

出國報告（出國類別：其他）

赴法國參加 2015 年 ICAPP 研討會、訪問 NEA 並赴瑞典訪問 Studsvik 公司出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：陳威証 研究助理

林栢楓 研究助理

高良書 研究員

派赴國家：法國與瑞典

出國期間：104 年 5 月 1 日~104 年 5 月 16 日

報告日期：104 年 6 月 5 日

英文摘要

The purpose of this trip is to attend the 2015 ICAPP congress, visit NEA and Studsvik Company in Sweden.

The 2015 ICAPP congress was organized by SFEN and held on May 3-6, 2015. The INER was invited to attend this congress and also presented total four papers which were relative to safety assessment and core power arrangement issue of nuclear power plant. In addition to present papers, the recent development information of nuclear industry and new technical application including the safety issue of containment sump design in PWR plant was also collected.

On the visit to NEA, the future cooperation of international PKL-3 project was discussed with NEA staff. It was also expected that accuracy and ability in severe accident analysis region in Taiwan would be upgraded by collecting the experiment data of PWR Plant through the international cooperation.

To promote the application of research result in INER, the schedule also contained the visit to Studsvik Company in Sweden after visiting the NEA and discussed about the information exchange with safety assessment or core power arrangement issue of nuclear power plant.

Keywords: SFEN, ICAPP

中文摘要

本次公差的主要目的為赴法國參加 2015 年 ICAPP 研討會、訪問 NEA 並赴瑞典訪問 Studsvik 公司。

法國核能協會(SFEN)於 5 月 3 日至 5 月 6 日在法國尼斯舉辦 2015 年核能推廣國際研討會(ICAPP)。核研所派員參加 ICAPP 研討會，並於會中發表核能電廠安全與爐心佈局功率分析等相關論文(共四篇)，並蒐集目前核能工業發展與應用的最新技術及參與壓水式圍阻體再循環集水池濾網設計安全議題之討論。

本次參與 ICAPP 研討會後順道訪問 NEA，並與駐法科技組商討國際合作 PKL-3 計畫之參與及執行，期能藉由國際合作與技術交流取得壓水式核電廠事故之實驗數據，以提升國內核電在嚴重事故之分析能力與準確性。

因應本所研發工作之推廣與應用，於訪問 NEA 行程後將赴瑞典 Studsvik 公司進行參訪，並就核能相關安全評估、爐心佈局功率分析等領域進行交流。

關鍵字：核能推廣國際研討會

目 次

	頁碼
英文摘要.....	i
中文摘要.....	ii
一、目的.....	1
二、過程.....	2
(一) 參加 2015 年 ICAPP 研討會	3
1. 國際間核能現況分享	6
2. 國際間新建電廠概況	7
3. 新反應器設計與運轉	9
4. 技術論文發表.....	12
5. 核能與氣候變遷協會的政策性聲明	17
(二) 訪問 NEA.....	19
(三) 訪問 Studsvik 公司	21
三、心得.....	28
四、建議事項.....	29
五、參考資料.....	30

一、目的

本次公差的主要目的為赴法國參加 2015 年 ICAPP(The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP)研討會、訪問 NEA(Nuclear Energy Agency, NEA)並赴瑞典訪問 Studsvik 公司。除了發表論文、蒐集國際間最新核能安全與爐心營運分析相關研究近況外，並有助於日後核能安全分析工作之進行，且對於執行中「核三廠圍阻體再循環集水池濾網改善案-濾網更換技術服務(GSI-191 Phase II)」計畫工作之進行及推廣亦有助益。

法國核能協會於 5 月 3 日至 5 月 7 日在法國尼斯舉辦 2015 年核能推廣國際研討會(ICAPP)，研討會議題包括核能相關領域之創新發展與低碳未來等，邀集各核能領域的專家分享目前最新的核能相關技術方法與創新構想。核研所核工組高員、林員、陳員等三人奉派出席 ICAPP 研討會，並於會中發表核能電廠安全與爐心佈局功率分析等相關論文(共四篇)，並蒐集目前核能工業發展與應用的最新技術及參與壓水式圍阻體再循環集水池濾網設計安全議題之討論

為拓展國際合作與技術交流，藉由國際合作取得壓水式核電廠事故之實驗數據，以提升國內核電在嚴重事故之分析能力與準確性，在參加 ICAPP 研討會後，於 5 月 11 日訪問位於巴黎之 NEA(Nuclear Energy Agency, NEA)，並與駐法科技組商討國際合作 PKL-3 計畫之參與及執行。

因應本所研發工作之推廣與應用，於 5 月 13 日至 5 月 14 日赴瑞典 Studsvik 公司訪問，並就核能相關安全評估、爐心佈局功率分析等領域進行交流。

二、過程

此次公差自 104 年 5 月 1 日起至 104 年 5 月 16 日止，共計 16 天，詳細行程如下：

行程					公差地點		工作內容
月	日	星期	地點		國名	地名	
			出發	抵達			
5	1~2	五~六	台北	尼斯	法國	尼斯	去程
5	3~7	日~四			法國	尼斯	參加 ICAPP 研討會
5	8	五	尼斯	巴黎	法國	巴黎	路程
5	9~10	六~日			法國	巴黎	資料整理
5	11	一			法國	巴黎	訪問 NEA
5	12	二	巴黎	Vasteras	瑞典	Vasteras	路程
5	13~14	三~四			瑞典	Vasteras	訪問 Studsvik 公司
5	15~16	五~六	Vasteras	台北			回程

於 5 月 3 日至 7 日參加 2015 年 ICAPP 研討會，本次會議的主軸為「核能發展與低碳未來」，除了討論核子反應器的技術發展與核子燃料使用循環外，還將議題延伸至核能發展的廣泛應用，而本次議程主要分為核能技術發展主題討論及各技術論文發表與討論兩部分，核研所核工組高員、林員、陳員等三人並於會中發表核能電廠安全與爐心佈局功率分析等相關論文(共四篇)，另外議程中還包含核能與氣候變遷協會的政策性聲明，並由各國核能界領導級人物於會中共同簽署同意該項聲明。最後在研討會的結尾主辦單位安排參訪法國人造衛星公司 Thales Alenia Space，並分享該公司在人造衛星目前發展現況及未來展望。

於 5 月 11 日訪問 NEA，討論核能研究所未來擴大參與 NEA 各工作小組進行的核能安全相關國際合作計畫之規劃，同時也與駐法國台北代表處呂慶龍代表商討有關 NEA 主導之國際交流 PKL-3 計畫，如何順利以會員國身分參與該計畫並分享其實驗成果。

於 5 月 13~14 日訪問 Studsvik 公司，就核能相關安全評估、爐心佈局功率分析等領域進行交流，除分享現行爐心佈局功率分析軟體在使用上的經驗回饋，並了解新一代分析軟體在功能上的精進。

(一) 參加 2015 年 ICAPP 研討會

ICAPP 研討會由法國核能協會主辦，始於 2002 年並每年舉辦一次，近年來主要在歐洲及亞洲舉辦，而 ICAPP 研討會提供各國核能工業資訊交換平台，分享研究成果與討論未來方向及國際間新核能電廠系統發展需求。

2015 年 ICAPP 研討會於 5 月 3 日至 7 日於法國尼斯召開，如下圖所示，並以核能相關領域之創新發展與低碳未來為主要議題，邀集各核能領域的專家分享目前最新的核能相關技術方法與創新構想，本次會議的主題為「核能發展與低碳未來」，除了討論核子反應器的技術發展與核子燃料使用循環外，還將議題延伸至核能發展的廣泛應用。



