

核能儀控系統零組件檢證與驗證技術

Dedication and Qualification Technology for the Components of Nuclear Instrumentation and Control System

徐耀東、王灝、姜欣辰、柯學超、涂家瑋

Yao-Tung Hsu, Hao Wang, Hsin-Chen Chiang, Hsueh-Chao Ko, Chia-Wei Tu

311 日本福島事故後，核電廠的運轉安全成為全球關心的焦點。核電廠若要能安全運轉，定期維護檢修與更換零組件是不可或缺的一環。因應核能零組件製造廠商日益減少，核能同級品便扮演了重要的替補角色，以維持核能電廠安全運轉。本文由核能電廠儀控系統設計與老化管理切入，介紹我國的核能同級品檢證與驗證制度，並以實際案例帶領讀者進一步瞭解檢證與驗證所使用的作業方法、流程與規範標準。

Since 311 Fukushima nuclear accidents, this nuclear disaster put the operation safety of the nuclear power plant in the spotlight around the world. The periodic maintenance, inspection and component replacement are key factors to keep the nuclear power plant operating safely. Due to decrease of the manufacturers of the nuclear components, the dedicated commercial-grade item to be used as substitute becomes very important to maintaining the plant safety operation. This report describes the nuclear instrumentation and control system design and its aging management, and then to discuss the nuclear commercial-grade item dedication and qualification system in Taiwan. Furthermore, the cases study to provide the application of the methodology, procedures, and the code and standards used in dedication and qualification process.

一、前言

核電廠的運轉安全主要為防止或減少輻射物質之釋放或擴散，以確保反應器運轉人員及一般民眾之安全。為達此目的，在系統之設計、製造、測試、運轉與維護等各階段都有嚴格的品質要求。核電廠儀控系統就像是人類的大腦，扮演著運轉安全的關鍵角色。依據核能法規，其對安全之重要程度，概分為對安全有影響者及對安全無影響者兩大類。所謂重要安全儀控系統，其定義為核反應器

設計基準事件發生時，確保 (1) 反應器冷卻水壓力邊界之完整性；(2) 反應器停機並處於安全停機狀況；(3) 放射性物質外洩量不超出法規限值，所需之儀控系統。

在設計儀控系統時，首先必須要考量其完整性，無論在正常或異常的運轉情況下均必須能執行安全功能，一旦由自動或手動啟動後，不能中途停止。除了某些反應時間充裕之保護動作允許只用手動控制外，所有保護動作應能自動啟動及自動控制。

為了確保安全儀控系統的品質，其零組件之設計、製造、安裝、測試、運轉及維護，都需遵行核能管制單位核可之品保計畫方案，並利用型式測試 (type test)、運轉經驗、分析或以上三種方法之組合執行驗證。核能零組件驗證主要有環境測試及地震測試兩大部分，其中，環境測試主要在溫度與壓力、輻射環境、操作週期等因素下進行浸水、化學噴灑、老化及電磁干擾等測試；地震測試主要是驗證於發生安全停機地震 (Safe Shutdown Earthquake, SSE) 時，核能零組件仍能發揮其功能。

目前運轉中的核電廠儀控系統均使用二十多年，隨著電子工業之進展，許多現有的類比系統原廠備品已經停產，無法取得，因此有必要進行核能零組件老化管理、更新或改善其儀控系統，以確保核電廠儀控性能及可靠度。

二、核電廠儀控零組件老化管理

核電廠儀控系統在運轉期間偶而會產生零組件失效的情況，其失效之原因除了本身功能瑕疵外，另一重要因素為零組件經歷許多老化環境，包括溫度、溼度和輻射等，當零組件處在這些老化環境中一段時間，零組件劣化 (degradation) 現象將會產生，並對其電氣特性或材料之物理特性造成改變。老化現象的發生對敏感性零組件的影響特別顯著，特別在嚴酷環境 (harsh environment) 下，可能加速零組件功能劣化。就儀控零組件而言，常使用許多電子元件，包含電阻、電容、二極體及積體電路等，此類元件通常作為信號傳遞及其他設定，當其處於高溫、高溼等嚴酷環境時，可能造成儀控零組件設定點飄移 (set-point drift) 或傳遞訊號產生誤差等，進而影響儀控系統的安全功能。

儀控零組件的老化使得許多安全相關系統之運轉與維護面臨極大的挑戰，由於安全相關系統在確保核電廠運轉安全和成本效益上佔有重要地位，因此零組件老化問題的解決與監控已變得日益重要。目前國內運轉中之核電廠，其安全相關儀控零組件維護均面臨老化與淘汰兩項根本問題。一般而言，老化是因儀控零組件之電氣特性隨時間改變，而淘汰是因儀控零組件之原始製造商已不生產且無法提供備品及後續維修服務。依據我國核能管制法規要

