

公務出國報告（出國類別：其他）

## 參加海峽兩岸核電安全合作協議特 定議題專家會議暨參訪核能相關設 施活動

服務機關：行政院原子能委員會、核能研究所、輻射偵測  
中心、新北市政府消防局

姓名職稱：廖俐毅主任、蘇軒銳執行祕書、高斌科長、臧  
逸群技正、周宗源技正、張易鴻技正、李明達  
技士、江庚晏副研究員

出國地區：中國大陸

出國期間：2015 年 11 月 2 日至 2015 年 11 月 7 日

報告日期：2015 年 12 月 28 日

## 摘要

本次赴大陸行程包括參加「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」，以及參訪三處核能相關設施。海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議於 2015 年 11 月 6 日假北京環境保護部核與輻射安全中心會議室進行，雙方與會人數共計約 25 人。我方與會人員於會中發表 4 篇簡報，包括：「核能安全管理研究中心籌備概況與未來規劃介紹」、「安全度評估概述及應用經驗簡介」、「臺灣核電廠嚴重事故相關模擬結果彙整」、「核安全監管法規介紹」，陸方亦針對相同議題發表 4 篇對應簡報。研討會期間，與會人員就核能管制組織架構、安全度評估、嚴重事故、核電安全管理等方面進行討論，會議期間亦抽空參訪位於核與輻射安全中心內之緊急應變中心，雙方之討論及經驗交流，氣氛熱烈，獲益良多。在參訪核能相關設施方面，於 11 月 3 日參訪山東青島海陽核電廠，瞭解海陽核電廠之建廠歷程、工程進度、建造過程中遇到的困難和問題與經驗、AP1000 型機組設計特色、系統整合測試、日本福島事故後強化措施。11 月 4 日參訪北京清華大學核能與新能源技術研究院高溫氣冷式反應器，瞭解高溫氣冷式反應器之固有安全特性、在大陸研究現況及未來應用規劃。11 月 5 日參訪國家核電技術公司北京軟體技術中心，瞭解其科技重大專項「核電關鍵設計軟體自主化技術研究」任務。參訪各設施過程，獲取許多寶貴資訊及經驗回饋。此次赴大陸參加會議、參訪核電廠及研究單位，對於維繫、強化臺陸雙方在核能安全領域的交流與合作，有實質的助益。

# 目錄

摘要.....	i
目錄.....	ii
表目錄.....	iii
圖目錄.....	iv
壹、出國目的.....	1
貳、行程.....	2
參、出國紀要.....	3
一、山東海陽核電廠.....	3
(一)背景介紹.....	3
(二)交流與經驗回饋.....	4
二、北京清華大學核能與新能源技術研究院高溫氣冷式反應器.....	11
(一)北京清華大學核能與新能源技術研究院背景介紹.....	11
(二)高溫氣冷式反應器及其示範廠背景介紹.....	12
(三)交流與經驗回饋.....	13
三、國家核電技術公司北京軟體技術中心.....	24
(一)國家核電技術公司北京軟體技術中心背景介紹.....	24
(二)COSINE 軟件架構介紹.....	25
(三)交流與經驗回饋.....	35
四、核與輻射安全中心之「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」.....	44
(一)背景介紹.....	44
(二)大陸環境保護部核與輻射事故應急技術中心.....	48
(三)經驗交流與回饋.....	50
肆、心得與建議.....	58

## 表目錄

表一、赴大陸行程表.....	2
表二、全球球床式高溫氣冷反應器現況比較.....	22
表三、IAEA SSG-2 報告所列評價模型內容.....	39
表四、「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」議程.....	57

## 圖目錄

圖一、山東海陽核電廠方於會議室致歡迎之意.....	9
圖二、我方廖俐毅主任向廠方代表薛益鳴副總經理表示感謝.....	9
圖三、雙方人員於海陽電廠會議室進行討論情形(一).....	10
圖四、雙方人員於海陽電廠會議室進行討論情形(二).....	10
圖五、球床式高溫汽冷式反應器燃料小球設計(TRISO)示意圖.....	17
圖六、HTR-10 核能蒸汽產生單元示意圖.....	18
圖七、球床式高溫氣冷反應器示範廠廠房示意圖.....	19
圖八、球床式高溫氣冷反應器不停機連續更換燃料示意圖.....	20
圖九、球床式高溫氣冷反應器之蒸汽產生器截面示意圖.....	21
圖十、北京清華大學核能與新能源技術研究院門口.....	22
圖十一、我方廖俐毅主任向北京清華大學董玉杰副院長表示感謝.....	23
圖十二、雙方於北京清華大學核能與新能源技術研究院內合影.....	23
圖十三、COSINE 運行流程示意圖.....	25
圖十四、COSINE 系統分析程式示意圖.....	26
圖十五、COSINE 子通道分析程式示意圖.....	27
圖十六、COSINE 圍阻體分析程式示意圖.....	28
圖十七、COSINE 燃料組件參數計算程式示意圖.....	29
圖十八、COSINE 爐心物理分析程式示意圖.....	30
圖十九、COSINE 中子動力學程式示意圖.....	31
圖二十、COSINE 嚴重事故現象爐心分析程式計算示意圖.....	32
圖二十一、COSINE 嚴重事故輻射源項分析程式計算示意圖.....	33
圖二十二、COSINE 安全度評估程式計算示意圖.....	34
圖二十三、軟體中心交流行程.....	40
圖二十四、嚴重事故現象以及 COSINE 團隊自行發展的程式模擬範圍(黃色)....	41

圖二十五、我方廖俐毅主任向軟件中心楊燕華主任表示感謝.....	41
圖二十六、COSINE 展示視頻播放.....	42
圖二十七、雙方人員於軟體中心進行技術交流.....	42
圖二十八、雙方人員於軟體中心合影留念.....	43
圖二十九、環境保護部國家核安全局（NNSA）組織圖.....	44
圖三十、核與輻射安全中心組織圖.....	46
圖三十一、核與輻射安全中心大樓外觀.....	46
圖三十二、參加海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議.....	47
圖三十三、海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議會後雙方合影.....	47
圖三十四、參觀大陸環境保護部核與輻射事故應急技術中心.....	49
圖三十五、核與輻射事故應急技術中心人員進行簡報.....	49
圖三十六、大陸福島事故後核安改進行動實例.....	54

## 壹、出國目的

近期大陸核能相關技術發展迅速，因此期能透過參與「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」及參訪核能相關設施以進一步瞭解大陸核電技術發展、管制現況以及緊急應變等層面。透過各議題之交流、經驗之汲取與回饋，對我國核能安全管理技術有所助益。

本次出國行程之目的為參與「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」，並且在主辦單位的安排下參訪核能相關設施並進行交流。本次與會機關包含行政院原子能委員會（參加人員：蘇軒銳執行祕書、高斌科長、臧逸群技正、周宗源技正、江庚晏副研究員）、核能研究所（參加人員：廖俐毅主任）、輻射偵測中心（李明達技士）、新北市政府消防局災害防救辦公室（參加人員：張易鴻技正）。

## 貳、行程

於進行海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議前依主辦單位安排，於 11 月 3 日至 5 日依次參訪山東海陽核電廠、北京清華大學核能與新能源技術研究院高溫氣冷式反應器、國家核電技術公司北京軟體技術中心等單位並進行相關資訊交流，全程含路程往返共計 6 日。行程表詳表一。

表一、赴大陸行程表

行 程					工 作 內 容	
月	日	星期	地 點		地點	
			出發	抵達		
11	2		桃園	大陸	山東	去程
11	3				山東	上午:參訪海陽核電廠 下午:山東至北京行程(高鐵)
11	4				北京	赴北京清華大學核能與新能源技術研究院參訪高溫氣冷式反應器
11	5				北京	參訪國家核電技術公司北京軟體技術中心
11	6				北京	赴核與輻射安全中心參與「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」
11	7		北京	桃園		回程



## 參、出國紀要

### 一、山東海陽核電廠

#### (一)背景介紹

海陽核電廠位於山東省膠東半島，距海陽市 22 公里，距離烟台市及青島市分別約 93 公里及 107 公里。大陸地質調查結果指出，海陽核電廠地質條件優越，廠址的基礎條件優良，非常符合建造核電廠的要求。而成立於 2004 年 9 月的山東核電有限公司為海陽核電廠的業主，該公司由中國電力投資集團公司、山東省國際信託有限公司、煙台藍天投資控股有限公司、中國國電集團公司、中國核工業集團公司、華能核電開發有限公司等單位出資，負責核電廠的前期開發、工程建設、生產營運及維護管理。

海陽核電廠採用第三代核電技術，規劃以三期工程建設，建造 6 部百萬千瓦級壓水式反應器機組，廠區並預留 2 部機組擴建廠地。其第一期工程採用美國西屋公司設計的第三代核電技術 AP1000 建造兩部機組（1 號機與 2 號機），1 號機於 2009 年 9 月開始建造，原預定於 2014 年 12 月商轉，然而在試驗階段，發現部分系統設備存在一些問題，須進行分析驗證及設計修改，造成時程上較原規劃來得晚。山東核電公司說明，依目前進度預計於 2016 月底前完成測試，2017 年初達到裝填燃料條件，並將於上半年進入商業運轉。惟後續測試作業及工序改善能否符合設定規劃仍存有潛在的疑慮，故如期商轉對於海陽核電廠仍是一大挑戰。目前的情況是，去年十月確認主泵的安全性，現主泵準備進廠且首批燃料到廠，BOP 以及電力供應系統均建造完成。

海陽核電廠的建廠歷程簡要說明如下：1995 年 8 月，海陽核電廠初步可行性研究報告審查通過，確定海陽核電廠為山東省第一個核電廠建造案；2003

年，中電投集團啟動海陽核電廠籌建工作並通過廠址規劃；山東核電有限公司在 2004 年成立，為海陽核電廠的業主單位，全面展開和推動建廠工作，並負責建廠的前期開發、工程建設、生產營運及核安全管理；2006 年 12 月大陸與美國簽署先進壓水式核電技術轉讓備忘錄，確定 AP1000 核電技術；2007 年 12 月海陽核電一期工程獲得開工令，同月 31 日正式啟動；2008 年 7 月海陽核電廠 1 號機組核島區地基開挖工作正式開工，2009 年 1 月完工，並於 2009 年 2 月通過驗收；2009 年 9 月海陽核電一期工程項目通過國務院批准並取得建造許可證，同月隨著 1 號機核島底板第一層混凝土澆灌依計畫實現，海陽核電廠一期工程全面進入主體工程建設階段。此外，2009 年 3 月，國家發改委同意海陽核電廠 3、4 號機組依據 AP1000 技術路線展開前期工作。

2013 年 3 月，1 號機鋼製圍阻體頂蓋順利吊裝實現封頂，亦即 1 號機反應器廠房內部土建施工完成，2014 年 6 月 CB 20 模塊最後一次混凝土澆築完成，海陽核電廠 1 號機組圍阻體順利封頂，核島廠房土建主體工程全部完工。如前所述，原訂 1 號機於 2014 年正式發電的目標因工程進度延期無法順利達成，預期將在 2017 年正式併網發電。

目前全球已開工建造 8 台 AP1000 機組，其中大陸為第 1~4 台，美國為第 5~8 台。大陸在浙江三門以及山東海陽各建兩部 AP1000。

## (二)交流與經驗回饋

11 月 2 日我方人員自桃園機場起飛，順利抵達位於山東海陽市東南部海邊的山東核電招待中心後，由山東核電有限公司鄒衛青處長及黃曉杰副處長熱情接待並於招待中心進行晚宴。翌日一早，由大陸環境保護部核與輻射安全中心鄭書敏助理工程師陪同至山東核電有限公司—海陽核電廠，由該公司薛益鳴副總經理兼總工程師、鄒衛青處長及黃曉杰副處長等人員接待，參訪活動首先由薛益鳴副總經理表達歡迎我方參訪並就海陽核電廠建廠進況扼要說明，之後技術討論及現場參訪活動，由鄒衛青處長接續。

在技術討論方面，由海陽核電廠分別就該公司的成立與組織架構、工程簡

介及工程進度等進行簡報說明，會中並與山東海陽核電廠之工程部等工程人員，就核電廠建造及監督過程中遇到的困難和問題、AP 1000 型機組設計特色、系統整合測試、日本福島事故後強化措施，以及近年來國際間核電廠和管制單位關切議題等進行技術交流及討論。相關資訊整理如下。

廠方簡報顯示，海陽核電廠員工共計有 1,431 人，平均年齡為 31 歲，大學及其以上學歷占 98%，而其中 102 人持有運轉員執照，71 人持有高級運轉員執照。就員工平均年齡而言，較我國電力公司年輕許多。

AP1000 的三個特點為 60 年電廠壽命，被動式安全系統設計，以及模塊化施工。原以為模塊化施工法可使海陽電廠較傳統建造法更快地投入營運，然而廠方表示，對於設計特殊性掌握度不足以及整體協調不順等因素反而造成了商轉日期的大幅延後。被動式安全系統之設計特殊性或多或少使得模塊化建造界面的相互接合並不如預期般順利，建造過程中屢屢更動，甚至發生有購入設備因完全不合用而不得已報銷的情形。另根據海陽廠方提供的設備採購心得，美國本土所製造的設備品質其實不如美國境外製造的來的好。美國本土境內製造的設備約有 40% 無法在第一次就通過測試。

日本福島事故後各國均著手進行相關的改善，海陽電廠進行的項目包含應急補水、移動電源、移動泵、嚴重事故指引更新、設計及建構防水擋板保護地下室的蓄電池、應急指揮中心抗震能力提升、添增 24 小時 UPS 電源供應系統以強化輻射環境監測設備的電力供應等項目。