圖 1、ICAPP2015 於法國尼斯會議中心舉行

而本次議程主要分為「核能技術發展主題討論」及「各技術論文發表與討論」兩部分，其中「核能技術發展主題討論」內容包含如下：

1. 國際間核能現況分享
2. 國際間新建電廠概況
3. 新反應器設計與運轉等

另外「各技術論文發表與討論」主要涉及 12 個領域之研究，如下所示：

1. Water-Cooled Reactor Programs and Issues(水冷式反應器)
2. High Temperature Reactors(高溫反應器)
3. Fast Neutron and Other Innovative Reactors(快中子及其他創新反應器)
4. Operation, Performance and Reliability Management(運轉效能及可靠度管理)
5. Plant safety Assessment and Regulatory Issues(電廠安全評估及管制議題)
6. Reactor Physics and Analysis(反應器物理及分析)
7. Thermal Hydraulics Analysis and Testing(熱水流分析及測試)
8. Fuel Cycle and Waste Management(燃料循環與廢料處理)
9. Material and Structural Issues(材料及結構相關議題)
10. Nuclear Energy and Climate Change Mitigation(核能與緩和氣候變遷)
11. Infrastructure Issues for Nuclear Power Plant Programs(核能電廠與基礎建設相關)
12. Plant Licensing and International Regulatory Issues(電廠運轉許可與國際管制)

而核研所核工組高員、林員、陳員等三人奉派出席 ICAPP 研討會，並於會中發表核能電廠安全與爐心佈局功率分析等相關論文(共四篇)，其論文題目如下所示：

1. Station Blackout Coping Analysis of 24 Hours Duration for Lungmen ABWR Plant
2. Comparison of the Suppression Pool Models for the Lungmen ABWR Containment Analysis Using GOTHIC

3. The Solution on The Revision of Current RI-ISI Program With New Evidence of Seismic Hazard
4. An Automatic System to Search for the Optimal Loading Pattern of Boiling Water Reactors

另外議程中還包含核能與氣候變遷協會的政策性聲明，並由各國核能界領導級人物於會中共同簽署同意該項聲明。

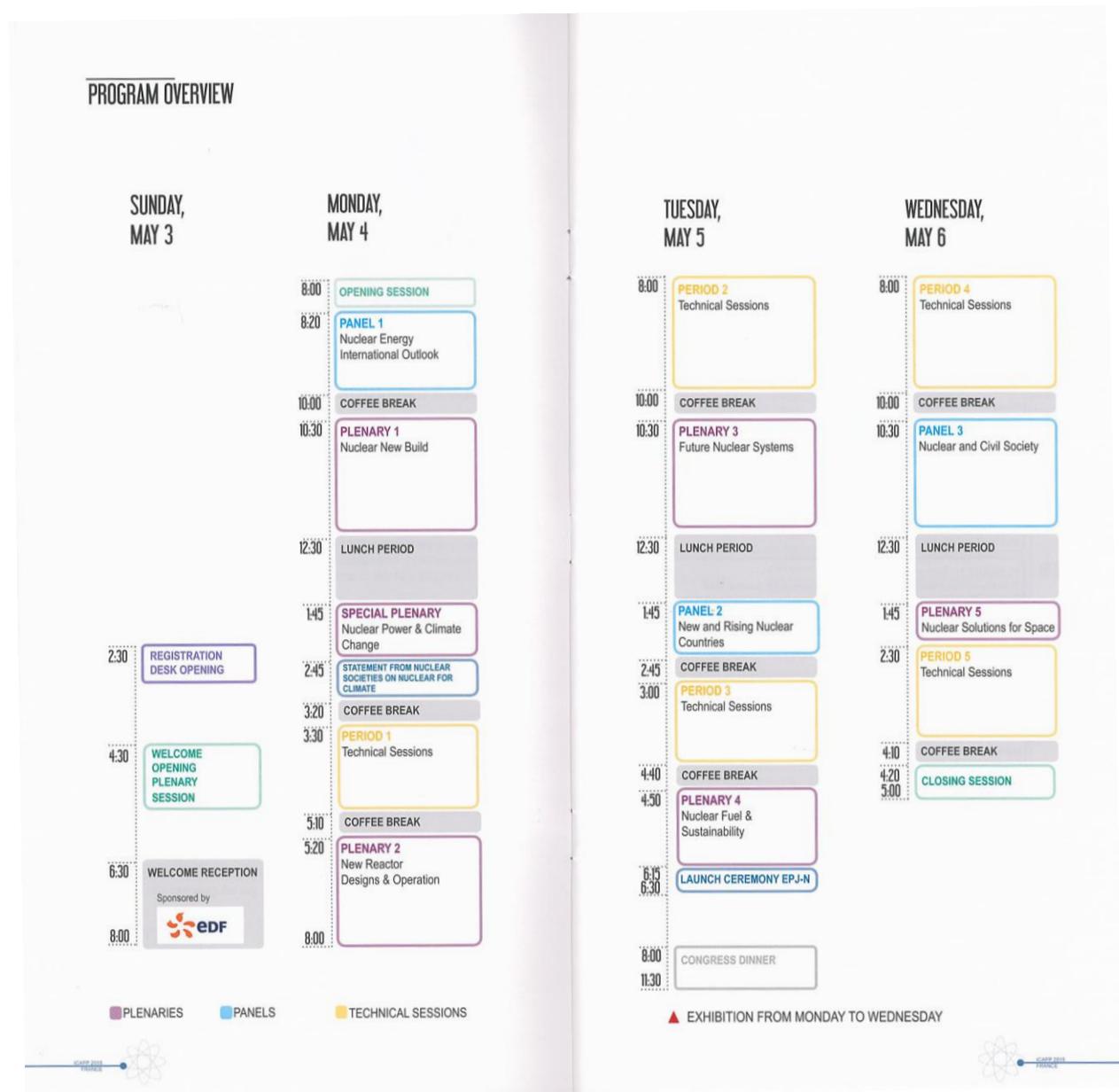


圖 2、ICAPP2015 會議行程表

1. 國際間核能現況分享

第一階段的主題討論為「國際間核能現況分享」，主講人包含來自日本、南韓等核能界專業人士，分享各國現階段核能發展現況，如下圖所示，並就日本福島事件後各國核能發展所遭受衝擊進行問題討論，另外主席建議未來於議程中納入俄羅斯與中國等新興核能發展國進行現況分享，以下整理本項議題分享與討論之內容：

