

出國報告（出國類別：其他）

參加第四屆核電站材料與可靠性國際 研討會出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：陳泰丞 助理研發師

派赴國家：中國大陸

出國期間：104年9月20日~104年9月25日

報告日期：104年11月12日

摘 要

本所陳泰丞先生奉派參加 104 年 9 月 20 日至 25 日於中國大陸遼寧省瀋陽市舉行之第四屆核電站材料與可靠性國際研討會(Fourth International Symposiums on Materials and Reliability in Nuclear Power Plants, MRNPP)，為期 6 天。本所長期從事核電廠材料之環境效應老劣化、劣化機制與防制等研究，因電廠延役或功率提升均需清楚瞭解材料老劣化機制，故擬藉參加此會議以獲取國內外電廠、研發機構及廠家之技術發展及研究資訊，並發表本所研發成果，以提升本所之國際知名度。此會議發表之技術及研究項目均為核能領域之最新成果，藉由參加此會議，不僅可減少自我摸索、修正研究方向，更可了解產業趨勢、接軌國際研究以及尋求跨國合作的可能性，提高本所在核電研究領域之產業、學術知名度，值得本所定期派員參加。台灣近年亦面臨用電需求成長、備載不足等問題，除應持續發展再生能源外，對於現有核能電廠之維護及運轉亦須投入相當之研究及發展，以維護台灣電力供應穩定性，提升整體經濟發展。

目 次

摘要.....	i
一、目的.....	1
二、過程.....	4
三、心得.....	13
四、建議事項.....	24
附件 1：會議議程	
附件 2：學術海報清單	

一、目的

(一) 緣由

中國大陸近年經濟成長迅速，能源消耗量持續增長。為解決能源需求及環境汙染問題，核能發電便成為中國大陸近年積極發展的目標之一。根據大陸官方統計，中國大陸目前現役機組達 23 台，建造中機組共 27 台，並以每年 6~7 台之速度持續成長。雖然中國大陸目前核能發電僅佔總體發電量的 2%，遠低於世界平均值 12%，但在大力興建機組的政策下，官方預估 2020 年可達 88 GW 總發電量，2030 年更可達 200 GW。中國大陸於 2015 年已成為世界第三大核能發電國，且預計於 15 年後超越美國，成為世界最大核電供應國，擁有超過百台機組，顯示中國大陸在尋求穩定供電、乾淨能源的積極性及企圖心。

2011 年日本發生福島第一核電廠事故(Fukushima Daiichi nuclear disaster)後，世界各國對於核能發電的使用更為謹慎。為確保核能發電廠在長時間使用的安全性，材料腐蝕與防護變成了核電廠穩定運轉過程中一項重要的課題。由於核電廠建造及運作複雜，牽涉材料選用、系統設計、設備製造、廠房管理及營運等要素，核電廠的運作安全性及供電穩定性須仰賴長期累積的實務經驗以及各領域尖端技術人才的溝通、合作始能達成。鑑於國內核能電廠之服役時間，本所近年來在核電廠關鍵零組件老劣化防治技術及壽命評估項目上之投入不遺餘力，不僅培育不少核電材料專業技術人員，亦累積一定程度之專業知識及經驗。然而，核電廠的運轉安全更需汲取、參考世界各大核能發電國家的寶貴技術及資料，並將國外經驗應用於國內電廠，以達到事故預防、技術研發及素質提升等成效。

核電站材料與可靠性國際研討會(Fourth International Symposiums on Materials and Reliability in Nuclear Power Plants, MRNPP)為中國大陸針對核電廠材料劣化防治及運轉可靠性研究所舉辦之國際學術會議，每屆均邀請世界各國核能領域專家進行核電廠設備加工及製造、核電廠系統運行及監管、核電廠材料檢測及老化管理等項目之最新研究報告。藉由參加此會議，以期提升本所在材料老

劣化防治的專業技術，並與國際研究接軌，建立學術合作關係，提升本所在國際的知名度。

(二) 會議簡介

第四屆核電站材料與可靠性國際研討會於9月20日至25日於中國大陸遼寧省瀋陽市舉行。此次會議由中國科學研究院金屬研究所(Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences)及中國核能行業協會(China Nuclear Energy Association)主辦，上海核電裝備銲接及檢測工程技術研究中心協辦。此會議每二年舉辦一次，於2009年第一次舉辦至今，今年已邁入第四屆，每屆均於瀋陽市舉辦。此會議舉辦目的在於加強核能發電廠關鍵材料及設備之老劣化管理及失效分析能力，藉世界各大核能研究單位之經驗及技術交流，提升核能相關產業如材料開發、設備製造、廠房運作等之技術，強化核能電廠之建造安全及運行可靠性。會議內容主要包含五項主題，分別列於下：

- 1、 涉及核電廠重要零組件之研究、設計與製造中的材料問題。
- 2、 核電廠運行過程中的現場材料損傷。
- 3、 關鍵零組件材料環境劣化的行為與機制。
- 4、 減緩、防護與監測/檢測核電廠材料劣化之技術。
- 5、 評估核電廠關鍵零組件之壽命、安全性與可靠性。

此次參加會議之主要目的詳列於下：

- 1、 了解與核能電廠組件有關之材料製造、壽命評估、老劣化機制及防治等最新研究成果及技術，汲取世界各國核電廠之研發及老化管理經驗，並了解產業趨勢及與國際研究接軌，強化我國現役核能電廠之安全管理能力，進而提升本所在核能研究領域之專業程度。

- 2、 與世界各大核能研究機關及學術單位進行討論及經驗交流，拓展學術及產業人脈，建立良好學術關係，以期打下國際合作之基石。
- 3、 發表本所研究成果「The Effect of Aging Temperature on Cast Austenitic Stainless Steel in simulated BWR Coolant Conditions」，並廣泛汲取各國專家、學者之意見，以適時修正本所之研究方向，並提升本所在核能材料專業領域之學術知名度。

二、過程

(一) 行程

本次出行人員為核子燃料及材料組助理研發師陳泰丞先生，共計 1 人。台灣同行人員則有國立台灣海洋大學材料工程研究所蔡履文教授及開物教授，共計 2 人。本人於 9 月 20 日上午 10:10 搭乘長榮航空 BR712 班機由桃園國際機場(TPE)出發，於下午 12:05 抵達轉機地點上海浦東國際機場(SHA)。下午 15:30 則搭乘中國東方航空 FM9183 班機由上海浦東國際機場出發，並於下午 17:50 抵達瀋陽桃仙國際機場(SHE)。抵達機場後即搭乘計程車前往會議舉辦地點瀋陽國貿飯店。9 月 21 日上午 08:40，由會議主席韓恩厚研究員主持大會開幕式並宣佈會議正式開始，中國科學院金屬研究所所長楊銳先生及中國核能行業協會主任王瑞平先生則代表大會主辦方致歡迎詞 (圖 1 及 2)。



圖 1、大會開幕式



圖 2、金屬所所長致詞

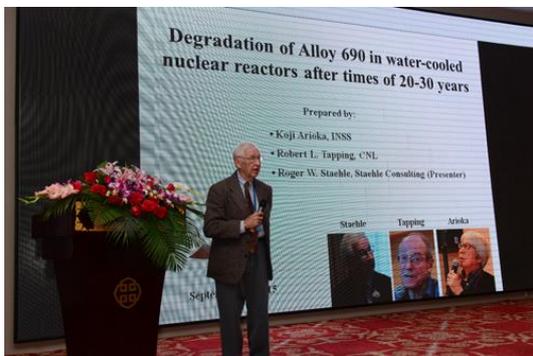


圖 3、Roger Staehle 博士於大會報告



圖 4、會議現場

會議第一日上午首先由美國工程院院士暨 Staehle 諮詢公司 Roger Staehle 博士進行全體出席演講(圖 3 及 4)，題目為“Degradation of alloy 690 and the development of a significant improvement in alloy 800CR”。隨後大會於 10:35 集合與會人員及全體工作人員拍攝大合照。會議首日上午及下午均有 6 場報告。下午 16:35 進行海報展示(圖 5)，並有專業評審委員針對海報內容進行評分。會議第二日(9 月 22 日)上午由日本東北大學 Tetsuo Shoji 教授進行專題講座，題目為“Life time evaluation of nuclear power plants components and critical parameters involved”。會議第二日上午共計有 8 場報告，下午則有 7 場。下午 18:00 舉行會議晚宴(圖 6)，並頒發海報競賽獎項。會議第三日(9 月 23 日)由美國 GE 全球研究中心 Peter Andresen 博士首先進行全體出席演講，主題為“Re-thinking stress corrosion cracking”。會議第三日上午共計 8 場報告，下午則為 9 場，其中下午 15:55 後有 5 場簡報以全程中文方式進行發表。下午 18:00 會議結束，由會議主席韓恩厚研究員致詞及公布會議人員出席數目統計結果，並宣布第五屆核電站材料與可靠性國際研討會以及亞洲核電廠水化學與腐蝕研討會(Water chemistry and corrosion in nuclear power plant in asia)將於 2017 年在瀋陽市舉行之消息。



圖 5、海報論文展示區



圖 6、晚宴頒獎典禮

9 月 24 日早上 08:10 會同蔡履文教授及開物教授前往中國科學院金屬研究所文萃路園區(南院)進行參訪，考察項目主要為金屬腐蝕與防護國家重點實驗室(State key laboratory for corrosion and protection)，由韓恩厚研究員及其他院內同

仁帶領參觀各式先進設備並介紹目前正在進行之研究項目(圖 7)。參訪結束後，於院內學術報告廳內聽取研究成果交流簡報(圖 8)，演講者為韓國高等科技院 Changheui Jang 教授、美國密西根大學安納堡分校 Zhijie Jiao 研究員、台灣海洋大學蔡履文教授及開物教授等，共計 4 人，會議全程以英語進行演講及問答。