談論到電力供應時間長短，我方表示在日本福島事件之後，日本要求電池必須具有能連續供電 24 小時的能力，並請教海陽廠方是否也有類似的要求。海陽廠方回應，就安全級設備而言其連續供電時間為 24 至 72 小時，其中事故後的輻射環境偵測系統電源連續供應可達 72 小時。非安全相關設備的電力連續供應時間則為 2 小時。

廠方關於輻射環境偵測系統的回應引起我方的興趣，我方表示，根據我方

先前與日方管制單位齊藤先生的討論，鑒於嚴重事故以及劑量評估軟體的模擬存在相當程度的不準度，日方管制單位 NRA 遂決定以強化輻射環境偵測系統的方式取代舊有的 SPEEDI 系統，並請教海陽廠方的輻射環境偵測系統設置情形。海陽廠方回應，海陽電廠於靠海的一側由於地理限制並未設置輻射環境偵測系統，於靠陸地的半徑 15 公里內不同方位則共設置 16 個輻射環境偵測系統，且其電力供應如前所述至少可連續供應 72 小時。另於海上規劃設置應急船。

另論及 AP1000 的被動式安全系統，我方請教被動式安全系統的廠內驗證及確認過程中是否有不易之處。海陽廠方回應，AP1000 的空氣冷卻機制驗證及確認很困難，因其不確定性很高。當地的氣溫和風速對結果都會造成一定的影響，因此目前只做小規模的測試，未能進行實體的測試。另外，AP1000 上方的大水箱進行圍阻體外冷卻時的水膜覆蓋率測試也存在一定的困難度。

我方表示，AP1000 很倚重自然循環，然而因自然對流驅動力較強迫對流為小，所以因高溫高壓或外力所導致的電纜或油漆碎片於再循環濾網堵塞或許會是個議題。海陽廠方表示，相關材質的堵塞確實是個議題，但已在文件 GSI-191 ( Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation) 進行過相關討論，而海陽廠方因應的設計變更包含改善濾網的大小以及位置、於電纜區外側設置保護殼、低壓安全注水的反向沖洗、以及電纜和油漆的材質選擇變更。

我方指出壓水式反應器於事故期間可能存在的一個議題：中壓安全注水系統（蓄壓槽）內氮氣在執行注入功能的後期，可能進入反應器冷卻迴路並留存於蒸氣產生器管路頂端，使得冷卻劑進行自然對流效率下降進而使爐心移熱能力下降。有鑒於此，我國核三廠的應對方法為於蓄壓槽設置操作式隔離閥，當需要時運轉員以手動方式將之進行關閉，避免氮氣進入反應器冷卻迴路。海陽廠方表示，該電廠了解此議題，並亦採取相同的方式進行氮氣隔離。

我方指出，壓水式反應器的另一個議題為主循環水泵軸封在喪失冷卻情況下，將因為過熱導致洩漏，此現象造成爐心冷卻劑存量的流失，並請教海陽廠方對於此方面的應對。海陽廠方表示，主循環水泵軸封洩漏的問題在 AP1000 並不存在，因為其主泵沒有流水封，而是採用包封方式，形成壓力邊界的一部分。然而此種設計的代價是該泵之運作效率較為低下。

海陽廠方提到其控制室採用儀控數位化系統控制，與我國龍門電廠相同，引起我方的興趣，我方進一步詢問其重要的系統如停機系統或圍阻體隔離功能相關者是否設有傳統的手動操作硬接線 (Hardwire) 做為後備。海陽廠方回應，與我國龍門電廠一致，這些重要的系統確實有設置傳統手動操作硬接線做為後備用。在儀控系統方面，設備安裝後進行一系列測試，包括 sensor 訊號、驅動機構介面測試、反應時間和功能測試及起動測試等。

AP1000 型機組在圍阻體上方設計有一大水箱（被動式圍阻體冷却水儲存箱），如果要讓位於高處的大水箱承受巨大的地震力，在工程上是很大的挑戰，因此，現有的 AP1000 型標準設計不宜建造於地震頻繁且可能發生大地震的廠址。也因此我方詢問山東的地震歷史。陸方表示山東以往的地震不大，依廠址特性所決定的 SSE (Safe Shutdown Earthquake) 設計基準地震是 0.175g，而 AP1000 型機組的 SSE 標準設計基準地震是 0.3g，足以應付廠址地震的挑戰。至於應急指揮中心的耐震度不是按照核能法規設計，而是按照民用建築法設計，依民用建築法設計是六度，應急指揮中心則提升用八度去設計。

於會議室的研討會圓滿結束後在廠方的陪同下，穿戴工地安全防護設備參觀海陽核電廠接近完工的 1 號機廠房。海陽核電廠 AP1000 型機組係採模組化設計及施工，透過可優化的廠房佈置及適當的模組分割，可縮短工期。其中核島區係由美國西屋公司設計並提供部分關鍵性設備，目前 1 號機已完成壓力容器、蒸汽產生器、爐內組件等關鍵設備安裝作業，並完成圍阻體封頂建造作業。本次在鄒衛青處長和黃曉杰副處長協助下，進入 1 號機圍阻體內參觀內部設備，主要包括壓力容器、2 只蒸汽產生器及調壓槽等設備配置狀況，參訪時圍阻體內部有零星作業進行中，部分儀器架上儀器尚未安裝。AP1000 型機組在設計上採被動式安全系統，在緊急情況下無需藉助任何外界動力，其儲備的大

量冷卻水利用重力、慣性、對流、蒸發及冷凝等物理原理，以自然對流機制將反應器的餘熱移除，與傳統核電廠有所不同，其中如前述 AP1000 型機組在圍阻體上方設計有一大水箱，該設施雖已施工完成但因被其他設備遮蔽無法一窺究竟，再加上電廠管制無法參觀，因此參觀內容為其他被動式安全系統之配置現場安裝狀況，並透過鄧衛青處長解說以瞭解系統運作方式。

另一現場參訪地方為 BOP 部分，主要設備主汽機及發電機係由日本三菱公司（MHI）/哈爾濱動力公司製造提供，主汽輪發電機安裝配置有 1 只高壓汽機、3 只低壓汽機及發電機，兩側安置汽水分離再熱器各 1 只，設備安置空間也相當緊湊，目前主汽輪發電機安裝作業雖已大致完工，然因核島區仍持續進行中，日本三菱公司仍派技師駐廠，配合電廠相關作業。至於 1 號機廠房外圍部分，尚無其他重要設備或組件之存放。

雖然本次參訪時間較緊湊，現場仍有部分工程進行中，但透過現場參訪和技術討論仍能促進兩岸核能界進一步的溝通與瞭解。過程圓滿順利結束，海陽廠方表示歡迎再度參訪。



圖一、山東海陽核電廠方於會議室致歡迎之意



圖二、我方廖俐毅主任(左)向廠方代表薛益鳴副總經理(右)表示感謝





圖三、雙方人員於海陽核電廠會議室進行討論情形(一)



圖四、雙方人員於海陽核電廠會議室進行討論情形(二)



## 二、北京清華大學核能與新能源技術研究院高溫氣冷式反應器

### (一)北京清華大學核能與新能源技術研究院背景介紹

北京清華大學核能與新能源技術研究院(簡稱核研院)，位於風景秀麗的北京北郊燕山腳下昌平區虎峪風景區。該院籌建於 1958 年，始建於 1960 年。1962 年定名為清華大學試驗化工廠(簡稱試化廠)，1979 年 4 月更名為核能技術研究所(簡稱核能所)，1990 年 11 月再更名為核能技術設計研究院 (簡稱核研院)，2003 年經學校批准更名為核能與新能源技術研究院。

核研院以核和能源為主要領域研究領域，每年科學研究經費 3 到 5 億人民幣，在職院士和正副教授人數約 200 人，研究生約 300 人 (博士生 120 人，碩士生 180 人)，核研院內設置七大學門，包含核科學與技術、化學工程與技術、環境科學與工程、材料科學與工程、管理科學與工程、電氣工程、電子科學與技術。

1989 年 11 月，核研院設計建設的 5 兆瓦低溫核供熱試驗反應器建成並運行成功，它是世界上首座投入運行的“一體化自然迴圈殼式供熱反應器”，也是世界上第一座採用新型水力驅動控制棒的反應器，至今已完成了核能熱電聯供、低溫製冷和海水淡化等一系列試驗。目前大陸第一座 200 兆瓦低溫核供熱工業示範反應器的設計工作，由核研院負責。

核研院負責研究與發展計畫專案 10 兆瓦高溫氣冷實驗反應器，於 1995 年 6 月開始動工興建，2000 年 12 月建成達到臨界，2003 年 1 月實現滿功率併網發電。模組式球床高溫氣冷反應器被國際核電界公認為 21 世紀新型核電站的首選機型之一。這座先進反應器的建成，使大陸成為世界上為數不多的掌握了高溫氣冷反應器技術的國家之一。

核研院除了發展高溫氣冷實驗反應器尚還有研究分離高放廢液的“TRPO

流程”和國際首創的“鈷 60 集裝箱檢測系統”，在功率電子器件和整機、核同位素工業儀錶、精細陶瓷及新型材料、稀土分離與深度加工等方面先後進行技術的成功開發，也頗受世界的關注，值得後續關注。

## (二)高溫氣冷式反應器及其示範廠背景介紹

高溫氣冷反應器最早的歷史可追溯到 20 世紀的 50、60 年代，當時世界上共有 3 座高溫氣冷式反應器，包含英國的 Dragon 反應器、美國的 Peach Bottom 以及聯邦德國的 AVR (Atomversuchsreaktor)。

高溫氣冷式反應器是具有第四代核電系統特徵的先進反應器型，具有固有安全性、發電效率高、系統簡單、用途廣泛等特點。10 兆瓦高溫氣冷式實驗反應爐 (10 MW High Temperature Gas-cooled Reactor Test Module，簡稱 HTR-10) 是位於北京清華大學核研院的一個實驗核反應爐，10 兆瓦高溫氣冷式實驗爐於 1995 年 6 月在核研院動工興建，到 2000 年底成功達到臨界，2002 年底達到滿功率運行，為世界首座模塊化高溫氣冷式反應器實驗核電站。HTR-10 引起了廣泛的注意，於 2011 年 3 月，紐約時報以大篇幅撰寫大陸的 HTR-10 並以能大幅降低爐心融化風險為題進行報導。另美國知名的橡樹嶺國家實驗室也就此型反應器若成功商轉後可能面臨的核子保防安全層面進行了討論 (ORNL/TM-2008/229, Safeguards Challenges for Pebble-Bed Reactors Designed by People's Republic of China)。

於 2005 年，大陸宣佈將以 HTR-10 為基礎，再參考西門子 Interatom 的 HTR-Module 以及德國先前建造但已除役的 AVR 和 THTR (Thorium High-Temperature Reactor) 進行設計球床式高溫氣冷反應器示範廠 HTR-PM (High Temperature Reactor-Pebble-bed Modules)。此示範廠位於山東省榮成市的石島灣核電站，於 2012 年開工建設，預計 2017 年建成併網發電，負責承接此示範廠總設計師任務的正是擔任核能與新能源技術研究院院長之張作義教授。南非亦

曾有發展球床式高溫氣冷反應器之計畫，全球球床式高溫氣冷反應器發展現況及設計參數整理如表二。

### (三)交流與經驗回饋

於 11 月 4 日由陸方環境保護部核與輻射安全中心鄭書敏先生陪同至北京郊區清華大學核能與新能源技術研究院，由該研究院技術副總工程師董玉杰教授接待，參訪活動首先由董玉杰教授簡介該研究院研究重點、發展方向和研究成果等，並就高溫氣冷式反應器在大陸研究現況及未來應用規劃扼要說明，之後進行技術討論及現場參訪活動。

目前在大陸推動 10 MW 高溫氣冷式實驗反應器的設計，係參考國際上高溫氣冷式反應器的經驗和新近發展的模塊式高溫反應器的先進概念，採用緊湊布置方式節省空間和設備，並於該研究院區內建造一棟 10 MW 熱氦實驗迴路建物，驗證氦風機、管路和控制系統功能，另發展自有技術能力包括反應器壓力容器和燃料元件等，並將高溫氣冷式反應器朝向模組化設計方向發展。高溫氣冷式反應器之各項關鍵技術，包括反應器壓力容器與主氦風機等，大陸亦積極發展建立技術能力。反應器壓力容器係由大陸自行設計製造，本體為鍛造製程的核能級壓力容器。關鍵系統和設備均透過工程驗證方式，以確認功能符合設計要求。

高溫氣冷式反應器的特點為高性能燃料元件、大負溫度係數、佔據爐心大部分區域的石墨具有高熱容量、做為冷卻劑的氦氣本身為惰性氣體且不易發生相變化。這些特性使得其固有安全特性獲得保障，也進而排除了嚴重事故發生的可能性。示範廠 HTR-PM 採用被動式餘熱移除系統，通過熱傳導、熱輻射、自然對流等自然機制，把餘熱從爐心傳遞給位於反應器艙室的水冷壁，通過水的自然迴圈，把熱量帶到空氣冷卻器，和空氣進行熱量交換，從而使熱擴散到大氣環境中。HTR-PM 的爐心為狹長型，可確保事故發生時，爐心內部產生的熱量很容易由徑向傳遞到大氣環境，而衰變熱在軸向均勻分佈，使得局部過熱的情形不易發生。另外，HTR-PM 的反應器壓力槽尺寸甚大，加上其功率較傳統壓水式反應器小，使得其能量密度僅為傳統壓水式反應器的 1/30。因此，當失去原有的強制冷卻對流後，僅依賴良好的負回饋特性，和足夠大的溫升閾量，即能使反應器進入到熱停機狀態。在任何情況下，燃料元件的最高溫度均

