

出國報告（出國類別：其他）

赴四川成都參加 ICONE 21 國際會議暨 參訪中國核學會公差報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：郭文生 副研究員

蔡禹擎 助理研究員

林恩聖 助理工程師

派赴國家：大陸

出國期間：102年7月28日~102年8月6日

報告日期：102年9月5日

摘 要

此行的主要目的為參加由美國機械工程師學會(ASME)、日本機械工程師學會(JSME)及中國核學會(CNS)等單位共同主辦，在大陸成都舉行的 2013 年第 21 屆國際核能工程會議(International Conference on Nuclear Engineering, 簡稱 ICONE 21)。郭員及蔡員各發表一篇核能研究所投稿之論文，林員發表兩篇核能研究所投稿之論文。會議結束後赴北京參訪中國核學會，進行參訪及技術交流。

目 次

摘 要	(頁碼)
一、目 的	1
二、過 程	2
三、心 得	16
四、建 議 事 項	29
五、資 料 蒐 集	30
六、附 錄	31

一、目的

此次出國主要目的為參加「第 21 屆國際核能工程會議」，此次大會係由美國機械工程師學會(ASME)、日本機械工程師學會(JSME)及中國核學會(CNS)等單位共同主辦，於大陸成都舉行，會期由 102 年 7 月 29 日至 8 月 2 日。本所派核工組郭文生副研究員、蔡禹擎研究助理和林恩聖助理工程師出席發表四篇會議論文。四篇論文詳列如下：

論文編號	論文名稱
ICONE21-16578	Nuclear Criticality Analyses of the Spent Fuel Pool Under Loss of Spent Fuel Pool Water and Neutron Absorbers in the Racks for Taipower's Chinshan Nuclear Power Plant
ICONE21-16540	Effects of the RHR Return Line Elevation to the Suppression Pool Temperature of the Lungmen ABWR Containment
ICONE21-16541	Loss of Cooling Thermal Analysis for the Spent Fuel Pool of the Chinshan Nuclear Power Plant
ICONE21-16208	Performance Tests after High Pressure Turbine Retrofit for Maanshan Nuclear Power Plant Unit 1

除會議行程外，拜訪中國核學會亦是此行目的之一。藉由拜訪該學會，就與「核二廠爐心監測系統與升載管理自動化發展」、「核三廠一號機高壓汽機轉子更新功能測試與分析」、「龍門電廠圍阻體熱水流分析方法論法制化與應用」等計畫相關之核能電廠爐心營運及升載管理支援、汽機轉子改善後之效益評估與熱功性能分析、各國電廠效率提升現況以及圍阻體溫壓安全分析等相關議題進行技術及經驗交流。

二、過程

(一)行程

此次公差，由 102 年 7 月 28 日起至 102 年 8 月 6 日止，共計 10 天，詳細行程如表 1：

表 1 赴大陸公差行程表

行 程			地 點		公差地點		工 作 內 容
月	日	星期	出 發	抵 達	國名	地 名	
7	28	日	台北	成都	大陸	成都	1. 路程(去程) 2. 參加「ICONE21 會議」
7 8	29- 2	一- 五			大陸	成都 北京	1. 參加「ICONE21 會議」 2. 路程
8	3- 4	六日			大陸	北京	整理資料
8	5	一			大陸	北京	參訪「中國核學會」
8	6	二	北京	台北	大陸	北京	路程(回程)

(二)出國紀要

ICONE 21 於 7 月 29 日至 8 月 2 日在中國成都的新世紀城國際會議中心舉行。本次 ICONE 21 是由中國核學會、美國機械工程師學會和日本機械工程師學會共同主辦，由中國核動力研究設計院承辦，會議的主題為“Nuclear Energy, Secure World”。ICONE 21 主要分為四個議程，包含大會的開幕式與演講(Opening Ceremony & Plenary)、專題討論會(Workshop)、技術研討會(Technical Sessions)與壁報論文(Poster Session)場次，其中專題討論會在會議的第一天舉行(7 月 29 日)，而現場廠商產品展示與壁報論文場次則由這一天開始並持續至會議結束；大會的開幕演講則在會議的第二天舉行(7 月 30 日)；技術研討會場次(Panel Sessions)則分散在會議的第三天(7 月 31 日)至第五天(8 月 2 日)中舉行，詳細的議程可參閱附錄 1。ICONE 21 會議於 8 月 2 日結束，隨即搭機飛往北京，於 8 月 5 日參訪中國核學會。

1. 參加 ICONE 21 大會議程

(1) 專題討論會(Workshop)

專題討論會共有兩場，分別為：

— CFD Workshop

— ASME Codes, Standards and Certification

該討論會主要為聘請專家學者針對核電相關的 CFD 與 ASME 法規準則提供訓練課程，兩個課程為平行舉行，時間各約為 7 個小時。

(2) 大會開幕式與演講(Opening Ceremony & Plenary)

大會開幕演講場次自上午 8 時 30 分至下午 5 時 40 分，依序分為開幕式致詞、主題演講(Keynote Speech)、Plenary Session I、Plenary Session II 以及 Plenary Session III 等五個部份。

A. 開幕式致詞

在開幕式致詞方面，由中國核學會理事長李冠興先生主持，共計有 7 位知名人士上台各致詞 5 分鐘。首位上台致詞者為中國核工業集團公司(簡稱中核集團)董事長孫勤(亦為本次大會的主席)，孫先生在致詞中說明目前核電產業在中國正穩健的發展，目前中國大陸已有 17 座反應爐商轉中，28 座反應爐則在建設中。而成都則是中國西部的核工領域研發重鎮，本屆大會在成都召開除了可以展示中國於核工領域的最新研

究成果，更可發揮成都在核工領域之特長，促進與會專家對於核工領域新技術、新趨勢的探討，以及於核安文化上的發展與交流合作。此外，並說明本次會議吸引了來自 30 個國家的專家學者，共計超過 1200 人參與，並收錄了 779 篇技術論文以及 131 篇壁報論文。在孫勤先生演講後，接著分別由六位來自中國學界、政界與核能管制機構代表，以及美國、日本、歐盟等國際間核工界的重要人士於大會開幕致詞，包含中國科學技術協會(CAST)書記張勤、中國成都市長葛紅林、中國國家原子能機構(CAEA)秘書長王敏正、美國 ASME 總裁 Ms. Madiha Kotb、日本 JSME 代表 Mr. Yutaka Abe 以及歐洲核學會(ENS) Mr. Hamid Abderrahim。

B. 主題演講(Keynote Speech)

重點報告的主題為“Nuclear Regulator’s Consideration”，共計 4 位演講者，分別為：

- 中國國家核安全局副局長劉華，題目：發展綠色核能、強化安全監管，為保障核能安全發展作貢獻
- 國際原子能總署(IAEA)副總幹事 Mr. Alexander Bychkov，題目：Nuclear Power Projections and Nuclear Safety Action Plan
- 美國核管會(U.S. NRC)副主席 Mr. George Apostolakis，題目：The Evolution of Risk-Informed Regulation at the U.S. NRC
- 日本核管局(JNRA)高級協調官 Mr. Hiroshi Yamagata，題目：New Nuclear Regulation Authority and Requirements of Japan

其中中國國家核安全局係以中文進行簡報，主要內容則為宣導中國核能安全管制事項與相關法令。IAEA 的簡報內容包含三大部分，分別為 IAEA 對於核能發電的發展現況與預測、IAEA 對於新興核能發展計畫所提供的服務以及核能安全行動計畫(Nuclear Safety Action Plan)的推展現況。簡報中指出，截至 2013 年 7 月 25 日，全球共計有 434 座反應爐運轉中，其電力裝置容量達 370,543 MWe，至於建造中的反應爐則共計 69 座，其中亞洲地區建造中的反應爐數量則超過一半以上。而對於 2030 年的核電成長預測，其評估的低成長情境則約為高成長情境的 6 成，不過皆屬於正向擴張的方向。簡報中亦宣傳 IAEA 對於新興的核能發展計畫所提供的支持與服務，土耳其則為其 2013 年所提供協助的對象。

U.S. NRC 的簡報主題與風險評估(PRA)有關，首先介紹在引入風險評估概念前，一般對於核電廠安全性的評估架構，如不確定度的管理(Management of Uncertainty)、引入縱深防禦概念與安全裕度的法規規定與設計基準事故(DBAs)，並說明前述評估

方式的不足處，例如何謂足夠的縱深防禦的程度仍無一定準則、對於人為因素，DBAs 僅考慮既定的人員反應模式而未能反映運轉經驗，且其考量的事故模式極其有限。而透過風險告知方法(Risk-Informed Approach)，則可結合傳統評估與風險評估兩種模式的優點(如圖 1)。此外，亦說明風險告知於法規架構上的演進以及好處，其好處包含改進安全、使得法規系統的制定更合理、促進以提升效能為取向的法規發展。簡報後



圖 1 風險告知運行架構 (資料來源：現場會議簡報)



圖 2 風險告知的法規演進(左)以及優點(右) (資料來源：現場會議簡報)

段，則以 ASME BPVC Section XI 為例，展示採用風險告知架構可大量減少原 Section XI 所規定須檢視的焊道數量以及所節約的人力資源與經費。最後，針對福島事故，NRC 則建議可在擴展 NRC 對於設計基礎的要求上，提出融合風險告知深度防禦框架 (risk-informed defense-in-depth framework) 精神之法規策略。