9 月 25 日上午 11:00，本人與蔡教授及開教授一同搭乘計程車由瀋陽國貿飯店前往瀋陽桃仙國際機場，並於下午 14:35 搭乘立榮航空 B7109 班機離開瀋陽，並於同日下午 18:00 返抵台灣桃園國際機場，完成此次豐盛之公差行程。



圖 7、金屬腐蝕與防護國家重點實驗室



圖 8、金屬所學術交流會議

(二) 會議內容

根據大會統計，此次會議參會人員共計 200 餘名專業人員，來自世界各地共 69 個與核能相關之產業及學術研究單位。其中不乏此領域之著名研究單位，如美國電力研究院 (EPRI)、美國密西根大學、英國牛津大學、日本大阪大學、日本東北大學、日本三菱化學公司、韓國原子能研究院、韓國高等科技院及韓國首爾大學等，並邀請二位美國工程院院士、二位中國科學研究院金屬研究所院士及一位上海大學院士等。中國大陸與會人員主要來自核電廠設計、製造、運轉及監管單位，以及與核電相關之研究機關及高等院校。會議主要參與單位詳列於下：

海外研究單位 (按地區字母順序排列)

1. Mitsubishi Chemical Corp., Japan.
2. Tohoku University, Japan.
3. Osaka University, Japan.
4. Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), Korea.
5. Korea Advanced Institute of Science and Technology (KAIST), Korea.
6. Seoul National University, Korea.
7. Institute of Nuclear Energy Research (INER), Taiwan.
8. National Taiwan Ocean University (NTOU), Taiwan.
9. University of Oxford, UK.
10. Electric Power Research Institute (EPRI), USA.
11. GE Global Research Center, USA.
12. Staehle Consulting, USA.
13. University of Michigan, USA.

中國大陸研究單位 (按字母順序排列)

1. Changsha University of Science & Technology.
2. China Academy of Engineering Physics.
3. China Institute of Atomic Energy.
4. CGNPC Nuclear Power Engineering Company Limited.
5. Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences.
6. Northeastern University.
7. Nuclear and Radiation Safety Centre.
8. Nuclear Power Institute of China.
9. Research Institute of Nuclear Power Operation.
10. Shanghai Electric Nuclear Power Equipment Co. Ltd.
11. Shanghai Jiaotong University.

12. Shanghai No.1 Machine Tool Works Co.,Ltd.
13. Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute.
14. State Nuclear Bao Ti Zirconium Industry Company.
15. Southwest University of Science and Technology.
16. Suzhou Nuclear Power Research Institute Co.,Ltd.
17. Tsinghua University.
18. Wuhan Institute of Technology.
19. Xi'an Jiaotong University.
20. Xi'an University of Science and Technology.

除學術研究單位外，會議亦有數家儀器製造及設備供應商與會，展售其最新之研究用試驗機，參展單位如日本東伸工業公司(Toshin Kogyo Co.,Ltd.)、美國蓋默瑞電化學儀器公司(Gamry Instruments, Inc.)及上海百若試驗儀器有限公司(Shanghai Bairoe Test Instrument Co.,Ltd.)等(圖 9)。此次會議參會人員及單位統計如表一所示。

表 1、會議參會人員及單位統計

	Total	Design	Manufacture	Utility	Regulator	Research Institutes	University	Others
Organizations	69	7	9	11	2	17	19	4
Attendees	190 (22)	8	19	20	2	93	41	7

此次會議論文投稿共計 120 餘篇，口頭報告 45 場，並有 45 篇壁報論文發表。口頭報告部分則有全體出席報告共 2 場(每場時間為 40 分鐘)、專題講座共 2 場(每場時間為 30 分鐘)、邀請報告共 24 場以及一般報告共 19 場(每場時間為 20 分鐘)。除會議第三日 15:55 後之 5 場簡報以中文進行外，會議全程均以英文進行簡報及問答。此外，為提升整體投稿素質，大會亦設有壁報獎一等獎 1 名、二等獎 3

名及優秀獎 5 名，並邀請國際核能專家擔任委員進行點評。會議口頭報告共分為七大主題，分別列於下：

1. Material Problems of Key Components in NPPs During Design and Manufacturing.
2. Irradiation Assisted Degradation and Development of Radiation Tolerant Materials.
3. Thermal Aging and Life, Safety Assessment of Key Components of Key Components in NPPs.
4. Corrosion in Steam Generator Related Materials.
5. Water Chemistry and Corrosion Failure Related Research in NPPs.
6. Stress Corrosion Cracking of Key Components in NPPs.
7. Advance Analysis Technology in Nuclear Material Corrosion and General Research.

此次會議本所除投稿一篇會議論文及一篇壁報論文外，亦受邀進行口頭報告。論文發表主題為：“The Effect of Aging Temperature on Cast Austenitic Stainless Steel in Simulated BWR Coolant Water Condition”。本所之口頭報告安排於會議第三日上午 09:45，由本人全程以英文進行發表，時間為 20 分鐘(含 5 分鐘提問時間)，並有韓國高等科技院教授及日本東北大學博士後研究員進行意見反饋，台上下互動熱烈，並於會後進行經驗及意見交流。



圖 9、儀器廠商展示區域



圖 10、本所發表之學術海報論文

(三) 參訪內容

中國科學院金屬研究所成立於 1953 年，為中國大陸材料科學及工程研究領域之重要研究機構。其主要研究項目為高性能金屬材料、新型無機非金屬材料及先進複合材料等，技術應用領域涵蓋航太、能源、鋼鐵、金屬、石油化工、醫療等。該單位目前共有 1400 餘名工作人員，其中包含中國科學院院士 6 人、中國工程院院士 3 人、研究員及高級技術員 139 人、副研究員及副高級技術員 296 人，其中有 15 名成員在 23 個國際學術組織任職，25 名成員於 29 種國際學術期刊擔任主編、副主編及編輯委員等職務。此外，該院亦為材料科學領域研究生重要培育基地，2013 年共計有 391 名博士生及 297 名碩士生就讀於該所。中國科學院金屬研究所平均每年發表近 800 餘篇 SCI 論文、200 餘項專利申請及 100 餘件專利授權，並出版、發行 6 種材料相關期刊。該院組織架構如圖 11 所示，其科研系統中主要有 2 間國家重點實驗室及 4 個研究中心。此次參訪之重點主要為金屬腐蝕與防護國家重點實驗室，該實驗室研究方向主要有三：

1. 核能用結構材料

a. 耐溫耐蝕耐輻照材料設計與研究

- 核電用結構材料
- 銲接材料

- 核設施專用材料
- b. 製備工藝基礎與應用
- 大鍛件缺陷與組織控制、一體化成形技術
 - 高純淨、均質化管材及板材製備工藝
 - 銲接工藝
 - 建立生產和加工的工藝文件
2. 核電用結構材料的損傷機制
- a. 材料的微觀損傷機理
- 材料奈米尺度缺陷在服役環境中的長期損傷演化
 - 材料微觀損傷演化過程的速率控制步驟
- b. 核環境、力學、材料的交互作用
- 高溫高壓水中的應力腐蝕機制
 - 材料、交變載荷、環境的協同作用(腐蝕疲勞)
 - 流動加速腐蝕
 - 微動磨損
3. 核電材料與組件的安全評價和壽命預測
- a. 在線監測/檢測原理及方法
- 環境模擬設備與原位電化學測試技術
 - 損傷監測/檢測新原理和新方法
- b. 安全評價、壽命預測與壽命延長技術及應用
- 核能材料與裝備製備工藝優化評價
 - 核能服役裝備關鍵部件的腐蝕損傷評價、壽命預測
 - 核能裝備延壽的腐蝕控制技術
 - 積累建立典型核環境中材料服役的數據庫



圖 11、中國科學院金屬研究所組織圖

三、心得

由於會議發表論文數量極多，本章就與本所研究較為相關之論文，節錄部份內容進行整理並簡述於下。主題有「電廠組件材料製造」、「電廠組件材料老劣化研究」及「電廠組件老化管理」等。

(一) 電廠組件材料製造

中國大陸國核寶鈦鋳業股份公司 Yuan Gaihuan 先生發表“Development of zirconium alloy and its manufacture”，介紹鋳合金的發展及簡述中國大陸鋳合金製造技術。鋳合金因具有較低之中子吸收截面、良好的抗腐蝕性質及機械性質，故廣泛用作為核燃料護套材料。鋳合金依合金元素不同分為添加錫的 Zr-Sn 系列(如 Zr-2、Zr-4 等)，添加鈮的 Zr-Nb 系列(如 M5、E110 等)以及錫鈮均添加的 Zr-Sn-Nb 系列(如 ZIRLO™、E635 等)。早期之 Zr 為 Zr-1，因此類鋳合金在核反應器環境內抗腐蝕能力差，故將其 Sn 元素減少、Fe、Cr、Ni 元素提高，成為抗腐蝕性質及機械性質較佳之 Zr-2 合金，主要應用於目前的沸水式核能發電廠(BWR)。為了減少鋳合金在核反應器環境內的吸氫量，將 Zr-2 合金 Ni 元素去除並提高其 Fe 元素，成為目前廣泛使用於壓水式核能發電廠(PWR)之 Zr-4 合金。根據 Zr-4 合金之成分，近年更發展 Sn 元素較低、Fe 及 Cr 元素較高之 Low-Tin Zr-4 合金，以更進一步提升 Zr-4 合金之抗腐蝕性質。表二顯示目前常見以及近年發展之鋳合金種類及其對應之化學成分表。為了提高材料的抗腐蝕性、銲接性質，減少材料吸氫及受輻射照射之影響，近年普遍以降低 Sn、Nb 元素，或提高 Fe、Cr 元素來進行新型材料的開發。如 Optimized Zr-4 即為 Zr-4 之改良，Optimized ZIRLO™ 以及 AXIOM™ 則為 ZIRLO™ 之改良。

