化的安全吊運系統設計其他的吊車，或依據假設性負載墜落分析開發的工程管制，對說明可達成安全功能提供一種可接受的評估方法。

如安全分析報告中所述，持照者應依據 10 CFR 50.59 或 10 CFR 72.48 負責執行操作程序或設施的變更評估。但 NRC 工作人員預期應用 ASME NML-1-2019 標準的指引，進行負載吊運作業，因該標準提供充分的訓練、設備維護以及運轉中檢驗和測試的良好品質作業程序，不會產生不利於負載吊運作業的可能及後果。

NRC 雖已在 NUREG-0554 中透過橋式吊車的設計、製造、安裝和測試提供技術指引，並考量在可靠組件故障、自然災害和人為操作錯誤下，仍能維持對懸掛負載的控制能力定義高可靠度吊運系統(Highly Reliable Handling System)的準則。但 ASME NOG-1-2020 標準更整合吊車製造商、用戶和 NRC 工作人員以及其他利益相關者的知識，為第 I 型吊車的設計、製造和運轉前測試提供更全面的規範。

ASME NML-1-2019 標準，提出引用 ASME BTH-1-2017 標準進行特殊吊運設施的設計和製造及並指定特定的測試程序，以證明特殊吊運裝置可持續符合預期的設計安全裕度。且 NRC 先前認可的特殊吊運設施設計和測試標準-ANSI N14.6-1978，已被發行組織撤回；因此，NRC 認可 ASME

BTH-1-2017 標準的設計、製造及特定測試程序，用來取代 ANSI N14.6-1978 標準[68]。

然而，根據 NRC 的回溯(Backfit)和事件終結性政策(Issue Finality Policies)，NRC 可接受持照者繼續使用電廠既有的重載吊運設施及作業程序；電廠亦可根據 NUREG-0612 和 NUREG-0554 的規定，開發吊運設施及相應的吊運程序。

同樣的，用過核子燃料獨立貯存設施(ISFSI)的執照，使用 NUREG-0612 指引來吊運已裝載的護箱。除非已裝載的護箱及其包覆設計，能承受吊運作業的預定假設性墜落；否則吊運系統須滿足 NUREG-0554 要求。

綜合以上，NRC 除接受持照者依據 RG 1.244 引用三項標準，建立防止單一失效的吊運設備與吊運作業外，亦可接受電廠繼續使用既有的重載設備及吊運程序，或根據 NUREG-0612 和 NUREG-0554 規定，建立的重載吊運程序。

5.3 近期國際重載吊運運轉經驗

5.3.1 運轉經驗彙整

目前為止，美國及歐盟各有一份重載吊運的長期性運轉經驗彙整報告：

- 美國：NUREG-1774, “A Survey of Crane Operating Experience at U.S. Nuclear Power Plants from 1968 through 2002” , July 2003. [69]
- NUREG-1774 彙整美國工業界自 1968 至 2002 年間的 430 起吊運意外事件的經驗，事件都不是因吊車本身或吊裝硬體問題造成。

依據統計，主要吊運意外事件的肇因有三：

- 吊運作業程序執行不當。

- 人為操作錯誤。
- 特殊吊具(below-the-hook-索具設備)損壞。

重新回顧過去發生吊運事件的紀錄，重載吊運設備共發生三起不明原因的吊車設備故障的失效案例，並引發不預期的負載下降或墜落。如 Indian Point 的反應器和上爐心支撐結構吊運作業，以及 River Bend 的圍阻體屋頂吊運作業。至於特殊吊具(Below the hook,鉤下事件)：則發生兩次吊運意外事件，其一是 Perry 吊運操作前未適當解除螺帽，另一件事 St. Lucie 使用的螺栓已喪失鎖定功能。如使用防止單一失效吊車，可避免發生 2 起吊運事件。

在本章節中，將吊運重量分為三類

- 超重載：重量大於 30 英噸。
- 重載：重量界於 1.1~30 英噸。而 NUREG-0612 對重載的定義為一束核子燃料及其附屬吊運設備的重量。
- 一般載重：重量低於 1.1 英噸。

一般小於 1.1 英噸的組件掉落沒有風險意義，由於即使發生負載掉落事件(load drop events)，亦不會對核電廠重要安全性組件造成危害，故可採用一般吊車法規管理即可。但須注意重物掉落仍有可能造成工安意外(實務上有發生過 3 人受傷的紀錄)。

NRC 整理吊運事件的運轉經驗如下：

- (1) 吊車在操作時，人為錯誤率顯著增加。
- (2) 吊運超重負載時，人為錯誤率較低。
- (3) 過去十年負載掉落事件有增加的趨勢。
- (4) 吊車鉤下事件大幅增加。
- (5) 不一致的負載墜落計算方法和結果。

- (6) 沸水式反應器超重負載墜落比壓水式反應器的風險更大。
- (7) 沒有涉及吊車操作的事故序列先兆事件。
- (8) 移動式吊車意外事件數量略有下降。
- (9) 吊車操作過程中的輻射暴露事件是由人為錯誤引起的。
- (10) 吊車操作引起的核子燃料組件掉落或損壞比率降低。
- (11) 意外事件很少有涉及超重負載的載重滑移。
- (12) 意外事件很少有涉及超重負載的負載墜落。
- (13) 對負載吊運故障率的估計過低。
- (14) 防止單一失效吊車分類標準的應用不一致。
- (15) NRC 發布許多涉及吊車操作的通用通信 (Generic Communications, GC)。
- (16) 很少有持照者(核電廠)對重載墜落進行後果分析。
- (17) 吊車操作造成的工安傷害，在過去十年中有增加的趨勢。
- (18) 吊車操作死亡事故，主要發生在施工期間。
- OECD/NEA：CNRA/R(2017)4, “Heavy Load Accidents in Nuclear Installations Working Group on Operating Experience (WGOE)” [70]

本章節為歐盟核能管制局(OECD/NEA)下屬核能管制作業委員會(CNRA)對 16 個會員國有關吊車事故發出的問券調查表，蒐集各國共 114 起吊車意外事故案例，最終彙整的一份報告。16 會員國包含 Belgium、France、Germany、Sweden、Switzerland、Hungary、Spain、Bulgaria、Netherlands、Finland、United Kingdom、United States、Canada、Mexico、Japan、Russia 等。

主要的吊運意外事故肇因分析：

- 人為操作錯誤(12%)
- 吊運設備的設計缺陷(11%)
- 監督或協調不足(10%)
- 吊索老化斷裂(10%)
- 其它(>50%)

表 5-1 吊運意外事件發生次數前十名：

項次 (A)	國家 (B)	事件數 (C)	占比 (=C/TOT)
1	Germany	38	33.33%
2	Russia	16	14.04%
3	United Kingdom	15	13.16%
4	United States	14	12.28%
5	France	8	7.02%
6	Sweden	6	5.26%
7	Belgium	6	5.26%
8	Spain	2	1.75%
9	Switzerland	1	0.88%
10	Canada	1	0.88%

由於事件的數量和各國管制方法的差異，此報告未整理出一份完整詳細的運轉經驗清單，及提出適用於所有國家的具體建議。但該報告彙整眾多實際案例，亦可供各國核電廠及管制機構參考。

對吊運設備持有者(核電廠、設備供應商)的建議：

- 加強人員訓練：包含吊車的組裝拆卸、吊運操作、作業協調性。
- 落實對吊運設備進行定期維護與保養。

對管制機構的建議：

管制規範制定：

- (1)對核能吊運設備應考慮制定具體的核能安全規範；或

(2)考慮將核能應用的部份納入國家規範；或

(3)參考使用相關的國際規範。

管制、視察作業：

(1) 安全分析報告(SAR)中，對吊運設備納入防止單一失效準則，以及重載墜落(loads drop)的安全評估，並

(2) 審查與重載(heavy loads)和吊運設備是否充分考慮地震事件、以及在安全評估時的特定假設和應用準則。

5.3.2 近期吊運事件查詢

查閱 2010~2022，USNRC: Reactor Operating Experience Analysis and Trend Summary & Reactor Action 及 IAEA/NEA: International Reporting System for Operating Experiences 報告，未發現任何與關鍵吊運有關的事件。僅於 2013 年 3 月 31 日，在 Arkansas Nuclear One 一號機大修期間，在更換汽機定子(Stator 約 525 噸)時，發生臨時橋式吊車倒塌的非關鍵吊運事件[71]，共造成 1 死 8 傷。而檢討臨時橋架結構的倒塌原因為：

- 臨時橋式吊車吊運設計不足：承載能力未達 125%、北端柱體欠缺側向支撐，造成結構不穩定；且未考慮低機率的嚴重後果(high consequence/ low probability)的事件。
- 相關計算未經審查：西門子(承攬商)、Entergy(業主)和 DP Engineering(下包商)未負起應有的審查責任。
- 結構組裝作業：焊道未經非破壞檢測、操作前未經負載測試。

5.3.3 駐廠視察作業

依據 IE Bulletin 96-02[72]、IN 96-026[73]、RIS 2005-025[74]、RIS 2005-025, S1[75]、NEI 08-05[76]、RIS 2008-028[77]等吊車運轉經驗的發

現，美國核管會發行 Operating Experience Smart Sample: (OpESS) FY2007-03, Rev. 2[78]，補充 IP-71111.20[79]及 71111.13[80]，要求各分區駐廠視察員加強吊車本身及重載吊運作業的視察作業。

依據 Operating Experience Smart Sample: (OpESS) FY2007-03, Rev.3[81]的建議，視察員可據此執行視察：

- 可方便 NRC 工作人員依據 Reactor Oversight Process 審查持照者的重載吊運作業和重載吊運設備的可靠性。
- 補充 (IP) 71111.20 「更換核子燃料和其他停機作業」和 IP 71111.13 「維護風險評估和緊急工作管制」視察程序書，建立選擇樣本。
- 在確認重載吊運議題時，特別留意與反應器壓力容器頂蓋吊升相關的議題，包含(1)通用函告(GC)在澄清管制立場上並不完全有效，(2)在某些情況下，持照者未遵守他們在通函(GL)回覆的承諾，如頂蓋吊升的操作程序，或分析時未更新為最新數據-如更換的反應爐頂蓋重量增加。
- 確保持照者的吊運作業程序，符合其執行重載吊運作業的承諾。

依據 OpESS 建議執行反應器頂蓋吊運作業時，IN 2014-12[82]發現以下問題：

1. 吊車設計不足：

- NRC 視察 Perry 電廠，審查圍阻體地震 I 類的極式吊車的設計計算，發現吊運車地震限制器的應力大於設計基準地震(SSE)的應力；但電廠執行現場巡視以評估設計裕度時，卻發現吊運車未安裝限制器。後 Perry 回復已修訂安裝地震限制器。