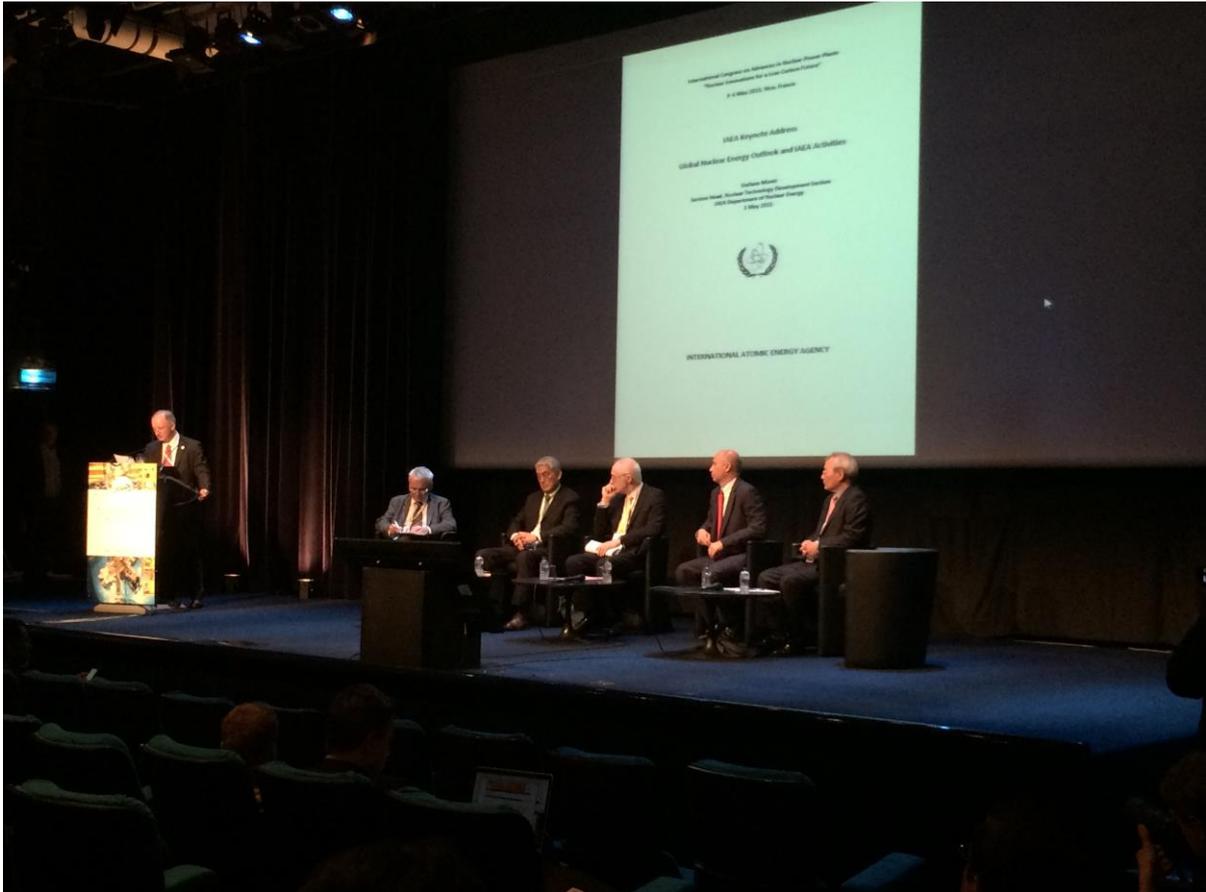


圖 3、各國代表核能現況分享

日本：

首先由日本主講者介紹在福島事件後，就日本能源安全而言，傳統火力發電的貢獻由 60% 提升為 90%，能源自足的部分由 20% 下降為 6%，就環境汙染而言，二氧化碳增量為 120Mt，就經濟衝擊面而言，額外增購化石燃料的費用約為 300 億美金，其中一般家庭使用的部分增加約 20%，工業使用的部分約增加 30%，另外分享日本在福島事件後新的能源策略，就能源組合部分，至 2030 年時核能的貢獻將由現今 1% 提升為 20%~22%，再生

能源的貢獻將由現今 11% 提升為 22%~24%，火力發電的部分將由 88% 降為 56%，能源自足率的部分將由 6% 提升為 25%。另外日本未來核能發展將包含以下四點：

- 重要的基礎負載來源
- 在安全評估後重啟核電廠
- 長遠來看將減少對核能的依賴
- 核能在電力結構中的比率將小心的被檢視

韓國：韓國主講者介紹在韓國過去、現在與未來的核能發展概況，現況的部分目前韓國境內有 24 座轉運中機組，並規劃於 2024 年再興建完成 4 座機組，另外 4 座型號為 APR1400 的反應器機組輸出到沙烏地阿拉伯，未來的部分預計核能將佔韓國電力結構的 29% (2025 年~2035 年)，未來將積極取得公眾信認並朝向低碳排放的方向努力，另外主講者分享於 2014 年 12 月完成的統計報告，其中有 68% 的民眾認為核能不安全，但只有約 25% 的民眾不贊成核來增加核能發電，因此未來將嚴謹的評估既有核電廠的核能安全並持續積極取得公眾信認。

另外在福島事件後各國核能發展的開放性問題討論部分，參與討論的不論美國、韓國、法國、日本等國代表皆表示福島事件後民眾支持核能的信心的確有受影響，但其政府都堅信在加強核安監督的前提下，核能仍是相當重要的穩定基載，因此未來仍會持續發展核能發電並做好公眾宣導的工作。

2. 國際間新建電廠概況

邀請法國 AREVA 公司、俄國 ROSENERGOATOM 公司、韓國 KHNP 公司等公司分享目前在國際間新建的核能電廠概況，以下整理本項議題分享與討論之內容：

法國 AREVA 公司：

介紹於目前興建中新型號 EPR 反應器機組，包含 Olkiluoto 廠 3 號機、Flamanville 廠 3 號機、Taishan 廠 1&2 號機，而各興建中機組概況整理如下：

- Olkiluoto 廠 3 號機於 2014 年完成圍阻體相關測試與儀控測試，預計於 2016 年中建造完成，並於 2018 年開始商轉。
- Flamanville 廠 3 號機截至 2015 年 3 月底整體建造進度已達 68%，主要設備如 RPV、CRD 等預計於 2015 年 7 月~11 月至裝運至現場，另外有關運轉執照申請文件準備的部分已完成。
- Taishan 廠 1&2 號機截至 2015 年初整體建造進度已達 96%，並預計在 2015 年底完成整體進度並進行冷機測試的程序。

俄國 ROSENERGOATOM 公司：

介紹新型號 VVER-1000 反應器，3 座新一代 VVER-1000 反應器已興建完成，未來預計有 17 座進步型 VVER 反應器將被建造，於國際間有 27 座進步型 VVER 反應器興建案正在進行協商，另外有關型號 VVER-1000 反應器的主要特色如下：

- 輸入容量：1000MWe
- 額定熱輸出：3000MWt
- 電廠可用性率：92.7%
- 設計運轉年限：30 年

韓國 KHNP 公司：

介紹目前韓國境內有 23 座運轉中機組，5 座建造中的增建機組(2 座位於 Hanul 廠、1 座位於 Wolsong 廠、1 座位於 Kori 廠)並於 2018 年全數興建完成，另於未來計劃增建 6 座機組(2 座位於 Hanul 廠、4 座位於 Kori 廠)並於 2024 年興建完成，除韓國境內機組外，也輸出 4 座型號 APR1400 機組至阿拉伯聯合大公國，並預計於 2020 年興建完成，另外 KHNP 公司目前也積極從事新型反應器 APR+的研發工作，其特色整理如下：

- 設計特徵：容量為 1500MWe、設計年限 60 年、爐心熔損頻率 CDF 為 10^{-6} /年
- 安全特徵：被動輔助飼水系統、4 台緊急柴油發電機、4 串安全系統(允許線上維修)、28 項針對福島事件的設計改善
- 經濟特徵：目標興建周期為 36 個月

3. 新反應器設計與運轉

分別邀請美國 NuScale、中國 SNPTC、日本 HITACHI-GE、韓國 KAERI、法國 ATMEA 等核能研究相關單位分享各自在新反應器設計上的研究成果，以下整理本項議題分享與討論之內容：

美國 NuScale：

美國 NuScale 近年來主要從事小模組反應器(Small Modular Reactor, SMR)的研發工作，並預計於 2016 年向美國核能管制單位 USNRC 申請設計應用許可證明(Design Certification Application, DCA)，而所研發的新一代 SMR 反應器其體積比一般傳統壓水式反應器小很多，且較大的特色是就長期餘熱移除的部分而言，在喪失所有電源及外部冷卻水的情況下反應器最終可藉由氣冷方式冷卻下來，並不需依賴任何外部水源，且就風險的觀點而言，其爐心熔損頻率 CDF 甚至降到只有 10^{-8} /年，與 USNRC 所訂定的規範值 10^{-4} /年相較有相當大的安全餘裕，另外其主要性能整理如下：

- 淨電力輸出：570MWe(標稱值)
- 電廠效率：大於 30%
- 功率產生單元數量：12 個
- 標稱電廠容量因子：大於 95%
- 燃料填換周期：24 個月