表 2、各種鋳合金之化學成分表

Brand	Sn	Nb	Fe	Cr	Fe + Cr	O	Zr
Zr-4	1.2~1.7	-	0.18~0.24	0.07~0.13	0.18~0.38	<0.16	Bal
Optimized Zr-4	1.2~1.5	-	0.18~0.24	0.07~0.13	0.28~0.37	0.09~0.16	Bal
ZIRLO™	0.8~1.1	0.8~1.2	0.09~0.13	-	-	-	Bal
Optimized ZIRLO	0.6~0.8	0.8~1.2	0.09~0.13	-	-	-	Bal
AXIOM™	0.5	0.3	0.35	0.25	-	0.15	Bal

鋳合金產品種類共有管(Tubing)、棒(Bar-Stock)、板(Plate)及帶(Strip)四種，其中管主要用於燃料丸之護套(Cladding tube)，棒則用於護套底部之栓(End-plug)，板用於燃料束底部之固定板(End-plate)，帶則做為燃料束之定位格架(Lattice)。圖 12 為各種鋳合金產品之製造流程圖。首先於海綿鋳(Zirconium sponge)添加合金元素，使用消耗性電極之電弧爐進行三次真空熔煉後，可得鋳合金之鑄錠。經鍛造及淬火後，再初步加工成為條狀(Billet)及厚板狀(Slab)之鋳合金，其中條狀之鋳合金經過擠製成型後，可得管胚 TREX(Tube reduced extrusion)以及棒(Bar Billet)，管胚以皮爾格軋製法軋製後經退火及精加工可得鋳管，鋳棒經二次擠製、熱旋鍛(Swaging)及精加工後得到達需求規格之鋳棒；而厚板狀鋳合金則分別經過熱軋、冷軋、退火及精加工後即可製成鋳板及鋳之盤圓(Coil)。

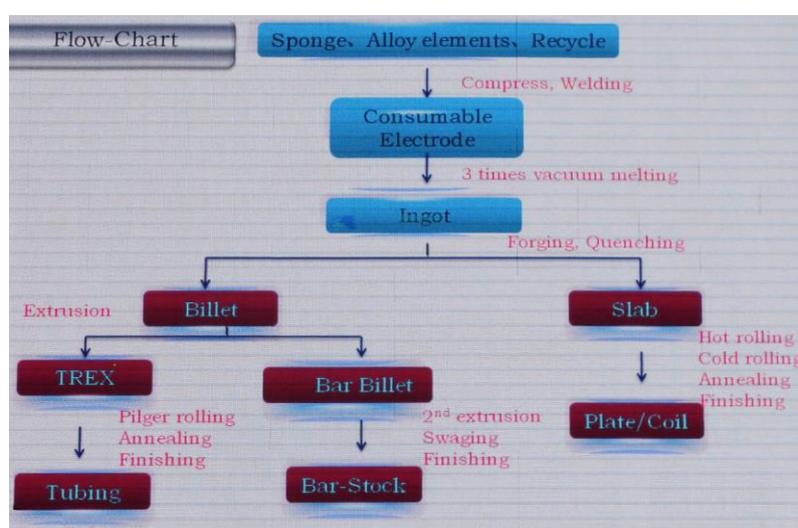


圖 12、各種鋳合金產品之製造流程圖

(二) 電廠組件材料老裂化研究

反應爐壓力容器(Reactor Pressure Vessel, RPV)與其接管的銲接為壓水式核能電廠在建造及維修上一項重要的議題。此類銲接一般以 52M 合金作為銲接材料。然而，過去幾十年來均曾出現銲道內發生應力腐蝕裂紋的情況。中核集團核動力運行研究所 Tichun Dan 等人發表“Stress corrosion crack growth rate behavior of 52Mw dissimilar weld metal in high temperature water”，針對 52M 銲接材料在模擬 PWR 水環境中進行應力腐蝕裂縫成長試驗。實驗材料於 52M 銲縫處取樣，採用緊湊拉伸試樣(1/2 CT，試樣規格按 ASTM E399 規範)，先於空氣中進行預裂，接著使用不同應力比(R)、頻率及荷載在高溫高壓之水環路中進行腐蝕疲勞試驗，其中水溶液內含 1200 ppm 的硼、2.0 ppm 的鋰以及 100 ppb 的氧，並將氫含量控制在 5 ppb 以內。實驗最後以 R=0.7 之固定應力比及梯形波荷載進行應力腐蝕裂紋成長試驗。實驗荷載與時間之關係圖如圖 13 所示。

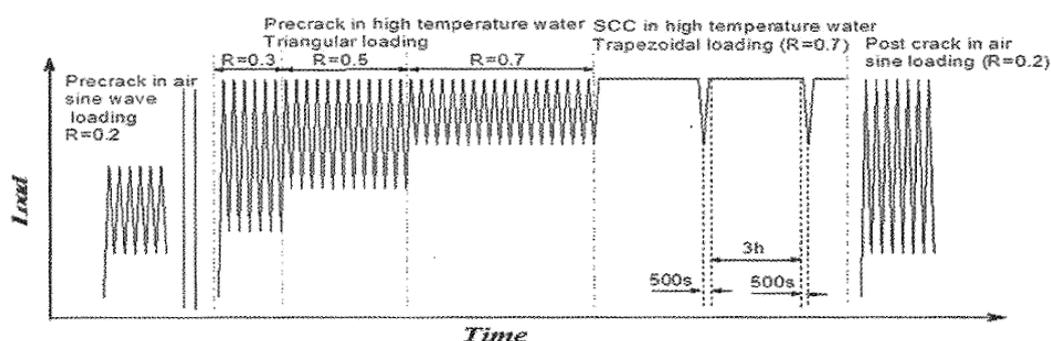


圖 13、實驗荷載與時間之關係圖

實驗結果顯示，52M 在模擬 PWR 水環境條件下，其裂縫長度與時間呈一線性關係，顯示裂紋穩定成長(圖 14)。在腐蝕疲勞階段，提升應力比、降低負載頻率可使裂縫成長速率趨緩，增加應力強度因子則可使裂縫成長速率大幅提升(表 3)；於應力腐蝕階段，材料裂縫成長速率較腐蝕疲勞階段為低，最大裂縫長度發生在靠近試樣厚度中心之區域(約 19 μ m)，最小裂縫長度則在靠近試樣表面之區

域(約 4 μm)裂縫長度，平均裂縫長度為 10.8 μm ，應力腐蝕裂紋成長速率為 1.93 $\times 10^{-9}$ mm/s，落於相關文獻之範圍內($3\times 10^{-10} \sim 6\times 10^{-8}$ mm/s)。

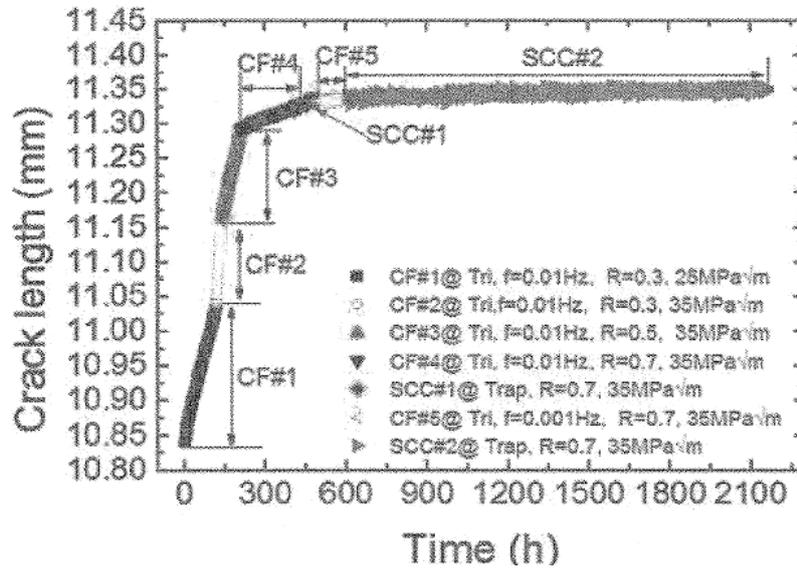


圖 14、腐蝕疲勞及應力腐蝕裂紋長度與時間之關係圖

表 3、實驗條件與裂縫成長速率之對照表

No.	Load Wave	Frequency / Hz	Stress Ratio	K_{max} / MPa $\sqrt{\text{m}}$	Duration / h	$\Delta a / \mu\text{m}$	CGR / mm/s
CF#1	Triangular	0.01	0.3	25	122.8	207	4.34e-7
CF#2	Triangular	0.01	0.3	35	44.2	120	1.69e-6
CF#3	Triangular	0.01	0.5	35	69.2	130	4.92e-7
CF#4	Triangular	0.01	0.7	35	250.6	41.5	4.16e-8
SCC#1	Trapezoidal	0.001	0.7	35	44.2	--	--
CF#5	Triangular	0.001	0.7	35	96.9	2.7	7.71e-9
SCC#2	Trapezoidal	0.001	0.7	35	1556.5	11.9	2.13 e-9

