

出國報告（出國類別：其他）

赴大陸參加第 20 屆 PBNC(太平洋盆地核能研討會)，並順道參訪大亞灣核電廠，進行技術交流與擴展合作。

服務機關：核能研究所

姓名職稱：徐獻星 研究員

派赴國家：大陸

出國期間：105 年 4 月 4 日~105 年 4 月 8 日

報告日期：105 年 6 月 2 日

摘要

核研所徐獻星研究員此行赴大陸北京參加第二十屆 PBNC（太平洋盆地核能研討會），並順道參訪中國核能行業協會及大亞灣核電廠，進行技術交流，並商討可能之合作議題。

參加第二十屆 PBNC（太平洋盆地核能研討會），除參與技術研討會，瞭解各國間最新之核能發展趨勢，並著重於大陸現在運行中核電廠之運轉狀況及未來發展趨勢。徐員拜訪中國核能行業協會主要目的是討論將於今年召開之「第四屆海峽兩岸核能合作研討會」之籌備內容，徐員也與中國核能行業協會交流大陸全壽期老化管理之發展方向，並說明台灣已執行老化管理工作多年，希望能藉該會之協助，將台灣之老化管理經驗與大陸交流。徐員拜訪大亞灣核電廠主要了解大亞灣現在之老化管理規劃，並談論兩岸於執行老化管理時，所採用之不同核能法規及程序。

目 錄

	<u>頁碼</u>
一、目的	1
二、過程	2
三、心得	3
四、建議事項	24

一、目的

核研所徐獻星研究員此行赴大陸北京參加第二十屆 PBNC（太平洋盆地核能研討會），並順道參訪中國核能行業協會、以及大亞灣核電廠，進行技術交流，並商討兩岸老化管理工作可能之合作議題。此出國報告分段敘述上述行程，以及心得與建議。

二、過程

(一) 105/04/04

徐獻星搭機由桃園前往大陸北京。

(二) 105/04/05~105/04/06

徐員拜訪中國核能行業協會，並參加第二十屆 PBNC（太平洋盆地核能研討會），04/06 晚搭機由北京轉往香港。

(三) 105/04/07

徐員拜訪大亞灣核電廠。

(四) 105/04/08

徐員搭機由香港返回桃園。

三、心得

(一) 參加第二十屆 PBNC (太平洋盆地核能研討會)

太平洋盆地核能會議(Pacific Basin Nuclear Conference, PBNC)為 2 年一次的國際核能會議，本屆會議為第 20 屆，在大陸北京舉辦，由大陸核能學會主辦，主題為「核能：支持太平洋盆地及全球發展之動力」，共計有來自 20 多個環太平洋地區國家，以及歐洲核工業及核電公司等多位專家共同與會。開幕時，主辦國大陸主要著重於介紹其傲視全球之核電廠新建機組數目，以及強力進軍國際核能市場之眺望；設備供應商，如法國 EDF 電力公司，則介紹對應日本福島核災之核電廠安全設計與應變措施；拉丁美洲國家報告該國核電廠運行績效；東南亞新興核能國家則介紹其首建核電廠之規劃及挑戰；核能大國美國雖有兩處新建核能機組，但數量與大陸不能相比，故其報告重點放在核電廠之老化管理及核電廠延役成績上面，自豪其近百座運轉中核電機組，經嚴密審查後，已有四分之三以上機組，取得自 40 年延長至 60 年之運轉執照，並稱已有一座電廠，正在實際進行自 60 年延長至 80 年之運轉執照更新程序。

以下簡述大陸近來之核電發展及參展心得。

現在大陸之核能發電現況及未來發展規劃

大陸輕水式反應爐的技術開發，是以法國 Areva 公司之 PWR 技術所開發的 CPR-1000，以及美國西屋公司的 AP-1000 為基底。大陸從中進行技術移轉，以 100%國產化為目標。除發電外，大陸也積極擴展鈾燃料的開發，大陸鈾生產量約為每年 750 噸，但 2009 年的核能發電需求量已達每年約 1,400 噸，早就不足。現在核能發電裝置容量又急遽增加，為確保鈾供應穩定政策，大陸因此積極向海外購買鈾資源：大陸中核公司與蒙古原子公司 (MonAtom) 的 Gurvanbulag 礦山，設立合資公司，共同開採鈾礦；大陸中廣核公司亦取得澳洲鈾礦公司的經營權。世界核能協會預估，2020 年大陸的核電裝置容量達到 7,300 萬瓩時，鈾的需求量每年將增加為 14,400 噸，是目前的 10 倍。所以大陸在此方面之投資及發展將會加速進行。

參展心得

在此次會議展覽中，可看出大陸現在對核能科普教育也越來越重視，如下圖 1，大陸舉辦首屆科普競賽，得獎之內容主要在對大眾尤其是年輕一代，宣導核能發電的重要性及安全性。



