

出國報告（出國類別：國際會議）

參加第 11 屆國際核能熱水流運轉及安全
專題會議暨 2016 國際核能安全/嚴重事故
研討會(NUTHOS-11 & NUSSA-2016)

服務機關：行政院原子能委員會

出國人 職 稱：技正
姓 名：陳彥甫

出國地區：韓國慶州

出國期間：105 年 10 月 9 日至 105 年 10 月 15 日

報告日期：105 年 12 月 15 日

摘要

本次公差主要目的是赴韓國慶州參加第 11 屆核能熱水流運轉及安全專題會議 (International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS)與 2016 國際核能安全/嚴重事故研討會 (International Workshop on Nuclear Safety and Severe Accident, NUSSA)，此次會議主題涵蓋熱水流分析、機組運轉監控、嚴重事故分析與管理，以及國際合作計畫等，目前國際間針對日本福島事故積極地進行嚴重事故模擬程式驗證分析研究，同時就驗證分析所發現之特殊議題，亦設計相關實驗以進一步了解核能電廠安全系統之能力。此外，在嚴重事故下的氫氣管理，以及圍阻體排氣過濾系統等議題均有相當多的研究結果發表。本次亦參加 NUTHOS-11 會議主辦單位所安排之技術參訪行程，實地參訪韓國低中階廢料處置中心 (Low and Intermediate Level Radioactive waste Disposal Center, LILW Disposal Center)。綜合而論，本次公差藉由參與國際會議以及實地參訪，深入了解世界各國家近期核能安全相關研究成果與未來發展趨勢，且就嚴重事故分析與管理議題亦與專家進行技術交流，相關資訊均可作為我國核能安全管制之參考。

目 次

	頁碼
壹、目的.....	01
貳、出國行程.....	02
參、過程紀要.....	03
肆、心得與建議.....	20
伍、附件.....	21

壹、目的

核能熱水流運轉及安全專題會議 (International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS)，係提供世界各國核能產業與學術機構交流研發技術成果與工程實務經驗之平台，自 1984 年起定期召開會議，第 11 屆會議主題涵蓋熱水流分析、機組運轉監控、嚴重事故分析與管理，以及國際合作計畫等，此次會議與 2016 國際核能安全/嚴重事故研討會(International Workshop on Nuclear Safety and Severe Accident, NUSSA-2016)共同召開。福島事故發生後，世界各國為進一步強化核能安全與嚴重事故研究領域，故發起國際核能安全/嚴重事故研討會(NUSSA)，自 2012 年起每 2 年召開乙次，就嚴重事故分析與實驗結果進行技術交流，期望藉由研究結果的分享，增進各國在核能安全與嚴重事故議題上之研究合作。

本次奉派於 2016 年 10 月 9 日~10 月 15 日赴韓國慶州，參加 NUTHOS-11 與 NUSSA-2016 研討會，主要目的在蒐集、瞭解並掌握國際間在嚴重事故分析與管理、嚴重事故實驗研究、熱水流分析等領域之最新技術發展，以進一步強化國內核能電廠運轉安全管制作為。

貳、出國行程

此次公差自 105 年 10 月 9 日起至 105 年 10 月 15 日止，公務行程共計 6 天，行程如下：

日期	行程	摘要
10/9	台北—韓國慶州	往程
10/10~11	韓國慶州	參加 NUTHOS-11 會議
10/12	韓國慶州	上午：參加 NUTHOS-11 會議 下午：參加 NUSSA-2016 會議
10/13	韓國慶州	上午：參加 NUTHOS-11 會議 下午：參訪韓國低中階廢料處置中心(LILW)
10/15	韓國慶州—台北	返程

參、過程紀要

針對此次參加 NUTHOS-11、NUSSA-2016，以及 NUTHOS 會議安排之技術參訪行程，以下茲將各行程細部內容分述如下：

(一) NUTHOS-11 會議

第 11 屆 NUTHOS 會議主題涵蓋熱水流分析、機組運轉監控、嚴重事故分析與管理，以及國際合作計畫等，本次會議發表之論文數量共有 351 篇，出席國家有來自美國、加拿大、法國、瑞士、捷克、西班牙、大陸、日本、韓國、泰國、台灣等國之核能相關從業人員，包含核安管制單位、研究單位以及工業界等，會議現場照片如附件一，會議議程如附件二。

本次會議第一天（10 月 10 日）上午，主辦單位安排來自韓國、美國、歐洲、大陸及日本等 5 國之專家，分別就其國家近期核能發展概況進行專題演講。韓國是由韓國原子能研究所(Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)的 Won Pil Baek 先生報告「Prospects of Nuclear Energy Technology and Nuclear Safety R&D in Korea」，說明目前韓國有 21 座壓水式反應器及 4 座 CANDU 型重水式反應器。為處理用過核燃料內之超鈾元素，韓國也積極發展鈉冷快滋生反應器（Sodium-cooled Fast Breeder Reactor）用以燃燒超鈾元素。此外，韓國自行設計的 APR1400 核電廠採用被動安全概念，其耐震設計值為 0.3g。

美國是由美國能源部的退休官員 Peter B. Lyons 以「Achieving Wider Global Acceptance of Nuclear Power and Climate Change Mitigation」為題，說明美國核能發展現況。他強調 2015 年美國各大學研讀核能領域學位的大學生、碩博士生數量與 2000 年相比大約成長 3 倍，表示目前仍有很多人願意投入核能領域。此外，也說明新一代反應器之設計理念採用被動安全概念，可大幅減少事故發生由運轉員主動進行操作之需求，以 AP1000 為例，若發生事故，依靠被動安全設計，於 3 天內是無需運轉員操作主動安全系統，機組仍可維持在安全狀態下。

歐洲部分原規畫是由經濟合作暨發展組織核能署(OECD/NEA)的 Ho Nieh 先生報告「The Nuclear Energy Agency:Enhancing Nuclear Safety through Effective International Cooperation」，但他個人因傷不克出席，改由韓國的 Chul-Hwa Song 教授替他進行簡報，簡報重點在說明 NEA 目前進行中或近期已完成之各項研究計畫辦理情形，其中「NEA

Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project」，簡稱 BSAF 計畫，該計畫是從 2012 年開始，第一階段驗證研究計畫目的是要改進嚴重事故分析程式，準確分析福島 1 至 3 號機事故演進過程與現況，以提供機組除役規畫工作之基礎資訊。第一階段計畫工作主要是由日本 Institute of Applied Energy (IAE) 主辦，並整合國際專家進一步了解福島事故所實際發生的現象，該階段計畫工作已於 2015 年結束，計畫成果著重在福島事故發生 6 天期間內，反應爐與一次圍阻體之熱水流分析。後續 BSAF 計畫第二階段將會拓展至一次圍阻體外分裂產物行為，事故模擬分析時間延長至 2011 年東北地震發生後 3 周。第二階段也將會召開研討會讓計畫參與者討論計算分析結果，並與福島電廠量測數據或現地調查結果進行交叉比對及驗證，以便更佳了解各機組目前狀態。第二期計畫預計執行 3 年，由 2015 年 4 月至 2018 年 3 月，參與國家有加拿大、中國大陸、芬蘭、法國、德國、日本、韓國、俄國、西班牙、瑞士、美國等 11 個國家。另外，在福島事故後，NEA 也特別重視人為因素對核能安全之影響，故於 NEA 組織架構內新增核能安全人因組(Division of Human Aspects of Nuclear Safety)，藉以協助其會員國處理人因相關之關鍵議題，以提昇核能安全，該分組已發表「The Characteristics of an Effective Nuclear Regulator」與「Safety Culture in Regulatory Body」建議報告，強調核能管制單位應有獨立性、持續強化、國際合作、同儕審查等特質，此外，管制單位也應有健全的安全文化，才可對工業界之安全文化產生正面的效應。至於發生核子事故之賠償事宜，NEA 也出版一份技術報告「Japan's Compensation System for Nuclear Damage」供各界參考。