經背向式電子散射分析(EBSD)後，顯示應力腐蝕裂紋乃以穿晶模式擴展，雖於晶界處有殘餘應變，但其應變值低故不會致使裂縫沿晶成長(圖 15)。

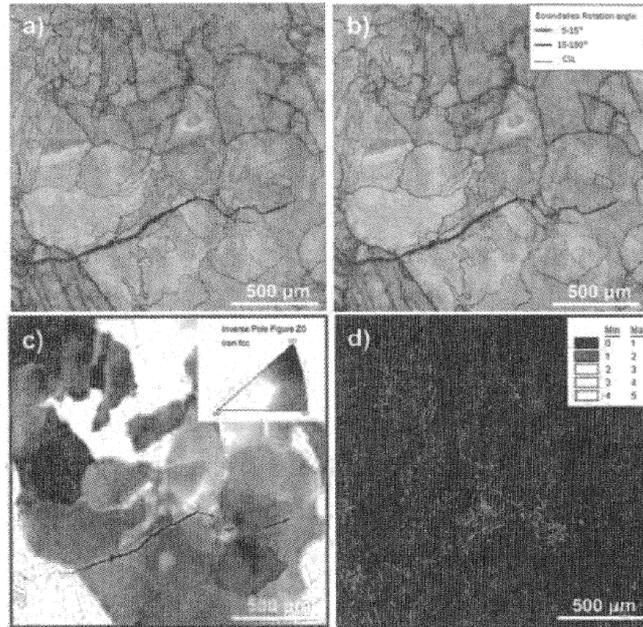


圖 15、應力腐蝕裂縫尖端 EBSD 影像

上海交通大學 Donghai Du 等人針對應用於 AP1000 第三代反應爐一迴路管件之 316LN 不銹鋼進行疲勞及應力腐蝕性能研究，發表“Corrosion fatigue and stress corrosion cracking property of nuclear grade 316LN pipe in different water chemistry”。316LN 與 316L 相比，由於 N 元素的添加使其不僅在高溫下有較佳之強度，機械性能及抗腐蝕性能更優於傳統 321 不銹鋼，故廣泛應用於第三代之 PWR 核電廠。此研究使用 316 LN 製備之緊湊拉伸試樣(CT)，於高壓釜中注入高溫高壓之純水並通入 2 ppm 之氧，以模擬實際 PWR 之運轉環境，並以直流電位降量測方式進行裂縫長度計算，了解材料之裂縫成長速度。此外，因目前 PWR 電廠普遍使用硼鋰水作為之冷卻介質，以抑制一次迴路內腐蝕生成物，故此研究亦以 1000 ppm B + 2.2 ppm Li 之硼鋰水作為試驗之環境，並同樣通入 2 ppm 之氧，以了解硼鋰水對於 316LN 腐蝕疲勞及應力腐蝕特性之影響。

在腐蝕疲勞階段，其荷載比(R)由 0.3 分段增加至 0.7，頻率則由 0.1 Hz 分段降至 0.0001 Hz (圖 16)。圖 17 為 316LN 於高溫高壓硼鋰水及純水在不同加載頻率、荷載比及測試環境中之腐蝕疲勞裂紋擴展速率圖，由圖可知，不論測試環境為硼鋰水或純水，加載頻率降低或荷載比提升均會使材料之裂縫成長速率降低；

但在固定的頻率及荷載比條件下，硼鋰水或純水對於材料之裂縫成長速率影響較不顯著，表示荷載模式為影響 316LN 裂縫成長速率的主要原因。

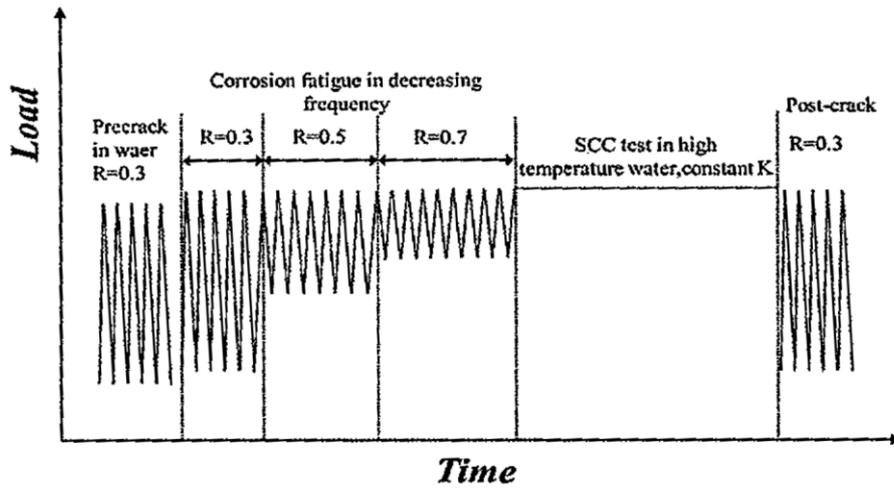


圖 16、實驗荷載與時間之關係圖

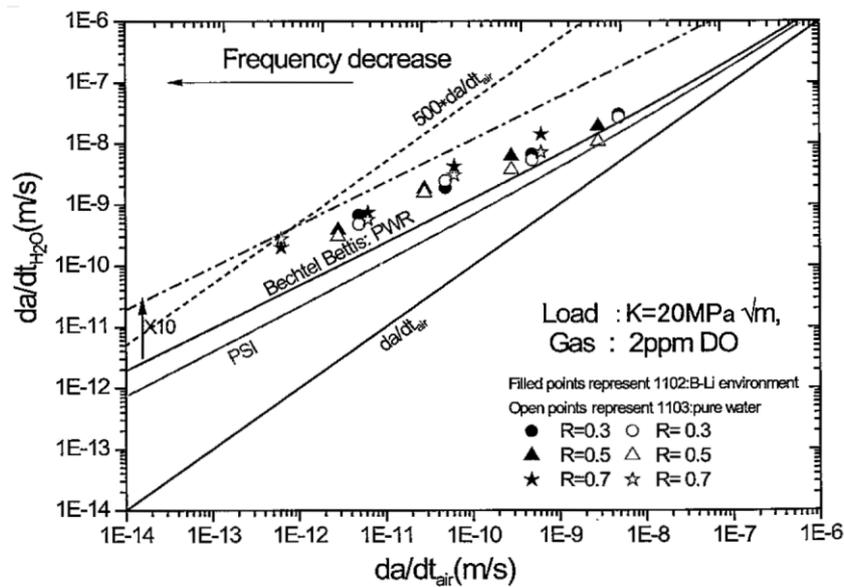


圖 17、316LN 於不同實驗條件之高溫高壓水環路腐蝕疲勞裂紋擴展速率圖

應力腐蝕階段則以固定應力強度因子之試驗方式在高溫高壓硼鋰水、純水及添加氯離子(30 ppb)之水中進行，並通入 18 cc/kg 之氫或 2 ppm 之氧以了解溶氫及溶氧對 316LN 腐蝕疲勞及應力腐蝕特性之影響。圖 18 及 19 分別為 316LN 在純水及硼鋰水中之應力腐蝕裂紋長度與時間之關係圖。由圖可知，不論在純水或

硼鋰水的條件下，加入 18 cc/kg 之氫後 316LN 之裂縫成長速率均顯著降低(低於 1×10^{-9})，並且可觀察到腐蝕電位下降的現象。過去研究曾指出，材料在高溫高壓水環路中的應力腐蝕裂紋成長與其裂縫尖端之腐蝕電位有關。在此研究中，含氧環境下因裂縫尖端電位較高($0.23V_{she}$)，導致裂縫尖端具有較強腐蝕性的水化學環境，使裂縫擴展速度提升；反之，溶氫後材料裂縫尖端電位下降至約 $-0.6V_{she}$ ，故有較低之裂縫擴展速度。

