

公務出國報告
(出國類別：訓練及國際會議)

赴美參加核電廠設備驗證技術相關訓練及
參加第 28 屆設備驗證技術研討會

服務機關：行政院原子能委員會

姓名職稱：郭獻棠技正

出國地區：美國

出國期間：105 年 11 月 12 日至 105 年 11 月 20 日

報告日期：106 年 3 月 27 日

摘要

為促進我國與核電先進國家之設備驗證技術與經驗交流，蒐集最新設備驗證管制相關議題資訊，作為行政院原子能委員會(以下簡稱本會)執行核電廠設備驗證相關審查、稽查及視察作業之參考，以精進我國核電廠安全管理能力，特參加本次第 28 屆設備驗證技術研討會(Equipment Qualification Technical Meeting, EQTM)。另於本次會議前，參加核能電廠設備驗證管制相關技術課程，研習阿瑞尼斯方法論(Arrhenius Methodology)於核能電廠安全重要設備環境驗證方面之應用，瞭解設備驗證壽命(Qualified Life)及加速熱老化相關之測試與分析評估方法，以精進核電廠安全重要設備環境驗證相關審查及視察能力。

本次出國過程及心得詳如報告內容所述，並建議如下：

1. 廣泛蒐集資料探究影響設備驗證壽命之因素與機制，嚴謹管控核電廠安全重要設備狀況監測及壽命分析評估作業：為確保核電廠安全重要結構、系統及組件之可用性及可靠性，建議本會除督促台電公司落實核電廠安全重要設備老化管理外，亦應持續蒐集研閱與設備老化相關之技術或研究報告資料，並適時納入核安管制人員訓練，增進本會視察員或審查人員對設備老化機制之瞭解，精進相關管制知識及經驗，提升安全審查及視察能力。
2. 充分瞭解阿瑞尼斯方法應用相關議題，嚴密管控核電廠安全重要設備熱老化分析評估作業：建議本會人員在執行核電廠安全重要設備熱老化分析評估相關之審查或視察作業時，需充分瞭解安全重要設備組件活化能之測試分析方法、影響因素與選用判定方式，注意熱重分析法(TGA)未獲美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, 以下簡稱 NRC)認可，以及注意阿瑞尼斯方法論用於事故劣化等價時間(Accident Degradation Equivalency, ADE)計算方面之限制，確認事故情境測試曲線覆蓋設計要求曲線。
3. 注意設備驗證管制相關趨勢及議題發展，強化我國核電廠管制作為：有關核電廠環境驗證方案視察部分，建議本會可蒐集 NRC 視察員訓練教材、視察程序書及視察報告，檢討納入相關視察程序書，規範環境驗證視察要項與指引，並比照 NRC 作法辦理視察員訓練及核電廠環境驗證專案視察。與設備驗證相關之管制法規與法規指引新增或修改、違規事項、經驗回饋、請願案、陳情案，以及核能同級品檢證管制作法、IEEE 標準符合性評估方案等，建議本會仍應持續注意追蹤並研討是否納入本會核安管制要求事項。

目 次

摘 要.....	i
一、目的.....	1
二、過程.....	2
(一)參加核電廠設備驗證技術相關訓練.....	2
(二)參加第 28 屆設備驗證技術研討會(EQTM).....	16
三、心得及建議.....	28
四、附件.....	31

一、目的

核電廠安全重要設備需經驗證合格符合相關規定，確認於正常運轉、預期運轉事件及假想設計基準事故環境下，仍能執行安全功能或不影響安全功能之達成，方可使用於核能電廠；本會並將核子設施設備驗證管制列入安全檢驗要項，以確保核電廠運轉安全。

查近年來美國 Curtiss-Wright 公司與核電設備驗證業者組織(Nuclear Utility Group on Equipment Qualification, NUGEQ)共同定期舉辦設備驗證技術研討會(Equipment Qualification Technical Meeting, 以下簡稱 EQTM)，以作為核電業者、研究機構及管制機關進行技術經驗交流及討論之平台。為促進我國與核電先進國家之設備驗證技術與經驗交流，蒐集最新設備驗證管制相關議題資訊，以作為本會執行核電廠設備驗證相關審查、稽查及視察作業之參考，精進我國核電廠安全管制能力，特參加本次第 28 屆 EQTM 會議。

另查今年第 28 屆 EQTM 會議前，主辦單位有開設核能電廠設備驗證管制相關技術課程 - 「The Theory and Application of Arrhenius Methodology in EQ Calculations」；由於阿瑞尼斯方法論(Arrhenius Methodology)已成為核電業者用於安全重要設備驗證壽命及加速熱老化之測試及分析評估工具，並為美國核安管制機關-NRC 認可，而為核電廠安全管制重要工具，特於本次會議前參加本次訓練課程，研習核能電廠設備驗證管制相關技術，以精進核電廠設備驗證相關審查、稽查及視察能力，確保核電廠運轉安全。

二、過程

本次出國實習及參加研討會係自 105 年 11 月 12 日起至 105 年 11 月 20 日止，共計 9 天，行程列表如下：

日期	到達地點	活動內容
105.11.12~105.11.13 (六)~(日)	台北→美國佛羅里達州清水市	去程
105.11.14~105.11.15 (一)~(二)	美國佛羅里達州清水市	參加核電廠設備驗證技術相關訓練：「The Theory and Application of Arrhenius Methodology in EQ Calculations」訓練課程
105.11.16~105.11.18 (三)~(五)	美國佛羅里達州清水市	參加第 28 屆設備驗證技術研討會(EQTM)
105.11.18(五)下午	美國佛羅里達州清水市→紐約	回程
105.11.19~105.11.20 (六)~(日)	紐約→台北	返國

(一)參加核電廠設備驗證技術相關訓練

本次出國係參加本屆EQTM會議前所舉辦之訓練課程-「設備驗證計算所用之阿瑞尼斯方法論之理論及應用(The Theory and Application of Arrhenius Methodology in EQ Calculations)」，該課程安排時間為12小時並由Curtiss-Wright公司講師-Rick Weinacht全程進行解說；參與學員大多為美國核電業者，亦有美國NRC及日本核電業者人員參加。本次上課方式除由講師口頭講解課程內容外，並有安排習題讓學員於課堂練習及討論。完成本次訓練課程後，主辦單位-Curtiss-Wright公司並發給學員進階設備驗證訓練證明(如附件二)。本次課程內容則包含「阿瑞尼斯方法概述(Arrhenius Method Overview)」、「活化能判定(Determination of Activation Energies)」、「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)應用」及其他要項，並分述如下：

1. 「阿瑞尼斯方法概述(Arrhenius Method Overview)」：

瑞典物理家及物理化學先驅者-阿瑞尼斯(Svante August Arrhenius)基於朋友-雅各布斯·亨里克斯·凡特荷夫(J.H. van' t Hoff)所提出之方程式，於1889年提出阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equation)，主張在特定溫度下，反應物(Reactants)必須先獲取最低能量，才會發生分子化學反應，並引入活化能(Activation Energy)觀

念，而導出初始阿瑞尼斯方程式(The Arrhenius Equation)如下：

$$k = Ae^{-E_a/k_B T}$$

其中 k 為反應率(Rate constant for the reaction)，代表每秒分子碰撞次數； A 為指數項前因子(Pre-exponential factor)，單位為 s^{-1} ； E_a 為活化能，單位為電子伏特(eV)； k_B 為波茲曼常數(Boltzmann constant)，單位為 eV/K ； T 則為絕對溫度，單位為K。當方程式兩邊取自然對數，則可藉由實驗數據得到 $\ln(k)$ 與 $1/T$ 間之線性方程式，其斜率可用於判定活化能，並可藉由實驗數據證明阿瑞尼斯理論。

本次課程講師提及於1948年時，有一位著名之電氣絕緣專家-Thomas W. Dakin於AIEE(American Institute of Electrical Engineers)期刊，發表一篇有關電氣絕緣劣化之論文。此論文除提出絕緣劣化之3種化學過程，建議可用阿瑞尼斯反應率方程式建立絕緣壽命與溫度間之關係(Life line)外，並認為在多種化學反應同時發生時，其物理特性之劣化與絕對溫度倒數間未必為一直線關係。Dakin理論在1950年代開始被整合成為AIEE標準及指引，而AIEE於1963年與IRE(The Institute of Radio Engineers)合併成電機電子工程師學會(The Institute of Electrical and Electronics Engineers,以下簡稱IEEE)；阿瑞尼斯理論也因此於1970年代中期被引用入IEEE或其他工業標準指引，例如IEEE Std. 98、UL 746B等，成為業界參考遵循之分析方法。

至於阿瑞尼斯方法(Arrhenius Method)被整合納入核電廠安全重要設備環境驗證測試及分析評估方法，則係因IEEE Std. 323被NRC認定為可符合IEEE Std. 279及安全設計準則第四條(GDC 4)之要求；而IEEE Std. 323-1974(為NRC RG 1.89所認可作為嚴苛環境驗證遵循之工業標準)除引入老化(aging)及驗證壽命(qualified life)概念外，並指出基於阿瑞尼斯方程式發展之IEEE Std. 101可作為老化試驗時間及溫度選用之參考基準；因此，阿瑞尼斯方法(Arrhenius Method)被引進核電產業，作為熱老化(Thermal Aging)分析工具。

美國最大規模電力技術研究機構-美國電力研究院(Electric Power Research Institute,以下簡稱EPRI)於1979年完成設備老化理論及技術之專案研究後，於1980年發行編號 NP-1558 技術報告，提出阿瑞尼斯模式(Arrhenius Model)在活化能已知下，可用於計算加速熱老化(accelerated thermal aging)參數；並指出除某些簡單材料外，以阿瑞尼斯模式(Arrhenius Model)去預測設備之驗證壽命(qualified life)，並不可行。

而美國 NRC 在所發行之技術報告 NUREG-0588 及管制指引 NRC RG 1.89，並認可阿瑞尼斯方法(Arrhenius Method)作為加速熱老化(accelerated thermal aging)分析之用。然在工業標準 IEEE Std. 323-1974 發行至 NRC 管制指引 RG 1.89 Rev.1(1984) 提出期間，美國核電業者對於建立設備之驗證壽命(qualified life)，仍存有爭議，並舉例分列下：