日本是由東京大學的 Haruki Madarame 教授提出福島事故經驗之省思，檢討日本核能電廠安全，他認為日本應強化核能電廠針對海嘯事件、嚴重事故、緊急應變等三方面的因應對策，並訂定緊急時防護措施準備區域 (Precautionary Action Zone, PAZ)，當發生重大事故，居民都必需先強制撤離，確保民眾安全。此外，他認為健全的安全管制體系也是防止嚴重事故發生的一項重要因素，依據相關研究成果，建立實際之管制要求，強化核能電廠運轉安全性。

大陸則是由國家核電技術有限公司(SNPTC)總經理王中堂簡報，該公司主要負責從國外引進第三代核電技術至大陸，並從事核電工程建設及核電自主化的研發，目前大陸有 34 個機組運轉，另有 20 個機組在興建中。其中三門核電廠的 AP1000 工程延宕約 40 個月，主要是反應爐冷卻水泵的問題。AP1000 電廠設計四組反應爐冷卻水泵，每個泵高 7 公尺寬 1.5 公尺是目前世界最大的加套馬達泵(Canned Motor Pump)。根據大陸 AP1000 反

應爐冷卻水泵廠家 Curtiss-Wright Flow Control 於 2013 年向 NRC 提出 Part 21 通告的文件說明，原先製造之反應爐冷卻水泵在高週期疲勞測試後發現泵主葉輪有 3 吋與 2.5 吋見方的一部分葉片脫離，該報告指出其供應商 WOLLASTON ALLOYS, INC. 提供砂模鑄造之葉輪，在葉片的鑄造材料與主葉輪鑄造組件覆焊有瑕疵，原始瑕疵推測可能是來自焊接程序因冷卻產生過載張應力所造成，而後續焊道修補亦無法有效處理原始瑕疵。因為此一問題，造成 AP1000 工期延宕，2015 年底反應爐冷卻水泵已完成最終的性能測試與測試後檢查，並陸續運至大陸三門 1 號機，準備後續安裝作業。講者補充說明三門核電廠 AP1000 預計於 2016 年 11 月進行燃料裝填，且針對 AP1000 之被動安全設計，經實際測試結果顯示發現其自然對流的熱移除能力比預期效果更好，另外主控室適居性之被動安全也已完成驗證。

本次於 NUTHOS-11 會議分別參加「International Developments, Safety Issues and Modelling Gaps of SMR」、「Severe Accident Research Five Years after Fukushima」、「Advanced Safety and Regulation Issues for Current and Future Nuclear Power Plants after Fukushima Accident」等三個專題演講，以及以下各項議題之分組會議，

- 氫氣管理(Hydrogen Management)
- 氫氣與分裂產物行為(Hydrogen and Fission Product Behavior)
- 嚴重事故分析與事故管理(Severe Accident Analysis and Accident Management)
- 燃料與冷卻水交互作用、蒸汽爆發、嚴重事故緩和(Fuel-Coolant Interaction, Steam Explosion and Severe Accident Mitigation)
- 被動系統性能測試與分析(Passive System Performance Test and Analysis)
- 經濟合作暨發展組織核能署國際計畫(OECD/NEA International Programs)
- 圍阻體排氣過濾系統熱水流分析(FCVS Thermal-Hydraulics)
- 圍阻體測試與分析(Containment Tests and Analysis)
- 整合物理實驗與分析(Multi-Physics Experiments and Analysis)
- 廢棄物管理、用過燃料池與環境之核能安全(Waste Management, Spent Fuel Pool and Environmental Nuclear Safety)

相關資訊彙整分述如下：

(1)日本福島核電廠嚴重事故模擬分析

日本福島事故後，NEA 成立 Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant，簡稱 BSAF 計畫，邀請各單位針對日本福島第一核能發電廠 1、2、3 號機進行嚴重事故模擬程式間之驗證比對，參與成員與使用之嚴重事故分析模擬程式如下表，

參與成員	嚴重事故分析模擬程式
CIEMAT	MELCOR 2.1
CRIEPI	MAAP 5.01
EPRI	MAAP 5.01
GRS	ATHLET-CD/ COCOSYS
IAE	SAMPSON-B 1.4
IBRAE/ ROSATOM	SOCRAT/V3
IRSN	ASTEC V2.0 rev3
JAEA	THALES 2
KAERI	MELCOR 1.8.6
NRA(S/NRA/R)	MELCOR 2.1
NRC/DOE/SNL	MELCOR 2.1
PSI	MELCOR

BSAF 計畫第一階段於 2015 年 3 月發表成果報告，評估結果顯示模擬事故之邊界條件固定的情況下，即採用相同的幾何形狀與安全系統輸入參數等，其嚴重事故分析評估之反應爐壓力與水位、燃料溫度、氫氣產生量大致吻合，至於細部的分析結果差異主要是源自於物理模式不同所產生的不準度，包含（1）反應爐冷卻系統在高爐心溫度情況下之失效模式（例如穿越孔失效或潛變破裂）（2）爐心結構配置改變對爐心熔渣表面積計算之影響（3）熔渣由爐心經由爐底部結構移動至反應爐壓力槽底之行為（4）反應爐壓力槽底失效機制（5）圍阻體洩漏與失效機制等。BSAF 計畫第二階段工作將包含新的實驗與分析以進一步了解相關物理機制，並針對福島核電廠 1~3 號機機組穩定階段使用排氣與消防車注水措施進行研究，以減低嚴重事故分析結果之不確定性。

BSAF 計畫根據福島核電廠 1~3 號機機組實際發生事故過程與目前機組狀況，在嚴重事故分析計算上之假設有以下共識，所有機組皆有執行替代注水，1 號機在事故初期有運轉隔離冷凝器(Isolation Condenser)，後續則有長時間的爐心熔渣流至反

應爐外階段(Ex-Vessel Phase)，2 號機則是抑壓池房間(TORUS ROOM)有淹水，反應器爐心隔離冷卻系統(Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC)長時間自我控制運作，以及圍阻體失效等，3 號機則是 RCIC 與 HPCI 接續運作，並執行抑壓池排氣。BSAF 計畫第一階段成果已推測日本福島電廠 1~3 號機機組內爐心熔渣的位置和組成，將有助於機組除役工作規畫。