求，這些安全相關儀控零組件必須依據美國聯邦法規 10 CFR 50 Appendix B⁽¹⁾ 品保要求製造，並通過嚴謹的驗證程序才能使用。

三、核能零組件檢證與驗證

1. 檢證與驗證制度

我國現有核電廠均購自美國，為能持續維持正常及安全的營運，其間更換之零組件絕大部分會仰賴原廠進口備品。依據美國核能管制委員會 (United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC) 規定，核電廠之核能安全相關 (safety related) 營運作業必須符合 10 CFR 50 Appendix B 之品質保證要求。而 1975 年後，美國核能工業日趨式微，新核電廠之興建停滯不前，核能零組件製造及供應商日趨減少，美國各核電廠因應安全營運需求，確保核能級零組件備品的品質，乃採購商業級零組件，經特定檢證 (dedication) 程序，證實其特性與原核能級零組件之關鍵功能及品質相當，檢證合格 (稱為核能同級品零組件) 後，以替代原核能級產品使用。美國聯邦法規 10 CFR 21.3⁽²⁾ 定義基本組件 (basic component)，即核能級零組件以符合 10 CFR 50 Appendix B 之品保方案下設計與製造，或以商業級零組件檢證合格，且所有檢證程序都必須符合 10 CFR 50 Appendix B 之要求。

依據我國「核子反應設施管制法」⁽³⁾，國內核電廠若使用檢證品應用於安全相關系統，須經原子能委員會核准。除此之外，檢證程序須依據「核能同級品零組件檢證作業及檢證機構認可管理辦法」⁽⁴⁾ 執行相關作業，且檢證品必須符合 10 CFR 21.3 所定義之基本組件。另外，零組件驗證需依據現有營運執照基準，並引用 IEEE Std. 323⁽⁵⁾ 和 IEEE Std. 344⁽⁶⁾ 執行驗證測試。

2. 檢證作業

檢證是指「經過技術評估與允收程序，以證實商業級零組件之特性與核能級零組件關鍵特性相當的程序」，核研所檢證中心檢證作業程序依據美國電力研究所 (Electric Power Research Institute, EPRI) NP-5652⁽⁷⁾，包括技術評估和允收準則，如圖 1 所示。

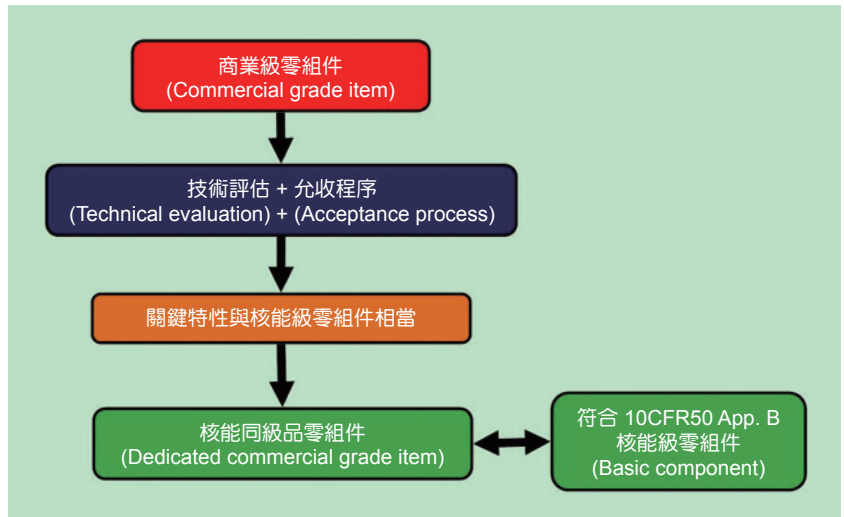


圖 1. 核能同級品零組件檢證作業程序。

(1) 技術評估

技術評估是依據核能級零組件功能要求，訂定關鍵特性與允收準則，並確認其相關之需求均詳列於採購文件中之評估過程，如圖 2，必須確認替換之檢證品是否與核能電廠原用零組件相同或相當。其中關鍵特性是指零組件之重要設計、材料及功能特性，可經由檢驗、測試及分析等方式之確認，以對其能執行預期之安全功能提供合理之保證；允收準則是依據其預期安全功能要求下，所訂定之檢證合格標準。

技術評估需明確訂定該零組件之關鍵特性，而且可鑑別和可量測，以提供合理的保證。在評估時可能碰到的零組件有三種情況，一為對等更換；

二為替代更換；三則為首次的新需求 (如工程新增或修改)。倘若為第一種方式，僅需執行最少的評估，即可做為允收方法，但後續供應商可能無法提供對等更換的適當文件作為評估依據，為了謹慎起見，當執行技術評估時，通常保守假設為替代更換，以避免管制單位對檢證作業方式產生疑慮。依據 EPRI NP-6406 規範，進行下列評估：