- (1) NRC 編號 NUREG/CR-0988 研究報告：總結在正常環境下之現場設備老化現象遠比任一加速老化模式所能預測部分更為複雜。
- (2) NRC 編號 NUREG/CR-0276 研究報告：提出輻射劑量率效應(Dose rate effects)之疑義，認為在相同之總曝露劑量值下，加速模擬所使用之高輻射劑量率會比一般環境下之低輻射劑量率會引發較少之損壞。
- (3) NRC 通函 GL 82-09：認為若組件設計及選用材料夠簡單及實驗數據有意義，則可使用阿瑞尼斯或其他適當之加速老化方法，建立組件更換及翻修(refurbishment) 排程。
- (4) NRC 編號 NUREG/CR-1492 研究報告：指出若可凝結水汽(condensable vapor)係劣化重要因素，則加速老化在固定(可凝結水汽)相對壓力執行下，阿瑞尼斯行為模式方能適用；因此，欲外插分析加速老化實驗數據或解讀活化能量，需清楚瞭解溫度相依吸收(temperature dependent absorption)的效應。

其他關於阿瑞尼斯方法論應用之限制或爭議，包含未考量可用之有限線性溫度範圍、不同環境(溫度、壓力、輻射)下主導反應機制差異性、相同組件在不同失效機制與測試方法下實驗分析計算之活化能值差異、蒸汽或溼度與綜合效應(synergistic effects)存在之影響程度等，本次授課講師並提醒學員應注意驗證壽命並非組件實際壽命，而係「合理保證(reasonable assurance)」評估指標。

至於如何考量綜合效應(synergistic effects)，經課後詢問本次授課講師得知，一般而言，執行老化試驗之順序，若以輻射老化試驗為先，則可得最具破壞性結果；有關綜合效應(synergistic effects)相關之詳情，則可參考由 NRC 發行之 NUREG/CR-3629 「The Effect of Thermal and Irradiation Aging Simulation Procedures on Polymer Properties」、NUREG/CP-0036 「1982 Workshop on Nuclear Power Plant Aging」及其他相關研究報告。

本次授課講師並指出，隨著美國核電廠執照更新(License Renewal)，有關阿瑞尼斯方法論應用之爭議亦隨之而起。在美國核電廠執照更新審查作業中，環境驗證已

被界定為需進一步審視之區塊。為回應及解決這些爭議(包含NRC資訊通告IN 92-81及IN 93-33所提出之Sandia國家實驗室所執行之電纜環境驗證失效測試)，在1993年NRC人員開始提出環境驗證行動工作計畫(EQ Task Action Plan, 以下簡稱EQ-TAP)，並經多年分析，有多項議題與老化及阿瑞尼斯方法論應用有關。而在1998年EQ-TAP相關議題結案後，並將需繼續研究探討者轉由共通性安全議題(Generic Safety Issue)GSI-168 「Environmental Qualification of Low-Voltage Instrumentation and Control Cables」繼續追蹤。

2002年6月28日，NRC核能管制研發署(Office of Nuclear Regulatory Research, 以下簡稱RES)並針對共通性安全議題GSI-168提出技術評估報告，指出有6項議題需進一步地研究探討，包含(1)使用阿瑞尼斯方法論模擬電纜自然老化之可接受性(acceptability)；(2)過去驗證測試所使用之活化能估測值可接受性；(3)多導體電纜與單導體電纜相較，是否具有獨特之失效機制，而這些失效機制是否在環境驗證作業中已被適當探討；(4)粘接護套電纜(bonded-jacket cables)與非粘接護套電纜相較，是否具有獨特之失效機制，而這些失效機制是否在環境驗證作業中已被適當探討；(5)現存之狀況監測技術是否可用來監視現場電纜狀況；(6)狀況監測技術是否可用以預測事故下電纜存活性(accident survivability)。NRC RES所提出之技術評估報告並基於測試結果，針對環境驗證議題提出結論，包含(1)阿瑞尼斯模式(Arrhenius Model)應用於加速熱老化分析及等劑量-等損壞(equal-dose/equal-damage)之輻射老化分析模式，可提供適當之劣化估測；(2)過去驗證測試所使用之活化能係屬合理；(3)電纜護套及絕緣材質因核電廠反應爐冷卻水流失事故(Loss of coolant accident, 以下簡稱LOCA)下蒸汽曝露時所吸收溼氣而造成膨脹差異(differential swelling)，是否造成安全功能失效，係視製造材質及電纜組態(cable configuration)而定；(4)粘接護套電纜組態若在LOCA事故蒸汽曝露前，先遭遇嚴重老化(severe aging)，則會產生破壞性失效；(5)對於延長驗證壽命(Extending Qualified Life)而言，用於建立電纜驗證壽命之老化實驗需再檢視且需與實際電廠運轉環境進行比較，並需考量熱點(hot spot)。

對於阿瑞尼斯方法論是否可用於LOCA及LOCA後環境下之環境驗證爭議(包含前述EQ-TAP議題及新接觸環境驗證之NRC視察員所提出之質疑)，NRC RES 於2000年2月24日致NRC核反應器管制署(Office of Nuclear Reactor Regulation, 以下簡稱NRR)之信函中，即指出經與NRR討論後，總結可接受阿瑞尼斯方法論使用於功率提升申請審

查案、因設計或設備修改而衍生之電氣設備驗證壽命再評估案、環境驗證方面之執照更新技術報告審查案等，並認為由於目前技術基礎已充分完整，不需針對LOCA及LOCA後環境下之電纜及絕緣材質，進行進一步自然老化及人工老化測試及評估。本次授課講師並認為，此信函即可確認阿瑞尼斯方法已可供美國核電產業作為熱老化測試及分析評估之用。

最後，講師基於前述歷史及文獻回顧，提出個人觀點；認為對於阿瑞尼斯方法不需再行研究確認其可用性，由其應用於電纜絕緣及絕緣系統之分析，應可確認其適當性；對於相關工業標準及技術研究方面，應需多加瞭解及進行知識轉移(knowledge transfer)，以及認為管制導則需再檢視更新，核電產業並可藉由管制導則進版更新過程，對於活化能判定方式、顯著老化機制及預期壽命(expected life)判定、外插分析限制(Extrapolation limits)及不確定度分析等，與管制機關達成明確共識。

2. 「活化能判定(Determination of Activation Energies)」：

不同材料(materials)活化能判定，係先經由測試蒐集相關實驗數據後，再藉由統計分析判定之。有關實驗測試方法部分，經本次課程講師介紹，有2種測試方法，一為物理特性量測(Physical Property Measurements)，二為動態量測(Dynamic Measurements)。按IEEE Std. 98 「IEEE Standard for the Preparation of Test Procedures for the Thermal Evaluation of Solid Electrical Insulating Materials」規範建議，物理特性量測技術對於多件測試樣品之老化方式(測試曝露溫度及時間之選擇)有2種，其一為固定時間而改變溫度方法(Fixed Time Frame Method,以下簡稱FTFM)，其二為固定溫度而改變時間方法 (Fixed Temperature Method,以下簡稱FTM)。此二種測試方法所取得之實驗數據，可依IEEE Std. 101 「IEEE guide for the statistical analysis of thermal life test data」進行統計分析，建立耐熱曲線(thermal endurance curve)並用以計算判定溫度指數(Temperature Index,以下簡稱TI)；而一般是在20,000小時至40,000小時間選定時間，並決定相對應之耐受溫度數值。由於不同失效或終結(end-point)準則會產生不同之耐熱曲線，故最好伴隨所使用之失效準則表示溫度指數，並可以括弧註明失效準則，例如TI(崩潰電壓)。

固定時間而改變溫度之FTFM測試法，至少需選擇5個不同時間，並在每個選定時間下，針對多件測試樣品選擇在不同溫度(至少4個)條件下分別進行老化試驗；至於時間之選擇，則建議在552小時至5040小時間。

固定溫度而改變時間之FTM測試法，係將各測試樣品固定在不同老化或曝露溫度下進行熱老化試驗，並至符合失效準則時停止試驗。失效時間可定義為在確定測試失敗時間與前一次通過測試時間之中間值；以介質強度(dielectric strength)測試為例，當測試樣品在2000小時取出量測判定通過測試，但在下一次(2100小時)樣品取出量測時未通過測試，則失效時間可評定為2050小時。各固定曝露溫度間差距應相等且至少應大於10度C，最高曝露溫度所造成之失效時間則應在100小時至500小時間，低於100小時失效之曝露溫度過高，其失效機制可能為其他非熱老化因素，且亦不應用來計算分析推論在運轉溫度(service temperature)環境下之行為。

針對物理特性量測技術，講師於本次課程中簡要介紹艾氏衝擊強度(IZOD Impact Strength)、斷裂點極限拉伸強度/伸長率(Ultimate Tensile Strength / Elongation at Break)、壓縮強度(Compression Strength)、介質強度(Dielectric Strength)等測試方法，以及各測試方法之優缺點與適用範圍。艾氏衝擊強度(IZOD Impact Strength)測試可選用美國材料試驗學會(American Society for Testing and Materials, 以下簡稱ASTM)發行之ASTM D6110「Standard Test Method for Determining the Charpy Impact Resistance of Notched Specimens of Plastics」及ASTM 1822「Standard Test Method for Tensile-Impact Energy to Break Plastics and Electrical Insulating Materials」作為測試標準，其應用適合於動態功能組件，例如壓力計隔膜(Diaphragm)。斷裂點極限拉伸強度/伸長率(Ultimate Tensile Strength / Elongation at Break)測試之適用測試標準，包含ASTM D638「Standard Test Method for Tensile Properties of Plastics」、ASTM D882「Standard Test Method for Tensile Properties of Thin Plastic Sheeting」等，除適合應用於動態功能組件外，並可用於電纜絕緣材質功能評估。美國EPRI發行之編號1008211技術報告「Initial Acceptance Criteria Concepts and Data for Assessing Longevity of Low-Voltage Cable Insulations and Jackets」，即引用Brookhaven國家實驗室研究報告NUREG/CR-6704(Vol.1)測試結果，指出核電產業保守上認為在LOCA環境下低壓電纜之斷裂點伸長率若僅為50%，仍可維持安全功能之達成，甚至斷裂點伸長率在15%上仍可看到並未影響其功能性。