桑迪亞國家實驗室(Sandia National Laboratories, SNL)的 Randall O. Gauntt 博士針對「Severe Accident Research Five Years after Fukushima」進行專題演講，提及福島電廠 1 號機於事故發生初期有長時間未補水至反應爐，因而造成爐心熔毀，且爐心熔渣有流出反應爐外。EPRI 為配合美國能源部計畫應用 MELTSPREAD 與 CORQUENCH 程式分析福島 1 號機反應爐外熔渣之狀況，先就常用的嚴重事故模擬程式 MELCOR 與 MAAP 進行事故分析程式比較，以提供後續反應爐外熔渣行為分析所需之輸入參數，EPRI 已發表一份「Modular Accident Analysis Program (MAAP) - MELCOR Crosswalk」報告，模擬分析反應爐內爐心熔毀過程、從發生爐心熔毀至反應爐底熔穿。此分析目的是指出兩個程式在基本模型上的差異進而導致分析結果有差，分析結果顯示 MAAP5 程式與 MELCOR 程式分析爐心熔渣由反應爐釋放暫態有差異，主要原因與在反應槽底部熔穿時之 RPV 壓力、熔融物質流入圍阻體之比率與溫度、爐心溶渣流入圍阻體之速率等參數有關連。

另有關嚴重事故分析不確定度的部分，Randall O. Gauntt 博士也提到在 State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA)計畫，有出一份報告 NUREG/CR-7155 「Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station」，針對 Peach Bottom 電廠長時間機組全黑事件(long-term station blackout,LTSBO)綜合 MELCOR 與 MACCS2 程式評估事件射源項與廠外劑量進行不確定度分析。該分析針對約兩個程式內共 371 個參數利用蒙地卡羅方式取樣建立 865 個分析案例後進行計算評估。評估比較分析結果顯示，針對外釋射源項的評估結果，其不確定度影響重要參數是安全釋壓閥(SRV) 隨機失效機率、銻與碘化學型態、機組蓄電池供應時間，與乾井襯板熔穿面積，至於廠外潛在癌症致死風險(latent cancer fatality risk)項目，其不確定度影響重要參數是 MACCS 的乾沉降速度 (dry deposition velocity) 以及 MELCOR 的 SRV 隨機失效機率。但 Randall O. Gauntt 博士也提醒嚴重事故分析模擬程式使用者應多深入了解嚴重事故分析模擬程式計算模型，以免在解

讀嚴重事故分析結果上有誤。

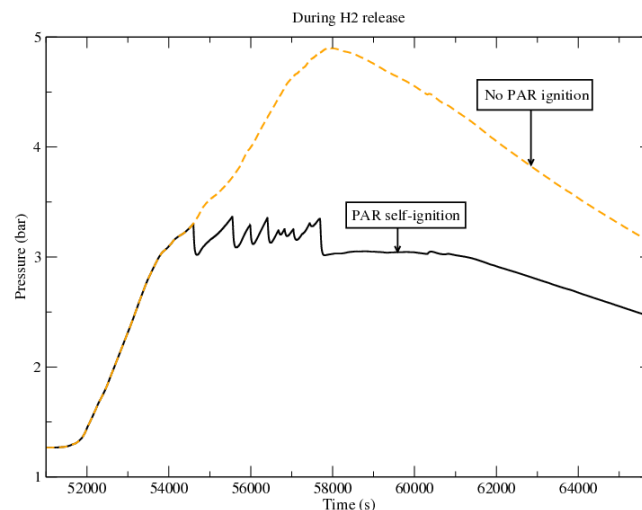
最後，Randall O. Gauntt 博士強調福島事故之嚴重事故分析研究，有兩點需進一步釐清的事項，第一項是福島核電廠 2 號機的 RCIC 系統在喪失直流電源與反應爐壓力較低的情況下，RCIC 仍藉由水與水蒸汽混合物持續推動 RCIC 汽機，循環注水至反應爐約 70 小時，此長期運轉能力已超出原本設計所預期之功能，所以美國將在 Texas A&M 大學進行小尺度蒸汽驅動泵的能力實驗進行研究，以進一步了解其運作原理。第二項是針對福島核電廠 3 號機於 RCIC 與 HPCI 運轉期間，實際量測之抑壓池壓力上升趨勢與嚴重事故分析程式評估結果有差異，目前推測是分析評估程式未考量抑壓池分層效應所造成，將再進一步探討。

(2) 氫氣管理

被動式自催化氫氣再結合器(Passive Autocatalytic Recombiner, PAR)之設計原理是在不鏽鋼平板鍍上多種貴重金屬將流入 PAR 之氫氣與氧氣結合，減低氫氣含量，該設備可在較低溫度下起動運轉。本次研討會在氫氣管理議題上，主要是針對 NIS、AREVA、AECL 三家公司生產之 PAR 功能進行模擬分析與測試。德國 Sanjeev Gupta 先生報告「Qualification and Operational Study for NIS PAR」，說明 NIS PAR 經過耐震、潮溼（含硼酸）環境、熱與輻射照射老化效應等測試，PAR 的氫氣再結合率或是起動行為均未受影響。該設備在國際間已有使用經驗，德國 Gundremmingen 電廠於安裝後，定期測試 PAR 啟動運作時間均符合要求，而美國 Surry 電廠 1 號機西屋三迴路壓水式反應器，於 1997-1998 年運轉期間，在蒸氣產生器附近的人孔蓋發現有輻射分解產生之氫氣洩漏情況。為處理此長期氫氣洩漏問題，電廠曾安裝一組 NIS PAR，可將氫氣濃度抑制在 0.35~0.4 vol% 間長達 6 個月的時間，未有氫氣濃度累積的情況。

法國輻射防護暨核能安全研究所(IRSIN)的 A. Bentaib 博士簡報「The Effect of PAR Self-Ignition on Hydrogen Risk Assessment: an Example PAR」時，說明法國管制單位對嚴重事故狀況下所產生之氫氣管理，有 3 點要求（1）圍阻體內氫氣燃燒之壓力峰值不可超過圍阻體設計強度。（2）維持局部氫氣莫耳分率低於 10% 避免火焰加速。（3）維持整體氫氣莫耳分率在 8% 以下避免燃燒造成過壓。而法國所有運轉中的壓水式反應器即於 2007 年均已安裝 PAR。近期 OECD 的 THAI 研究計畫，發現氫氣濃度高於某一限值時，PAR 會有引燃現象，但在 IRSIN 第二階安全度評估已考量 PAR 引燃，

其結果顯示因燃燒造成的圍阻體過壓，不會危及圍阻體完整性。而此項研究主要目的是針對法國壓水式核能電廠小破口冷卻水流失事故，使用 SPARK 程式模擬 PAR 引燃現象之影響。分析結果顯示 PAR 引燃限值發生在低氫氣濃度，且氣體組成未進入火焰加速範圍，因此 PAR 引燃產生之壓力負荷相對低，故考量 PAR 引燃現象反而對壓力負荷有助益，但 A. Bentaib 博士仍提醒應注意 PAR 產生局部火焰，導致臨近安全設備組件喪失其安全功能之可能性。



