

出國報告（出國類別：其他）

赴大陸深圳參加國際核能安全研討會 及訪問上海核工程研究設計院

服務機關：核能研究所

姓名職稱：趙椿長 研究員

派赴國家：大陸

出國期間：103年12月18日~103年12月24日

報告日期：104年1月22日

英文摘要

The purpose of this trip is to attend the International Conference on Nuclear Safety held in Shenzhen and to visit the PRA office of Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute.

The International Conference on Nuclear Safety was hosted by the Suzhou Nuclear Power Research Institute. The main purpose of the conference is to provide an international forum on the research of safety assessment after the Fukushima events at 2011. The topics of the conference were focused on PRA related activities which including seismic PRA, external event analyses, strong wind PRA, internal fire PRA, risk monitors and RI-ISI program.

On the visit to Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, issues on recent PRA related research activities were discussed. The topics included seismic PRA, aviation impact event, internal flooding and RI-ISI program.

中文摘要

本次公差的主要目的為赴大陸深圳參加由蘇州熱工院舉辦的國際核能安全研討會，並訪問上海核工程研究設計院。

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，大陸蘇州熱工院因此舉辦國際核能安全研討會，邀集 PRA 相關專家就現階段安全相關議題進行討論，討論的議題包括地震風險評估、廠外事件分析、颱風 PRA、火災 PRA、風險監視系統以及 RI-ISI 計畫。

本次公差應邀訪問上海核工程研究設計院，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，共同討論現階段 PRA 分析所面對的困難，討論的議題包括地震、飛機撞擊、水災以及 RI-ISI 計畫。

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	28
四、建議事項	31

一、目的

本次公差依據中央計畫「核子事故之輻防與緊急處置措施研究」之「嚴重核子事故分析技術建立」子計畫研發需求，赴大陸深圳參加由蘇州熱工院舉辦的國際核能安全研討會，並訪問上海核工程研究設計院，對於核能電廠風險評估及地震、海嘯、水災及火災等複合式災害嚴重事故處置導則建立等相關工作之推展有極大的助益。

2011 年日本福島地區發生事故後，國際間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、加速研究進度以及擴大研究範圍，大陸中廣核集團所屬的蘇州熱工院於 2014 年 12 月 22 日及 23 日，於廣東深圳舉辦國際核能安全研討會，會議主題主要聚焦於機率性安全度評估 (Probabilistic Risk Assessment, PRA) 以及嚴重事故的相關研究，我國有關核能電廠 PRA 的相關研究工作，主要由核能研究所進行，因此主辦單位特別邀請核能研究所負責 PRA 相關研究工作的趙員參加研討會，除了針對廠外事件相關安全分析議題進行引言外，同時也主持研討會中有關地震 PRA 的相關討論。

本次公差順道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，針對雙方在地震 PRA 方面的研發狀況進行交流，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負責研發中的 CAP1400 機組進行 PRA 的分析工作，本次訪問針對地震 PRA 中有關設備耐震評估以及風險告知相關應用進行交流。

二、過程

此次公差自 103 年 12 月 18 日起至 103 年 12 月 24 日止，共計 7 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			
12	18	四	台北	上海	大陸	上海	去程
12	19	五			大陸	上海	訪問上海核工程研究設計院
12	20	六	上海	深圳	大陸	深圳	路程
12	21	日			大陸	深圳	資料整理
12	22~23	一~二			大陸	深圳	參加國際核能安全研討會
12	24	三	深圳	台北			返程

12 月 19 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，討論議題包括地震分析方法、耐震能力評估、火災分析、水災分析以及風險告知運轉期間檢測計畫，共計有 35 人參加為期一天的討論會議。

12 月 22 日及 23 日參加由蘇州熱工院所主辦的國際核能安全研討會，討論的議題包括地震風險評估、廠外事件分析、颱風 PRA、火災 PRA、風險監視系統以及風險告知運轉期間檢測計畫，共有來自研究單位以及核能電廠等 18 位專家參與討論。