在靜態功能(Static Function)應用上，例如O型環(O-ring)、密封(Seal)等組件，則可使用壓縮強度(Compression Strength)測試，其測試標準可用ASTM D695「Standard Test Method for Compressive Properties of Rigid Plastics」；然

同前述測試方法(艾氏衝擊強度、斷裂點極限拉伸強度/伸長率)，由於影響測試之變數較多，故需較多測試樣品數，方能有一致性測試結果。

至於在電氣功能(electrical functions)應用上，可使用介質強度(Dielectric Strength)測試方法，其測試標準則可引用ASTM D1830「Standard Test Method for Thermal Endurance of Flexible Sheet Materials Used for Electrical Insulation by the Curved Electrode Method」及ASTM D3251「Standard Test Method for Thermal Endurance Characteristics of Electrical Insulating Varnishes Applied Over Film-Insulated Magnet Wire」。介質強度測試係量測電氣絕緣材質可耐受之最大電場強度，而電氣絕緣材質可耐受之最大電場強度則隨溫度、頻率、溼度增加而降低。

有關活化能判定相關之第2種實驗測試方法-動態量測(Dynamic Measurements)技術，本次課程講師特別介紹熱重分析法(Thermal Gravimetric Analysis,以下簡稱TGA)。由於活化能(Activation Energy)為讓化學反應發生所需之最低能量，且化合物或純元素分子鍵結能為一可量測常數；是以，本次課程講師認為在未使用催化劑下分子鍵結斷裂最低能量亦應為一常數；而TGA可量測隨溫度或時間變化之測試樣品重量或質量，記錄加熱過程中測試樣品因昇華或蒸發所損失質量，故可作為測定活化能之最簡單測試方法之一。然為何TGA未成標準測試方法並為美國核電產業及管制機關(NRC)所接受作為老化計算之用，本次課程講師並以NRC及美國核電產業發行之相關技術文件，提出說明。

美國NRC發行之技術報告NUREG/CR-5141「Aging and Qualification Research on Solenoid Operated Valves」針對TGA應用於活化能選用，即引用ASTM D3850-84「Standard Test Method for Rapid Thermal Degradation of Solid Electrical Insulating Materials By Thermogravimetric Method (TGA)」所述：TGA方法並非直接用以建立比較絕緣材質之熱壽命，倘若TGA測試數據與材料長期熱能力(耐熱性)間關係存在，則此關係需藉由實驗驗證，並應與具有類似失效模式之已知材料進行比較，並指出在選用電磁閥彈性體及線圈材質之活化能，TGA並無堅實基礎(Firm Basis)。此外，美國EPRI發行之編號NP-1558技術報告「A Review of Equipment Aging Theory and Technology」第6.4.4節，亦指出TGA可用來針對材質耐熱性進行先期篩選之用，然而TGA與熱老化間之關係仍需另外分開建置。

本次課程講師另指出在判定活化能方面，TGA對不同失效機制而言並非最保守方

法，且未獲美國NRC認可，若要使用此法，則最好要針對測試所發現之失效機制，與設備內老化敏感零組件所需達成之安全功能進行比較，並找出每一材質最適用之活化能；否則，業者應針對TGA方法之應用提出有效論證(significant justification)。

有關統計分析方法部分，本次課程講師特別提醒，對任一給定之材料，其活化能應基於老化實驗數據去判定；以物理特性測試數據作為活化能判定之基礎者，應行評估FTFM(固定時間而改變溫度)測試或FTM(固定溫度而改變時間)測試所蒐集之時間與溫度之回歸數據(regression data)。而所使用之線性回歸方程式如下：

$$\ln(t_a) = \frac{(E_a)}{(k_B)} \frac{1}{(T_a)} + c$$

其中 E_a 為活化能(單位為電子伏特)， k_B 為波茲曼常數(Boltzmann constant)， T_a 為老化實驗溫度(單位為絕對溫度)， t_a 則為該老化溫度下達特定失效點(end point)之時間， c 為常數值。

雖然可使用工業標準IEEE Std. 323-1974所引用之IEEE Std. 101-1974作為統計分析指引，以手算方式建立前述線性回歸方程式；然本次授課講師特別引用IEEE Std. 101-1987規範，說明可使用標準統計計算軟體建立線性回歸方程式，以降低計算錯誤可能性。此外，針對FTM(固定溫度而改變時間)測試所蒐集實驗數據，本次授課講師並舉例於課堂上讓學員練習，說明如何從製造廠商所提供之實驗數據，計算活化能。

除從實驗數據建立前述線性回歸方程式外，本次授課講師並說明信賴界限(Confidence Limits)及線性驗證方式。本次授課講師引用 Carfagno 在NUREG/CP-0036 「Proceedings of the Workshop on Nuclear Power Plant Aging」發表之文章(「Equipment Aging-An Overview of Status and Research Needs」)，指出40年熱壽命估算值之95%信賴界限，一般介於10年等級到400年間；因此，阿瑞尼斯模式(Arrhenius Model)所建立之驗證壽命(qualified life)易於過於樂觀或過於保守。另在EPRI技術報告「Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual」中，亦以上/下信賴界限比介於2~6間為例說明90%測試樣品失效時間介於平均壽命值之 $\pm 100\% \sim \pm 300\%$ 間。工業標準IEEE雖無提供指引規範如何應用信賴界限(Confidence Limits)，然在IEEE Std. 101卻有說明可用「下信賴界線(lower confidence line)」作為可靠性評估考量之因素。線性驗證方面，本次授課講師說明除IEEE Std. 101有提供實驗數據線性驗證方式外，亦可用「相關係數」

(Correlation Coefficient)作為線性驗證，且應注意絕大多數可用性實驗數據之「相關係數」皆大於0.95。本次授課講師並強調環境驗證係提供合理保證之基礎，而非可靠度量化指標；因此，依供工業標準所判定之活化能，應視為合理可接受之結果。

由於製造廠商所提供老化實驗結果(線性回歸方程式)，常以10為底數之常用對數(Common Log)而非自然對數(Natural Log)形式呈現；本次授課講師並舉例說明如何使用製造廠商所提供之資訊，計算驗證壽命(qualified life)及從計算之壽命線(Life Line)或線性回歸方程式判定活化能。

此外，本次授課講師並針對如何從不同之活化能估算值，選擇適用之活化能(Activation Energy Selection)，另輔以「VITON」為例提出說明。首先，本次授課講師說明為何對相同材料，會有不同之活化能估算值；並指出每一項活化能估算值皆係從不同測試樣品經由不同測試所獲得之結果，且即使是相同材料名稱，也可能會由不同之配方成分組成。除所採用之失效參數或失效機制不同，會造成測試結果相異性外，實驗環境、量測儀器、失效準則選用、人為因素等皆為影響活化能估算值不同之因素。

其次，在執行活化能選用(Activation Energy Selection)分析時，需先得知重要資訊或資料，包含組件安全功能、測試報告、設備組成零件清單或材料清單(Bill of Materials,以下簡稱BOM)、設備展開視圖(Exploded view drawing)等，並瞭解BOM所列之材料，何者為老化敏感(age-sensitive)，意即何項零件易受溫度相關劣化因素所影響，而必須使用阿瑞尼斯方法論(Arrhenius Methodology)進行評估。亦需瞭解每一項老化敏感零件所執行之特定功能(specific function)及與所需達成之安全功能間關聯性。為讓受訓學員瞭解，本次授課講師並以Rosemount 1154壓力傳送器設備，作為課堂練習案例，以讓學員瞭解如何界定老化敏感零件及老化敏感零件所執行之特定功能。

本次授課講師另引用EPRI技術報告「Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual」，說明活化能選用之考量因素，包含材料匹配(Material Match)、失效參數(Failure Parameter)及測試溫度範圍(Temperature Range)等3項，並應基於阿瑞尼斯關係(Arrhenius relationship)之線性符合性，選擇適當之測試數據數目，以估算適當之活化能。

最後，本次授課講師並將活化能選用整理成6項步驟如下，以利學員使用：

- (1)查閱BOM，界定老化敏感零件。
 - (2)判定每一老化敏感零件與達成安全功能相關之特定功能(specific function)。
 - (3)刪去非安全功能相關或失效不影響安全功能達成之零件，並將判定理由列入報告中。
 - (4)將每一項零件需達成之特定功能與活化能判定測試所用之失效參數與準則進行比較。
 - (5)基於前述EPRI技術報告所述之活化能選用考量因素，選用最適當之活化能。
 - (6)以所選用之活化能執行驗證壽命計算，並避免使用過於保守之活化能。
3. 「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)應用」：

本次授課講師進一步說明前述經由人為老化(artificial aging)實驗及統計分析所得之線性回歸方程式或稱「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」，可用以計算得出驗證壽命(Qualified Life)、期望壽命(Expected Life)、設計壽命(Design Life)、事故劣化等價時間(Accident Degradation Equivalency)，並分述如下。

驗證壽命(Qualified Life)依工業標準IEEE Std. 323-1974之定義，為於特定運轉條件(service conditions)下可經論證符合性能要求之期間時長。另按EPRI技術報告TR-10084「Nuclear Power Plant Common Aging Terminology」，驗證壽命(Qualified Life)係為核電廠結構、系統及組件(SSC)經由測試、分析或經驗等方法分析，可經論證於特定運轉條件(operating conditions)下，仍能維持功能符合規範之接受標準，且於設計基準事故(Design Basis Accident)或地震下仍能保有能力執行安全功能之期間時長。因而，驗證壽命(Qualified Life)係包含所有老化機制之考量，而非僅限於溫度因素；然為因應本次課程授課目的之需，本次授課講師所指之驗證壽命(Qualified Life)係為熱驗證壽命(Thermal Qualified Life)。

