

出國報告（出國類別：其他）

赴大陸上海參加「核電站安全度評估與
風險告知應用研討會」及赴合肥參加
「第一屆亞太青年安全度評估(PRA)從
業人員國際研討會」

服務機關：核能研究所

姓名職稱：徐浩迪 助理研究員

田益成 助理研究員

派赴國家：大陸

出國期間：104年11月2日~104年11月7日

報告日期：104年12月4日

英文摘要

The purpose of this trip is to participate in Conference regarding Probabilistic Risk Assessment Applications and Risk-informed Regulation held in Shanghai, and 1st Asia-Pacific Young Practitioner' PRA Forum in Hefei China.

The Conference of Probabilistic Risk Assessment Applications and Risk-informed Regulation was organized by Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute. The main purpose of the conference is to demonstrate the research from both sides concerning post-Fukushima PRA development trends. The agenda of the conference were focused on related studies which including tsunami PRA, external event, aircrafts impacts, and spent fuel pool safety analysis.

Asia-Pacific Young Practitioner' PRA Forum is a forum for the young PRA practitioners in Asia-Pacific region to meet, discuss, and express their ideas in Probabilistic Risk Assessment area. Experts in this forum discussed the current nuclear safety issues and encouraged young people to understand nuclear safety, and enhance the technical capability in the PRA area for supporting the sustainable development of nuclear power.

中文摘要

本次公差的主要目的為赴大陸上海參加由上海核工程研究設計院舉辦的核電廠安全評估與風險告知應用研討會，並至合肥參加第一屆亞太青年安全度評估從業人員國際研討會。

由於 2011 年日本福島地區發生核子事故後，國際間開始進行許多 PRA 相關的分析工作，以驗證運轉中或興建中核能電廠是否有足夠的安全設計來抵禦這些非預期災害或事故，上海核工程研究設計院舉辦的核電廠安全評估與風險告知應用研討會，與該院執行 PRA 相關工作的核電廠概率安全評價室所有研究人員進行討論，共同討論的議題包括海嘯風險評估、廠外事件分析、用過燃料池風險分析、飛機撞擊事件分析。

本次公差應邀參加中國科學院合肥物質科學研究院核能安全技術研究所所舉辦的第一屆亞太青年安全度評估從業人員國際研討會，提供給亞太地區 PRA 年輕的從業人員相互認識、討論與交流的會議，邀集相關專家就現階段安全相關議題進行討論，啟發與強化從業人員在 PRA 領域的技能，協助核能之永續發展。

目 次

	頁碼
英文摘要	i
中文摘要	ii
一、目的	1
二、過程	1
三、心得	31
四、建議事項	33

一、目的

本次公差依據中央計畫「我國能源科技及產業政策評估能力建置」與「核電營運安全領域關鍵技術發展綱要計畫」研發需求，赴大陸參加由上海核工程研究設計院舉辦的「核電站安全度評估與風險告知應用研討會」，以及赴合肥參加「第一屆亞太青年安全度評估（PRA）從業人員國際研討會」，對於核能電廠風險評估、廠外事件、飛機撞擊、用過燃料池評估、海嘯風險評估等相關工作之推展有極大的助益。

福島事故後，國內外開始執行一系列有關天然災害以及超越設計基準事故相關的風險評估工作，鑒於促進國際研究交流有助於提升研究品質，大陸國家核電（SNPTC）所屬的上海核工程研究設計院於 104 年 11 月 6 日舉辦旨述研討會，並發表核研所研究成果，會議主題聚焦於廠外事件、飛機撞擊、用過燃料池評估、海嘯風險評估的相關研究，雙方均受益良多。

本次公差順道赴合肥參加「第一屆亞太青年安全度評估（PRA）從業人員國際研討會」，旨在為世界各國核電廠 PRA 領域的研究人員和工程師，尤其是年輕的工程師，建立一個開放的交流平台，以便交流資訊、對該領域研究和應用的成果進行回顧和展望，以及增進該領域各國研究員之間的合作。

二、過程

此次公差自 104 年 11 月 02 日起至 104 年 11 月 07 日止，共計 6 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			
11	02	一	台北	合肥	大陸	合肥	路程往合肥
11	03~04	二~三			大陸	合肥	參加第一屆亞太青年 PRA 從業人員國際研討會
11	05	四	合肥	上海	大陸	上海	路程往上海
11	06	五			大陸	上海	參加核電站安全度評估與風險告知應用研討會
11	07	六	上海	台北	大陸	上海	返程

11 月 3 日及 4 日參與由中國科學院核能安全技術研究所所主辦的第一屆亞太青年 PRA 從業人員國際研討會，討論的議題包括 PRA 技術在核電廠設計、建造與運行中的作用、福島事故後 PRA 技術的發展趨勢以及核安全與風險管理的發展，共有來自研究單位、核能電廠與學校單位共 18 個專家進行演說。

11 月 6 日訪問上海核工程研究設計院的堆芯設計所核電廠概率安全評價室，由堆芯設計所總工程師張琴芳女士主持相關討論會議，討論議題包括海嘯分析方法、用過燃料池安全評估、飛機撞擊分析以及廠外事件，共計有 16 人參加為期一天的討論會議。

參加第一屆亞太青年 PRA 從業人員國際研討會

本次主要參加由中國科學院（Chinese Academy of Sciences 簡稱 CAS）核能安全技術研究所（Institute of Nuclear Energy Safety Technology 簡稱 INEST）與 Curtiss-Wright 公司主辦，加州大學洛杉磯分校、東京大學協辦第一屆亞太青年安全度評估(PRA)從業人員國際研討會，研討會為期二天，會議舉辦地點在核能安全技術研究所內。旨在為世界各國核電廠安全度評估（PRA）領域的研究人員和工程師，尤其是位於第一線的年輕工程師，建立一個開放的交流平台，以便交流資訊、對該領域研究和應用的成果進行回顧和展望，以及增進該領域科研究人員之間的合作。

中國科學院核能安全技術研究所是「中國科學院合肥物質科學研究院」和「中國科學技術大學」合作的研究機構，同時中國科學院中子遷移理論與輻射安全實驗室所也隸屬在此單位。中國科學院合肥物質科學研究院（以下簡稱合肥研究院）是中國科學院在安徽設立的一個綜合性研究和人才培養基地。合肥研究院位於合肥市西郊風景秀麗的蜀山湖畔的董鋪島上，面積 2.65 平方公里。島上三面環水，綠樹成蔭。1998 年大陸中央高層蒞臨視察時對這裡的研究環境給予了很高的評價，並欣然題詞「科學島」，由此科學島成為合肥研究院的別名。相關地理位置及實驗室請見圖 1 中科院核能安全技術研究所地圖。

核能安全技術研究所的目標是發展成具國際先進水準的核能安全技術研究基地、核能安全專業人材培訓中心、核電廠及其它核子設施安全技術綜合支援平台與協力廠商之研究機構。



圖 1 中科院核能安全技術研究所地圖

核能安全技術研究建立在跨領域之先進核能研究團隊（Fusion Driven System 簡稱 FDS）進行研究，在中國科學院的未來先進核裂變能-ADS 嬗變系統（Accelerator Driven Sub-critical System）、國際科技合作計畫的國際熱核聚變實驗堆（International Thermonuclear Experimental Reactor 簡稱 ITER）與大陸國家核安全科技創新計畫等重大專案的牽引支持下，針對核能相關之關鍵科學技術問題展開多學科的基礎性、前瞻性、戰略性研究。研究內容包含：中子物理與臨界安全、核能材料與設備安全、熱水流與事故、核能系統運行與控制安全、輻射防護與環境影響、核能軟體與模擬、可靠度與機率安全、核能技術應用、核化學與安全、緊急計畫與核能文化...等領域。

研究團隊現有成員 400 餘人，科技研發人員中具有博士學位者約占 80%，在先進核反應爐中子物理方法和技術、環保型核反應爐材料與液態重金屬回路技術、核電站安全與風險評價研究及相關多學科研究方面取得了原創性科技成果。

核能安全技術研究所組織架構如圖 2 所示，其整體的配置主要目標在執行核能相關的研究，規劃出 10 個研究部門與 4 個執行部門。其中可靠性與概率安全研究室 (Reliability and Probabilistic Safety Division) 所負責的工作即為本所內的風險評估。PRA 在大陸稱之為 PSA (Probabilistic Safety Assessment)，為大陸以及歐洲地區慣用的稱呼，所涵蓋的研究內容與我國慣稱的 PRA 完全相同。

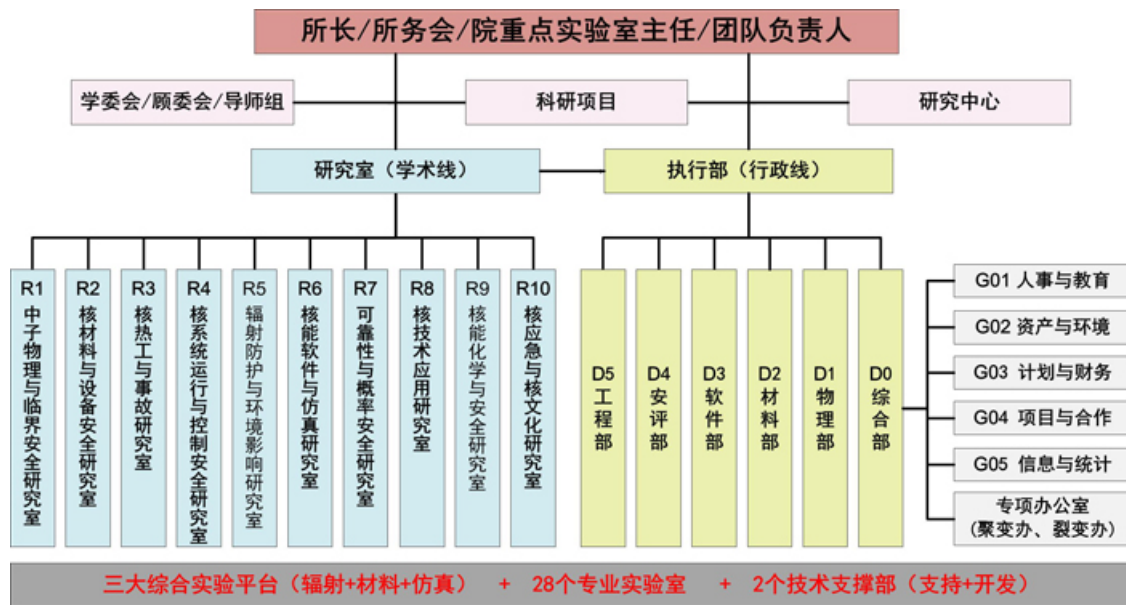


圖 2 中科院核能安全技術研究所架構圖

會議議程如圖 3~圖 5 所示，會議主席為 INEST 特聘研究員吳潔先生，會議為期兩天，共進行 16 個簡報，並在會議結束安排一段時間進行討論。參與會議報告單位計有：Curtiss-Wright Corporation、核能安全技術研究所、東京大學、核能研究所(本所)、韓國科學技術院(Korea Advanced Institute of Science and Technology 簡寫為 KAIST)、環境保護部核與輻射中心、中國核工業建設集團公司與中國廣核集團共八個單位。除了進行報告的單位外，還有當地的學生參與本次會議並參與討論。