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。

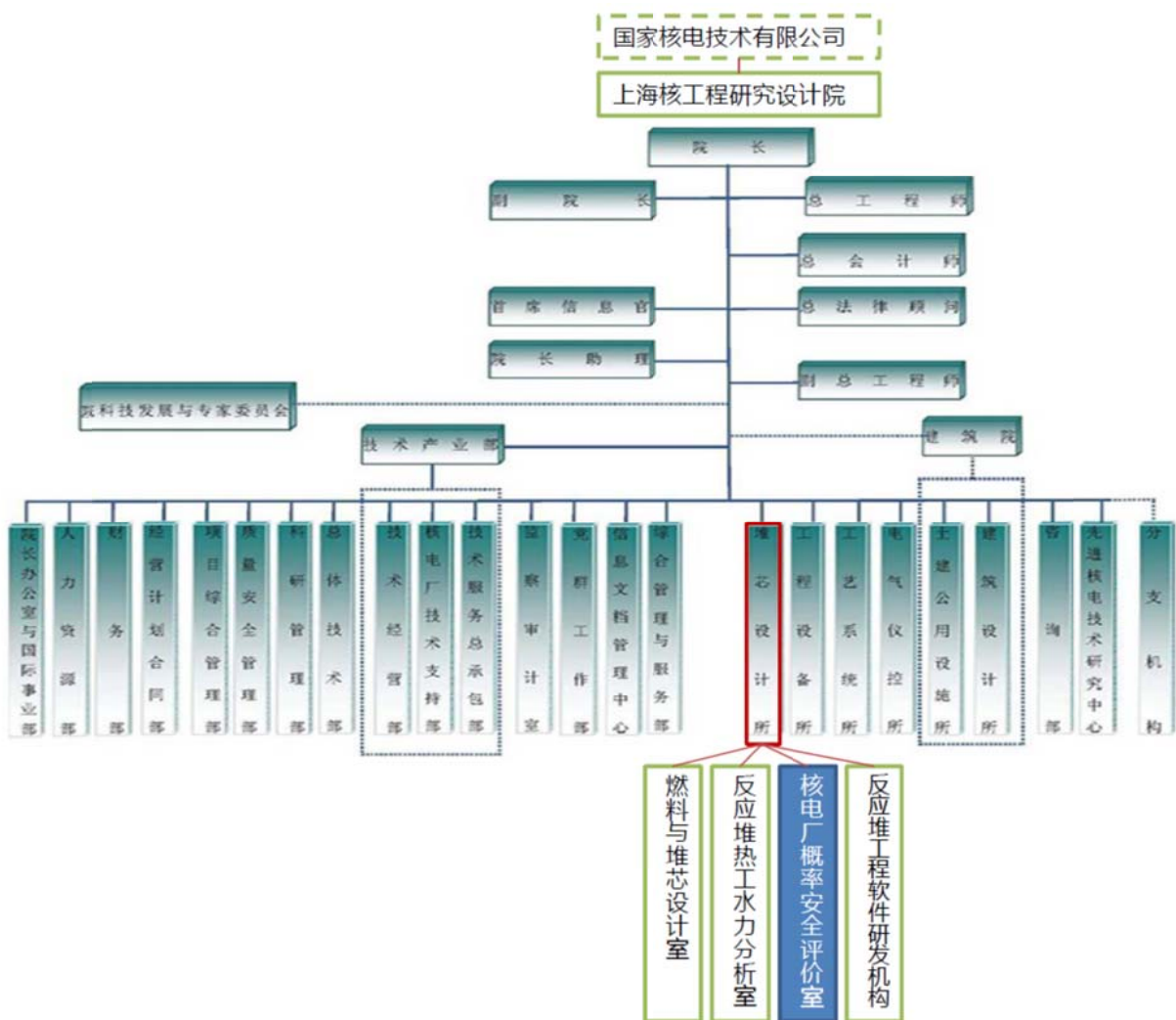


圖 1 上海核工程研究設計院組織架構圖

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。

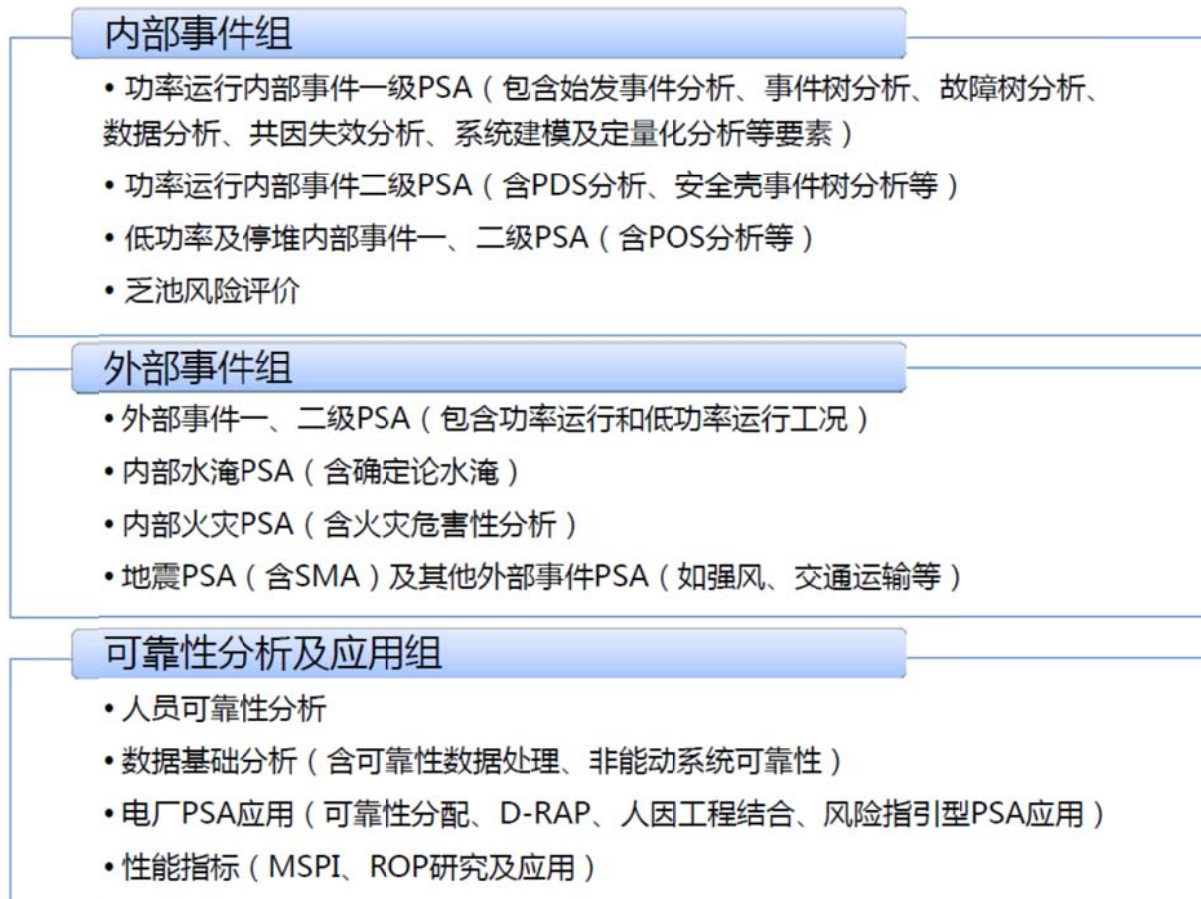


圖 2 核電廠概率安全評價室研究概況

核電廠概率安全評價室目前針對研發中的 CAP1400 進行地震 PRA 模式發展工作，於 2014 年已完成廠址危害分析工作，預計在 2015 年 6 月完成設備耐震評估工作，並配合終期安全分報告(FSAR)之送審期程，將於 2016 年完成整體地震風險的量化工作，有關上海核工程研究設計院在核能電廠地震風險分析的經驗如圖 3 所示。