中國 SNPTC：

中國 SNPTC 是中國中央政府投資組建的企業，主要任務是新一代核電技術的研發和應用，近年來主要從事型號 CAP1400 反應器的研發和示範工程建設，未來發展重點將放在新一代型號 CAP1700 反應器的技術研發，目前已完成初步方案設計，正在進行概念設計工作，就型號 CAP1400 反應器而言，主要是依美國西屋公司型號 AP1000 反應器改良研

發而成，自 2011 年 12 月完成初步設計，2014 年 1 月通過國家能源局的評審，並完成主要設備的機樣製造(包含壓力容器、蒸汽產生器、主要循環水泵、主要管路、爆破閥、穩壓器等)，關鍵試驗的部分已於 2014 年 8 月完成 13 項共 357 個工況的試驗，驗證了研發設計工作的科學性，另外軟體部分已自主開發 COSINE 軟體，並於 2015 年 2 月正式發佈了工程驗證版。由中國 SNPTC 研發的型號 CAP1400 反應器主要有以下特徵：

- 以型號 AP1000 反應器為發展基礎
- 兩環路大型先進式壓水式反應(熱功率：1500MWe)
- 標準設計，覆蓋大部分潛在廠址條件
- 採用國際適用的規範和標準
- 抵抗大型商用飛機撞擊能力
- 標準化的放射性廢物處理系統
- 高可靠性的儀控保護系統
- 事故後 72 小時無人工干預之後補給能力
- 設計運轉年限：60 年
- 電廠效率：37%
- 建廠周期：48 個月
- 燃料填換周期：18~24 個月
- 爐心熔損頻率 CDF 為 4×10^{-8} /年

日本 HITACHI-GE：

日本 HITACHI-GE 公司已有 40 年建造核電廠與維修經驗，其業務涉及日本 311 事件前 54 座運轉中輕水式反應器(30 座為沸水式反應器、24 座為壓水式反應器)中的 20 座，近年來主要發展的反應器型號為進步型沸水式反應器 ABWR，目前於國際間有 5 座興建中 ABWR 機組，從安全特徵來看，由於具備 3 串獨立的緊急注水系統，其爐心熔損頻率

CDF 約為 10^{-7} /年，較傳統 BWR 反應器小一個量級，另外相較於傳統 BWR 反應器而言，ABWR 主要改善整理如下：

- 改用反應器內部循環水泵 RIP 並排除原始配置外部大型管路的設計
- 3 串獨立 ECCS 系統
- 改由 52 英吋氣渦輪機改善熱效率
- 智慧化人機界面
- 改用反應器內部循環水泵 RIP 並降低人員維修時的輻射劑量
- 改用數位儀控系統

韓國 KAERI：

韓國 KAERI 為韓國原子能研究機構，主要任務是新一代核電技術的研發和應用，近年來主要從事型號 SMART 反應器的研發工作，該型號為壓水式反應器，而安全性重於經濟性為其主要設計考量，並於 2011 年完成標準設計核准與技術驗證，另外考量日本福島 311 事件的經驗回饋，並於 2015 年底完成更新設計，其更新設計包含全被動式安全注水系統及嚴重事故緩和設計，所謂被動式安全注水系統系指在完全喪失電力的情況下仍可藉由重力的方式將冷卻水注入爐心，將大幅提升核電廠安全性，另外有關型號 SMART 反應器在加強安全性的設計考量整理如下：

- 被動式餘熱移除系統(20 天設計餘裕對抗類似福島 311 事件)
- 被動式氫氣移除系統(防止氫爆事件發生)
- 巨大體積的圍阻體(加強抗飛機撞擊能力與降低氫氣濃度)
- 最小化燃料破壞(設計基準事故時，所有燃料組件皆浸入水中)
- 被動式外部壓力容器冷卻(防止壓力容器破壞)

法國 ATMEA：

法國 ATMEA 公司成立於 2007 年 11 月，由法國 AREVA 與日本三菱公司分別持股 50% 共同出資組成，主要任務為型號 ATMEA1 反應器之研發、銷售、與興建工作，而該

型號為熱功率 1100MWe 量級之第三代反應器，其針對抵抗異常事件與降低環境衝擊的部分包含三大設計理念，分別為降低嚴重事故造成爐心熔損的機率(重要組件的多重性與多樣性)、嚴重事故發生時降低對人員與環境的衝擊(侷限輻射產物於反應爐內)、強化結構抵抗廠外事件的危害(飛機撞擊、廠外淹水等)，另外於 2015 年已完成概念設計與一般性細部設計的核准，有關 ATMEA1 的主要設計特徵整理如下：

- 3 迴路壓水式反應器
- 熱功率：1100MWe
- 157 束爐心燃料組合
- 3 串可靠的主動安全系統(具體有被動式特徵)
- 全面的採數位儀控系統
- 優化運轉年限至 60 年

4. 技術論文發表

2015 年 ICAPP 研討會中技術論文發表與討論的部分包含水冷式反應器、高溫反應器、快中子及其他創新反應器、運轉效能及可靠度管理、電廠安全評估及管制議題、反應器物理及分析、熱水流分析及測試、燃料循環與廢料處理、材料及結構相關議題、核能與緩和氣候變遷、核能電廠與基礎建設相關、電廠運轉許可與國際管制等 12 個領域，而本次核研所共計 4 篇論文發表，涉及熱水流分析及測試、電廠安全評估及管制議題、反應器物理及分析三個領域，其 4 論文題目分別為「Station Blackout Coping Analysis of 24 Hours Duration for Lungmen ABWR Plant」、「Comparison of the Suppression Pool Models for the Lungmen ABWR Containment Analysis Using GOTHIC」、「The Solution on The Revision of Current RI-ISI Program With New Evidence of Seismic Hazard」與「An Automatic System to Search for the Optimal Loading Pattern of Boiling Water Reactors」，各論文摘要內容整理如下：

「Station Blackout Coping Analysis of 24 Hours Duration for Lungmen ABWR Plant」

福島 311 事件証實核電廠發生廠區全黑事件 SBO(Station Blackout, SBO)有持續超過 8 小時的可能，然而在原始設計基準中針對超過 8 小時的 SBO 事件似乎沒有足夠的設計餘裕，因此台電公司已著手完成多項針對 SBO 事件的補強改善，而基於改善的狀態下，本論文將分析在發生 SBO 事件下，爐心水位在 24 小時內是否仍可完整掩蓋爐心及保護反應爐心的完整性。

在發生 SBO 事件下主要的救援系統為爐心隔離冷卻系統 RCIC(Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)，而影響 RCIC 系統救援功能的因素包含反應器監視功能、RCIC 汽機之蒸氣供給、直流電源容量、冷卻水源、RCIC 泵室溫度、主控制室溫度，另外龍門電廠另具備有一特別的爐心冷卻模式 ACIWA(AC Independent Water Addition, ACIWA)，可由消防系統的水源透過餘熱移除系統管路注入爐心。

本論文分析所用的軟體為 RETRAN-3D，並考慮 SBO 事件發生時，以反應器是否立即降低爐心壓力分為二種事故情節，另外在降壓的情節中，爐心壓力必須降低至 180psia 以利低壓的 ACIWA 系統完成替代救援補水的工作，本論文同時在不同 RCIC 可用時間對爐心水位進行敏感度分析。

「Comparison of the Suppression Pool Models for the Lungmen ABWR Containment Analysis Using GOTHIC」

抑壓池是抑壓式圍阻體設計中最重要特徵。抑壓池的主要功能是在喪失冷卻水事故 (LOCA) 時，將凝結的高能量的蒸汽洩放。LOCA 情況下的圍阻體壓力和溫度變化是核電廠安全分析報告(FSAR)主要關鍵之一。在過去多數的申照審核中，抑壓池被模擬成一個單一節點。而最近的研究中則開發出多維度的模型來模擬池水內對流效應。本研究以台灣龍門進步型沸水式反應器做為測試目標，使用 GOTHIC 程式分析 LOCA 情況下的圍阻體長程壓力變化。在本研究中抑壓池模擬成單一節點、一維及多維模型近似，並比較模型間的差異。集中節點模型顯示池水為完美混和；相反的，一維模型由於無法模擬 internal convection 的效應，溫度呈現出顯著的分層現象。多維模型則可以模擬由餘熱移除系統(RHR)