除了室內的會議報告外，主辦單位另外安排半日進行三個實驗室的參訪，分別為鉛基研究反應器(Lead-based Series Reactor)研究室、核材料與設備安全研究室與強流氬氬聚變中子源研究室。

本次會議邀請四位專題演講者，分別是：Curtiss-Wright 公司的 Woody Epstein 先生、INEST CAS/FDS 團隊的 Wu Jie (吳潔) 先生、東京大學的 Akira Yamaguchi (山口晃) 教

授與核能研究所(本所)高梓木博士。這四位專題演講者所講述主題為 Epstein 先生的 Words of History, Bits of Advice: 33 years of doing PRA、吳潔先生的 Advanced Reactor Safety Approach and PRA Technique、Yamaguchi 教授的 Lessons-Learned from 1F Accident and New Challenge in PRA 與高梓木博士的 Applications and Perspectives on PRA Technology。

除了上面主辦單位所邀請的四位專題演講者，另外還有四個單位 12 位專業人士參與會議報告，報告的議題大致上分為各個單位對核能電廠安全度評估執行成果與回顧、針對安全度評估在大陸新型電廠的發展、新興議題的分析方法的建立與安全度評估分析軟體的開發與成果進行報告。



Sponsored by Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS & Curtiss-Wright Corporation
Supported by University of California at Los Angeles and Tokyo University

Agenda

1st Asia-Pacific Young Practitioners' PRA Forum				
Chair: Jie Wu (Contact: Jin Wang, +86-13855117871)				
Time	Content	Speaker	Chairman	
Nov. 03 AM (INEST B201)	09:00-09:10	Welcome	Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS / FDS Team, Jie Yu	Jie Wu
	09:10-09:50	Words of History, Bits of Advice: 33 years of doing PRA	Curtiss-Wright, Woody Epstein	Akira Yamaguchi
	09:50-10:30	Advanced Reactor Safety Approach and PRA Technique	Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS / FDS Team, Jie Wu	
	10:30-11:00	Photo Taking, Coffee Break & Laboratory Tour		
	11:00-11:30	Status of level 2 PSA and its Review in China	Nuclear and radiation safety center, Ministry of Environmental Protection of China, Chun Li	Jie Wu
	11:30-12:00	PSA & SA & EP Works in CNPE	China Nuclear Power Engineering Co., Ltd Bo Zhao	
	12:00-13:00	Lunch		

圖 3 第一屆亞太青年安全度評估(PRA)從業人員國際研討會議程(一)



Sponsored by Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS & Curtiss-Wright Corporation
Supported by University of California at Los Angeles and Tokyo University

Nov. 03 PM (INEST B201)	13:00-15:00	Laboratory Tour		
	15:00-15:30	A Seismic PSA Quantification Method Used in a NPP	China Nuclear Power Design Co., Ltd. ShenZhen Jinkai Wang	Tsu-Mu Kao
	15:30-16:00	A study on the CFVS operation method considering the risk from the containment overpressure failure	Korea Advanced Institute of Science and Technology, Ham, Jaehyun	
	16:00-16:30	Calculation and Analysis of Nuclear Power Plant Fire CDF	Nuclear and radiation safety center, Ministry of Environmental Protection of China, Qiang Shi	
	16:30-17:00	Reliability and Probabilistic Safety Assessment of Advanced Nuclear Energy System	Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS/FDS Team, Jiaqun Wang	
	17:00-21:00	Welcome Dinner		
Nov. 04 AM (INEST B201)	09:00-09:40	Lessons-Learned from 1F Accident and New Challenge in PRA	University of Tokyo, Akira Yamaguchi	Woody Epstein
	09:40-10:20	Applications and Perspectives on PRA Technology	Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, Taiwan Tsu-Mu Kao	
	10:20-10:50	Coffee Break		
	10:50-11:20	Development of Reliability and Probabilistic Safety Assessment Software System RiskA	Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS/FDS Team, Shanqi CHEN	Chun Li
	11:20-11:50	A Method to Select Software Test Cases for Software	Korea Advanced Institute of Science and Technology,	

10

圖 4 第一屆亞太青年安全度評估(PRA)從業人員國際研討會議程(二)



Sponsored by Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS & Curtiss-Wright Corporation
Supported by University of California at Los Angeles and Tokyo University

		Failure Probability Quantification	Kim, Hee Eun	
	11:50-12:20	Development of Risk Assessment Procedure of Interim Dry Storage Facility Subjected to an Aircraft Crash Scenario	Korea Advanced Institute of Science and Technology, Al Momani Belal	
	12:30-13:30	Lunch		
Nov. 04 PM (INEST B201)	13:30-14:00	Development and Application of PSA in China National Nuclear Corporation	CNNP Nuclear Power Operations Management Co., Ltd Yong Cao	Bo Zhao
	14:00-14:30	Reliability Assessment of Safety-critical Network Communication in Digitalized Nuclear Power Plant	Korea Advanced Institute of Science and Technology, Sang Hun Lee	
	14:30-15:00	The application of PSA in the checking calculation of new nuclear power plant in China	Nuclear and radiation safety center, Ministry of Environmental Protection of China, Chaojun Li	
	15:00-15:30	Feed and bleed operation strategy with low pressure injection pump and hybrid SIT	Korea Advanced Institute of Science and Technology, Jeon, Inseop	
	15:30-16:00	Coffee Break		
	16:00-17:00	Discussion		
	17:00-17:10	Summary	Institute of Nuclear Energy Safety Technology, CAS / FDS Team, Jie Wu	Jie Wu
	17:10-21:00	Dinner		

11

圖 5 第一屆亞太青年安全度評估(PRA)從業人員國際研討會議程(三)

Woody Epstein :

Woody Epstein 在他的簡報中分享 33 年在 PRA 領域中的工作經驗與其個人的見解與看法，由本次的研討會是提供青年 PRA 從業人員，他也提供一些建議給與會人士及鼓勵年輕人要想像力，並且指出要學會 PRA 就要從做 PRA 開始，並提供如何擁有自己的 PRA 的相關工作項目，例如：審視他人的 PRA、審視經驗資料、納入個廠數據、瞭解分析的廠址與事故如何發生、向有經驗的專家學習與持續更新及查證自己 PRA。

在報告中希望能夠建立 Asia-Pacific Risk Institute 共同力推相同的業界標準並且成立一個公開的論壇，在此架構下提供年青新進人學共同學習風險評估（PRA），在此框架下產生出新的風險評估方法論，避免大規模的災難發生。

Epstein 先生也提倡建立亞洲地震資料庫，其內容包含安全相關設備（SCCs）的成功以及失敗，同時也要有地震目錄、強震紀錄、廠址資訊、土壤結構、斷層長度、電廠結構、電廠系統...等，藉由以上資訊我們才可以找出電廠的弱點，最後 Woody 先生根據目前運行的核電廠以及平均的爐心熔毀機率，推估出在人的平均壽命（70 年）發生核事故的機率為 89%（圖 6），因此我們應該要防患未然。

Preparing our expectations for the unexpected

There are about 435 operating commercial nuclear power units (some on and some off line).

Assume the average availability is about 70% per year and that their average CDF is $1.0e-4$ per year.

Therefore, the per year rate of a **core damage accident** somewhere in the world is about $435 * 70% * 1.0e-4 = 3.05e-2$;

In human terms, this is to say that **in a lifetime, we would expect a core damage accident somewhere in the world to be about $1-(1-3.05e-2)^{70} = 89%$** ;

Is this acceptable to people and to nuclear power advocates?

We must learn to explain simply and saying truthfully what we know and what we do not: risk is a social, normative notion and risk communication means listening first to the people, and then talking.

圖 6 推估核事故發生機率

Akira Yamaguchi :

Akira Yamaguchi 教授（山口晃，以下稱山口教授），主要講述的是福島一廠事故的經驗學習與教訓與 PRA 新的挑戰。首先山口教授提供了幾張事故的照片讓聽眾瞭解海嘯的強度，接著依時序提供幾張電廠系統圖解說在事故後系統與設備的可用情況。提供了在事故現場環境與人員工作情況，附上對於現場人員當時的狀況的證詞。

對於第一線人員以及運轉員在全黑環境下作業令人印象深刻（完整的報告內容請見圖 7），以下節錄一段：

我們失去了電源而且我覺得我們什麼事情都做不了，其他運轉員神情緊張。

他們大叫：「我們什麼也做不了，我們為什麼還在這。」

在福島一廠事故中，電廠處於同時喪失廠外電源且緊急柴油機因為海嘯受損無法進行發電供給緊要之安全設備，此時已經機組已進入全面喪失交流電。在長時間喪失交流電後，電池所提供的直流電源也因為電池耗盡而無法供電，此時在當時狀況下要確認系統的狀況是一件很困難的事情（見圖 8 與圖 9），當時現場的人員提到，用了 45 鐘的時間在確認 RCIC 的運轉狀況，然而這件事在平常只要幾分鐘，這是因為現場與控制室之間的通信方法的缺乏，如果有良好的通訊方法則不會花這麼長的時間來確認系統的運轉。在圖 10 的投影片中可以看到，最後福島電廠採用汽車蓄電池恢復儀控電源。

在報告中，也提到 1999 年 12 月法國 Le Blayais 電廠遭受暴風產生的風暴潮侵襲，使得 1 號機、2 號機嚴重淹水，造成短暫的喪失廠外電源及多組的安全相關的系統無法運作，這也說明多重事件結合所導致的超越基準事件是可能發生的，並以此為鑑，提升核能安全。

最後的結論提到嚴重事故的情節是隨時在變動的且在嚴重事故下各種現象會交互作用相互影響。PRA 除了可以提供出重要的風險洞見外，也能夠成為一個可以來檢驗安全度的方法論。對於 PRA 我們需要關心於對於未知的不準度、質疑的態度以及決策過程。

Testimonies of Accident Witness

- “After this (around when the tsunami arrived), power lights began to flick, and then I saw they all turned off.