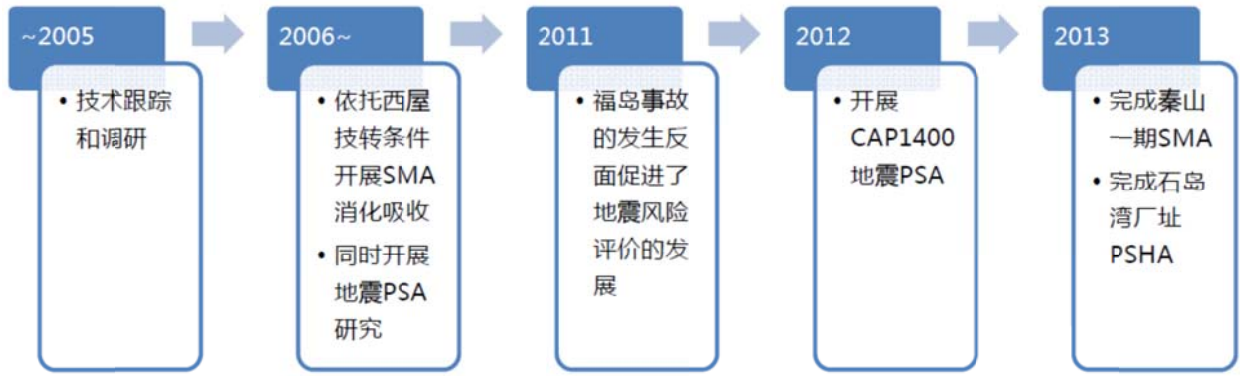


圖 3 上海核工程研究設計院地震風險研究經驗

我國因應地調所將北部山腳斷層以及南部恆春斷層暫列為第二類活動斷層，台電公司正積極依據新事證評估國內運轉中核能電廠的地震風險狀況，並於 2014 年完成山腳斷層與恆春斷層的地質調查工作，同時也因應考慮山腳斷層與恆春斷層等地質特性，重新進行設備耐震能力評估以及地震風險量化工作，目前相關研發工作由台電公司委託核能研究所進行，工作內容及流程詳如圖 4 所示。

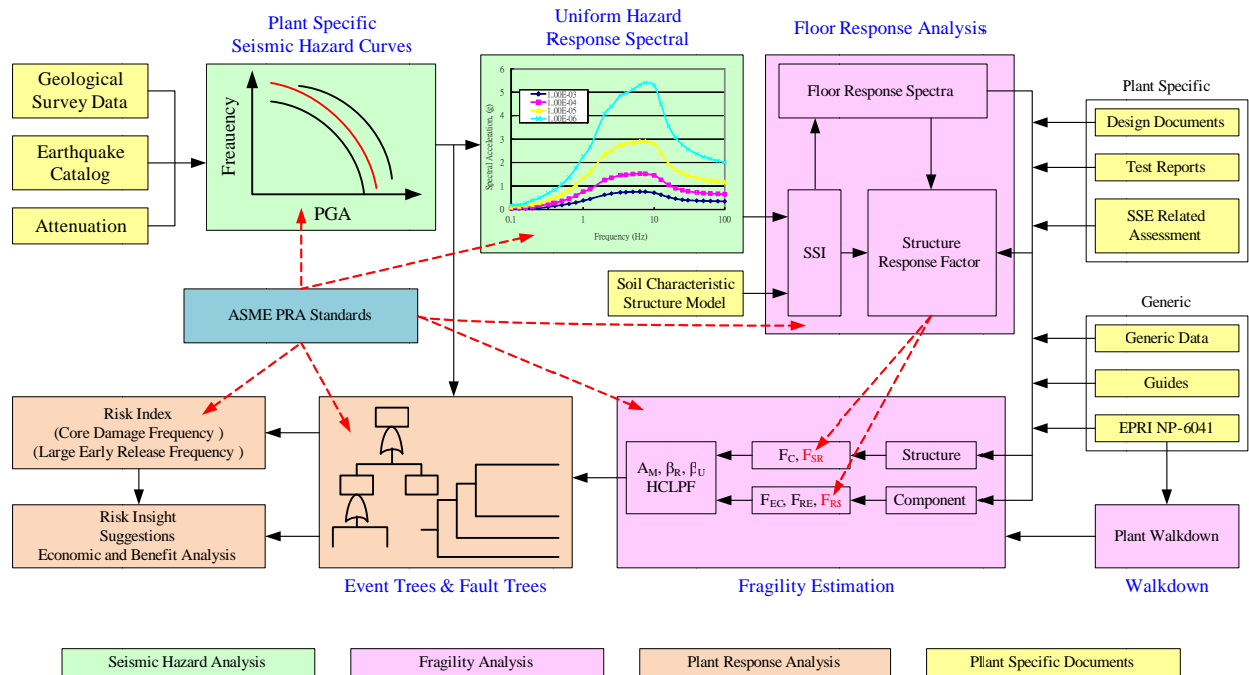


圖 4 我國核能電廠地震風險評估流程

由於核能研究所以及上海核工程研究設計院均正進行核能電廠地震風險相關的分析工作，本次訪問針對雙方在地震 PRA 的進展、所遭遇困難以及研發技術瓶頸進行討論，期望能藉由雙方所累積的研發經驗，解決目前雙方所遭遇的困難，尤其是在設備耐震能力分析自主化的相關工作，討論會議由堆芯設計所總工程師張琴芳女士主持，共計有 35 位目前正在執行 PRA 相關分析的工程師參與討論。

由於核能電廠建物或設備均依據設計地震震度之要求進行設計與安裝，耐震能力顯著高於一般工業界之需求，且具備相當程度的耐震安全餘裕，因此要評估核能電廠建物或設備的實際耐震能力將會有別於一般結構或設備的評估方式，除了小型設備可以透過地震平台進行測試之外，中大型設備以及結構物受限於地震平台大小的限制，一般只能引用業界所認同的分析方法配合局部零組件測試資料進行評估。目前業界均引用美國電力研究所 (EPRI) 制定的分析方法進行評估，但因核能電廠設備設計、測試、安裝以及錨固方式常常因為現場環境的限制而有顯著差異，因此分析時可能遭遇特殊狀況以及缺乏有效測試資料等因素，無法決定符合現況的安全餘裕參數，致使分析結果趨於保守，因而高估風險甚至扭曲分析所得的風險洞見。