不超過其安全限值，從而確保不會發生爐心熔毀和放射性大量釋放的嚴重後果。

基於其固有安全特性及被動式安全系統大幅提高核電廠安全水準的基礎上，大陸國家核安全局甚至在安審原則中明確提出 HTR-PM 設計上要達到的一個目標為：「儘管管理當局仍然可以要求，一個基本目標是，在技術上對外部干預措施的需求是有限的，甚至是可以免除的」，也就是說，就技術觀點而言，可以取消廠外應急計畫。同時，與傳統壓水式反應器相比，高溫氣冷式反應器在設計上不需緊急爐心冷卻系統等特設安全設施，使得安全系統設計大為簡化。另外，它還可以利用單一爐心功率不大的特點，通過多機組組合的方式，逐步擴大容量，降低一次投資，靈活適應市場的不同規模需求，在標準化和系列化生產部件設備的基礎上，縮短建造時程。

球床式高溫氣冷反應器燃料小球採 TRISO (Tristructural-isotropic) 式設計，如圖五所示，小球直徑約 6 公分，以石墨為主體，直徑約為 0.92 公厘的核燃料其及包覆外層散佈於石墨球體中，類似百香果，核燃料球本身直徑僅 0.5 公厘。燃料小球成份從最外層到最內層依次為：外緻密熱解碳層、碳化矽層、內緻密熱解碳層、疏鬆熱解碳層、二氧化鈾燃料核心。

球床式高溫氣冷反應器之核能蒸汽產生單元以及示範廠廠房示意圖詳圖六及圖七，球床式高溫氣冷反應器不停機連續更換燃料之過程詳圖八。燃料小球於爐心內發熱同時亦進行滾動，當燃料小球因滾動磨損使得半徑縮減為一定大小時，該燃料小球從燃料供應系統中被分離器 (Sorter) 移除，置於破損球儲存容器，接著再以同位素能譜技術依燃耗狀況篩選燃料，將已經達到燃耗目標的燃料小球移除至用過核燃料儲存槽中，由於燃料小球單球的反應度非常小，因此球床式高溫氣冷反應器可以實現不停機持續裝卸燃料，燃料小球的更換係藉助重力及氣動式系統完成。目前的生產線一年能生產 10 萬顆燃料小球，曾隨機挑選 5 顆燃料小球送至荷蘭 Petten 反應器進行高溫輻射照射試驗，表現出色，現正計畫增設生產線，預定一年生產 30 萬顆燃料小球。

高溫氣冷式反應器之冷卻劑為氦氣，推動冷卻劑的主氦風機其功能相當於傳統壓水式反應器的主泵，是高溫氣冷式反應器冷卻設施的核心設備，軸封方

式也做改變，採自主創新研發的電磁軸承，因此從根本上解決了傳統水密封軸承於意外事故時可能產生的洩漏問題，於意外發生斷電時亦有防止其因失去電力而跌落損壞的特殊設計。在爐心中氦氣流動方向由上而下，和燃料小球在爐心內移動的方向一致，因此爐心底部的平均燃耗高於整個爐心的平均燃耗，如此一來可提高氦氣的出口溫度亦有利於核電廠發電效率的提升。另外，氦氣流動方向設定為由上而下或由下而上，各有優缺點。將氦氣流動方向設定為由上而下，主要是因為柱狀燃料中石墨結構穩定性考量，而採用球床燃料後，則係沿襲既有做法。

爐心和螺旋直流式蒸汽產生器採肩併肩式設計。HTR-PM 的蒸汽產生器採用螺旋直流式設計，並由不同材質焊接組成，主要是考量飽和蒸汽會在管路內被加熱成過熱蒸汽的問題。如圖九所示，蒸汽產生器內含 19 個管路組件，每個組件有 5 層，各含 37 個螺旋管。蒸汽產生器之管側流體為水，殼側為氦氣。為了維持雙相流的穩定性，於螺旋管入口設有節流閥片，且當有必要時亦可做塞管處理。董玉杰副院長授表示，蒸汽產生器的製造主要挑戰在於材料、焊接、和組裝，然現階段已克服這些障礙，開工製造中。另外，壓力反應槽容器的製造亦為高溫氣冷反應器的關卡，然而上海電汽已攻克了特大鍛件製造關卡，預計 2015 年可出廠。但其後續維修和檢查將是一項須考量的議題。

就能量轉換系統而言，HTR-PM 共設置兩個核能蒸汽產生單元，每單元各配置一蒸汽產生器，輸出熱功率各為 250 MWt。此二核能蒸汽產生單元將蒸氣引接至同一汽機產生 210 MWe 的輸出電功率。高溫氣冷式反應器採用高壓過熱蒸汽渦輪機，其發電效率約為 45%。高溫氣冷式反應器出口高溫氦氣亦可應用於高溫產氫領域。和大部分其他球床式高溫氣冷反應器類似的是，HTR-PM 走保守路線，採用技術要求相對較低的蒸汽循環（詳表二），而非南非所採用的逕行以氦氣當工作流體的 Brayton 循環。據董玉杰副院長表示，南非發展的高溫氣冷反應器進度停滯的原因除了財力不充裕之外，選用技術要求相對較高的 Brayton 循環亦為原因之一。

清華大學核研院 HTR-10 的系統驗證試驗包含：用於蒸氣產生器單元熱態

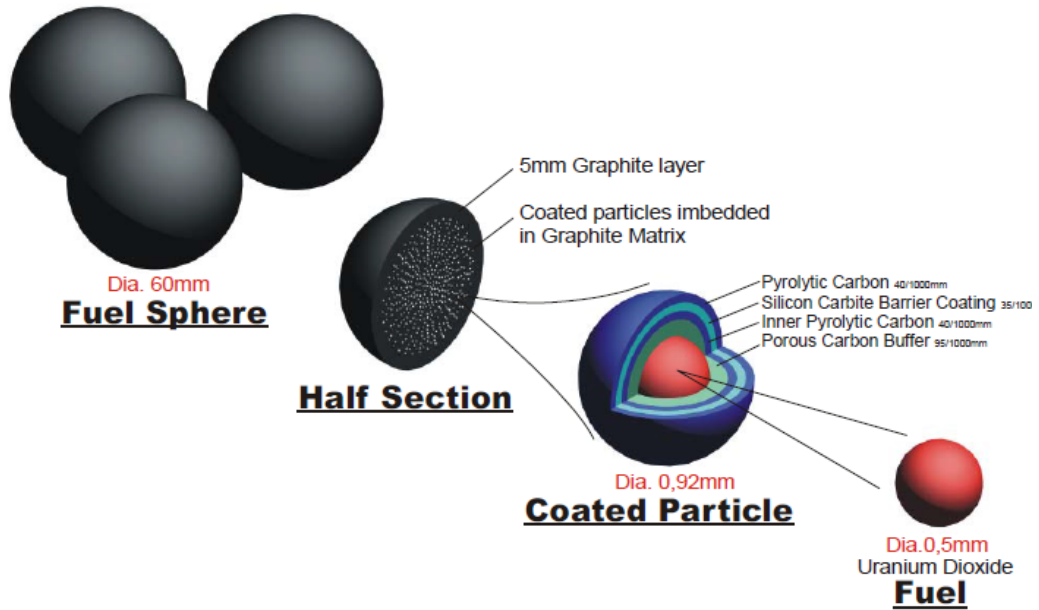
試驗的氦氣實驗迴路、球狀燃料裝卸系統、控制棒系統、吸收球停機系統、主氦氣風機、用過球燃料貯存系統。其中吸收球停機系統為控制棒系統的停機後備系統。而 HTR-10 的代表性實驗包含：氦氣風機停止運轉、汽機跳脫、喪失廠外電源、氦氣風機停止運轉且發生預期暫態未急停、反應度引入且發生預期暫態未急停、氦氣風機停止運轉且檔板未關閉。

另外，原先外界對於 HTR-10 或 HTR-PM 的主要質疑為石墨高溫燃燒。董玉杰副院長對此表示，石墨其實本身要發生燃燒現象並沒有想像中的容易，亦進行過相關的實驗，同時另有特殊的設計可避免氧氣進入，再進一步降低石墨燃燒的可能性。另，外界預測，球床式燃料於製造上可能會有不良率或者運轉中破損較傳統燃料為高的情形，然而根據清華核研院的紀錄，目前尚未出現上述情形。

討論完畢後，我方在董玉杰副院長的帶領下進入 HTR-10 的控制室參觀，該處建造與石島灣核電站示範廠相同之燃料篩選及填換設備，模擬運轉狀態下燃料抽取工作、依燃耗狀況篩選燃料是否應予移除，另將新燃料填換置入反應器壓力槽中。用過燃料於儲存室中以乾式儲存方式裝桶置放。因燃料篩選及填換設備與未來石島灣核電站示範廠完全一致，目前所進行之試驗方式除可預先發現設計技術問題，研擬試驗解決方案外，其研究結果在國際間亦備受肯定。

北京清華大學核能與新能源技術研究所研發之高溫氣冷式反應器原型機 2017 年將在山東開始商業發電，該反應器屬於被動安全性相當高的機型，建議未來持續交流，關注高溫氣冷式反應器後續商業運轉狀況，取得相關管制經驗回饋我國。

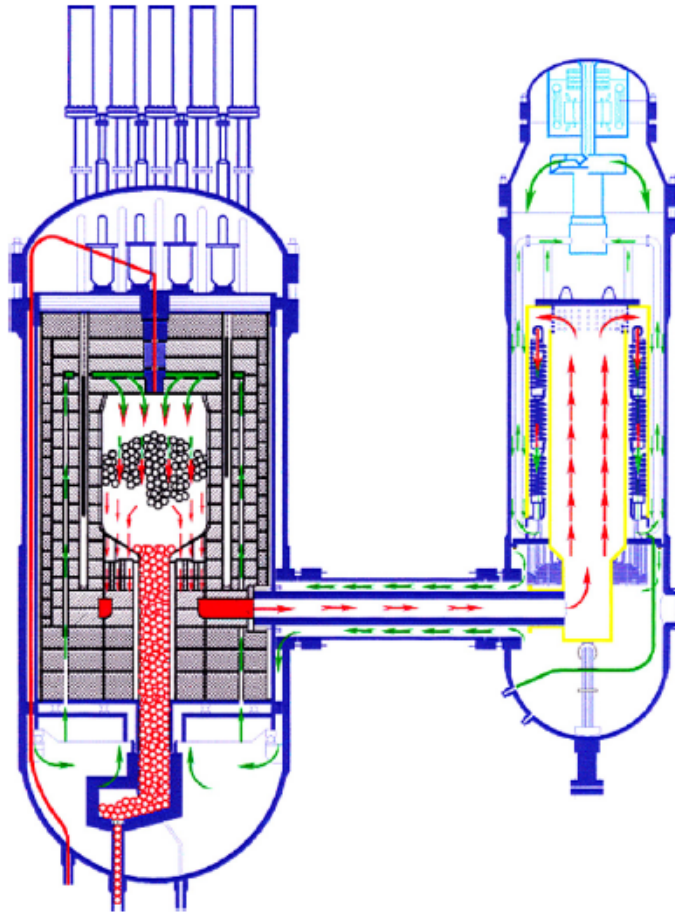
# FUEL ELEMENT DESIGN FOR PBMR



圖五、球床式高溫汽冷式反應器燃料小球設計 (TRISO) 示意圖

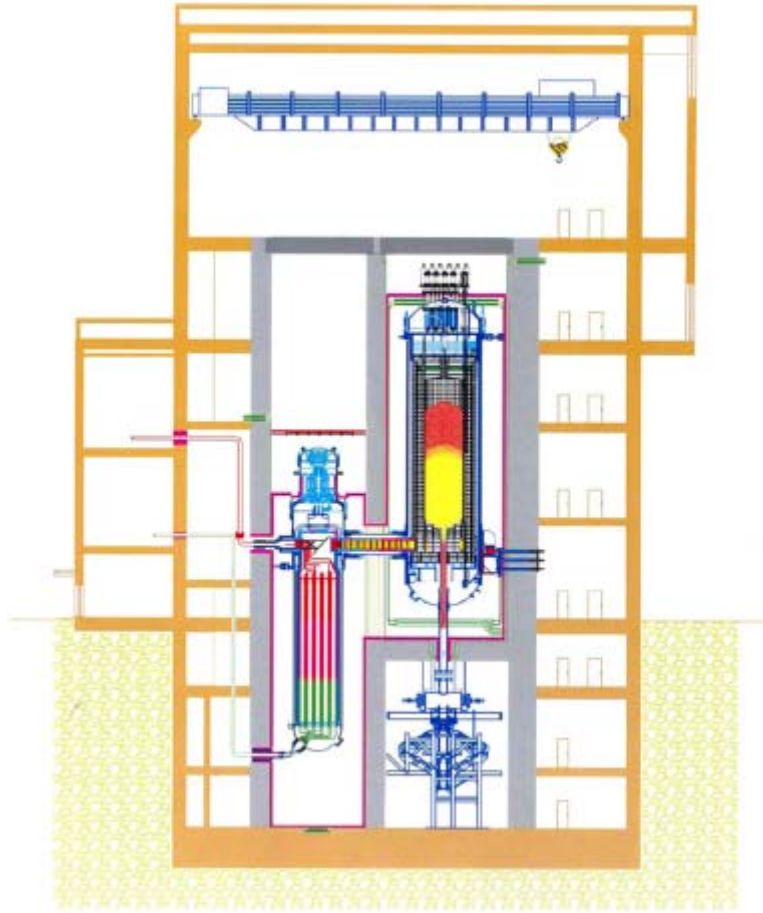
(摘錄自美國橡樹嶺國家實驗室報告 “Safeguards Challenges for Pebble-Bed Reactors