與緊急注水系統(ECCSs)驅動的對流效應。根據多維模型所呈現的池水完美混和結果，判斷單一節點模型比一維模型更適用於抑壓池模擬。雖然一維模型可能會預測不合理的現象，還是可以在保留保守度的前提下在特殊形況下使用，例如獲得意外情況下的更高池水溫度。

「The Solution on The Revision of Current RI-ISI Program With New Evidence of Seismic Hazard」

在台灣現行的風險告知營運期間檢測計畫 RI-ISI(Risk-Informed Inservice Inspection,RI-ISI)已依 EPRI TR-112657 的方法論發展出來，各廠址之 PRA 模式被用來評估在實施 RI-ISI 計畫後其電廠風險的改變是否滿足美國管制法規 RG.174 的要求，然而在日本福島 311 事件後，中央地質調查研究所已重新針對既有的地質調查結果進行審視，廠址附近的斷層新事証也被定義出來，不論是管制單位或台電公司皆視為運轉中電廠地震危害的新事証且初步研究結果表示將影響電廠既有的地震風險評估模式 SPRA(Seismic probability Risk Assessment,SPRA)。

因為地震風險是 RI-ISI 計畫中管路破裂後果分析中的一部分，目前的 RI-ISI 計畫必須在考慮新地震危害的前題下重新檢視，但目前廠址 SPRA 模式並無法在短時間內完成更新，因此本論文將介紹一套快速有效率且保守的分析方法去評估對目前 RI-ISI 計畫的影響，此評估方法可於短時間內完成且仍然滿足 RI-ISI 計畫的需求，另外本論文將對一特定示範電廠進行本方法論的評估並展示對該廠目前 RI-ISI 計畫可能的衝擊。

分析結果表示僅有少數管路分段內的鐸道需增加檢測數量，每個檢測周期約增加 2~3 個鐸道檢測數，另外為定義出在強震後對鐸道的損害，本論文仍介紹一套擴大檢測計畫，而該計畫是以電廠發生大於設計基準地震後的既有檢測程序為基礎發展出來，另外本論文介紹的擴大檢測計畫將協助電廠定義在強震後潛在的鐸道受損位置，並提供一套程序確保所有潛在受損位置將被檢測及紀錄以利電廠進行修復與監控。



圖 4、陳員於 ICAPP2015 發表所內研究成果

「An Automatic System to Search for the Optimal Loading Pattern of Boiling Water Reactors」

由本所開發的沸水式反應器爐心佈局優質設計自動化系統，主要包含了兩程式，AUTOLPD 與 AUTOROD，前者是爐心燃料佈局自動設計工具，後者可自動設計控制棒佈局，兩者皆採用基因演算法做為最佳化搜尋方式，並結合爐心模擬程式 SIMULATE-3 評估搜尋佈局的品質。

AUTOLPD 程式具有兩項重要的創新技術：一是提供 1/8 對稱軸上的燃料可與非對稱區域的燃料互換，比起傳統固定區域不互換的方式，增添更多佈局的彈性與可能性；二是採用控制單元（Control Cell）次佈局（Sub-pattern）交配（Crossover）方式，更能掌握爐心重要參數的變動。而 AUTOROD 程式包含兩種搜尋模式。第一種為「最大週期能量（MCL）」，在符合熱限值的條件下，利用能譜偏移的原理，盡量抑低週期初期的軸向功率偏差（AO）以追求最大的週期能量；第二種為「控制軸向功率偏差（CAO）」，藉由較平順的軸向功率偏差曲線，將爐心內各項重要參數控制在合理的範圍之內，以達反應器穩定運轉的目的。此外，AUTOROD 配備有一控制棒本領快速評估模式，可快速篩選合理的控制棒佈局進行 3D 模擬計算。兩程式已成功整合為一自動化系統，並納入提高週期長度與停機餘裕的處理機制迴路。

本研究以我國沸水式核電廠多個週期為驗證目標，AUTOLPD 與 AUTOROD 皆能搜尋到符合使用者需求的爐心佈局，整合化測試也能有效的結合兩程式，證明本自動化系統確可應用於國內沸水式反應器的爐心佈局設計。



圖 5、林員於 ICAPP2015 發表所內研究成果

5. 核能與氣候變遷協會的政策性聲明

2015 年 5 月 4 日在研討會第二天議程中，由核能與氣候變遷協會主導邀集近 40 國的核能工程領域相關領導級人物共同簽署一份核能發展對氣候變遷相關議題的重要聲明，其簽署過程如下圖所示，該聲明的主題為「我們驕傲的相信核能是對抗氣候變遷主要的解決方法」，另外該項聲明的主要內容整理如下：



圖 6、各國代表簽署過程

- 依據多數氣候學者在第五次 IPCC(International Panel on Climate Change, IPCC) 同行審查報告中皆獲得明確的結論：「人類活動已經造成地球的氣候變遷」。
- 依據 OECD(Organization for Economic Cooperation and Development, OECD)的研究表示當全球人口數到達 100 億時，至 2050 年時其電力發展需求將是現在的 2 倍。

- 依據 IPCC 的研究報告客觀的表示在 2050 年時，要達成全球暖化最大僅能提高攝氏 2 度的目標限制值時，需將低碳能源在電力結構中的比率由現在的 30% 提高到 80%。
- 我們意識到這將會是一項非常困難的挑戰並且需要仰賴所有可獲得低碳能源的技術發展，另外我們確信地球需要立即的針對溫室效應採取因應對策，而去碳化的努力不能全部仰賴未來的技術。
- 依據 OECD 及 IPCC 的研究發表中，皆強調核能是協助降低溫室效應的一項重要選項。

最後各參與國代表共同宣示「WE PROUDLY BELIEVE THAT NUCLEAR ENERGY IS A KEY PART OF THE SOLUTION IN THE FIGHT AGAINST CLIMAT CHANGE」並簽署此項聲明，如下圖所示。



圖 7、各國代表宣示核能是協助降低溫室效應的一項重要選項

(二) 訪問 NEA

NEA 為 OECD 所屬負責核能相關合作的特別組織，主要目的在協助各會員國在核能和平運用的各個技術層面，能保有最先進的技術，並針對核能相關設施，提供足夠且有效的管制措施，以確保核能安全。NEA 現有聘僱員工約 82 人，2013 年的預算約為一千四百萬歐元，NEA 署長下設 3 位副署長分別負責安全與管制(包括輻射防護與放射廢棄物處理、核能安全兩個部門)、技術發展(核能技術、核能發展、數據資料庫等三個部門)、行政支援(包括秘書與公共關係、行政支援、法律等三個部門)等業務。NEA 現有來自歐洲、美洲及亞太地區等 31 個會員國，詳細的會員國資料如下表所示。



圖 8、NEA 現有 31 個會員國

我國原能會長年均派駐 NEA 一位資深科技人員，現任為侯榮輝博士，負責蒐集核能安全管理相關資料及促進國際合作，本次訪問除了與派駐 NEA 之侯博士外，另與駐法國台北代表處呂慶龍代表共同研商有關國際交流 PKL-3 計畫，探討未來要如何順利以會員國身分參與該計畫並分享其實驗成果。

PKL 計畫為 NEA 近年來針對壓水式反應器進行一連串與安全議題有關的實驗及成果分享，第一期計畫 PKL-1 執行時間為 2004 年~2007 年，第二期計畫 PKL-2 執行時間為 2008 年~2011 年，目前正在執行的第三期計畫 PKL-3 於 2012 年開始，其實驗室位於德國 PKL 實驗室並由 AREVA 公司擁有，另外參與 PKL-3 計畫包含義大利、法國、德國、日