圖 1. 大陸首屆科普獎展示內容

大陸也正加強對大眾瞭解核電廠運作狀況之介紹，下圖 2 為核電廠數位化漫遊沙盤，以協助參訪者，對核電廠從外至內之運作，進行詳細之說明及展示。



圖 2. 大陸核電廠從外至內之沙盤運作展示

大陸也在核電廠運轉維護所需之虛擬實境模擬訓練上加強發展，下圖 3 為核燃料抽換機之模擬訓練。

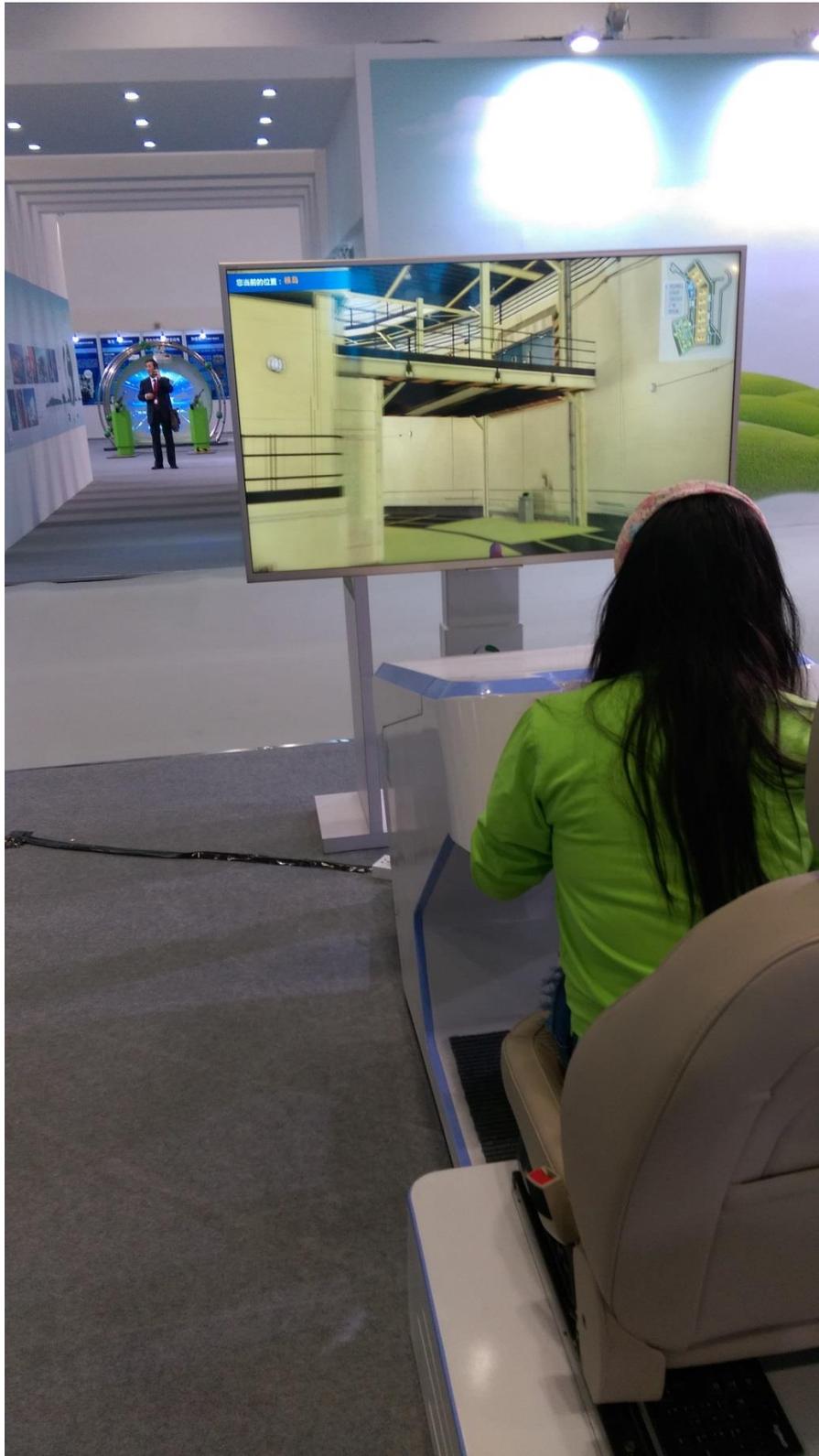


圖 3. 大陸核電廠燃料抽換訓練之虛擬實境模擬

(二) 參訪中國核能行業協會

徐員此行藉於北京開會之便，陪同台灣「財團法人核能科技協進會

(NuSTA)」陳布燦董事，一同拜訪「中國核能行業協會 (CNEA)」，由該會張華祝理事長等人接待。

台灣「財團法人核能科技協進會」是於 1994 年 4 月由國內核能社團法人、及民間企業及國營機構，為落實核能科技發展，推廣核能科技之應用，加速國內核能工業生根，並促進產、官、學、研、民間之合作與核能安全共識，以配合國家政策與經濟發展等目的而設立的。大陸之「中國核能行業協會」成立於 2007 年，主要目的為促進大陸核能行業發展，推動核能行業自主創新和技術進步，提高核能利用的安全性、可靠性和經濟性。

徐員此行目的為瞭解 CNEA 在大陸老化管理方面之規劃，並藉此行瞭解大陸核電廠在老化管理之執行方向及現況規劃，也說明台灣已執行老化管理工作多年，希望能藉該會之協助，將台灣之老化管理經驗與大陸交流。此行也獲得該會正面回應，將待後續有需求時，雙方再做進一步之交流。