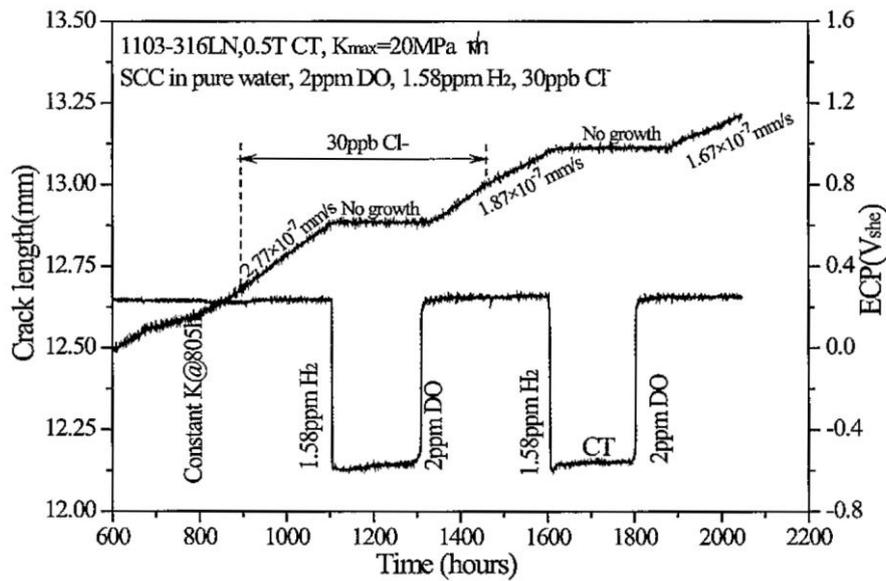


圖 18、316LN 於純水中之應力腐蝕裂紋長度與時間之關係圖

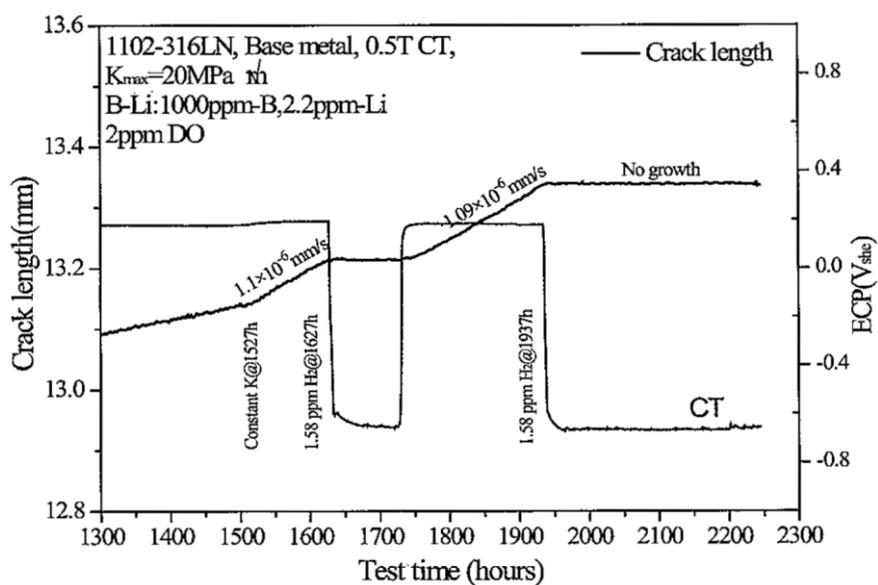


圖 19、316LN 於硼鋰水中之應力腐蝕裂紋長度與時間之關係圖

根據圖 18 及 19，將 316LN 在含氧之不同溶質中之裂縫成長速率整理成圖 20。由圖得知，316LN 在硼鋰水環境中之裂縫成長速率為三者中最高，加氯純水次之，純水則有最慢之裂縫成長速率。氯離子因在裂縫成長過程中會在裂縫尖端聚集，使該位置之 pH 值降低，故對於 316LN 之應力腐蝕特性較在純水中強。316LN 在硼鋰水環境中裂縫成長速率增加的原因可能有二：一為帶負電之硼離子於裂縫尖端聚集，故溶液中的氫原子亦傾向於向該處聚集使裂縫尖端成電中性狀態，導致局部溶液 pH 值降低；二為硼鋰水環境中裂縫尖端導電率較純水及加氯純水為高，使電荷轉移及化學反應時間縮短，故裂縫成長速度增加。

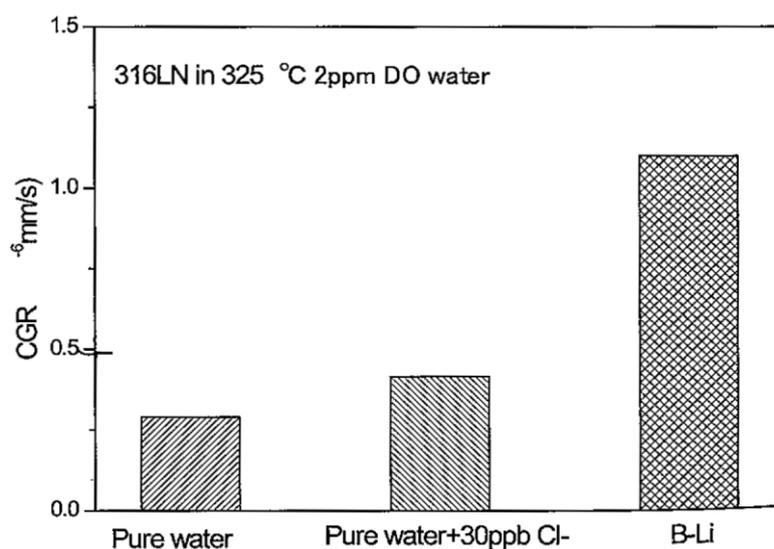


圖 20、316LN 在含氧之不同溶質中之裂縫成長速率圖

(三) 電廠組件老化管理

由於核電廠設備及組件會隨運轉時間的增長而逐漸老、劣化，故建立完善之老化管理方案、了解材料劣化機理以及進行壽命評估是電廠維護及延長運轉壽命之重要關鍵。在核電廠眾多組件中，反應爐壓力容器因體積龐大無法更換以及材料所處環境嚴苛，對電廠使用壽命有相當直接的影響，故在老化管理中為最重要之項目。近十年來，大陸積極發展核能工業並強化自主建造技術，成功研製高溫氣冷式反應爐(High Temperature Reactor-Pebble-bed Modules, HTR-PM)，具有模組化設計、高安全性及高運轉效率等特點。實驗反應爐自 2010 年於大陸清華大

學成功運轉後，2012 年於山東省榮成市興建石島灣核能發電廠，為世界第一座具備第四代核能系統安全特性之商用發電機組，預計 2017 年完工啟用。由於 HTR-PM 不僅運作原理、組件機構及冷卻方式均與傳統 PWR 不同，故更需針對此類新式電廠進行劣化評估及老化管理之探討。華能山東石島灣核電有限公司 Yunxue Sun 等人發表“Analysis of aging mechanism and management for HTR-PM reactor pressure vessel”，簡單介紹了 HTR-PM 反應爐壓力容器之構造及原理，並提出影響壓力容器材料劣化之因素，以及老化管理方案之制定要素。

HTR-PM 之反應爐壓力容器構造圖如圖 21 所示，壓力容器以 SA533B-1 為主要材料，與傳統 PWR 相比，其工作壓力較低(7.0 MPa)、反應爐壁厚較薄(131 mm)且側向僅有一熱氣導管之設計。HTR-PM 之燃料丸為一直徑 60 mm 之球體，燃料外包覆緻密之碳化硅，此包覆材料有較佳之中子屏蔽作用，可阻擋裂解產物擴散至燃料丸外，避免放射性物質進入冷卻迴路，為核電廠之第一道屏障。此外，HTR-PM 與 PWR 較大之不同為採用氦氣冷卻而非以水冷卻。氦氣為惰性氣體，化學性質穩定，具有中子吸收截面小、高熱傳導、易淨化等特性，故為氣冷式反應爐之冷卻介質首選。

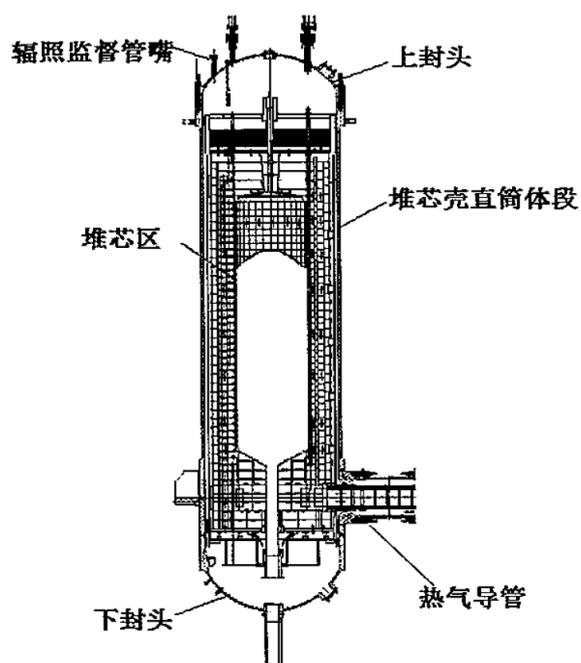


圖 21、HTR-PM 之反應爐壓力容器構造圖

傳統 PWR 電廠之老化因素如輻射脆化、熱老化、回火脆化、疲勞、腐蝕及磨損等，其對於 HTR-PM 之影響詳述於下：

1. 輻射脆化

在傳統 PWR 反應爐中，由於放射性物質會存在於冷卻水中，並隨著冷卻水循環管路散佈在反應爐壓力容器及一次冷卻迴路內，導致材料受輻射影響而脆化。HTR-PM 因絕大部分之裂解產物被隔絕於燃料丸內，反應爐內之中子通量較傳統 PWR 低，故材料受輻射脆化之機率也相對較低。

2. 熱老化及回火脆化

熱老化為材料在運轉溫度下長時間服役後引致之材料脆化現象，PWR 及 HTR-PM 反應爐內溫度均極高，其中 HTR-PM 入口及出口之氦氣溫度分別為 250°C 及 750°C，故 HTR-PM 較傳統 PWR 有更高之熱老化敏感性。此外，反應爐材料在 450~500°C 的溫度範圍內，其磷元素傾向於擴散至晶界處，使材料易產生延晶劣化，稱之為回火脆化。以 HTR-PM 反應爐材料 SA533B-1 而言，其磷含量為 0.01%，故亦有可能產生回火脆化。

3. 疲勞

由於振動、內壓或溫度變化之影響，長時間運轉後可能會使反應爐壓力容器內部產生裂紋，並隨著運轉時間的增加而增長。HTR-PM 因使用氦氣冷卻，與水冷卻之 PWR 相比其內部壓力較低，故疲勞對於 HTR-PM 之影響亦較小。

4. 腐蝕及磨損

傳統 PWR 因反應爐材料處於高溫高水壓之環境，易與環境作用導致材料腐蝕或磨損。HTR-PM 因以氦氣冷卻，其化學性能穩定且能夠以過濾淨化雜質，故不易發生腐蝕或磨損問題。

由上述分析可知，HTR-PM 之老化因素明顯較傳統 PWR 為少，故發生老化的機率較低、時間較長。由於 HTR-PM 為近年來發展之新型電廠，缺乏老化相關之數據及資料，故需要以 PDCA 方法進行長期老化管理計畫，亦即：「協調規劃老化管理計畫 (Plan)」、「執行老化管理計畫 (Do)」、「檢測評估老化效應 (Check)」及「根據檢查結果採取措施 (Act)」，如圖 22 所示。