Designed by People’ s Republic of China” )



圖六、HTR-10 核能蒸汽產生單元示意圖 (含 TRISO 小球、氦氣流動情形)  
(摘錄自張作義教授著作 “Current status and technical description of Chinese 2x  
250MWth HTR-PM demonstration plant” )

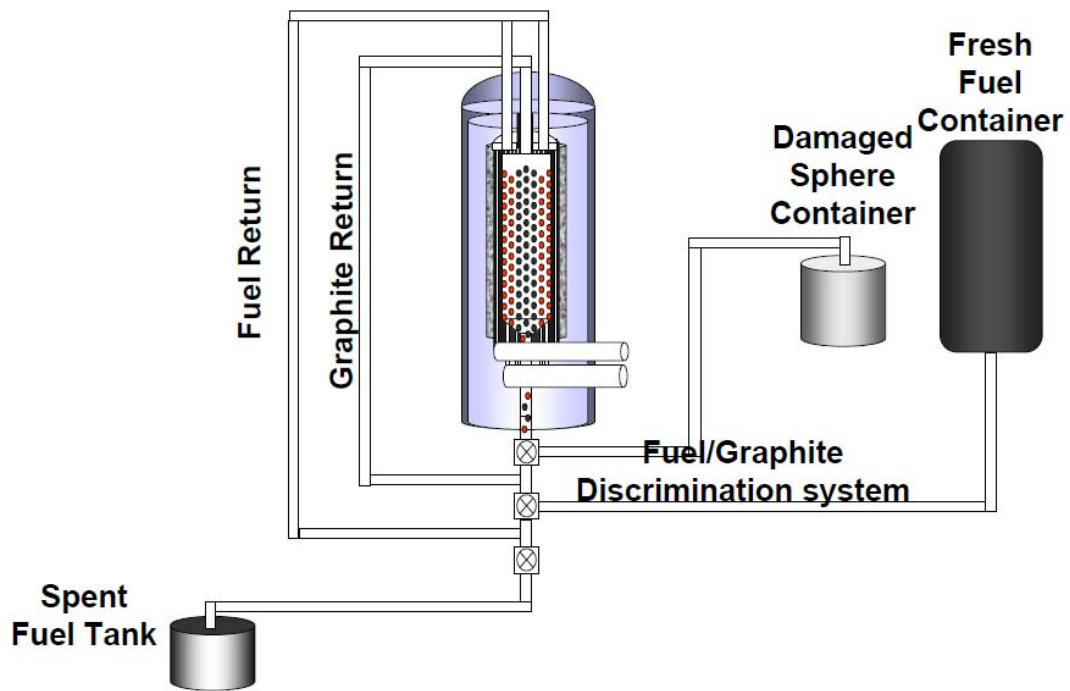




圖七、球床式高溫氣冷反應器示範廠廠房示意圖

(摘錄自張作義教授著作 “Current status and technical description of Chinese  
2×250 MWth HTR-PM demonstration plant” )

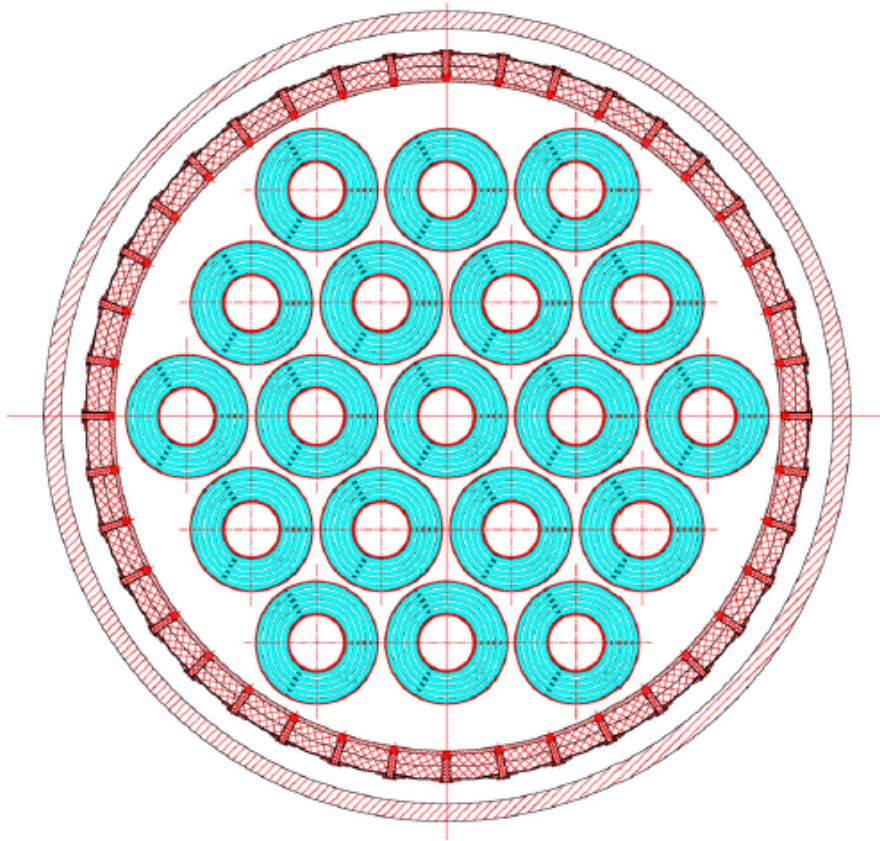
# Fuel Handling & Storage System



圖八、球床式高溫氣冷反應器不停機連續更換燃料示意圖

(摘錄自美國 Massachusetts Institute of Technology 的 Andrew C. Kadak 教授簡報

“High Temperature Gas Reactors” )



圖九、球床式高溫氣冷反應器之蒸汽產生器截面示意圖

(摘錄自張作義教授著作 “Current status and technical description of Chinese  
2×250 MWth HTR-PM demonstration plant” )

表二、全球球床式高溫氣冷反應器現況比較

(摘錄自美國橡樹嶺國家實驗室報告 “Safeguards Challenges for Pebble-Bed Reactors

Designed by People’ s Republic of China” )

Characteristic	AVR	THTR	HTR-10	PBMR	HTR-PM
Country	Germany	Germany	People’s Republic of China	Republic of South Africa	People’s Republic of China
Initial operation	1967	1984	2004	2013	2013
Status	Shut down 1988	Shut down 1990	Operating	Under design	Initial site work
Reactors per plant	1	1	1	1	2
Heat, MW(t)	46	750	10	400	2 × 250
Power cycle	None	Steam	Steam	Brayton	Steam
Power, MW(e)	15	307	Not applicable	165	200
T <sub>out</sub> , °C	950	750	700	900	750
T <sub>in</sub> , °C	270	250	250	500	250
Pressure, bar	11	40	30	90	7
Fuel	HEU/Th and later LEU	HEU/Th	LEU	LEU	LEU
Number of pebbles during operation	~40,000	~670,000	~27,000	~452,000	



圖十、北京清華大學核能與新能源技術研究院門口





圖十一、我方廖俐毅主任(右)向北京清華大學董玉杰副院長(左)表示感謝



圖十二、雙方於北京清華大學核能與新能源技術研究院內合影(第一排左起第四、五位分別為我方廖俐毅主任與陸方董玉杰副院長)

### 三、國家核電技術公司北京軟體技術中心

#### (一)國家核電技術公司北京軟體技術中心背景介紹

大陸國家電力投資集團公司(簡稱國家電投)於 2015 年 7 月 15 日由中國電力投資集團公司和國家核電技術公司合併重新組建為大型國有企業，註冊資本為人民幣 450 億元，資產總額人民幣 7223 億元，是大陸唯一同時擁有水力發電、火力發電、核能發電、新能源資產的綜合能源企業集團。作為大陸三大核電開發建設營運商之一，國家電投具有核電研發、設計、製造、建設和營運管理等較為完整的產業鏈優勢，是經大陸國務院授權引進核電技術、推進三代核電自主化的實施主體和研發平臺。

其中原隸屬國家核電技術公司之北京軟體技術中心(簡稱“國核軟體”)位於未來科技城的南側。國家未來科技城匯集各企業的研發單位，包含兵器、建材、電子、核電等領域，國核軟體成立於 2010 年 5 月，目的在於實現核電軟體的自主化、工程化和產業化，是大陸成立最早且目前規模最大的核電軟體專業研發機構，也是大陸目前唯一的國家級核電軟體發展平臺“國家能源核電軟體重點實驗室”的主體委託單位。2011 年 6 月歸入國家核電技術公司(北京)科學技術研究院，2015 年 7 月 15 日歸屬於國家電力投資集團公司。

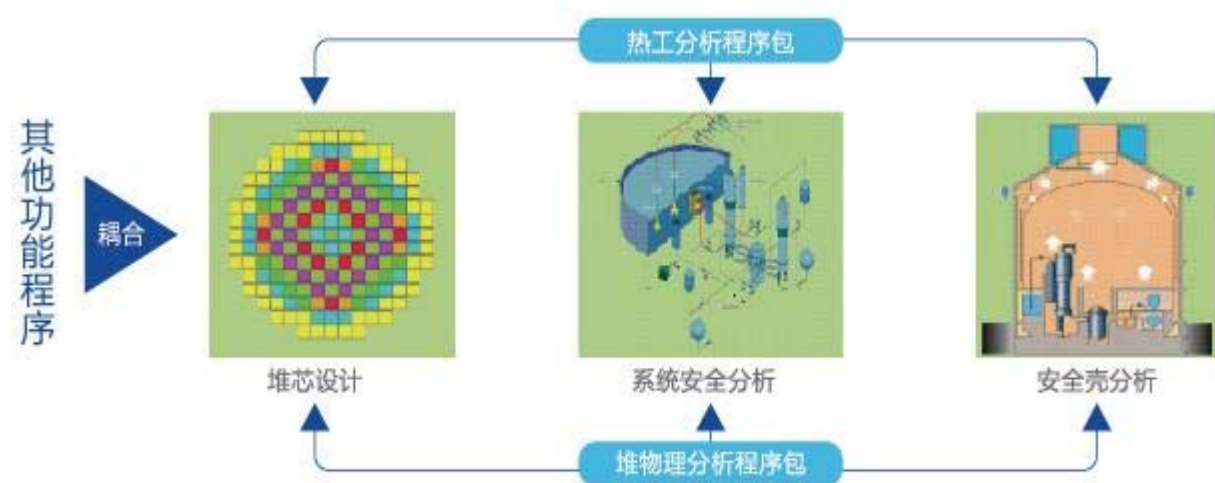
國核軟體主要從事核電關鍵軟體發展與評估、核電軟體工程應用分析、先進數值類比技術與應用、軟體管理與技術支援及核電軟體標準體系建設等業務。國核軟體首要承擔大型先進壓水式核電站國家科技重大專項“核電關鍵設計軟體自主化技術研究”任務，開發以 COSINE (COre and System INtegrated Engine for design and analysis) 為代表，具有完全自主智慧財產權的核電關鍵設計分析軟體，內容涵蓋核反應爐燃料設計、燃料熱工水力設計、系統安全分析、安全度評估、蒙特卡羅粒子類比、燃料設計及性能分析、嚴重事故類比分析和群常數製作等軟

體產品，主要著重於大陸境內 AP1000，但也可用於傳統壓水式反應器。軟體發展過程嚴格，按照國內外核安全法規標準，並參考先進的軟體工程開發流程。目前，COSINE 已完成核心功能代碼編制，正在全面開展測試與評估工作。同時，國核軟體承接大陸重大專項研究“嚴重事故分析及應急決策支持技術研究”、國家核安全局核安全導則編制等任務。

為彙聚各方優勢力量協同創新，國核軟體積極推動國內外“產學研用”合作，與上海交通大學、西安交通大學和華北電力大學等大學均有合作，聯合成立“核電軟體工作站”，並且先後加入了由 OECD/NEA 主導的 ROSA-II、PKL-3、HYMERES 等國際著名實驗研究計畫，聯合了大陸多家研發機構共同開展多項實驗研究，建立大陸核電軟體模型評估體系。另與上海核工程研究設計院合作成立了上海核電軟體工程應用測試中心，共同推動 COSINE 軟體的自主化進程與工程應用。