- ① 確定零組件背景、安全等級及適用規範。
- ② 分析失效模式對零組件安全功能之影響。
- ③ 依據失效模式對系統安全之影響，決定零組件之關鍵特性及測試計畫，並評估對系統、設備及組件之監測、營運期間檢測或測試計畫之影響。

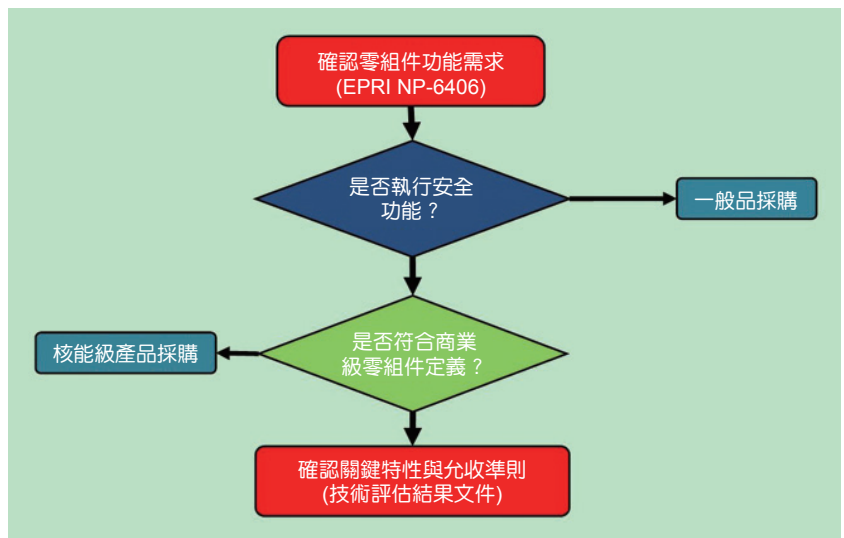


圖 2. 核能同級品零組件檢證技術評估。

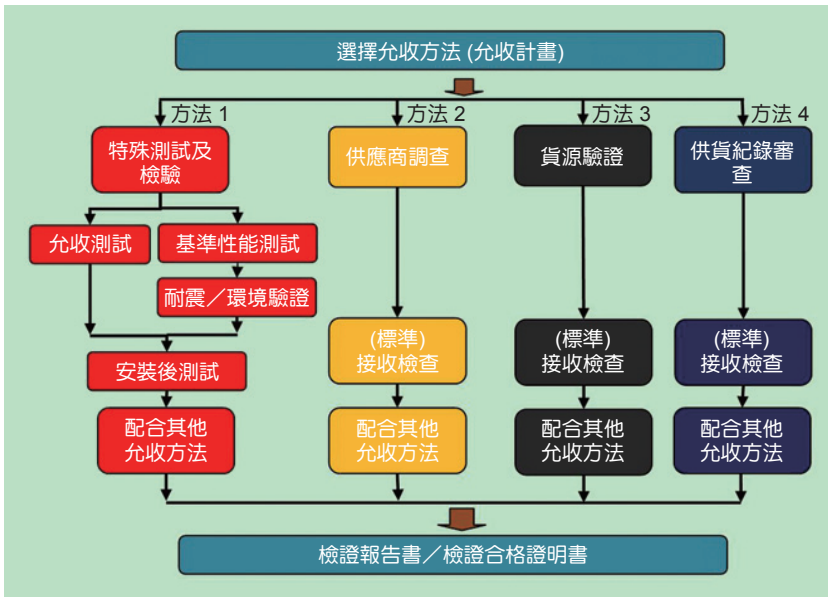


圖 3. 核能同級品零組件檢證允收程序。

- ④ 依據技術評估結果，評定符合採購需求規格及允收準則之條件。
- ⑤ 評估耐震和環境驗證測試納入檢證作業之關聯性。

(2) 允收程序

允收程序為選擇驗證關鍵特性及允收準則的方法，依據 EPRI NP-5652 所述，有「特殊測試及檢驗」、「供應商調查」、「貨源驗證」與「供貨紀錄審查」四種方法，如圖 3。每一種關鍵特性都需訂出其允收準則和允收方法，並清楚地呈現在檢證的計畫書中。

如果製造廠家相關技術數據資料取得與檢測設備建置方便，則採取方法 1 之「特殊測試及檢驗」作為允收方法，如電氣元件之熔絲、斷路器等。而方法 3 之「貨源驗證」則被用於如零組件結構複雜，檢測設備和程序礙於實驗室空間無法建置完成，如機械組件之大型閥類、泵浦與馬達等。倘若前述的兩方法無法被採用，則採用方法 2 和方法 4。

3. 耐震驗證

耐震驗證是評估零組件對地震之耐受能力，即是否能於地震後維持正常運作，以確保系統能夠在強震後安全地停止運轉。而耐震驗證可分為以下二種：

(1) 安全停機地震

根據地質、地震及地層特性，在結構物周圍所可能發生的最大地震稱之。為能確保地震導致之地表震動不致影響建物安全使用或電廠設備安全關機，一般 SSE 允許機件功能受損，但結構或建物應安全無虞。超過 SSE 時，必須關機停止使用，待檢查無安全顧慮時，方可再度開機使用。