我國位於地震發生頻繁地帶，國內專家學者對於橋梁以及房舍等一般與民眾日常生活相關的結構物的耐震能力評，相信有非常紮實的研究經驗與成果，但在需要極高耐震能力需求的核能電廠大型結構與設備耐震評估方面，則相對缺乏研究經驗，國內三座運轉中核能電廠以及興建中的核能電廠，在耐震能力評估方面均委託國外專家及顧問公司執行。目前台電公司因應台灣北部山腳斷層以及南部恆春斷層暫列第二類活動斷層的地震新事證發現，針對運轉中核能電廠重新執行定性及定量的地震風險分析工作，有關設備及結構物耐震評估工作雖然委託國外顧問公司進行，但在核能研究所的規劃下，已經開始積極將分析技術引入並生根於國內相關的研究團隊，在實際參與各項耐震能力評估相關工作之下，無論在現場勘查、結構分析、設備錨固、設備功能、不確定度分析等各項領域，均已累積相當的研究經驗，相信在未來有緊急需求時，國內研究團隊可以就近並在短時間內完成耐震能力相關的評估工作，除了及時確保核能安全之外，更可以提供藉由分析所得的風險洞見，有效提升國內核能發電廠的經濟價值。

目前國內在評估每個核能電廠 800~1000 項設備及結構物的耐震能力時，係以風險顯著性較高的設備及結構物為評估重點，透過圖 5 的分類流程，定義風險顯著性較高的設備及結構物。

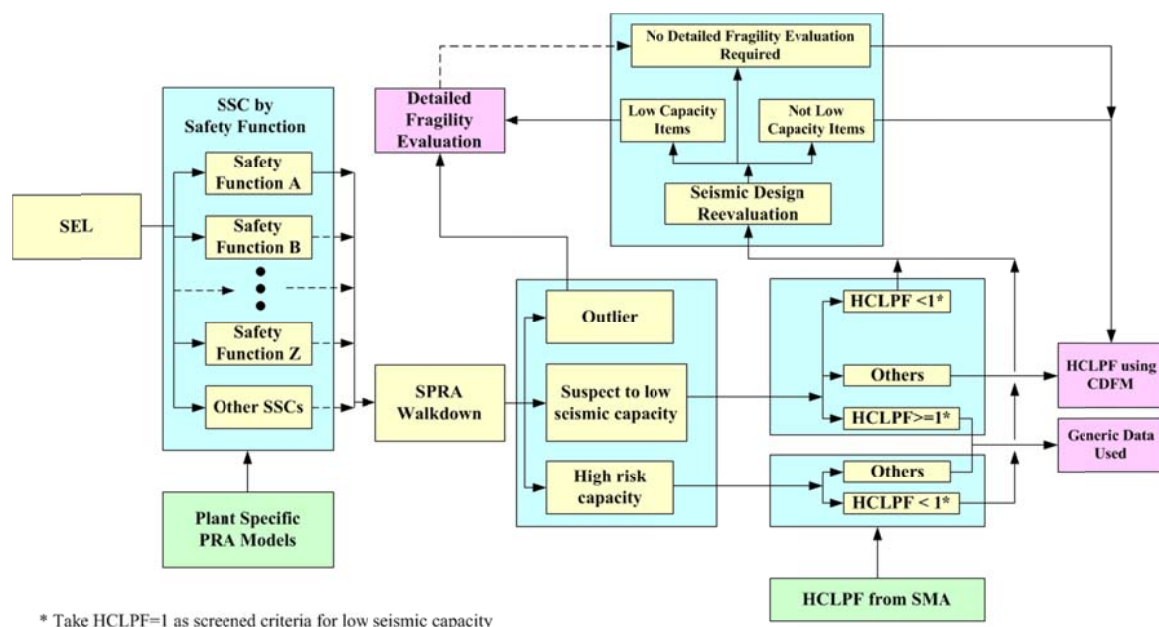


圖 5 設備及結構物耐震能力非類流程

在評估時則引用不同的數據來源定義設備及結構物的耐震能力與所對應的所有不確定度參數，不同類別的設備及結構物耐震能力分析方法如表 1 所示。

表 1 設備及結構物耐震能力分析方法

結構、系統與組件(SSC)	分析方法	評估結果
現場勘查定義 outlier	耐震能力評估(Fragility Analysis)	A_m, β_R, β_U
高風險顯著性		
低耐震能力疑慮	EPRI NP-6041 的 CDFM 方法	HCLPF
較低風險顯著性		
高耐震能力且低風險顯著性	在風險指標分析中所定義之低風險顯著性 SSC，在 GERS 或 SQUG 網頁中可以取得業界一般數據	業界一般數據

上海核工程研究設計院目前已完成包括 AP1000、CAP1000 以及 CAP1400 等設計階段機組以及已商業運轉秦山電廠的地震安全餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)工作，但由於 SMA 為偏定性的地震風險評估工作，對於建物及結構耐震能力評估的要求較為保守，在因應地震 PRA 之要求進行耐震評估時，分析標準要求分析結果必須盡可能符合現況，因此目前遭遇參數設定相關的難題，而核能研究所目前執行國內運轉中電廠地震 PRA 時，同樣也遭遇類似的問題，雙方在經過討論後，以彼此研究經驗釐清部分現階段所遭遇的問題，尤其是在缺乏合適測試資料支援的狀況下，如何進行符合現況的評估工作。討論後雙方均認同運轉中電廠若缺乏有效測試資料時，可以參考同型設備的測試結果，尤其是耐震能力相對較低的電氣櫃，以我國運轉中的核電廠例，核一、二、三廠的建廠時間相近，電氣櫃無論在耐震設計以及錨固上都屬於類似的設計，因此相互參考的價值極高，在避免使用過於保守的一般數據下，應可以使分析結果貼近實際的狀況。另外在上海核工程研究設計院的案例中，該院主要針對設計中電廠執行耐震評估，大陸地區有許多設計中、興建中或是才開始商業運轉的核能電廠，這些電廠的運轉或測試數據亦有極高的參考價值，而設計中的電廠亦可透過設計規範的制定，要求提供設備的廠家提供符合設計震度的產品，應可簡化分析流程，只要規範合乎業界在工程上的合理性，以核能等級的程序量產這些設備應該沒有問題。