- NRC 視察 Duane Arnold 電廠，審查反應器廠房吊車的設計，發現內容未包含吊車橋架軌道及支撐的計算。後 Duane Arnold 回復安裝額外的軌道夾具，以確保吊車軌道有足夠的設計餘裕。
2. 特殊吊具設計欠缺破裂韌性資料
- NRC 視察 Davis-Besse 電廠，審查反應器爐內組件吊運適配器的設計，發現適配器插銷的降伏強度大於極限強度的 80%，但未進行脆性斷裂分析。業者答覆更換具有材料破裂韌性之插銷。
 - NRC 視察 Fermi & Quad Cities 電廠，審查蒸汽乾燥器和蒸汽分離器吊升裝置的設計。發現蒸汽乾燥器和蒸汽分離器連接至起重裝置的套筒插銷和適配器插銷，不符合 ANSI N14.6-1978 第 3.2.1.1 節的材料破裂韌性要求。持照者承諾每次吊運前，進行非破壞性檢測，以確認組件材料具有防止斷裂的足夠安全裕度。
3. 特殊吊具應力設計係數不足：
- NRC 視察 Duane Arnold 電廠，審查蒸汽乾燥器和蒸汽分離器吊升裝置的設計，發現計算承載構件時，錯誤使用容許剪應力，非為降伏強度的 1/3 及極限強度的 1/5。Duane Arnold 已重新進行分析，以確保吊升裝置有足夠的設計餘裕。
 - NRC 視察 Fermi 電廠，審查蒸汽乾燥器和蒸汽分離器吊升裝置的設計，發現計算時漏估起重裝置及其中間組件的重量。Fermi 已重新進行分析，確保吊升裝置有足夠的設計餘裕。
 - NRC 視察 Fermi 電廠，審查反應器頂蓋強背板(特殊吊具)的設計，發現不符合 ANSI N14.6-1978 第 3.2.1.1 節的應力設計係數。Fermi 已依據第 3.2.1.1 節的應力設計係數進行重新分析。
4. 業者的特殊吊具檢查不足：

- NRC 視察 Perry 電廠，審查反應器頂蓋強背板(特殊吊具)的檢查，發現不符合 ANSI N14.6-1978 第 5.3.1 節的要求。檢查項目應包含負載測試、尺寸測試、目視檢查、主焊接點和關鍵構件的非破壞性檢測。但業者欠缺非破壞性檢測。
- NRC 視察 Fermi 電廠，審查反應器頂蓋強背板(特殊吊具)的檢查，發現不符合 ANSI N14.6-1978 第 5.3.1 節的要求。業者欠缺檢測項目包含負載測試、尺寸測試及非破壞性檢測。業者已修訂程序書補齊相關檢測作業。

其次，IN 2019-09[83]紀錄對移動用過核子燃料護箱事件的視察發現：

1. San Onofre 在降低密封罐的過程中，因密封罐卡在地窖頂部的防護環上，未能降到地窖底部。因此，若密封罐從防護環滑落可能墜落 17-18 英尺的地窖，將發生未列入安全分析報告的意外狀況；
2. NRC 視察 Kewaunee 電廠，發現其防止單一失效的吊車，並不符合防止單一失效的準則，且亦未包含墜落分析；
3. NRC 視察 Pilgrim 電廠，發現電廠採用防止單一失效吊車的改善時，其 FSAR 並未反映改善案已移除用過燃料池底部的吸能墊的說明，就進行運轉規範的修改。
4. NRC 視察 Fort Calhoun 電廠，發現輔助廠房吊車為符合 ASME NOG-1-2004 標準的地震 I 類(Seismic Category I)，但計算報告顯示，輔助廠房吊車軌道與車輪界面處會出現滑動，不符合 NOG-1-2004 的第 4153 節規定地震分析的邊界條件要求。
5. NRC 視察 Clinton 電廠，發現分析時誤用核子燃料廠房吊車軌夾(Rail Clip)的負載，以致高估軌夾的結構強度。

6. NRC 視察 Palisades 電廠，發現部分設計計算的邊界條件不夠保守，如施加旋轉限制、使用的摩擦係數，以及軌道板間的間隙，使現有分析結果不夠保守

5.3.4 重大地震後的檢查

本節主要說明幾次超越設計基準地震事件後，對附近電廠的吊車結構檢查結果。

1. 日本阪神大地震及東北大地震：

2007 年 7 月 16 日，日本新瀉中越地區近海發生規模 6.8 級地震，距震央僅 16 公里的柏崎刈羽電廠 6 號機反應器廠房主吊車的萬用接頭損壞；

2011 年 3 月 11 日，日本東北地區外海發生規模 9.1 級地震。事故後發現福島電廠反應器廠房主吊車行程段組件內部軸承損壞；

但檢視日本管制單位(NRA)於中越及東北地震後，執行附近電廠之安全檢查，橋式吊車未出現結構安全問題。

2. 維吉尼亞地震

2011 年 8 月 23 日發生 5.8 級地震，震央距 North Anna 電廠(NAPS) 10 英里，震源深度 6 公里，地震時 NAPS 兩部機均跳脫且安全停機。在 NAPS 事後回報 NRC 的信函說明，對執行吊運系統的檢測，並未出現任何吊運系統的結構損傷或影響操作的議題。

2011 年 11 月 11 日 NRC 依據電廠對該 RAI 議題的回覆，檢討 North Anna 電廠在超越設計基準地震的評估，確認 NAPS 兩部機重載吊運系統，操作安全性可獲得可合理保證，仍能執行其預期的設計功能。

5.4 核三廠用過核子燃料廠房護箱吊車改善作業

核三廠為強化核子燃料護箱的吊運安全性及便利性。自 113 年 04 月經台電總處核准，啟動執行核子燃料護箱吊車改善作業。於 114 年 2 月委託泰興公司完成採購規範的撰寫。並規劃依據以下時程，進行護箱吊車的改善作業：

- 114 年 12 月完成採購招標作業。
- 116 年 06 月完成承商製造交貨。
- 116 年 12 月完成承商製造安裝。
- 117 年 03 月完成驗收與現場測試。
- 117 年 06 月報會審查。

依據核三廠的採購規範，共分為以下五個部分：

- 專案特別定義
- 專案特別投標須知
- 專案特別商務條款
- 技術規範：規劃於 10 月底前完成防止單一失效要求的評估。
- 施工說明書及台電公司交付承攬工程或勞務安全衛生設施費用編列與執行要

計畫第三季主要進行審查採購規範第四部份-技術規範的內容，並依據以下章節逐項比對，確認其是否滿足重載吊運的法規要求、國際運轉經驗、國內電廠吊車改善的作業經驗、電廠持照基準。

4.1 Scope 工作範圍

4.2 Codes and Standards 法規及標準

4.3 Documentation 文件

4.4 Service Conditions 使用條件

4.5 Design Requirements 設計需求

4.6 Materials 材料

4.7 Manufacture 製造

4.8 Inspections and Testing 檢驗及測試

4.9 Quality Assurance Requirements 品質保證要求

4.10 Field Services 現場服務

- (1) 核三廠護箱吊車改善案的採購技術規範的各章節中，已分別對機械、結構、電氣與控制設備在設計分析、操作與測試上，要求配合電廠現行持照基準，建置一套符合 ASME NOG-1 防止單一失效功能的護箱吊車。
- (2) 規範中明列吊車在設計與操作上，須防止超載、超速、超程，以及過捲揚的事件。以確保發生單一失效時，可維持吊運功能及配合降低掛載。
- (3) 因應超越設計基準地震事件，在地震分析上，改善案也考慮執行評估基準地震(Review Level Earthquake, RLE)的評估。
- (4) 核三廠技術規範各章節，已要求須符合之相應 ASME NOG-1 章節的規定。
- (5) 技術規範僅要求符合 NUREG-0612 重載管制要求；但並未採用最新的 ASME NML-1-2019 的規範。
- (6) 技術規範中，未討論特殊吊具(吊鉤下方)的重載管制。

5.5 管制、視察作業建議

針對核三廠護箱吊車改善案技術規範的內容審查結果，提出以下幾項管制建議，供管制單位執行審查重載吊車改善及視察吊車維護作業的參考：

1. 核三廠技術規範各章節，雖已要求須符合之相應 ASME NOG-1 章節的規定，但建議標示適用的年版。
2. 技術規範僅要求符合 NUREG-0612 重載管制要求；但並未採用最新的 ASME NML-1-2019 的規範。此將欠缺吊運程序、吊運作業及維護人員資格的認證、測試與維護作業、特殊吊運選用等吊運規劃，以及風險告知的評估。在後續報會審查期間，需留意上述項目的補充。
3. 技術規範中，未討論特殊吊具(吊鉤下方)的重載管制，但經由 IN 2014-12 及 IN 2019-09 事件，反應需特別關注特殊吊具的故障可能引發的後果，建議於適當位置增補相關承諾。
4. ANSIN14.6-1978 已被 ANSI 撤回。建議在技術規範的適當章節承諾採用 ASME BTH-1 的規定。

6. 結論與建議

綜合本年度研究成果，針對核三廠除役階段重要留用設備之維護管理與安全管制議題，已分別就用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機、中壓電纜及用過燃料池吊車等系統進行系統性研析與差異比較分析。整體研究結果顯示，雖各系統功能屬性與失效機制不盡相同，然在除役階段之共同挑

戰，主要著重於設備老化劣化評估、檢測與維護策略、以及運轉經驗與法規要求。為維持關鍵系統持續具備設計功能與安全裕度，除需延續運轉階段既有的安全管制原則外，亦應依除役階段特性適度調整維護策略與管制重點，以反映實際操作環境與風險變化。

本章將綜整各子項計畫分析成果，提出針對不同系統與組件之具體管制建議，藉此提升整體除役期間設備維護之可靠度與核安管制效能。

- 在閥門之靜態測試中，以下為電廠執行程序之相關資訊：若 MOV 運行情況正常，則應檢查扭力開關跳脫點之推力值（輸出推力）是否高於設計基準計算中之「目標推力值」，以及關閉與開啟方向之最大推力值是否小於 MOV 應力分析中之應力上限值。管制建議：此部份於電廠之定義較不明確，「目標推力值」應屬廠家說明書的內容，應力上限值是否為手提推力驗證測試主機系統上限值？抑或是廠家說明書有提供相關之應力分析數據？應於相關資訊及測試前確認依據來源，確保測試結果具備判斷趨勢之可用性。
- 在電動操作閥(MOV)操作能力驗證程序中，電廠主要依據 GL 96-05 與參考 JOG MOV Program 相關資訊，而在 GL 96-05 中，內容述及 NRC 的建議：若無法實測，可以用固定值 Stem Factor=0.015 作為保守計算值(電廠以此評估扭矩/推力，而 Stem Factor=Torque(扭矩值)/Thrust(推力值))；且該導則指引及聯合業界計畫亦有述及：若有診斷設備 (QSS/Strain Gage)，應以實測值更新。故建議電廠於執行相關驗證測試後之結果，應紀錄實際測試值做為比對，藉此檢視是否符合安全保守原則。
- 在 1989 年 NRC 發佈 GL 89-10 〈Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance〉中，其指出僅靠每季的行程時間測試

不足以證明安全相關 MOV 在設計基準條件下可正常運作。因此要求持照業主對安全相關的 MOV 進行設計基準能力驗證並建立長期管理計畫(例如使用診斷測試直接量測閥門推力/扭矩替代傳統行程時間測試)。此方面電廠已依據 GL 89-10 要求執行安全相關 MOV 初始設計基準能力驗證，並於驗證過程中，採用快速閥桿感測器(QSS)等診斷測試技術來直接量測推力/扭矩，已符合 NRC 要求。建議電廠持續保存初期驗證結果作為基準，在除役過渡期間持續定期測試用過燃料池冷卻系統重要 MOV 的性能及研判可能劣化之趨勢，以確保其設計基準功能維持可靠。