圖一、AICC 壓力隨時間變化

(參考來源: “The effect of PAR self-ignition on Hydrogen risk assessment: an example PAR” , A. Bentaib et al., NUTHOS-11, 2016)

加拿大國家實驗室 (Canadian Nuclear Laboratories, CNL) 的 Z. Liang 簡報「GOTHIC Simulation of Passive Autocatalytic Recombiner Tests Performed in the OECD/THAI Project」, GOTHIC 程式內建之 PAR 模組有許多參數需要由使用者設定，因此使用者需要對 PAR 的性能有深入的了解才可於安全分析正確模擬 PAR 之性能。為了建立 PAR 模擬指引，該研究以 GOTHIC 程式模擬驗證 OECD-THAI 計畫之實驗數據。THAI 計畫的實驗設備是採用 9.2 公尺高與 3.2 公尺寬的圓柱型鋼槽，分為兩階段將氫氣注入鋼槽，觀察鋼槽內氫氣濃度累積與後續經過 PAR 再結合之過程，分別量測不同位置的氫氣濃度，以及鋼槽壓力。在 GOTHIC 程式分析時有採用兩種 PAR 效率模擬方式，第一種是以氣體流入速度與 PAR 效率成線性反比，第二種是根據 CNL 實驗數據定出再結合速率與壓力、溫度、氫氧濃度等之關係式。評估結果認為 GOTHIC 程式使用兩種模擬方式均可預測 THAI 實驗測試量測之氫氣濃度變化趨勢，

但就 PAR 引發之燃燒階段，因為爆燃發生於極低的氫氣濃度(4-5 vol.%)和燃燒速率，計算根據量測的層流火焰速度決定，所以會有較大的不準度。

西班牙 CIEMAT 的核能安全研究部門的 J. Fontanet 先生簡報「Sensitivity of PARs Performance to Accident Modelling in Small Break LOCAs in PWRs」，該研究使用 MELCOR 2.1 模擬三迴路西屋壓水式反應器發生小破口冷卻水流失事故，產生氫氣釋放至圍阻體內，利用 PAR 的性能控制圍阻體內之氫氣濃度。該研究說明 MELCOR 模擬整個事故演進過程，其爐心內之氫氣產生量主要與爐心劣化現象有關，包含爐心熔毀和遷移、氧化、熔融物冷卻等。靈敏度分析評估結果顯示減低 UO_2 與 ZrO_2 熔點、調整爐心環形區域部份或全部堵塞時流經爐心之蒸汽流量，以及調整爐心熔渣跟反應爐壓力槽下半部水之熱傳係數設定值，其分析結果顯示與基本案例相比氫氣產量會增加約 15%，但因圍阻體內氣體組成原已處於氧氣含量缺乏狀態，因此增加的氫氣量並不會對 PAR 性能產生影響。另針對熔融物與反應爐下方混凝土發生熔融爐心與混凝土作用(Molten Core Concrete Interaction, MCCI)部分，此研究也探討模擬混凝土內含水量由 8%調低至 3%，評估結果顯示氫氣產量會有明顯減少，但另一方面卻會增加一氧化碳的產量，因此一氧化碳含量增加對 PAR 性能之影響需要另外加以考量。

(3)圍阻體排氣過濾系統 (Filtered Containment Venting System)

歐洲部分國家於車諾比核電廠事件後，考量若發生嚴重核子事故可能產生大量放射性物質外釋，因此在各核能電廠增設圍阻體排氣過濾系統(FCVS)。在日本福島事故後，FCVS 系統之功能性及可靠性又再度成為研究討論之議題。瑞士保羅謝爾研究所(Paul Scherrer Institute,PSI)的 T. Lind 簡報「The effect of thermal-hydraulic conditions on iodine retention in a wet scrubber of the FCVS」，針對濕式滌塵器(Wet Scrubbers)吸附碘之能力進行實驗，在小尺度實驗結果確認加入氫氧化鈉(Sodium Hydroxide)和碳酸氫鈉(Sodium Bicarbonate)確實可增加池水吸附碘之能力，此外，於 FCVS 運作過程中，當池水溫度接近沸騰溫度時，滌塵器內吸附之碘僅有少量的再揮發。法國 IRSN 研重事故分組副組長 D. Jacquemain 則於本次會議簡報 OECD/NEA-NUGENIA Iodine Workshop 的討論重點，該技術會議參與者有 80 位專家來自研究機構、業界、管制單位等，其中參與國家/組織有比利時、加拿大、芬蘭、德國、義大利、日本、波蘭、韓國、西班牙、瑞典、瑞士、英國、美國、歐盟、OECD 等，該研討會之討論重點是針對嚴重核子事故發生後，釋放至圍阻體環境內放射性碘或鈈(Ruthenium)元素組

成的穩定氣體(碘分子 I_2 、有機碘、四氧化鈦)以及細懸浮微粒(碘的氧化物 I_xO_y)，因為該類產物不易被滯留在圍阻體內，若外釋到環境，則會造成廠外人員接受到輻射劑量，因此需研究其相關遷移或滯留行為。此外，依據福島事故經驗顯示圍阻體需要長期維持其熱移除能力，針對原本累積在冷卻水系統、圍阻體表面或沉水坑內之分裂產物，於此期間是否有再釋放的可能性，仍需進一步研究，以供未來強化 FCVS 系統功能性之參考。

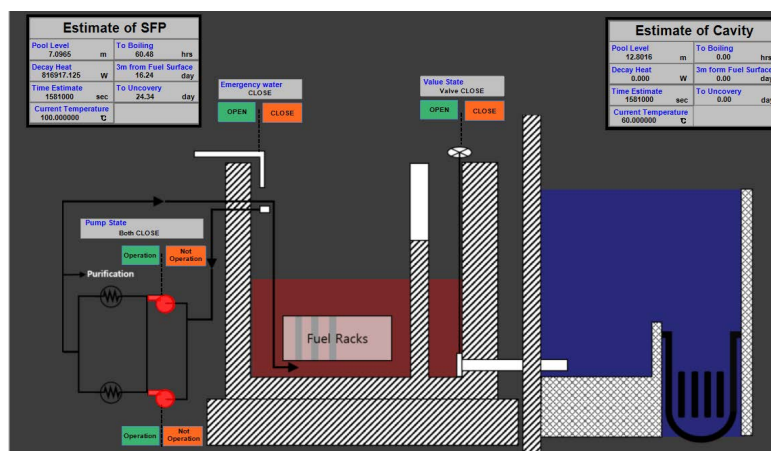
法國 AREVA 於本次會議簡報介紹設計使用於 FCVS 之被動外釋氣體監控系統 (Passive Gaseous Effluent Monitoring System, PEGASUS)，該系統配置伽馬偵檢器量測 FCVS 系統排氣之惰性氣體活度，另設置被動式噴射泵取樣裝置，可針對滯留於過濾裝置內之懸浮微粒和碘進行取樣，檢測其放射性活度，且有專用電池組可供應此檢測系統運轉 72 小時，無需主動操作。