(2) 運轉基準地震

實務上運轉基準地震 (operating basic earthquake, OBE) 一般取 SSE 的 50% 或 50% 以上。係指電廠在運轉期間所可能遭受的地震而影響電廠之正常運轉者。發生頻率約每 25 年一次。

目前耐震驗證均參照 IEEE Std. 344 導則，其中耐震驗證之方式可分成四類，① 以分析之方式預測受測設備在地震中之性能表現；② 在設定的地震條件下對受測設備進行測試；③ 對受測設備同時施以耐震測試與分析；④ 以過往的經驗數據來驗證受測設備。以下將介紹實驗室之地震測試設備，並就分析及測試方法說明。

核研所耐震實驗室之設備為相依式雙軸向地震平台，驅動器運動方向為水平仰角 45 度，可同時執行水平向及垂直向之耐震測試；驅動器軸向有效衝程為 ± 8.5 吋。測試時乃先於地震平台上安裝預先配合受測件所製作之夾具，接著將受測件與監測

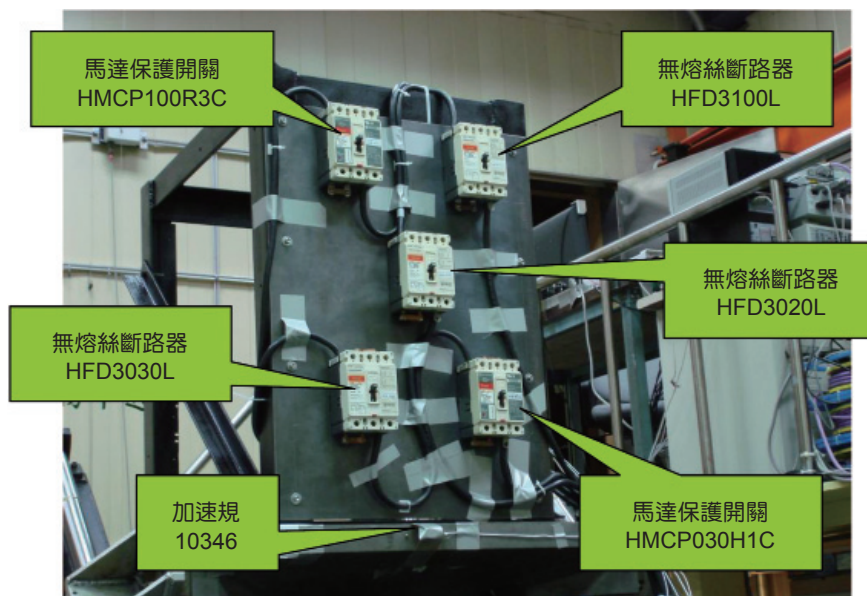


圖 4. 測試件與加速規安裝圖。

設備連接並裝置於夾具後開始進行測試。測試時需考慮正、負極性之地震波輸入，以完成水平向及垂直向之耐震測試。依據測試程序，測試過程需搜尋出一個共振頻率、五個合格 OBE 測試與一個合格 SSE 測試。測試過程之前、中、後必須同時監測受測件之功能是否正常，及結構是否維持完整性。

以無熔絲斷路器與馬達保護開關耐震測試⁽⁸⁾為例，測試時設備均以螺栓安裝於夾具上，而夾具則固定於地震平台，測試時並使用加速規量測訊號，如圖 4 所示。接著進行共振頻率搜尋，結果顯示於 33.7 Hz 與 34.8 Hz 頻率處有共振現象發生，為夾具兩水平方向振動模態之自然頻率。

進行耐震測試前，需先建立需求反應譜 (required response spectrum, RRS)。依據電廠聯合廠房不同之高程 (-0.83 呎、17.33 呎、39.83 呎與 67.33 呎) 分別建立水平與垂直向樓板反應譜，其中 SSE 需求反應譜為 OBE 需求反應譜的 2 倍，採用阻尼比為 5% 之反應譜，並將合併樓板反應譜 4 Hz 以上頻率範圍之 OBE、SSE 反應譜放大 4.5 倍。各反應譜之建立如圖 5 所示，圖中藍線為本次 SSE 測試的 RRS，紅線為本次 OBE 測試的 RRS。

OBE 與 SSE 之測試步驟相同，測試前先執行 self-check，以求得振動平台合適之轉換函數 hinv function，1st test 先以 side to side 方向進行測試，隨後將測試之無熔絲斷路器、馬達保護開關與夾