## (二)COSINE 軟件架構介紹

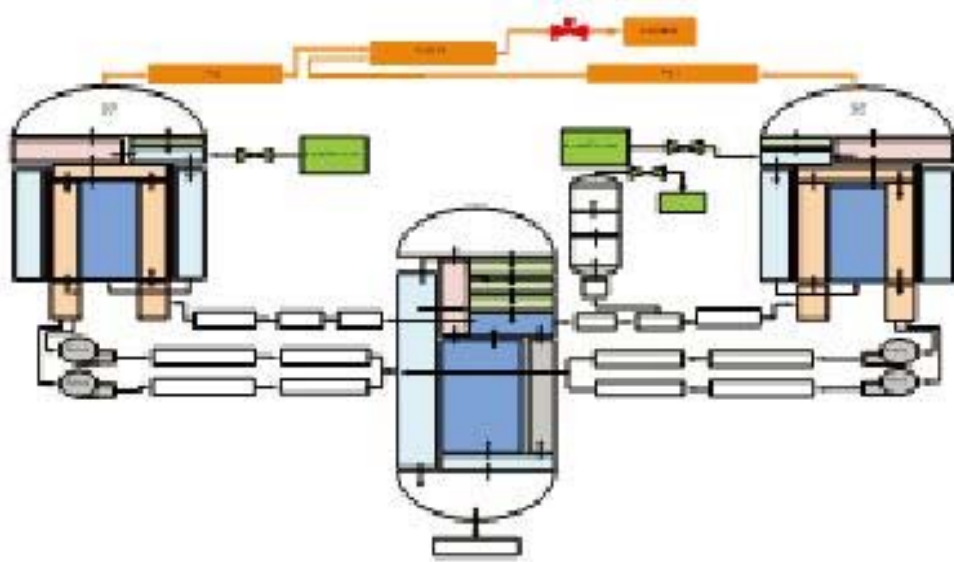
COSINE 為一將核反應器物理、熱流、嚴重事故、安全度評估一體化之套裝軟體，其流程示意圖如圖十三所示。以下就各層面簡要介紹。



圖十三、COSINE 運行流程示意圖

## 1.COSINE—熱流

### (1)系統分析程式

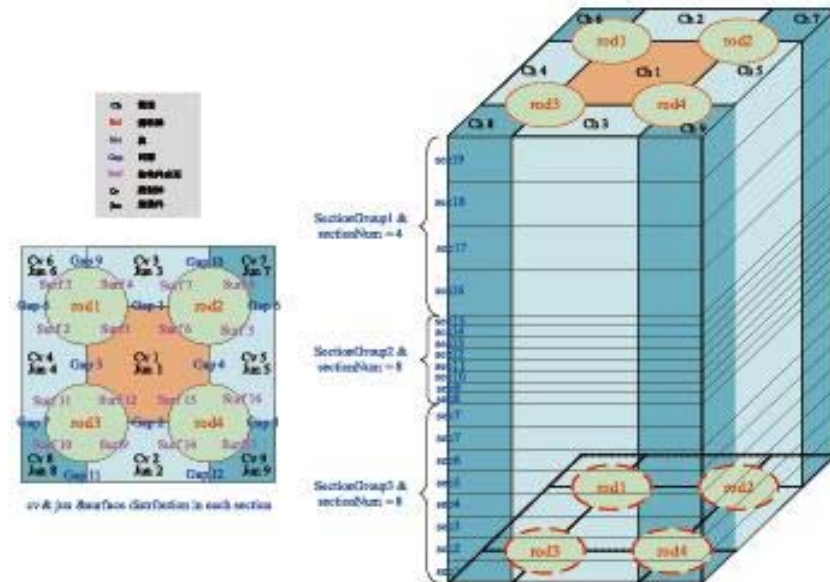


圖十四、COSINE 系統分析程式示意圖

系統分析程式示意圖如圖十四所示，該程式以核電廠一、二迴路系統或其它管路系統為計算物件，採用了多相多流場模型和均相流模型。該程式包括了核電廠迴路系統中的設備模型、水力學現象模型、控制系統模型。該程式主要用於一、二迴路系統的設計、事故分析、運行暫態計算、設計暫態計算、核電廠模擬、實驗台架設計等方面。



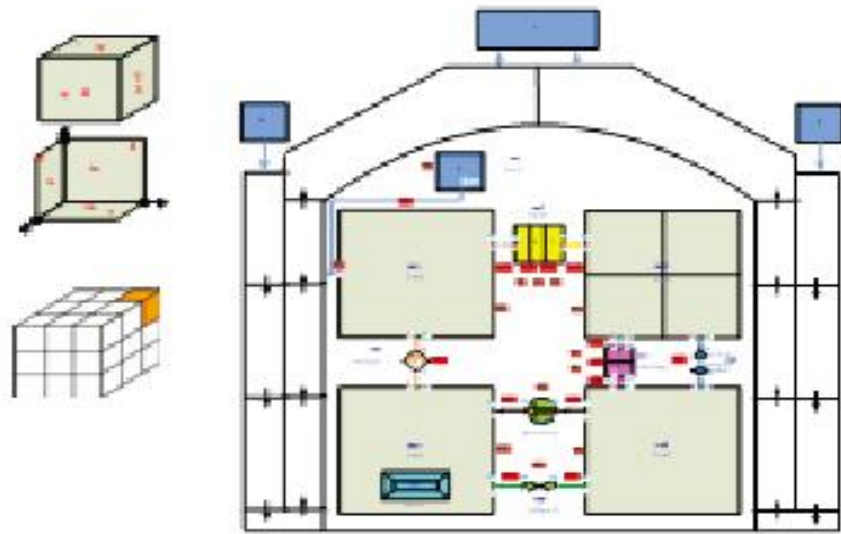
## (2)子通道分析程式



圖十五、COSINE 子通道分析程式示意圖

子通道分析程式示意圖如十五所示，該程式以爐心或其它棒束通道為計算物件，採用了多相多流場模型和均相流模型，考慮了通道間的橫向對流與湍流交混。該程式包括了軸向及橫向的摩擦與阻力模型、湍流交混模型、熱傳及臨界熱功率模型(CHF)、燃料棒模型等。該程式主要用於核反應爐爐心的熱流設計和事故分析等方面。

### (3) 圍阻體分析程序

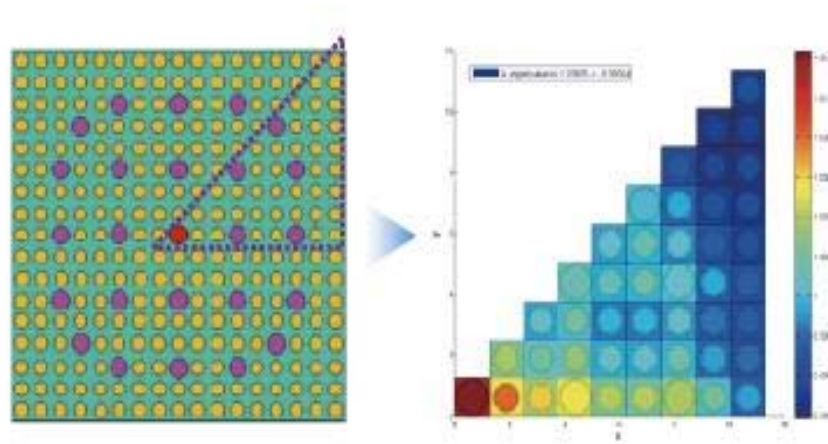


圖十六、COSINE 圍阻體分析程式示意圖

圍阻體分析程式示意圖如圖十六所示，該程式以圍阻體及其相關廠房為計算物件，採用了一維/三維多相多流場模型。該程式包括了核電廠圍阻體系統中設備模型、水力學現象模型及控制系統模型。該程式主要用於圍阻體質能釋放分析、最小圍阻體壓力分析等方面。

## 2. COSINE—物理

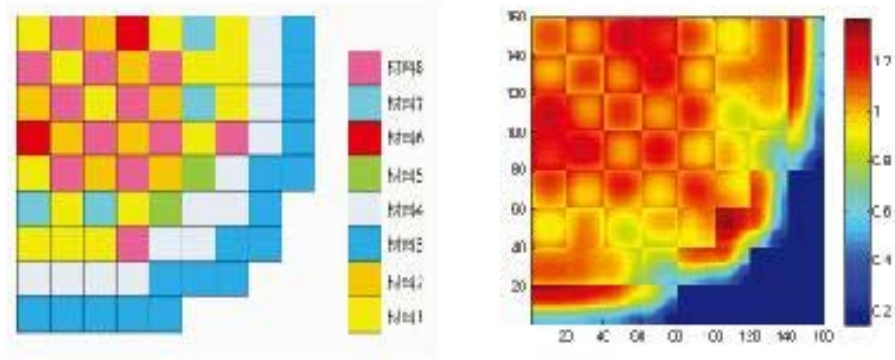
### (1)燃料組件參數計算程式



圖十七、COSINE 燃料組件參數計算程式示意圖

燃料組件參數計算程式示意圖如圖十七所示，該程式以核燃料元件或圍板反射層為計算物件，採用精確的多群中子截面資料庫、先進的共振、遷移和燃料計算方法，求解二維中子遷移方程。該程式主要用於向反應器爐心物理分析程式提供核燃料元件或圍板反射層的少群宏觀截面、不連續因數等物理特性參數。

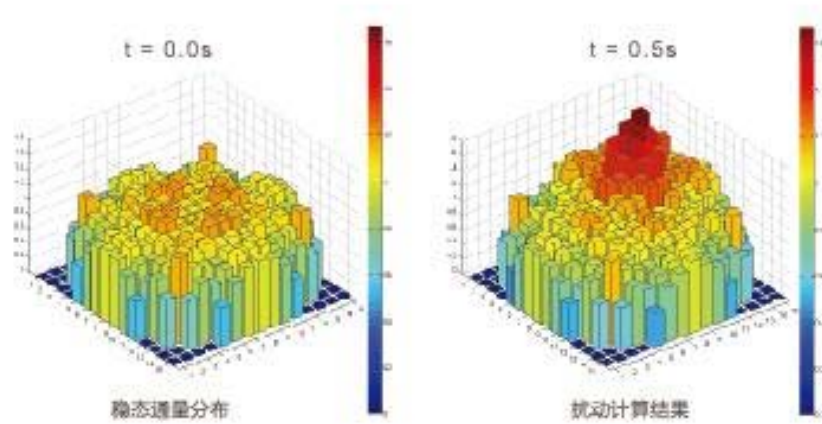
## (2) 爐心物理分析程式



圖十八、COSINE 爐心物理分析程式示意圖

爐心物理分析程式示意圖如圖十八所示，該程式以反應器爐心為計算物件，採用少群、一維有限差分方法和二維、三維穩態節塊法，求解爐心的中子擴散方程。該程式主要用於爐心參數搜索（臨界搜索、Axial Offset 搜索）、反應度係數、控制棒價值、停機裕量、Final Acceptance Criteria 分析、焓升核熱管因數(Enthalpy Rise Hot Channel Factor)等計算。

### (3)中子動力學程式



圖十九、COSINE 中子動力學程式示意圖

中子動力學程式示意圖如圖十九所示，該程式以偏離臨界狀態下的暫態爐心為計算物件，將穩態爐心中子學模型拓展為暫態模型，並包含可靠的熱流回饋模型。該程式可實現高模擬度的零維、一維及三維中子學全廠暫態過程模擬，支持控制棒射棒 (rod ejection)、控制棒誤抽 (uncontrolled rod withdraw)、落棒 (dropped rod)、硼稀釋 (boron dilution)、主蒸汽管道破損 (main steam line break) 等事故分析。

### 3. COSINE—嚴重事故

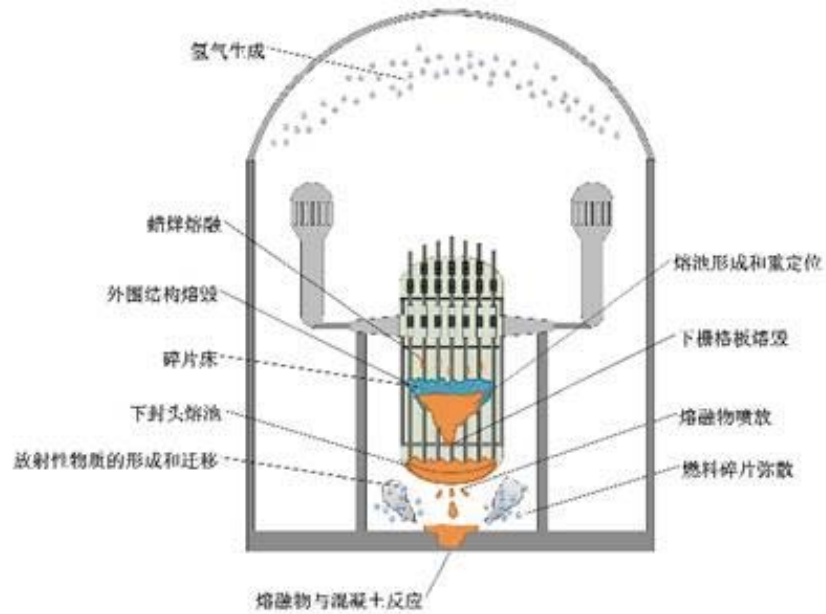
#### (1)嚴重事故現象爐心分析程式



圖二十、COSINE 嚴重事故現象爐心分析程式計算示意圖

嚴重事故現象爐心分析程式示意圖如圖二十所示，該程式採用最佳估算方法計算事故序列，可用來模擬嚴重事故下爐心熔化和壓力容器底蓋的加熱損壞過程。該程式的冷卻劑熱流計算和控制邏輯採用系統分析程式的處理方法。