The emergency power was shut off, and all of the lights on the MCR panel started to turn off. I did not know what happened however I couldn't figure out that it was caused by a tsunami.

My fears were confirmed when operator was running into the MCR and yelling we're being flooded with seawater”.
- “As the tsunami engulfed us, the emergency power became unusable and lights in the MCR were reduced to one emergency light (making it possible to just barely see within the darkness).”
- “We lost the power, and I felt that we could not do anything. The other operators looked nervous. They yelled, “we can't do anything, why are we still here!?” However I bowed my head and asked them to remain and they did.”**

圖 7 事故證詞

[Confirming reactor building equipment in the darkness]

- “The ERC at the power station asked me in the MCR to confirm the operating of RCIC, however that was not easy. Normally it only takes a few minutes, however it required 45 minutes to an hour, because fastening a self-contained air unit took 10 to 15 minutes. Performing in the field took 30 minutes, returning to the MCR, taking off all the equipment, and going back to the MCR for the report.

It would not have taken as long if we had some communication measure. Aftershocks were continued, and there was still the possibility of another tsunami would arrive.”



<Self-contained air unit>



<Working in the darkness>

Taken the Service Building entrance from the inside.
The floor was cluttered with objects.

12

圖 8 全黑下確認設備狀況(1)

Monitored by the Assistant Shift Supervisor

The Assistant Shift Supervisor at the desk monitored plant data and information wearing a full face mask in the total darkness.



Checking Instrument Gauges

Checking instrument gauges in the total darkness with only a flashlight to depend on.

14

圖 9 全黑下確認設備狀況(2)

Temporary Instrument Power

Temporary batteries were connected to power control room instruments due to loss of power.



Installing Temporary Power

Workers who are not working for electrical system were called out to manually lay the power cables



16

圖 10 全黑下的暫時應變手段

除了特邀專家的演說外，與會各個單位針對核能電廠安全度評估執行成果與回顧、

針對安全度評估在大陸新型電廠的發展、新興議題的分析方法的建立以及安全評估分析軟體的開發與成果進行簡報，以下將依各個簡單團體進行介紹而非會議議程的時序。

中國核工業集團公司（China National Nuclear Corporation 簡寫 CNNC，簡稱中核集團）旗下的中國核電工程公司（China Nuclear Power Engineering Corp.簡寫為 CNPE）與中核核電運行管理公司（CNNP Nuclear Power Operations Management Corp.簡寫為 CNNO）參與本次會議，其中 CNPE 簡報標題為 PSA & SA & EP Works in CNPE。圖 11 為解說 CNPE 公司的工作範圍，已完成的成果有中核集團旗下的電廠的一階 PRA 以及 PRA 的應用，例如各電廠的風險監測系統、緩解系統性能指標評價系統(救援系統性能指標評估系統)等、嚴重事故與緊急計畫之研究、二階 PRA 與嚴重事故指引。

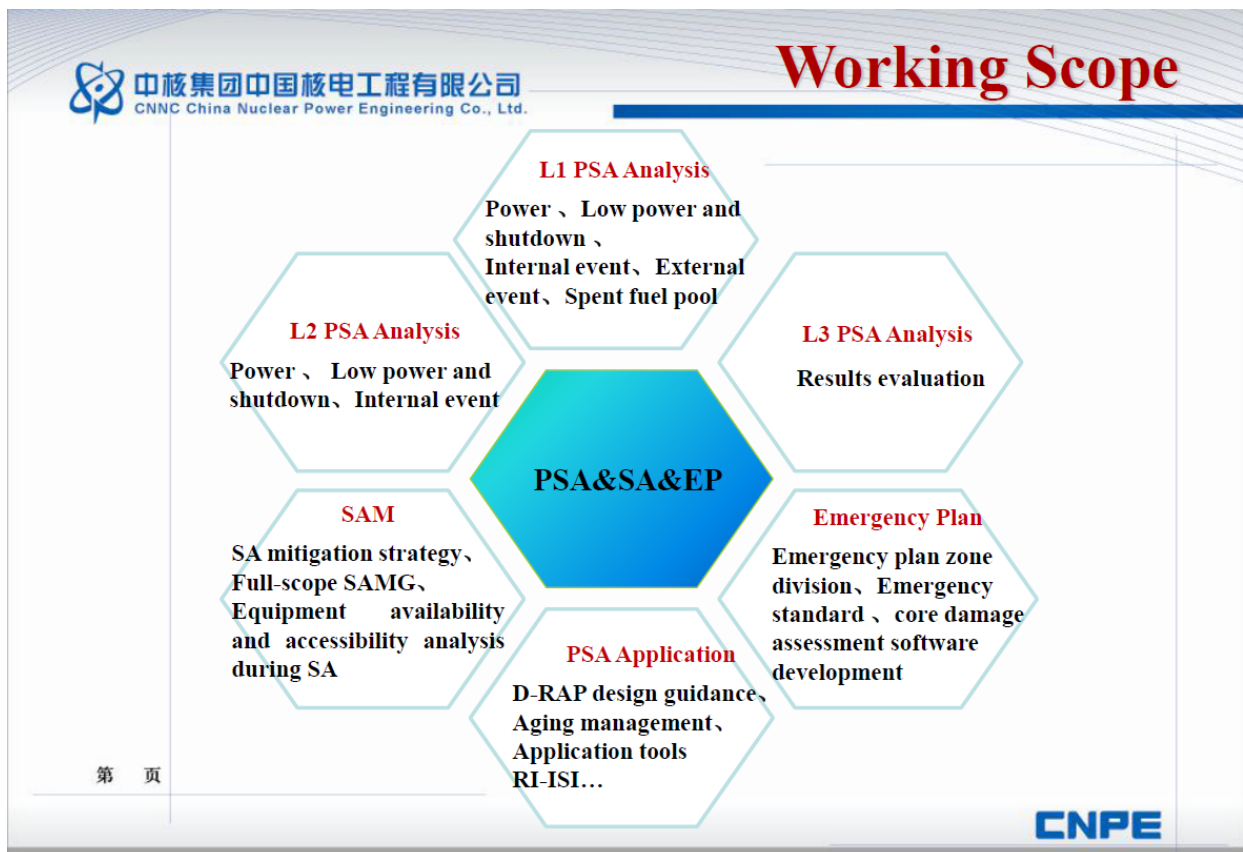


圖 11 CNPE 公司的 Working Scope

中核核電運行管理公司報告主題為 Development and Application of PSA in China National Nuclear Corporation，簡介了公司的概況與公司內的 PRA 團隊的工作項目，例如：PRA 的模式發展與更新、發展與維持 PRA 應用工具、數據收集等。圖 12 為 CNNO 公司發展秦山電廠 PRA 的歷程。在 PRA 應用上發展了幾個應用工具，如風險監視系統

與發展電廠程序書提供 PRA 風險分析表單。最後展示了 CNNO 公司分析的幾個電廠的 PRA 的結果，包含功率運轉的結果和前幾名的最小失效組合、低功率與停機 PRA 的結果。

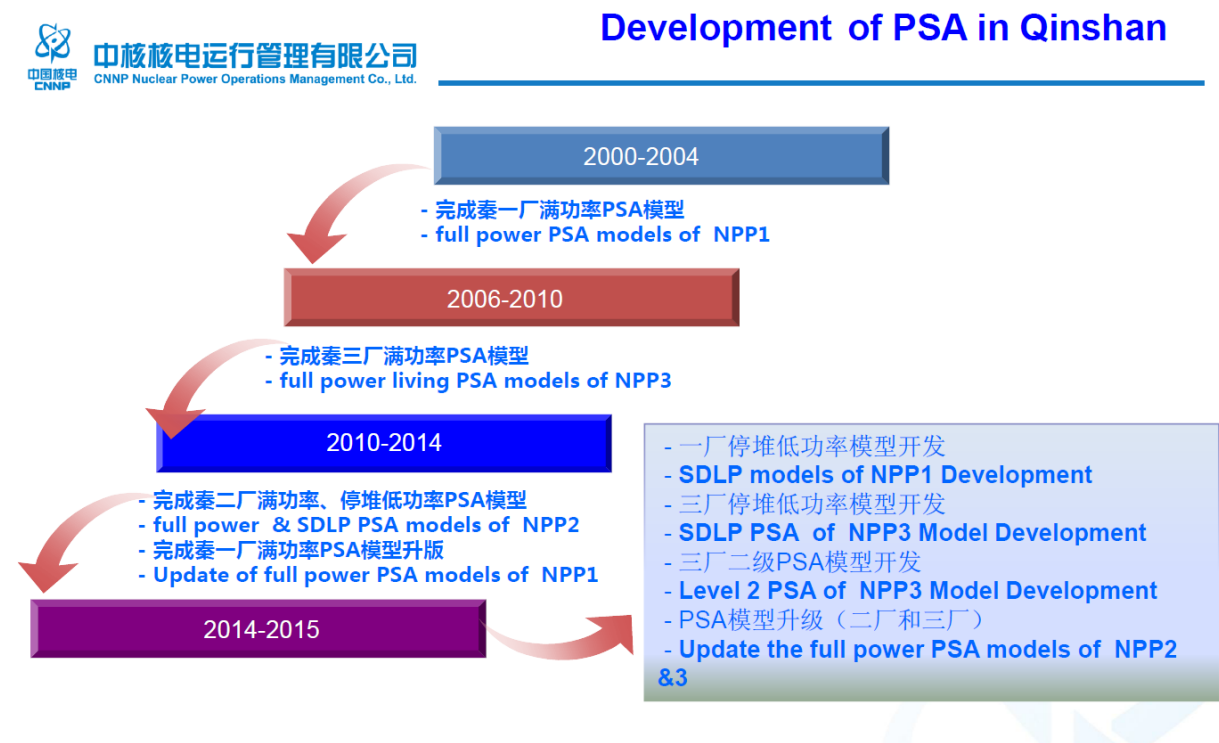


圖 12 CNNO 公司發展秦山電廠的 PRA 內容

中國廣核集團下的深圳中廣核工程設計有限公司報告主題為 Treatment of Uncertainty in SPSA Quantification，在考量地震風險評估時的不準度，其不準度來自於地震危害曲線（高）、易損性分析（中）、電廠反應（中）與軟體計算爐心熔損頻率（低），報告中，藉由軟體模擬不準度傳遞。最後的報告者了一些結論：地震安全度評估因不準度會影響到風險的洞見與地震危害曲線，最後導致爐心熔損頻率的不準度。