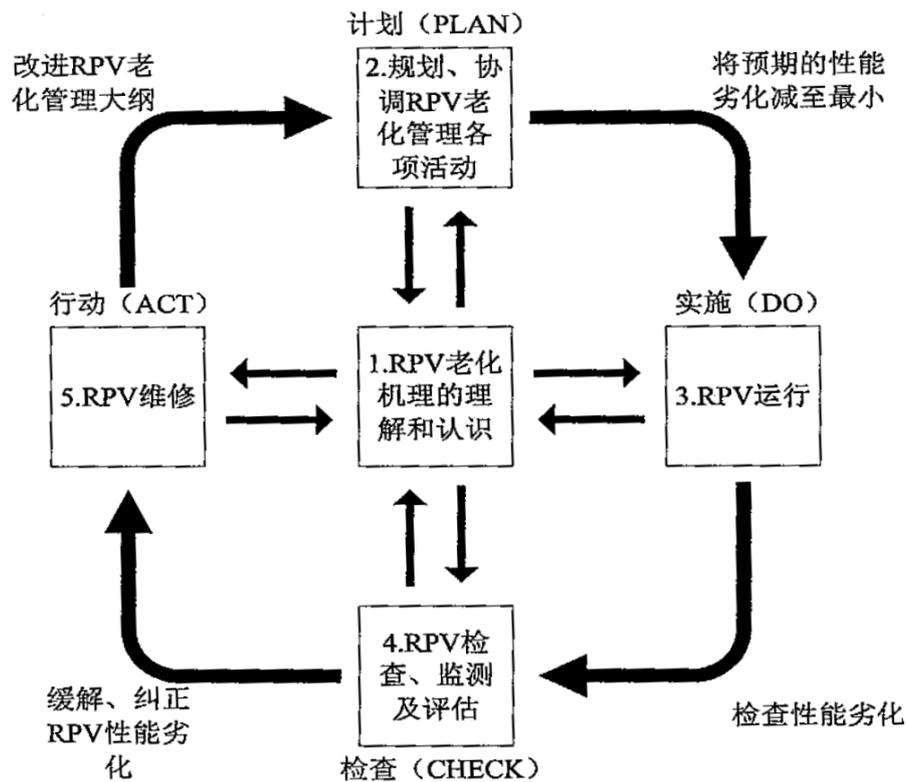


圖 22、PDCA 老化管理方法

四、建議事項

- (一) 藉由參與此次會議，與來自世界各地核能工業發達國家進行學術成果分享及經驗交流，快速汲取核能電廠在興建、維護及長期運轉時之寶貴經驗，並有許多長期運轉後之失效案例統計資料，可供本所或國內核能電廠做為營運參考，以加強核電廠老劣化防治的技術，提升國核能電廠運轉的安全性。
- (二) 核電站材料與可靠性國際研討會近年來愈受國際核能領域重視，除大陸核能產業相關人員外，亦有眾多來自美國、英國、日本及韓國等核能相關之重點研究單位參與，顯示此會議在核能領域之重要性。會議中之產品研發及學術研究亦為該領域之最新成果，不僅可減少自我摸索、修正研究方向，更可了解產業趨勢、接軌國際研究以及尋求跨國合作的可能性，提高本所在核電發展的知名度，值得本所定期派員參加。
- (三) 為因應工業快速發展所帶來之高度用電需求，以及配合全球落實節能減碳之目標，中國大陸近年來積極推展核能工業，發展至今已有能力自主生產約80~90%之核電廠零組件。台灣近年亦面臨用電需求成長、備載不足等問題，除應持續發展再生能源外，對於現有核能電廠之維護及運轉亦須投入相當之研究及發展，以維護台灣電力供應穩定性，提升整體經濟發展。

五、附錄

(一) 會議議程

Date	Time	Topic	Speaker & Organization	Page	
Sept. 20 (Sun.)	8:00-17:00	Registration			
	18:00-20:00	Welcome Reception			
Sept. 21 (Mon.)	8:40-9:10	Meeting introduction, sponsors recognition and leaders' address 介绍领导和重要来宾, 领导讲话	Chair: Prof. En-Hou Han Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所		
	9:10-9:50	Plenary lecture: Progressive degradation of Alloy 690 and the development of a significant improvement in Alloy 800CR 690 合金的逐步降质与显著改良的 800CR 合金的研发 Chaired by: Prof. Tetsuo Shoji	Dr. Roger Staehle Staehle Consulting, USA 美国 Staehle 咨询公司	P2	
Sept. 21 (Mon.)		Session 1: Material Problems of Key Components in NPPs during Design and Manufacturing Chairman: Dr. Tiangan Lian, Prof. Yikang Dou			
	9:50-10:15	Invited lecture: Demands of Material Properties Research for Nuclear Power Equipment Manufacturing 核电设备的加工制造对材料性能研究的需求	Prof. Weibao Tang Shanghai Electric Nuclear Power Group 上海电气核电集团	P24	
	10:15-10:35	Discussion on High-Performance Intelligent Manufacturing of Large Forgings for Nuclear Power 核电大锻件高性能化智能制造刍议	Prof. Jianfeng Gu Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P53	
	10:35-10:55	Tea Break			
	10:55-11:20	Invited Lecture: Development of Zirconium Alloy and its Manufacturing 锆合金的发展与锆材制造	Prof. Gaihuan Yuan State Nuclear Bao Ti Zirconium Industry Company 国核宝钛锆业股份公司	P35	
	11:20-11:40	N36 Advanced Zirconium Alloy for PWR Application 压水堆用 N36 高性能锆合金	Dr. Xun Dai Nuclear Power Institute of China 中国核动力研究设计院	P113	
	11:40-12:00	Welding Process and Welding Consumable of Generation III Nuclear Island Main Components 三代核岛主设备焊接技术与焊接材料	Prof. Maolong Zhang Shanghai Electric Nuclear Power Equipment Co. Ltd. 上海电气核电设备有限公司	P73	
	12:00-14:00	Lunch			
Sept. 21 (Mon.)		Session 2: Irradiation Assisted Degradation and Development of Radiation Tolerant Materials Chairman: Prof. Yutaka Watanabe, Prof. Weibao Tang			
	14:00-14:25	Invited lecture: Coordinated R&D to Address Irradiated Induced Degradation in Reactor Internals 堆内构件辐照诱发的降质问题的协调研发	Dr. Tiangan Lian Electric Power Research Institute (EPRI) 美国电力研究院	P8	
	14:25-14:50	Invited lecture: IASCC Study of Proton-irradiated type 316 Stainless Steel in PWR Water 316L 不锈钢在压水堆水质辐照诱发应力腐蚀开裂行为研究	Dr. Seong Sik Hwang Nuclear Chemistry Research Division, Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) 韩国原子能研究院	P11	
	14:50-15:15	Invited lecture: Mitigation of irradiation-assisted stress corrosion cracking in stainless steels by post-irradiation annealing 辐照后退火处理抑制不锈钢中辐照诱发的应力腐蚀开裂	Dr. Zhijie Jiao University of Michigan, USA 美国密歇根大学		
	15:15-15:35	Tea Break			
	15:35-15:55	Surface chemistry and electronic structure of passive film on N18 zircaloy with krypton irradiation N18 锆合金在 Kr 辐照条件下表面钝化膜的表面化学与电子结构	Prof. Yunhan Ling Tsinghua University 清华大学	P45	
	15:55-16:15	Design of Radiation Tolerant Materials via Interface Engineering 通过界面工程设计耐辐照材料	Prof. Weizhong Han Xi'an Jiaotong University 西安交通大学	P177	

Sept. 21 (Mon.)	16:15-16:35	Neutron Scattering facilities at CARR and their applications on the materials of relevance to nuclear energy 中国先进研究堆中子科学平台及其在核能相关材料中的应用	Prof. Yuntao Liu China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院	P124
	16:35-18:00	Poster Session		
	18:00	Dinner		
Sept. 22 (Tues.)	Session 3: Thermal Ageing and Life, Safety Assessment of Key Components in NPPs Chairman: Dr. Seong Sik Hwang, Prof. Chun Gui			
	8:40-9:10	Invited Keynote lecture: Life time evaluation of Nuclear Power Plants Components and Critical Parameters Involved 核电站设备部件的寿命评价及其关键参数	Prof. Tetsuo Shoji Tohoku University 日本东北大学	P3
	9:10-9:35	Invited lecture: Korean Experience of Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel Embrittlement 韩国关于反应堆压力容器脆化完整性评价的经验	Prof. Changheui Jang Korea Advanced Institute of Science and Technology (KAIST) 韩国高等科技院	P7
	9:35-10:00	Invited lecture: Deeply Consideration and Suggestion for Nuclear Power Plant License Renewal 核电厂许可证延续工作的思考和建议	Prof. Fei Xue Suzhou Nuclear Power Research Institute Co.,Ltd 苏州热工研究院有限公司	P31

Sept. 22 (Tues.)	10:00-10:20	Corrosion Fatigue Mechanism of Nuclear-Grade Low Alloy Steel in High Temperature Pressurized Water and Its Environmental Fatigue Design Model 核级低合金钢高温水腐蚀疲劳机制及环境疲劳设计模型	Prof. Xinqiang Wu Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P260
	10:20-10:40	Tea Break		
	10:40-11:05	Invited Lecture: Potential thermal ageing issues in weld components of light water reactors after long term service 轻水反应堆焊接件在长期服役后潜在的热老化问题	Prof. Yutaka Watanabe Tohoku University 日本东北大学	P6
	11:05-11:25	IAEA and IFRAM Cooperation for the Development of Aging Management Handbooks IAEA 和 IFRAM 联合开发的核电站老化管理手册	Ms. Yeji Kim Seoul National University 国立首尔大学	P14
	11:25-11:45	Fracture Toughness and Fracture Behavior of Dissimilar Steel Welded Joint SA508-III-309L/308L-316L at Different Temperatures 温度对异种钢焊接接头 SA508-III-309L/308L-316L 断裂韧性及断裂行为的影响	Prof. Lei Wang Northeastern University 东北大学	P52
	11:45-12:05	Probabilistic Fracture Mechanics analysis on a pipe with cracks under cyclic thermal loading 含裂纹管道在交变热载荷作用下的概率断裂力学分析	Prof. Yan Wang Wuhan Institute of Technology 武汉工程大学	P256
	12:05-14:00	Lunch		