具逆時鐘轉 90 度做 front to back 方向之測試；2nd test 先以 front to back 方向進行測試，隨後將測試之無熔絲斷路器、馬達保護開關與夾具順時鐘轉 90 度做 side to side 方向之測試。滿足測試反應譜 (test response spectrum, TRS) 大於 RRS 之耐震測試要求者為有效測試，依規定 OBE 須有五次有效測試，而 SSE 須有一次有效測試。結果顯示，無熔絲斷路器及馬達保護開關於前述所執行之有效測試

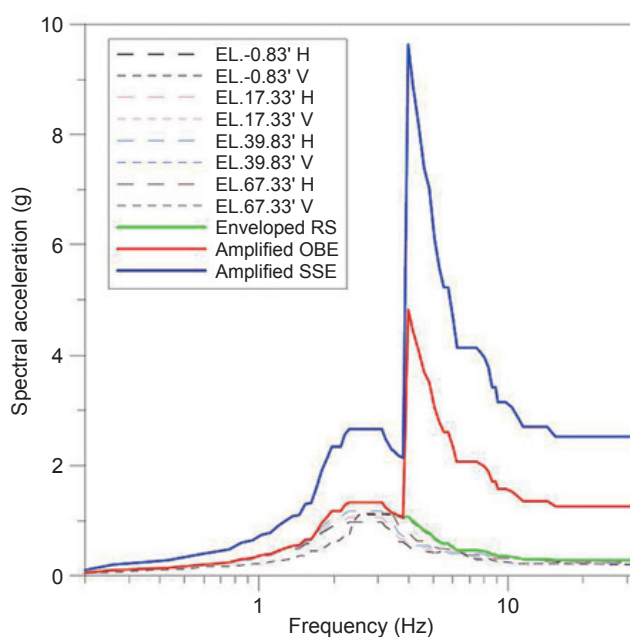


圖 5. 需求反應譜之建立。

均達測試標準，且測試件在外觀與結構上保持完整，無變形和損壞的情形發生。

4. 環境驗證

核能零組件環境驗證包括輻射測試、熱老化測試及設計基準事故環境測試，以確保零組件使用期間能執行預期功能，尤其是在事故發生時，能執行安全停機所需功能。輻射測試乃是將受測零組件送至輻射照射場，使零組件承受其使用年限之最大累積輻射劑量後，檢視其材質、功能等是否正常。熱老化測試則是藉由老化爐提供高溫的環境，利用人工方式加速零組件老化，以評估該零組件可能之使用壽命。設計基準事故環境測試(即嚴酷環境測試)是將具有高溫、高壓之過熱蒸汽，引入零組件所處之壓力容器中，使零組件遭受突如其來的高溫、高壓、高濕環境轉變，以驗證其對嚴酷環境之耐受性，同時確認零組件是否仍能正常運轉。

除熱與輻射老化以外，某些設備須驗證機械性的操作老化，此處以無熔絲斷路器及馬達保護開關環境驗證⁽⁹⁾為例說明。由於此批零組件將安裝於核電廠內之嚴酷環境，故於此批零組件中挑選一件做為犧牲件，並依照下列順序執行測試：輻射老化、熱老化及操作老化。輻射老化測試以 γ 射線對測試件照射，總劑量為 2×10^5 rads。而熱老化測試則依照 CNS 14166 第 6.3.3 節所述之方法執行，測試照片如圖 6 所示。

測試方法為先將老化爐溫度設定為 120°C ，並確保至少每小時有一次以上的換氣率後，將測試件置入空氣循環之老化爐中加溫，而測試件不得與老化爐內壁接觸，且測試件與測試件之間亦不得彼



圖 6. 無熔絲斷路器熱老化測試照片。

此接觸。設備執行測試前、輻射老化後及熱老化後的圖片如圖 7 所示。由圖可知，輻射前後斷路器之外觀並無太大差異，而熱老化後則明顯轉黃。

最後預估 20 年內斷路器可能發生之操作次數，作為操作老化測試之基準。將測試件放置於斷路器自動開關機，使之在 ON 與 OFF 之間來回跳脫，於全負載時執行 6000 次，無負載時執行 4000 次，每分鐘跳脫不超過 6 次。

環境驗證完成後，應檢查測試件是否有機械損傷及劣化現象，並執行跳脫重置機構測試、手動跳脫測試、耐電壓測試、額定電流測試及跳脫測試等。經環境及耐震驗證後，性能測試結果仍能符合允收準則，可證明無熔絲斷路器及馬達保護開關在正常操作下可具有 20 年壽命。

綜合以上測試項目，可了解一般對於零組件執行環境驗證時所需測試之項目，同時從測試結果得到零組件之預期使用壽命及事故後功能評估。



圖 7. 無熔絲斷路器測試前、輻射與熱老化後外觀比較圖。

表 1.
EMI 測試規範
比較。

測試規範	MIL-STD-461E		IEC 61000-6-4	
測試目的	方法	測試範圍	方法	測試範圍
CE (Conducted emissions)	CE101 CE102	低頻：30 Hz－10 kHz 高頻：10 kHz－2 MHz	CISPR 11	高頻：150 kHz－30 MHz
RE (Radiated emissions)	RE101 RE102	磁場：30 Hz－100 kHz 電場：2 MHz－1 GHz		電場：30 MHz－1 GHz