華中科技大學楊軍教授簡報介紹中國大陸各核能電廠 FCVS 概況，大部分過濾裝置設計都是採用溼式的文氏管 (Venturi) 與纖維過濾 (Fiber Filter)，其中 CPR1000 核電廠設計是兩個機組共用一組 FCVS 系統，另外也提到其 AP1000 機組沒有配置 FCVS。而在韓國部分，目前僅月城核電廠 1 號機 CANDU-6 有 FCVS 系統，其餘電廠仍在計畫中。韓國原子能研究所 (KAREI) 於福島事故後也特別成立 Aerosols & Hydrogen Research 計畫進行 FCVS 系統之相關研究。

(4)嚴重事故管理(Severe Accident Management)

為釐清各種快速嚴重事故評估工具之差異性，OECD/NEA 成立「Benchmarking of fast-running software tools used to model radioactive releases during nuclear accidents」計畫，邀集比利時、丹麥、法國、德國、印度、義大利、南韓、波蘭、斯洛伐克、瑞典、美國、IAEA、歐盟執行委員會等國家與組織進行比對，其中美國與加拿大是用 RASCAL 程式，歐盟執行委員會 Joint Research Centre 則是用 MAAP4 程式，該報告比較評估結論說明各程式評估結果確實有一定程度之差異。射源項差異主要來源是程式模型、輸入參數假設、初始爐心盤存量、外釋到環境之路徑、圍阻體失效假設、放射性碘之化學型態等。至於廠外劑量評估影響差異來源則是射源項、擴散模型、天氣資料、地形資料、外釋時間，劑量轉換因子等均會影響評估結果。講者認為該計畫之評估結果可有助於釐清快速嚴重評估事故程式之差異性。

嚴重事故管理方面，韓國 KNHP 研發部門發展一套用過燃料池分析程式 Comprehensive Analyzer for Real Estimation of Pool，簡稱為 CAREPOOL，以作為嚴重事故評估與人員訓練使用。CAREPOOL 是圖形使用者(GUI)介面，整合 ORIGEN-S 程式計算用過燃料的衰變熱，並經由熱水流計算可分析電廠在全黑事故情況下，預估用過燃料池池水到達沸騰與燃料裸露之時間(如圖二)。至於臨界安全評估則是使用 HELIOS 程式，並可手動調整水中硼濃度含量，進行臨界安全計算。會後陳技正向講者 Yong deog Kim 博士進一步詢問此程式的推廣情形，他表示該程式已用於韓國核能電廠的人員訓練使用。



圖二、CAREPOOL 程式預估用過燃料池水沸騰與發生燃料裸露時間

(參考來源: 「Integrated Analyzing and Training Simulator for Spent Fuel Pool, CAREPOOL」, Yong deog Kim et al., NUTHOS-11, 2016)

核能電廠嚴重事故發生後，可能會產生大量含有放射性的液體需要進行淨化處理，惟此情況所需處理能力會超過原始電廠之設計處理能力，因此韓國 KHNP 在本次會議發表一套他們自行研發整合的移動式液體廢料處理系統(Mobile Liquid Radioactive Waste Treatment System, MOLRS)，可以增加電廠在處理 Cs, Sr, I 等放射性核種之能力。該系統可利用拖車運至事故現場進行使用，目前測試使用效率約每小時可處理 1.5 噸的量。



圖三、KHNP 移動式液體廢料處理系統

(參考來源: “Development of Mobile Liquid Radioactive Waste Treatment System(MOLRS) for Severe Accidents of NPPs ” , Ji-Hoon Lee et al., NUTHOS-11, 2016)

有關雙機組互相支援部分，日本北海道大學 Michitsugu Mori 教授報告「Advanced Safety and Regulation Issues for Current and Future Nuclear Power Plants after Fukushima Accident」時，提及 2011 年福島電廠 5 號機與 6 號機於海嘯侵襲後，兩部機僅剩 6 號機有一台氣冷式的緊急柴油發電機功能維持正常，所以在事故發生後，則由此緊急柴油發電機同時供應 5、6 號機，安全地維持兩部機組冷停機，以及提供用過燃料池冷卻。此支援措施與國內核能電廠於福島事後，強化建立由第 5/7 號緊急柴油發電廠供應兩部機之緊急操作程序類似。

會議期間詢問法國 IRSN 嚴重事故分組副組長 D. Jacquemain，有關法國核能電廠執行十年整體安全評估由 40 年延長至 50 年是否有進行什麼改善案，他回應說明 2011 年法國核能管制單位 ASN 同意 1977 年商轉的 Fessenheim 1 號機由 40 年延長至 50 年，其中有兩項因應嚴重事故之強化改善，第一項是在反應爐下方 1.5 米厚的基礎版，強化其抵抗熔渣侵襲，增加 0.5 米厚的混凝土，並在其表面區域設置供爐心熔渣擴散有效散熱之區域，防止因爐心熔渣熔穿造成圍阻體失效，該項改善案已於 2013 年中完成；第二項則是針對燃料衰變熱移除能力，Fessenheim 1 號機於 2012 年底依管制單位要求，新建緊急最終熱沉設施，增加在喪失廠外最終熱沉的事件下，仍可維持餘熱移除能力之可靠性。但他也提到法國於 2012 年提出新的能源過渡法案，目標將核能發電佔比於 2025 年前降低至 50%，所以 Fessenheim 1 號機預計於 2016 年底就會停機，但也可能會有改變。



圖四、(左)反應器廠房基座強化示意圖、(右)新建緊急最終熱沉設施。

(資料來源：<http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Fessenheim-review-of-compliance-with-the-ASN-requirements>)

(5)小型模組化反應器(Small Modular Reactor)

小型模組化反應器(Small Modular Reactor, SMR)的研究發展也是本次會議的主題之一，主辦單位邀請德國 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit(GRS)的 Andreas Schaffrath 博士發表「International Developments, Safety Issues and Modelling Gaps of SMR」專題演講。根據國際原子能總署(IAEA)之定義，SMR 為發電功率低於 700 MWe 之小型及中型反應器。SMR 並非全新的概念，此類型反應爐已應用於核子潛艦與破冰船等。近期世界各國對 SMR 重新重視主要是其特殊的安全特色，例如模組化建造、被動式安全設計、設施地下化，以及可大幅縮減緊急應變區域。GRS 檢討其使用於模擬核能電廠運轉、暫態事件與嚴重事故之分析工具，包含冷卻迴路流體行為分析程式 ATHLET、圍阻體內熱流分析程式 COCOSYS 以及爐心中子動態分析程式 QUABOX/CUBBOX 等。因應近期 SMR 新的設計理念，GRS 認為其分析程式仍需要精進改善，其中許多 SMR 設計都使用大型水池以移除爐心衰變熱，在水池運轉期間可能發生分層現象，將影響水池 3 維空間熱傳模擬結果，因此 ATHLET 需要改進和進一步驗證。此外，SMR 的緊急爐心冷卻設計多採用自然對流方式，但 SMR 體積較小，因此驅動自然對流的能力相對較小，在分析上會有較大的不確度，因此在小型反應爐之自然對流評估方式也需要進一步改善與驗證。