「第四屆海峽兩岸核能合作研討會」相關籌備議題討論

兩會討論議題之一為討論「第四屆海峽兩岸核能合作研討會」相關議題及安排。會中結論，確定於今年 9 月在大陸石島灣舉辦此會議，議題內容為：

- (1) 核電新技術，
- (2) 核電運行與維護安全，
- (3) 核後端處理，
- (4) 兩岸攜手推動核產業合作。

國際間近年來之核電廠老化管理工作現況

目前，核電廠老化和壽命管理已經成為一個國際性課題，大陸也針對未來之老化管理工作規劃，參考國際間近年來之核電廠老化管理工作現況，規劃其老化管理體系，包括 IAEA、美國、法國、及日本，如下所述：

國際原子能署(IAEA)成員國

國際原子能署(IAEA)成員國擁有 400 多座運行中的核電廠，其中約有 20%的運轉年齡超過 30 年，70%的運轉年齡超過 20 年。隨著運轉年齡的增加，老化效應所引起的故障率越來越高。老化效應對核電廠安全的影響主要表現在對核電廠縱深防禦的影響，IAEA 歸納出造成老化失效的原因，包括磨損、腐蝕、輻照脆化、熱疲勞、熱老化、及振動等方面。其影響要素包括：增加組件失效概率，增加部件、設備共因故障概率、以及對系統性能產生不利影響。

所以 IAEA 開展眾多的核電廠老化管理研究，從 1980 年代開始，IAEA 啟動核電廠老化和壽命管理相關研究，包括 IAEA 各成員國間之資訊和資料交換，召開研討會，並形成了《核電廠老化的安全問題》初稿，該初稿於 1990 年 1 月以 IAEA 技術報告《IAEA-TECDOC-540》的形式出版。經過十幾年的努力，在 2002 年 6 月，IAEA 擬定核電廠老化管理方面較為完整的指導性文件。包括：

- (1) 《核電廠老化管理的數據收集與記錄保存》
- (2) 《核電廠安全重要部件的老化管理方法》
- (3) 《核電廠老化管理大綱的實施與審查》
- (4) 《安全有效的核電廠壽命週期退役管理》
- (5) 《輕水堆長期運行的電廠壽命管理》
- (6) 《核電廠壽命管理過程：重水堆的指南和實踐》

IAEA 在核電廠老化和壽命管理方面之法規、導則和技術文件具有如下一些特點：

- (1) IAEA 的老化和壽命管理導則指導性強，可操作性弱。
- (2) IAEA 的老化和壽命管理導則能夠把握住重點，將有限的資源更有效地利用，從而使老化管理的效果更加明顯。
- (3) IAEA 的老化和壽命管理導則所述的老化管理方法和措施能夠進行自我更新，以保證這些方法和措施持續有效性。
- (4) IAEA 的老化和壽命管理導則提出的方法非常注重審查，以確保自身的有效性。

美國

美國大多數的核電廠是在 1970 年代和 1980 年代初投入運行的，目前大多數機組已經達到或接近其壽命末期。早在 1980 年代早期，美國核管單位（NRC）就開始有系統地展開核電廠老化管理的研究。與其他一些國家(如法國和日本等)不同的是，美國沒有核電廠定期安全審查（PSR），而是利用 NRC 新的核電廠監督程序，對運行中之核電廠實施在線監督。而美國對核電廠老化問題的全面處理，集中體現在核電廠執照更新申請過程中。美國核電廠執照更新主要關注被動和長壽命 SSCs (系統、結構、及組件)之老化管理活動，而主動件及短壽命 SSCs 的老化管理，則主要由 10CFR50.65 維護法規(Maintenance Rule)負責規範。

NRC 在 1990 年代初就瞭解到運行中核電廠有延役申請的需求，於是在 1991 年 12 月頒佈了 10CFR54 –核電廠運轉執照更新的要求。1994 年 9 月 NRC 提出了該法規的修訂稿。1995 年 5 月頒佈了最終的版本。10CFR54 的最終版將重點放在長壽命的被動組件的老化效應，以及時限老化分析 (Time-Limited Aging Analyses, TLAA)上，並允許電廠可以依賴於現行持照基準(Current Licensing Basis, CLB)、維護法規、及核電廠現有的維護程序書。

自該法規頒佈後，NRC 展開了各項活動，包括用於指導 NRC 審查人員，執行執照更新審查的導則，譬如核電廠運轉執照更新申請的標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP-LR, NUREG-1800)、通用老化經驗學習(Generic Aging Lessons Learned, GALL, NUREG-1801)；NRC 檢查手冊(MGs)、以及檢查程序(IPs)等。

此外，美國核能機構也發行 NEI 95-10 (執行 10CFR54 要求的工業導則)，為核電廠運轉執照更新的申請者提供編寫申請書的導則。

法國

目前法國約有 59 座運行中之核電機組，其中 58 座皆為壓水堆，這些核電機組都是在 1980 年以後建成的。在役的 58 座壓水堆機組位於 19 座核電廠內，它們都由 FRAMATOM 製造，法國電力公司(EDF)營運，系統化和標準化程度非常高。

法國核安法規由國家以法令或命令的形式頒布，屬於強制性法規。基本安全導則由法國核安全局制定並頒布，每個基本安全導則都對應一個 RCC 標準，有利於法規和導則的實施。