環境保護部核與輻射中心進行了三個簡報，其標題分別為：Status of Level 2 PSA and its Review in China、Calculation and Analysis of Nuclear Power Plant Fire CDF 與 The application of PSA in the check calculation of new nuclear power plant in China。

中國二階 PRA 的現狀的簡報中提到：福島事件後，中國國家核安全局（National Nuclear Safety Administration 簡稱 NNSA）發佈許多應對措施，主要可以歸納為下面三項：

- 第一階段：對現有核電廠執行全面的安全檢查，並制定核能安全計畫。
- 第二階段：執行廠外事件安全度餘裕評估。
- 第三階段：綜合第一、二階段成果以及福島事故的經驗回饋，對於新建核能電廠，研究制定新的安全要求。

另外，大陸的第 12 個 5 年計畫，對於核能安全與放射性物質污染防治與控制要求有明確的目標如下：

- 不再是安全要求目標“對於新的核電廠要有足夠設備防止或是緩和嚴重事故，以達到爐心熔損發生頻率（Core Damage Frequency 簡寫為 CDF）以及早期輻射大量外釋頻率（Large Early Release Frequency 簡寫為 LERF）分別小於 10^{-5} 以及 10^{-6} 。
- 對於營運中與建造中的核能電廠，必須於 2015 年底完成二階安全度評估以及廠外事件安全度評估。

並草擬新建之核能機組的安全要求：廠內事件、廠外事件與用過燃料池等，必須做功率運轉以及停機模式的 Level 1&2 PRA。

大陸目前二階 PRA 的近況如圖 13 所述，已經完成了 CPR-1000 (Generation II+)、CAP1400、HUA LONG、EPR 與 AP1000，相較於其它二代機組其 LERF 均小於 $1E-07$ 。對於大陸自主設計的 CAP1400 與 HUA LONG 其 LERF 貢獻來源見圖 14。

目前大陸管制當局也在進行核能電廠二階 PRA 審查，目前遭遇到的技術問題如下：

- Level 2 PRA 的假設
- 在嚴重事故下系統和其組件的可靠度
- 任務時間
- 大量外釋的定義

◆ Some Level 2 PSA Result (LRF) of PWR NPPs in China

Type	Internal Events	Other Events	Total
AP1000(San Men)	4.0E-08	1.9E-08(Include internal Fire/Flood)	5.94E-08
EPR (Tai Shan)	1.38E-07	1.3E-07(Include Spent Fuel Pool)	2.68E-07
CPR1000(Ning De)	4.82E-06		
CAP1400	2.38E-08	2.78E-08(Include internal Fire/Flood)	5.16E-08
HUA LONG I (Fu Qing 5/6)	1.73E-08	3.32E-08(Include internal Fire/Flood/Seismic)	5.05E-08
HUA LONG I (FangChengGang 3/4)	3.57E-08	3.223.32E-08(Include internal Fire/Flood, except seismic)	6.79E-08

WEBSITE <http://www.chinansc.cn/>

圖 13 二階安全度評估結果

◆ The release categories of level 2 PSA

type	release categories and %(LRF)		total
	bypass	MCCI	
CAP1400	47.89%	37.72%	85.61%
HUA LONG I (Fu Qing 5/6)	60.0%	28.9%	88.9%
HUA LONG I (FangChengGang 3/4)	49%	47%	96%

V-LOCA, SGTR and RPV rupture is the main risk of LRF.

WEBSITE <http://www.chinansc.cn/>

圖 14 各項 LERF 之佔比

核與輻射中心的第二個簡報在報告了執行火災安全度評估，在報告中提到使用的方法為美國核管會所提供的文件 NUREG-6850 的方法進行評估。第三個簡報則是在說明對於大陸的新型反應器 PRA 應用的獨立驗證計算，主要驗證對象為 CAP1400。以圖 15 所示，監視與管理電廠的安全分為五個階段，在建造與測試期間，是進行獨立驗證計算風險的時機。該中心近期完成方家山核能電廠 3、4 號機風險評估，目前正在進行福清核能電廠 5、6 號機的風險評估。

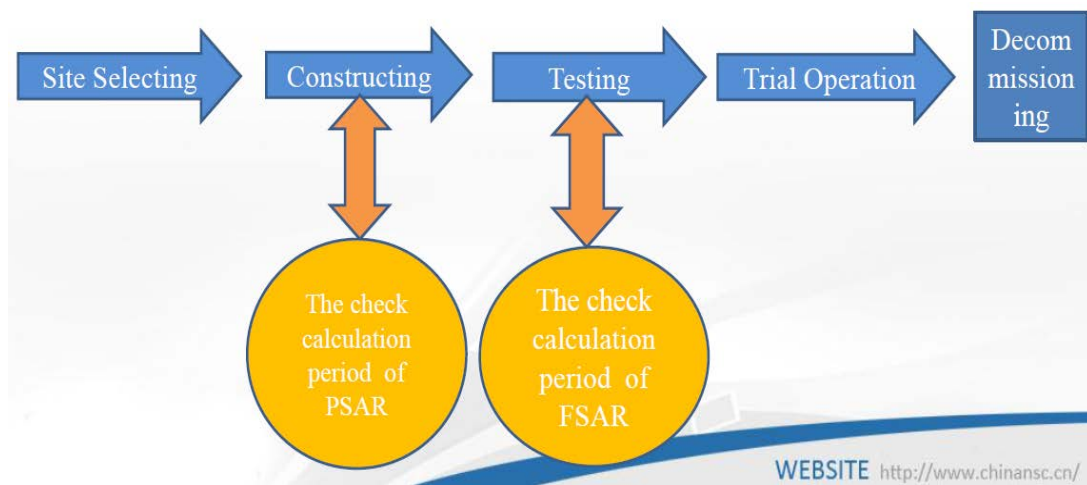


圖 15 執行計算驗證時機

中國科學院核能安全技術研究所介紹了該院自行開發的可靠度與安全度評估軟體 RiskA 的介紹，RiskA 所採用之方法論基於二元決策圖(Binary Decision Diagrams)與零壓縮二元決策圖(Zero-suppressed Binary Decision Diagrams)進行開發。RiskA 可進行故障樹分析、事件樹分析、不準度分析、靈敏度分析與重要度分析等，整體架構請見圖 16。RiskA 軟體擁有一項關鍵特點，這特點就是可以將其他的軟體所開發的模式進行轉換成 RiskA 的模式，目前支援軟體有 CAFTA、RiskSpectrum 與 OPEN-PSA。

除了開發 RiskA 外，另外還開發 RiskAngle 與 RiskBase，RiskAngle 主要功能有核能電廠風險即時監控、計算組件重要度與排程評估；RiskBase 是做為提供資料取得，資料的整合與分析進而將資料最佳化與資料的管理之目的，所打造出的資料處理平台。相關介紹可見圖 18。

RiskA PSA Overview

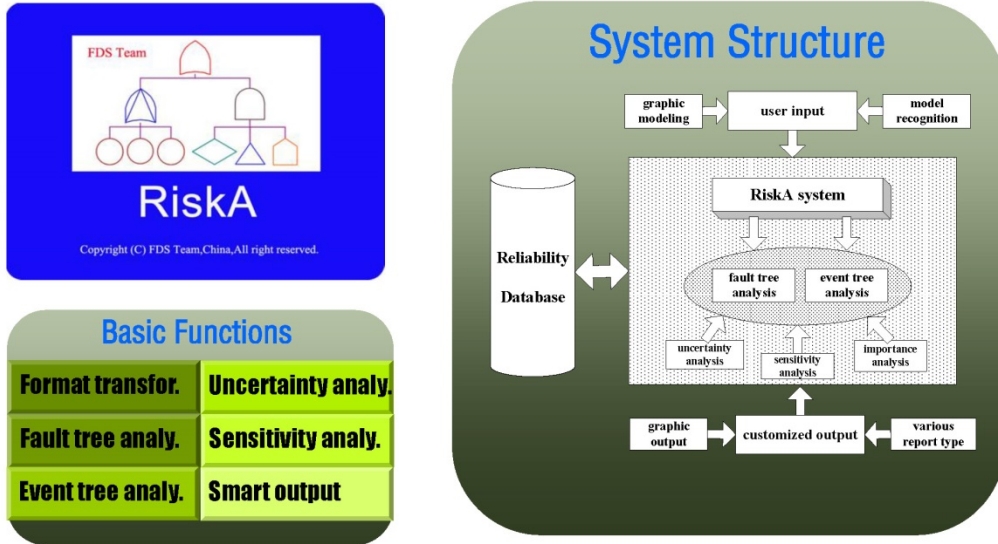


圖 16 RiskA 整體架構

Modules



圖 17 RiskAngle 架構

RiskBase: Database & Management System for Reliability Analysis

❖ Functions

- Data Acquisition
- Data Analysis
- Data Management
- Data optimization
- Intelligent output

❖ Features

- Easy to be extended and maintained
- More precise, more stable computation process
- Complete function system, wide range of use
- Net-based, resource sharing
- Interactive interface, easy to use

❖ Applications

- Providing reliability parameters for Probabilistic Safety Assessment Program RiskA PSA
- Providing reliability parameters for risk monitor system RiskAngel

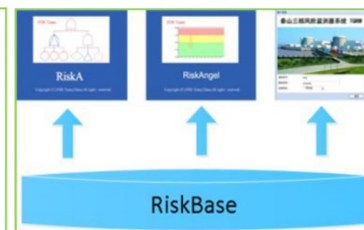


圖 18 RiskBase 介紹

韓國科學技術院由 Hyun Gook Kang 教授帶領了 4 位博士生，在本次會議進行簡報，報告的議題分別為：A study on the CFVS operation method considering the risk from the containment overpressure failure、A Method to Select Software Test Cases for Software Failure Probability Quantification、Reliability Assessment of Safety-critical Network Communication in Digitalized Nuclear Power Plant、Feed and bleed operation strategy with low pressure injection pump and hybrid SIT。

第一個報告中的 CFVS 是 Containment Filtered Venting System 的簡寫，譯成中文即為圍阻體過濾排氣系統是在事故中使用的系統，本研究是使用 MAAP 4.0.3 (Modular Accident Analysis Program) 做為分析的程式，分析 APR-1400 之反應器，以 MAAP 提供的輻射源項做為輸入輻射源項，並針對幾個事件進行分析，例如：SBO、廠外電源不能恢復，進行分析。