在相關的討論中，趙員留意到大陸地區的廠址地震危害分析是由大陸官方地質調查單位的專家依據廠址特性來進行，並非業者自行委託專家進行，此過程有助於解決由業者委外分析造成分析方法合適性以及分析結果保守度的相關疑問，可以簡化同行審查所需的流程，提升整體風險分析結果的可信度。國內目前沒有專職單位負責建立地區性的地震危害分析，因此所有需求單位必須自行蒐集資料並委託專業機構進行分析，在缺乏完整法規要求以及完善分析導則的狀況下，分析結果必須透過冗長的審查程序才能確認分析結果的可信度，且在分析及審查過程中容易為了遷就審查委員所提出的個人意見，而引入過於保守的假設，導致分析結果趨於保守，對於分析結果的時效性以及符實性可能有非常顯著的影響。

在會議的綜合討論中，雙方就其他風險分析的議題交換意見，首先討論的是廠外事件中有關飛機撞擊發生頻率的估算，核能電廠在估算廠址附近飛行器流量時，常會遇到無法取得軍用機場飛機或直升機航道以及流量的困擾，軍機飛行因任務需求有可能不受限於國際航線的航道飛行，尤其是訓練飛行或是擔任救援任務的直升機，在相互討論後，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。

我國在日本福島地區發生核子事故後，積極進行核能電廠天然災害與人為災害的安全評估工作，飛機撞擊事件在過去所進行的定性分析評估，認為並沒有風險顯著性而未進行較細部的分析工作，隨著國內航線擴展與修訂以及例行航班數量大幅增加的狀況下，有必要再次進行較深入的定性分析工作，以決定是否有必要進行定量的風險分析工作。

核能研究所目前正針對我國所有核能電廠進行飛機撞擊的安全評估工作，以實際的航線以及航班數量進行分析，以北部的核能電廠為例，藉由我國民航局所提供的最新國際航線圖以及所統計的航班資料，並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，在引用保守數據所得的直升機撞擊頻率進行電廠損害及風險評估後，電廠因直升機撞擊所引發的風險遠低於其他事件所引發的風險，因此在經過完整的分析後，國內核能電廠因飛機撞擊所引發的風險極低。

在水災分析方面，雙方就水災損害分析方法進行簡單討論，主要著重於水密門失效對於水災蔓延的影響，水災蔓延對於風險有極大的貢獻程度，因此核能電廠在重要廠房隔間時設置水密門以防止房間內外因為水災蔓延造成大規模設備受損，防水門通常由堅固材質製作，固定方式也可以防止靜水壓的影響，在討論過程雙方認為在進行風險分析時，應給予防水門一個相對較低失效機率，以將非預期防水門在水災發生時失效對於整體運轉風

險的影響納入考慮，另外也應確認電廠是否有由足夠的行政管制，可以發現防水門非預期處於開啟狀況，或控制防水門開啟的時間，以確保防水門可以符合設計之需求。

在會議的最後，雙方就風險告知運轉期間檢測(RI-ISI)計畫的制定進行討論，RI-ISI計畫是核能電廠最常見的 PRA 應用案例之一，由於執行 RI-ISI 計畫替代原有依據美國機械工程師學會相關規範所制定的檢測計畫，有助於有效發現潛在瑕疵，並將業界運轉經驗與現行所有增加檢測計畫納入整體計畫執行範圍，對於降低運轉風險、減少非必要工作人員輻射劑量亦有顯著的助益，因此國際間均將 RI-ISI 計畫視為重要的 PRA 應用案例。由於雙方都有進行 RI-ISI 計畫相關分析的經驗，因此討論時專注於不允許破裂管路分析、設備共因失效、人員失誤概率、不同模式下運轉風險加總、銲道失效頻率以及瑕疵檢出率等細部評估方式。

台電公司為提升核能電廠的銲道檢測效率，於民國 98 年開始進行國內運轉中核能發電廠 RI-ISI 計畫相關研究工作，依據國際趨勢以及考量國內核能機組特性，採用符合美國聯邦法規及美國核管會管制導則並由美國電力研究所發展的分析方法。分析時依據管路運轉、設計以及維護特性配合管路破裂後果，將管路分段並區分為低、中、高等三個不同風險類別，分類的方式如表 2 的分類矩陣所示，然後再依據管段的風險類別，挑選所要求百分比的銲道數量進行檢測。

表 2 RI-ISI 計畫管段分類矩陣

核能電廠RI-ISI計畫管段風險評估矩陣				
管路破裂可能性 (劣化機制)	管路破裂後果			
	無	低	中	高
	無風險	$CCDP \leq 1E-6$ $CLERP \leq 1E-7$	$1E-6 < CCDP \leq 1E-4$ $1E-7 < CLERP \leq 1E-5$	$1E-4 < CCDP$ $1E-5 < CLERP$
高 (FAC)	低(類別7) (無檢測要求)	中(類別5) (檢測10%構件)	高(類別3) (檢測25%構件)	高(類別1) (檢測25%構件)
中 (其他劣化機制)	低(類別7) (無檢測要求)	低(類別6) (無檢測要求)	中(類別5) (檢測10%構件)	高(類別2) (檢測25%構件)
低 (無劣化機制)	低(類別7) (無檢測要求)	低(類別7) (無檢測要求)	低(類別6) (無檢測要求)	中(類別4) (檢測10%構件)

美國電力研究所蒐集過去所執行的檢測經驗顯示，不允許破裂管路的劣化機制與其他類型管路相當，主要還是集中於特定設計與運轉方式的管路，因此在 RI-ISI 計畫的分析方法中，獨立制定不允許破裂管路的分析方法，依據該分析方法所挑選執行檢測的數量約為所有銲道數量的 10%~25% 之間，但由於必須依據較為嚴格的超音波檢測方法執行銲道檢測，因此可以顯著降低運轉風險。