Sept. 22 (Tues.)	Session 4: Corrosion in Steam Generator Related Materials Chairman: Dr. Zhijie Jiao, Prof. Zhiguang Wang			
	14:00-14:25	Invited lecture: Degradation Analysis and Eddy Current Testing Reliability of Austenitic Stainless Steel Heat Exchange Tube 奥氏体不锈钢传热管的降质分析和涡流检测的可靠性	Prof. Hailin Wu Research Institute of Nuclear Power Operation 核运行研究所	P25
	14:25-14:40	Overall Strategy of US Nuclear Power Industry to Address Materials Aging in Steam Generators 美国核电工业在蒸汽发生器中解决材料老化的总体战略	Ms. Mary Cothron Electric Power Research Institute (EPRI) 美国电力研究院	P17
	14:40-15:00	Overview of US Steam Generator Operating Experience 美国蒸汽发生器运行经验概述	Mr. James Benson Electric Power Research Institute (EPRI) 美国电力研究院	P18
	15:00-15:20	The Influence of Lead on Stress Corrosion Cracking of Steam Generator Tubing 铅对蒸汽发生器传热管应力腐蚀开裂行为的影响	Dr. Ryan Wolfe Electric Power Research Institute (EPRI) 美国电力研究院	P19
	15:20-15:40	Tea Break		
	Session 5: Water Chemistry and Corrosion Failure Related Research in NPPs Chairman: Prof. Changheui Jang, Prof. Zhimin Zhong			
	15:40-16:05	Invited lecture: Study on Chemical Behavior of Iodine in Water Scrubber of FCVS 碘在安全壳过滤排气系统水洗塔器中的化学行为研究	Dr. Jei-Won Yeon Korea Atomic Energy Research Institute 韩国原子能研究所	P10
16:05-16:30	Invited lecture: Ion Exchange Resins for Nuclear Power Plants 核电站用离子交换树脂	Mr. Izuru Tokumaru Mitsubishi Chemical Corp. 三菱化学公司	P16	

Sept. 22 (Tues.)	16:30-16:55	Invited Lecture: Studies on Corrosion Failure of Components in PWRs in the Science and Technology on Reactor Fuel and Materials Laboratory 反应堆燃料及材料重点实验室在压水堆部件腐蚀失效方向的研究概况	Prof. Xiaomin Wang Key Laboratory for Nuclear Fuel and Materials, Nuclear Power Institute of China 中国核动力研究设计院, 反应堆燃料及材料重点实验室	P32
	16:55-18:00	Poster Session		
	18:00	Banquet		
Sept. 23 (Wed.)	8:40-9:20	Plenary lecture: Re-thinking Stress Corrosion Cracking 应力腐蚀开裂的再认识 Chaired by Prof. En-Hou Han	Dr. Peter Andresen GE Global Research Center 美国 GE 全球研究中心	P1
	Session 6: Stress Corrosion Cracking of Key Components in NPPs Chairman: Prof. Shinji Fujimoto, Prof. Xinqiang Wu			
	9:20-9:45	Invited lecture: Stress Corrosion Cracking of Equipment Materials in Domestic Pressurized Water Reactors and the Relevant Safety Management 国内压水堆核电站设备材料应力腐蚀问题及安全管理	Prof. Haitao Sun Nuclear and Radiation Safety Centre (NSC) 环保部核与辐射安全中心	P33
	9:45-10:05	Effect of Aging Temperature on Cast Austenitic Stainless Steel in simulated BWR Coolant Conditions 时效温度对铸造奥氏体不锈钢在模拟沸水反应堆冷却剂条件下的影响	Mr. Tai-Cheng Chen Institute of Nuclear Energy Research 台湾核能研究所	P15
Sept. 23 (Wed.)	10:05-10:25	Tea Break		
	10:25-10:50	Invited lecture: Effects of Electrochemical Conditions on Crack Growth of Stainless Steels in High Temperature Water 电化学条件对不锈钢在高温水中裂纹扩展的影响	Prof. Zhanpeng Lu Shanghai University 上海大学	P34
	10:50-11:10	Effects of Dissolved Hydrogen and Surface Conditions on the Oxidation and SCC Behavior of 316 Stainless Steel in PWR Primary Water 溶解氢和表面状态对 316 不锈钢在压水堆核电站一回路水中的氧化和应力腐蚀开裂行为的影响	Dr. Xiangyu Zhong Tohoku University 日本东北大学	P23
	11:10-11:30	Effect of Micro-mechanical State at Tip of Stress Corrosion Cracking on Crack Growth in Safety-end Welded Joint of Primary Circuit in Nuclear Power Plants 裂纹尖端微观区域的力学状态对核电站一回路安全端焊接件应力腐蚀裂纹扩展速度的影响	Prof. He Xue Xi'an University of Science and Technology 西安科技大学机械工程学院	P348
	11:30-11:50	Stress Corrosion Cracking of Domestic AP1000 Weld Joint in High Temperature Water 国产 AP1000 主管道焊接接头在高温水中的应力腐蚀开裂性能研究	Prof. Lefu Zhang Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P200
	11:50-12:10	Effect of Dissolved Hydrogen on the Electrochemical Properties and Oxide Film of Alloy 182 in Simulated Primary Water 溶解氢对 182 合金在模拟一回路水中电化学性能和氧化膜结构的影响	Dr. Jian Xu Tohoku University 日本东北大学	P22

Sept. 23 (Wed.)	12:10-14:00	Lunch		
		Session 7: Advanced Analysis Technology in Nuclear Material Corrosion and General Research Chairman: Dr. Jei-Won Yeon, Prof. Qunjia Peng		
	14:00-14:30	Invited Keynote Lecture: Understanding Environmental Degradation Mechanisms: a Bottom-up Approach 材料环境失效机制的理解与认识; 自下而上的研究	Prof. Sergio Lozano-Perez University of Oxford 牛津大学	P5
	14:30-14:55	Invited Lecture: Electrochemical and Hard X-ray Photoelectron Spectroscopic Study on Oxide Films Formed on Alloy600 and Alloy690 in Simulated PWR Primary Side Environments 在模拟压水堆一次侧环境中 600 和 690 合金表面氧化膜的电化学和硬 X 射线光电子能谱研究	Prof. Shinji Fujimoto Osaka University 日本大阪大学	P9
	14:55-15:15	High-resolution Characterization of Corrosion of Nuclear Fuel Cladding Alloys 燃料包壳合金腐蚀的高分辨表征	Ms. Jing Hu University of Oxford 牛津大学	P12
	15:15-15:35	3D EBSD Characterization of Grain and Grain Boundary Topology in Stainless Steels 不锈钢中晶界及晶界拓扑的 3D EBSD 表征	Dr. Shuang Xia Shanghai University 上海大学	P186
	15:35-15:55	Tea Break (The following lectures will be introduced in Chinese)		
	15:55-16:15	Probability boxes based quantification of margins and uncertainties for mixed uncertainties 考虑认知不确定性的 QMU 分析方法研究	Dr. Qinshu He Institute of Systems Engineering, China Academy of Engineering Physics 中国工程物理研究院总体工程研究所	P309

Sept. 23 (Wed.)	16:15-16:35	Oxidative decomposition properties of cationic exchange resins producing SO_4^{2-} in nuclear power plants 核电厂阳树脂氧化分解产生硫酸根的特性研究	Prof. Zhiping Zhu Changsha University of Science & Technology 长沙理工大学	P139
	16:35-16:55	Research on raw material sampling and mechanical performance problems of supporting equipments for Reactor Vessel Internal 堆内构件重型服务设备原材料取样、力学性能相关问题研究	Mr. Yingpeng Liao CGNPC Nuclear Power Engineering Company Limited 中广核工程有限公司	P96
	16:55-17:15	Radiation Shielding Rubber Composite Applied in Nuclear Power Station 基于核电站用高分子复合材料及制品	Prof. Wenbin Yang Southwest University of Science and Technology 西南科技大学	P181
	17:15-17:35	Investigation on anisotropic mechanical behavior of spruce subjected to impact compression loading 冲击压缩作用下云杉各向异性力学行为研究	Dr. Weizhou Zhong Institute of Systems Engineering, China Academy of Engineering Physics 中国工程物理研究院总体工程研究所	
	17:35-18:00	Concluding Remark		
	18:00	Dinner		