於該場專題演講會議前，與 Andreas Schaffrath 博士進行交流，詢問德國有非核家園政策，為何仍投注心力在研究 SMR，他回應臨近德國的歐洲國家有建造 SMR 的規畫，因此他認為德國仍需有模擬此類型反應器發生核子事故之能力，以作為緊急應變之參考。此想法值得深思，大陸持續發展核電，且規畫於福建省莆田市建造 ACP100「先進中國壓水堆 100 兆瓦」，其廠址預定地臨近台灣本島，未來也應持續關注大陸核電發展規畫，建立我國自主嚴重核子事故模擬能力，以備不時之需。



圖五、中國大陸小型模組化反應器 ACP100 廠址預定地

(資料來源：<http://www.nuclearinst.com/write/MediaUploads/CNNC.pdf>)

(6)假想暫態事故分析

美國核管會(NRC)的 Peter Yarsky 博士簡報「TRACE/PARCS Analysis of the Sensitivity of Select ATWS Events for MELLLA+ BWR/3-4 Plant Designs to Assumptions of Sodium Pentaborate Mixing in the Lower Plenum」，使用 TRACE/PARCS 驗證性分析程式，模擬 BWR/3 與 BWR/4 電廠發生假想的預期暫態未急停事故(Anticipated Transients Without Scram, ATWS)，進行靈敏度分析，以供 NRC 作為未來訂定相關管制要求之參考。該靈敏度分析主要考量硼液打入反應器壓力槽下部的混合效應差異，根據實驗數據與計算流體動力分析的結果建立不同注水流量之混合效應關係式，分別評估兩種預期暫態未急停事故之影響。第一項是 ATWS Emergency Depressurization 事件，其事件肇始原因為 MSIV 關閉造成反應爐高壓力引動急停訊號，但因反應爐未正常急停，運轉員即依 EOP 程序手動降低水位至接近實際燃料頂端(Top of Active Fuel,

TAF)位置，再利用備用硼液系統(Stanby Liquid Control System, SLC)注入硼液，評估結果顯示如果硼液與反應器壓力槽下部的水快速混合可延遲反應爐緊急降壓時間約 30 秒，而針對抑壓池水溫度之分析結果則顯示並無明顯差異。另一個評估案例是 ATWS Instability，肇始原因為汽機跳脫，反應爐未正常急停，後續因兩台再循環泵皆跳脫，反應爐進入功率振盪區間，運轉員同樣依 EOP 程序手動降低反應爐水位與注入硼液，靈敏度分析評估結果混合效應與否對護套尖峰溫度影響不大。簡報後詢問 Peter Yarsky 博士其分析結果是否會反應至 10 CFR 50.62 Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients Without SCRAM (ATWS) Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants 之法規，講者回應現階段之評估結果尚不會對法規內容有影響。另會後與 Peter Yarsky 博士進行技術討論，他也特別提到對台灣清華大學 TRACE 團隊之研究成果相當感興趣，希望未來有機會能來台灣參訪交流。

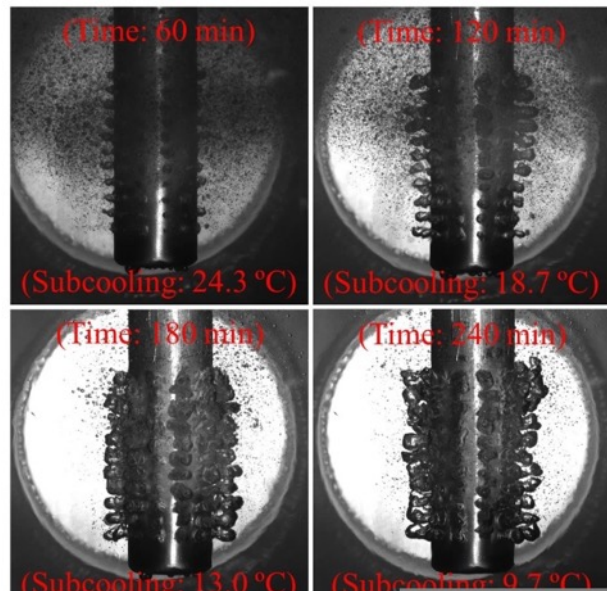
NUTHOS-11 閉幕會議由東京大學的岡本教司教授主持，依慣例由下屆主辦單位代表進行介紹，下屆 NUTHOS 會議預定將於 2018 年在大陸青島舉行，青島市附近的海陽核電廠正在興建 AP1000 機組。茲將歷屆 NTHUOS 開會時間與地點彙總如下表：

第 1 屆	1984	台灣台北
第 2 屆	1986	日本東京
第 3 屆	1988	韓國首爾
第 4 屆	1994	台灣台北
第 5 屆	1997	中國大陸北京
第 6 屆	2004	日本奈良
第 7 屆	2008	韓國首爾
第 8 屆	2010	中國大陸上海
第 9 屆	2012	台灣高雄
第 10 屆	2014	日本沖繩
第 11 屆	2016	韓國慶州
第 12 屆	2018	中國大陸山東

(二)參加 NUSSA-2016 會議

本次參加國際核能安全/嚴重事故研討會(NUSSA)之會議議程如附件二，該會議先依序由德國 Becker Technology 的 Sanjeev Gupta 先生、韓國 KAREI 的 Song Jin ho 先生、大陸西安交通大學蘇光輝教授，以及東京大學的 Erkan Nejd et 等四位專家，分別介紹各單位在嚴重事故方面之研究成果。韓國與大陸的簡報內容主要在強調有自主研發嚴重事故模擬分析程式，以及近期執行大型嚴重模擬事故實驗之研究成果，感覺兩個單位的研究

經費都相當充足，可針對各種議題進行深入研究，例如反應爐爐心再淹沒、熔融物凝固、爐心熔融物與混凝土相關作用。至於東京大學的 Erkan Nejdet，則說明其研究團隊雖然沒有大型的實驗設備，但他們也設計許多小尺度的實驗進行研究，例如以高速攝影機拍攝 1/22 模型之 RCIC 排氣管在抑壓池排氣冷凝分層的溫度變化（圖六），分析冷凝物理現象與蒸汽流量、抑壓池壓力之關係，令人印象深刻。



圖六、RCIC 排氣冷凝溫度分層

(資料來源 http://utvis.net/research_j.html)

本次於 NUSSA 會議發表「Requirements for a Reliable Filtered Containment Venting System at Nuclear Power Plants in Taiwan」，就原能會對 FCVS 之管制要求與國外與會人士進行交流，海報展示期間與日本東京大學岡本教司教授討論日本對 FCVS 系統的管制要求，岡本教授提及日本管制單位要求 BWR 機組需要安裝兩套 FCVS 系統，他個人認為過於保守，此外，就日本管制單位要求事故發生之 Cs-137 外釋量要控制在低於 100 TBq 之要求，他們有作一份研究「Applicability of 100 TBq Cesium 137 Release into Environment as a Safety Criterion for Consequence Assessment at Reactor Design Approval Stage」，探討 Cs-137 100 TBq 外釋量作為安全限值的合理性。該研究針對不同的 Cs-137 外釋量(50 TBq, 100 TBq, 200TBq)，再搭配考量各種外釋時間、外釋高度、風向、大氣穩定度等，同時依據福島事故經驗假設 I-131 外釋量為 Cs-137 外釋量之 10 倍，綜合評估廠外人員於核子事故發生後，因放射性物質外釋所接受到劑量。在 Cs-137 外釋量為 100 TBq 時，多數案例之年劑量值都在 100 mSv 以下。根據國際輻射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)