在經過與會人員討論後，整個不允許破裂管路的分析重點包括分析範圍定義、管路破裂後果評估、主蒸氣隔離閥在蒸氣管路破管後的運作以及銲道選取等。在分析範圍定義方面，主要必須考慮設計基準事故分析的相關假設，一般而言蒸氣及飼水相關管路在圍阻體外至圍阻體隔離閥之間的管路，必須列入分析範圍，考慮管路破裂後可能發生管路驟揮效應，因此必須視管路支撐的設計考慮延伸分析範圍，以符合設計基準事故分析的相關假設，對於在運轉規範中已經定義不允許破裂管路範圍的電廠，分析者必須檢視相關定義的合適性，避免因不當定義而導致潛在的風險增加。在管路後果評估方面，不允許破裂管路在發生管路破裂時，應考量高能管路破裂所引發的各種效應，管路附近所有設備甚至結構物都應考慮是否可能因此受損，另外管路支架在事故中是否可以維持設計功能，亦應納入分析中，其中最值得注意的是蒸汽管路上的主蒸氣隔離閥，該閥在發生主蒸氣管路斷裂時，必須依據設計基準在要求的極短時限內達成完全關閉狀態，且必須在極端環境之下亦能達成所要求的設計功能，分析時應留意每一個主蒸氣閥的採購要求以及測試結果，確認在主蒸氣管路或飼水管路完全斷裂時所造成的高溫、高壓、高輻射環境中，亦能正常運作。在銲道挑選方面，不允許破裂管路必須選取分析所要求的數量進行超音波檢測，檢測方法依據劣化機制而有所不同，但應透過現場勘查選取銲道兩側均能進行完全檢測的銲道，才能達到降低運轉風險的目標，銲道附近因管路支架或因其他設備阻礙導致無法執行 100% 體積檢測的銲道，應排除在選測清單之外。

在進行一天的討論後，雙方均認為有非常豐碩的收穫，無論在地震分析、水災分析、飛機撞擊以及 RI-ISI 計畫等，均獲得彼此研發經驗，並且可以做為後續安全分析以及嚴重事故評估的參考，主持人在會議最後感謝大家熱情討論，並期望未來雙方可以在工作人員

的階層上做更廣泛的研發經驗交流，本次交流係由上海核工程研究設計院主動邀請核能研究所參與，趙員於會後亦邀請該院研發人員有機會時能來台進行更廣泛的交流。

參加國際核能安全研討會

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，且大部分著重在過去認為風險極低的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非預期災害或事故，同時也評估電廠設計的安全餘裕是否充裕。由於這些 PRA 相關分析工作大部分在國際間為首次進行，業界尚未有分析方法與過程的共識，因此蘇州熱工院希望能透過舉辦國際核能安全研討會，邀集 PRA 相關專家就現階段安全相關議題進行討論。

主辦單位蘇州熱工院的全名為蘇州熱工研究院，於 2003 年 7 月由原國家電力公司蘇州熱工研究所轉制而成，目前是中國廣核集團二級成員公司。蘇州熱工研究院的前身是水利電力部蘇州核電科學研究所，成立於 1978 年，主要任務是建立核電相關技術，為核能電建設和生產運行服務。蘇州熱工研究院目前註冊資本金額約為 3.5 億元人民幣，員工超過一千名，年收入超過 7 億元人民幣，設有壽命管理技術中心、核安全技術中心、設備監理技術中心、再製造與電力安全中心、環境保護與化學中心、在役檢查與性能試驗中心、運行技術中心、系統工程中心、科技資訊與培訓中心九個專業技術研究中心，另下轄中廣核檢測技術有限公司子公司，下設深圳分公司，為以深圳地為工作地的員工組成，擁有國家能源核電站壽命評價與管理技術研發中心、國家核電廠安全及可靠性工程技術研究中心、中廣核設備製造工藝評定中心、江蘇省企業院士工作站等技術研發平台和博士後研究工作站人才培養平台，以及核電站金屬材料壽命評估實驗中心、輻射環境實驗室、電氣設備老化實驗室、性能監測與故障診斷實驗室、反應堆安全分析獨立驗證平台等實驗平台，目前裝備大型實驗設備 300 餘台套。

經過三十多年的發展歷程，通過對核電和火電技術的研究和廣泛實踐，蘇州熱工研究院培養許多高素質人才，進入大陸國家核電科技創新體系，負責和參與多項國家科學研究計畫、國家科技支撐計畫專案、國家自然科學基金專案、國家核電重大專項課題研究，

擁有大量科研成果和專利技術，承擔包括國家核安全法規在內的國家核電標準的制訂和修訂任務，在核電領域具有了較高的知名度和影響力。

中國廣核集團組織機構於 2011 年進行組織調整，蘇州熱工研究院定位為集團中核電運營技術平台，以打造國際一流的核電技術研究院為目標，在集團核電大量發展的形勢下，蘇州熱工院定位為技術支援單位，打造集團運營技術平台開展核心能力建設。

目前蘇州熱工院與 PRA 相關的研究團隊包括概率安全研究所以及運行優化研究所，概率安全研究所主要的研究範圍包括 PRA 模式發展、可靠度資料庫建立以及嚴重事故分析；運行優化研究所主要的研究範圍則著重於 PRA 應用分析系統工具發展以及風險告知相關應用。

為期兩天的研討會，所討論議題包括地震風險評估、廠外事件分析、颱風 PRA、火災 PRA、風險監視系統以及風險告知運轉期間檢測計畫，議程如下表所示，共有來自研究單位以及核能電廠等 18 位專家參與討論。

國際核能安全研討會議程表

日期	時間	議題	主持人
12 月 22 日	9:00~9:30	報到與主辦單位致詞	郭建兵 陳捷飛
	9:30~11:00	地震	趙椿長
	11:00~12:00	綜合討論	郝海英
	13:00~14:20	廠外事件	張曉民
	14:30~15:50	強風	劉 翔
	16:00~17:00	綜合討論	趙椿長
12 月 23 日	9:00~10:20	火災	楊志超
	10:30~12:00	風險監視系統	郝海英
	13:00~14:30	RI-ISI 計畫	劉萍萍
	14:40~16:00	綜合討論	郝海英

會議開始由蘇州熱工院總工程師郭建兵以及概率安全研究所所長陳捷飛分別致詞，歡迎所有來自研究單位以及核能電廠的專家們聚集在深圳就目前 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量，這也是本次舉辦國際核能安全研討會的主要目的，會議中有來自研究單位、核能電廠以及學術機構的專家共同討論，期望在未來兩天的研討會中，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。