本次授課講師並說明驗證壽命(Qualified Life)可定義為指定組件(given component)藉由人為老化(artificial aging)以較高溫度(t_a)持續加熱一段時間(T_a)後，而可分析論證在指定運轉溫度(T_s)下可合格運轉之時間(t_s)；並從前述線性回歸方程式或稱「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」推導定義如下：

$$t_s = t_a \times e^{\left[\frac{E_a}{k_B} \times \left(\frac{1}{T_s} - \frac{1}{T_a}\right)\right]}$$

本次授課講師於課堂上，並以壓力墊圈(Pressure Gasket)為試算講解範例，以及以合成樹脂端子板(Phenolic Terminal Block)為例供學員於課堂上練習演算。

若設備組件運轉溫度(service temperature)非單一溫度，而係多段溫度(Multiple Service Temperatures)構成，本次授課講師指出可以下列算式計算所需之驗證壽命(Qualified Life)：

$$t_s = \frac{t_a}{\sum_{x=1}^n P_x e^{\left[\frac{E_a}{k_B} \left(\frac{1}{T_a} - \frac{1}{T_x}\right)\right]}}$$

，其中 P_x 為該段運轉溫度所經歷運轉期間比(Percent of service life)。本次授課講師並指出多段溫度(Multiple Service Temperatures)計算有利於考量長期停機時間(long outage times)、季節性變化(seasonal variations)、運轉改變(operational variations)、工作週期(duty cycles)等因素對設備組件驗證壽命之影響。

若設備組件老化試驗溫度(aging temperature)非單一溫度，而係多段溫度(Multiple Aging Temperatures)構成，本次授課講師提供可以下列算式計算所需之驗證壽命(Qualified Life)：

$$t_s = \sum_{x=1}^n \frac{t_x}{e^{\left[\frac{E_a}{k_B} \left(\frac{1}{T_x} - \frac{1}{T_s}\right)\right]}}$$

並於課堂上，以壓力墊圈(Pressure Gasket)為講解範例，將老化試驗溫度(aging temperature)分成2段進行試算，以讓學員瞭解公式之運用。

針對前述驗證壽命形式(Qualified Life form)阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)之使用，本次授課講師提醒學員，當型式試驗(Type Test)或老化試驗(Aging Test)數據可得時，所列之方程式方可使用於估算設備組件之驗證壽命，且應注意老化試驗之樣品須與驗證之設備組件為相同型式或為類似設備組件。此外，應注意一般而言，受驗證之設備組件運轉溫度低於老化試驗溫度；更重要須牢記的是，就任一給定之材料而言，其阿瑞尼斯行為(Arrhenius behavior)只有在限定溫度範圍內才具備線性特性。

本次授課講師另說明前述驗證壽命形式(Qualified Life form)阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)，除可用於估算設備組件之驗證壽命，亦可使用於決定最佳之老化試驗溫度及時間；所須提供之計算輸入變數值，則包含所欲驗證壽命值及受驗證之設備組件運轉溫度。然而需注意最低老化試驗時間之規範，在工業標準IEEE Std. 323之1974年版，係要求為100小時，1983年版則移除此規範，2003年版則納為

建議事項。且應注意老化試驗溫度不應過高，否則將導致受測設備組件過度老化或熔損。

有關設備組件之期望壽命(Expected Life)/設計壽命(Design Life)估算部分，本次授課講師首先解釋說明，倘若型式試驗(Type Test)非屬有效或不適當，則設備組件可針對給定之運轉溫度，藉由期望壽命(Expected Life)計算分析方式執行驗證。另因工業標準IEEE Std. 323只針對存有顯著老化機制者須進行老化試驗，本次授課講師並指出可藉由期望壽命(Expected Life)之計算，論證熱老化(Thermal Aging)機制之顯著性。

設備組件之設計壽命(Design Life)估算，則係按10 CFR 50.49有關餘裕(Margin)須納入設備驗證要求，以考量非量化不準度(unquantified uncertainty)因素，而引入安全因子(Safety Factor)作為設備環境條件設計外增之保守度，將期望壽命(Expected Life)除以安全因子(Safety Factor)而求得設計壽命(Design Life)。至於安全因子(Safety Factor)值之選定，本次授課講師則說明標準值為3，但EPRI技術報告「Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual」則敘述典型之安全因子值介於2至3間，並以驗證壽命與期望壽命之比較，指出藉由安全因子之使用，除將不準度納入老化分析考量外，並提供更多合理保證性。

本次授課講師並以「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」之線方程式(line equation)型式推導定義期望壽命(Expected Life)為：

$$EL_S = e^{\left[\frac{m}{(T_S)} + c\right]}$$
$$\text{where } m = \frac{E_a}{k_B}$$

其中 m 值為「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」之線方程式之斜率， c 值則為「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」之線方程式y軸截距。本次授課講師並要學員們注意，勿以為最低活化能會產生最低期望壽命(Expected Life)值，應將 c 值一併納入考量分析。本次授課講師並指出當驗證壽命值與期望壽命/設計壽命相較為最低值時，雖然期望壽命值較大，然卻更能反映設備能力，而可作為運轉能力(operability)評估之用。

有關設備組件之事故劣化等價時間(Accident Degradation Equivalency,以下簡稱ADE)估算部分，本次授課講師首先解釋說明，ADE評估可藉由「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」之多段時間/溫度形式(Multiple Time/Temperature

Form)，執行假想事故期間溫度變化曲線與參考溫度(一般為正常運轉溫度)之比較分析；一旦求得此事故當價值，則可評估設備組件因假想事故所造成之熱劣化(thermal degradation)。本次授課講師並指出若溫度為假想事故期間僅有之應力因子(stressor)，例如反應爐冷卻水流失事故後加熱(post-LOCA Heat Up)期間，則可藉由ADE執行熱老化計算分析。

有關「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」應用於測試與設計曲線之比較分析部分，本次授課講師指出「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」之多段時間/溫度形式(Multiple Time/Temperature Form)，亦可用來計算分析確認事故情境測試驗證曲線覆蓋設計要求曲線，而驗證設備組件除於驗證壽命期間可發揮功能外，亦可於假想事故期間達成安全功能或不影響安全功能之達成；然若事故情境測試驗證曲線未能適當覆蓋設計要求曲線，則需依10 CFR 50.49法規要求，執行進一步的分析。本次授課講師並以範例說明計算分析步驟：首先，需選定共同參考溫度，作為事故情境測試驗證曲線與設計要求曲線比較之用；其次，使用「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」之多段時間/溫度形式(Multiple Time/Temperature Form)執行2次ADE計算，並比較二者ADE，若事故情境測試驗證曲線之ADE大於設計要求曲線之ADE，則可論證此設備組件在事故溫度環境條件下驗證合格。

4. 其他要項：

本次授課講師有針對阿瑞尼斯方法論應用其他應知事項提出說明。首先，需瞭解熱老化不是設備驗證唯一考量因素，設備驗證之實際驗證壽命可能受其他因素影響，例如循環需要(cycle requirements)、輻射、化學噴灑、溼度與蒸汽、淹水、壓力等，因此必須將這些因素對設備驗證影響納入考量。其次，有關EPRI技術報告NP-1558「A Review of Equipment Aging Theory and Technology」所述之10度C法則(10°C Rule)應用，本次授課講師說明10度C法則係指材料壽命隨每溫升10度C而減少一半，係為近似估算；另配合課堂計算範例之講解，提醒學員注意此法則所計算之壽命通常較阿瑞尼斯方法計算結果為短，應反推其相對應之活化能，並判斷其合理性，以免產生過於保守之分析結果。再者，針對受測設備與現場安裝設備之加壓狀態(energization state)差異，本次授課講師說明理想上，受測設備應該在加壓狀態下進行測試，然而實務上並非如此；並指出即使受測設備在加壓狀態下進行測試，仍應與實際加壓狀態下之溫度環境進行比較分析。至於受測設備未在加壓狀態下進行測

試，則需提出進一步分析，考量溫度效應差異性。

此外，若係以手算方式進行「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」相關之計算，本次授課講師提醒應注意聯邦法規要求-10 CFR 50 Appendix B 品保準則之符合性，且指出其人為疏失(human error)可能性，會較使用合格驗證軟體(certified program)者為大；然應注意合格驗證軟體(certified program)，例如System 1000、EQMS等，亦應符合10 CFR 50 Appendix B 品保準則，且適用聯邦法規要求-10 CFR 21 通報規定。

最後，本次授課講師與受訓學員共同討論本次課程相關問題，其中在管制方面值得注意的有下列事項：

- (1)受驗證設備在驗證壽命結束時，並非意指毫無能力執行設計功能。
- (2)設備壽命超過電廠執照時限者，即使其設備壽命係依阿瑞尼斯方法論計算，使用依IEEE Std. 101分析得出之活化能，以及熱壽命測試符合標準程序，仍非不需更換。
- (3)使用電腦軟體執行熱老化試驗數據之統計分析，尚未被NRC管制指引RG 1.89所認可(endorsed)。
- (4)NRC已接受阿瑞尼斯方法論可用於ADE計算。



照片1：參加EQTM會前訓練課程-設備驗證計算所用之阿瑞尼斯方法論之理論及應用

(二)參加第 28 屆設備驗證技術研討會(EQTM)

本次設備驗證技術研討會(EQTM)共計 3 日，於美國佛羅里達州清水市之蛋白石沙灘渡假村(Opal Sands Resort)會議室召開，主辦單位為 Curtiss-Wright 公司與核電設備驗證業者組織(Nuclear Utility Group on Equipment Qualification, 以下簡稱 NUGEQ)，會議手冊、議程及簡報資料分如附件 3、4、5。參與單位包含核電業者(例如 AREVA、Exelon 公司、日本關西電力公司等)、研究機構(例如華盛頓實驗室)、IEEE 標準協會(IEEE-SA)、日本 JNSI(Japan Nuclear Safety Institute)及管制機關(例如美國核管會、加拿大核安全委員會)，本次與會人員約 150 人。