法國與美國不同，法國的核電相關法規沒有規定核電廠壽命。由政府簽發的核電廠運行許可證，可因法國核安全局的審查結果，或者因為重大異常事故，而隨時予以取消。

法國所執行之定期安全審查(PSR)，係用以評估核電廠老化、修改、運行經驗、及系統更新的效應。定期安全審查係補充平常的安全審查和專項安全審查，但不是替代。

法國定期安全審查的技術目標包括兩部分：

- (1) 將機組的當前安全水準與設計水準相比較，以鑑別機組的退化，找出最初安全分析的不足。
- (2) 將機組的安全水準與最新運行之機組相比較，以提高機組安全水準，或透過運轉經驗審查，持續改進安全。

日本

截至 2010 年，日本已經有 20 座機組運轉年限達到 30 年。1994 年起，日本通產省(MITI)啟動核電廠的老化研究，並在 1996 年，頒布了核電廠的壽期管理工作原則，並首次對運轉年限最長的三台機組：敦賀核電廠 1 號機組(BWR)、美濱核電廠 1 號機組(PWR)、和福島第一核電廠 1 號機組(BWR)的設施，進行評估。2004 年 7 月至 2005 年 3 月，日本原子能協會(JAES)參考美國 SRP-LR 以及相關技術手冊，提出了日本輕水堆核電廠老化管理和長期運轉路線圖。2005 年 12 月，日本政府頒布了《核電廠老化管理實施導則》，提出了實施老化管理評估方法和基本要求。所以在這些方面，日本的老化和壽命管理體系與美國較為相似。

雖然日本在老化和壽命管理方面展開廣泛的工作，但是在福島事件後，還是引起人們質疑日本核電廠管理工作之有效性，尤其是對老化和壽命管理監管方面的質疑。

大陸「第四屆核電廠老化與壽命管理研討會」規畫

「中國核能行業協會」近年也在推動老化管理相關工作，將於今年第四季於上海召開「第四屆核電廠老化與壽命管理研討會」。徐員透過此次參訪，也瞭解該類研討會主要之討論議題，主要內容包括：

- (1) 核電廠老化和壽命管理法規規範、技術標準；
- (2) 核電廠老化和壽命管理基礎研究、關鍵技術研究的最新進展情況；
- (3) 核電廠老化和壽命管理的實踐及經驗回饋；
- (4) 核電廠關鍵設備的時限老化分析及壽命評估技術研究及應用；
- (5) 核電廠關鍵設備老化狀態監測及緩解技術研究及應用；
- (6) 核電廠老化和壽命管理平台及資料庫的研究與開發；
- (7) 核電廠運行許可證延續技術研究及應用；
- (8) 核安全相關設備的設備鑒定技術研究及應用；
- (9) 核電廠定期安全審查中與老化管理相關的技術及實踐；

大陸之核電廠老化管理工作規畫

徐員也對大陸近年來之老化管理執行方向及現況規劃進行瞭解，如下所述：

大陸之核電廠全壽期老化管理的需求，起源自 IAEA 於 2000 年頒佈的「核動力廠設計安全規定 (NS-R-1)」與「核動力廠運行安全規定 (NS-R-2)」。大陸國家核安全局於 2004 年基於上述兩個安全規定，頒佈了同名的核安全法規 (HAF102 和 HAF103)。

在 NS-R-1 中專門有一個章節提出了設計階段之老化管理要求：

- (1) 在設計中留有足夠的裕度；
- (2) 考慮在正常運行、維修和假想事故等狀態下之老化和磨損效應；
- (3) 設計中應考慮為監測、試驗、取樣和檢查等活動，採取必要的措施等。

在 NS-R-2 中要求：

- (1) 營運者必須具備足夠的檢查和維修手段；

- (2) 運行和維修記錄必須予以有效的保存；
- (3) 必須建立適當的監督大綱(老化管理方案)，以確保設備能按設計限值運行等。

IAEA 在 2009 年出版的「核電廠老化管理核安全導則 (NS-G-2.12)」中，提出了主動的老化管理策略 (Proactive Strategy for Ageing Management)，從設計、建造、調試、運行、到退役各個階段，提出了各階段老化管理應開展的工作，將傳統上基於運轉的老化管理工作，拓展為全壽期的老化管理，同時也明確營運者為核電廠全壽期老化管理的責任主體，必須在核電廠生命週期內各階段，貫徹老化管理的各項要求，進行有效控制。

以下列舉了核電廠生命週期各階段老化管理的需求：

- (1) 完備的設備鑒定 (EQ) 大綱；
- (2) 識別並評估潛在的老化機制；
- (3) 評估並考慮各種運轉經驗回饋；
- (4) 考慮線上監測；
- (5) 考慮維修及檢查的方便；
- (6) 列為安全分析報告的專題；
- (7) 在製造過程中充分考慮老化影響因素；
- (8) 基準檢查資料的收集和歸檔；
- (9) 按設計規格書要求，製備並安裝足夠用於監測特定老化機制的監試樣品；
- (10) 建立系統性大綱，用以指導老化管理相關基準資料的測量和記錄；
- (11) 特別關注溫度和輻射照射劑量熱點的識別和振動水準的測量；
- (12) 核安全監管當局應確信營運者收集基準資料，並確認臨界運行工況（如作為設備鑒定輸入的工況）；
- (13) 與設計分析相符；
- (14) 建立系統化的老化管理大綱(老化管理方案)；