JNRA 的簡報與福島事故後，日本的核能管制機制之變革相關，其內容包含有：新核能法規機構的設立、核安目標、確保核安的需求措施以及對於緊急事故的應變準

備。如圖 3 所示，福島事故後為了整合原本複雜的核管架構並且達到核管機構的獨立性，除了將核能與工業安全局(NISA)以及核安委員會(NSC)廢除外，亦將核管架構簡化為法規制定者(JNRA)與執行者(AEC、METI、MEXT)。對於核安目標，JNRA 於 2013 年 4 月通過了新的目標，包含核電對於公眾健康的影響機率應被限制在不會明顯提高公共風險上、 $CDF < 10^{-4}$ 、 $CCF < 10^{-5}$ 以及限制輻射物質的釋放量與釋放頻率(Cs-137 release of 100 TBq or larger 之頻率小於 10^{-6})。對於確保核安的需求措施，則包含著重深度防禦概念、減少共因失效(common cause failure)以及定義功能性(functional)需求，而其改變前後的需求措施之比較則如圖 4 所示。此外，對於海嘯與地震的基準設計與防護規範、火災、內部淹水、電源失效、恐怖攻擊等嚴重事故之防範亦加以強化。至於其詳細報告細節則可參閱附錄 2。

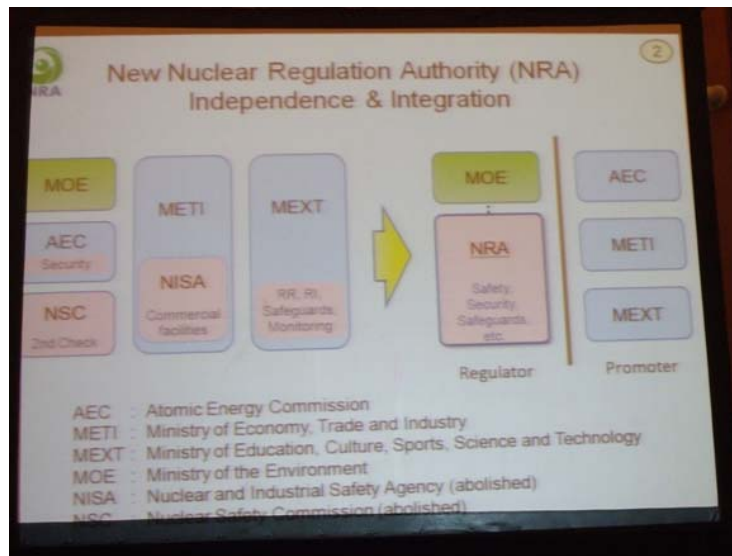


圖 3 日本核安管制機構的變革 (資料來源：現場會議簡報)

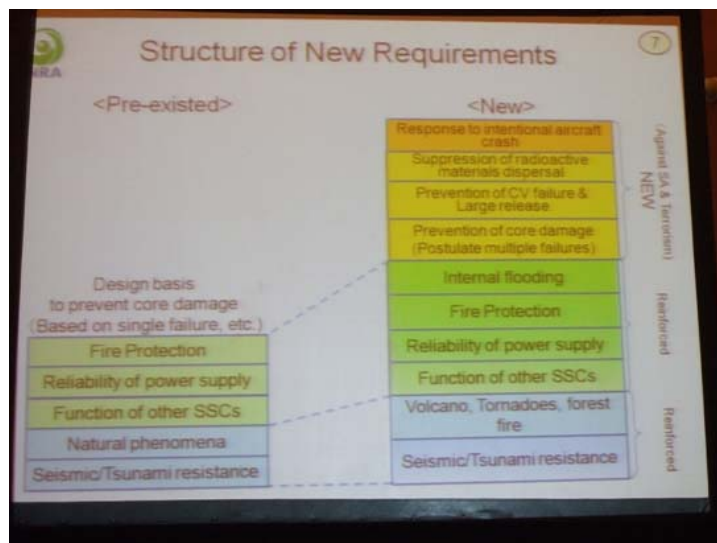


圖 4 福島事故前後之確保核安的需求措施比較 (資料來源：現場會議簡報)

C. Plenary Session I ~ III

至於 Plenary Session I、Plenary Session II 以及 Plenary Session III 之演講者則包含有：中國核工業集團總工程師雷增光、美國西屋公司總裁 Mr. Danny L. Roderick、日本原子力安全推進會主席 Mr. Shojiro Matsuura (未到場，以預錄影方式報告)、中國廣核集團副總經理鄭東山、國家核電技術公司總經理顧軍、法國電力公司大中華區首席執行官宋旭丹、日本原子力產業論壇理事長 Mr. Takuya Hattori、法國 Areva 副總裁 Mr. Remy Autebert、加拿大 CANDU 能源核電總工程師 Mr. Frank Yee、中國核工業建設集團副總經理李定成、南韓先進科學技術院主任宋恒昌、北京清華大學教授張勤、比利時核能研究中心副主任 Mr. Hamid Abderrahim、中國電力投資集團公司高級顧問丁中智、日立公司高級顧問 Mr. Akira Maru。報告內容主要為各知名核電公司與研究所之業務介紹以及發展狀況，在本報告中則不予贅述。

(3) 技術研討會(Technical Sessions)

ICONE 21 技術研討會分為以下 17 個議題(Track):

- Track 1 : Plant Operations, Maintenance, Engineering, Modifications, Life Cycle and Balance of Plant
- Track 2 : Nuclear Fuel and Materials
- Track 3 : Plant Systems, Construction, Structures and Components
- Track 4 : Radiation Protection and Nuclear Technology Applications
- Track 5 : Next Generation Reactors and Advanced Reactors
- Track 6 : Nuclear Safety and Security
- Track 7 : Codes, Standards, Licensing and Regulatory Issues
- Track 8: Fuel Cycle, Radioactive Waste Management and Decommissioning
- Track 9 : Thermal Hydraulics
- Track 10 : Computational Fluid Dynamics (CFD) and Coupled Codes
- Track 11 : Reactor Physics and Transport Theory
- Track 12 : Nuclear Education, Public Acceptance and Related Issues
- Track 13 : Instrumentation and Controls (I&C)
- Track 14 : Fusion Engineering
- Track 15 : Beyond Design Basis Events

- Track 16 : Student Paper Competition
- Track 17: Panel Session

所有議題於 7 月 31 日至 8 月 2 日間，共設置了 15 個平行舉辦技術研討會的場地，所有簡報分為 165 個場次舉行，其議題涵蓋核工大部分之領域，技術論文總數達 779 篇，另有 131 篇則為口頭報告論文(未收錄於大會論文光碟)。郭員、林員與蔡員分別在三個不同場次宣讀四篇論文，其中郭員宣讀「Nuclear Criticality Analyses of the Spent Fuel Pool Under Loss of Spent Fuel Pool Water and Neutron Absorbers in the Racks for Taipower's Chinshan Nuclear Power Plant」(簡報如附錄 3)，林員宣讀「Effects of the RHR Return Line Elevation to the Suppression Pool Temperature of the Lungmen ABWR Containment」以及「Loss of Cooling Thermal Analysis for the Spent Fuel Pool of the Chinshan Nuclear Power Plant」(簡報如附錄 4)，蔡員宣讀「Performance Tests after High Pressure Turbine Retrofit for Maanshan Nuclear Power Plant Unit 1」(簡報如附錄 5)。

Track 17 為專題演講，大會邀請了國際間核工界的重要人士，共計 10 個主題，分為 62 篇簡報，分散在會議的日程中舉行，專題演講的議題為：

- Small Modular Reactors
- Nuclear waste Management
- New NPP Designs & Passive/Non-Passive Systems
- Next Generation NPPs
- Standards & Codes, V & V
- Fukushima Daiichi Accident Issues
- Variety of Severe Accident Management
- Nuclear Industry Initiatives
- Inland NPPs: Experience & Outlook
- Nuclear Engineering Education

2. 廠家之商品展示

本次會議現場展覽之廠家與研究單位眾多，廠家方面具代表性者有阿海珅集團(AREVA)、法國電力集團(EDF Group)、坎杜能源有限公司(CANDU Energy Inc.)、西屋電氣(Westinghouse Electric Company)、中核建中燃料元件有限公司、中國核電工程

有限公司，研究機構方面，主要有中國核動力設計院(NPIC)、上海核工程研究設計院(隸屬於國家核電公司)、中國核動力研究設計院反應堆工程研究所(NPIC)、中國科學院核能安全技術研究所 FDS 團隊、核工業西南物理研究院(隸屬於中國核工業集團)、中國核學會等。

廠商方面，AREVA 展示了目前在中國的主要核電建設項目，包含大亞灣核電廠、嶺澳核電廠、台山 1 期與 2 期核電廠等。此外，亦展示該公司的 EPR™ 反應爐的特點與推展狀況(在芬蘭、法國與中國建造中)，EPR™ 反應爐的設計是基於法國 N4 反應爐以及德國 Konvoi 反應爐技術而來，AREVA 宣稱其特點為可節省 20% 運轉維護成本以及 15% 的燃料成本、減少 10% 高放射性廢棄物、可使用全 MOX 燃料、強化內部緊急供水 7 天之能力(圖 5)以及可供收集爐心熔毀物質之堆芯捕集器。



圖 5 EPR™ 反應爐的內部緊急供水系統配置圖 (資料來源：AREVA 公司廣告資料)