- MOV 管控範圍(涵蓋所有安全相關 MOV):NRC 在 NUREG-1482 Rev.3 述及：其要求將所有安全相關的電動閥納入驗證與測試計畫範圍，包括一些傳統 IST 可能遺漏的閥門類型。例如具有洩漏限制功能、遠端操作功能或手動操作功能的電動閥也應適當分類並納入範圍。這確保任何對安全有重要作用的 MOV 都受監控。建議電廠在除役期間過渡階段亦應定期檢視、確認 MOV 清單，確保所有涉及安全功能的電動閥均持續納入驗證計畫，避免遺漏任何重要閥門(NRC 稽查曾發現業界有未將部分閥門納入 IST 程式的問題)。
- NUREG-1482 Rev.3 明確指出：MOV 動態測試應在不低於設計基準差壓或流量的 50%的條件下進行，較低條件的測試結果必須有詳細工程依據證明可適用於設計基準。此要求確保動態負載下的閥門能力獲得驗證。建議電廠繼續維持在設定條件之情況下進行 MOV 動態測試；若因客觀因素導致某些測試條件無法滿足 50%差壓要求，建議以工程評估佐證測試結果適用於設計基準條件。

- Information Notice 2021-01 中述及：一些持照業主未正確確定 POV 的操作需求和驅動器能力，因此可能無法保證閥門能執行其安全功能。例如，一些持照業主在計算閥門操作需求或驅動器能力時，未充分考慮所有適當參數（如閥門摩擦係數、最大壓差、馬達扭矩溫度降額因數、閥桿摩擦係數、蝶閥軸承摩擦係數等）。檢查還發現，一些業主在 POV 計算中使用了不當的參數值（例如錯誤的閥桿節距和導程假設、閥門係數，以及低於試驗值的閥桿摩擦係數，還有錯誤的量測不確定值）。某些情況下，持照業主未能證明其採用的外部來源閥門摩擦係數的合理性，而 JOG 計畫針對如何確定適當的閥門摩擦係數提供了指引。另一些情況下，持照業主沒有考慮在高流量動態條件下操作球形/截止閥時（即存在側向負載），其推力和扭矩需求增加的可能性。還有持照業主忽略了輻射劑量和環境溫度條件對閥門驅動器環境驗證壽命的影響。此外，NRC 視察發現某持照業主未將新使用的電腦軟體納入其 POV 計算驗證程序(V & V)。也發現未確定每個 POV 子組件是否能承受驅動器可能施加的最大推力和扭矩（即最弱環節評估不足）。例如，ASME 鍋爐及壓力容器規範中的結構強度並不適用於涉及暫態的 POV 內部零件。關於以往 POV 能力議題，GL 79-46（1979 年）提供了指引來證明閥在包括地震載荷的設計基準條件下能夠及時關閉。建議除了需參考 GL 79-46 相關要求外，驗證測試參數亦應包含量測不確定值、動態條件、輻射劑量與環境溫度對驅動器的影響、測試驗證採用之軟體 V&V 及內部零件的強度評估，建立相關資訊已備後續於趨勢分析、維護管理上之參考；避免產生如 IN 2000-21 所述及的狀況發生（Palisades 廠在 1997 年至 2000 年間因更改了 NIT (Non-Intrusive

Testing) 數據收集軟體，持照業主無法將 1997 年聲學測試及 2000 年聲學與磁性監測兩次測試的數據進行趨勢比較，直到 2000 年 9 月 5 日，持照業主對閥門 CK-ES3332 進行射線照相檢測，射線檢測顯示該閥的閥瓣及其連接的擺臂已與鉸銷分離，並掉落在閥體底部。)

- 其餘視察管制建議亦可參考 IN 2021-01 之 14 個要項(114 年 9 月 16 日工作會議簡報)。
- 由於核三廠目前 EDG 定期測試規劃是依據 RG 1.9 Rev. 3，未來可依最新的 RG 1.9 Rev. 4 及其引用的 IEEE Std 387-1995，檢討目前的定期測試規劃，更新其運轉規範(IST)、程序書中與 EDG 測試有關的內容，再依據 NUREG/CR-6819 報告對美國各電廠之失效統計結果、核三廠各廠運轉經驗，加強 EDG 的巡檢、測試規劃。
- 可追蹤 RG 1.9 Rev. 5 之審查進度，了解 NRC 目前對 EDG、CTG 維護的監管方向。RG 1.9 Rev. 5 以補充和說明的方式，核可了 IEEE 標準 387-2017 「IEEE Standard for Criteria for Diesel Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations」和 IEEE 標準 2420-2019 「IEEE Standard for Combustion Turbine-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations」。這些標準描述了主要設計標準以及鑑定和測試指南，以幫助確保 EDG 和 CTG 符合性能要求。
- 核三廠 EDG 檢測所適用之老化管理方案雖並非專門對 EDG 所設計，但因其所在的燃油、閉路處理水、壓縮空氣等老化管理方案一般皆依賴在詳實的範圍調查、篩選、組件形式分類、組件材質、老化效應分類後，再以統計抽樣(如 20%數量或面積、25 個組件等方

式)方式檢測，或在設備例行保養時，採行機會性檢測。由於 EDG 環境特殊，在老化管理方案執行抽樣檢測時，會因其環境因素將管閥等被動件納入檢測項目中，不會因為抽樣程序而被遺漏。

- 由於設備複雜且容易產生遮蔽，再加上不少老化管理中所採用的檢測方式是依賴目視檢測、巡視、判讀，因此電廠應對相關檢測人員進行訓練，加強其檢測流程、方法的細緻度，以提升其辨識老化現象、成因的能力。對老化現象亦須進行分級，以依其嚴重程度採用立即修復或高、中、低頻度追蹤對策，具體方法及要求可參考 NUREG-1801 R2 Sec XI 中對各老化管理方案的要求。
- 核三廠目前已依照 NUREG-1801 Rev. 2 XI.E1, E3 建立電纜相關老化管理方案，由於方案包含預防性措施、老化效應監測、趨勢分析、接受準則等十項要求，因此可以較全面的處理電纜老化問題。
- 由於美國各電廠執照更新申請書中皆有簡要概述其電纜老化管理方案內容及運轉經驗，近期第一次申請執照更新之電廠也會將 NUREG-2191 的要求以運轉經驗回饋的方式採納，因此核三廠可參考這些報告所提及之檢測方法、預防性措施等內容，加強其電廠之老化管理方案。
- 為加強老化效應檢測的全面性，NRC 報告皆指出應採用多種檢測方式並行，以結合各個檢測方式的優點，NRC 推薦了十幾種檢測方式，但未強制要求採用哪些。核三廠目前周期性的對中壓電纜採用 VLF、 $\tan \delta$ 、紅外線熱成像三種檢測，於這三種檢測方法檢測後出現可能有異常的結論時，可以再考慮增加極化指標(PI)、硬度計(Indenter)、Time Domain Reflectometry 等三種方式確認。建議電廠可參考美國電廠運轉經驗及電力檢測業推薦技術，增加其週期性非破壞性檢測

項目，使檢測更為全面，也對老劣化機制、早期預防等技術有更精進的成果，進而提升電廠運轉安全。

- 從美國電廠運轉經驗及 NRC 對電力電纜之維護管理要求來看，避免電力電纜老劣化最主要預防性措施是避免其暴露於水或潮濕的環境，如不可避免的會暴露於這些環境之中，也應該盡可能地減少暴露的時間。因此 NRC 及美國電廠有推薦或實際使用即時通知系統的做法，即安裝監視系統於可能浸水的人孔或管溝處，該系統可以將即時運轉狀況(如排水泵運轉狀況、水位等訊息)傳送至維護人員的手機。電廠可參考辦理，以減少電力電纜老劣化之風險。
- 除上述 NUREG 報告外，NRC 所發布之 GL 2007-01、RG 1.218 文件提供電纜的失效統計、NRC 對各檢測方式優缺點的評估、及建立維護策略應考慮的要項，皆可做為大會監管之參考。
- 核三廠技術規範各章節，雖已要求須符合之相應 ASME NOG-1 章節的規定，但建議標示適用的年版。
- 技術規範僅要求符合 NUREG-0612 重載管制要求；但並未採用最新的 ASME NML-1-2019 的規範。此將欠缺吊運程序、吊運作業及維護人員資格的認證、測試與維護作業、特殊吊運選用等吊運規劃，以及風險告知的評估。在後續報會審查期間，需留意上述項目的補充。
- 技術規範中，未討論特殊吊具(吊鉤下方)的重載管制，但經由 IN 2014-12 及 IN 2019-09 事件，反應需特別關注特殊吊具的故障可能引發的後果，建議於適當位置增補相關承諾。
- ANSI N14.6-1978 已被 ANSI 撤回。建議在技術規範的適當章節承諾採用 ASME BTH-1 的規定。

参考文献

1. International Atomic Energy Agency. Ageing Management of Nuclear Power Plants during Delayed Construction Periods, Extended Shutdown and Permanent Shutdown Prior to Decommissioning. IAEA-TECDOC-1957, Vienna: IAEA; 2021.
2. Tokyo Electric Power Company Holdings. Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station – Report on Unit 2 Spent Fuel Pool Leakage (August 2024). TEPCO Press Release, 2024.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, Revision 2. NUREG-1801, Washington, DC: NRC; 2010.
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, Revision 1. NUREG-2191, Washington, DC: NRC; 2017.
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants. NUREG-2192, Washington, DC: NRC; 2017.
6. European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG). Topical Peer Review 2017: Ageing Management of Nuclear Power Plants and Research Reactors – Summary Report. Brussels: ENSREG; 2018.
7. International Atomic Energy Agency. Plant Life Management Models for Long Term Operation of Nuclear Power Plants. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.18, Vienna: IAEA; 2015.

8. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Information Notice 2002-26: Check Valve Degradation and Failure to Close. Washington, DC: NRC; 2002.
9. Canadian Nuclear Safety Commission. REGDOC-2.6.3: Aging Management. Ottawa: CNSC; 2014.
10. Canadian Nuclear Safety Commission. REGDOC-2.6.2: Maintenance Programs for Nuclear Power Plants. Ottawa: CNSC; 2014.
11. Canadian Standards Association. CSA N285.0-12: General Requirements for Pressure-Retaining Systems and Components in CANDU Nuclear Power Plants. Toronto: CSA Group; 2012.
12. Electric Power Research Institute. Valve Maintenance Guide: Aging Management and Preventive Strategies. EPRI Report 3002009590, Palo Alto, CA: EPRI; 2018.
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission. 10 CFR 50.55a – Codes and standards. Washington, DC: NRC; current eCFR edition (accessed 2025). Available at eCFR.
14. ASME. Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI – Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components (1989 Edition with 1992 Addenda). New York: ASME; 1992. (Stroke-time requirements for MOVs historically in IWP-3300.)
15. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Generic Letter 89-10: Safety-Related (1) Motor-Operated Valve Testing and Surveillance. Washington, DC: NRC; 28 June 1989. ADAMS Accession No. ML031150300; NRC GL webpage.
16. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Safety Evaluation Report regarding

- Generic Letter 96-05, “Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves”. Washington, DC: NRC; 1999. ADAMS Accession No. ML993310225.
- 17.U.S. Nuclear Regulatory Commission. Generic Letter 96-05: Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves. Washington, DC: NRC; September 18, 1996. ADAMS Accession No. ML031110054.
- 18.U.S. Nuclear Regulatory Commission. Summary of Responses to Generic Letter 96-05 and Technical Findings. Washington, DC: NRC; 1997. ADAMS Accession No. ML020900461.
- 19.U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regulatory Guide 1.192, Rev. 5: Operation and Maintenance Code Case Acceptability, ASME OM Code. Washington, DC: NRC; 2024. ADAMS Accession No. ML23291A006.
- 20.U.S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG-1482, Rev. 3: Guidelines for Inservice Testing at Nuclear Power Plants – Inservice Testing of Pumps and Valves and Inservice Examination and Testing of Dynamic Restraints (Snubbers). Washington, DC: NRC; July 2020. ADAMS Accession No. ML20202A473.
- 21.ASME. ASME OM Code – 2009 Edition, Mandatory Appendix III: Preservice and Inservice Testing of Active Electric Motor-Operated Valves (MOV). New York: ASME; 2009. (Appendix III first included in OM-2009.)
- 22.Electric Power Research Institute. EPRI MOV Performance Prediction Methodology (PPM) – User Manual/Implementation Guide. Report 3002013039. Palo Alto, CA: EPRI; 2018. (Cited by NRC staff SEs for MOV

programs.)