- (15) 提升功率、設備改造或更換時，必須識別變更對工況的影響，以及由此造成某部件的加速或過早老化；
- (16) 對新發現的老化機制，應進行適當的評審；
- (17) 對電廠安全重要的設備，必須準備好備案，以應付潛在老化機制導致的失效；
- (18) 備品及備件的管理；
- (19) 通過老化管理，保證除役活動的有效開展。

其中的兩個關鍵環節是：

- (1) 在設計建造階段，開展核安全設備鑒定活動，以確保核安全相關設備從一開始就處於良好狀態；
- (2) 在運轉階段，建立系統化的老化管理大綱並開展相對應的活動。

另外，設備鑒定是建立並保持證據，以證明核安全相關設備，於設計壽期內，在各種正常及預期運轉事件與事故工況下，能按設計目的，可靠地執行其設計的安全功能。設備鑒定由環境驗證，如熱老化、輻射照射、振動、機械磨損、電磁與無線電干擾（EMI/RFI）、及 LOCA 等，以及抗震驗證等所組成。設備鑒定一般採用型式試驗、分析、經驗推導，或以這些方法的組合進行鑒定。設備鑒定相當於對核安全相關設備在投入運行前就進行全面的體檢，測試驗證它的初始狀態，確保其一開始就能滿足各種事故工況條件下的設計要求。

IAEA TR-338 也歸納出主要的老化機制及其敏感部位。以下列舉了部分因老化引起核電廠設備失效的典型例子。

	<u>老化機制</u>	<u>敏感部位</u>
1.	均勻腐蝕、點蝕和耗蝕（低溫和高溫）	縫隙和隱藏區域、低流動和無流動區域部件；
2.	內表面的應力腐蝕開裂（低溫和高溫）	設備的焊縫附近（異常的化學條件）
3.	外表面的應力腐蝕開裂（氯化物，低溫和高溫）	沿海核電廠及洩漏閥門附近的設備(如隔層)
4.	輻照促進應力腐蝕	反應堆壓力容器和堆內構件、壓力管

5.	磨蝕—腐蝕	蒸汽管道和汽水分離器、熱交換器（汽水分離器再熱器），氣輪機葉片
6.	縫隙腐蝕（低溫和高溫）	滯流點、焊縫附近、套管連接區、支撐環焊接處
7.	微生物腐蝕（低溫）	廠用水系統、熱交換器、進行壓力試驗的設備、拆卸修理的設備、錨固
8.	腐蝕疲勞（低溫和高溫）	熱混合區，特別是碳鋼和合金鋼
9.	疲勞（低溫和高溫）	轉動設備支撐件和與大設備相連的管道
10.	焊縫有關的開裂（熔融不充分、熱延展性、鐵素體貧化、縫隙形成：高溫或低溫）	同種金屬間的焊縫、可鍛材料與鑄件間的焊接、低鐵素體填充的焊接接頭、縫焊焊縫
11.	材變區域的開裂（高溫或低溫）	異種金屬間的焊縫、壓力容器和堆焊層的界面、安全端與接管的焊縫、閥門或泵與管道的焊縫（碳鋼過渡到不銹鋼）
12.	敏化（高溫）	不銹鋼部件、鑄造部件
13.	老化退化機理	敏感材料和部件
14.	熱脆化（高溫）	鐵素體不銹鋼、不銹鋼鑄件
15.	輻照脆化	反應堆壓力容器、堆內構件和堆內支承件、排管容器元件、燃料通道
16.	氫脆（低溫）	高強度低合金鋼組件、壓力容器堆焊層（鐵素體相）、壓力容器堆焊層和容器壁的界面、錨固螺釘、壓力容器和穩壓器的支撐件
17.	機械磨損、微動磨損（低溫和高溫）	轉動設備
18.	粘附和磨損	泵和閥門內的部件
19.	蠕變和腫脹（高溫）	堆內構件、壓力管
20.	絕緣脆化和退化	電纜、電機繞組、變壓器
21.	熱擊穿（絕緣材料）	電容器、固態裝置
22.	局部放電	變壓器、電感器、中高壓設備
23.	氧化	繼電器和斷路器的觸點、潤滑劑、與電氣設備相連的絕緣材料