CANDU 現場主要展示其先進燃料坎杜重水堆(Advanced Fuel CANDU® Reactor, AFCR)的特點；AFCR 是 CANDU 第三代 700 MW 級的重水式反應爐，係改進坎杜 6 型(EC6®)的設計而來，其設計特點為確保燃料靈活性的設計、高效利用回收鈾和鈦基燃料、每三個輕水式反應爐的回收鈾足以為一個 AFCR 提供燃料而無須經過回收鈾濃縮處理。目前 CANDU 在中國的秦山第三核電廠成功試驗了等效天然鈾的使用，待通過中國核安全局的審核，預計於 2014 年在秦山核電廠進行等效天然鈾的全反應爐應用。



圖 6 現場展示的 APCR 模型外觀(左)與內部(右)

西屋電氣公司現場所提供的廣告傳單中則強調其 AP1000 為唯一通過 NRC 認證之第 3+代核電技術，與依靠能動設備(如柴油發電機與泵)來提供冷卻水之反應爐不同的地方在於，AP1000 依靠重力和壓縮氣體(非能動設計)來防止極端事故造成的反應爐過熱，因此，即使在沒有運轉員的操作以及喪失廠內電源或外電的狀況下，AP1000 仍然可以安全停機與保持冷卻。首批的 AP1000 型反應爐目前正在中國三門核電廠與海陽核電廠建設，首部機組預計於 2014 年商轉。中國國家核電技術有限公司(以下簡稱 SNPTC)為西屋公司在中國建設首批 AP1000 型反應爐的合作夥伴與技轉對象，SNPTC 是中國 2007 年 5 月 22 日成立的國有企業，由中國國務院國有資產監督管理委員會、中國核工業集團公司、中國電力投資集團公司、中國廣東核電集團有限公司和中國技術進出口總公司合資設立。其設立的主要目的為從國外引進第三代核電技術(即前述的 AP1000)，並從事核電工程建設及核電自主化的研發。該公司在本次會議中亦有攤位展出。SNPTC 在吸收了 AP1000 的相關技術與施工經驗後，目前正推出具有自主技術的 CAP1400 型反應爐(圖 7)，至於 CAP1400 與 AP1000 的規格差異對照表則如表 1 所示。與第二代 PWR 反應爐相較之下，SNPTC 宣稱 CAP1400 可大幅降低組件數量，例如閥件減少 80.4%、泵減少 92.3%、管線減少 58.4%、電纜減少 48.6%

以及防震建築體減少 57.4%。

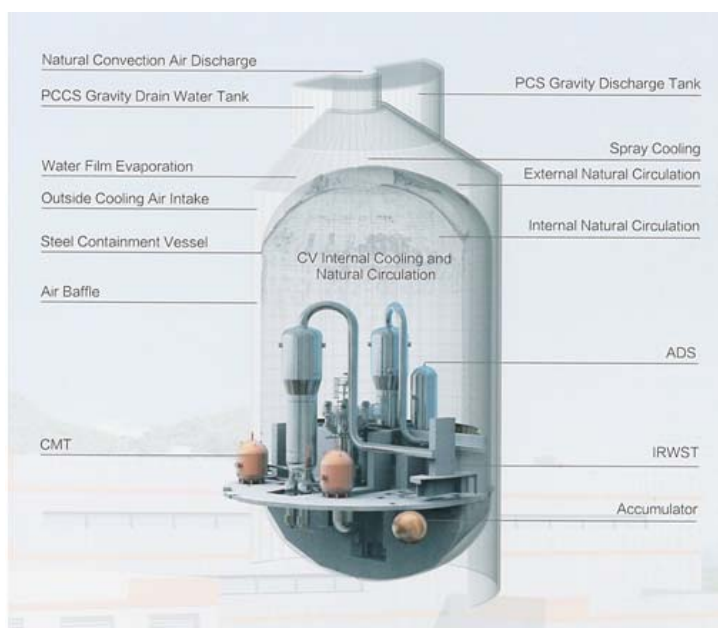


圖 7 CAP1400 反應爐 (資料來源：中國國家核電公司廣告資料)

表 1 AP1000 與 CAP1400 反應爐之規格對照表 (資料來源：中國國家核電公司)

Comparison of Major Parameters (AP1000/CAP1400)		
Major Parameters	AP1000	CAP1400
Reactor Power Output, MWt	3400	4040
Average Temperature of Cooling, °C	300.9	304
Pressure of the Reactor Coolant System, MPa(a)	15.5	15.5
Number of Core Fuel Assemblies	157	193
Active Core Height, m	4.267	4.267
Type of Steam Generators	△125	SNP140
DNBR Margin	>15%	>15%
Average Linear Power Density, W/cm	187	181
SG Outlet Pressure, MPa(a)	5.61	6
Flow Rate of Primary Steam Pipe, kg/s	944	1122
Flow Rate of Reactor Cooling System, m ³ /h	68110	82412
Containment Volume, m ³	58380	75000

廣告資料)

中國核工業集團(以下簡稱 CNNC)是所有參展廠商中攤位規模最大者，CNNC 主要負責中國核子軍工業、核電、核燃料、核應用技術等領域的研究開發、建設和生產經營，以及對外經濟合作和進出口業務。本次會議中，CNNC 於現場展出 ACP-1000 之模型(圖 8)。ACP1000 為中國吸收多年的核電建設經驗與參考國外技術後所自主開發的核電技術，2013 年 4 月，CNNC 宣稱 ACP1000 已具備出口之條件(首部將出口至

巴基斯坦)，同時已完成初步的安全分析報告，預計於 2013 年底在福清電廠開始建造第一部 ACP-1000 機組，而其自製率目標則為 85%。

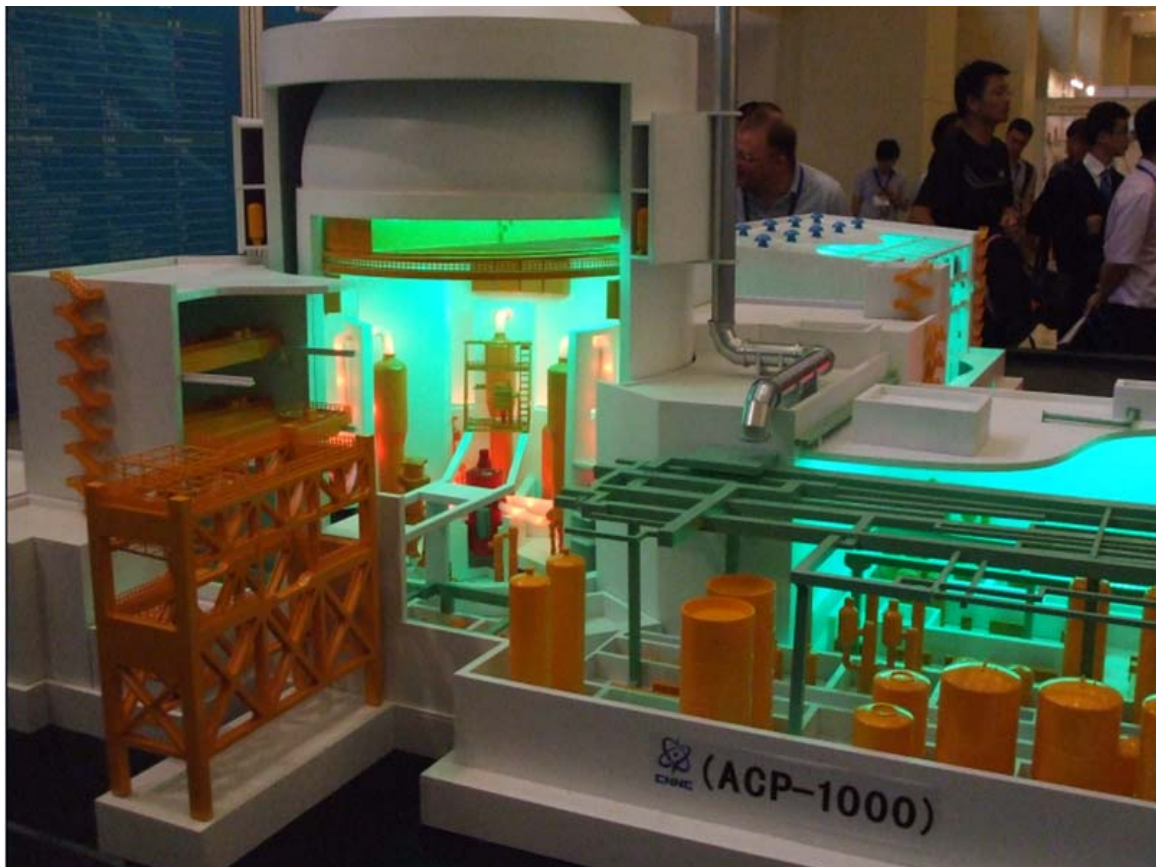


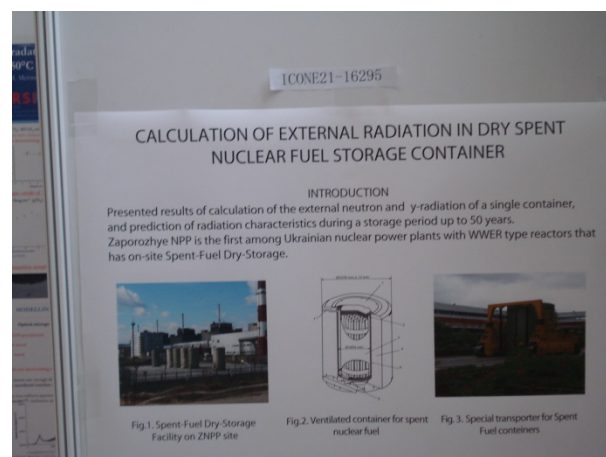
圖 8 CNNC 現場展出的 ACP-1000 模型

3. 壁報論文

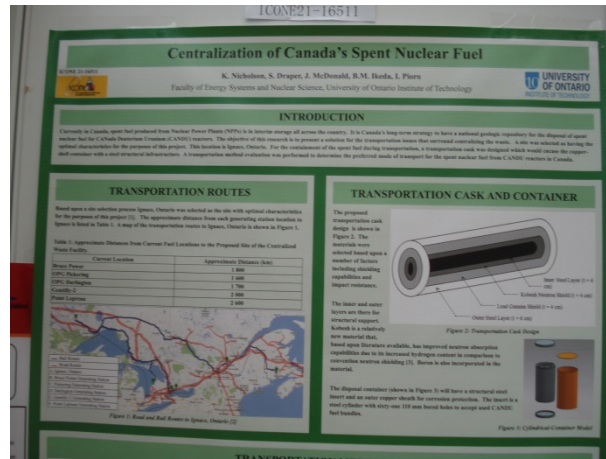
本次參加的壁報論文約有二十多篇，內容涵蓋核工許多領域，以下則列舉其中一些與本所研發工作相關的項目：