在第四個簡報中，報告者對 KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) 為 APR+ (Advanced Power Reactor 為韓國所設計之壓水式反應器) 所設計的 Hybrid SIT (Hybrid

Safety Injection Tank，如圖 19 Hybrid SIT 所示) 的被動式救援設備進行分析，Feed & Bleed(F&B)之補水策略使用時間是在當餘熱移除系統不可用時，用做直接冷卻爐心之策略，一般來說當高壓注水不可用時，F&B 補水策略也視為不能使用。此研究是考量 F&B 在低壓注水的下的效益，經計算後此方法可以有效降低爐心熔損頻率下降 7 個百分點。

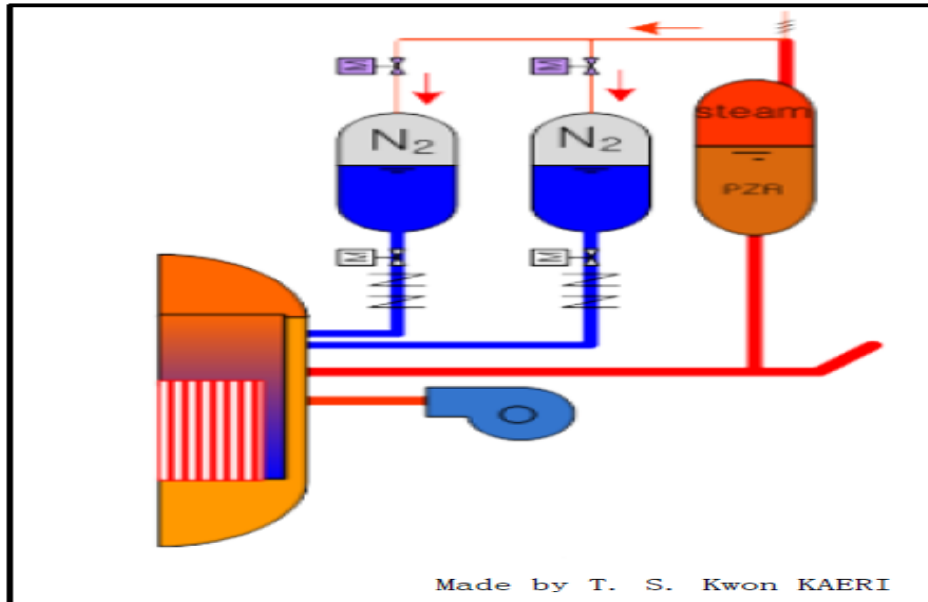


圖 19 Hybrid SIT 系統

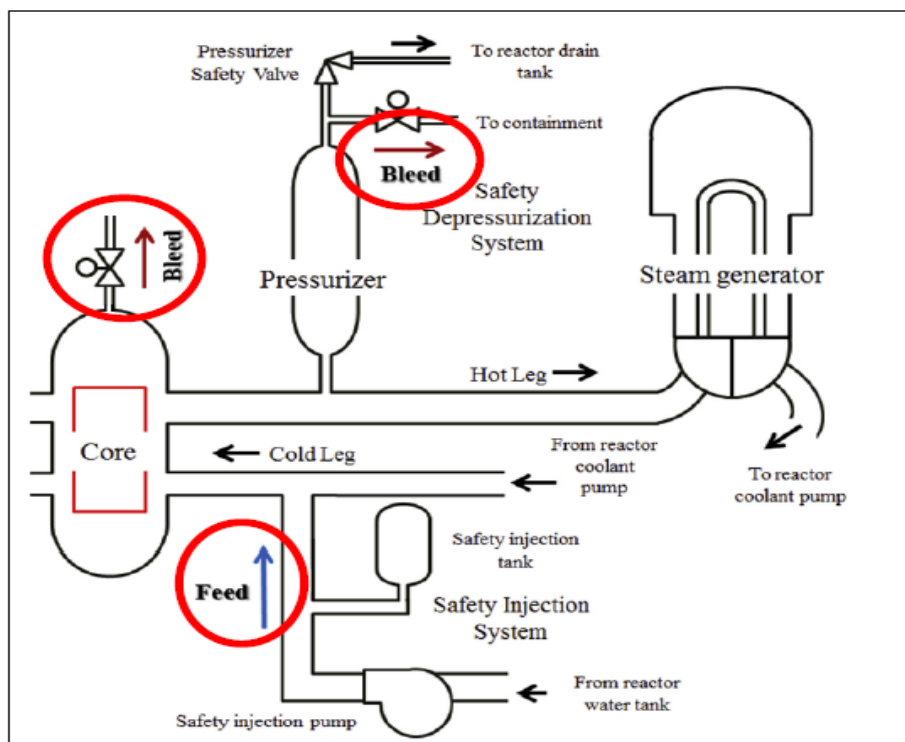


圖 20 Feed & Bleed 運轉策略

訪問上海核工程研究設計院

上海核工程研究設計院的前身是上海市在 1970 年 2 月 8 日(簡稱 728 院),為了核能和平用途所組成的幾個不同專業的研究團隊,1974 年將這些研究團隊合併成為上海市七二八工程設計隊,並於 1979 年改名為七二八工程研究設計院,1984 年因業務擴展,大陸核工業部正式納為所屬研究單位並更名為上海核工程研究設計院,2001 年因轉型為企業集團而納編至中國核工業集團公司,並於 2007 年改制為新成立的國家核電技術有限公司。

國家核電技術有限公司在大陸簡稱為國家核電,由中央政治局常務會議討論後成立,肩負大陸實現第三代核電技術引進、工程建設及自主化發展的重要任務,現階段的主要任務為發展 AP1000 反應器、第三代核電技術轉讓及消化吸收、將 AP1000 標準化為 CAP1000、核電重大技術創新發展等。上海核工程研究設計院現有員工約 1000 人,其中約 900 人為專業技術人員,未來希望能在 2020 年擴編員工人數一倍至 2000 人,屆時將可同時承接 10~12 個核能機組的工程設計及技術服務工作。

上海核工程研究設計院為隸屬大陸國家核電技術有限公司的研究單位,院內除了支援以及管理相關部門之外,大致區分為產業與研究兩大部門,產業部門負責集團所屬核能電廠興建工程之執行,共有技術經營部、核電廠技術支持部以及技術服務總承包部等三個部門,研究部門則負責新型反應器研發相關工作,共有堆芯設計所、工程設備所、工藝系統所、電氣儀控所、土建公用設備所以及建築設計所等六個主要部門。

本次訪問的核電廠概率安全評價室為隸屬於堆芯設計所的研究團隊,主要負責新機組 PRA 相關工作,PRA 在大陸稱之為 PSA(Probabilistic Safety Assessment),為大陸以及歐洲地區慣用的稱呼,所涵蓋的研究內容與我國慣稱的 PRA 完全相同。另外堆芯設計所還有包括燃料與堆芯設計室、反應堆熱工水力設計室以及反應堆工程軟件研發機構等幾個研發團隊,整體組織配置以及研究方向與我國核能研究所核子工程組相當類似,上海核工程研究設計院以及核電廠概率安全評價室的組織架構以及從屬關係如圖 1 所示。

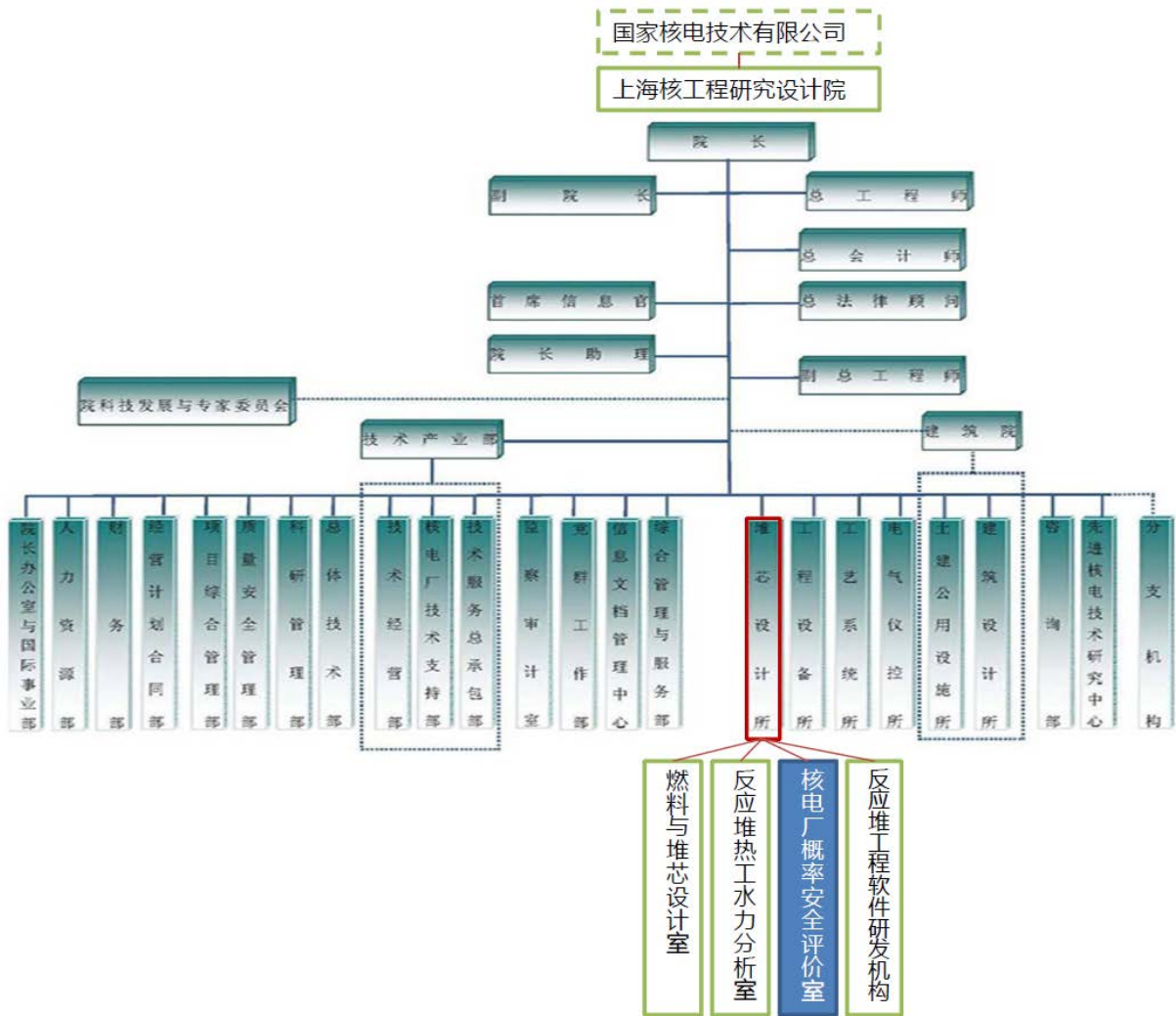


圖 21 上海核工程研究設計院組織架構圖

核電廠概率安全評價室共有內部事件組、外部事件組以及可靠性分析及應用組等 3 個小組，共有 30 位研究人員負責集團所屬反應器有關廠內事件、地震、水災、火災、強風等風險分析工作，研究內容以及研發方向與我國核能研究所核子工程組的風險評估分組相同，核電廠概率安全評價室的研究方向與內容如圖 2 所示。