第 1 日活動，主辦單位先請各參與單位人員自我介紹完後，由安特吉公司(Entergy Operations Inc.) 處長兼總工程師(Director/Chief Engineer)Vince Bacanskas，以「Environmental Qualification, have we learned from history or are we doomed to repeat it」為題發表演說，而揭開序幕。Vince 首先針對環境驗證目的，提出看法；他認為其目的在於藉由合理保證來論述安全相關設備若有建立經驗證之壽命或環境條件者，當可於適用之設計基準事件發生前、發生中及發生後之期間，不會因經歷共因失效(Common Cause Failure)事件而不能執行安全功能；並以設備功能能力(Functional Capability)與驗證壽命(Qualified Life)關係圖，來說明解釋環境驗證。至於如何在環境驗證架構下，避免共因失效事件之發生？Vince 則就溫度、輻射、溼度、蒸汽、電氣、機械等應力因子，分別探討。

在溫度應力因子部分(Temperature Stresses)，Vince 認為現今及未來應關切或注意事項，包含活化能選取、過度區間活化能外推、氧氣擴散限制及溼度影響，並分項進行說明應注意事項及可供參考或研閱之資料庫或資料文件。在活化能選取部分，Vince 提醒必須針對適用之材料及性質去選定適用之活化能，並應注意活化能建立之方法，應為經認可方法，且應注意有許多不同活化能值之來源，例如設備驗證資料庫 EQDB(Equipment Qualification Data Bank)、EPRI、IEEE DEIS(Dielectric and Electrical Insulating Society)、CERN(European Organization for Nuclear Research)、IAEA 等組織及 JAERI(Japan Atomic Energy Research Institute)、SANDIA 等實驗室所發行之刊物。

Vince 另以美國 NRC 視察員執行設備組件設計基準視察(Component Design Bases Inspection, CDBI)時，發現泵室內安全相關廠用水泵馬達設備區域環境溫度超過設計假設溫度為例，說明業者如何提出補充說明，並向 NRC 視察員解釋說明阿瑞尼斯曲線(Arrhenius curve)、IEEE Std. 101、IEEE Std. 275 及馬達絕緣系統適用之設計基準，而適當回應 NRC

視察員發現之問題，而未遭開立違規或未結案事項(Open Item)，鼓勵與會業者人員充實增進設備環境驗證方面專業知識及經驗，方可與管制人員進行有效溝通，而有效確保核電安全。

有關過度區間活化能外推部分，Vince 舉例說明在三個不同溫度區間之老化試驗數據，會顯示三個不同之活化能，並提醒與會人員應注意以過渡區間之老化試驗數據去外推設備驗證壽命時，會出現不正確或過於保守之結果。至於未被阿瑞尼斯模式(Arrhenius Model) 納入考量之氧氣擴散限制及溼度影響因素，Vince 提醒需注意老化試驗環境下氧氣擴散對加速老化效應之影響，以及儀電設備方面有關溼度老化(Humidity aging)議題，例如中壓電纜受溼度影響效應顯著性、電磁閥防溼氣密封設計考量等。至於輻射老化方面，Vince 提醒在相同之總劑量下，應注意在不同環境及材料下，是否存有劑量率效應(dose rate effect)。

有關未來設備驗證管制法規要求部分，Vince 針對 10 CFR 50.69 之執行對設備驗證之影響提出說明，指出在 10 CFR 50.69 架構下，低安全顯著性之設備組件可被排除於 10 CFR 50.49 之管制。至於設備驗證分面之資訊來源，Vince 則指出設備驗證資料庫 EQDB(Equipment Qualification Data Bank)、NUGEQ(Nuclear Utility Group on Equipment Qualification)、NRC 官網文件資料庫、NTIS(National Technical Information Service) 文件資料庫、SANDIA 及 Brookhaven 國家實驗室網站、IEEE 刊物及 EPRI 研究報告等，可供參考；並列舉一些重要研閱文件，包含 EPRI 技術報告 TR-100516 「Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual」、NP-4172M 「Radiation Data for Design and Qualification of Nuclear Plant Equipment」、NP-3877 「Qualification of Active Mechanical Equipment for Nuclear Plants」，以及 SANDIA 國家實驗室向 NRC 提出之研究報告 NUREG/CR-4301 「STATUS REPORT ON EQUIPMENT QUALIFICATION ISSUES RESEARCH AND RESOLUTION」；其中 EPRI 技術報告 TR-100516 「Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual」並可作為專業教科書(authoritative textbook)，供環境驗證專業人員培訓之用。此外，本次會議專題演講者 Vince Bacanskas，並就最近 NRC 所執行之環境驗證先導性視察(Pilot Inspection)提出看法，他認為業主必須具備環境驗證設計基礎相關知識，並需要外界專業團體或機構之技術支援，方能面對管制機關執行此類視察所帶來之挑戰；而從 NRC 所執行之環境驗證先導性視察(Pilot Inspection)，可看出 NRC 關注之處包含設備組件/零件更換所需之驗證或檢證、設備驗證完整性復原工序之正確性、符合設備驗證之貯存要求及定期維護、電廠運轉執照更新所面臨之驗證壽命延長(Extension of Qualified Life)、電廠實際環境與設備驗證假設條件之符合性及廠家公報

或資訊通告。

第 1 日活動除前述精彩之專題演說外，並有設備驗證方案主題(EQ Program Topics)及設備驗證產業技術方案主題(EQ Industry Initiatives and Technical Topics)之專題報告。設備驗證方案主題(EQ Program Topics)方面，AREVA 公司之設備驗證部門經理 Harry Medsger，針對「Dedication Regulatory Guide: Impact on EQ」提出簡報，IEEE 標準協會 (IEEE-SA) 與會報告人員，則以「IEEE Nuclear Standards Certification Program Update」為題，提出報告。

Harry Medsger 首先針對核能電廠所使用之核能同級品零組件，說明美國核管會 NRC 近期內將發行管制指引，引用美國 EPRI 發行之技術報告「Plant Engineering: Guideline for the Acceptance of Commercial-Grade Items in Nuclear Safety-Related Applications: Revision 1 to EPRI NP-5652 and TR-102260」，作為核能同級品零組件檢證之依循；並對此 EPRI 技術報告內容(計 378 頁)，提出簡要介紹及說明與設備驗證相關內容-第 6.6 章節「Maintaining Seismic and Environmental Qualification」及第 I 章節「QUALIFICATION VERSUS DEDICATION」。Harry Medsger 指出有關耐震方面之關鍵特性選取及檢證相關作業，有 EPRI 技術報告 TR-112579「Critical Characteristics for Acceptance of Seismically Sensitive Items (CCASSI)」可供依循，但於技術評估時應注意需論證檢證品與原核能級產品之相似度及建立二者間之等效性(Equivalence)。另應注意雖然第 I.3 章節有引用 EPRI 技術報告 NP-7484「Guideline for the Seismic Technical Evaluation of Replacement Items for Nuclear Power Plants」，但美國 NRC 並未同意可作為耐震驗證之用。有關檢證與驗證之差異，Harry Medsger 指出驗證作業係用以確認組件設計適用於所需之核電廠應用，而設計適當性之建立必須於核能級產品採購前完成。然商業級設備、零件或材料之檢證，則涵括對於須維持原核能級產品之特性確認；且二者之法規依據、依循之工業標準或指引、採用方法及結果呈現等，亦有所不同。Harry Medsger 另指出 EPRI 發行之技術報告「Plant Engineering: Guideline for the Acceptance of Commercial-Grade Items in Nuclear Safety-Related Applications: Revision 1 to EPRI NP-5652 and TR-102260」中，並未對檢證流程有基本上之變動，然對檢證作業流程有更詳細說明，及對特定議題或主題，例如設備驗證，有所說明。此外，Harry Medsger 並就美國核管會 NRC 之管制指引草案 DG-1292「DEDICATION OF COMMERCIAL-GRADE ITEMS FOR USE IN NUCLEAR POWER PLANTS」提出簡要介紹，並說明美國核能協會(Nuclear Energy Institute, 以下簡稱 NEI)已向 NRC 提出意見，待 NRC 完成處理後，預期於今年第 2 季會正式發行此管制導則。

有關 IEEE 標準協會 (IEEE-SA) 人員-John White 所提出之「IEEE Nuclear Standards Certification Program Update」簡報，則係針對 IEEE 標準符合性評估方案(IEEE Conformity Assessment Program, ICAP)提出介紹；首先說明由於核電產業發現多起偽造/造假/次級品零件(Counterfeit, Fraudulent and Sub-Standard Parts)事件，並造成工期延長、停機等損失及須增加執行獨立品保稽查、檢驗與查驗等方面成本，更造成潛在公眾信任度之降低，導致 IEEE 標準符合性評估方案(IEEE Conformity Assessment Program, ICAP)之提出及推廣執行。此外，John White 並說明核電工程委員會(Nuclear Power Engineering Committee, NPEC)所發展之符合性方案(Conformity Program)及所組成之符合性評估指導委員會(Conformity Assessment Steering Committee)，以及介紹符合性評估認可機制，包含實驗室認證機制及稽查方式與範圍、合格品認可方式及認可標籤識別等。

第 1 日活動接下來，係進入設備驗證產業技術提案主題(EQ Industry Initiatives and Technical Topics)報告，包含參與本次會議之設備或服務廠商及實驗室所提出之「Motor Lead Wire Qualification Update」、「The First EQ Program for IEC-IEEE 60780-323 including Severe Accident」、「Electromagnetic Compatibility(EMC) and Reverse Engineering」及「Qualification of a Prototype of Low Differential Pressure Switch」等主題報告。「Motor Lead Wire Qualification Update」簡報由 RSCC 公司人員提出，係針對馬達引線之新型設計、所使用之 Kerite 絕緣及所執行之環境驗證作業等，提出介紹。經聽取簡報，可發現其電纜係依據 IEEE Std. 383 規範執行環境驗證，並先依據老化試驗數據，建立各關鍵材質(critical material)之活化能；其關鍵材質則包含導體遮蔽層(Conductor Shield)、絕緣體及護套；其中導體遮蔽層之活化能最低，並以此作為熱老化試驗規劃之基礎。「The First EQ Program for IEC/IEEE 60780-323 including Severe Accident」簡報由 GLSEQ 公司人員提出，係介紹工業標準 IEC/IEEE 60780-323「Nuclear facilities - Electrical equipment important to safety - Qualification」有關嚴重事故、溫和環境、老化試驗等相關內容。「Electromagnetic Compatibility(EMC) and Reverse Engineering」簡報由華盛頓實驗室人員提出，係從防電磁干擾或電磁相容設計角度，說明以逆向工程進行核能級產品複製應注意事項及電磁相容測試與評估必要性，並認為電磁干擾風險評估應納入安全分析報告內容；若需以逆向工程進行核能級產品複製，必須提出相對應之安全分析，且設備安裝或施工規劃時應依 EPRI 技術報告 TR-102323「Guidelines for Electromagnetic Interference Testing in Power Plants」將電磁相容符合措施納入分析評估。「Qualification of a Prototype of Low Differential Pressure Switch」簡報，則由 TRACTEBEL ENGINEERING 及 CURTISS-WRIGHT 公司人員提出，