(1) ICONE21-16295

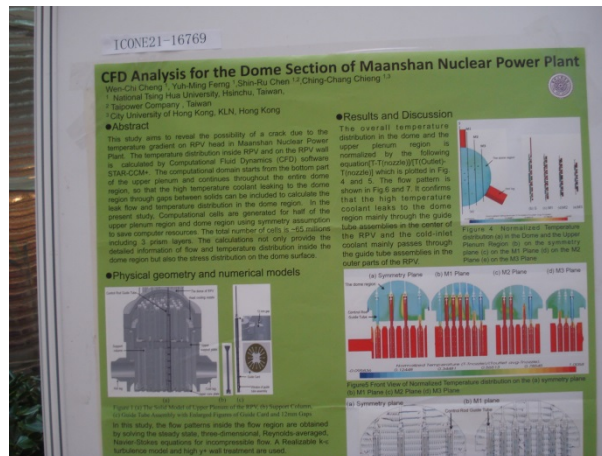
Calculation of External Radiation in Dry Spent Nuclear Fuel Storage Container



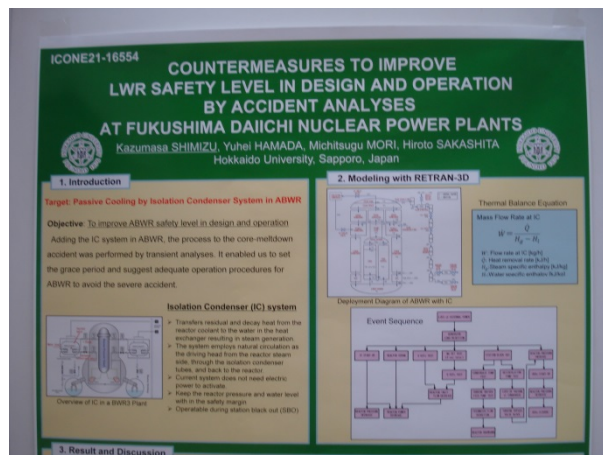
(2) ICONE21-16511
Centralization of Canada's Spent Nuclear Fuel



(3) ICONE21-16769
CFD Analysis for the Dome Section of Maanshan Nuclear Power Plant



(4) ICONE21-16554
Countermeasures to Improve LWR Safety Level in Design and Operation by Accident Analyses at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants



4. 參訪中國核學會

中國核學會於 1980 年正式成立，同年加入中國科學技術協會（簡稱中國科協）。

中國核學會是由中國核科學技術工作者自願組成、依法登記，具有法人資格的全國性、學術性、非營利性的社會團體，是中國核科學技術事業發展的重要社會力量。中國核學會是中國科協的組成部分，學會總會依附在中國核工業集團公司，接受中國科協和中國核工業集團公司的指導，並接受中國政府的監督管理。

該學會的宗旨在充分發揮學術民主，以堅持實事求是的科學態度和優良作風，宣導獻身、創新、求實、協作的精神，團結廣大核科技工作者和其他科技工作者，促進核科學技術的繁榮和發展，促進核科學技術的普及和推廣，以及促進科技人才的成長和提高。

中國核學會的主要任務包括：

- (1) 開展學術交流活動，活躍學術思想，促進核科學技術的發展和應用；
- (2) 開展國際間核科學技術的交流活動，發展與其他各國的核科技團體和核科技工作者的友好交流；
- (3) 普及核科學技術知識，推廣先進技術，開展繼續教育和青少年科技活動，舉辦核科學技術展覽會；
- (4) 編輯出版學術和科技書刊；
- (5) 接受委託，進行科技項目論證、評估、諮詢、鑒定等活動，提供技術諮詢和技術服務；
- (6) 反映會員和科技工作者的意見和呼聲，維護其合法權益，舉辦為會員服務的各項事業和活動；
- (7) 評選和獎勵優秀的學術論文、學術著作和科普作品，推薦優秀的科技成果、產品和科技人才；
- (8) 推薦核科學技術和相關領域的中國科學院和中國工程院院士候選人；
- (9) 其他任務。

本次公差，郭員、蔡員及林員一行三人於 8 月 2 日（星期五）ICONE 21 會議結束後即動身飛往北京，並於 8 月 5 日（星期一）訪問中國核學會。因北京當日仍在放高溫假，故由中國核學會核技術工業應用分會資深秘書高媛小姐

(gaoyuan@ciae.ac.cn) 代表與郭員、蔡員及林員一行三人會談，彼此交換核工技術心得。高媛小姐同時並轉交中國原子能科學研究院反應堆工程研究設計所柯國土所長提供的下列相關文件，以供參考（由郭員保存）：

- 「原子能院堆工所反應堆物理及臨界安全方面的情況」（由柯所長親自撰寫的介紹性文件）一份
- 中國原子能科學研究院之「反應堆工程研究設計所」簡介一份
- 中國原子能科學研究院之「中國先進研究堆」簡介一份
- 中核集團公司之「核臨界安全技術培訓（上冊）」一份

三、心得

(一) 本次會議蔡員演講題目為「Performance Tests after High Pressure Turbine Retrofit for Maanshan Nuclear Power Plant Unit 1」，該論文係執行「核三廠一號機高壓汽機轉子更新功能測試與分析」之成果。本次會議中，與汽機效能驗證或效率提昇議題相關的技術研討會場次為 Track 1：電廠運轉、維護、工程、修改、壽命週期與電廠一般支援 (Plant Operations, Maintenance, Engineering, Modifications, Life Cycle and Balance of Plant)，本章則節選出「NUCLEAR STEAM TURBINE WITH 60 INCH LAST STAGE BLADE」、「THE THERMAL BALANCE CALCULATION OF AP1000 TURBINE ROLL-UP BY NON-NUCLEAR STEAM」兩篇論文進行探討。「NUCLEAR STEAM TURBINE WITH 60 INCH LAST STAGE BLADE」由 Hitachi 公司的 Mr. Hideo Yoda 發表，本文主要是探討 Hitachi 公司於低壓汽機的末級葉片 (Last Stage Blade, LSB) 發展，與傳統火力電廠的汽機相較之下，核電廠的汽機需承受較高濕度的蒸汽，而且由於核電廠運轉蒸汽壓力遠低於火力電廠，因此導致蒸汽的體積流率相對較大，因此低壓汽機之 LSB 長度需要提高以增加流通截面積來處理高體積流率的蒸汽。由於具有較長的 LSB，因此核電廠的汽機轉速約只有火力電廠汽機之一半以避免葉片尖端失速的狀況，如以 Hitachi 之汽機為例，其 60 Hz 之汽機轉速僅為 1800 rpm。對於 1000 MWe 級以上的汽機而言，常見的 LSB 長度為 52 英吋。由於 LSB 約產生汽機總輸出功率的 10%，同時亦承受著最強的離心力，因此，LSB 的設計對於低壓汽機的性能與耐用度有著重要的影響。圖 9 顯示了 Hitachi 公司 LSB 的發展歷程，對於 60 Hz 的系統(1800 rpm)而言，Hitachi 的 LSB 長度主要為 38、43 與 52 英吋，而對於 50 Hz 的系統(1500 rpm)而言，其葉片長度主要為 41 與 52 英吋。本研究探討 Hitachi 公司目前正發展中的 60 英吋 LSB (註:Alstom 公司已發展出 60Hz 適用的 56 英吋以及 50Hz 適用的 75 英吋 LSB)，經評估若採用 60 英吋之末級葉片，則對於電廠的熱耗率 (Heat Rate)約可降低 0.8%~1.5%。此外，Hitachi 發展中的 60 英吋 LSB 屬連續蓋環型葉片型(Continuous Cover Blades, CCB)(圖 10)，該型葉片常見於火力電廠之汽力機組，而與傳統的群組式葉片(Grouped Blade)相較之下，CCB 型葉片為每一葉片各自獨立，在運轉時其蓋環(Cover)與接近葉片中段的連繫件(Tie-Boss)會將各葉片緊密的結合在一起，而此一設計對於改善應力集中與振動有所助益，表 2 則顯示 CCB 型葉片相對於群組式葉片的優點。會議中另一篇與汽機相關者為三門核電廠的 Mr. Wang Shunda 所提出的「THE THERMAL BALANCE CALCULATION OF AP1000 TURBINE ROLL-UP BY