本、韓國、芬蘭、西班牙、瑞典、英國、美國、比利時、捷克、匈牙利、瑞士個國家，計畫總預算為 390 萬歐元。

目前 PKL-3 的計畫內容主要藉由在假設事故情節下的暫態測試與熱流現象下的系統參數研究進而驗證與壓水式反應器電廠最近相關的安全議題，其方向主要分為兩類，第一類主要測試與爐心明顯溫升有關之超越設計基準事故的安全議題，例如廠區全黑事件或安全功能失效喪失冷卻事件，研究範圍甚至函蓋電廠在冷停機狀態(喪失餘熱移除系統)，並與 PKL-1 及 PKL-2 之實驗結果進行比對，另一類主要的工作為延續在 PKL-1 及 PKL-2 計畫中尚未完成的部分。

所有 PKL-3 的實驗成果僅分享於參與之會員國，考量在 PKL-3 計畫的實驗成果對核研所不論是在風險評估、熱流分析與嚴重事故分析上都相當重要，若有實驗數據的驗證將使與安全相關之分析或評估更具科學性與真實性，因此在訪問期間向侯博士與呂代表表示希望未來在 PKL-3 計畫方面，可與 NEA 持續建立好溝通管道，未來並期望透過此項國際交流可使核研所參與及分享該項實驗相關的成果。



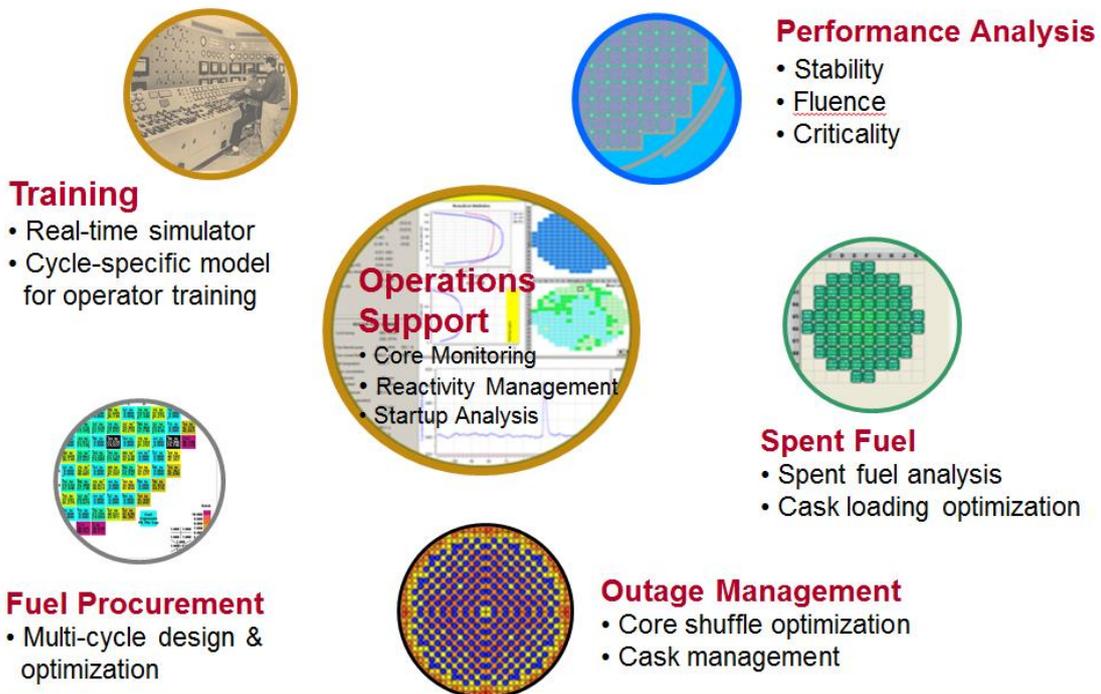
圖 9、訪 NEA 與駐法國台北代表處呂慶龍代表合影

(三) 訪問 Studsvik 公司

本次出國參訪在 5/13、5/14 兩天拜訪瑞典 Studsvik 公司，Studsvik 公司是本組使用的爐心模擬程式供應商，現正使用的包括 CASMO4、SIMULATE-3/3K 以及 XIMAGE。為因應沸水式反應器用過燃料池的臨界安全分析研究，本組預期於本年度從 Studsvik 引進 CASMO5。

Studsvik 主要經營項目是核電廠燃料營運相關的模擬程式開發，主要核心是 CMS 程式集，CMS 程式集為三維二群的爐心模擬程式，將爐心分成多節點並解析中子遷移方程式來模擬爐心在運轉時的中子與熱流反應，在核能工業界中廣泛使用，本組目前使用的版本是 CMS3 (CASMO4+SIMULATE3)，而 Studsvik 正推廣其最新版本 CMS5 (CASMO5+SIMULATE5)。該公司基於 CMS 程式集另外開發出眾多應用程式，多與爐心佈局設計、燃料挪移管理和用過燃料後端處置有關，例如自動化爐心佈局設計程式 XMIAGE、乾式貯存裝填管理程式 CASKLOAD 等等。Studsvik 公司每年舉辦使用者研討會進行使用者訓練和應用經驗分享，2015 年度將於六月在芬蘭舉行，屆時本組也會派人與會。

Studsvik Applications Software



TVO, October 2013

Studsvik

圖 10、Studsvik 主要業務項目

Studsvik Software Model (BWR & PWR)

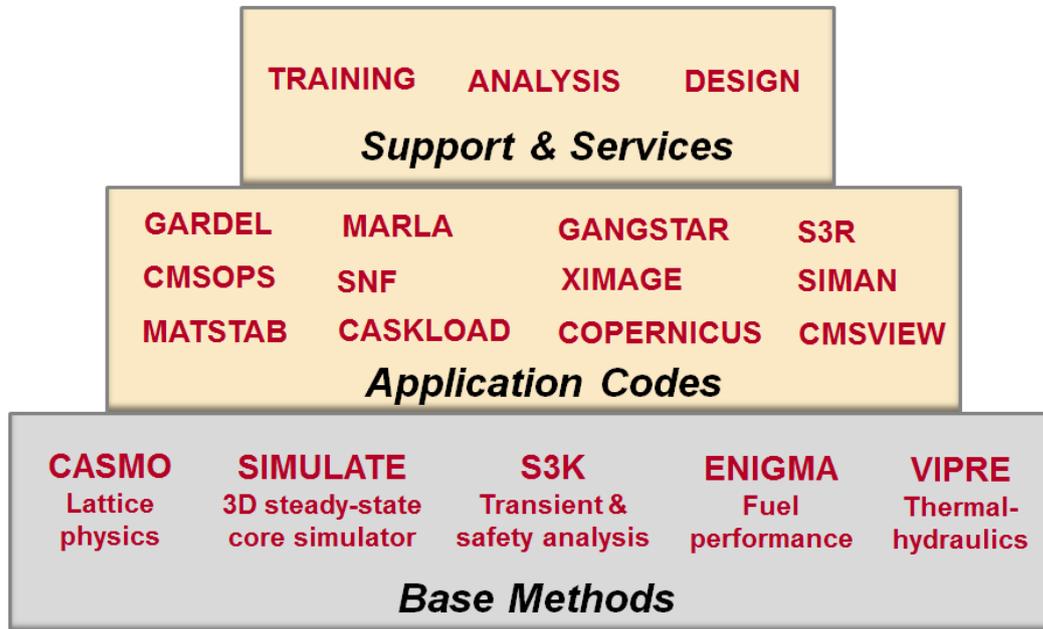


圖 11、Studsvik 核能工業應用軟體開發

本次參訪主要目的之一是了解 CMS5 程式集與現使用之 CMS3 差異，Studsvik 公司由三位資深工程師 Mehdi Asgari、Christian Jönsson 和 Jan-Olof Johansson 進行簡報，簡報重點整理如下：