係針對新改良式低差壓開關設備之環境驗證及耐震驗證內容提出報告；並針對各項分析評估項目，包含設定點漂移(set-point drift)、無感應區(dead band)、準確度、壓力邊界、電氣測試等，提出測試結果說明。

第二日活動，首先展開產業界專家會談(Industry Panel Discussion)，本次會談主題為美國核管會設備驗證方案視察(NRC EQ Program Inspections)，參與會談之專家包含美國 NEI 專家 BRUCE MONTGOMERY、NRC 專家 JIM ISOM、ENTERGY 公司專家 VINCE BACANSKAS、NEQ 顧問公司專家 RON WISE 及 DUKE 公司專家 CHRIS ABERNATHY。主要係針對 NRC 於 2015 年 12 月下旬至 2016 年下半年所執行之先導型設備組件設計基準(Component Design Bases Inspection, CDBI)-環境驗證方案視察，包含視察方式、內容、視察前訓練、業者反映等，進行討論及意見交換。本次會談結束後，即由會議主辦單位 NUGEQ 設備驗證相關專家提出「EQ-Related Enforcement Activity」、「Summary of EQ Pilot DBI Inspection Findings」、「Discontinuance of 10 CFR Part 21 "Reporting of Defects and Noncompliance," Rulemaking」、「Operating Experience Review」、「EQFAX and E-Notices」、「Status of Union of Concerned Scientist's EQ-Related 2.206 Petition」、「NRC Denial of PRM-50-106 Revision to 10 CFR 50.49」、「Service Life/Time Period of Operation-NRC Regulatory Issue Summary」、「Common Cause Failure」、「Status of PRM-50-112: Defining "Important to Safety"」、「Generic Aging Lessons Learned - Subsequent License Renewal」、「LREWG Meeting」、「Industry Operability Guidance Initiative」、「Back-fitting - Application to EQ Inspections」、「Delivering the Nuclear Promise: Advancing Safety, Reliability and Economic Performance - Is There a Role for EQ Process Improvements?」、「Commercial Grade Dedication」等 16 項議題簡報，並可發現下列事項：

- (1)本次簡報所列舉之近年來與設備驗證相關之 41 件違規事項，經美國 NRC 評估多屬無安全顧慮，僅有一件屬中度安全顧慮(編號 EA-14-178)。該件違規事項係 NRC 於 2014 年執行 Oyster Creek 核電廠「問題發現與解決作業(Problem Identification and Resolution, PI&R)」視察時，發現電動釋壓閥(Electromatic Relief Valve, ERV)致動器(Actuator)在管路振動環境下會逐年劣化到動作機制受阻而無法執行自動釋壓功能，並以不符品保準則之設計管控要求及不符運轉規範要求，而開立違規。本次簡報並希望 NRC 在執行視察時，能在充分設備驗證相關訓練而建立管制信心下，深入探討設備驗證相關議題，方能防患於未然，避免類似事件發生。
- (2)至於 NRC 於 2015 年 12 月下旬至 2016 年下半年所執行之先導型設備組件設計基準(Component Design Bases Inspection, CDBI)-環境驗證方案視察，本次簡報則認為從業者觀察，本次視察人員所提出之文件審閱要求、問題澄清或補充說明及現場工作時間等，較

預期更為繁重，然而視察發現並未如同預期聚焦於設備或環境驗證方案，且就安全顯著性而言，多為重要性低之視察發現。

- (3)有關美國聯邦法規 10 CFR 21 之要求(缺陷及不符合狀況報告)，美國業者與 NRC 已達成共識，暫停修改法規而改由訂定法規指引供業者遵循，以符合 10 CFR 21 法規要求；目前已完成法規指引草案 DG-129，並預期會引用 NEI 14-09 「Guidelines for Implementation of 10 CFR Part 21 Reporting of Defects and Noncompliance」版次 1，而取代 NUREG-0302 「Remarks Presented (Questions/Answers Discussed) at Public Regional Meetings to Discuss Regulations (10 CFR Part 21) for reporting of Defects and Noncompliance: July 12-26, 1977」。
- (4)本次針對設備驗證相關之經驗回饋，除列出 3 篇美國核能運轉協會(Institute of Nuclear Power Operation, INPO)報告(編號 324874、325016、324833)外，並列出美國 NRC 發行之管制通告文件，包含 RIS-16-01 「Nuclear Energy Institute Guidance for the Use of Accreditation in Lieu of Commercial Grade Surveys for Procurement of Laboratory Calibration and Test Services」、RIS-16-05(Embedded Digital Devices in Safety-Related Systems)、IN 2016-01「Recent Issues Related to the Commercial Grade Dedication of Bradley 700-RTC Relays」、IN 2016-05 「Operating Experience Regarding Complications from a Loss of Instrument Air」、IN 2016-09 「Recent Issues Identified when using Reverse Engineering Techniques in the Procurement of Safety Related Components」等，以及 2016 年與設備驗證相關之 8 件 10 CFR 21 報告(編號 03、11、99、30、32、37、47、50)及 1 件 Davis-Besse 核電廠異常事件報告 LER 2016-004-00 「Reactor Coolant System Hot Leg Resistance Temperature Detectors Wire Insulation Degradation」，可供與設備驗證相關人員研閱參考。
- (5)從 NUGEQ 所建置之設備驗證資訊交換系統 EQFAX 使用概況報告中，可發現 2016 年至 10 月止，NUGEQ 會員透過此資訊交換平台，共計提出 20 件資訊要求或調查報告，所涉及之議題包含設備驗證方案自我評估、嚴酷與溫和環境區分、圍阻體集水池液位傳送器之浸水驗證(submergence qualification)、圍阻體冷卻風扇馬達驗證壽命、電纜熱壽命、RCIC 蒸汽管路高流量壓力開關設備驗證狀態、NRC 設備驗證方案視察及其他與設備驗證相關議題等。
- (6)美國非政府組織-憂思科學家聯盟 (Union of Concerned Scientists, UCS)於 2011 年針對 Mark I 及 Mark II 圍阻體設計之沸水式核電廠，向美國 NRC 提出請願案，請求 NRC 要求核電業者就用過燃料池設備提出安全設計準則 GDC 44 及 10 CFR 50.49 法規要求符合性評估資訊，經 NRC 併同日本福島核災後用過燃料池冷卻改善措施評估，已以目前 Mark I 及 Mark II 圍阻體設計之沸水式核電廠用過燃料池系統設計及運轉，已可提供合理保證確認

符合現行設計及執照基準要求為由，而拒絕此請願案。

- (7)美國自然資源保護委員會(Natural Resources Defense Council, 以下簡稱 NRDC)針對安全相關電纜及電氣設備組件於浸水(submergence)或溼氣入侵(moisture intrusion)下之環境驗證議題，於 2012 年向 NRC 所提出之 10 CFR 50.49 及其他相關之安全設計準則與法規修改請願案 PRM-50-106，經 NRC 評估後，於 2016 年 3 月以不同意 NRDC 看法或主張為由，而拒絕此請願案；例如以安全重要設備已受 10 CFR 50.65 維護法規管制為由，不同意 NRDC 主張 10 CFR 50.49 應擴及規範溫和環境下受浸水(submergence)或溼氣入侵(moisture intrusion)影響之安全相關電纜及電氣設備。
- (8)美國 NRC 視察員依據 2015 年 5 月開立之工作介面協議(Task Interface Agreement)TIA 2014-01，針對核電業者未依據廠家手冊或文件規範之運轉壽命(Service Life)，更換或評估安全相關結構、系統及組件，而與法規要求有所不符而開立違規；然而核電業者認為 NRC 誤解廠家建議及法規要求並提出異議，經 NRC 檢討以在草擬管制議題結論(Regulatory Information Summary,以下簡稱 RIS)規範類似議題之管制立場而不宜重複規範為由，於 2015 年 10 月撤銷 TIA 2014-01。NRC 經 2016 年 1 月召開公聽會與公眾溝通討論凝聚共識後，於 2016 年 5 月以「Disposition of Information Related to the Time Period That Safety-Related Structures, Systems or Components Are Installed」為題提出 RIS 草案並徵求公眾意見。本次會議報告特針對美國 NEI 所提出之意見、與 NRC 間召開之討論會(2016 年 10 月 20 日)及 NRC 處理回復(2016 年 10 月 31 日)提出說明，並可發現 NEI 所提出之 6 項意見，其中 3 項並未被 NRC 同意，其他 3 項則被 NRC 同意或部分同意。
- (9)美國 NRC 針對數位儀控系統共因失效之管制立場，目前仍在檢討中。雖然 NRC 營運執行長有於 2015 年向 NRC 委員會提出報告(SECY-15-0106)，希望將 IEEE Std. 603-2009 納入法規要求項目，然未被 NRC 委員會所同意並於 2016 年 2 月以信函 SRM-SECY-15-0106，要求 NRC 必須建立整合性策略計畫，以求數位儀控管制架構與時俱進，並需更新 SRM-SECY-93-087 所規範之數位儀控系統共因失效管制立場，以及向 NRC 委員會提供政策變更之技術基礎。
- (10)對於核能專家 Kurt Schaefer 於 2015 年針對「安全重要(Important to Safety)」定義，所提出之法規修改請願案 PRM-50-112，已經 NRC 同意納入審查程序並於 2016 年刊登於聯邦公報 81 FR 410，徵求公眾意見中；NUGEQ 並對此案提出意見，表示經考量對環境驗證適用範圍之衝擊，不表贊同。
- (11)針對後續執照更新(Subsequent License Renewal, SLR)申請案，NRC 目前已於 2015 年 12 月提出管制審查指引文件 NUREG-2191「Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License