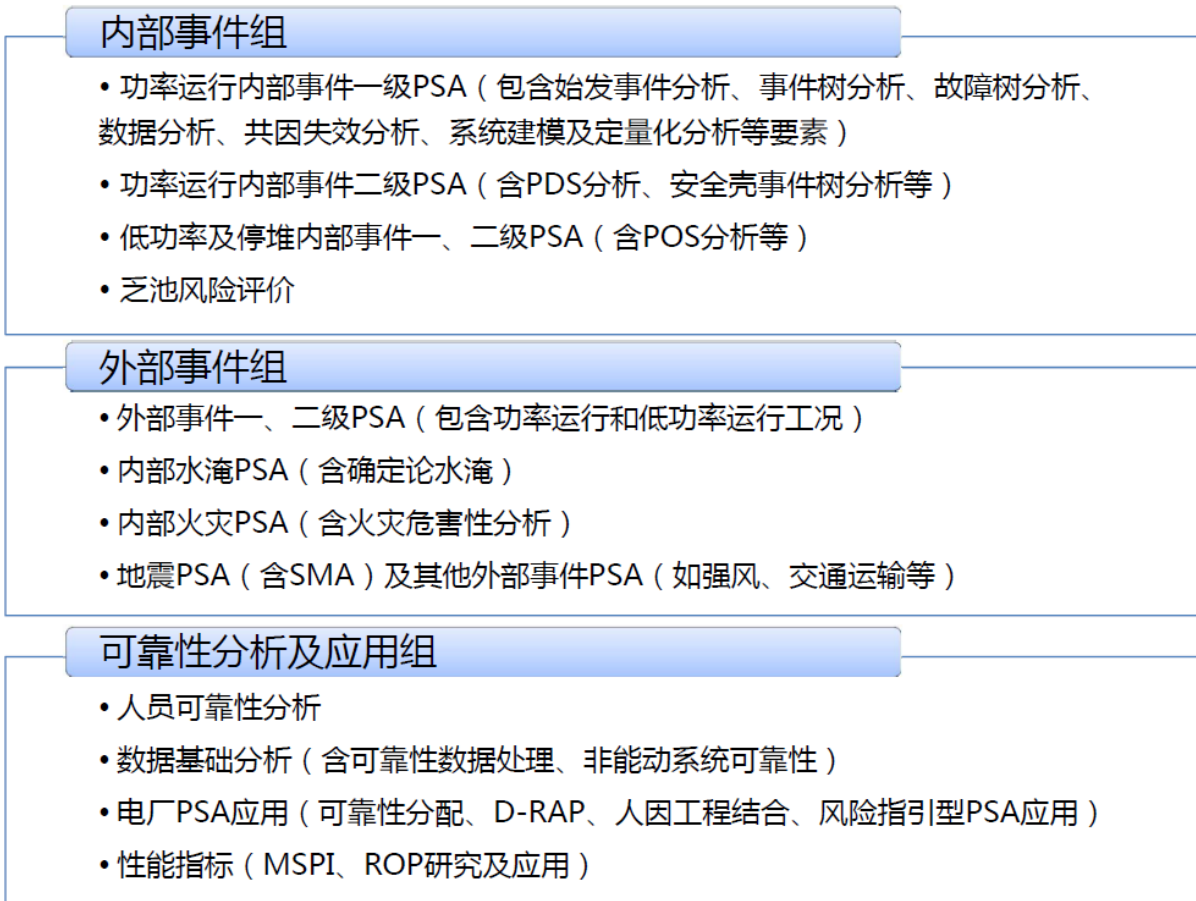


圖 22 核電廠概率安全評價室研究概況

參加核電站安全度評估與風險告知應用研討會

福島事故發生以後，國內外開始進行許多 PRA 相關的分析工作，且大部分著重在複合式天然災害以及超越設計基準的事故，目的在於驗證運轉中或興建中核能電廠是否有足夠的安全設計來抵禦這些類福島事故，同時也評估電廠設計的安全餘裕是否充裕，因此上海核工程研究設計院透過舉辦研討會進行交流討論。

為期 1 天的研討會，所討論議題包括廠外事件分析、飛機撞擊、海嘯 PRA、用過燃料池分析，議程如下表所示，共有來自研究單位以及核能電廠等 16 位專家參與討論。

表 1 核電站安全度評估與風險告知應用研討會議程表

時間	事項	人員	地點	
11月6日 星期五	09:00-09:15	歡迎致辭	上海核工院 B-110 會議室	
	09:15-10:50	外部事件篩選分析 技術討論		徐浩迪 李琳 蕭軍
	10:50-11:00	會間休息		
	11:00-12:00	飛機撞擊 PSA 技術討論		徐浩迪 李琳
	12:00-13:30	自助午餐		核工院食堂
	13:30-14:30	海嘯 PSA 技術討論	徐浩迪	上海核工院 B-110 會議室
	14:30-14:40	會間休息		
	14:40-15:40	乏池風險評價技術討論	田益成 許以全	
	15:40-16:20	其他相關技術討論		
	16:20-16:30	會議總結發言	張琴芳	
16:30	返回酒店		海悅酒店	

會議開始由設計院總工程師張琴芳致詞，歡迎核研所以及上海核工設計院工程師就目前 PRA 相關議題進行廣泛的研發經驗交流，依據日本福島地區所發生核子事故的經驗，國際間開始以 PRA 系統化的評估技術，深入研究發生頻率低但損害高的各種超越設計基準事故，而既有的 PRA 技術也在這幾年間有非常蓬勃的發展。由於 PRA 技術牽涉各種工程科學領域，專業人才經驗培養不易，藉由研發經驗的交流，可以快速累積研發的能力，這也是本次舉辦國際核能安全研討會的主要目的，每位專家都能有很好的收穫，也希望未來能定期邀集各位專家共聚一堂，繼續藉由討論與經驗分享使研究水平得以增長，相關簡報討論敘述如下。

廠外事件分析簡報

討論的議題對於廠外事件清單建立以及篩濾準則，依據美國機械工程師學會（ASME）Part.6 所發布的安全度評估模式建立標準，依據此標準建立 45 項廠外事件以及各廠特性廠外事件，在會議中我們以龍門電廠為範例進行報告。

龍門電廠簡介：

- 廠址高程：12 公尺
- 主要設備型式：進步型沸水式反應器（ABWR）
- 裝置容量：135 萬千瓦 X2
- 反應器製造廠：美國奇異公司（G.E.）
- 汽機製造廠：日本三菱公司（M.H.I）

國內核電廠曾經發生過的廠外事件歸納如下：

- 民國 86 年 2 月 19 日核二廠海水取水口湧入大量小魚，造成循環水濾網阻塞，循環水流量不足，機組手動急停
- 民國 88 年 7 月 29 日，台灣北部電網解連，核一、二廠機組急停
- 民國 88 年 9 月 21 日南投集集發生規模 7.3 地震，核一、二、三廠機組急停
- 民國 90 年 3 月 18 日，恆春地區受鹽霧害影響，廠外電網不穩定，造成核三廠一號機緊要匯流排受損，機組急停
- 民國 95 年 12 月 26 日恆春海域發生規模 7.0 地震，核三廠二號機手動急停

綜上所述，國內所發生的廠外事件大多可以歸納為，廠外電源輸配線電路故障導致機組棄載急停，近年來主要的威脅為颱風過境後，造成海水取水口附近累積大量漂流物，造成循環水濾網阻塞，循環水流量不足，使得機組必須要降載或者停機。

廠外事件並非純指物理上的位置位於廠區外，而是意指在發生某些（外部）事件時，有潛在的風險會導致廠內數個系統立即受到影響，造成機組有潛在降載、急停或手動停機之風險，通常肇始於惡劣天候、天災或是非預期的意外事件（人為），除了有可能影響反應器運轉外，也可能伴隨安全系統失效或其他不利於機組順利達到冷停機之電廠組態，廠外事件通常需要特殊的分析與量化方法，例如：地震分析需要有危害曲線、海嘯分析也需

要危害曲線，依照危害曲線進行量化分析。

進行篩濾的方式我國主要是比照 ASME PRA standard part. 6 所列出的篩濾準則：

- 危害相當低或低於原設計基準危害
 - 發生機率遠低於其他事件，且考量兩者頻率不確定度，此事件不會比其他事件造成更嚴重的後果
 - 幾乎不可能發生
 - 符合 NRC 於 1975 年版的標準審查辦法(Standard Review Plan, SRP)，或是更新的版本
 - 或可從保守的分析證明，設計基準危害的發生頻率低於 10^{-5} /年，且其危害對於電廠的條件爐心熔損機率(Conditional Core Damage Probability, CCDP)低於 10^{-1}
 - 或可從保守的分析證明爐心熔損頻率(Core Damage Frequency, CDF)低於 10^{-6} /年
 - 已經隱含於其他事件分析中
 - 發生時間緩慢，並可證明該事件有足夠的時間供電廠消除危害來源或適當反應
- 現今運行的第二代電廠其爐心熔損頻率約 10^{-5} 每年或 10^{-6} 每年，而大陸所設計的新型反應器其爐心熔損頻率約 10^{-7} 每年，目前大陸官方和核電業者對於新一代反應器篩濾標準還未有共識。

飛機撞擊

第二項議程進行飛機撞擊分析套論，主要討論方法論以及後續處理措施，主要以以 NUREG-0800：Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants、DOE STD-3014-2016：Accident Analysis for Aircraft Crash into Hazardous Facilities 作為主要評估方法，主要分為第一、二階段評估：