NON-NUCLEAR STEAM」，文章主要在描述三門核電廠在 AP1000 型反應爐實際運轉前以非核蒸汽(Non-Nuclear Steam)進行汽機轉動試驗(rolling-up test)程序，由於反應爐尚未能提供熱量，因此二次環路所需的熱量係由調壓槽 (pressurizer)之電熱器以及反應爐冷卻水泵而來。測試時，汽機轉速的提昇分為四個階段，第一階段以 50 rpm/min 的增加率將轉速由 0 rpm 提昇至 200 rpm，並以手動方式進行汽機跳脫以檢驗轉軸摩擦阻力，第二階段則以 75 rpm/min 的速率提昇至 400 rpm 並穩定 30 分鐘，第三階段則以 75 rpm/min 的速率提昇至 1060 rpm 並穩定 15 分鐘，第四階段則以 150 rpm/min 的速率提昇至 1500 rpm 並穩定 15 分鐘。而其分析結果顯示，在反應爐未供熱的狀況下，僅靠調壓槽之電熱器以及反應爐冷卻水泵可提供 92.52 噸/小時的蒸汽(熱焓為 2786 kJ/kg) 達 30 分鐘，不過本文章在汽機轉速對應蒸汽溫度的測試圖表使用的卻是其他電廠之結果，該文中則說明 AP1000 系統能提供的蒸汽量高於所舉例秦山二期電廠(70~80 噸/小時)，因此 AP1000 具有執行使用非核蒸汽的汽機轉動試驗之能力。圖 11 顯示三門核電廠以非核蒸汽進行汽機轉動測試之歷程。

表 2 CCB 型葉片較傳統 Grouped Blade 優異處 (參考資料 : H. Yoda, T. Kudo, S. Senoo, Nuclear Steam Turbine With 60 Inch Last Stage Blade, ICONS 21, Chengdu, China, July 29- August 2, 2013.)

Items	Characteristics
Strength Reliability Enhancement	Better damping Reduced resonance stress levels Reduced random vibration stress levels Fewer resonance points during rotation More stable vibration characteristics Suppressed flutter Less stress concentration
Efficiency Enhancements	Allowing for the use of the high-low type radial fin as a tip seal

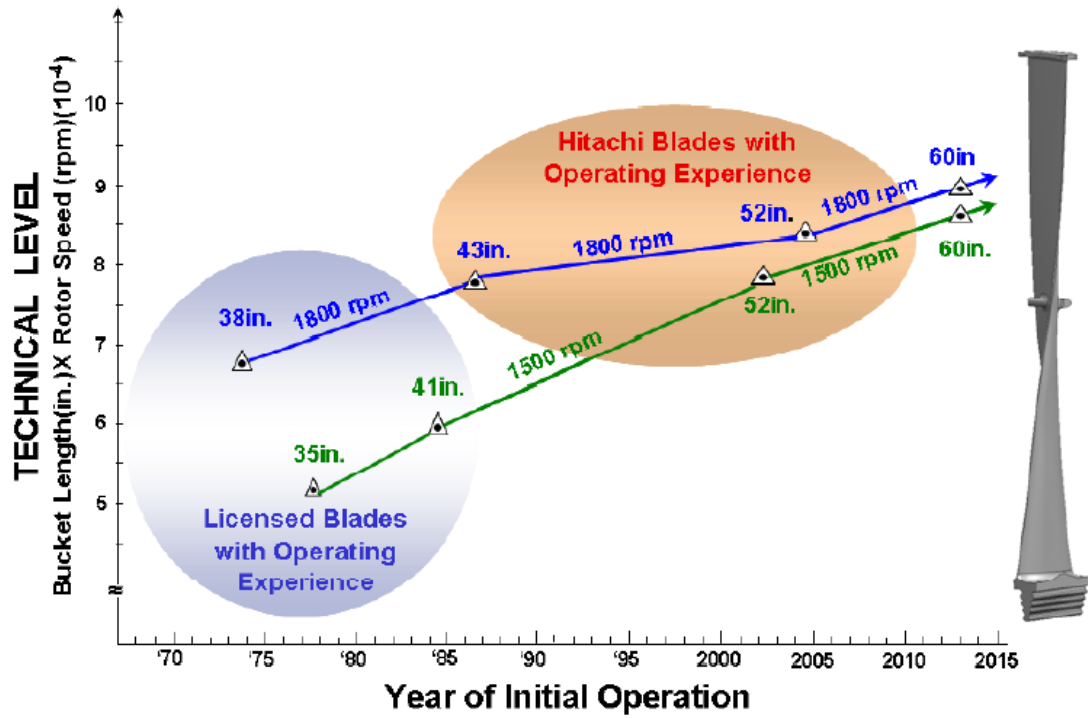


圖 9 Hitachi 公司低壓汽機末級葉片的發展歷程 (參考資料 : H. Yoda, T. Kudo, S. Senoo, Nuclear Steam Turbine With 60 Inch Last Stage Blade, ICONE 21, Chengdu, China, July 29- August 2, 2013.)

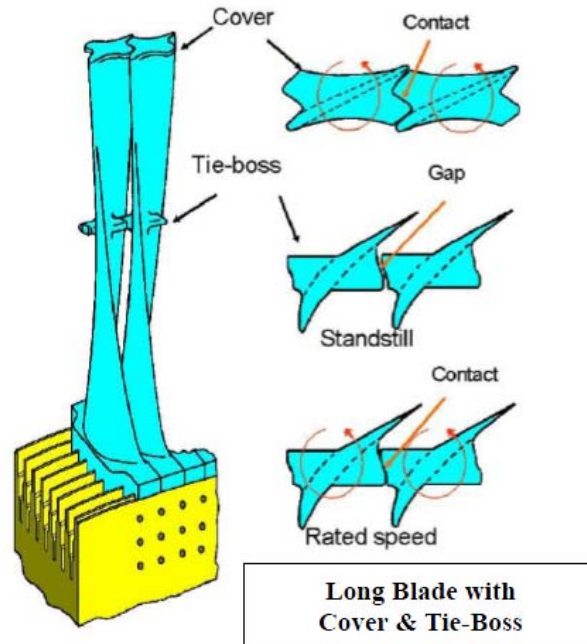


圖 10 Hitachi 公司 60 吋 LSB 示意圖 (參考資料 : H. Yoda, T. Kudo, S. Senoo, Nuclear Steam Turbine With 60 Inch Last Stage Blade, ICONE 21, Chengdu, China, July 29- August 2, 2013.)

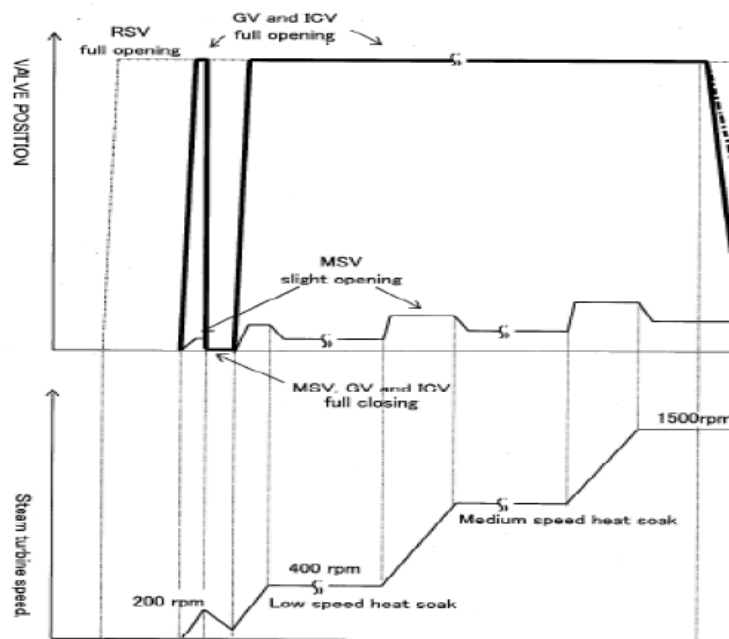


圖 11 三門核電廠以非核蒸汽進行汽機轉動測試之歷程 (參考資料 : S. Wang, X. Li, The Thermal Balance Calculation of AP1000 Turbine Roll-Up by Non-Nuclear Steam, ICONE 21, Chengdu, China, July 29- August 2, 2013.