IAEA 之 Plant Life Management (PLiM) 在 2010 年出版的文獻中也提出各類核電廠中，各種老化問題的實例及其對策：

- (1) 由於緊急停機伺服閥之電磁線圈圓盤材料退化，引起控制棒緊急停機時失效；

- (2) 溫度引起的加速老化和電纜絕緣退化引起的電纜失效，導致廠外電源喪失；
- (3) 由於氧化和熱脆化引起儀錶電纜絕緣退化；
- (4) 由於電容器、保險絲和固體電路元件的熱退化，引起轉換器失效；
- (5) 由於氣蝕引起電動閥體退化；
- (6) 由於流沖振動和磨損引起套筒管變薄；
- (7) 硼酸引起反應堆冷卻劑系統高壓安全注水管腐蝕；
- (8) 熱分層作用引生的承壓波動管的疲勞開裂；
- (9) 由於應力腐蝕開裂、點蝕、凹陷、微動磨損、和耗蝕引起蒸汽產生器的傳熱管失效；
- (10) 由於極板對匯流排的磨蝕，引起廠用蓄電池退化；
- (11) 由於磨損、振動和應力腐蝕開裂，引起的止回閥失效；
- (12) 腐蝕和振動引起的緊急廠用水泵失效；
- (13) 由於振動引起的管道支撐損壞；
- (14) 腐蝕/磨蝕的生成物，降低廠用水系統熱交換器的傳熱能力；
- (15) 由磨蝕-腐蝕引起的碳鋼給水管破裂；
- (16) 由磨蝕-腐蝕引起的碳鋼鍋爐給水泵體和閥體壁厚減薄；
- (17) 氫致銻合金壓力管破裂；
- (18) 由於局部放電引起定子繞組的高壓環氧雲母絕緣劣化，導致主泵電機失效；
- (19) 高溫環境下由於人造橡膠彈性零件劣化，引起噴灑系統電磁閥失效；
- (20) 熱脆化引起的電纜絕緣失效。

基本上，國際間所執行之老化管理，其核心是識別老化效應，鑑別老化失效的後果，並在運轉階段，建立系統化老化管理方案，在方案指導下開展一系列老化管理活動，透過有效的管理，防止老化引起的失效。

大陸更擴大，將美國僅用於申請核電廠運轉執照更新目的之老化管理工作，擴展到核電廠從設計到除役之全壽期老化管理，如下所述：大

陸將傳統基於運轉的老化管理工作，拓展到設計、建造、調試和退役各個階段。故將對核電廠設計、設備製造、設備鑒定、建造調試、營運管理、檢查維修、執照取證、延壽、及退役等，帶來一系列新的挑戰，讓新建核電廠從一開始就處於健康、穩健、及優質的狀態下，進而為其長期安全、穩定、經濟地運轉，提供更好的基礎，對核電行業長期安全發展具有重要意義。

大陸核電廠全壽期老化管理的法規及參考標準包括如下：

- (1) IAEA Safety Standard. Safety of Nuclear Power Plants: Design (NS-R-1), 2000.
- (2) IAEA Safety Standard. Safety of Nuclear Power Plants: Operation (NS-R-1), 2000.
- (3) 國家核安全局. 核動力廠設計安全規定 (HAF102), 2004.
- (4) 國家核安全局. 核動力廠運行安全規定 (HAF103), 2004.
- (5) IAEA Safety Guide. Ageing Management for Nuclear Power Plants (NS-G-2.12), 2009.
- (6) IAEA Technical Reports Series No. 338. Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important to Safety, 1992.
- (7) Philip G. Tipping, Understanding and Mitigating Ageing in Nuclear Power Plants: Materials and Operational Aspects of Plant Life Management (PLiM). Woodhead Publishing, 2010.

大陸並且在日本福島核事故後，為確保在安全的前提下，高效發展核電的方針，加強核電廠全壽期老化管理。在開始運轉 3 至 5 年後，啟動老化管理活動。大陸首先展開老化管理設備篩選、再對篩選出的設備進行老化機制分析、制定設備的老化管理實施程序、建立老化評估方法、定出老化監測要求、並準備老化緩解備案等等。

大陸對定期安全審查 (Periodical Safety Review, PSR) 也給予很高的評價，大陸認為 PSR 已成為開展老化管理的重要驅動力，也是審視老化管理效果的重要手段。世界上，已執行 PSR 制度的國家，包括台灣、中國、韓國、日本、及歐洲等。

(三) 大亞灣核電廠參訪心得

大亞灣核電廠係大陸第一座大型核能機組，現也正籌劃老化管理相關工作。徐員此行拜訪，由該廠負責老化管理項目之王春暉科長及其他人員接待，主要談論兩岸所採用之不同核能法規及管理程序。台灣遵循美國核管單位(USNRC)之 GALL (Generic Aging Lesson Learned)技術標準進行老化管理，其特點是針對美國所用之壓水式及沸水式核能機型，所制定之老化管理需求鉅細靡遺。大亞灣之老化管理規畫，先前考慮採用國際原子能署(IAEA)之 GALL，簡稱 IGALL (International Generic Aging Lesson Learned)，其特點是包含全球各類核電機型之老化管理需求；GALL 及 IGALL 兩者有異同，所以大陸現正擬整合兩者，訂出大陸之標準；另外，台灣採用 ASME 法規，大亞灣因為是自法國引進之 M310 機組，採用 RCC 法規，兩者之差別也須釐清。雙方在技術交流後，大致明瞭兩方之差異，將持續進行後續之技術交流。

大亞灣核電廠目前老化管理狀況及規畫

大亞灣核電廠屬於美國西屋公司 900MW 的機組類型，是法國 CPY 機組的改進型機組。由於與國際同類型機組的建造的時間比較晚，所以在機組和設備的設計與製造上，已吸取了大量同型機組的經驗，這對於核電廠的老化管理來說是一個良好的開端。因為核電廠老化管理的一個重要目的，就是要保證核電廠的安全裕度，而安全裕度的大小是在設計階段就已經確定了的。設備的選材和製造品質對核電廠的安全裕度也有重要的影響，例如，大亞灣核電廠蒸汽產生器的管束採用 INCONEL690 材料，與早期製造的蒸汽產生器所採用的 INCONEL600 相比，在主迴路冷卻水中有更好的抗晶間應力腐蝕能力。但在設計和製造階段的優勢，並不意味著大亞灣核電廠已經擁有了有效的老化管理，相反的，與國際經驗相比，大亞灣核電廠的老化管理做的還不夠。例如：