## (2)嚴重事故輻射源項分析程式

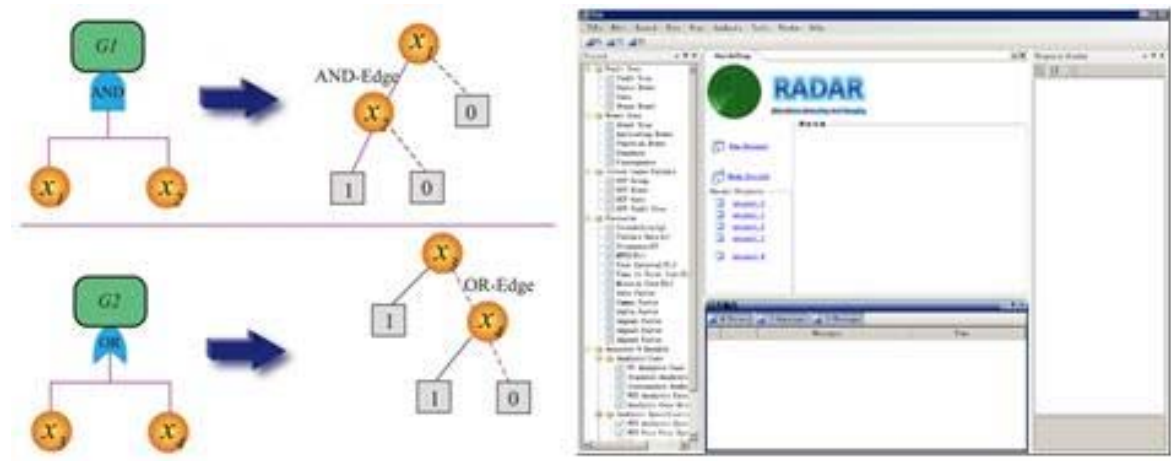


圖二十一、COSINE 嚴重事故輻射源項分析程式計算示意圖

嚴重事故源項分析程式示意圖如圖二十一所示，該程式將系統熱流反應與核分裂產物釋放、遷移耦合的方法以計算嚴重事故序列和事故緩解措施介入後的相關系統反應。該程式可用以處理一迴路和圍阻體內各種嚴重事故的物理過程，包括：爐心損壞、放射性元素的釋放和遷移、氫氣的產生和燃燒、熔融物與混凝土反應等。

#### 4. COSINE—安全度評估

##### (1)安全度評估程式



圖二十二、 COSINE 安全度評估程式計算示意圖

安全度評估程式示意圖如圖二十二所示，該程式是一種系統性的分析程式，以機率為基礎，以核電廠設計、運行歷史資料、人員行為、設備可靠性、爐心損壞的物理過程等盡可能真實的資訊為輸入，通過演繹與歸納相結合的邏輯推理，獲得各種事故序列的機率和後果，為預防和緩解爐心損壞風險提供依據。



### (三)交流與經驗回饋

當日與軟體中心的交流互動行程及雙方與會人員詳圖二十三，包含背景介紹、COSINE 展示、技術交流討論。如先前所述，目前 COSINE 已完成核心功能代碼編制，正全面展開測試與評估工作。預計於今年 12 月 21 日公開邀請使用者進行測試並進行回饋，國核軟體楊燕華主任表示，COSINE 打算仿效當年熱流軟體 RELAP5 的路線，先公開給全球使用者進行測試並收集回饋再對程式加以改進，期待使之成為一國際通用軟體。楊燕華主任表示，屆時非常歡迎我方一同加入使用者的測試行列。

就功能層面而言，COSINE 的特性為多個層面（反應器物理、熱流分析、安全度評估、嚴重事故）的總集結、以多維度多場多相為起始依情境進行簡化、統一輸入平台、統一輸入風格等。

就程式撰寫過程而言，COSINE 的特性為子程式功能模塊化、子程式輸入輸出過程流程化、所使用之關係式函數化、程式代碼使用一致化、數據表單清晰化。COSINE 以 FORTRAN 編寫，其編寫過程中同時允許多人上線進行更新，且程式編寫人員以及程式測試人員明確分組執行任務。程式編寫人員負責編寫程式並確認程式可執行，程式測試人員則以相關合理參數值輸入程式進行結果的探討，以及未來接收來自各方驗證結果的回饋並回應。

就使用者層面而言，COSINE 提供可自由調整的動態參數圖像介面，並提供網路版本和網路服務。建構核電廠輸入模型時，COSINE 採直覺式操作介面，不提供如 RELAP5 的使用者操作手冊，其操作介面類似 Windows 8。建構核電廠模型時雖然 COSINE 仍採控制體積和流體接點的方式進行計算，但使用者可依照逕行選取核電廠真實組件並進行尺寸和角度的調整，如建構某元件時，可點選 COSINE 所提供之該元件選項，並可設定流體流動方向、長度、上升角度、截面積變化情形，而不需如以前以控制體積和流體接點自行拼湊。另

於熱流分析中重要性頗高的 CCFL (Counter Current Flow Limit) 現象於 COSINE 中亦可進行模擬。據軟體中心表示，CCFL 現象的模擬在每個流體接點都能進行，當然使用者也可視情況而自行調整將此選項關閉。最後，COSINE 亦支援“報告撰寫圖表更新”功能，使用者於撰寫大型報告如 FSAR 抓取 COSINE 產生的圖表需更新時可選用此功能進行更新。

於水力學之質量、動量、能量守恆方程式方面，COSINE 寫入多場多相外加不凝結氣體的方程式，再依情境引用所需的場數、相數、不凝結氣體進行模擬。最複雜的模擬情境所引用的方程式數最高達  $10+N$  個，其中  $N$  為不凝結氣體。COSINE 所定義的相有氣相、液相、混合相；所模擬的場包含蒸汽場、連續液場、液滴場、霧場、混合場、不凝結氣體場。撰寫這些多場多相模型時 COSINE 所參考的程式包含 COBRA-IV、COBRA-TF、RETRAN-02、RELAP5、ATHLET、GOTHIC，多為國際間認證過的程式。

COSINE 的測試分成多個步驟，第一個步驟是程式模塊測試，分別確認程式模塊的預處理、求解流程、物理模型、數學函數。第二個步驟是數值方法與模型測試，包含單相/雙相、穩態/暫態、導熱、邊界。第三個步驟是現象測試如沸騰、臨界流、震盪、CCFL 等。第四個步驟是水力學的系統測試包含水力學系統以及簡易版的核電廠模型測試。第五個步驟是工程級的驗證，包含爐心/核電廠的穩態運行和暫態與事故、圍阻體的暫態與事故。COSINE 多採用歐美的實驗數據進行驗證，且每個現象至少選取一個以上的實驗來進程式驗證。

發展冷卻水流失事故分析模式時，一般而言，有兩個選擇：最佳估算加上不準度評估或是以符合美國聯邦法規 10 CFR 50 附錄 K 的要求和保守條件進行分析。以保守條件進行分析較為簡易，然則其犧牲了核電廠的經濟效益。另外，根據 IAEA 2009 年的報告“Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”，保守的假設和數值未必能帶來保守的計算結果，以往的經驗表明，高度保守的模型參數、初始條件和設備可用性假設有時會導致錯誤的事件序列、

不切實際的時序、甚至可能遺漏某些物理現象。COSINE將兩種模型都放入，然而其評估時用的是保守模型。在 IAEA 該份報告中將評價模型分成了四種：保守評價模型、組合評價模型、最佳估算模型、風險指引評價模型。其中風險指引模型會是今後的發展趨勢，值得關注。四種評價模型內容詳表三。

於模擬嚴重事故層面，軟體中心表示，COSINE 選擇以 MAAP 為基底計算輻射源項的遷移，放射性核種的分群也與 MAAP 接近，嚴重事故前半段的模擬則以 SCADP/RELAP5 為基礎。我方表示，根據我方使用嚴重事故程式 MELCOR 1.8.5 的經驗，MELCOR 1.8.5 並未內建有 CsI 此放射性核種族群，且 MELCOR 1.8.5 無法模擬氫氣爆炸僅能模擬氫氣燃燒，請教軟體中心 COSINE 於此方面的特性。軟體中心表示，COSINE 內建有 CsI 此族群，然而氫氣爆炸方面因為涉及較複雜的氣體壓縮性層面，COSINE 亦未能模擬氫氣爆炸現象。

嚴重事故的現象甚為複雜且充滿不確性，COSINE 於此方面也未能全數自行發展，而是將其他程式納入。其中熔融物與水作用的三維模擬採用 METRIC，而氫氣安全三維分析則採用 CYCAS，詳圖二十四。關於嚴重事故的模擬策略，根據其國家核安全局核安全導則 HAD 102/17 所述，「對於嚴重事故分析，一般應該採用最佳的估算假設、數據、方法和決策準則。如果這不可能，應該做出合理的保守假設，以考慮被模擬的物理過程理解的不確定性」。

關於核分裂產物的遷移，COSINE 所分析的核分裂產物包含 Xe、Kr、CsI、TeO<sub>2</sub>、SrO、MoO<sub>2</sub>、CsOH、BaO、LaO<sub>3</sub>、CeO<sub>2</sub>、Sb、TeO<sub>2</sub>、UO<sub>2</sub>。五種結構材料則為 Cd、In、Ag、Sn、Mn。COSINE 中設定可供使用者選擇的核種釋放模型包括 NRC 模型、IDCOR 模型、CORSOR-M 模型、CORSOR-O 模型、ORNL BOOTH 模型。又目前限於經費考量，並未做到廠外劑量計算評估，也就是止於二階安全度評估的層級。另我方提出，日本因軟體計算不準度之故，欲棄用 SPEEDI 劑量評估系統而改採用輻射環境偵測系統一事，軟體中心主任楊燕華表示驚訝但不認同。她認為福島事故有很多模擬廠外劑量的關鍵參數至今仍處

於未知狀態，當時僅能用假設推估的方式進行模擬，致使 SPEEDI 預測結果失準。

研討會近尾聲之際，我方廖主任表示，若 COSINE 團隊能攬入具核電廠工作經驗者且熟知 EOP 的話，將使 COSINE 更有實際效益。楊主任贊同此說法，並表示該團隊極欠缺相關人員。另外，COSINE 於嚴重事故模擬參考較簡單的 MAAP 而非較精細的 MELCOR，因而向我方請益關於嚴重事故現象的模型描述或是嚴重事故相關參數的設定參考來源。我方表示，可參考 MELCOR Reference Manual 或是一公開文件 NUREG/CR-7110 的 Volume 2 ” State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis” 。末了，楊主任表示期待後續交流，軟體中心行程圓滿結束。

表三、IAEA SSG-2 報告所列評價模型內容 (整理自軟體中心簡報及 IAEA 報告)

類型	電腦程式	系統組件可 用性假設	初始/邊界條件	備註
保守評價模型	保守程式	保守假設	保守數據 (assumed to have pessimistic values)	過去幾十年廣 泛應用
組合評價模型	最佳估算程式	保守假設	保守數據 (all uncertainties associated with the code models and plant parameters are bounded)	法國 CATHARE GB 採用此方法
最佳估算評價模型	最佳估算程式+ 不確定性分析	保守假設	真實數據+不確定性; 部分為最不利條件 (Realistic plus uncertainty; partly most unfavourable conditions)	西屋 WCOBRA/TRAC
風險指引評價模型	最佳估算程式+ 不確定性分析	由安全度評估 導出	真實數據+不確定性 (Realistic input data with uncertainties)	風險指引模型 是今後的發展 趨勢



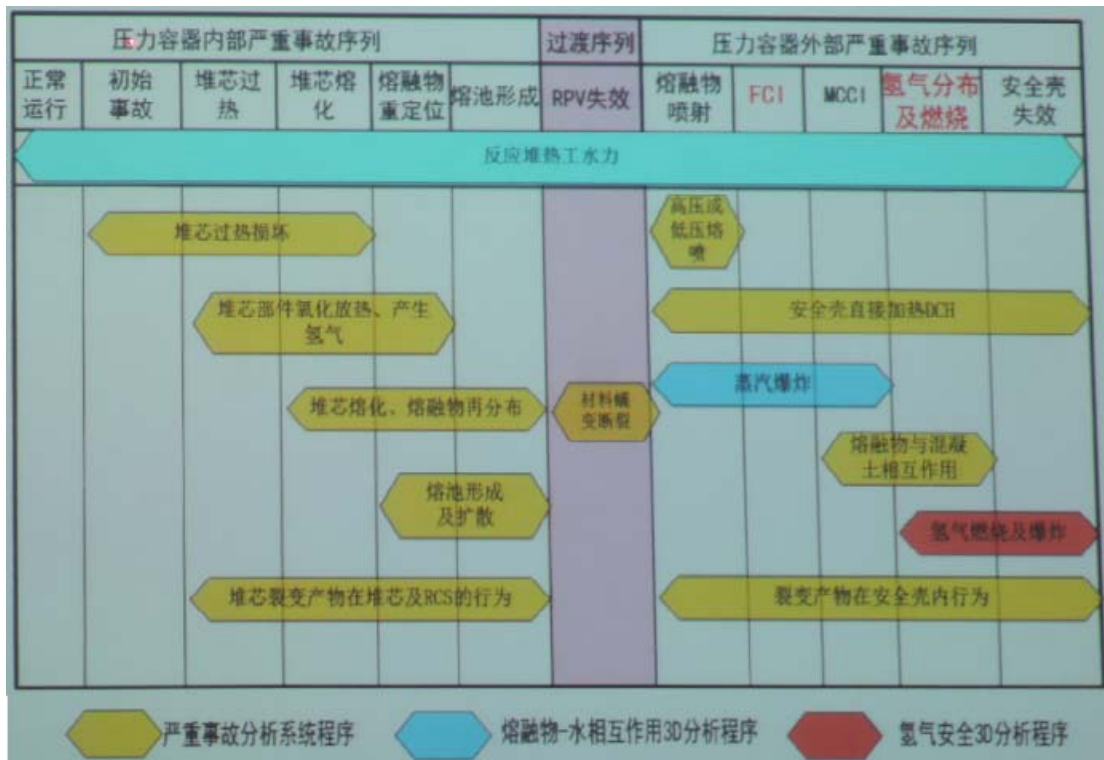
## 台湾参访团来访国家电投核电软件技术中心 日程安排

1. 时间：2015年11月5日星期四
2. 地点：国家电投核电软件技术中心（地址：北京市昌平区北七家镇未来科技城南区国核科学技术研究院）
3. 来访人员：  
廖俐毅、蘇軒銳、高斌、臧逸群、周宗源、江庚晏、李明達、張易鴻
4. 中心人员：  
国家电投核电软件技术中心 杨燕华 女士  
国家电投核电软件技术中心项目管理部 葛 炜 先生  
国家电投核电软件技术中心热工安全室 傅孝良 先生  
国家电投核电软件技术中心热工安全室 吴照国 先生  
国家电投核电软件技术中心热工安全室 倪伟峰 先生  
国家电投核电软件技术中心热工安全室 白 伟 先生  
国家电投核电软件技术中心项目管理部 姜苏青 女士
5. 访问议程：