- (二) 本次會議郭員演講題目為「Nuclear Criticality Analyses of the Spent Fuel Pool Under Loss of Spent Fuel Pool Water and Neutron Absorbers in the Racks for Taipower's Chinshan Nuclear Power Plant」，該論文係執行原能會職權交辦計畫「核能電廠用過燃料池喪失冷卻時熱流與臨界安全分析」之成果。本次會議中，與反應器物理與遷移理論相關的技術研討會場次為 Track 11：反應器物理與遷移理論(Reactor Physics and Transport Theory)，其下又再細分成六個子 Track (包括 11-1：Reactor Physics (General), Design and Validation；11-2：Computational Methods；11-3：Monte Carlo (Stochastic and Hybrid MC-Deterministic)；11-4：Mathematical Modeling in Transport Theory + Nuclear Data Libraries and Measurements；11-5：Reactor Physics (General), Design and Validation (2)；11-6：Computation Methods (2))。本章則節選出「Stationary Issues in Monte Carlo Simulation for Neutron Transport」一篇進行探討。「Stationary Issues in Monte Carlo Simulation for Neutron Transport」為 Track 11-3 (Monte Carlo (Stochastic and Hybrid MC-Deterministic)) 之第一篇論文，係由一位巴基斯坦的空軍大學 (Air University) 機電工程學系 (Department of Mechatronics Engineering) Zafar ullah Koreshi 教授發表，該論文主要是探討蒙地卡羅計算的收斂行為，並研究是否能建立先驗 (a priori) 診斷工具。研究分析對象包括：
- (1) 固定射源非增殖系統
 - (2) Godiva 臨界系統。
- 針對固定射源非增殖系統，

作者使用 cross-entropy (或稱 Kullback-Liebler (K-L) 發散法) 進行研究分析, 發現此法可配合 Figure-of-Merit (FOM; 判斷蒙地卡羅計算效能的一種衡量指標, 此值的定義為計算時間與統計標準差乘積的倒數, 因此計算時間愈短, 統計標準差愈小者, 其 FOM 則愈大, 反之則愈小), 用在蒙地卡羅分析工具中以判斷需多少計算時間得到預期收斂條件的結果。作者並建議 K-L 的收斂條件可設定為 0.001。因此, 將來可將此法植入一蒙地卡羅程式中, 而使用者只需先使用少量的射源樣本數 (作者建議約 10000 顆中子) 來做初始模擬計算, 即可得知欲得到預期收斂條件的結果需要多少樣本數。而針對 Godiva 臨界系統, 作者則使用自動回歸外部射源模型 (ARX – Auto-Regressive eXogeneous source model) 以找出射源在各代 (generation) 之間的收斂關係。不過此種系統鑑別 (system identification) 法需要大量的計算結果才能建立出準確的 ARX 模型, 故仍只能作為後驗 (posterior) 的診斷工具。此篇論文雖然係以簡易的單群系統作為分析案例, 但其學術價值已得到 ICONE 21 大會的肯定, 並得到傑出論文獎。不過, 就研發的實用面來看, 目前本組使用的蒙地卡羅分析程式 MCNP5 在固定射源問題上, 雖並不具備類似 K-L 發散法的功能, 但使用者仍可從程式輸出的 tally fluctuation chart 來預估欲達到預期統計標準差所需的射源樣本數; 而在臨界系統問題上, MCNP5 亦具備計算 source entropy 的功能, 並同時會計算出欲得到收斂的射源分布至少需跳過 (skip) 的射源週期 (cycle) 數目, 因此這方面的功能比起本篇論文則較為優異。

另外值得一提的是, 在 Track 8 (燃料週期、核廢料管理及除役) 的第 8-2 子 Track (燃料週期開發與爐心設計) 中, 有一篇名為「Method for Joint Configuration of Nuclear Power Plant Fuel Elements/Assemblies」的論文亦與本組爐心營運分組的任務執掌有關。此篇論文係由中科華核電技術研究院有限公司的 Zirong Ma 先生發表, 主要探討如何以跨機組爐心設計的方式來節省燃料成本及增加退出燃耗 (discharge burnup), 研究分析的對象為一含 157 束燃料, 燃料週期為 18 個月的壓水式反應器爐心 (與台電核三廠爐心及燃料週期完全相同)。在此跨機組爐心設計方法中 (如圖 12), 新機組初始爐心可使用來自舊機組的用過燃料, 因此該初始爐心可轉換成再填換週期的爐心, 而只需要使用高濃縮度的燃料。長期來看, 可以輕易地實作出初始爐心, 而平均退出燃耗甚至可比平衡週期的平均退出燃耗還高。

至於如何設計新機組的初始爐心呢? 該篇論文以一含 157 束燃料, 燃料週期為 18 個月之壓水式反應器為分析案例。假設某一舊機組週期 12 的爐心原先含有 72 束濃縮度為 4.45% 的新燃料, 則為了讓新機組的初始爐心有更多的一次燃耗

燃料，則在該舊機組週期 13 的爐心中多使用了 12 束濃縮度為 4.45% 的新燃料，但用二次燃耗燃料來取代某些一次燃耗燃料。因此，藉由在新機組之初始爐心使用週期 13 爐心的用過燃料，則新機組初始爐心的燃料佈局會與舊機組週期 13 爐心的燃料佈局類似。之後，此二個新、舊機組的燃料週期設計可以直接回到原先的再填換週期模式，亦即 18 個月的週期長度，及使用 72 束濃縮度為 4.45% 的新燃料（如圖 13）。

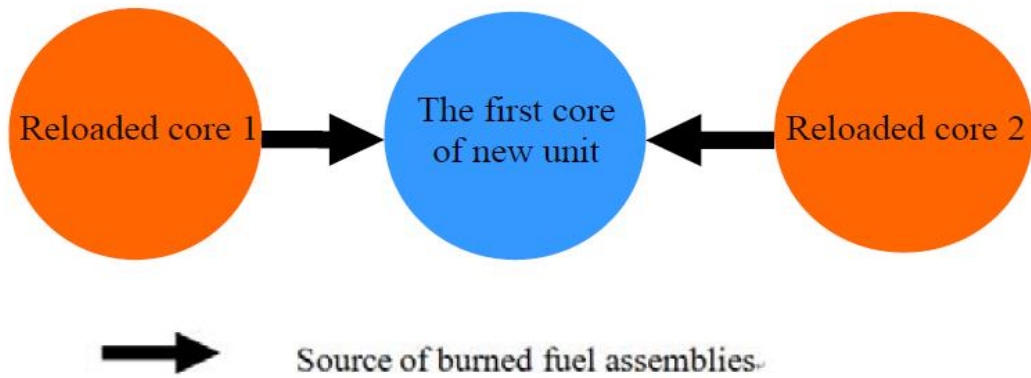


圖 12 跨機組爐心設計法示意圖

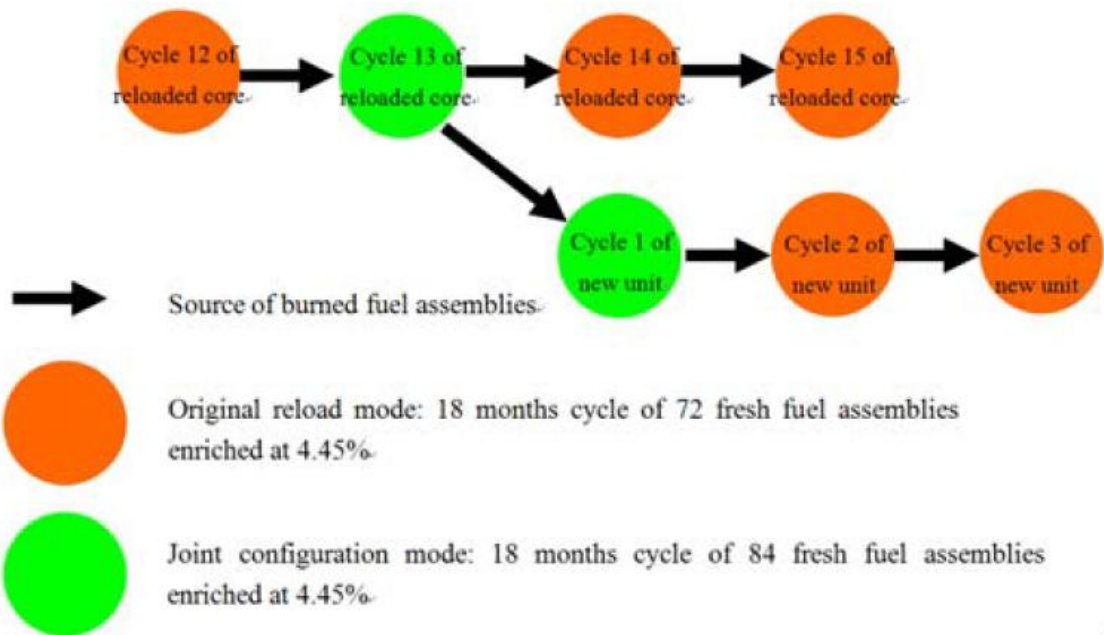


圖 13 跨機組週期設計之初始爐心建造方式

此種跨機組週期設計的爐心分析計算結果如表 3 所示；在用過燃料運送方面，表 4 列出裝載每束用過燃料最大熱負載至少為 5kW 之運送護箱種類。另外，

可節省的燃料成本則如表 5 所示，每一初始爐心的燃料成本可節省約 25%。

表 3 跨機組週期設計的爐心分析計算結果

Core	Reloaded core			New unit		
Cycle No.	13	14	15	1	2	3
Max. F Δ H	1.443	1.438	1.456	1.462	1.451	1.457
Cycle length (EFPDs)	502	501	488	502	496	490
No. of fresh fuel assemblies	84	72	72	84	72	72

表 4 跨機組週期設計所需用過燃料運送護箱

Supplier	Product Model	No. of FAs	Max. Heat Load (kW)	Max. average Heat Load (kW/FA)
GE	IF-3000	7	68-70	9.7-10
BNG	NTL-14	5	45	9
Lehrer	LK-80	12	100	8.3
TN	TN-12/2(A/B)	12	93/70	7.8/5.8
NAC	NLI-10	10	70	7
TN	TN-17/2	7	43	6.1
PNTL	EXCELLOX-3A	5	30	6
PNTL	EXCELLOX-4	7	40	5.7
OCL	HZ-75T	7	40	5.7
TN	TN-13	12	64	5.3
GNS	CASTOR-S1	6	30	5