第一個討論議題為地震分析，討論的議題包括個別廠址危害分析的必要性、新設備耐震評估方法以及事故序列分析。在個別廠址危害分析的必要性方面，主要考慮在進行個別廠址危害分析時，常因廠址地質以及地震傳遞特性的不確定性，影響分析結果的可信度，導致必須花費更多的人力、物力與經費等研究資源，以地震發生頻繁的區域而言，進行個別廠址危害分析的確有其必要性，以我國核電廠為例，在地質上屬於鄰近區域的核一廠、核二廠以及龍門核能發電廠，其個廠危害分析結果即有相對顯著的差異，因此在耐震設計需求上就會有因地制宜的安全需求，這也顯示個廠危害分析的確有其必要性，但在地震發生頻率低的地方，地震風險相對較低，可考慮引用業界慣用的一般性地震危害曲線以及樓層反應頻譜，整體而言通用地震危害曲線以及樓層反應頻譜具有一定程度的保守性，但由於地震風險低，業界通常引用 SMA 而非地震 PRA 進行分析，因此地震危害曲線以及樓層反應頻譜對於分析果的影響程度通常相當微小，引用通用地震危害分析結果將可節省可觀的研究資源。

我國位於地震發生頻繁地帶，對於危害分析所需的地震目錄、震波傳遞與衰減、地震特性劃分、海底與陸域斷層調查等研究領域均有非常紮實的研究經驗，國內核能電廠的個廠地震危害分析亦主要由國內研究機構發展而得，無論在分析完整性以及符實性均有非常好的成果。現階段的主要問題在於權責主管機關並未針對產業應用制定適用於特定產業發展的分析導則，導致在危害分析過程中可能引入非必要的保守度，進而限縮產業界後續的應用範圍，對於產業的合理發展可能有所影響，此外在缺乏分析導則的狀況下，危害分析的結果可能因時空改變或研究團隊的特定專長而有顯著的差異，對於以危害分析作為基礎的風險評估或是產業應用亦有非正面的影響。

有關核能電廠的別廠址危害分析，國內早在 1990 年代即針對運轉中的核一、二、三廠進行個廠評估，國內研究單位也藉此引進並建立分析技術，後續在龍門電廠建廠以及目前執行中的運轉中核能電廠地震風險評估修訂中，有關廠址危害分析則都由國內研究單位執行，如圖 4 所示，核能電廠危害分析區分為廠址危害曲線建立以及地表反應頻譜建立兩大部分。

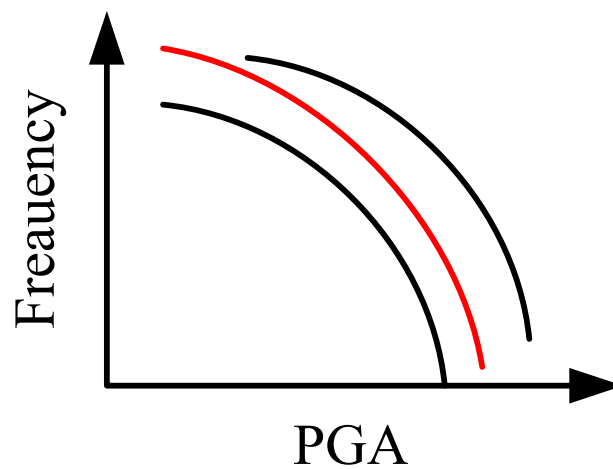


圖 7 地震危害曲線

如圖 7 的地震危害曲線所示，廠址危害曲線說明了特性廠址發生地震規模與頻率之間的關係，通常縱軸的發生頻率以年超越頻率表示，橫軸的地震規模則以廠址岩層表面的地表加速度表示，建立地震危害曲線時首先必須考慮廠址附近的地震目錄，也就是歷史地震清單，清單中必須包括地震規模、震央、震源深度以及地震發生原因等資訊。其次要了解廠址地層特性以及廠址附近的地質結構，因核能電廠在選址時會避開潛在的活動斷層，以避免發生震央在廠址附近的大規模地震，另外重要廠房結構物則座落在結構完整的岩盤之上，以避免土層放大地震的震度，所以絕大部分影響核能電廠的大規模地震，其震央發生在離廠址較遠的區域，地震波必須在海底或陸地傳遞到廠址，使得廠址的地震規模將與廠址地層特性以及廠址附近的地質結構有極大關聯性。最後，要評估歷史地震的特性，除了藉由歷史紀錄精算地震震央的位置、深度以及震度大小之外，也預估未來發生較大地震

的可能性。圖8為核能電廠與一般建築物面對地震威脅的異同之處，對於同樣的震源而言，因為一般建築物並未要求必須座落於岩盤之上，當地震波由岩盤傳遞到地表土層時，放大效應會使一般建築物承受較大的地表層震動，也加大了一般建築物的地震危害。