5. 電磁相容

目前國內核電廠有關電磁相容 (electromagnetic compatibility, EMC) 問題的評估與測試，基本上是依據 USNRC 於 2003 年十月所發布的法規指引 (regulatory guide, RG) RG-1.180⁽¹⁰⁾ 第 1 版，提供核電廠一套可用於安全相關設備 EMC 測試的規則。RG-1.180 認為，用於非安全相關儀控系統的 EMC 實施辦法，應該與安全相關儀控系統保持同樣高的標準。此外，RG-1.180 指出，除了對安全相關儀控設備執行 EMC 認證測試外，還應該考慮安全相關儀控設備安裝點的電磁環境，並識別能夠產生影響的電磁干擾 (electromagnetic interference, EMI)／射頻干擾 (radio frequency interference, RFI) 源。

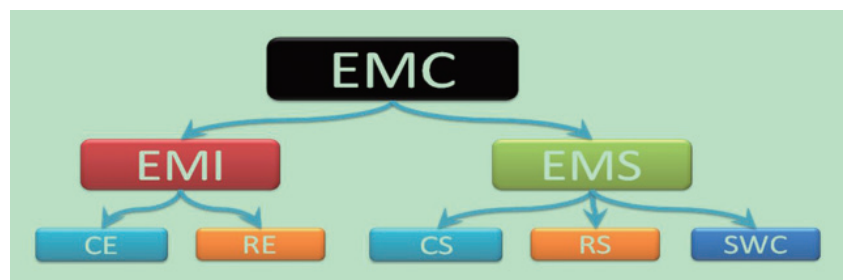
在測試內容方面，電磁相容主要可以分為兩個主要的區塊：(1) 電磁干擾 (EMI)；(2) 電磁耐受度 (electromagnetic sensibility, EMS)。其中 EMI 可細分為傳導發射 (conducted emissions, CE) 與輻射發射 (radiated emissions, RE)；EMS 除了傳導耐受度 (conducted susceptibility, CS) 與輻射耐受度 (radiated susceptibility, RS) 之外，還有突波耐受能力 (surge withstand capability, SWC) 等耐受度測試項目，其不同項目之關聯性可參考圖 8 所示。

RG-1.180 中對 EMI 建議了兩種測試方法，分別依據 MIL-STD-461E⁽¹¹⁾ 和 IEC 61000-6-4⁽¹²⁾ 兩種規範，詳細測試範圍與相應測試方法可參考表 1。由表 1 中可以了解 IEC 61000-6-4 的測試方法較 MIL-STD-461E 缺少了低頻傳導發射、低頻輻射發射以及高頻傳導發射中 10 kHz－150 kHz 的區段，也因此 USNRC 建議 IEC 的測試方法需要在系統擁有電源品質控管與隔離磁場敏感設備的前提下才能使用。

USNRC 建議的測試方法是根據 MIL-STD-461E 來執行測試，然而當我們評估系統擁有電源品質控管 (power quality control) 時，我們可以不執行 CE101 與 CE102 的 10 kHz－450 kHz 頻段，此時，CE 測試能夠符合 IEC 61000-6-4 的規範。而當我們能夠確認所有磁場敏感設備均被隔離的前提下，我們可以不執行 RE101，此時 RE 測試能夠符合 IEC 61000-6-4 的規範。但是，USNRC 在這裡特別強調，我們不能夠混用不同規範的測試方法來完成 EMC 測試，因此測試方法選擇可以參考圖 9。

RG-1.180 中對電磁耐受度建議了兩種選擇，分別依據 MIL-STD-461E 和 IEC 61000-4-4 兩種規範。EMS 主要為三類測試：傳導耐受度 (CS)、輻射耐受度 (RS) 與突波耐受能力 (SWC)。其中，CS

圖 8.
EMC 測試關聯性。



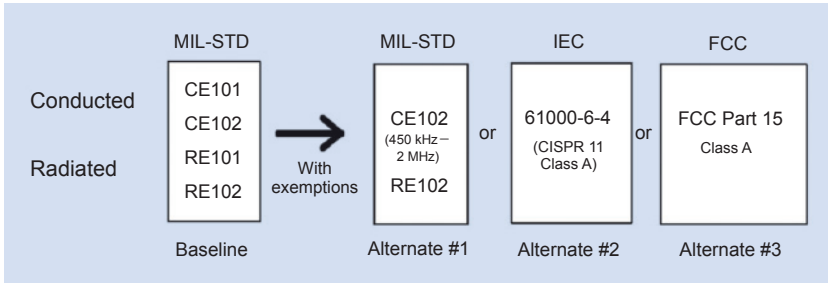


圖 9. EMI 測試方法選擇。

測試系列中還可再細分為兩類：針對電源線的測試與針對信號線的測試。CS 與 RS 的詳細對應測試項目可參考表 2。

電源端的 CS 測試中，CS101 測試可確保設備及支系統的電源線在頻率範圍 30 Hz – 150 kHz 不易受 EMI/RFI 源之干擾，而 CS114 測試係模擬因天線發射傳輸所產生 EMI/RFI 源干擾電流注入設備及支系統的導線。