CASMO5 新增特色：

- A. 586 grp ENDF/B-VII R1 library
- B. MxN Heterogeneous Method of Characteristics
- C. Pn Scattering
- D. Generalized Rack
- E. SNF Compatibility

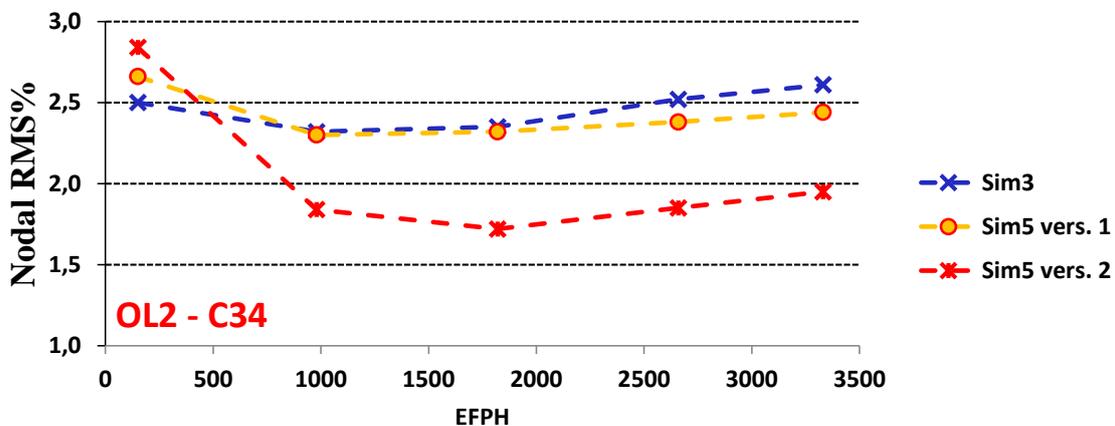
SIMULATE-5 新增特色：

- A. 3D multi-group global solver
- B. Microscopic depletion
- C. Axial heterogeneity model

D. Radial rehomogenization

E. Subchannel, crossflow T/H

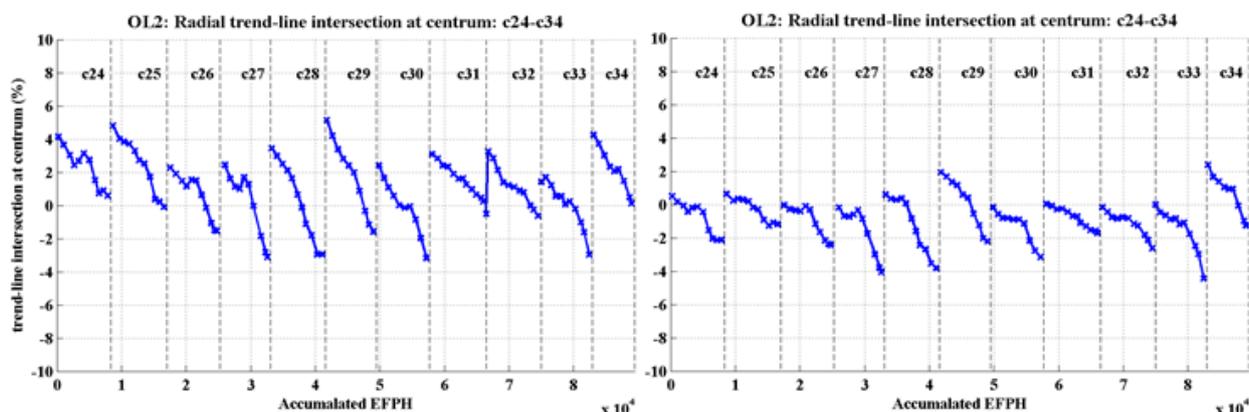
其中 CASMO5 多達 586 群的中子截面資料庫可大幅提升計算準確度，相對於 CASMO4 也具有較彈性的幾何模型，更適合用過燃料池的臨界安全分析。另外中子截面庫的核種數目大幅增加達到 454 種，不需如 CASMO4 將多種分裂產物合併而使得核種追蹤困難。SIMULATE-5 增加了多種計算模組如 Quadrant-Assembly Thermal-Hydraulics Model、Control rod depletion 和 Explicit Detector Instrument Tube model 等，預期能增加程式模擬準確度，而計算時間大幅增加的問題也能透過平行運轉解決。簡報中也介紹了 CMS5 程式集的驗證結果，並與 CMS3 做比較。除了與 B&W 與 KRITZ 等國際上常用之臨界實驗系列進行驗證外，也與蒙地卡羅方法論的程式 MCNP 進程式間驗證，同時也針對目前國際上關注的燃耗不準度進行量測核種實驗量測驗證。CMS5 與 CMS3 的準確度比較，CMS5 在各項指標中皆有小幅度的提升，依過往經驗準確度也與電廠特性相關，因此本組如引進 CMS5 程式集還是得根據本國電廠經驗作調整。



OL2 – Radial TIP Trend deviations

CMS3

CMS5



- Same kind of recurrent radial swing during each cycle
- Large improvement with CMS5

圖 12、CMS5 與 CMS3 Tip 準確度比較

除 CMS5 程式集的簡報外，Studsvik 也介紹了其正在發展的程式 MARLAR。MARLAR 是一種燃料挪移與貯存的管理軟體，除了利用電腦化作業精細的管理燃料束挪移作業和儲存位置資訊，程式也會自動產生最佳化挪移路徑以利縮短大修工期，在規劃挪移步驟時也能自動計算停機餘裕(SDM)以確保符合安全規範，程式也可與控制室連結供運轉員即時監控使用。總歸來說，MARLAR 程式是集多種功能於一體的輔助程式，對於電廠燃料管理能提供很大的幫助。