23. DeWall, K.G. OM Code Requirements for MOVs – OMN-1 and Appendix III. Proceedings of the 2011 MOV/AOV Users Group; 2011. OSTI/INL report, Document ID 1028232.
24. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Inspection Procedure 73756: Inservice Testing of Pumps and Valves. Washington, DC: NRC; 27 July 1995 (and subsequent updates referenced by NRC inspection manual index). ADAMS/Inspection Manual index.
25. U.S. Nuclear Regulatory Commission. 10 CFR 50.69 – Risk-informed categorization and treatment of structures, systems and components for nuclear power reactors. Washington, DC: NRC; current eCFR edition (accessed 2025). Available at eCFR (see also Cornell LII).
26. U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Generic Letter 89-10: Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance, Washington, D.C., June 28, 1989.
27. U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Generic Letter 96-05: Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves, Washington, D.C., September 18, 1996.
28. U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Information Notice 2012-14: Motor-Operated Valve Inoperable Due to Stem-Disc Separation, Washington, D.C., July 19, 2012.
29. R.C. Kryter, D.J. Bost, R.L. King, Correlation of Electric Motor Current and Torque Measurements with Valve Stem Thrust for Motor-Operated Valves, Oak Ridge National Laboratory (ORNL/TM-12825), Oak Ridge, TN, 1996.

30. ASME, OMN-1: Alternative Rules for Preservice and Inservice Testing of Active Electric Motor-Operated Valve Assemblies in Light-Water Reactor Power Plants, ASME Code Case, 1999.
31. ASME, OMN-11: Risk-Informed Inservice Testing of Motor-Operated Valves, ASME Code Case, 2002.
32. ASME, OMN-17: Alternative Rules for Testing Class 1 Pressure Relief Valves, ASME Code Case, 2006.
33. ASME, ASME OM Code: Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants, Mandatory Appendix III (Incorporating Code Cases OMN-1 and OMN-11), The American Society of Mechanical Engineers, New York, 2009 Edition.
34. Electric Power Research Institute (EPRI), Air-Operated Valve (AOV) Program Implementation Guide, EPRI Report 1013562, Palo Alto, CA, 2007.
35. EPRI, Air-Operated Valve Diagnostic and Performance Testing Guideline, EPRI Report 1021550, Palo Alto, CA, 2011.
36. EPRI, Air-Operated Valve Performance and Leakage Monitoring, EPRI Report 1009981, Palo Alto, CA, 2004.
37. J.S. Baughn, R.L. King, Static and Dynamic Diagnostic Testing of Air-Operated Valves in Nuclear Power Plants, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-13788, Oak Ridge, TN, 1999.
38. Emerson Process Management, FlowScanner QL Portable Valve Diagnostic System – Technical Data Sheet, Emerson Automation Solutions, Austin, TX, 2016.

- 39.P. Behnke, G. Vetter, Field Application of Non-Intrusive Diagnostics for Air-Operated Valves in Nuclear Power Plants, Proceedings of the 9th International Conference on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT), American Nuclear Society, 2015, pp. 512–519.
- 40.Electric Power Research Institute (EPRI), Check Valve Condition Monitoring Methods and Applications, EPRI Report NP-5479, Palo Alto, CA, 1988.
- 41.R.L. King, J.S. Baughn, Development of Electromagnetic and Ultrasonic Techniques for Nonintrusive Check Valve Diagnostics, Oak Ridge National Laboratory (ORNL/TM-13635), Oak Ridge, TN, 1998.
- 42.U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Information Notice 2021-01: Motor-Operated Valve and Check Valve Operating Experience and Observations from NRC Inspections, and Supplement 1 (2023), Washington, D.C., U.S. NRC, ADAMS Accession Nos. ML21061A265 and ML23129A014.
- 43.Teledyne Engineering Services, Quick Stem Sensor (QSS) System for Motor-Operated Valve Thrust and Torque Testing – Technical Manual, Teledyne Engineering Services, Waltham, MA, 1995.
- 44.Teledyne Engineering Services, Spring Pack Calibration and Testing Procedures for Limitorque Motor Operators, Teledyne Report TES-MOV-SP-9801, Waltham, MA, 1998.
- 45.Crane Nuclear, Valve Operation Test and Evaluation System (VOTES) – User’s Guide and Application Notes, Crane Nuclear, Bolingbrook, IL, 2012.
- 46.Electric Power Research Institute (EPRI), Acoustic and Vibration Monitoring

- of Check Valves – Nonintrusive Diagnostic Techniques, EPRI Report NP-5479, Palo Alto, CA, 1988.
47. Electric Power Research Institute (EPRI), Motor-Operated Valve (MOV) Diagnostic Equipment Application Guide, EPRI Report TR-103237, Palo Alto, CA, 1994.
48. U.S. NRC, Regulatory Guide 1.9, “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants” Rev. 3.
49. U.S. NRC, Regulatory Guide 1.9, “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants” Rev. 4.
50. 核二廠柴油發電機訓練教材
51. 核三廠柴油發電機訓練教材
52. U.S. NRC, GENERIC LETTER 2007-01, “Inaccessible or Underground Power Cable Failures That Disable Accident Mitigation Systems or Cause Plant Transients”: Summary Report (November 12, 2008).
53. U.S. NRC, NUREG-1801 Rev.2, “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report” (December 2010).
54. U.S. NRC, NUREG-2191 Rev.1, “Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report” (July 2021) .
55. U.S. NRC, Regulatory Guide 1.218, “Condition-Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants” (April 2012).
56. EPRI, TR-101245-V1, “Effect of DC Testing on Extruded Cross-Linked Polyethylene Insulated Cables” (1993).

57. EPRI, TR-101245-V2, “Effect of DC Testing on Extruded Cross-Linked Polyethylene Insulated Cables --Phase II” (December 01, 1995).
58. 核二廠 KSIPA-AMP-E3 “EQ 無法接近電力電纜老化管理方案評估結果,” Rev. 1
59. 核三廠 MSIPA-AMP-E3 “EQ 無法接近電力電纜老化管理方案評估結果,” Rev. 1
60. Regulatory Guide 1.244, “Control of Heavy Loads at Nuclear Facilities”, Rev. 0, Office of Nuclear Regulatory Research, Dec. 2021.
61. Specific Safety Requirements (SSR)-2/1, “Safety of Nuclear Power Plants: Design,” Rev. 1, Feb. 2016, IAEA.
62. Specific Safety Guide (SSG) 63, “Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants”, Dec. 2020, IAEA.
63. American Society of Mechanical Engineers (ASME) Standard (Std.) NML-1–2019, “Rules for the Movement of Loads Using Overhead Handling Equipment in Nuclear Facilities,” June 28, 2019.
64. ASME Std. NOG-1–2020, “Rules for Construction of Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Multiple Girder),” December 4, 2020.
65. ASME Std. BTH-1–2017, “Design of Below-the-Hook Lifting Devices,” March 15, 2017, Chapters 1–3.
66. L. Porse, “NUREG-0554,” Single-Failure-Proof Cranes for Nuclear Power Plants”, May 1979.
67. H. George, Task Manager, “NUREG-0612: Control of Heavy Loads at Nuclear

- Power Plants-Resolution of Generic Technical Activity A-36”, July 1980.
- 68.American National Standards Institute (ANSI) Std. N14.6-1978, “Radioactive Materials—Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10 000 Pounds (4500 kg) or More for Nuclear Materials,” New York, NY, February 15, 1978.
- 69.NUREG-1774, "A Survey of Crane Operating Experience at U.S. Nuclear Power Plants from 1968 through 2002," USNRC Office of Nuclear Regulatory Research, July 2003.
- 70.NEA/CNRA/R(2017)4, "Nuclear Energy Agency Committee On Nuclear Regulatory Activities," Aug. 2018.
- 71.“Investigation of the March 31, 2013 Temporary Overhead Crane Collapse at Arkansas Nuclear One Power Plant in London/Russellville”, AR, Aug. 2013, U.S. Department of Labor Occupational Safety and Health Administration.
- 72.IE Bulletin 96-02, “Movement of Heavy Loads over Spent Fuel, Over Fuel in the Reactor Core, or Over Safety-Related Equipment” , Office of Nuclear Regulatory Research, April 11, 1996.
- 73.Information Notice 96-26,” Recent Problems with Overhead Cranes”, April 30, 1996.
- 74.Regulatory Issue Summary 2005-025,” Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads” , Office of Nuclear Regulatory Research, October 31, 2005.
- 75.Regulatory Issue Summary 2005-025, Supplement 1,” Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads” , Office of Nuclear Regulatory

- Research, May 29, 2007.
- 76.NEI 08-05,” Industry Initiative on Control of Heavy Loads”, Nuclear Energy Institute, July 2008.
- 77.RIS 2008-028, “Endorsement of Nuclear Energy Institute Guidance for Reactor Vessel Head Heavy Load Lifts”, Office of Nuclear Regulatory Research, December 1, 2008.
- 78.Operating Experience Smart Sample(OpESS) FY2007-03, Rev. 2, “Crane and heavy lift inspection, supplemental guidance for IP-71111.20”, U.S. NRC’s Reactor Oversight Process, September 12, 2008.
- 79.IP 71111.20, “Refueling and Other Outage Activities”, U.S. NRC’s Reactor Oversight Process,
- 80.IP 71111.13, “Maintenance Risk Assessments and Emergent Work Control”, U.S. NRC’s Reactor Oversight Process.
- 81.Operating Experience Smart Sample(OpESS) FY2007-03, Rev. 3, “Crane and heavy lift inspection, supplemental guidance for IP-71111.20 and IP71111.13”, U.S. NRC’s Reactor Oversight Process, September 01, 2018.
- 82.IN 2014-12, ”Crane and Heavy Lift Issues Identified during NRC Inspection”, Office of Nuclear Regulatory Research, November 14, 2014.
- 83.IN 2019-09, ”Spent Fuel Cask Movement Issues”, Office of Nuclear Regulatory Research, October 30, 2019.