表 5 跨機組週期設計燃料成本

Saving Subentry	Saving Amount	Saving Rate	Interest Rated Saving Cost (Million \$)
Nature uranium (pound)	200,000	17%	35.9
Conversion (pound)	200,000	17%	1.7
Separate work (kg SWU)	32,000	9%	9.8
No. of fresh FAs	63	40%	17.8
No. of spent FAs	63	40%	4.5
Total			69.7

本篇論文提出的跨機組週期設計方式，對於多機組的電廠營運可提供一定的助益，不僅不會影響核能安全，也同時節省不少燃料成本。但在用過燃料運送方面，本篇論文僅略微著墨，並未探討其成本及安全性等議題。

- (三) 本次會議中林員演講題目為「Effects of the RHR Return Line Elevation to the Suppression Pool Temperature of the Lungmen ABWR Containment」及「Loss of Cooling Thermal Analysis for the Spent Fuel Pool of the Chinshan Nuclear Power Plant」。第一篇論文係使用 NAI 公司所發展的 GOTHIC 程式建立龍門電廠圍阻體模式後，在飼水管路斷管的情況下，藉由改變 RHR 回注水的高度來計算抑壓池的溫度分層現象。第二篇論文係使用集總能量和質量平衡及 CFD 預測金山電廠之用過燃料池在假設性冷卻水喪失事故下之池水溫度和水位變化。同時也討論用過燃料在池水中擺設方式對 PCT 的影響。本次會議中，與熱水流 (Thermal-Hydraulics) 議題相關的技術研討會場次為 Track 9，其中 Track 9-19 場次係專門探討使用於反應器安全之程式碼，上述兩篇分別使用 GOTHIC 和 CFD 程式碼，故被大會安排在此場次。本章針對 ICONE 21-16591 「THERMAL HYDRAULICS CHARACTERISTICS SIMULATION OF CPR1000 USING CFD METHOD」進行簡介。本篇論文係由北京交通大學和廣東深圳中國核動力設計公司所共同發表。CPR1000 反應器係由廣東核電力公司所建造和營運，在三

維空間中其水流特性係不對稱且非常複雜。該論文係使用 CFD 方法不需作對稱簡化而進行計算以獲得在同工作條件下之 CPR1000 整個反應器之三維全域和局部的流場分佈。因為反應器三入口三出口之構造及幾何的複雜不對稱性，整個反應器模式係被建立以模擬水流特性。該論文主要注意 CPR1000 中之流場分佈和安全分析，故需要大量簡化爐心和燃料元件。圖 14 係顯示導管內部幾何和爐心之簡化圖。

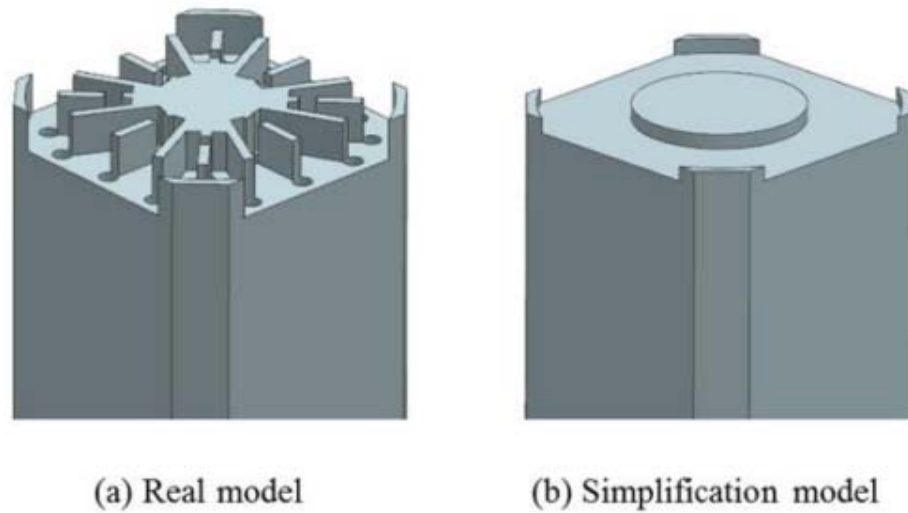


圖 14 導管之簡化圖

CFD 模式係使用 3-D CAD 軟體 UniGraphics 加以建構。爐心模式包含上腔室 (upper plenum)、下腔室、控制棒導管、支撐桿和爐心。圖 15 顯示反應爐之 CFD 模式，

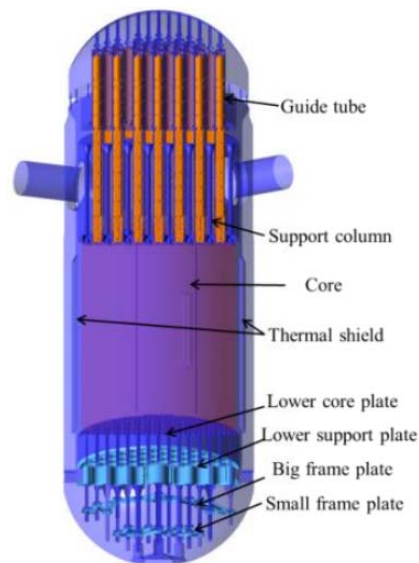


圖 15 反應爐 CFD 模式

如圖 15 所顯示之幾何，在 CPR1000 內之結構係自公厘放大至公尺。不僅需要大量的格點，也需要精細地控制格點的分佈。格點產生器係使用 ANSYS ICEM-CFD。本文也進行了格點靈敏度分析，表 6 顯示了相關的格點資訊，圖 16 和 17 則分別顯示了整體的格點分佈圖和導管之表面格點分佈圖。

表 6 格點資訊

Type	Number
Nodes	11,430,105
Tetrahedra	47,125,757
Wedges	4,630,253
Pyramids	113,685
Total numbers	51,869,695

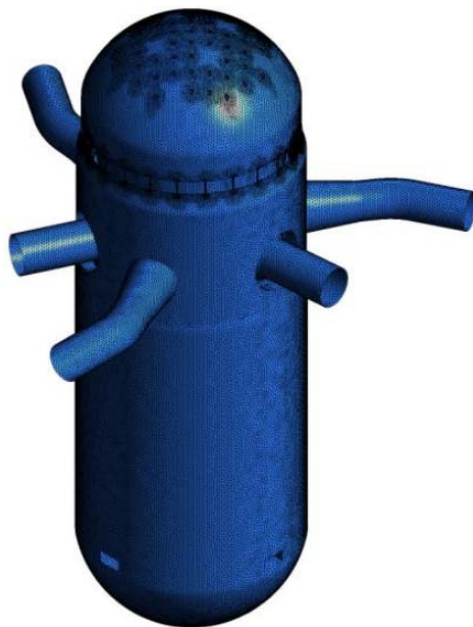


圖 16 整體的格點分佈圖

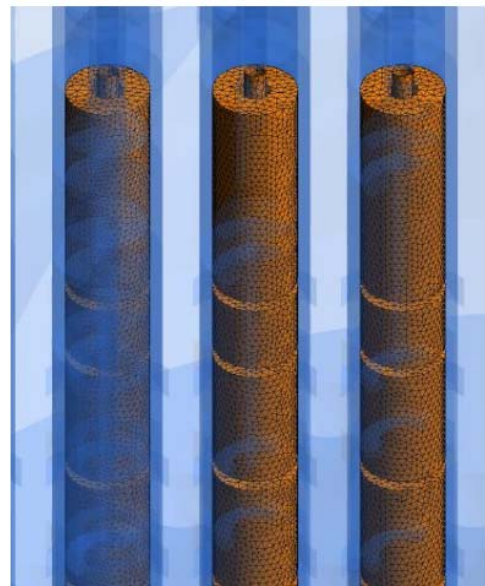


圖 17 導管之表面格點分佈圖

模擬結果如下：

全域水流特性：圖 18 顯示在三種操作條件下，反應爐內部通過進出口之截面之壓力分佈。其中在 100%質量流率條件下，總壓降為 340kPa，包含爐心壓降 167kPa 及沿著壓力容器之壓降 173kPa，其係與操作數據資料一致。圖 19 及 20 係分別顯示在三種操作條件下，反應爐內部之質量流率和溫度分佈。冷卻劑流經爐心係被加熱，接著與上腔室的部分冷卻劑混合而進入上腔室。在 100%質量流率條件下，出口溫度約 326°C，係自入口升溫 34°C。