第一階段：

- 機場

- 航道

第二階段：

- 航道分析
- 飛機起、降分析
- 等待航線分析

雙方對於飛機架次的取得都有一些難處，核電廠附近航空器材流量估計，常會遇到無法取得軍用機場飛機、直升機航道架次的困擾，或是民用航空器材取得數據的準確性，在互相討論後，與會者均認為在評估時可以採用較保守的方式估算直升機撞擊頻率，但可以同時考慮核能電廠直升機撞擊後所受的損害範圍與程度都比商用飛機低，不過開關場、變壓器以及小型儲油槽則仍有可能會發生大規模受損的狀況，在進行電廠損害分析時，應將直升機撞擊與大型商用飛機分開考慮，以使分析結果符合電廠運轉現況。

目前核研所依據取得的航班資料，依據台北飛航情報區的航線資料進行航道中飛機撞擊頻率的評估，但是 NUREG-0800 的方法指出，距離電廠 2 mile 以上的航道可以不必考慮。保守的情況下，先將所有北部空域的航道列入考慮，以北部的核電廠為例，考慮松山機場以及桃園國際機場的飛機起降做為分析數據，引用美國能源局所發展的飛機撞擊頻率評估方法進行計算後，在商用飛機的國際航線與等待航線以及軍用大型運輸機的撞擊頻率均顯著低於有必要進行細部分析的篩濾標準，在直升機撞擊的評估方面，因為沒有相對較確定的航班以及航線可供參考，因此分析結果不確定度較高，在引用保守數據下的直升機撞擊頻率進行電廠損害及風險評估後，其威脅性也不顯著。

大陸國家核電（SNPTC）對於飛機撞擊的方法論是和我們相同，因為大陸對廠外篩濾標準沒有一致的標準，所以國家核電工程師除了做撞擊頻率的計算外，也進行撞擊後損害狀況的評估，分別敘述如下：

- 安全和非安全相關的設施進行挑選
- 確定飛機撞擊高度屏蔽建築
 - 由附近建築進行挑選
 - 由連續建築進行挑選

由上述方法可以挑選出最易受威脅的廠房進行分析，但是對於飛機撞擊後的效應（爆炸、燃燒）無法進行評估，但這部分的作法值得我們學習。

海嘯安全度評估

2011 年日本福島地區核能電廠遭遇地震引發之超越設計基準海嘯，導致部分機組發生爐心燃料受損以及放射性物質外釋，國際間在該事故發生後，開始重視海嘯對於核能電廠運轉危害的相關分析。台灣位於環太平洋地震帶上，核能電廠除了有可能受到較大規模地震的影響外，同時存有受到海嘯侵襲之潛在可能性，因此各電廠在設計階段均透過廠址海嘯危害分析訂定設計基準海嘯，並依此制定相關海嘯防護措施。有鑑於日本福島地區所發生之海嘯為超越基準之規模，核能電廠有必要透過海嘯安全度評估模式之建立，以目前業界最新分析技術與地質現況，釐清廠址海嘯危害現況。

海嘯安全度評估主要討論海嘯風險的分析方法，如圖 23 所示，包括廠址機率式海嘯危害分析、電廠損害分析及風險指標分析等幾個重要分析過程，目前業界已有機率式海嘯危害分析方法論，並有應用於實驗核能電廠分析的實例，有關電廠損害以及風險指分析則參考核能電廠地震安全度評估模式的方法論進行。

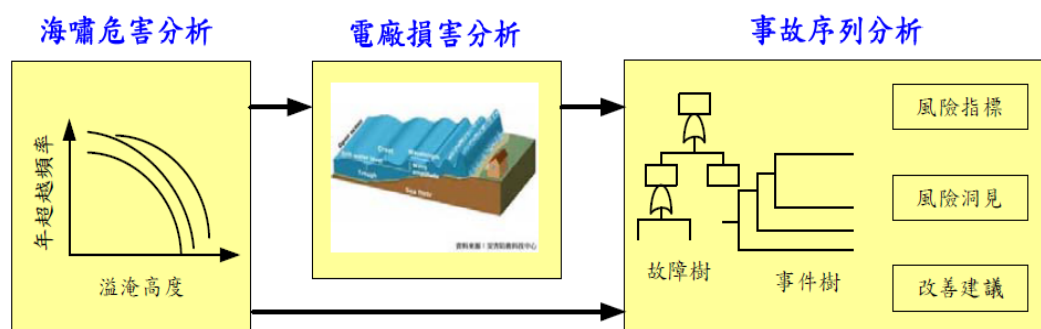


圖 23 海嘯 PRA 模式建立工作項目

海嘯危害分析主要評估廠址所有海嘯的來源，並以機率式海嘯危害分析(Probabilistic Tsunami Hazard Analysis, PTHA) 方法建立廠址海淹溢高度與年超越頻率之間的關係，若海嘯對於廠址的危害較高時，為了使分析結果符合廠址現況，危害分析可能還必須包括海

嘯與地震的關聯性、地震引發海嘯後淹溢至廠址所需時間、海嘯影響廠址的時間等相關資訊。

電廠損害分析為評估在不同規模海嘯侵襲之下，電廠可能發生的損害狀況，分析時先參考海嘯危害分析的結果，選擇適合於廠址的最大海嘯淹溢高度，在這個高度以內的所有設施都必須涵蓋在電廠損害分析範圍內，然後依據設計資料以及現場勘查結果，評估不同海嘯淹溢高度下受海嘯影響的電廠損害狀態，作為後續肇始事件分析、事件樹建立以及風險指標量化的依據。

事故序列分析的主要目的為風險指標之量化，目前業界最常用的風險指標為爐心熔損發生頻率(Core Damage Frequency, CDF)以及早期輻射大量外釋頻率(Large Early Release Frequency, LERF)等兩項，對於海嘯危害較低的核能電廠而言，可以用上限式定量分析方法，評估 CDF 及 LERF 的上限值，海嘯危害顯著的核能電廠則必須透過事件樹及故障樹量化風險指標，再藉由風險洞見研擬有效改善措施，並以風險指標評估其在風險上的改善效益。

經由海嘯危害分析和因發生海嘯後的淹溢對電廠損害進行評估及海嘯後廠址現況評估結果，可以得到依海嘯淹溢高度由小到大進行的海嘯危害情境分析，對於每一海嘯淹溢高度範圍內的電廠或機組狀況做說明，做為後續肇始事件與事件樹發展依據。情境分析從受到海嘯或地影響做為起點，直到海嘯淹溢高度可影響到機組所有安全功能，使得安全無法任務時間內有效防止爐心燃料受損、反應爐壓力槽失效或圍阻體失效為止。

表 2 為海嘯情境分析之例子，在這個案例中，共分成 5 個情境，對電廠不同的影響與海水高度進行情境分析，前三個情境，因為海水未能上溯淹溢至電廠系統或設施，這類的情境在其它的廠內或廠外模式（例如：地震安全度評估）已分析，在這個情況下不同特別再進行討論。而情境 IV 或 V 時，海水上溯到陸地，考量電廠設備高程，會依不同淹溢高度影響到不同的設備。

表 2 海嘯情境分析

情境	說明	海水進水口 淹溢高度	發生頻率 (每年)
I	地震引發的海嘯不影響機組運轉，廠址地震震度低於強震保護系統設定點，機組持續運轉，相關風險涵蓋於廠內事件分析中	未淹溢上岸	
II	地震引發的海嘯不影響機組運轉，但地震引發強震保護系統動作，機組自動急停，相關風險涵蓋於地震事件分析中	未淹溢上岸	
III	地震引發的海嘯不影響機組運轉，但地震造成廠外電源系統失效且無法回復，機組自動急停，相關風險涵蓋於地震事件分析中	未淹溢上岸	
IV	地震引發海嘯淹溢海水進水口區域，並造成循環水系統失效，同時廠外電源系統因地震失效無法回復	大於 30 公分 低於 7 公尺	2.67E-04
V	地震引發海嘯淹溢海水進水口區域，並造成循環水系統以及反應器廠房海水系統失效失效，同時廠外電源系統因地震失效無法回復	超過 7 公尺	5.00E-08

與會人員討論考量地震所引發的海嘯，由於大陸地區核能電廠面對海嘯之危害並不是最顯著之危害，故在本次會議中，上海核工院並沒有準備海嘯對核能電廠影響的研究成果，但還是進行了針對簡報內容進行了交流與討論。雖然大陸地區認為海嘯電廠危害較小，但我方認為未經過一個完整的篩濾分析而未分析海嘯危害，可能會造成忽略海嘯的潛在影響。類似海嘯的事件，如法國的 Le Blayais 因為風暴潮造成廠區水災，目前大陸地區電廠皆以海水做為熱沉而建造在海邊，在夏季也常會受到颱風的影響，所以也有潛在發生風暴潮之可能性。圖 24 為美國 Diablo Canyon 核能電廠所做出的海嘯危害曲線，其中亦考量了風暴潮及潮汐的影響。當未執行完整的篩濾分析時，有可能低估了這類災害的影響。