附件一 共通項目執行概況

本計畫須執行兩共通項目，分別為核電廠技術訪視，以及兩場次的教育訓練，執行概況如下：

- 核電廠技術訪視：已於 9 月 24 日依據工作項目內容完成核三廠電廠訪談，詳細訪談紀錄以另外的文件進行提交。
- 兩場教育訓練執行時間分別為：

114 年 10 月 15 日 (時間 14:00~16:00)

114 年 10 月 22 日 (時間 14:00~16:00)

執行地點為核安會大樓 6 樓會議室。

課程規劃如下：

項目	時間	課程名稱	講員	內容簡述
1	14:00~15:00 (60 分鐘)	用過燃料池護箱吊車(Cask Crane)法規沿革、改善評估與經驗案例說明	陳建忠	透過 1978 年以前 10CFR50, App. A 至 2021 年 NRC RG 1.244 重載吊車法規的沿革，說明防止單一失效吊車規範的演進，提出除役期間重載吊運的安全操作建議。 1978 年以前 1979~2021 期間 2021 以後 IAEA 最新法規 結論與建議
中場休息 15:00~15:05 (5 分鐘)				
2	15:05~15:30 (25 分鐘)	「網頁式資料庫搜尋及訊息	洪勁宇	展示及說明計畫建立之「網頁式資料庫搜尋及訊息最佳化模組系統」，提升文件與資料的利用率。

		最佳化模組系統」功能介紹		
3	15:30~15:45 (15 分鐘)	除役知識管理平台簡介	吳思穎	除役知識管理平台介面與功能介紹以及應用情境說明。
4	15:45~16:00 (15 分鐘)	問題與討論		

(場次一)

項目	時間	課程名稱	講員	內容簡述
1	14:00~14:50 (50 分鐘)	除役電廠重要留用系統設備維護管理	林書睿	主被動件維護議題研析 國際案例說明 討論與建議
中場休息 14:50~14:55 (5 分鐘)				
2	14:55~15:45 (50 分鐘)	中壓電纜維護管理技術	呂明憲	劣化與維護議題研析 國際案例說明 討論與建議
3	15:45~16:00 (15 分鐘)	問題與討論		

(場次二)

詳細教育訓練資料以另外的文件進行提交。

附件二 USNRC 對核電廠動力操作閥設計基準能力視察之經驗彙整

1. 前言

本研究報告依據美國核能管制委員會 (US Nuclear Regulatory Commission, USNRC) 發布的資訊通告(Information Notice, IN) 2021-01, 其標題為—“Lessons Learned from NRC Inspections of Design-Basis Capability of Power-Operated Valves at Nuclear Power Plants” [1], 以及其補充文件 1 (Supplement 1) [2]之彙整研析, 主要為重點式探討其關鍵技術問題、案例概要、驅動器性能與設計缺陷、安全影響、NRC 管制作為與建議、持照業主的因應措施等議題要項。

NRC 透過視察美國境內部份核能電廠動力驅動閥(抽檢)後, 綜整相關意見與注意事項, 其旨在提醒持照業主應注意動力驅動閥(Power-Operated Valves, POV)在設計基準能力驗證中所獲得的經驗與其後續之改善作為, 在發布該資訊通告的同時, NRC 亦進行依據視察程序書(Inspection Procedure, IP) 71111.21N.02—「Inspection of the Design-Basis Capability of Risk-Significant Power-Operated Valves」之程序作業, 以評估安全重要之動力操作閥的可靠性、功能性及設計基準能力, 確認持照業主是否維持這些閥門在設計基準條件下的性能。該視察程序已於 2022 年底完成, 以下為 NRC 對持照業主的建議: “*The NRC staff suggests that licensees review this information for applicability to their facilities and consider actions, as appropriate, to identify and address similar issues.*”。「NRC 工作人員建議持照業主審視本資訊是否適用於其設施, 並視情況採取適當行動, 以識(鑒)別並解決類似問題」。

本報告後續的內容將包含背景資訊、技術議題以及案例探討等相關訊息，期望藉此提出管制技術方向的原則性建議。

2. POV 視察背景資訊說明

美國聯想法規 10 CFR Part 50 “Domestic licensing of production and utilization facilities” 的第 10 篇附錄 A “核能發電廠通用設計準則” 在 NRC 的法規中，要求安全重要的結構、系統和組件 (structures, systems, and components, SSCs) 的設計、製造、安裝和測試皆要符合其執行安全重要功能的品質標準。而在 10 CFR Part 50 之附錄 B “Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants” (核能電廠和核子燃料後處理廠的品質保證準則)，則是規定品質保證計畫的準則，藉以提供對安全相關的 SSC 在執行其設計基準功能之能力有足夠的信心。在 10 CFR 50.55a “Codes and standards” (法規和標準) 中，NRC 在部分規定要求持照業主執行營運期間檢測 (Inservice Testing, IST)，以驗證具安全功能之閥門的可運轉性 (operability) 與設計基準能力 (design-basis capability)，確保其在設計基準條件下能可靠執行指定的安全功能。上述法規所指具有安全功能的閥門為動力驅動閥 (POVs)，包括電動閥 (MOVs)、氣動閥 (AOVs)、液壓操縱閥 (HOVs)、電磁操作閥 (SOVs)、爆開閥 (Explosive Rupture Disk Valve, NRC NUREG/CR-5600 中所提及之 burst disk assemblies) 和其他有驅動器的閥門；相關之閥門類型如圖二-1 所示。

在 10 CFR 50.55a，NRC 法規引用及併入 ASME Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants, Division 1, OM Code: Section IST (OM Code)，用於實施核能電廠中泵、閥門和制震器 (dynamic restraints) 的營運前測試 (preservice testing) 和 IST 作業。在發布此資訊通告 (IN) 時，NRC 法規以附帶條件方式引用及併入 ASME OM Code 的 2017 版，而在 10 CFR

50.55a(b)(3)(ii) 中，補充了 ASME OM Code 中對 MOV 的測試要求，要求業主建立一個程序以確保 MOV 能長期執行其設計基準功能(此即對應 GL 96-05 [3]的要求)。



圖二-1 氣動止迴閥(左)與電動閘閥(右)

在 1989 年 6 月 28 日，NRC 發布了 GL 89-10 “Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance” (安全相關電動閥測試和監測) [4]，以回應有關 MOV 性能的操作經驗問題。在 GL 89-10 中，NRC 要求業主和施工單位藉由審查 MOV 設計基準、初始和定期驗證 MOV 開關設置、測試 MOV 來確保安全相關系統中 MOV 在設計基準條件下可執行其預期功能的能力，改進對 MOV 故障和必要矯正措施的評估，以及 MOV 問題(性能)的趨勢性。NRC 藉由視察，以審查核能電廠對 GL 89-10 計畫的製定、實施和成果。

為回應 GL 89-10，美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI) 開發了 MOV 性能預測方法(Performance Prediction Methodology, PPM)，以確定用於核能電廠的閘閥、球閥和蝶閥的動態推力和扭矩操作要求。EPRI 在專題報告 TR-103237(修訂版 2, 1997 年 4 月)「EPRI MOV Performance Prediction Program」[5]中描述了該方法。EPRI MOV PPM 的開發是為了回應 GL 89-10 中 NRC 的要求，即核能電廠業主需驗證 MOV 的設計基準能力。1996 年 3 月 15 日，NRC 發布一份安全評估報告 (safety evaluation report, SER) (Agencywide Documents Access and Management System (ADAMS) Accession No. ML15142A761)，其接受了 EPRI MOV PPM 專題報告，並附帶某些條件和限制。NRC 在 EPRI MOV PPM 專題報告的後續附錄中發布了補充 SER。NRC Information Notice (IN) 96-48, “Motor-Operated Valve Performance Issues,” and its Supplement 1 indicated that lessons learned from the EPRI program were applicable to valves with other types of actuators (NRC IN 96-48, “電動閥性能議題”及其補充 1 指出從 EPRI 計畫中吸取的經驗可適用於其他類型驅動器的閥門)。

1996 年 9 月 18 日，NRC 發布了 GL 96-05 “Periodic Verification of Design Basis Capability of Safety Related Motor Operated Valves”(安全相關電動閥設計基準能力的定期驗證)，要求每座核能電廠業主制定一個計畫，或確認其當前計畫的有效性，即定期驗證與安全相關的 MOV 能持續在設備的當前持照基準內執行其安全功能。為回應 GL 96-05，核能電廠業主制定了一個關於 MOV 定期驗證的聯合業界組織 JOG (Joint Owners’ Group) 計畫。NRC 在 2006 年 9 月 25 日的 SER(ADAMS ML061280315) 及其 2008 年 9 月 18 日的補充文件 (ADAMS ML082480638) 中接受了有關 MOV 定期驗證在 JOG 計畫的工業專題報告。JOG 報告 MPR-2524-A

(2006年11月)，“Joint Owners Group (JOG) Motor Operated Valve Periodic Verification Program Summary”(JOG 電動閥定期驗證計畫摘要) (ADAMS ML063490194) 更新了 JOG 計畫專題報告，以反映在 NRC 最終 SER，其包含了 JOG 回應 NRC 之要求而提供更多資訊和將最終 SER 作為報告的附錄。作為對 GL96-05 的回應，許多業主提交了關於實施 JOG 計畫的書面說明，以提供對其安全相關 MOV 設計基準能力的定期驗證。NRC 基於業主的個人書面說明準備了安全評估審查程序，並依此確認是否接受這些業主對 GL 96-05 的回應。如特定電廠安全評估中所述，持照業主承諾實施 JOG 計畫以回應 GL96-05，然後提議實施不同於 JOG 計畫的方法，NRC 會評估其所提議的方法是否符合最終之要求。

JOG 計畫確定在範圍內的特定閥是否會隨著時間而增加其閥門摩擦係數。JOG 計畫亦發現，某些閥透過測試證明摩擦係數低於特定界限值，其可以使用該界限值設置控制開關，並確認其摩擦係數將不會隨時間增加而超過界限值。個別的業主使用他們自己的診斷評估方法收集作為獲得 JOG 計畫的一部分的數據，以確定在 5 年測試計畫中每個閥三個動態測試的閥門摩擦係數值呈現的趨勢。由於業主在評估其各個 MOV 診斷軌跡時使用的方法不同，因此無法將業主對各個閥門的計算摩擦係數具體值作相互比較。此外，作為 JOG 計畫一部分其收集的測試數據量，不足以建立一個數據資料庫來解決大量閥門的性能變化。正如 NRC 在 2006 年 9 月 25 日發布的 SER 中所述，JOG 計畫不包括驅動器輸出能力作為其 MOV 計畫的一部分，因此每位業主都應在其特定電廠的基礎上處理 MOV 這方面的定期驗證。

JOG 計畫建立了四種 MOV 分類，用於評估閥門性能隨時間的潛在劣化。JOG 報告 MPR-2524-A 確定 A 類閥門不易劣化 [6]，這已通過在

JOG 計畫或其他適合基準條件（例如 EPRI MOV PPM）中執行的測試驗證。JOG 報告 MPR-2524-A 也基於 JOG 計畫中的測試結果，經由分析和工程判斷且即使施以超出測試範圍的配置和條件，確定 B 類閥門亦不易劣化；而此報告則確定 C 類閥門容易受到所需推力或扭矩變化的影響，如 JOG 計畫中的測試結果所示，但 D 類閥門則不在 JOG 計畫的界定範圍內。在 2012 年 1 月 6 日的 Regulatory Issue Summary (RIS) 2011-13（ADAMS ML113050259）“Follow up to Generic Letter 96-05 for Evaluation of Class D Valves Under Joint Owners Group Motor-Operated Valve Periodic Verification Program”中，NRC 為業主提供導則指引，藉以定期驗證 JOG 計畫範圍之外安全相關 MOV 的設計基準能力。