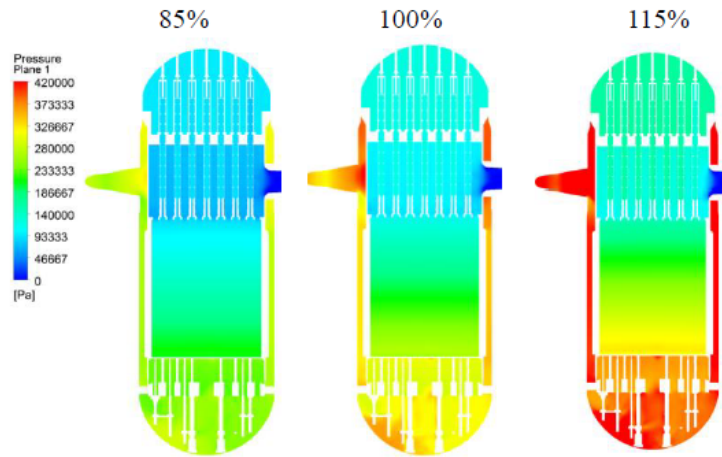


圖 18 反應爐內部之壓力分佈

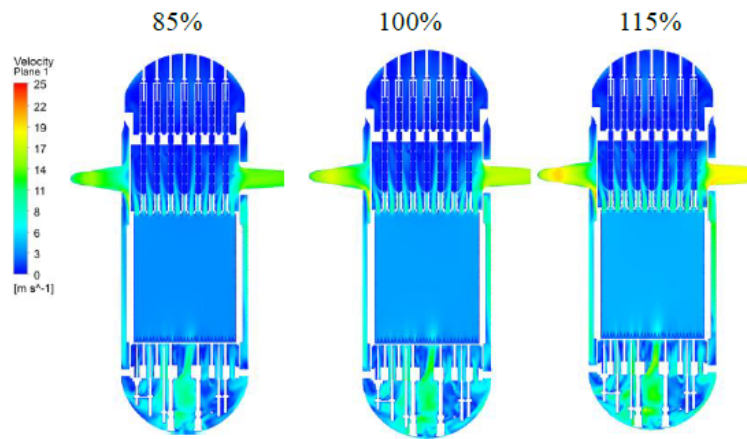


圖 19 反應爐內部之質量流率分佈

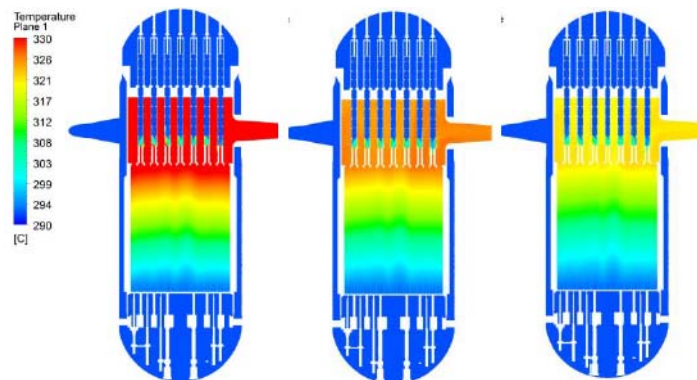


圖 20 反應爐內部之溫度分佈

不同操作條件下之壓降：為確保在不同條件下能安全地操作，使用 CFD 方法分析水流特性和水力負載(hydraulic load)係具有意義的。為取得反應爐內之壓降，設定 9 個水流截面，如圖 21 所示。圖 22 係顯示不同操作條件下之反應爐

壓降。

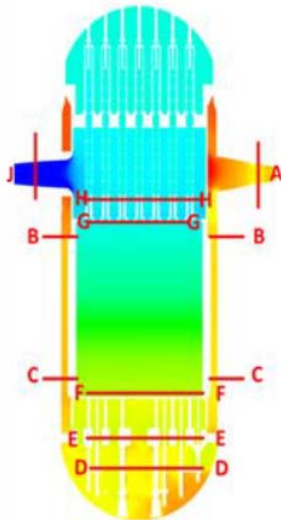


圖 21 水流截面位置

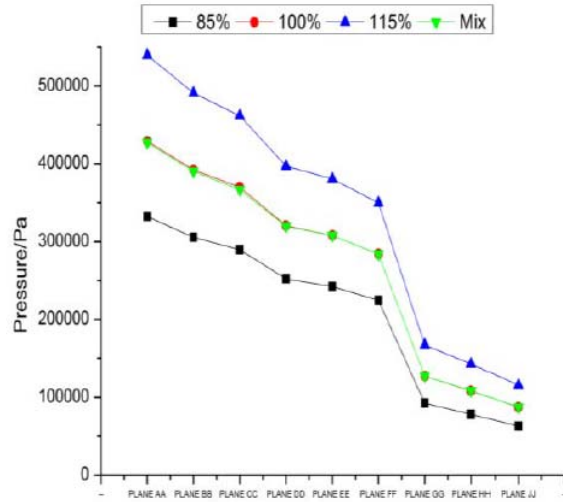


圖 22 不同操作條件下之反應爐壓降

不同條件下之水力負載(hydraulic load)：考慮主要元件(assembly)之水力負載係為了確保核電廠之工作壽命和安全操作。本文係計算包含大小架板、下支撐板、熱遮板、上下爐心板等元件之壓力。圖 23 顯示不同操作條件下之壓力(pressure force)。各元件之水力負載隨著質量流率增加而增加。

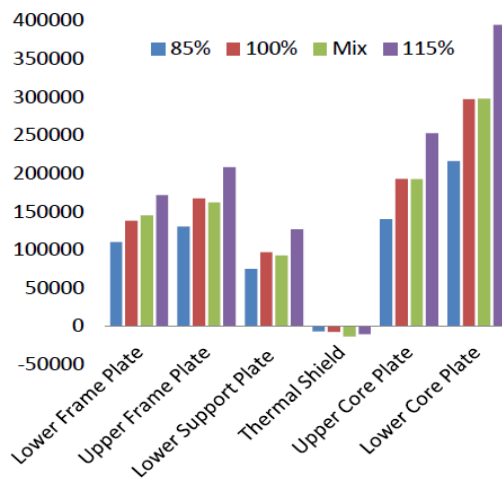


圖 23 不同操作條件下之元件水力負載

不同操作條件下之混合特徵：圖 24 顯示在不同操作條件下在出口 1 來自不同入口 (Wa1, Wa2, Wa1)之冷卻劑比例分佈。質量流率之增減對於混合狀態並沒有太大的影響。然而，對非平衡條件而言，其顯示來自 Wa2 之質量分率相效於其他三種條件係

減少約 33%。

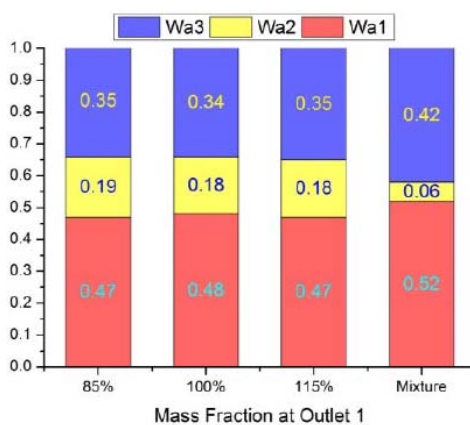


圖 24 不同操作條件下的質量分率

該論文使用 CFD 軟體 ANSYS CFX 13.0 建立 CPR1000 PWR 反應器之三維模式，包括頂腔室、上腔室及下腔室，以獲得在不同操作條件下之全域和局部水流分佈和水流特性，並得到以下的結論：a.不對稱的流場指示完整反應爐模式、導管和爐心之簡化的必須性。b.整體壓降分別減少 21%和增加 24%當質量流率減少和增加 15%時。c.當質量流率增加時，各元件之水力負載也跟著增加。

四、建議事項

(一)建議多選送同仁參與國外研討會以增進國際觀

本次參與 ICONE 21 研討會，可以明顯感受到核能在中國大陸蓬勃發展的動能，例如目前中國大陸已有 17 座反應爐商轉，28 座反應爐則在建設中，而建設中的反應爐數目則接近世界新建機組的一半。此外，整個會議的技術論文，超過一半以上係來自大陸各地的核能研究機構或公司，且有不少論文與展覽係著重在討論核電自主化技術，由此亦可看出中國大陸對於核能發展的支持與企圖心。另外，來自中國、日本、韓國、歐美地區的專家學者簡報，其選用主題仍有很大一部分係圍繞著福島事件後的核電技術、風險管理等面向改善來進行探討，由此可見即使福島事件已屆滿兩年，其對於核能界之影響仍大。因此，建議多選送同仁參加此類國際研討會，與來自各國的專家學者進行交流，除了可展現研發成果，亦可增廣國際視野。

(二)建議培養更多電廠性能提昇之人才

在本次會議中，對於既有電廠效率提升之文章相對於其他主題而言並不多。然而，近年來隨著核二廠二號機更換低壓汽機轉子以及核三廠更換高壓汽機轉子，其發電量分別提升了 40.6 MW(單部機組)以及 35.2 MW(兩部機組)，不但對於電廠營運績效有很大的幫助，對於節能減碳亦有不小的貢獻。此外，台灣目前不論是核能電廠或是火力電廠，其機組運轉時間已長，因組件老化所導致的效率損失將逐漸增加，故將來對於設備更新之需求勢必會增加。因此，建議在核電領域除了既有的核安議題之外，對於電廠效率提昇之議題亦應培養更多的人才以因應將來之需求。

五、資料蒐集

- (一) 2013 年國際核能工程會議(ICONE21)全部論文集光碟片一片(已送本所圖書館登錄)。
- (二) 中國原子能科學研究院之「反應堆工程研究設計所」簡介一份(由郭員保存)。
- (三) 中國原子能科學研究院之「中國先進研究堆」簡介一份(由郭員保存)。
- (四) 中核集團公司之「核臨界安全技術培訓(上冊)」一份(由郭員保存)。
- (五) 廠商學術機構資料一份(內含 11 家廠商資料及 2 所核學術機構資料)。

六、附錄

附錄 1	ICONE21 大會議程
附錄 2	JNRA 簡報
附錄 3	ICONE21-16578 簡報檔資料
附錄 4	ICONE21-16540 及-16541 簡報檔資料
附錄 5	ICONE21-16208 簡報檔資料
附錄 6	核學會交流資料
附錄 7	廠商學術機構資料