时间	地点	主题	参加人员	备注
7:30-9:00	北京德宝饭店→软件中心	接台湾专家来中心	司机师傅 台湾参访团 8人	7:30 从北京德宝饭店出发
9:00-9:30	508 会议室	杨燕华女士介绍公司和软件中心 廖俐毅先生介绍来访人员和交流内容	全体	杨燕华女士主持
9:30-9:50	软件中心 5 楼展示区	傅孝良先生进行 COSINE 视频介绍	全体	傅孝良先生主持
9:50-10:00	软件中心 5 楼休息区	Coffee break	全体	
10:00-11:30	508 会议室	技术交流	热工安全室 台湾参访团	傅孝良先生主持
11:30-12:30	二楼餐厅	工作午餐	全体	
下午	508 会议室	交流、讨论 (Optional)	热工安全室 台湾参访团	视上午交流情况安排
待定	软件中心→北京德宝饭店	送台湾专家返回	司机师傅 台湾参访团 8人	

6. 软件中心联系人：  
姜苏青 女士 +86 189 1129 1927 +86 10 5668 1338 jiangsuqing@snptc.com.cn

圖二十三、軟體中心交流行程



圖二十四、嚴重事故現象以及 COSINE 團隊自行發展的程式模擬範圍(黃色)



圖二十五、我方廖俐毅主任(右)向軟件中心楊燕華主任(左)表示感謝





圖二十六、COSINE 展示視頻播放



圖二十七、雙方人員於軟體中心進行技術交流



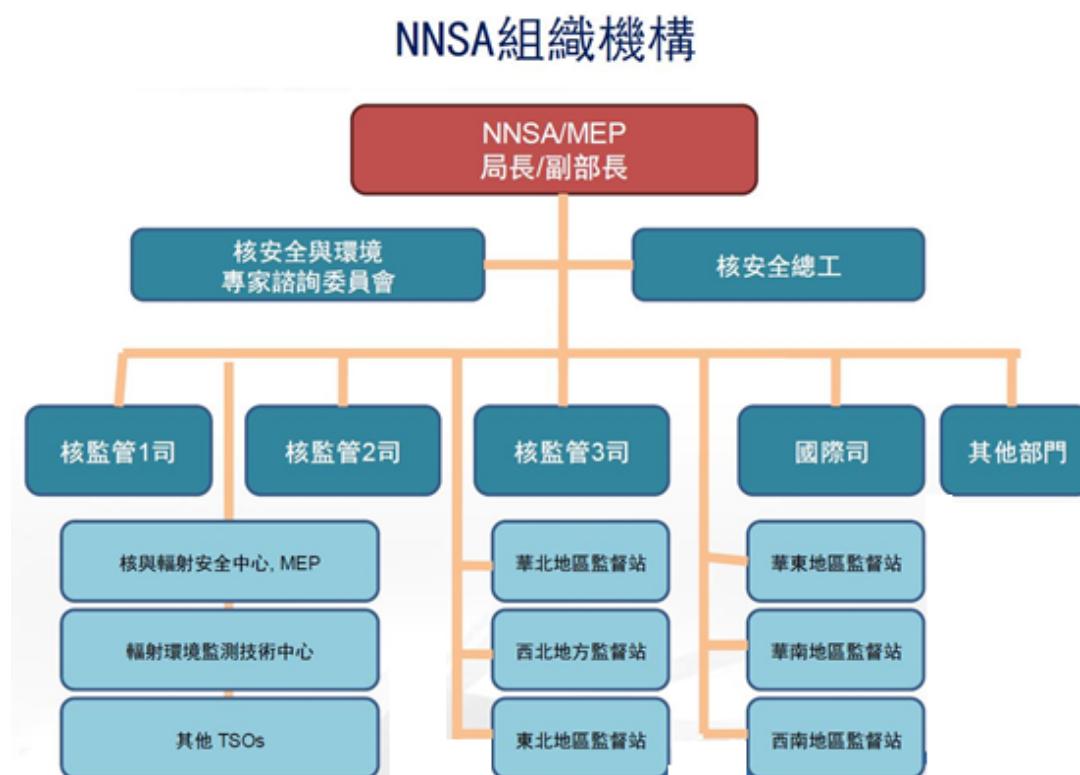


圖二十八、雙方人員於軟體中心合影留念

#### 四、核與輻射安全中心之「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」

##### (一)背景介紹

大陸核安全監管機構包括（一）環境保護部國家核安全局（NNSA）：負責核安全監管、輻射安全與輻射環境管理；（二）國家能源局（NEA）：負責核電工業管理；（三）國家國防科技工業局（CAEA）：負責除核電以外的其它核工業管理。環境保護部國家核安全局（NNSA）組織，包括三個業務司、國際合作處六個地區監督站與核與輻射安全中心等相關技術支援單位。

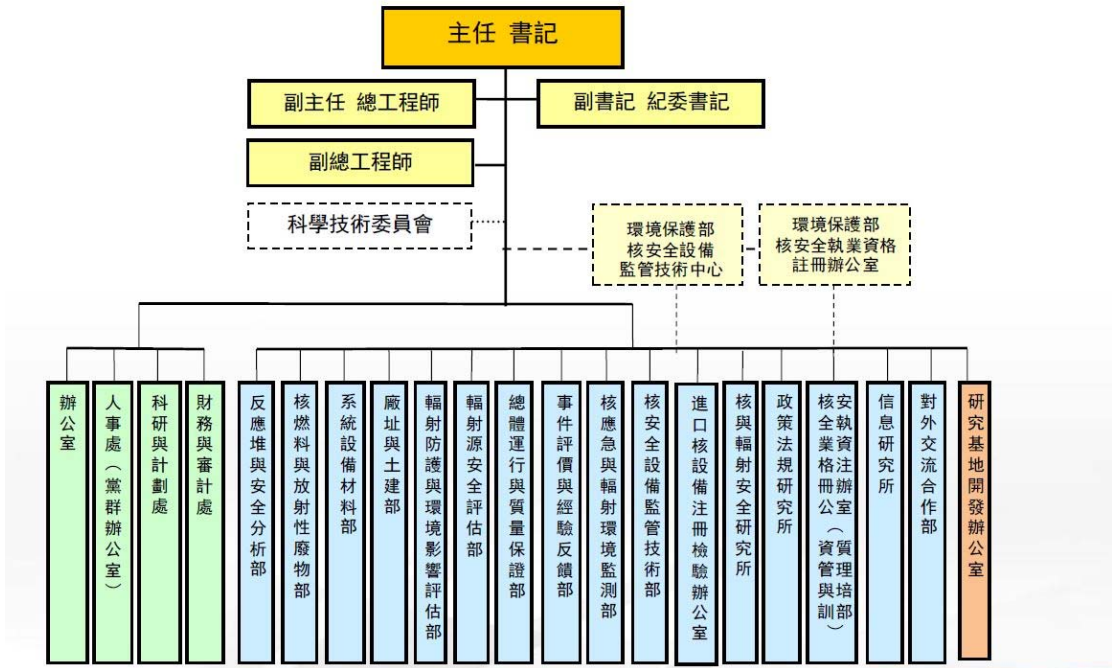


圖二十九、環境保護部國家核安全局（NNSA）組織圖

環境保護部核與輻射安全中心（以下簡稱中心）隸屬於環境保護部國家核安全局（NNSA），核安全局的局長由環境保護部副部長兼任，另設置一位核安全總工和三位副局長。環境保護部核與輻射安全中心是大陸唯一專業從事核安全與輻射環境監督管理技術保障的公益性事業單位。人員編制為 600 人，現有員工約 500 人。其主要任務是為大陸民用核設施及輻射環境安全監管提供技術支援與技術保障，主要職責包括：為核安全與輻射環境監管提供技術支援、民用核設施安全審評與監督技術支援、輻射環境安全審評與監督技術支援、核事故與輻射環境事故應急回應與評估、民用核設施核安全監管政策與法規研究、核安全與輻射防護科學研究、相關技術諮詢與信息服務。

核與輻射安全中心主要工作內容包含下列事項：

- 核安全相關法律、法規、政策、標準、導則的制定/修訂；
- 核設施/核活動安全許可管理；
- 核設施安全監督、安全審查、檢查和評價；
- 核承壓設備監督管理；
- 核設施應急準備與回應；
- 核設施運行事件評價和經驗回饋；
- 核設施獨立放射性監測和環境影響評價；
- 核材料和放射源安全監督管理；
- 核設施放射性廢物安全監督管理；
- 核安全重要崗位人員的培訓、考核與授權；
- 核設施品質保證監督與輻射防護監督；
- 核領域科學研究與國際合作；
- 核安全獨立驗證和試驗能力開發等。



圖三十、核與輻射安全中心組織圖



圖三十一、核與輻射安全中心大樓外觀



圖三十二、參加海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議



圖三十三、海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議會後雙方合影（第一排左起第五、六位分別為陸方柴國早總工程師及我國廖俐毅主任）

## (二)大陸環境保護部核與輻射事故應急技術中心

我方於參與「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」時另參訪亦位於核與輻射安全中心大樓內的大陸環境保護部核與輻射事故應急技術中心。

環境保護部核與輻射事故應急技術中心是大陸環境保護部在發生核與輻射事故時，作為應急組織指揮、協調緊急應變行動的場所，設於核與輻射安全中心二樓，主要任務包含：

- 應急響應技術系統的日常運作與維護；
- 應急基礎數據的收集、處理、更新；
- 應急值班工作，對應急響應的相關事故信息之接收、整理、報告、傳遞等工作；
- 應急指揮調度技術服務，包括源項估算、事故狀態診斷、預測事故發展趨勢，為應急決策提供技術支援；
- 為輻射環境應急監測提供技術支援，必要時，覆核，分析地方監測數據，適時發展應急環境監測；
- 追蹤和收集國內外輿情，建立輿情應對；
- 核與輻射應急響應領域的科研工作。





圖三十四、參觀大陸環境保護部核與輻射事故應急技術中心



圖三十五、核與輻射事故應急技術中心人員進行簡報

### (三)經驗交流與回饋

海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議在陸方柴國早總工程師以及我方廖俐毅主任的帶領下，於 2015 年 11 月 6 日假北京環境保護部核與輻射安全中心 306 會議室進行，雙方與會人數共計約 25 人。我方於會中發表四篇簡報，包括：「核能安全管制研究中心籌備概況與未來規劃介紹 (報告人：廖俐毅主任)」、「安全度評估概述及應用經驗簡介 (報告人：臧逸群 技正)」、「臺灣核電廠嚴重事故相關模擬結果彙整 (報告人：江庚晏 副研究員)」、「核安全監管法規介紹 (報告人：高斌 科長)」。海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議之議程詳表四。以下依主題介紹雙方簡報內容。

#### 1. 雙方機構介紹及未來規劃

陸方簡報題目：國家核安全局及核與輻射安全中心介紹，簡報內容涵蓋以下四項：

- 一、 大陸核安全監管機構，本項中包含核安全相關的政府機構 (環境保護部 國家核安全局 (NNSA)、國家能源局 (NEA)、國家國防科技工業局 (CAEA) 的介紹。
- 二、 環境保護部核與輻射安全中心歷史沿革、主要職責
- 三、 環境保護部核與輻射安全中心機構編制和人力資源建設
- 四、 環境保護部核與輻射安全中心業務能力
- 五、 環境保護部核與輻射安全中心近期主要工作

我方廖俐毅主任簡報題目：核能安全管制研究中心籌備概況與未來規劃，簡報內容涵蓋以下五項：

- 一、 臺灣核能研究機構現況與未來規劃，本項中包含臺灣核能研究機構現況，核能研究所資源配置，組改後臺灣核能研究組織架構。
- 二、 核能安全管制研究中心任務，本項概述核能安全管制研究中心任務。
- 三、 核能安全管制研究中心 (試運組) 概況，本項中包含核能安全管制研究



中心組織架構與業務介紹。

- 四、 管制研究中心能力建設總體情況，本項中包含協助原能會執行安全相關報告審查與管制技術建立等多項工作介紹。
- 五、 未來規劃，本項中包含核安管制技術重點研發需求，技術建立與人才培育。