Renewal (GALL-SLR) Report」,並徵求公眾意見中及召開公聽會與公眾討論意見處理方式,預期 2017 年 7 月將可定案。

- (12)本次會議針對美國 NEI 下設之執照更新電氣工作小組(License Renewal Electrical Working Group, LREWG)於 2016 年 10 月份所召開之會議,提出簡要說明;本次會議討論主題除包含與執照更新相關議題外,並針對近期與環境驗證相關事件議題進行討論,例如 NRC 執行視察時再重新檢視 IN 97-45「Environmental Qualification Deficiency for Cables and Containment Penetration Pigtailes」相關議題、NRC 所進行之設備驗證相關視察員訓練等。
- (13)美國核電業者對於 NRC 視察時,針對 Indian Point 及 Salem 等 2 座核電廠,未就反應爐壓力槽內部組件隔板-模型板螺栓(baffle former plate bolt)相關運轉經驗回饋議題,使用運轉規範設備可用性判定程序書,記錄隔板-模型板螺栓劣化影響評估與處置方式為由,而開立之違規,認為其管制基礎並不合理而不表認同,並於 2016 年 9 月 29 日由 NEI 向 NRC 提出陳情信函,建議 NRC 在視察及違規處理時不要引用前述 Indian Point 及 Salem 等 2 座核電廠視察管制立場,而應經由與業者及公眾溝通過程檢討此議題,以作為業者建立制訂運轉規範設備可用性判定過程相關指引之用。
- (14)NUGEQ 於本次會議向與會單位人員簡報介紹 NRC 管制要求-溯及既往條款(Backfitting Rule)內涵,說明如何得知及判斷 NRC 人員變更或新增管制立場,以及應注意 10 CFR 50.109 第(a)(4)條款-溯及既往分析評估要求排除條件,並以 2016 年 Exelon 公司所提之溯及既往上訴判定結果為案例,說明 NRC 人員對核電業者所施加之有關調壓槽安全閥管制要求,經 NRC 營運執行長組成審查小組審查判定,確為新增管制立場,且無已知規範標準與其一致,並非能豁免執行溯及既往分析評估;並藉此指出若有涉及 10 CFR 50.49 法規規範新增之管制立場,建議業者在 NRC 未施加於持照者前,先要求 NRC 評估新增之管制立場,若仍未能解決問題,再提出溯及既往上訴案,並建議應瞭解 NRC 管制立場及關切事項,並提供其他額外資訊,讓 NRC 人員瞭解適用之執照基礎。
- (15)為因應美國核電運轉發電成本增加(註:2014 年核電運轉每百萬瓦小時成本與 2002 年相較增加 28%),以及面臨核電產業於電力市場競爭力上所面臨之嚴峻挑戰,美國 NEI 於 2016 年提出「核電諾言履行-安全、可靠、經濟提升」(Delivering the Nuclear Promise: Advancing Safety, Reliability and Economic Performance)策略計畫,以求藉由針對核電運轉實務作業之再審思、效率提升及成本降低之方式,阻擋核電產業衰退之趨勢。本次會議簡報除針對此計畫概況提出簡要說明外,並就與設備驗證作業可能相關部分提出說明,列出 NEI 發行與設備驗證相關之效率提升公報(Efficiency Bulletins),例如 EB 16-01「Eliminate Administrative Changes to Preventive Maintenance Work Orders」、EB 16-08「Eliminate Formal

Margin Management Programs」、EB 16-10「Reduce Cumulative Impact from the Corrective Action Program」、EB 16-15b(Utilizing Minor Maintenance)、EB 16-16「High-Cost, Noncritical Preventive Maintenance Reduction」、EB16-25「Critical Component Reduction」等。本次會議另指出可能造成核電運轉成本降低之業者提案，例如修改 NRC RG 1.89 Rev.1 有關設計基礎事故開始時立即輻射外釋至圍阻體內之假設、僅針對輻射條件之環境驗證 (Radiation-only qualification)、輻射環境驗證限值調降等，並期望能反映於新版之 NRC RG 1.89。

(16)有關核能同級品檢證(Commercial Grade Dedication)，本次會議簡報則針對 EPRI 編號 3002002982 技術報告、NRC 管制指引草案 DG-1292 等提出簡要介紹，並就近年來 NRC 所執行之供應商視察及將執行之設備驗證設計基礎保證視察，提出簡要說明。有關核能同級品零組件供應商之視察，NRC 一直持續在執行，並將視察過程所發現之議題，透過一般通告文件，例如 NRC IN 2011-11、IN 2014-11、RIS 2016-05 等，告知核電業者。而在 2016 年與設備驗證或核能同級品檢證相關之供應商視察，包含 Namco Controls、Electroswitch、ASCO Valve 等供應商視察，並皆開立違規通知。對於 NRC 將執行之設備驗證設計基礎保證視察，本次會議簡報中則提醒業者有關核能同級品零組件之使用應會納入視察項目，建議業者除應研閱前述一般通告文件及供應商視察結果相關文件外，亦應瞭解 NRC 視察程序書 IP 71111.21N 有關核能同級品檢證查證指引，以及查閱 NRC 設備驗證訓練教材有關核能同級品檢證對環境驗證設備之挑戰，並應確認核能同級品檢證作業仍能維持設備驗證合格狀態之有效性。

第 3 日活動，則包含 3 項議題簡報。第 1 項議題為英國新建電廠之設備驗證，由 EDF 能源公司設備驗證工程師 Paul Kendall 介紹英國新建核電廠-欣克利角 C (Hinkley Point C, 以下簡稱 HPC)之設備驗證。Paul Kendall 首先簡介 HPC 核電廠興建歷程及規劃，及說明 HPC 核電廠設備驗證適用之工業標準，包含英國標準學會(British Standards Institution, BSI)發行之 BS IEC 60780「NUCLEAR POWER PLANTS - ELECTRICAL EQUIPMENT OF THE SAFETY SYSTEM - QUALIFICATION」及國際電工委員會標準 IEC 60980「Recommended practices for seismic qualification of electrical equipment of the safety system for nuclear generating stations」；此外，HPC 核電廠及英國核能管制署(Office for Nuclear Regulation, ONR)所接受之工程規範實務作法(Engineering Codes Practices)，則包含法國之 RCC-E(2012)標準、美國之 IEEE 標準及德國之 KTA 標準，但不可混用。其次介紹 HPC 核電廠設備驗證之組織、基礎及實際查核案例，並可發現圍阻體噴灑泵之驗證要求係為在假想碎片(debris)下，而仍能於事故後一年維持安全運轉，並對設備驗證方案內容有所影響，而與同型電廠法國 FLAMANVILLE-3 核電廠設備驗證有所差異。最後，介紹 HPC 核電廠設備驗證之挑戰、因應措施、現況及未來工作，

並可發現英國核能管制署(Office for Nuclear Regulation, ONR)對 HPC 核電廠設備驗證管制作法為每季執行一次設備驗證方案評估，評估審查結果並會反映於興建前安全報告(Pre-Construction Safety Report, PCSR)第 3.6 章節。

第 2 項議題則為加拿大核電廠之環境驗證方案現況，由加拿大核安委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, 以下簡稱 CNSC)電氣專家 Meliha Vlatkovic 簡報，報告內容包含 CNSC 簡介與管制機制、環境驗證管制架構、加拿大標準協會(Canadian Standards Association, 以下簡稱 CSA)發行之標準 CSA N290.13「Environmental Qualification of Equipment for CANDU Nuclear Power Plants」對於環境驗證方案要求及 CNSC 環境驗證管制作業內容。從本次簡報中，可發現對於加拿大核電廠之環境驗證方案要求，係規範於管制文件(Regulatory Documents, REGDOCs)、核電反應器運轉執照(Nuclear Power Reactor Operating Licence, PROL)及執照條件手冊(Licence Conditions Handbook, LCH)。在管制文件方面，環境驗證方案要求係規範於 REGDOC-2.5.2「Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plant」之第 7.8 章節，並有要求設計上若有規範須設置防護屏蔽(Protective Barriers)，以隔離設備免於受嚴酷環境(harsh environment)條件影響，則此防護屏蔽需規範於驗證方案中。執照條件手冊對管制要求有更詳細解釋說明，其中針對符合性確認準則(Compliance Verification Criteria)，則規範環境驗證方案要求列於 CSA 標準 N290.13，環境驗證方案必須包含監測方案，以量測驗證設備(包含電纜)之劣化及失效狀況。而 CSA 標準 N290.13 係工業界發展之標準，並為加拿大運轉中電廠環境驗證方案管制之基石。有關 CNSC 環境驗證管制作業之介紹，可發現所涉及之符合性確認作業(Compliance Verification Activities)包含定期及非定期之管制審查評估、定期安全審查(Periodic Safety Reviews, PSRs)、視察、中期報告、事件報告及調查。而加拿大核安委員會 CNSC 所執行之核能電廠環境驗證方案定期視察目標，則包含判定環境驗證方案是否符合管制要求，以及藉由設備驗證文件審查及現場巡查確認維持設備驗證合格狀態。至於加拿大運轉中電廠環境驗證方案內容及定期視察週期，經聽取本次簡報及於會場詢問 Meliha Vlatkovic，得知電磁干擾驗證如同耐震驗證有個別之方案規範，並不規範於環境驗證方案內容，但應屬於設備驗證方案之規範項目；至於加拿大運轉中電廠環境驗證方案定期視察週期，目前已修改為每 3 年執行一次，以適時確認設備驗證狀態。另有關加拿大運轉中電廠環境驗證方案現況說明，則可發現環境驗證方案之有效執行，有賴於藉由稽查、業者自我評估、獨立審查、管理監督等執行監控及定期評核，以及業者定期報告，例如環境驗證方案健康報告(EQ Program Health Report)，方能達成。最後，Meliha Vlatkovic 在總結時，特別指出雖然加拿大核電廠環境驗證方案已趨成熟，然因隨著設備逐漸老化，維持環境驗證高標準已形成更大之挑戰。