(二) 學術海報清單

No.	Topic	Name & Organization	Page
A	Material Problems of Key Components in Nuclear Island during Design and Manufacturing		
A1	Study on the Process of Co-based Alloy Hardfacing of Latch Arm of Control Rod Drive Mechanism for Nuclear Power Plant 核电站控制棒驱动机构钩爪钴基金堆焊工艺研究	Prof. Fang Wang Shanghai No.1 Machine Tool Works Co., Ltd. 上海电气核电集团上海第一机床厂有限公司	P68
A2	Radiation Shielding Rubber Composite Applied in Nuclear Power Station 基于核电站用高分子复合材料及制品	Prof. Wenbin Yang Southwest University of Science and Technology 西南科技大学	P181
A3	Tempering Behavior of a Nuclear Pressure Vessel Steel with Macroseggregation 带有偏析的核电压力容器用钢回火时的转变	Prof. Jianfeng Gu Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P103
A4	Microstructure Evolution of Reactor Pressure Vessel Steel during High-temperature Tempering 核电压力容器用钢高温回火的组织演变规律	Prof. Jianfeng Gu Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P85
A5	Investigation of Thermal Stability and Anti-radiation of CBT-based Ceramics Vibration Sensors CaBi4Ti4O15 基陶瓷振动传感器的热稳定性和耐辐照性能研究	Ms. Li Tang Institute of Systems Engineering, China Academy of Engineering Physics 中国工程物理研究院总体工程研究所	P39
A6	New Technology Development used for Fast Reactor Structural Materials 快堆结构材料新工艺开发	Dr. Yixin Wang China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院	
A7	Crystal Structure Evolution of Cu-rich Precipitates in RPV Model Steel during Thermal Aging 压力容器钢在热老化过程中富铜析出相晶体结构的演变	Prof. Junan Wang Shanghai University 上海交通大学	P349
A8	The influence of surface mechanical rolling treatment (SMRT) on the properties of the reduced-activation ferritic-martensitic (RAFM) 表面纳米化对低活化铁素体马氏体钢性能的影响	Mr. YanHong Lu Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P38
B	Welding of Key Components and Related Materials Issues		
B1	Microstructure Characterization of the Fusion Boundary Region of an Alloy 600-82 Weld Joint 600/82 合金焊接接头焊接熔合区的微观结构表征	Mr. Cheng Ma Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P184
B2	Microstructural and Microhardness of a Domestic Dissimilar Metal Welded Safe-end Joint 一种国产安全端异种金属焊接件的微观组织及显微硬度表征	Mr. Hongliang Ming Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P54
B3	Expore the Usage of Graphene to Protect Metallic Matetials from Oxidation in Simulated Primary Water 探究石墨烯在模拟一回路水中对金属材料的保护作用	Mr. Hongliang Ming Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P54
B4	Influence of Temperature on Tensile and Fracture Behavior of Nuclear Power Safe-End Dissimilar Metal Welded Joint 温度对核电安全端异种金属焊接接头拉伸和断裂行为的影响	Ms. Jinglu Fei Northeastern University 东北大学	P50
B5	Effects of Strain Rate on the H Embrittlement Sensitivity of SA508-III Steel for Nuclear Power 应变速率对核电用 SA508-III 钢氢脆敏感性的影响	Ms. Jiahua Liu Northeastern University 东北大学	P49
B6	Effect of H ₃ BO ₃ on Corrosion Behavior of Low Alloy Steel A508-alloy 52M Interface Region in 0.01 M NaCl Solution H ₃ BO ₃ 对异种金属焊接件 A508-52M 界面区在 0.01M NaCl 溶液中腐蚀行为的影响	Ms. Siyan Wang Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P36
B7	Microstructure and Corrosion Fatigue Behavior of RPV Cladding Material 核反应堆压力容器堆焊层材料微观结构和腐蚀疲劳行为研究	Mr. Ziyu Zhang Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P57
C	Stress Corrosion Cracking of Key Components in NPPs		
C1	Study of Scratch-Induced Stress Corrosion Cracking for Steam Generator Tubes and Scratch Control 蒸汽发生器传热管的划伤致应力腐蚀开裂行为研究及划伤控制	Dr. Fanjiang Meng Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute 上海核工程研究设计院	P59
C2	Stress Corrosion Cracking in A Stainless Teel 308L-316L Weld Joint in Primary Water 308L-316L 不锈钢焊接接头在模拟一回路水中应力腐蚀开裂行为研究	Mr. Lijing Dong Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P182

C3	Influence of Stress Intensity Factor, Dissolved Oxygen and Hydrogen on Stress Corrosion Cracking of Forged 316 stainless steel in High Temperature Water 应力强度因子、溶解氧浓度和溶解氢浓度对锻造态 316 不锈钢在高温高压水应力腐蚀开裂行为的影响	Mr. Ruolin Zhu Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P196
C4	Effects of temperature, dissolved oxygen and hydrogen on stress corrosion crack growth rate of 316L HAZ in simulated PWR primary water 温度、溶解氧和溶解氢对 316L 不锈钢热影响区在模拟压水堆一回路水中应力腐蚀裂纹扩展速率的影响	Mr. Ruolin Zhu Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P196
C5	Stress Corrosion Cracking of AISI 304 Stainless Steel Weld in a Salt Spray Environment 304 不锈钢焊件在盐雾环境中的应力腐蚀破裂研究	Prof. Leu-Wen Tsay National Taiwan Ocean University, Taiwan 台湾海洋大学	P21
D	Behavior and Mechanism of Materials Degradation in Laboratory		
D1	Air Oxidation of Hastelloy X superalloy and FeCoNiCrAl High-entropy Alloy at 950°C Hastelloy X 超合金及 FeCoNiCrAl 高熵合金在 950°C 空气中的氧化研究	Prof. Wu Kai National Taiwan Ocean University, Taiwan 台湾海洋大学	P20
D2	Effects of Cold Deformation induced Martensite on Electrochemical Corrosion Behaviors of 304 Stainless Steel 冷变形诱导产生马氏体对 304 不锈钢电化学腐蚀行为的影响	Mr. Jiamei Wang Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P224
D3	Effect of Cold Working Degrees on Corrosion of 304NG Stainless Steel in High Temperature Water 冷加工程度对核级 304 不锈钢在高温水中腐蚀行为的影响	Mr. Ping Deng Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P183

D4	Crevice Corrosion Behavior of Nuclear-grade 304 Stainless Steel in 290 °C Pure Water 核级 304 不锈钢在 290 °C 纯水中的缝隙腐蚀行为	Mr. Dongxu Chen Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P189
D5	Electrochemical behaviors of Alloy 690 in PWR secondary side environment 690 合金在压水堆核电站二次侧环境中的电化学行为研究	Mr. Hui Lu Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	
D6	Effect of Electropolishing on Corrosion of Alloy 600 in High Temperature Water 电解抛光处理对 600 合金在高温水中腐蚀行为的影响	Mr. Yaolei Han Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P180
D7	Study on Reciprocating Sliding Wear Behavior of Inconel 690 Alloy Tube Materials in High Temperature High Pressure Water 690 合金传热管在高温高压水环境下的往复磨损行为研究	Mr. Kewei Du Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P191
D8	Simulation of the Flow Induced Vibration of the Heat Exchange Tubes in Steam Generators of Nuclear Power Plants 蒸汽发生器传热管束流致振动的数值模拟	Dr. Hongxiang Hu Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P187
D9	Corrosion fatigue behavior of alloy 690 in water environment 690 合金在水溶液环境中的腐蚀疲劳行为研究	Mr. Kai Chen Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P186
D10	Corrosion Research of Low Carbon Steel in Simulated Conditions of Beishan High-Level Radioactive Waste Disposal 模拟北山高放废物深地质处置环境中低碳钢腐蚀行为的研究	Mr. Canshui Liu Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	

D11	The Effect of Irradiation on the Characterizations of Nanocomposite Coating for Nuclear Power Plants 辐照对核电站用纳米复合涂层结构特征的影响	Dr. Zhenyu Wang Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P192
E	Assessment of Life, Safety and Reliability of Key Components in NPPs		
E1	Corrosion Fatigue Life Prediction of Austenitic Stainless Steel Welds in Pressurized Water Reactor Environments 奥氏体不锈钢焊件在压水堆环境下的腐蚀疲劳寿命预测	Mr. Jun Xiao Nuclear Power Institute of China 国核动力研究设计院	P267
E2	Environmentally Assisted Fatigue Evaluation Model of Alloy 690 Steam Generator Tube in High Temperature Water 690 合金传热管在高温高压水中的环境疲劳模型设计	Mr. Jibo Tan Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P262
E3	Remaining Life Prediction of the Core Shroud Due to Stress Corrosion Cracking Failure in BWRs using Numerical Simulations 利用数值模拟方法预测沸水堆堆芯围板发生应力腐蚀开裂失效的剩余寿命	Dr. Yongkui Li Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P264
E4	Effects of Orientation and Temperatures on Elastic-Plastic Fracture Toughness of Surge Line Material 316LN 取向和温度对核电厂波动管材 316LN 弹塑性断裂韧性的影响	Mr. Wenhua Gao Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P216
E5	Corrosion Fatigue and Stress Corrosion Cracking Property of Nuclear Grade 316LN Pipe in Different Water Chemistry 核级 316LN 不锈钢在一回路不同水化学条件下的疲劳及应力腐蚀性能	Mr. Donghai Du Shanghai Jiaotong University 上海交通大学	P235

F	Advanced Analysis Technology in Nuclear Material Corrosion and In-Situ Monitoring		
F1	Development and application of rapid scratch electrode technique in high temperature high pressure water 高温高压水快速划伤电极技术的研制及应用	Mr. Jiazhen Wang Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P178
F2	Three-dimensional Imagination and Composition Analysis of Welding Defects in Dissimilar Metal Weld Joint of Third Generation Domestic Nuclear Power Plant by High Resolution Transmission X-ray Tomography 国产三代核电站异种金属接头焊接缺陷的高分辨透射 X 射线三维成像及成分分析	Mr. Yifeng Li Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P55
F3	Performance of Tungsten/Tungsten Oxide Electrode for Long Term Monitoring 长期监测用钨/氧化钨电极性能研究	Ms. Qi Guo Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P194
F4	Application of Corrosion Monitoring Technology in the Selection of Key Equipment of Postprocessing 腐蚀监测技术在乏燃料后处理关键设备选材中的应用	Mr. Peng Zhang Institute of Metal Research, Chinese Academy of Sciences 中国科学院金属研究所	P266
F5	In-destructive Testing of Nuclear Fuel Rod by Neutron Imaging Technique 核燃料元件中子照相无损检测	Prof. Songbai Han China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院	P37
F6	Application of neutron scattering on research of nuclear energy material 中子散射在核能材料研究中的应用	Dr. Lijie Hao China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院	
F7	Neutron Reflectometer and SANS Instrument at CARR 中国先进研究堆中子反射谱仪与小角中子散射谱仪	Dr. Rongdeng Liu China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院	
F8	Industry application of neutron diffraction 中子散射在工业领域应用	Dr. Jianbo Gao China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院	
F9	Finite Element Simulation and Experimental Investigation of Welding Residual Stress for PWR Safe-End 压水堆核电站安全端焊接残余应力有限元数值模拟与试验研究	Dr. Guodong Zhang Suzhou Nuclear Power Research Institute Co.,Ltd 苏州热工研究院有限公司	P337