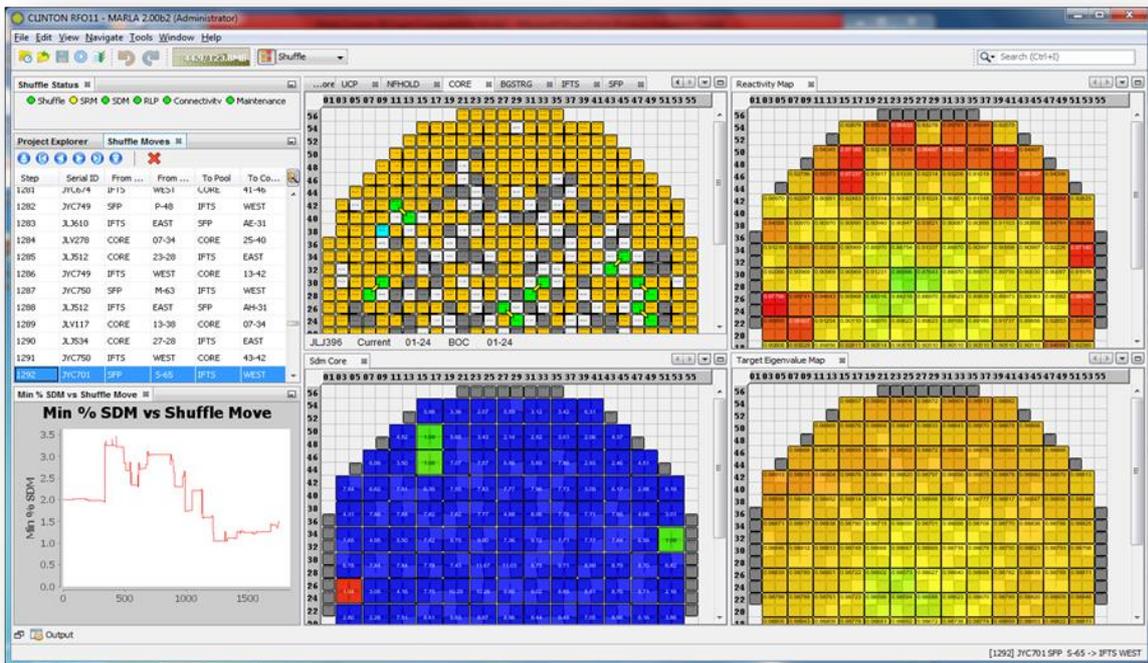
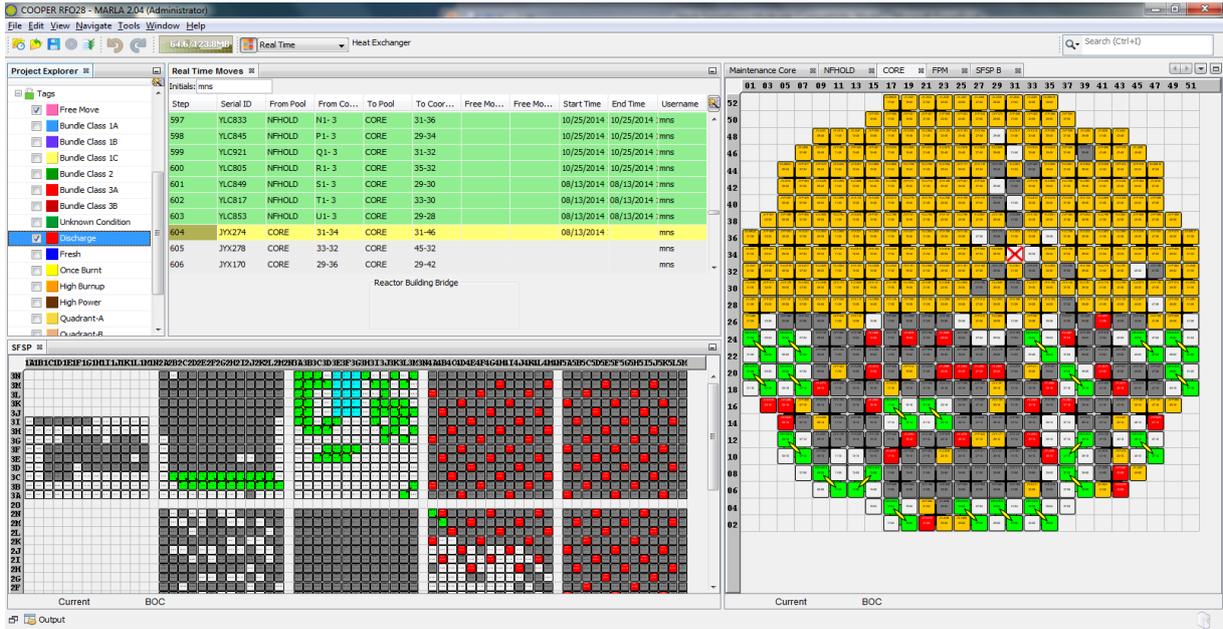


圖 13、MARLA 程式操作介面



圖 14、參訪 Studsvik 公司合影

三、心得

此次國外公差參加 2015 年 ICAPP 研討會、訪問 NEA 與 Studsvik 公司之心得分述如下：

- (一) 原能會駐國外的各代表，積極進行國際研究資料之蒐集以及國際合作研究之推動，核能研究所目前隸屬於原子能委員會的核能相關研究機構，亦積極配合。本次訪問 NEA 與原子能委員會駐外代表討論未來與國際間的合作模式如何進行，除希望駐外代表能建立與保持 PKL-3 計畫之間良好溝通管道外，核研所也會持續關心 PKL-3 計畫的相關動態。
- (二) 於本次 ICAPP 研討會中，透過論文的發表與國際間核能相關領域的專家進行交流，除向外界分享核研所的研究成果外，並獲得相當多的寶貴意見，對未來在相關研究精進方面都具有相當大的助益。
- (三) 自從福島事故後，各國參與研討會的專家皆表示民眾支持核能的信心的確有受影響，但其政府都堅信在加強核安監督的前提下，核能仍是相當重要的穩定基載，因此未來仍應持續做好公眾宣導的工作。
- (四) 在議程中有關核能與氣候變遷的政策聲明中，超過 35 個國家的與會代表共同宣示核能發展是解決氣候變遷最主要的管道，可見國際間現階段的能源策略中仍需高度仰賴核能發電，基於目前全球低碳化的趨勢，未來仍應以專業的角度重新審視我國的電力供給結構。
- (五) 參訪 Studsvik 了解本組即將引進的 CASMO5 的能力與驗證結果，也額外獲得正在進行的計畫與開發的程式資訊。除了核心程式如 CMS 程式集的開發外，Studsvik 的業務與核研所有許多類似的部分，如支援電廠運轉和用過核燃料處置等，有本組許多可以借鏡的地方。Studsvik 為本組長期合作的公司，本次參訪透過與對方資深工程師交流建立良好的溝通橋樑外，也取得十分寶貴的技術材料。

四、建議事項

(一) 積極參與計畫相關之研討會

因應核能發電廠安全運轉之需求，近年來各主要核能工業國家積極投入經費與人力。為增加核能安全運轉技術與經驗交流，同時分享國際間核能電廠實施安全評估的相關議題，藉由研討會舉辦進行技術交流，經由討論及意見交換方式提出解決方案，提供給各參與人員參考。參加研討會議可瞭解國際間核能電廠實施安全評估所遭遇的相關技術之問題，收集相關資料並汲取經驗。建議本所能積極參加，使核能安全評估技術能與國際同步，並持續精進。

(二) 積極參與國際合作研究計畫，加強國際交流

由於單一國家的研究能量有限，透過參與國際組織的實際研究工作，或與各國管制單位與研究單位間合作交流，可藉由彼此研究成果的分享來提昇國內相關的核能安全評估技術。

(三) 專業人才培訓

本所近年來面臨人員老化以及研究人員退休等問題，已浮現專業人力斷層及短缺之現象，為有效推動後續計畫之執行，應規劃與國內學術研究單位建立人才培訓管道，藉由合作計畫培養研究生，儲備單位專業人力，以培養一批能夠靈活組合、相互合作設計和分析人員。

(四) 拜訪與計畫相關之軟體供應商

本組業務需要許多專業分析程式和模擬軟體，多從國外引進。拜訪軟體供應商除了能解決使用上的疑惑外，也能了解供應商最新的發展和未來佈局，使本組能根據趨勢即時調整。除此之外，供應商也能提供其他使用者的實例，對於本組計畫進行也是很好的經驗參考。拜訪軟體供應商能維持良好的溝通管道，即時取得幫助並瞭解最新資訊，建議本所能視需求規劃拜訪。

五、參考資料

- (一) 2015 年 ICAPP 研討會會議資料，存核能研究所核子工程組。
- (二) Yen-Shu Chen, Yng-Ruey Yuann, Lain-Su Kao, “Station Blackout Coping Analysis of 24 Hours Duration for Lungmen ABWR Plant,” Track. 7, ICAPP 2015
- (三)、「Comparison of the Suppression Pool Models for the Lungmen ABWR Containment Analysis Using GOTHIC」
- (四)、「The Solution on The Revision of Current RI-ISI Program With New Evidence of Seismic Hazard」
- (五) Po-Feng Lin, Chien-Hsiang Chen, Lain-Su Kao, “An Automatic System to Search for the Optimal Loading Pattern of Boiling Water Reactors,” Track. 6, ICAPP 2015
- (六) Studsvik 公司業務介紹簡報資料，存核能研究所核子工程組。
- (七) Studsvik 公司 CMS5 程式集介紹與驗證簡報資料，存核能研究所核子工程組。