CS 測試中，須注意所列之測試承受位準 (withstand level) 是依據訊號線安裝位置及暴露於干擾環境的程度而定，大部分訊號線之安裝位置屬低暴露等級，安全相關儀控系統之訊號線若安裝位置為中暴露電磁突波環境，則測試耐受位準值需提高為 2 倍。

RS 測試中，RS101 測試為確保設備及支系統不受低頻範圍 30 Hz – 100 kHz 的輻射型磁場干擾。若設備確認不會被安裝在有非常強的磁場環境，如陰極射線管、馬達、帶具有高電流之 cable bundles 環境並依照法規指引所引用之限制措施，則此測試可免除而不需執行。而 RS103 測試為確保設備及支系統不受高頻範圍 30 MHz – 1 GHz 的輻射型電場干擾，此測試亦適用在高於 1 GHz 頻率，適用準則說明如 RG-1.180 法規立場 Position 6。測試限值為 rms 的電場位準 10 V/m (rms) 或 140 dB·μV/m。

RG-1.180 中建議的 SWC 測試，主要是引用 IEEE Std. C62.41-1991(reaffirmed in 1995)⁽¹³⁾ 定出一套可掌控大小及代表基準的突波／雷擊環境的電力

表 2. EMS 測試規範比較 (CS/RS)。

測試規範	MIL-STD-461E		61000-4	
	方法	測試範圍	方法	測試範圍
電源線 傳導耐受度 Conducted susceptibility	CS101	低頻：30 Hz – 150 kHz	IEC 61000-4-6	disturbances induced by radio-frequency fields
	CS114	高頻：10 kHz – 30 MHz	IEC 61000-4-13	低頻：16 Hz to 2.4 kHz
			IEC 61000-4-16	低頻：15 Hz to 150 kHz
信號線 傳導耐受度 Conducted susceptibility	CS114	高頻：10 kHz – 30 MHz	IEC 61000-4-4	electrically fast transients/bursts
	CS115	bulk cable injection impulse excitation	IEC 61000-4-5	surges
	CS116	Damped sinusoidal transients 10 kHz to 100 MHz	IEC 61000-4-6	disturbances induced by radio-frequency fields
			IEC 61000-4-12	100 kHz ring wave
			IEC 61000-4-16	低頻：15 Hz to 150 kHz
輻射耐受度 Radiated susceptibility	RS101	30 Hz – 100 kHz	IEC 61000-4-8	50 Hz and 60 Hz
	RS103	30 MHz – 1 GHz	IEC 61000-4-9	50/60 Hz to 50 kHz
			IEC 61000-4-10	100 kHz and 1 MHz
			IEC 61000-4-3	26 MHz to 1 GHz

表 3.
IEEE C62.41-1991 電力
突波波形 (power surge
waveforms)。

波形 Waveform	上升時間 Rise time	持續時間 Duration	IEC 測試方法
電氣快速瞬態 EFT	5 ns	50 ns	IEC 61000-4-4
組合波 Combination Wave	1.2 μ s	50 μ s	IEC 61000-4-5
	8 μ s	20 μ s	
振盪波 Ring Wave	0.5 μ s	100 kHz ringing	IEC 61000-4-12

突波／雷擊測試波形。而 IEEE Std. C62.45-1992⁽¹⁴⁾ 述明在執行電力突波／雷擊測試時相關的測試方法及使用之儀器，在核能電廠會發生電力突波／雷擊的典型環境。SWC 的詳細對應測試項目可參考表 3。

6. 軟體驗證

軟體驗證作業之目的在於確保軟體發展程序與軟體產品的品質符合各項核能法規與標準要求。軟體驗證工作分為兩類：軟體檢證作業及軟體驗證與確認 (verification and validation, V&V) 作業。

如商業級數位化設備之軟體欲作為核能安全相關應用，其軟體已發展完成並應用在其他設施，或從供應商產品目錄中可獲得的話，則需執行軟體檢證作業，以確保已發展完之軟體品質符合核能級品質之要求。如商業級數位化設備之軟體欲作為核能安全相關應用，並針對核能設施規格重新計與發展的話，則於軟體發展過程中，需執行軟體驗證與確認工作，以確保軟體的品質符合核能級品質要求。驗證工作 (verification) 為決定軟體各發展過程之階段性產出是否確實符合其前一階段產出之活動，而確認工作 (validation) 為決定軟體發展過程的最終產品之功能與特性，是否確實符合事先定義之需求與規格的活動。