儘管 EPRI MOV PPM 最初並非為此目的而開發，但 JOG 計畫將 EPRI MOV PPM 包含在其 MOV 定期驗證方法中。然而需要注意的是，NRC 在其 EPRI MOV PPM 的 SER 中指出，在執行閘閥電腦分析模型時，用戶必須驗證閘和流體條件的適用性，為系統流體模型建立適當的管路配置，並透過檢查或從閘門供應商處獲取詳細的內部閘閥資料。EPRI MOV PPM 專題報告指出，該模型僅適用於正確製造和維護的閘門。此外，EPRI 專題報告“Application Guide for Motor-Operated Valves in Nuclear Power Plants Volume 1 Revision 1: Gate and Globe Valves”指出，特別值得注意的是，PPM 預測長期的可靠性，取決於對閘門實施適當預防性維護計畫。

為了協助業主應用 EPRI MOV PPM，EPRI 準備了 EPRI MOV 性能預測程式 (PPM) 3.0 版使用者手冊和實作指引，日期為 2004 年 5 月（ADAMS ML041700265，非版權版本）[7]，其中包括說明驗證適用於閘門的內部尺寸。如 EPRI MOV PPM 上的 NRC SER 所示，EPRI 假設每

個閥都保持良好狀態，以便 EPRI MOV PPM 對該閥門仍然是有效的。業主可考慮幾個因素以確定接受閥門的內部條件，例如：

- 考慮閥門對系統操作和條件而導致內部組件老化的敏感度；
- 診斷動態測試的性能，監視和閥門操作參數的趨勢（例如推力、扭矩、運轉負荷、電機電流和電機功率）；
- 定期的閥門內部檢查；
- 閥門檢查期間驗證內部尺寸，在執行 EPRI MOV PPM 計算時使用供應商製圖以獲取內部尺寸(進行比對)。

對於經過 EPRI MOV PPM 計算但不適用於閥所有面向（例如閥盤閥座材料、閥盤導件材料、系統、溫度和流量）之 JOG 分類評估（或類似評估）的閥門，在 NRC SER 對 EPRI MOV PPM 的說明中指出，於執行 EPRI MOV PPM 其中一部分，則需要定期進行內部檢查，以證明閥保持良好狀態。對於易劣化的閥門（C 類），EPRI MOV PPM 評估是一種可接受的工程分析，以證明閥門將執行其安全功能並可歸類到 JOG A 類或 B 類。但是，EPRI MOV PPM 並不能證明閥門在使用中不會進一步劣化。在生水(Raw Water)應用中的閥門（例如廠用水系統），以及 JOG 程序不適用的閥門可能會隨著時間而發生內部劣化(例如導致需要對閥門進行定期內部檢查)。EPRI MOV PPM 也為閥門在高溫下操作或內部尺寸不理想的情況下，提供潛在負面性能的導則。例如，EPRI MOV PPM 指出，在高溫應用中 MOV 的不銹鋼內部組件上可能會出現不銹鋼磨損。除了其他有關閥門相關的作業外，EPRI 還制定了導則，其描述 MOV 在靜態測試（即沒有壓差或流量的診斷測試）性能，並提供給業主對此的各種看法。NRC 尚未被要求對 EPRI 靜態測試導則做正式審查；但是，靜態診斷測試不提供有關不同壓差和流量（即動態條件）操作要求的資訊。

2000年3月15日，NRC發布了RIS 2000-03“Resolution of Generic Safety Issue 158: Performance of Safety-Related Power-Operated Valves Under Design Basis Conditions”(ADAMS ML003686003)；其討論從MOV運轉經驗和研究計畫汲取非馬達致動器以外的POV應用經驗。例如，RIS 2000-03列出有效的POV設計能力和長期定期驗證程序的屬性，RIS 2000-03亦描述AOV定期驗證測試的JOG計畫開發，以及NRC對該計畫的評論。NRC在1999年7月19日(ADAMS ML020360091)的信函中收到了該計畫文件第0版(Revision 0)的副本。NRC也在1999年10月8日(ADAMS ML020360077)給NEI的信函中提供了對JOG AOV計畫及其實施評論。NEI在2001年3月27日向NRC提供JOG AOV計畫的修訂1版(Revision 1)(ADAMS ML010950310)。在RIS 2000-03中，NRC表示，其結束一般安全議題GSI-158有關之承諾要求，因為NRC法規已提供了足夠的要求以確保核能電廠驗證POV的設計基準能力，不需要新的管制要求。NRC指出將繼續與業界團體合作並採用全業界普遍可用的方式，以期為POV能力提供合理保證，並及時、有效地解決有關POV性能的問題。NRC亦表示，其將持續監督業主的相關作業，以確保核能電廠的POV能夠在設計基準條件下執行其指定的安全相關功能。

從2009年版開始，ASME OM Code [8]以定期操作(periodic exercising)和性能式診斷測試程序取代了每季MOV歷時衝程測試要求，可參見附錄III「Preservice and Inservice Testing of Active Electric Motor-Operated Valve Assemblies in Water-Cooled Reactor Nuclear Power Plants」，以定期驗證MOV能夠執行其設計基準安全功能的能力。ASME OM Code，附錄III，部分規定MOV測試程序包括對每個MOV的一次性設計基準驗證，亦實施靜態測試(即沒有流體壓差或流量的測試)和主動MOV的動態測

試(即使用流體壓差和流量進行測試)。在 2017 年版中, ASME OM Code 包括強制性附錄 IV “Preservice and Inservice Testing of Active Pneumatically Operated Valve Assemblies in Nuclear Reactor Power Plants”, 其要求對 IST 計畫範圍內的所有 AOV 進行每季衝程歷時測試和營運商轉前性能評估測試, 並對具有高度安全意義的 AOV 基於其功能餘裕, 進行最長間隔為 10 年之定期性能評估測試。根據 10 CFR 50.55a, NRC 要求業主每 120 個月將其 IST 程序更新到最新版本的 ASME OM Code, 該 Code 在更新要求後的 18 個月內引用方式併入 10 CFR 50.55a。

NRC 視察員使用程序書 (IP) 71111 “Reactor Safety—Initiating Events, Mitigating Systems, Barrier Integrity” 的附件 21N.02 「Design-Basis Capability of Power-Operated Valves Under 10 CFR 50.55a Requirements” (參見 IP 71111.21N.02), 旨在驗證業主是否對抽驗核能電廠的 POV 設計基準能力提供合理保證。NRC 在過往視察中發現幾個在運轉中之核能電廠執行 POV 安全功能能力的相關問題。這些問題包含:(1) 使用由 JOG 和 EPRI 開發的閥門數據資訊, (2) 確定 POV 操作要求、驅動器能力和適當的性能參數, (3) POV 測試的性能, (4) POV 測試結果的評估, (5) Anchor/Darling (此為公司名稱) 雙盤閘閥(double-disk gate valves)中閘桿-閘盤分離可能性的評估, (6) NRC 管制要項條件的執行, 藉以補充 ASME OM Code 中對閥門位置指示測試要求, 以及 (7) 對 POV 進行預防性維護。此 IN (附件) 總結了從 NRC 使用 IP 71111.21N.02 在抽樣之核能電廠進行初始視察所獲得的主要經驗。

3. NRC 視察經驗總結(14 項)

根據 NRC 之 2021-01 中列出的內容, 在本章節將 14 項動力式閥門設計基礎能力視察的經驗綜整並擷取重點如下:

1. 確保 IST 計畫與 ASME 運轉維護規範 (OM Code) 完全一致，例如涵蓋所有動力式閘門的安全功能，並隨時保持閘門風險等級的最新狀態。
2. 處理 ASME 運轉維護規範 (OM Code) 附錄 III 中關於結合靜態與動態測試的要求。
3. 遵循 NRC 核准的承諾變更程序(例如：聯合持照業主集團(JOG)的動力式閘門週期驗證計畫未包括測試週期寬限期)。
4. 正確確定動力式閘門的運行要求與驅動器能力，包括計算中使用的摩擦值、溫度、壓力與流量等參數。
5. 聯合持照業主集團 (JOG) 計畫已確認閘門摩擦係數具有可能劣化的趨勢，但因閘門種類多，測試驗證獲得的結果仍不能充分建立廣泛適用之閘門摩擦係數的資料庫。
6. 建立方法以定期證明聯合持照業主集團 (JOG) D 類閘門的設計基礎能力。
7. 考慮 EPRI 動力式閘門性能預測方法 (PPM) 適用的條件，例如保持閘門良好的內部狀態。詳見 NUREG-1482 (第 3 版) [9]。
8. 適當證明增加 Limitorque 驅動器推力額定值的合理性。參見資訊通告 IN 92-83[10]。
9. 正確執行動力式閘門試驗並充分評估結果，以證明閘門能履行其安全功能。
 - 正確將設計計算中的試驗接受標準轉換到試驗程序。
 - 確認診斷設備已正確安裝並正常運作。
 - 評估試驗數據是否涵蓋閘門全行程。
 - 確認所需參數是否在可接受範圍內。

- 判斷試驗數據是否超出聯合持照業主集團(JOG)設定的臨界值。
 - 說明單次試驗數據可能的變異情形。
 - 說明依賴靜態診斷試驗的合理性。
 - 定期評估熱過載裝置。
 - 根據廠內程序編寫監測報告。
1. 確保在靜態條件下設定於極限控制之動力式閥門(MOV)在動態條件下能完全閉合。
 2. 確保延長服役後動力式閥門的使用壽命仍在合格範圍內[16]。
 3. 正確執行沸水反應爐業主團體(BWROG)提供的指導方針，用於評估 Anchor/Darling 雙盤閘閥柄盤連接脫離的易損性(參見資訊通告 IN 2017-03) [11]。
 4. 在按照 ASME 運轉維護規範(2012 年版或更新版)執行 ISTC-3700 測試時，實施 10 CFR 50.55a(b)(3)(xi) 關於閥門位置輔助指示的要求。
 5. 根據供應商建議與廠內經驗，證明動力式閥門預防性維護時程的合理性(例如：位於高溫區域的動力式閥門可能需要更頻繁地潤滑閥桿；處於非正常位置的動力式閥門則可能需要額外注意，例如極限開關朝下的閥門可能會有油脂滲入)。

3.1 典型錯誤樣態及事件概述

- 閥門檢測範疇未覆蓋所有安全功能閥門：許多核電廠在編制定期檢測(In-Service Testing, IST)計畫時，疏漏了某些具有特殊安全功能(如限流安全閥，或遠端/手動操作閥)的 POV。這意

味著部分安全相關閥門可能在運轉檢查中未被包含，違反了 10 CFR 50.55a 對 IST 的要求。

- 操作需求與驅動器能力計算不當：持照業主在計算閥門操作所需的力矩和推力時，常忽略關鍵參數。比如閥門摩擦係數、閥門因子、閥門兩側最大壓差、電動機扭矩的溫度降額因子、閥桿摩擦係數及蝶閥軸承摩擦係數等，都直接影響驅動器實際所需能力。然而，有些持照業主沒有正當論證從外部資料採用這些參數的合理性。這些遺漏可能導致實際操作時需求超過計算值，使閥門無法可靠開啟或關閉。
- 未使用閥門專屬因子：許多閥門具有特定運轉條件下的摩擦或卡阻特性，應使用閥門專屬的閥門因子（valve-specific factor）進行計算。然而部分持照業主在計算中僅使用一般係數，而未採用更高的專屬因子。例如，在高流量動態條件下，球閥可能產生顯著較大的推力需求；而若只用通用因子，將低估所需力矩，形成安全隱患。這提醒我們，在評估 POV 能力時，要將閥門卡脫（unwedging）時所需的載荷納入考量[12]。
- 同時作用之負載疏忽：閥門在地震等嚴苛條件下不僅承受地震負載，還可能同時承受正常運轉之負載。NRC 發現部分持照業主未將正常運轉與地震負載同時作用納入設計評估中，可能低估了安全關鍵閥在事故情境下的實際負荷。
- 負載施加速率與考量動態影響不足：在某些情況下，閥門的負載施加速率（rate-of-loading）和對於動態負載的敏感性（load-sensitive behavior）對其性能影響較大。持照業主未必發展足夠