簡報後與陸方進行討論，交換安全度評估心得與經驗，節錄如下。

1. 核與輻射安全中心針對獨立驗證分析成立跨單位的 5 大組，為數好幾十人。光是 PRA (PSA) 方面就有 20 多人。獨立驗證分析係針對重要卡關項目與重大不符合項目為之。舉例來說，曾針對結構支撐力不足的重大不符合項目進行獨立驗證分析。獨立驗證分析往往需要多年之培養，雙方同意在獨立驗證分析方面應該有更實質的交流，以往大陸與國外如 NRC 有交流，我方與 NRC 也有許多交流，由於雙方都有需求且沒有語言障礙，應該有更深層的交流。
  2. 有關非破壞檢測之監管，在人員資格方面，非破壞檢測人員由核行業發證，再由核與輻射安全中心認證。
2. 安全度評估及應用

陸方簡報題目: 概率安全評價(PSA)，簡報內容涵蓋以下四項：

- 一、 大陸核電發展之概述，本項中包含大陸主要能源結構、大陸主要消費能源類型、目前面臨的主要環境問題以及大陸核電發展概況介紹。
- 二、 監管要求與技術政策，本項中包含大陸核安全法律法規體系、PSA 相關的部門規章、PSA 相關監管要求與審評原則以及大陸 PSA 技術應用政策聲明。
- 三、 行業標準與技術文件，本項中包含大陸 PSA 相關行業標準、其中 PSA 能源行業標準簡介、大陸 PSA 相關技術檔案及報告。
- 四、 技術研發與應用概況，本項中包含大陸一級與二級 PSA 研發概況、大陸 PSA 同行評估開展情況、大陸設備可靠性數據庫平臺現況、應用及前景，大陸 PSA 應用項目及重點發展方向預估。

我方臧逸群技正簡報題目:安全度評估概述及應用經驗簡介，簡報內容涵蓋以下三項：

- 一、 PRA 概述，本項中包含 PRA 源起及架構，PRA 的主要分析步驟及各階 PRA 的定義。
- 二、 風險告知應用實例概述，本項中包含美國維護法規沿革，維護法規說明及核電廠維護法規管理措施。
- 三、 大修停機安全簡介，本項中包含核電廠大修停機安全評估作業，大修風險變動趨勢圖及停機安全五大功能介紹。

簡報結論為安全度評估技術已廣泛應用於國際間核電廠之風險管理與安全管制作業，且目前臺灣在核電廠安全度評估模式已有逾三十年之經驗，經同行審查確認模式的嚴謹度，廣泛地應用於核電廠運轉維護與大修停機安全之風險管理，以及管制機關風險告知管制工作上，並持續精進。

簡報後與陸方進行討論，交換安全度評估心得與經驗，節錄如下。

1. 1987 年完成核三廠 PRA 計畫後，建議臺電公司核電廠增設備用之第 5 台柴油發電機，以降低喪失外電風險。於 2001 年 3 月 18 日核三廠發生喪失廠外電源事件（SBO），新增之第 5 台柴油發電機及時發揮功效，讓事件免於惡化，將機組安全停機。
2. 依照美國 10CFR 50.65 執行維護法規，開發維護法規資料庫與風險評估工具，作為核電廠建立實施維護法規及線上維修所需的基礎，目前已有數年之應用經驗。臺電公司核電廠於 2007 年開始試行維護法規，以風險告知 (Risk-informed) 觀念，建立系統/組件維修、測試排程風險評估管理機制，有效監控管理維護風險。
3. PRA(PSA)同行審查：在美國管制單位審查 PRA 案件時以同行審查結果為重要審查參考之依據，在大陸為提高 PRA(PSA) 審查品質，除以業者同行審查為管制單位審查參考外，管制單位亦再進行 PRA(PSA) 審查。且同行審查時亦會符合利益迴避原則來進行。管制單位審查時可以取得各核電廠 PRA(PSA)程式及數據，並驗證其運算結果正確。
4. 中國大陸分屬於各公司之核電廠，其 PRA(PSA)相關廠內數據並沒有相互交流，造成樣本數據有限，管制單位期望能增加大陸核電廠之樣本數據。

### 3. 嚴重事故研究

陸方簡報題目：嚴重事故法規政策與研究現狀。陸方簡報著重於嚴重事故法規政策與研究現狀。關於福島事故後大陸的嚴重事故監管政策，國家核安全局、國家發展改革委、國家能源局和中國地震局共同實行運轉及建造中核電廠的檢查工作，確認其安全性，並於 2012 年 5 月發佈《全國民用核設施綜合安全檢查》。爾後根據綜合安全檢查結果，並總結福島核事故經驗教訓提出各類核安全改進項，制定發佈了《福島核事故後核電廠改進行動通用技術要求》(試行)，目前正在編寫《新建核電廠安全要求》。

於全國民用核設施綜合安全檢查發現的主要問題之一為嚴重事故的預防與緩解。而依據《福島核事故後核電廠改進行動通用技術要求》而進行的福島核事故後核安全改進行動即針對於此，包含核電廠防洪能力改進、應急補水及相關設備、移動電源及設置、用過燃料池監測、氫氣監測與控制系統改進、應急控制中心可居留性及其功能、輻射環境監測及應急改進、外部災害應對等技術要求。相關的實體改進項目、補充分析項目以及長期研究項目已基本完成，詳圖三十六。

嚴重事故模擬機方面，核安全中心、田灣核電廠等已開發完畢。其中核安全中心的模擬機為全範圍模擬機，以 RELAP5 和 MELCOR 2.1 組成，而該二程式的介面則由核安全中心自行撰寫程式予以整合。嚴重事故軟體 MELCOR 以及 MAAP 在各相關機構幾乎都有配置，且嚴重事故現象相關實驗如 In-Vessel Retention、蒸汽爆炸、氫氣行為以及熔融物特性實驗等均在大陸各機構執行。

大陸的“嚴重事故頂層設計”手法值得我國學習。“嚴重事故頂層設計”是指，在國內外嚴重事故的發展現狀與趨勢，確定國內嚴重事故領域重點、難點，以及短、中、長期的工作任務，並基於各單位的軟硬體資源，進行協調統籌規劃，訂定未來一段時間內的工作計畫，通過成果共用與交流、行業評估等

有效機制，最終提升國內整體核行業對嚴重事故的認識預防和緩解措施的設計能力。其中統籌各單位以及成果共用與交流甚為關鍵，可應用在國家未來欲發展之技術層面，值得效仿。

## 福島核事故後核安全改進行動—實例

A: 實體改進項		B: 補充分析項		C: 長期研究項	
01	二次側臨時補水改進	1	核島、泵站與柴油機廠房外部水淹能力評估	1	DCS設備的獨立驗證
02	LLS系統增設線上補油改進	2	梳理廠區水源，完善事故工況下水源使用程式	2	DCS系統可靠性分析及模型研究
03	移動式應急電源改進	3	研製全範圍SAMG	3	二級PSA分析
04	應急設施存儲及燃油補給中心	4	嚴重事故下可達性分析	4	外部災害PSA
05	乏燃料水池應急補水改進	5	嚴重事故下設備可用性分析		
06	乏燃料水池溫度、液位元監測改進設計	6	安全殼及相關廠房消氣系統分析評估	5	廢物處理系統的有效性分析
07	環境監測設施改進	7	嚴重事故下EUF系統可靠性評估		
08	核島、泵站及柴油機廠房防水淹改進	8	嚴重事故下水壓試驗泵可靠性評估		
09	嚴重事故下安全殼氬氣連續監測改進	9	應急指揮中心福島事故後評估報告		
10	一次側臨時注水及安全殼噴淋改進	10	抗震裕量分析		
11	二次側臨時注水改進	11	核電廠防災預案和管理程式		
		12	核電廠應急回應方案與評估		
		13	LLS系統線上補油分析		

基本完成

圖三十六、大陸福島事故後核安改進行動實例  
(取自陸方簡報)

我方江庚晏副研究員簡報題目：臺灣核電廠嚴重事故相關模擬結果彙整。我方所使用的嚴重事故軟體為 MELCOR 1.8.5，此次研討會我方簡報內容包含核二、核三廠的電廠全黑嚴重事故模擬結果，以及核一廠的圍阻體排氣過濾系統 FCVS (Filtered Containment Venting System) 分析與美國奇異公司的 MAAP 比較結果。核二、三廠的嚴重事故模擬均有觀察到一般嚴重事故常見的現象，包含爐水沸騰、爐心未被水覆蓋、護套氧化、銹水反應導致氫氣生成、護套熔毀、燃料熔毀、氫氣燃燒、壓力槽底部底蓋失效、圍阻體失效等。此外也進行了分裂產物外釋情形的計算，結果可做為該電廠的安全度評估作為參考資訊。大部分揮發性氣體如 Xe、Cs、Te、Mo、Sn、Cd 從燃料釋出，另外也如預期般地，惰性氣體 (Xe) 外釋到環境比例幾達百分之百。MELCOR之計算結果可和程式

MACCS2 (MELCOR Accident Consequence Code System) 結合做 off-site consequence 分析，得到土地污染面積、廠外劑量、健康效應等資訊。

我方另討論核一廠的圍阻體排氣過濾系統分析與美國奇異公司的 MAAP 比較結果。圍阻體排氣過濾系統為 EA-13-109 所制定之改善措施之選項之一。我國原能會要求核一、二、三廠皆需設置，並於廠商設計前提出 SAA (Severe Accident Analysis)。臺電公司委託奇異公司以 MAAP 程式進行分析，我國原能會核安中心則以 MELCOR 進行驗證。MELCOR 與 MAAP 的分析結果大致接近，但因 MELCOR 和 MAAP 的反應器壓力槽底蓋失效機制不同，因此導致有些現象出現的時間點有落差。

#### 4. 核能相關法規與管制作業

本項議題主要就兩岸針對核電廠安全營運相關法規進行技術交流，在大陸方面簡報現行法規體制和架構，以及相關條文等，核安全監督有五個法律層次，由上而下分別為：國家法律、行政法規、部門規章、核安全導則與技術標準、其他規範性文件等，並陳述其擬定主要參照 IAEA 相關法規，因 IAEA 法規偏向原則性敘述，但在實務操作上，大陸還是參照美國核管會所頒布法規 (10CFR)、法規指引 (Regulatory Guide) 及其相關技術報告 (NUREG) 等為主。

我方則簡報核電安全監督，包括核電法規、核電安全監督方式及福島事故後核電安全總體檢等議題。內容係針對管制單位就核電安全營運之管制作為，在法規上，核能管制法規架構包括法、法之授權、行政規則/行政命令、工業標準及資訊性文件，另我國核電廠係依美國核能相關法規設計、製造、安裝及營運，因此美國核管會對核電廠管制作為和動態為重要管制參考之一。在安全監督方面，主要說明核安管制紅綠燈制度運用在運轉中核電廠之視察作業、核電廠老化管理執行情形與管制審查作業、總體檢工作內容等，提出臺灣的管制經驗與大陸分享。在這議題討論上，大陸方面對於我國現行核電廠運轉管制作業甚感興趣，尤其是核安管制紅綠燈制度實施情形和老化管理之相關管制經驗和

成效，應可激勵大陸管制方向能與先進國家一致，並提升核電監管效能。我方也仍應持續追蹤國外先進國家管制動態和作法，持續精進我國核電管制，以增進核電營運安全。

會後，陸方柴國早總工程師表示歡迎雙方持續進行交流，研討會順利圓滿結束。

表四、「海峽兩岸核電安全合作協議特定議題專家會議」議程

11月6日，星期五	
<b>開幕時段</b>	
09:00-09:20	核與輻射安全中心致歡迎辭（柴國早 總工程師） 臺方代表致辭（廖俐毅 主任）
<b>特定議題研討</b>	
主持：柴國早	
09:20-10:20	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 核安全局及核與輻射安全中心介紹（程建秀）</li> <li>- 核能安全管制研究中心籌備概況與未來規劃介紹（廖俐毅 主任）</li> </ul>
10:20-11:30	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 概率安全評價(PSA)（黃志超）</li> <li>- 安全度評估概述及應用經驗簡介（臧逸群）</li> </ul>
<b>午餐</b>	
<b>下午技術研討</b>	
主持：廖俐毅	
13:30-14:30	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 臺灣核電廠嚴重事故相關模擬結果彙整（江庚晏）</li> <li>- 嚴重事故法規政策與研究現狀（楊志義）</li> </ul>
14:30-15:30	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 核安全監管法規介紹（高斌）</li> <li>- 核安全監管法律法規（張巧娥）</li> </ul>
15:30-16:20	問題和討論
<b>總結</b>	
16:20-17:00	總結：柴國早、廖俐毅

## 四、心得與建議

1. 電力工業的發展需要一種更安全、更環保、更高效率、用途更廣的核電技術，高溫氣冷式反應器技術的發展將對國際能源、氣候和安全目標的實現有著重要意義，值得我國持續關注並參與。
2. 近年來，大陸沿岸增設多部核電機組，兩岸核能發電安全為彼此重要課題，因此藉由持續性管制技術交流，促進相互了解，以提升兩岸核能電廠運轉安全。
3. 北京清華大學核能與新能源技術研究院所研發之高溫氣冷式反應器原型機未來數年將在山東開始商業發電，該反應器屬於被動安全性相當高的機型，建議未來持續交流關注高溫氣冷式反應器後續商業運轉狀況，取得相關管制經驗回饋我國。
4. 本次與大陸環境部核與輻射安全中心進行議題交流，大陸方面對於我國現行核電廠運轉管制作業甚感興趣，雙方交換管制經驗有助於創造雙贏局面。
5. 國家核電技術公司北京軟體技術中心自主研發的核電廠關鍵設計軟體 COSINE 讓我們留下了深刻的印象，其團隊分工規劃、驗證、公開測試過程、及後續結果建議持續進行交流，取得相關資訊對我國核電廠軟體模擬研究以及管制經驗均有所助益。