不論是執行軟體檢證或是軟體驗證與確認工作，其目的在於對軟體產品發展生命週期做一個客觀評估。軟體發展之生命週期依序為需求階段、設計階段、實作階段與測試階段等四個階段。

需求階段為軟體設計單位提出軟體所包含之功能需求，主要文件為軟體需求規格書 (software requirement specification, SRS)。設計階段為提出軟

體實際之設計方式與設計功能，主要文件為軟體設計規格書 (basic of design description, BODD)。實作階段為軟體設計單位實際設計之軟體本體，即為軟體之原始碼 (source code)，其文件之形式依不同的軟體設計單位與編碼方式／語言有所不同。測試階段則為實際測試所有之設計功能是否能正常運作，主要文件即為接收測試報告書。各階段驗證之目的在於驗證系統需求規格文件是否充分地將軟體設計單位的需求用明確的文字表達出來，內容是否符合雙方簽訂的計畫委託合約，並明確地分析整個系統架構，使其能以有層次的方式清楚表達，對於發展的人力、時程及環境應有充分的評估，訂定之規格應可被測試，同時兼顧維護性。

四、結論

本文介紹了國內核能儀控組件檢證與驗證制度，探討所需遵循的法規標準，並以實例說明，揭開核能級產品的神秘面紗。核研所已累積了近二十年的實務經驗，希望有興趣的公司或個人能共襄盛舉，以突破國外長期壟斷局面，為國內產業界找尋新出路。

誌謝

感謝台電與核電廠長期支持核能關鍵零組件國產化政策，特別是當時核三廠施弘基廠長的大力支持與鼓勵，對國內在建立關鍵零組件本土化的工作上有很大的貢獻。

參考文獻

1. 10CFR50 Appendix B, *Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants* (1988).
2. 10CFR21, *Reporting of the Defects and Noncompliance* (2002).
3. 原子能委員會, 核子反應設施管制法 (2003. 1. 15).
4. 原子能委員會, 核能同級品零組件檢證作業及檢證機構認可管理辦法 (2008. 10. 23).
5. IEEE Std. 323, *IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations* (1974).
6. IEEE Std-344, *IEEE Recommended Practice for Seismic Qualification for Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations* (2004).
7. EPRI NP-5652, *Guideline for the Utilization of Commercial Grade Items in Nuclear Safety Related Applications* (1988).
8. 核能研究所地震平台測試實驗室, 台灣電力公司核能一廠西屋馬達控制盤 (MCC) 無熔絲斷路器及馬達保護開關耐震測試報告 (2009.8).
9. 核能研究所, 臺灣電力公司核一廠西屋馬達控制盤 (MCC) 無熔絲斷路器及馬達保護開關檢證報告書 (2010.7.6).
10. USNRC R.G. 1.180, *Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems*, Rev.1 (2003).
11. MIL-STD-461E, *Requirements for the Control of Electromagnetic Interference Characteristics of Subsystem and Equipment* (1999).
12. IEC 61000-6-4, *Electromagnetic Compatibility (EMC)-Part 6-4: Generic Standards - Emission Standard for Industrial Environments*, 2nd edition (2006).
13. IEEE Std. C62.41-1991 (reaffirmed in 1995), *IEEE Recommended Practice on Surge Voltages in Low-Voltage AC Power Circuits* (1995).
14. IEEE C62.45, *IEEE Guide on Surge Testing for Equipment Connected to Low-Voltage AC Power Circuits* (1992).



徐耀東先生為國立清華大學工程與系統科學博士，現任原子能委員會核能研究所副研究員。

Yao-Tung Hsu received his Ph.D. in engineering and system science from National Tsing Hua University. He is currently an associate researcher in the Institute of Nuclear Energy Research Atomic Energy Council.



王灝小姐為元智大學電機工程學碩士，現任原子能委員會核能研究所助理工程師。

Hao Wang received her M.S. in electrical engineering from Yaun Ze University. She is currently an assistant engineer in the Institute of Nuclear Energy Research Atomic Energy Council.



姜欣辰小姐為國立中央大學電機工程學學士，現任原子能委員會核能研究所研究助理。

Hsin-Chen Chiang received her B.S. in electrical engineering from National Central University. She is currently an assistant researcher in the Institute of Nuclear Energy Research Atomic Energy Council.



柯學超先生為國防大學理工學院兵器系統工程學碩士，現任原子能委員會核能研究所助理工程師。

Hsueh-Chao Ko received his master in weapon system engineering from Chung Cheng Institute of Technology. He is currently an assistant engineer in Institute of Nuclear Energy Research Atomic Energy Council.



涂家瑋先生為國立成功大學航空太空工程學碩士，現任原子能委員會核能研究所助理研發師。

Chia-Wei Tu received his M.S. in aeronautics and astronautics from National Cheng Kung University. He is an assistant R&D engineer in the Institute of Nuclear Energy Research Atomic Energy Council.