- (1) 對於建造安裝階段的記錄不夠完整和精細；
- (2) 缺少材料的強度和疲勞試驗性能數據；
- (3) 基礎研究力量不足；

- (4) 對現場關鍵敏感設備識別不夠；
- (5) 對現場監督不夠；
- (6) 缺乏趨勢性分析數據和技術；
- (7) 評估水準有待提高等等。

由於這些缺陷和不足對日常發電不會造成重大和明顯的影響，所以在核電廠運轉早期往往被忽視，但其對核電廠壽命、安全裕度、設備的老化趨勢、和更換壽期的評估有著重要的影響，而這些方面往往在核電廠運轉 20 年以後才會顯現，並且對核電廠的安全和經濟的影響都是很大的。大亞灣認為，為了盡可能避免對核電廠發生重大的事故，大亞灣必須盡早實施有效的老化和壽命管理，對這些缺陷和不足進行一一識別，並通過有效的分析和評估，採取辦法解決。

所以，按照大陸核管單位(NNSA)的要求，大亞灣核電廠已經進行了第一次 10 年安全審查(PSR)，老化管理是 10 年安全審查中 11 個審查要素之一。大陸根據 IAEA 技術導則和大亞灣核電廠現場實際情況，把老化和壽命管理審查分為 3 個主要方面：

一、老化管理規程審查：

- (1) 老化管理政策和規定；
- (2) 老化敏感 SSCs 篩選方法；
- (3) 老化敏感 SSCs 清單；
- (4) 老化管理資訊系統。

二、老化管理相關工作審查：

- (1) 在役檢查；
- (2) 瞬變統計；
- (3) 化學控制；
- (4) 腐蝕防護；
- (5) 備品備件。

三、老化管理重要 SSCs 專項審查：

- (1) 反應堆壓力容器；
- (2) 安全殼和核安相關構築物；
- (3) 蒸汽發生器；

- (4) 主泵；
- (5) 電纜；
- (6) 其它重要 SSCs。

大亞灣透過以上老化管理審查工作，從電廠運轉開始，已經盡早地按原設計和維護慣例，展開一系列的老化和壽命管理活動，但仍缺乏統一協調、計劃和專案管理。對於老化敏感的重大設備，大亞灣也尚未有專責之項目負責人，且大亞灣也尚未建立用於收集和保存設備老化數據的數據庫。

大亞灣目前的數據庫和記錄保存有紙質和電子檔兩類，其中紙質數據資訊難以查詢、不便使用。而且目前所收集的機組設備數據記錄，還不足以實施有效的老化趨勢分析和壽命評估，迫切需要收集有效的設備老化和壽命管理所需的數據、記錄、和資訊，並利用電腦化的數據庫保存電子數據資訊，盡快建立「老化和壽命管理數據庫」。

大亞灣依據 IAEA 技術報告、國際上的經驗、和大亞灣核電廠現狀，將大亞灣核電廠 40 年壽期內的工作，分為以下幾個階段進行：

- (1) 第一階段：核電廠運行的前 20 年，主要工作是制定老化和壽命管理大綱、建立老化和壽命數據庫、建立老化趨勢分析和壽命評估模型，並適時地實施監測、緩解和糾正老化的措施。
- (2) 第二階段：第 20 年~第 30 年，進行老化趨勢分析和壽命評估工作，重大設備的更換準備，以及延壽申請準備。
- (3) 第三階段：第 30 年~第 40 年，提出延壽申請，進行重大設備的更換和評估。

大亞灣在完成第一次 10 年安全審查後，大亞灣核電運營管理公司 (DNMC) 於 2003 年 6 月成立了電廠老化和壽命管理組，首先編寫了 DNMC 《老化和壽命管理程式》，確定了組織分工和責任，並且對老化和壽命管理工作做了規劃。

大亞灣第一批老化和壽命管理項目依次為：

- (1) 主迴路水 INCONEL 600 的應力腐蝕開裂(PWSSC)；

- (2) 主迴路雙相不銹鋼鑄件的熱老化(Thermal Ageing)；
- (3) 管道部件的沖蝕腐蝕(Erosion-Corrosion)；
- (4) 電纜的開裂和老化(輻照和高溫)；
- (5) 主迴路輔助管道的熱疲勞；
- (6) 小支管的振動疲勞；
- (7) 主迴路管道的熱疲勞；
- (8) 堆內構件的老化和壽命管理；
- (9) 安全殼的老化和壽命管理；
- (10) 反應堆壓力容器的老化和壽命管理；
- (11) 蒸汽產生器的老化和壽命管理；
- (12) 變壓器的老化和壽命管理；
- (13) 發電機的老化和壽命管理。