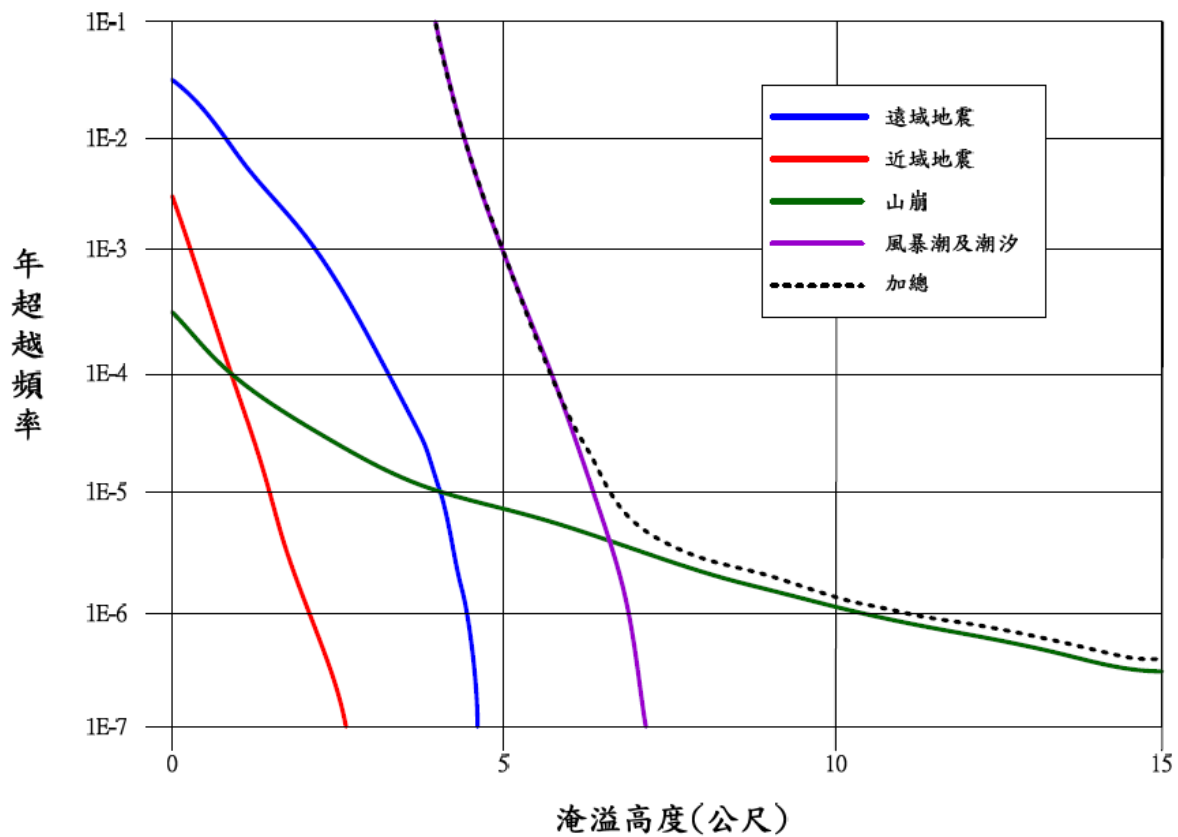


圖 24 海嘯危害曲線

另一個關於海嘯的討論中，上海核工院提出，如果海嘯是因為地震引發，地震先一步影響核電廠，再來才是海嘯的影響，而因為地震發生後可能會造成電廠部分設備系統失效，在這部分是否有納入海嘯情境分析之考量。關於此問題，如表 2 所示，在分析地震引發的海嘯時，已考量地震對核電廠的影響，在前三個情境中，反應器會受到地震的影響而引動反應器急停或是造成廠外電源系統失效，這部分已納在地震事件分析中。在海嘯危害分析中，造成影響核能電廠海嘯之地震，對國內電廠而言為遠域地震，遠域地震造成廠址地表加速度可能會引動反應爐保護系統與廠外電源系統，其他安全相關之設備或系統設計為耐震一級，可承受這類地震所帶來的影響。總而言之，造成海嘯之地震不會影響到電廠安全停機之設備。

用過燃料池安全分析

會議的其中一個議題為乏池風險評價技術討論，所謂的乏池是中國大陸之用語，在台灣稱為用過燃料池，所以此議題即為過用燃料池安全分析。在福島事故中，曾經一度認為用過燃料池可能發生燃料受損之情事，後來發現是虛驚一場，燃料池之燃料並未發生大規模的損害。因為福島事故，所以中國當局對於用過燃料池內的燃料完整性有了額外的重視，所以要求執行相關的安全分析。

上海核工程研究設計院參考了 NUREG-1738 與 EPRI 3002000498 與 3002002691 三份文件進行討論。以 AP1000 與 CAP1400 進行分析用過燃料池之廠內事件，依用過燃料池工作狀況分成了 7 個組態，如表 3 所示，其中 SFS 與 RNS 為可冷卻用過燃料池之冷卻系統，依不同的工作狀況能運用的冷卻系統也不同。另外也統計出各個工作狀況所佔比時間，做為後續肇始事件加權比重。肇始事件考量了喪失廠外電源、喪失用過燃料池冷卻、用過燃料池小破口、與燃料池相連之管路小破口與大破口。另外，有關重物掉落與非預期臨界之議題。在重物掉落方面，因為有特殊裝置，可以防止吊運用過燃料運輸容器的吊車運行到用過燃料池貯存區域上方，免去重物掉落的考量。非預期臨界則是經分析，即使用過燃料池的硼液稀釋或池水不含硼都可以維持用過燃料池次臨界。

表 3 工作狀況劃分

編號	工况描述	系統運行狀態 (運行列數/可用列數)		持續時間 (h)	年時間份額 (%)
		SFS	RNS		
1	功率運行 (非剛換料後)	1/2	0/2	12459.0	94.817
2	停堆至換料前	1/2	0/0	96.5	0.734
3	開始整堆芯卸料至卸料完成	2/2	0/0	30.0	0.228
4	整堆芯卸料至乏燃料池	2/2	1/2	82.0	0.624
5	開始堆芯裝料至裝料完成	2/2	0/0	38.0	0.289
6	堆芯裝料後至反應堆啟動	2/2	0/0	122.5	0.932
7	剛換料後的功率運行期間 (約13天)	2/2	0/2	312.0	2.374

發展用過燃料池事件樹進行量化，其中事件樹之標題分別為衰變熱移出、小容量補水、小容量補水是否足夠、大容量補水與噴灑，其中任務時間取 72 小時，故障樹取 24 小

時，只計算到池水降低到燃料元件格架頂部，做為用過燃料受損之依據。分析結果顯示出來喪失用廠外電源佔比最大，約 66%，其次是喪失冷卻，佔比約 25%。

在此議題的討論上，第一個討論是要選擇 24 小時、72 小時或是更長的時間做為任務時間，由於這個時間會影到人員的操作時間，進而會影響人因分析；第二個討論是在用池水達燃料元件格架頂部時，後續的用過燃料池的二階分析要如何執行。第一個問題經過討論，發現由於上海核工院在計算用過燃料因喪失冷卻而造成未被池水覆蓋的時間是相當短，依實際的計算或是參考相關的報告中在正常的運轉下此時間都相當長的時間，因為上海核工院計算時間太短，另外衍生出其他的問題：當事故發生時，運轉員需要進行對事故之反應動作時，還需要考量燃料池與反應器而增加運轉員的操作的複雜度。但與會者皆認為此未淹蓋的時間計算可能過於保守，建議可以從此方向進行著手了解。在第二個討論中，在執行二階 PRA 時，所要執行的工作有圍阻體嚴重事故現象之研究、輻射源項分析，經與會人員討論後的結論，由於燃料廠房設計與圍阻體大不相同，在這部分不考量燃料廠房本身可以將放射性物質包容在廠房內，輻射源項的分析則由嚴重事故進行分析。

三、心得

此次國外公差參加核電廠安全評估與風險告知應用研討會以及第一屆亞太青年安全度評估從業人員國際研討會之心得分述如下：

- (一). 福島事故後，無論是管制單位、核電經營者以及研究機構，都積極對廠外事件進行有系統的分析，期望透過 PRA 的分析與洞見，作為各個電廠的改善依據。台灣四面環海又處於地震帶，因此地震和海嘯的威脅較大，透過核研所的海嘯 PRA 分析方法，可以以確認核能電廠的海嘯危害現況，依風險洞見制定出有效的海嘯防護措施，以期能保障核能電廠運轉安全。
- (二). ASME 所建議的廠外事件清單，核研所與上海核工設計院均採用此清單進行分析，惟大陸官方和核電業者對於新一代反應器篩濾標準還未有共識，使得國家核電工程師的困擾如何執行篩濾，因此官方的立場顯得很重要。
- (三). 兩岸對於飛機撞擊頻率的計算均使用 NUREG-0800 與 DOE STD-3014-2016 所

提供的方法論，我國評估結果均顯著低於有必要進行細部分析的篩濾標準，大陸方面因為對於篩濾標準還未有共識，所以有進行撞擊建築物篩選，但是對於撞擊後的效應目前是無法處理的。

- (四). 在日本福島地區發生核子事故後，國際間無論是管制單位、營運業者或是研究機關，都積極針對廠外天然災害的風險進行大規模分析工作，除了確認設計基準符合廠址現況之外，也期望能透過各種分析洞見，作為設計及運轉改善的依據。台灣位處於環太平洋地震帶，建議國內研究單位建立完備的海嘯危害分析，做為評估估風險之依據。
- (五). 由於國際間對全球暖化越來越重視，美國政府於去年六月提出了「清潔能源計畫」期望於 2030 年可以將美國能源業的碳排放量之總量達到 2005 年之量再減少 32%。今年 11 月，在法國巴黎舉辦了「聯合國氣候變遷綱要公約第 21 屆締約國大會」(簡稱 COP21)，碳排放的限制此類議題將勢必再被提出。核能相對於其他以石化能源而言，除了可以大量減少二氧化碳排放之外，對於國內能源自主性與穩定性亦有相當大的助益，建議國內對於能源的取得應多元化，除持續推動核能發電外，也應積極發展可利用的再生能源，供電穩定除了是工業發展的基石外，也是社會便利生活不可缺少的一環。
- (六). 在中國大陸大量建造核能電廠，許多電廠設立在大陸沿海一帶，有許多核能電廠相當接近台灣。可見，核能安全並非一個國家的事情，而是臨近國家也會受到影響，建議國內積極瞭解周遭核能電廠分佈，蒐集這些電廠相關的安全分析資料，事先研擬事故可能影響的範圍與嚴重程度，提出因應對策，以維護國內民眾在居住、飲食或日常活動的安全性。
- (七). 國內核能電廠安全度評估技術，無論在分析範圍或分析品質等方面在國際間均處於領先地位，建議未來積極透過國際合作，瞭解國際間安全評估的發展與重點，用以精進國內技術。

四、建議事項

(一) 精進國內核電廠風險評估的分析架構

福島事故後，各國對於超越設計基準事故均加強分析，尤其著重於類福島事故的地震、海嘯分析，本所目前已完成海嘯 PRA 分析，建議持續關注國際間 PRA 分析的進展，精進國內 PRA 分析架構，並以風險洞見回饋國內核能機組。

(二) 積極參與國際合作研究計畫

本次赴合肥參與國際研討會，接觸許多中、日、韓執行風險分析的工程師或研究人員，透過面對面的交談得到許多寶貴的研發經驗，建議國內研究單位未來能透過積極參與國際組織的實際研究工作，拓展與其他研發機構的合作關係，並藉由分析經驗的分享，充分運用有限的研究資源，獲取最大的研發成果。

(三) 持續促進兩岸核能技術交流

參訪上海核工設計院時，透過與會人員的介紹了解目前大陸核能技術現況，因目前大陸對於無碳能源的需求，近年來積極建設核能發電機組，包括：AP1000、CAP1000、EPR、重水反應爐...等，因此在機組設計、建造與設備安裝方面，擁有相當豐富的經驗，相關技術、人才轉移與培訓也獲得相當好的成果。台灣的核能發電技術發展於民國 67 年，因此對於核能電廠的運轉營運與安全分析皆有厚實的經驗，現階段兩岸各自擁有不同的長處，期許透過交流達成保障核能安全的目的。