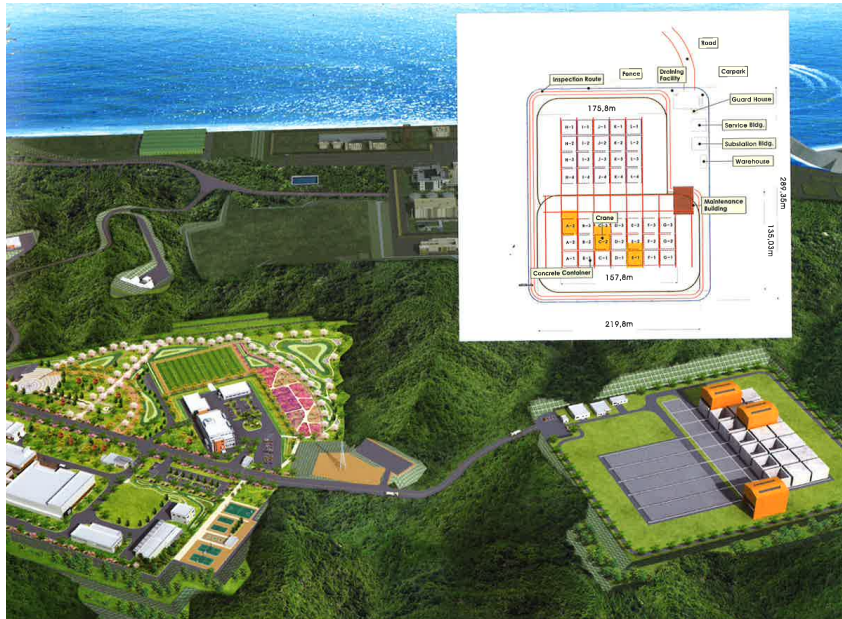
2007 年的建議事項說明在輻射劑量低於 100 mSv 觀察到確定性效應的機率很低。另以放射性物質外釋造成環境汙染之程度評估，Cs-137 外釋量為 100 TBq 對環境衝擊指數非常小，因此該研究認為以 Cs-137 外釋量 100 TBq 作為安全限值是合適。

(三)參加 NUTHOS-11 會議之技術參訪行程

本次亦參加 NUTHOS-11 會議主辦單位所安排之技術參訪行程，前往位在慶州市沿海位置，由韓國放射廢料管理署(Korea Radioactive Waste Agency, KORAD)所管理的低中階廢料處置中心(Low and Intermediate Level Radioactive waste Disposal Center, LILW Disposal Center)。KORAD 是由韓國產業通商資源部 (Ministry of Trade, Industry and Energy) 所監管的法人組織(Quasi-Governmental Organizations)，依據韓國於 2008 年宣布之放射性物料管理法第 18 條要求所建立之放射性廢棄物管理單位，以確保放射性廢棄物可有效管理。LILW Disposal Center 是作為核能電廠、研究與醫療機構運轉所產生低中階放射性廢料的最終處置廠所，此廠址預估有 800,000 桶的容量，2014 年 6 月已完成第 1 期工程地下貯存設施(圖七)，六個地下筒倉(Underground Silo)，有十萬桶的貯存容量，於去年中開始貯放，目前已貯存約千桶左右的數量。第 2 期工程為為地面貯存設施(圖八)，目前仍在施工中。



圖七、LILW 地下貯存設施



圖八、LILW 地面貯存設施

韓國各核能電廠的低中階放射性廢料桶可以利用海運或陸運運送至 LILW，本次也實地參訪廢料桶接收檢查與暫貯設施，該設施負責檢測廢料桶表面汙染、表面劑量率、以 X 光機檢查桶內是否有液體、利用超音波檢測廢料貯存桶之抗壓強度等作業。之後，再搭巴士經過地下隧道前往位於海拔以下 80 公尺深的地下筒倉設施(Underground Silo)，一個筒倉的直徑約 24 公尺，高度約 50 公尺，解說人員說明目前有四個筒倉已開始使用裝載廢料桶，待各個地下筒倉裝滿廢料桶後即會灌填充物密封，長期監控。此外，現場參訪時則發現有泵持續運轉的聲音，解說人員說明筒倉混凝土結構與地下通道周圍有建置地下水導引管，將周圍的持續地下水排出，類似 Dewatering System，此外，也配置事故用打水設備，以因應特殊狀況。

肆、心得與建議

此次參加 NUTHOS-11 與 NUSSA-2016 會議之心得與建議，可歸納下列幾項：

1. 國際核能熱水流運轉及安全專題會議(NUTHOS)與國際核能安全/嚴重事故研討會(NUSSA)之會議議題涵蓋嚴重核子事故分析與管理、暫態熱水流分析、小型模組化反應器、國際合作研究計畫等，與會人員多是從事相關領域研究多年且經驗豐富之專家學者，藉由參與核能安全相關國際會議，可從中了解世界各國核能發展趨勢，針對我國所關切之議題亦可與專家進行深入討論，因此建議未來仍派員收集與了解最新的技術發展及各國安全管制作為。
2. 國際間針對日本福島事故積極地進行嚴重事故模擬程式驗證分析，同時就驗證分析所發現之特殊議題，亦設計相關實驗以進一步了解核能電廠安全系統之能力，持續關注或參與相關研究計畫，將可提升我國在嚴重事故分析能力。
3. 德國施行非核家園政策，但仍投注心力在研究小型模組化反應器之嚴重事故模擬，其主要考量是因歐洲國家仍在發展核能，因此需維持嚴重事故模擬能力，以供緊急應變所需。借鏡德國經驗，臨近我國的大陸福清核電廠有四部 CPR-1000 機組與台灣本島的直線概要距離為 162 公里，且大陸也將於廣東省莆田市建造小型模組化反應器，建議應持續相關嚴重事故模擬研究計畫，以提升我國因應國際發生核能事故之緊急應變評估能力。