第 3 項議題係有關耐震驗證議題，係由加拿大 Kinectrics 公司人員提出「Seismic Testing (Random Input Motion) of Large Nuclear Grade Piston-Type Actuator」之簡報。其報告內容係針對大型核能級活塞型致動器，介紹依循 IEEE Std. 344-2013 及 IEEE Std. 382-2006 所執行之耐震驗證。需特別注意的是，若核電廠位於硬岩區(hard rock region)，則設備耐震測試頻率需高於 32Hz 到截止頻率(cut-off frequency)，其頻率間隔並需所短，每一頻率測試時間則需延長至 15 秒。

本次設備驗證技術研討會(EQTM)會議現場活動，除前述技術議題簡報及討論外，現場並有與設備驗證相關產品參展，可參閱附件 3 本次會議手冊之第 15 頁至第 23 頁之參展廠商簡介(Exhibitor Descriptions)。為瞭解電子儀控產品之電磁干擾驗證，特於簡報休息時間詢問參展廠商 Curtiss-Wright 公司，有關所提供之逆向工程產品-電子模組產品是否有依工業標準或指引進行電磁干擾驗證；參展廠商 Curtiss-Wright 公司人員並指出有部分產品(例如隔離器)有依 IEEE Std.472-1974「IEEE Guide for Surge Withstand Capability (SWC) Tests」執行突波耐受測試，然對於所詢有些電子模組卡片規格有明列依 EPRI 技術報告 TR-102323「Guidelines for Electromagnetic Interference Testing in Power Plants」可達成電磁干擾防護(EMI/RFI Protection)，例如電阻式溫度偵測轉換器(Resistance Temperature Detectors Converter)，其他部分電子模組卡片規格則無明列，參展廠商人員則回復必須進一步詢問方能瞭解原因。



照片 2：參加第 28 屆設備驗證技術研討會(EQTM)



照片 3：產業界專家會談(Industry Panel Discussion)專家
由右至左依序為 NRC JIM, ENTERGY VINCE, NEI BRUCE, NEQ RON, DUKE CHRIS



照片 4：加拿大核安委員會 MELIHA 簡報環境驗證方案現況

三、心得及建議

本次赴美參加核電廠設備驗證技術相關訓練及參加第 28 屆設備驗證技術研討會之心得及建議事項分述如下：

(一)廣泛蒐集資料探究影響設備驗證壽命之因素與機制，嚴謹管控核電廠安全重要設備狀況監測及壽命分析評估作業：

目前我國運轉中核電廠皆已接近現行運轉執照規範之有效期限，若核電廠安全重要結構、系統及組件不能被合理保證，可於正常運轉、預期運轉事件及假想設計基準事故環境下，仍能執行安全功能及不影響安全功能之達成，則不符合「核子反應器設施安全設計準則」而難以確保核能安全；因此，我國運轉中核電廠安全重要設備之狀況監測及壽命分析評估作業，應為目前核安管制重要工作項目，方能嚴密管制核安，確保核電安全。

然影響安全重要設備「驗證壽命(Qualified Life)」之因素，從美國核管會 NRC 或電力綜合研究院 EPRI 所發行之技術或研究報告，例如 NRC 發行之 NUREG/CR-0988、NUREG/CR-4301、GSI-168 RES 技術評估報告及 EPRI 發行之 TR-100516、NP-3877 等，以及從本次會議安排之安特吉公司 (Entergy Operations Inc.) 處長兼總工程師 (Director/Chief Engineer) Vince Bacanskas 專題演講，可發現老化因子並不限於熱老化或輻射老化因子，尚有浸水或濕氣老化(Humidity Aging)、電應力(electrical stress)、機械力(mechanical stress)等應力因子需加注意，且不同材料受相同應力因子影響之效果亦不一樣。

為確保核電廠安全重要結構、系統及組件之可用性及可靠性，建議本會除督促台電公司落實核電廠安全重要設備老化管理外，亦應持續蒐集研閱與設備老化相關之技術或研究報告資料，並適時納入核安管制人員訓練，增進本會視察員或審查人員對設備老化機制之瞭解，精進相關管制知識及經驗，提升安全審查及視察能力。至於設備老化機制相關之技術或研究報告研閱方面，則建議可先從美國核管會 NRC 或電力綜合研究院 EPRI 所發行之技術或研究報告著手，再查閱其所參考文件，應可充實或精進相關管制知識及經驗。

(二)充分瞭解阿瑞尼斯方法應用相關議題，嚴密管控核電廠安全重要設備熱老化分析評估作業：

從 NRC 核能管制研發署(Office of Nuclear Regulatory Research, RES)於 2000 年 2 月 24 日致 NRC 核反應器管制署(Office of Nuclear Reactor Regulation, NRR)之信函，可發現阿瑞

尼斯方法論已被接受可用於核電廠相關安全審查案，例如功率提升、電氣設備驗證壽命再評估、執照更新等相關審查案等，且美國 NRC 在所發行之技術報告 NUREG-0588 及管制指引 NRC RG 1.89，並認可阿瑞尼斯方法(Arrhenius Method)作為加速熱老化(accelerated thermal aging)分析之用；因此，阿瑞尼斯方法已可作為熱老化分析評估之標準工具。

然阿瑞尼斯方法應用上，必須注意與應用限制性相關議題，例如有限線性溫度範圍、不同環境下主導反應機制差異性、綜合效應(synergistic effects)、活化能分析值差異性、蒸汽或溼度伴隨環境影響程度、氧氣擴散效應等；並應注意分析評估所得之「驗證壽命(Qualified Life)」並非實際壽命，而係「合理保證(reasonable assurance)」指標，且應併同其他電廠作業或措施，例如品保作業、10 CFR 50.65 維護方案執行作業等，方能確保核電廠安全重要結構、系統及組件可被合理保證於正常運轉、預期運轉事件及假想設計基準事故環境下，仍能執行安全功能及不影響安全功能之達成。

阿瑞尼斯模式雖可作為設備組件熱老化行為模式，然其模式參數-活化能若判定不適當，將顯著影響分析結果正確性；因此，建議本會人員在執行核電廠安全重要設備熱老化分析評估相關之審查或視察作業時，除需先掌握我國核電廠適用之法規指引及工業標準規範內容外，尚需充分瞭解安全重要設備組件活化能之測試分析方法、影響因素與選用判定方式，注意熱重分析法(TGA)對不同失效機制而言並非最保守方法，且未獲美國 NRC 認可。此外，亦應注意查證相關佐證文件或紀錄，確認適用之法規指引及工業標準規範符合性，以確保熱老化分析結果正確性及適當性。

有關阿瑞尼斯方法論用於事故劣化等價時間(Accident Degradation Equivalency, 以下簡稱 ADE)計算方面，建議本會人員執行審查或視察作業時應注意，倘若溫度為假想事故期間僅有之應力因子(stressor)，例如反應爐冷卻水流失事故後加熱(post-LOCA Heat Up)期間，方可藉由 ADE 執行加速熱老化計算比較分析，確認事故情境測試驗證曲線覆蓋設計要求曲線；然應查證「阿瑞尼斯方程式(Arrhenius Equations)」計算分析正確性，以確保設備組件除於驗證壽命期間可發揮功能外，亦可於假想事故期間達成安全功能或不影響安全功能之達成。若審查或查證發現事故情境測試驗證曲線未能適當覆蓋設計要求曲線，則應注意是否有依 10 CFR 50.49 法規要求，執行進一步的分析，並留存紀錄備查。

(三)注意設備驗證管制相關趨勢及議題發展，強化我國核電廠管制作為：

本次第 28 屆設備驗證技術研討會(EQTM)報告或討論之議題，包含美國 NRC 先導型設備組件設計基準-環境驗證方案視察、設備驗證相關管制法規或法規指引新增或修改

(含美國聯想法規 10 CFR 50.69、10 CFR 21、NRC RG 1.89 等)、核能同級品零組件檢證、IEEE 標準符合性評估方案、逆向工程、後續執照更新(Subsequent License Renewal, SLR)、溯及既往條款(Backfitting Rule)、「核電諾言履行-安全、可靠、經濟提升」(Delivering the Nuclear Promise: Advancing Safety, Reliability and Economic Performance)策略計畫、與設備驗證相關之違規事項、經驗回饋、請願案、陳情案等、英國新建電廠之設備驗證管制、加拿大核電廠之環境驗證方案與視察管制及其他設備驗證測試案例分享。

有關核電廠環境驗證方案視察部分，美國 NRC 及加拿大 CNSC 視察週期皆為每三年執行一次。美國 NRC 除完成視察員訓練及先導型視察外，並將執行設備驗證設計基礎保證視察，建議本會可蒐集 NRC 視察員訓練教材、視察程序書及視察報告，檢討納入本會相關視察作業程序書，規範環境驗證視察要項與指引，並比照 NRC 作法辦理視察員訓練及核電廠環境驗證專案視察，當可強化我國核電廠管制作為，嚴密環境驗證管制，確保核安。

與設備驗證相關之管制法規與法規指引新增或修改、違規事項、經驗回饋、請願案、陳情案，以及核能同級品檢證管制作法、IEEE 標準符合性評估方案等，建議本會仍應持續注意追蹤並研討是否納入本會核安管制要求事項。

四、附件

1. 「阿瑞尼斯方法論之理論及應用」訓練教材
2. 完成進階設備驗證訓練-「阿瑞尼斯方法論之理論及應用」證明
3. 第28屆設備驗證技術研討會(EQTM)會議手冊
4. 第28屆設備驗證技術研討會(EQTM)議程
5. 第28屆設備驗證技術研討會(EQTM)會議簡報資料

註：附件 1、3、5 因涉及主辦單位或簡報單位或人員之智財權及著作權，僅供內部參考，不上網公布。