透過理解 IAEA 及 NNSA 有關核電廠老化管理的基本要求，並結合大亞灣核電廠的實際情況，DNMC 決定按照 IAEA 核電廠壽命管理技術工作組(TWG-LMNPP)的推薦，實施老化和壽命綜合管理，把系統性、超前積極性、預防性為主的老化管理，與經濟效益和計畫安排綜合考慮，擬定並實施老化和壽命管理行動，制定電廠設備長期保健計劃。該項管理目標是：在核電廠的整個服役壽期內(包括延壽期內)，保證重要設備的完整性和功能特性，以確保安全，並力求達到盡可能的性能水準，獲得最大的經濟效益和社會效益。

目前，大亞灣 13 個重要的老化項目已經取得了實質的進展，並且在通過系統的老化分析後，加強了重點設備的檢查，不但提高了機組的可靠性，而且優化了維修範圍和週期，節約了維修成本。隨後，DNMC 將進一步整合老化分析成果和核電廠現有的老化監測措施和控制手段，制定老化和壽命管理大綱，完善老化監測、控制和分析評估手段。

隨著老化項目工作的進展，大亞灣核電廠的老化和壽命範圍將進一步擴大，進一步篩選對核電廠的安全、可靠性、和經濟效益有重要影響的設備，並將其列為老化和壽命管理的對象進行分析。同時，將積累而成的對老化機制的理解和老化的分析技術，與現場的監督、維修有效地

結合起來，優化重點監督範圍，加強老化趨勢分析能力，對設備之老劣化做到提前預測。

GALL 與 IGALL 比較

IAEA Safety Report 250614 為 IAEA 發行之 International Generic Aging Lesson Learned (IGALL)報告。大亞灣核電廠現也擬參考此國際標準與作法，對該電廠進行老化管理。核研所在台灣已對台電運轉中之核電廠進行老化管理評估，累積長久之經驗，但經驗主要侷限在美國 NRC 所制定的 Generic Aging Lesson Learned (GALL)技術報告上。因此，徐員也針對此兩份文件，舉一些老化管理方案(Aging Management Program, AMP)，及時限老化分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAA)項目為例，作一粗略的比較，如下所列：

表 1、IGALL 與 GALL 之老化管理方案比較

	IGALL 老化管理方案名稱	GALL Rev.2 對應之老化管理方案名稱
3.1	AMP101 “Fatigue Monitoring”	X.M1 Fatigue Monitoring
3.2	AMP102 “In-service Inspection/Periodic Inspection”	XI.M1 ASME Section XI Inservice Inspection, Subsections IWB, IWC, and IWD
3.3	AMP103 “Water Chemistry”	XI.M2 Water Chemistry
3.4	AMP104 “Reactor Head Closure Stud Bolting”	XI.M3 Reactor Head Closure Stud Bolting
3.5	AMP105 “BWR Vessel ID Attachment Welds”	XI.M4 BWR Vessel ID Attachment Welds
3.6	AMP106 “BWR Feedwater Nozzle”	XI.M5 BWR Feedwater Nozzle
3.7	AMP108 “BWR Penetrations”	XI.M8 BWR Penetrations
3.8	AMP122 "PWR Flux Thimble Tube Inspection"	XI.M37 Flux Thimble Tube Inspection

3.9	AMP138"Reactor Coolant Pump"	無
3.10	AMP123 "BWR Control Rod Drive Return Line Nozzle"	XI.M6 BWR Control Rod Drive Return Line Nozzle
3.11	AMP121 "One-time Inspection of Class 1 Small-bore Piping"	XI.M35 One-time Inspection of ASME Code Class 1 Small Bore-Piping

表 2 時限老化分析比較

	IGALL 時限老化分析名稱	GALL Rev.2 對應之時限老化分析名稱
4.1	TLAA101 "Low-Cycle Fatigue Usage"	X.M1 Fatigue Monitoring
4.2	TLAA103 "Crack Growth Analyses"	無(New)
4.3	TLAA106 "Environmentally Assisted Fatigue"	X.M1 Fatigue Monitoring
4.4	TLAA107 "High-cycle Fatigue for Steam Generator Tubes"	無(Review/ New)
4.5	TLAA108 "Fatigue of Cranes"	XI.M23 Inspection of Overhead Heavy Load and Light Load (Related to Refueling) Handling Systems
4.6	TLAA109 "PWR RPV Internals Swelling"	無(Review/ New)
4.7	TLAA110 "Thermal Ageing of Cast Austenitic Stainless Steels"	XI.M12 Thermal Aging Embrittlement of Cast Austenitic Stainless Steel (CASS)
4.8	TLAA115 "Fatigue and Thermal Ageing Analysis of Manufacturing Flaws"	無(Review/ New)
4.9	TLAA117 "Under Clad Cracking"	無(Review/ New)
4.10	TLAA119 "High-cycle Thermal Fatigue"	無(Review/ New)
4.11	TLAA121 "IASCC Fluence Limit for Stainless Steel"	無(Review/ New)

4.12	TLAA122 “Thermal Ageing of Martensitic Stainless Steels”	無 (Review/ New)
------	--	-----------------

四、建議事項

- (一) 大陸的核能發電已逐漸趕上核能大國之水準，故對核能科普教育也逐漸加強，台灣至今已累積相當多的核能運轉及科普教育經驗，可以加強與大陸之交流。
- (二) 台灣現無新建核能機組，故在核電應用上，可效法美國，加強運轉中核電廠之老化管理工作，以確保核電廠之安全運轉。