的試驗數據來驗證其對這類行為之假設情境，導致對電動操作閥在快速變動負載下的反應缺乏確認[13]。

上述問題反映了 POV 設計基準驗證與實際執行之間的差距，說明背景中 ASME OM Codes、持照業主承諾及 NRC 視察程序的重要性。早在 1996 年，多數美國核電業者已在聯合業主小組 (JOG) 計畫下，開始針對電動操作閥進行定期驗證，以符合 NRC 當時關於 MOV (電動操作閥) 設計基準能力的要求。目前 NRC 透過公開資訊通告和視察程序，督促業者重新檢視並強化這些程序。

NRC 資訊通告並未針對單一事故或故障事件，而是彙整了 NRC 在 2020 至 2022 年間對多座核電廠進行電動操作閥 (POV) 相關視察時的經驗教訓。根據公開資訊，這些視察重點在於設計基準能力的確認，透過檢視診斷測試資料、訪談工程人員、實地觀察維護操作等方式系統化歸類所發現的問題。

具體而言，在視察過程中發現許多典型案例：部分持照業主在 IST 計畫中未列入所有安全相關的 POV (例如：安全注入系統或餘熱移除系統中的遠端操作隔離閥，或特定情境下承擔安全功能的止回閥/切換閥等)；有持照業主在計算閥門開啟力矩時，誤用未驗證的參數或忽略環境因素 (如溫度對電機扭矩能力的影響)；甚至出現假定閥門屬於 JOG 所定義的某一類而跳過詳查的情況。根據核管會資訊通告，這些疏漏可能讓一些安全閥在關鍵時刻無法正常開啟或關閉，影響核電廠對事故的反應能力。

舉例來說，NEI 指出，視察員曾發現一些持照業主在使用通用閥門因子時，未更新為新檢測到的較高專屬因子；還有持照業主未考慮地震

負載與常規操作負載同時作用的情況。這些問題原理上都可能在動態測試或緊急操作中顯現出電動驅動器無法滿足設計要求的風險。

綜觀案例，NRC 視察結果提出一系列共通缺失，並促使 NRC 編撰經驗教訓通告，以防止這些問題在更廣泛的業者中重複發生。業界往後亦透過工作小組和研討會對視察結果進行消化，並配合 NRC 建議，檢討自身系統。

3.2 驅動器性能與設計缺陷分析

動力操作閥的驅動器 (Actuator) 是使閥門在給定電機動力與傳動機構下開啟或關閉的裝置，其性能直接關係到安全功能的實現。本文主要參考的資訊通告所涉及的設計缺陷與性能問題，可從以下幾點分析：

- 設計基準負載考量不足：驅動器須能克服閥門在各種極端情境下的阻力，例如需要反卡阻 (Unwedging) 推力時，閥瓣受到的流體壓力與摩擦會顯著增大。若設計時未考量電機在不同溫度下的扭矩降額 (如 NEMA MV1 標準對三相交流馬達規定的溫度降額值)，則在高溫狀況下驅動器輸出可能不足[14]。NRC 指出，有些持照業主並未整合上述溫度、摩擦等因子於計算，導致預估驅動器能力過度樂觀。
- 零件與結構老劣化：驅動器的齒輪箱、軸承及線性驅動部分 (如螺桿、滑軌) 隨使用會產生磨損和鬆動，增加摩擦與滾動阻力。如果原設計邊界 (如最大承載轉矩) 不足，這些老劣化會使驅動器無法滿足新的需求。根據過去 NRC 研究，常見的問題還包括驅動器轉矩開關或編碼器失靈，使得實際扭矩無法及時反饋[15]。雖然本次資訊通告未詳細列舉個別零件故障案例，但所提及的

“足夠試驗數據和信息不足”也暗示了在特殊應用下缺乏針對驅動器行為的試驗驗證。

- 控制與回饋不足：現代驅動器通常搭配電機驅動器、速度控制或編碼器等設備，以確保慢速啟動或限位。若設計時未充分評估系統的動態響應（包括載荷施加速率過快造成的慣性衝擊），可能出現預估之外的衝擊載荷導致開關頻繁跳脫[16]。NRC 通告中提到的“負載敏感性行為”問題，即指此類未預見的負載效應；若未採集相關數據，驅動器可能在高加速度載荷下表現不如預期。
- 閥門 - 驅動器匹配不當：有時候驅動器與閥門的匹配是問題根源。例如，如果忽略閥門行程中斷續摩擦或動態力矩需求（如球閥卡阻瞬間增加），就會低估驅動器輸出扭矩的需求[17]。另外，某些驅動器（如 DC 驅動器）在蓄電池電壓下降後性能急劇衰減，若未在設計基準中考慮，其後備電源功能可能不足。雖然資訊通告未直接提到蓄電池電壓，但已有 NRC 過往通告關注過 DC 驅動器電量衰減問題（如 NRC RIS 01-015 探討）[18]，可作為類比。

綜合上述討論，驅動器的性能與設計缺陷分析必須考慮多重因素：機械結構強度、電機特性、環境因素以及閥門實際工況。資訊通告強調驅動器能力評估時，應包括各種摩擦與負載因子，並驗證在實際操作條件（包括地震、溫度和流量衝擊等）下仍能滿足設計需求。這些分析有助於解釋為何 NRC 巡檢會發現“未妥善確定驅動器能力”成為重點問題。

3.3 與核能設施安全相關的潛在影響

動力操作閥多半在核電廠的安全重要系統（如緊急冷卻系統、殘餘熱移除系統、主蒸汽排放系統等）中擔任關鍵角色。一旦這些閥門在設計基準條件下無法正常動作，將直接影響核電廠對緊急情況的應對能力。具體而言：

- 核心冷卻與餘熱移除：冷卻系統閥門若卡阻或動作遲緩，可能導致冷卻流量不足，使反應器過熱或壓力容器壓力異常升高。
- 容器與管線洩壓：容器底部或蒸汽系統的安全閥（如限流閥）若未能依設計開啟，將使系統無法及時洩壓，增加容器或管路破裂風險。
- 高壓注水：在地震或其他載荷疊加下，如果未考慮所有負載同時作用，可能低估高壓注水閥的驅動需求。NRC 指出，正常載荷與地震同時施加下的閥門能力評估常被遺漏。若此時閥門失效，高壓冷卻功能將受損。
- 關鍵安全功能的可靠性：上述經驗教訓中所描述的各项問題，都指向一個核心：若未嚴謹檢證閥門在所有運轉條件下能執行其「安全功能」，即會衝擊核電廠安全。NRC 特別提到，對於球閥而言，需要評估其打開時所需的「鬆脫載荷」，以確保閥門確實能執行安全職能。若未能做到這一點，代表關鍵閥門在危急時刻無法敞開，可能導致後果嚴重的安全事故。

NRC 發布此通告的直接目的是避免上述潛在危害。通告本身就是提醒，表明若不改進相關程序和設計，核心安全功能可能失效，進而危及核電廠的受設計基準保護能力（design-basis safety margins）。因此，資

訊通告及其補充文件所傳達的訊息，就是要提高核電廠對動力操作閥安全性的重視程度。

4. NRC 發布此通告的管制作為與建議

NRC 面對上述調查結果，採取了一系列管制作為與建議，其目的在於強化核電廠運營者的管制力度，確保所有安全相關閥門符合設計基準要求。主要措施與建議包括：

- 資訊通告與補充文件傳遞經驗教訓：NRC 透過資訊通告 (IN-21-01) 及補充文件，將從視察中彙整的缺失發布給全體持照業主，要求其審視自身狀況。此舉屬於非強制性通知，但具有高度警示功能，意在提醒業者主動檢討。通告建議持照業主「檢視本資訊對自家設施的適用性，並採取適當行動來識別並解決類似問題」，這是對業主的明確管制指引。
- 檢查程序強化：NRC 已實施專門的視察程序 (71111.21N.02) 評估 POV 設計基準能力，未來可能將類似視察納入常規審查範疇。NRC 的角色是核查持照業主程序是否合規，因此資訊通告和視察程序相輔相成，用以填補先前基層視察對此議題關注不足的缺口。
- 與既有規範連結：NRC 指示持照業主要遵守 10 CFR 50.55a 及 ASME OM Codes 相關條款。上述經驗教訓多次提到須按《聯邦法規》第 10 編第 50 章附錄 A (ASME XI) 及 ASME OM Code 執行，若發現不符，NRC 可依此進行行政管制。例如，若持照業主在後續檢查中仍未納入某些安全閥或未使用正確計算因子，NRC 有權發出行動要求或強制處置指令。

- 行業溝通與研討：NRC 亦透過公眾會議、業界研討會（如 NRC 與業者聯合研究組織 JOG）共享發現的教訓。這使得核能產業能及時了解 NRC 關注的重點，並內部傳達改進要求。
- 未來標準與指引更新：雖然資訊通告本身不具有直接強制法律效力，但其內容可能促使 ASME OM Code 未來版本、NRC 審查指引或管制文件進行相應修改。例如，針對 POV 的設計基準問題或許會在 NRC 指導手冊或技術報告中增加指引，確保上述經驗教訓被納入未來執行的管制範疇。

總之，NRC 的管制作為是以溝通與視察為主，強調「主動發現問題，事前預防」。透過資訊通告向業界提出具體缺失項目及改善建議，並在後續視察中核實是否落實，構成了此管制事項的主要內容。

4.1 對持照業主的建議與因應措施

針對 NRC 所提出的經驗教訓，各持照業主應立即採取行動，檢討並改進其設施與程序。建議措施包括：

- 全面檢視 IST 與相關程序：確認所有安全功能閥門均已被納入定期檢測計畫，特別是那些具有限流、安全保護、遠端或手動操作功能的 POV。若有遺漏，應及早將其編入 IST，並進行必要的功能驗證。
- 重新計算閥門操作要求：根據最新測試數據，使用最新的閥門摩擦係數、閥門因子和其他相關參數來計算所需的驅動力矩。若發現使用了外部資料（例如廠商提供的摩擦數據或歷史經驗值），應向技術評估報告中說明其合理性。