伍、附件

附件一 NUTHOS-11/NUSSA-2016 會議現場

附件二 NUTHOS-11/NUSSA-2016 會議議程

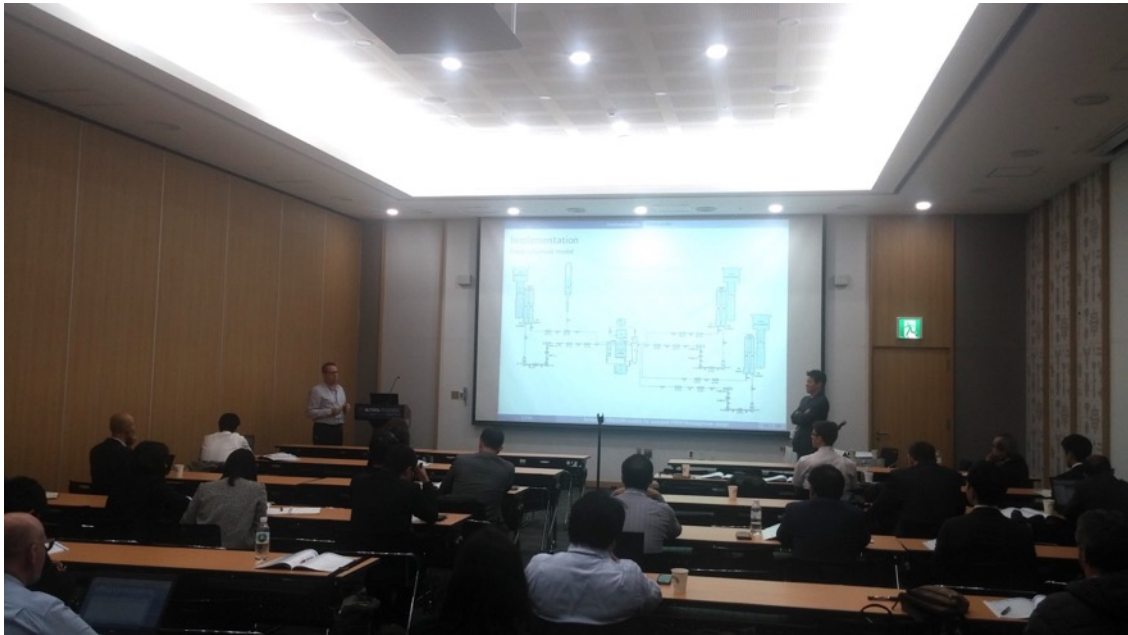
附件一 NUTHOS-11/NUSSA-2016會議現場



NUTHOS-11 會議現場(一)



NUTHOS-11 會議現場(二)



NUTHOS-11 會議現場(三)



NUSSA-2016 會議現場

附件二 NUTHOS-11/NUSSA-2016 會議議程

	Oct. 9th (Sun)	Oct. 10th (Mon)	Oct. 11th (Tue)	Oct. 12th (Wed)	Oct. 13th (Thu)	Oct. 14th (Fri)	
07:30-08:00		Speaker's Breakfast					
08:00-08:30		Speaker's Breakfast					
08:30-09:00		Opening Ceremony 08:30-09:00	Keynote Lecture 1 08:30-09:20	Keynote Lecture 2 08:30-09:20	Keynote Lecture 3 08:30-09:20	CANSAS 2016 (Oct. 12th-14th)	
09:00-09:30		Break					
09:30-10:00		Plenary Speech 1 09:10-10:30		Break			
10:00-10:30			Session 3 09:40-10:40	Session 7 09:40-10:40	Session 9 09:40-10:40		
10:30-11:00		Coffee Break		Coffee Break			
11:00-11:30		Plenary Speech 2 10:50-12:50	Session 4 11:00-13:00	Session 8 11:00-13:00	Session 10 11:00-12:20		
11:30-12:00			Panel Session 2 11:00-12:30				
12:00-12:30					Closing Ceremony 12:20-12:50		
12:30-13:00	Registration	Lunch 12:50-14:00	Lunch 13:00-14:00				4 th IET Workshop 09:00-18:00
13:00-13:30							
13:30-14:00							
14:00-14:30			Session 1 14:00-16:00	Session 5 14:00-16:00	Cultural Tour	NUS 2016	
14:30-15:00			Panel Session 1 14:00-15:30	Panel Session 3 14:00-15:30			
15:00-15:30			Coffee Break				
15:30-16:00							
16:00-16:30							
16:30-17:00			Session 2 16:20-18:40	Session 6 16:20-18:20			
17:00-17:30							
17:30-18:00							
18:00-18:30	Welcome Reception 18:10-20:00						
18:30-19:00			Banquet 19:00-21:30				

Program of NUSSA 2016

Opening and Plenary: Wednesday (Oct. 12) 13:45-16:00

Opening Remarks, President Soon Heung Chang, Handong Global University

Plenary Lecture 1: Containment Thermal-Hydraulics and Source Term, Dr. Sanjeev

Gupta, Becker Technologies

Plenary Lecture 2: Perspectives on the Severe Accident Research in Korea, Dr. Jin Ho

Song, KAERI

Plenary Lecture 3: Research on Severe Accident Phenomenology of Light Water

Reactors, Prof. Guanghui Su, Xi'an Jiaotong University

Plenary Lecture 4: Severe Accident Research in Japan, Prof. Erkan, the University of

Tokyo

Poster Session: Wednesday (Oct. 12) 15:45-16:30

- Heat Transfer Coefficient Measurement of Downward Facing Curved Surface Flow Boiling and Comparison with Prediction, Jun Yeong JUNG, Yong Hoon JEONG (KAIST)
- Experimental Simulation of Partial Uncovery during LOCA in Spent Fuel Pool, Yong Jin KIM, Yong Hoon JEONG (KAIST), Sang Ki MOON (KAERI)
- Removal of Radioactive Nuclides and Minimization of the Wastes using Multifunctional Nanoparticle with External Magnetic Field in Decontamination Process or Severe Accident Mitigation Strategies, Dong Hoon KAM, Yong Hoon JEONG (KAIST)

- Study on Operating Strategies of CFVS under severe accidents at PWRs in Korea, YUJUNG CHOI, JUNG-MIN SHIN (KHNP)
- Requirements for a Reliable Filtered Containment Venting System at Nuclear Power Plants in Taiwan, Yen-Fu CHEN (AEC)
- Mechanism of Passive siphon break in low pressure systems, Yiyun CHENG, Shanfang HUANG, Xiaoyu GUO, Min LEE (NTHU)
- Requirements of nuclear emergency training and decision making in case of a severe accident in a nuclear power plant, Jiaqun WANG, Fang WANG (FDS)
- Condensation of vapor in the presence of non-condensable gas on a vertical tube, Shengjun Zhang (SPIC), Xu CHENG (KIT/SJTU), Feng SHEN (SPIC)
- CFD Model for Simulation of Subcooled Nucleate Flow Boiling – Implementation and Validation, Martin SONNTAG (KIT), Xu CHENG (KIT/SJTU)
- Heat transfer experiments with R134a flowing upward in a circular tube at subcritical and supercritical pressures, Florian FEUERSTEIN (KIT)
- Estimation of Containment Vessel Pressure of Fukushima Daiichi NPS Unit-3 Considering Occurrence of Thermal Stratification in Suppression Chamber, Daisuke YAMAUCHI (Univ. Tokyo)
- Enhancement of Critical Heat Flux by Porous Honeycomb Plate in Saturated Flow Boiling, Laishun WANG (Univ. Tokyo)

Panel Discussion: Collaboration on Severe Accident Countermeasures and Research in

East Asia: Wednesday (Oct. 12) 16:30-18:00

- Dr. Han Chul Kim, Korea Institute of Nuclear Safety
- Prof. Xiaojing Liu, Shanghai Jiao Tong University

- Dr. Sanjeev Gupta, Becker Technologies
- Prof. Koji Okamoto, Japan Atomic Energy Agency
- Prof. Yong Hoon Jeong, Korea Advanced Institute of Science and Technology