- 採用閥門專屬因子：對於能產生更大阻力或卡阻情況的閥門（如大口徑球閥等），應使用閥門專屬實測因子，如果該因子高於通用值，應取用較大值。以求保守設計，避免低估驅動需求。
- 考慮多重負載：在計算設計基準能力時，同時考量所有可能同時作用的負載。特別是在地震負載評估中，應包括正常操作時開啟或關閉閥門時的流體壓力、熱膨脹力等。確保在極端條件下驅動器的扭矩-推力依然充裕。
- 增強試驗與驗證資料：對關鍵 POV 應收集足夠的試驗數據，例如進行加速壽命試驗、鬆脫力測試、溫度敏感性測試等。這些資料能用來驗證動態負載假設與實際行為是否吻合。例如，可模擬不同環境下閥門啟閉，檢驗驅動器是否在極端條件下仍能達到需求功能。
- 更新維護與培訓程序：將上述檢討結果納入廠內操作規範與保養手冊，並對相關工作人員加強培訓。確保工地工程師、檢測人員了解新納入的閥門、專用計算方法及載荷因素，以及新的監測項目（如摩擦係數變化的跟蹤）。
- 持續參與行業合作：利用業內組織與資源，例如參與聯合業主小組(JOG)的 MOV 研究工作，了解同業改進進度與分享教訓。同時留意 ASME OM Codes 新版本或技術報告對 POV 檢測的更新，確保相關程式與法規要求同步。

持照業主需依 NRC 建議審視自身設施，對照資訊通告所列問題點逐一檢查並排除，避免同類缺失在自身廠內發生。上述建議若都落實，將提高設施對動力操作閥在緊急情況下之可靠性，增強整體安全。

4.2 改進方向

本次資訊通告及其補充文件的發布，對核能電廠設備維護有以下幾點主要啟示與未來改進方向：

- 重視細節與本質合乎規定要求：以往持照業主已建立長期的 MOV 測試與維護計畫（如 JOG 計畫），但此次經驗教訓顯示，細節上的疏漏依然可能被忽略。未來在設計和檢測時需更全面考慮所有可能負載和可能因子，避免過度依賴過時慣例或假設。
- 數據驅動管理：持續收集並分析運轉與檢測數據，例如閥門開啟所需扭矩、環境溫度與電機效率的關係等，建立數字化管理平臺。透過監測來預警可能偏離設計基準的趨勢（例如閥門摩擦增加、扭矩開關頻繁跳動），實現預防性維護。
- 同儕審查與標準提升：行業內部需維持資訊透明與技術共享。若各運營商及供應商能將先前類似事件或測試結果納入公共資料庫，將有助於更快地發現普遍問題。ASME OM Code 也可考慮納入更嚴格的 POV 測試要求或指引，NRC 可參與或引導相關標準組織修訂。
- 教育與訓練：強化工程技術人員對 POV 系統的理解，讓專業團隊能識別複合因素對閥門行為的影響。可透過模擬訓練、現場演練來驗證突發情境下 POV 的反應，確保理論與實務相符。
- 未來視察重點：NRC 後續可能將更多視察資源投入到設備老化管理與設計基準維護上。業界應預期此類管制趨勢，並主動將核安全文化概念延伸到機械檢驗與分析層面。

此次資訊通告提供業主反思：即使是最基礎的安全設備，也可能因小細節而失效。業界未來的改進方向，必須在制度性檢討、技術升級和協同創新上加強，才能持續提升核電廠對各種情境的韌性與安全性。

5. 結論與建議

本次 NRC 資訊通告與補充文件揭示：POV 設計基準能力的管理，已由早期「是否做了測試」的合規檢核，進化為「證據鏈完整、跨情境可證的能力驗證」之管理要求。視察顯示多家電廠在 IST 範疇、工程計算、試驗與資料評估、以及維護紀律等處仍存系統性差距；經綜合分析，提出以下參考建議：

1. 程式與符合規定的維護管理

以 10 CFR 50.55a 及 ASME OM Code (含附錄 III/IV) 為主軸，建立「追溯—檢視—更新」的 IST/性能驗證程式；將所有具安全功能之 POV 明確管理。嚴格落實承諾變更控制；對 JOG 計畫或等效方法的採用、寬限期與例外，需形成文件化判準與管理門檻。將 10 CFR 50.55a(b)(3)(xi) 等附帶條件內嵌於常規程序（如 ISTC-3700 與位置輔助指示）並設檢核點。

2. 工程分析與設計邊界

對溫度降額、壓差/流量、鬆脫 (unwedging) 負載、摩擦與閥門專屬因子等，採保守且可溯源之取值；必要時以非線性或動態模擬補強(如有限體積法評估)。嚴謹確認 EPRI MOV PPM/JOG 方法之適用與前提 (閥內部狀態、尺寸、公差、材質、溫度)；對高溫、生水、非常規配置等弱勢場景，增設保守系數與實體檢查 (內部尺寸複核、拆解檢查)。將同時作用負載 (運轉+地震/水錘/熱膨脹) 納入設計評估；對載荷施加速率與載荷敏感行為，提出試驗或等效證明。

3. 試驗、資料與接受標準

靜態與動態測試互為驗證，但不可以靜態結果替代動態需求。對診斷設備 (含安裝、校準、覆蓋全行程) 與熱過載裝置，建立週期性功能確認；

對單次異常值、臨界值超越、或邊界條件不足，必須觸發原因分析與補測。另亦針對推力/扭矩、電機電流/功率、環境條件、磨耗與維護紀錄，支援趨勢化與評估再精進。

4. 維護、訓練與持續改進

對潤滑、密封、齒輪箱/軸承磨耗設定狀態基準，加強對 MOV/AOV/HOV/SOV 差異化趨勢與限制條件之認知。持續 JOG/EPRI 研析最新資料與經驗，提升國內電廠在相關維護議題上之量能。

IN 2021-01 與補充文件的核心訊息是：POV 的安全功能保證必須以工程證據為中心，連結程式(EPRI PPM)、分析模擬、診斷測試與維護經驗的整合。方可在非常規負載與老化不確定性因素下，維持機組之設計安全邊界與運轉韌性。最後，表二-1 提供了 NRC Information Notice 2021-01 與 Supplement 1 比較表供參。

表二-1 NRC Information Notice 2021-01 與 Supplement 1 之比較

項目	2021-01 初版 (IN 2021-01, 2021/05/06)	2023 補充文件 (IN 2021-01, Supplement 1, 2023/07/24)	差異與重點
文件目的	傳達 NRC 在視察核電廠動力操作閥 (POV) 設計基準能力時的初步經驗教訓。提醒持照業主注意在 IST 計畫與設計基準能力驗證上的缺失。	提供完整檢查經驗教訓清單，彙整 NRC 檢查計畫 71111.21N.02 (2020-2022) 所發現的問題。	初版偏向「提醒」，補充文件偏向「總結」與「清單化」成果。
主要背景	NRC 正在執行 Inspection Procedure 71111.21N.02，針對風險重要性 POV 的可靠性、功能能力與設計基準能力進行視察。	視察已於 2022 年底完成，並在業界會議中報告，但業界要求 NRC 儘快公開完整教訓清單，因此發布 Supplement 1。	補充文件屬於「檢查完成後的回饋」。

檢查 焦點	- 是否所有安全相關閥門已 納入 IST 計畫。 - 驅動器能 力是否正確計算。 - 是否使 用正確參數 (摩擦係數、閥 門因子等)。	重申並細化這些焦點，列出更 多「未充分執行」的細節，例 如： - 未採用閥門專屬因子。 - 未考慮地震載荷與正常載荷 同時作用。 - 缺乏驗證載荷速 率與動態行為的數據。	補充文件將 初版的概述 具體化，提 供更詳細案 例。
NRC 對持 照業 主的 訊息	建議持照業主「審視此資訊 是否適用於自身設施，並視 情況採取措施」。	再次強調建議，並提示持照業 主應使用補充文件中的完整清 單進行自我檢討與改善。	提高適用性 與明確性。
具體 問題 舉例	(初版僅概述)- IST 範圍不完 整 - 計算需求低估 - 驅動器 能力未驗證	(補充文件詳細列舉)- 部分閥 門遺漏於 IST 範圍 - 驅動器 能力計算忽略摩擦與溫度降額 因子 - 未採用專屬閥門因子 - 未考慮疊加载荷 - 缺乏試驗數 據驗證假設	補充文件更 全面，點出 多個明確的 「教訓」。
文件 性質	屬於 NRC 資訊通告 (Information Notice)，無直接 強制效力，但具警示與經驗 傳達功能。	同樣為資訊通告的延伸，但因 檢查完成，內容更完整，可視 為「最終教訓總結」。	補充文件讓 初版不再只 是提醒，而 是行業性總 結。

參考資料

- [1] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Lessons Learned from NRC Inspections of Design-Basis Capability of Power-Operated Valves at Nuclear Power Plants. NRC Information Notice 2021-01, Washington, DC, USA, 2021. ADAMS Accession No. ML21061A265.
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Lessons Learned from NRC Inspections of Design-Basis Capability of Power-Operated Valves at Nuclear Power Plants (Supplement 1). NRC Information Notice 2021-01, Supplement 1, Washington, DC, USA, 2023. ADAMS Accession No. ML23129A014.
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves. Generic Letter 96-05, Washington, DC, USA, 1996.
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance. Generic Letter 89-10, Washington, DC, USA, 1989.
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Safety Evaluation Report on the EPRI MOV Performance Prediction Program. Washington, DC, USA, 1996. ADAMS Accession No. ML15142A761.
- [6] MPR Associates, Inc. Joint Owners Group (JOG) Motor-Operated Valve Periodic Verification Program Summary. MPR-2524-A, prepared for JOG, Alexandria, VA, USA, 2006. ADAMS Accession No. ML063490194.
- [7] Electric Power Research Institute (EPRI). EPRI MOV Performance Prediction Program, Revision 2. TR-103237, Palo Alto, CA, USA, 1997.
- [8] American Society of Mechanical Engineers (ASME). Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants, Division 1, OM Code: Section IST, 2009 Edition. ASME, New York, NY, USA, 2009.
- [9] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Guidelines for Inservice Testing of Nuclear Power Plant Check Valves, NUREG-1482, Revision 3. Washington, DC, USA, 2019.
- [10] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Motor-Operated Valve Actuator Motor Failures and Related Potential for Increased Thrust or Torque. NRC Information Notice

92-83, Washington, DC, USA, 1992.

- [11] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Anchor/Darling Double-Disc Gate Valve Wedge Separation. NRC Information Notice 2017-03, Washington, DC, USA, 2017.
- [12] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Guidelines for Inservice Testing of Nuclear Power Plant Check Valves. NUREG-1482, Revision 3. Washington, DC, USA, 2019.
- [13] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Inspection of the Design-Basis Capability of Risk-Significant Power-Operated Valves. Inspection Procedure 71111.21N.02, Washington, DC, USA, 2020.
- [14] National Electrical Manufacturers Association (NEMA). Motors and Generators—Medium Voltage Induction Motors. NEMA Standard MV 1, Rosslyn, VA, USA, 2018.
- [15] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Motor-Operated Valve Inoperable Due to Stem-Disc Separation. NRC Information Notice 2012-14, Washington, DC, USA, 2012.
- [16] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Inservice Testing of Safety-Related Power-Operated Valves Under Design Basis Conditions. NRC Inspection Findings and Associated Evaluations, Washington, DC, USA, 2019 – 2021.
- [17] Electric Power Research Institute (EPRI). Application Guide for Motor-Operated Valves in Nuclear Power Plants, Volume 1, Revision 1: Gate and Globe Valves. EPRI Report 1008000, Palo Alto, CA, USA, 2004.
- [18] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). Potential Battery Voltage Degradation Affecting DC Motor-Operated Valves. Regulatory Issue Summary (RIS) 2001-015, Washington, DC, USA, 2001.