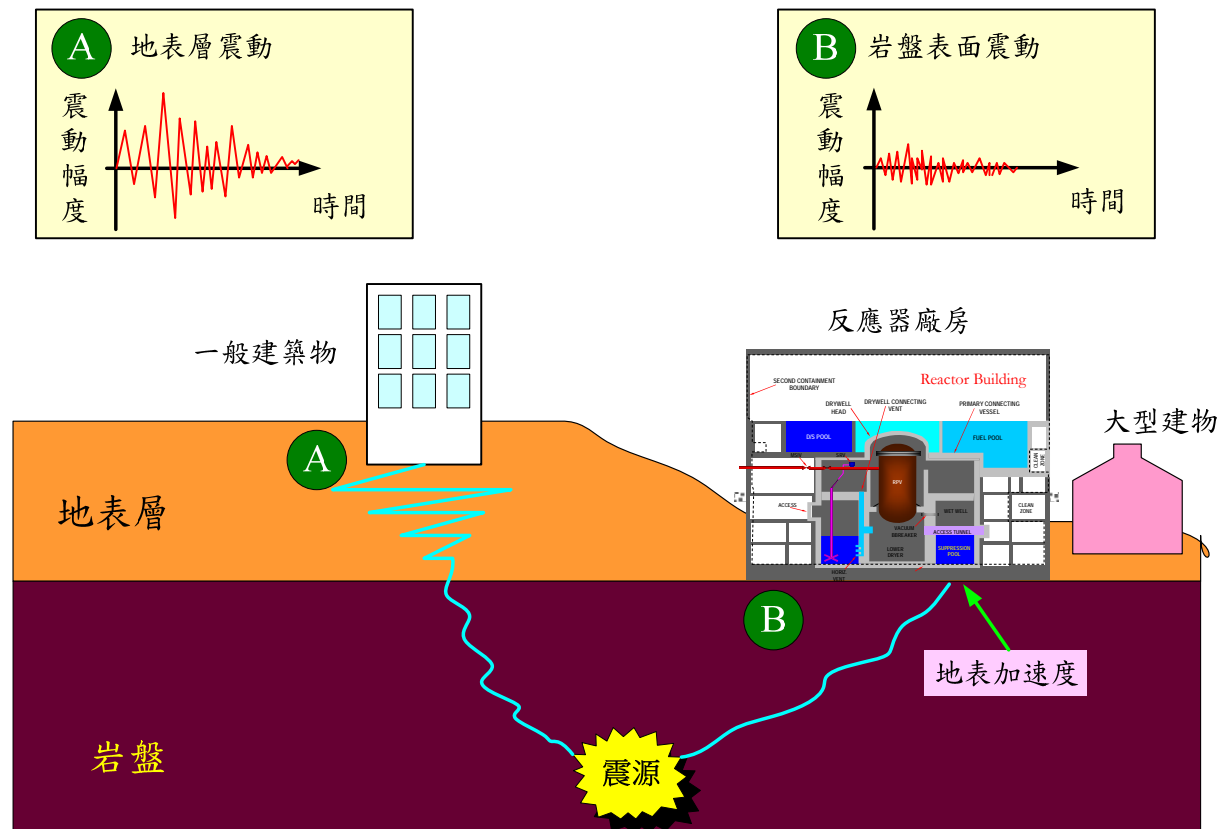


圖 8 核能電廠地震傳遞特性

與會人員討論後的結論，所有人均認同地震危害曲線建立是整個地震危害分析不確定度的主要來源，尤其是在地質參數設定方面，從短暫的歷史資料以及有限的地質調查結果，評估斷層長度以及錯動後引發地震的規模與頻率，目前仍是相當困難且極具爭議性的工作，若管制單位沒有清楚的導則作為依據，就必須透過冗長的意見交換與討論程序來設定參數，通常的狀況都是以極保守的參數進行分析，而過度保守的分析結果反而可能會扭曲評估的原意，導致地方政府或是業者無法把有限的資源做最有效益的分配。

為了進行後續核能電廠結構物與設備的耐震能力評估，危害分析的另一個產物就是依據廠址危害曲線所建立的地表反應頻譜，如圖 9 所示，地表反應頻譜通常是定義在岩層

表面上以不同迴歸週期所推導而得之地表振動頻率與加速度之間的關聯性，在考慮結構物的剛性、撓性以及設備錨固的特性後，即可經過設計強度與實際強度之安全餘裕的比值，估算設備或結構物的耐震能力。由於廠房結構具有特定的撓性可能放大地震的震度，因此非座落在廠房底層的設備，在評估時必須配合考慮廠房設計及載重等因素，分析時採用各樓層建立反應頻譜的方式進行，樓層反應頻譜以地表反應頻譜作為基準，考量廠房下方基座特性、廠房構設計、土壤與結構互制以及廠房各樓層實際載重等因素，這些分析技術在國內因為應用廣泛而有非常成熟的發展，不過與會人員也認為核能電廠的廠房結構設計特殊，耐震要求遠高於一般業界所評估的建築物，分析時必須特別留意所引用的參數，以降低不確定性對後續分析結果的影響性。

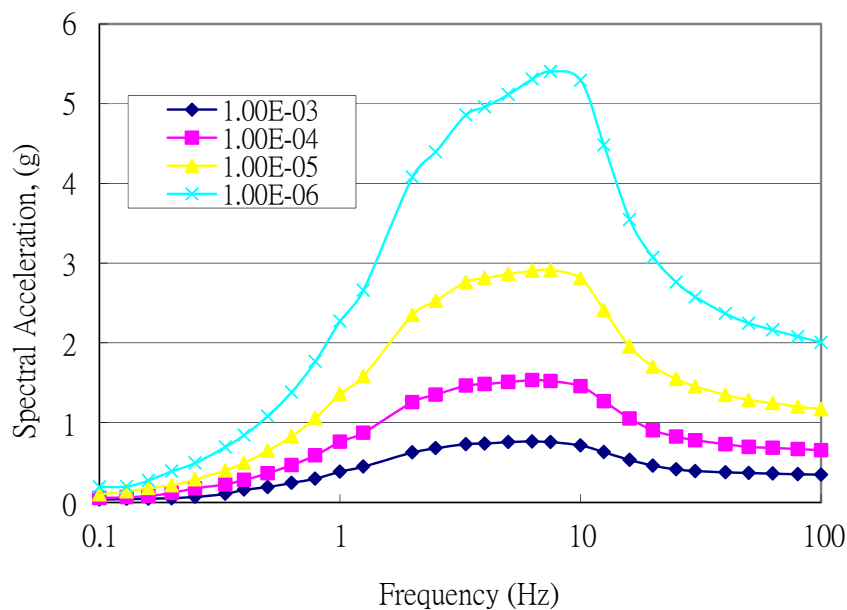


圖 9 地表反應頻譜

在新設備耐震評估方法方面，主要考慮新型反應器所引進的全新設備類別以及數位儀控相關的電子零組件，因應新反應器的安全設計需求，許多被動式設備被視為在喪失電力供應狀況下的重要安全設備，即使是已經商業運轉多年的核能電廠，也可能同樣面對以數位傳遞或全新設計的電子零組件取代原有控制模組的狀況，依據美國電力研究所發展的

設備耐震能力評估方法，在評估過程中有許多安全係數取決於由運轉經驗所累積的數據資料庫，全新設計的設備或零組件因沒有足夠運轉數據，因此相關安全參數設定在評估過程中，會牽涉許多人為工程判斷，在評估過程中將會累積可觀的不確定性，導致分析結果的信心度降低，另外在進行設備現場勘查時，全新設計的設備因缺乏業界所公認的勘查注意事項，使得許多屬於高耐震能力的設備，因缺乏業界公認的勘查注意事項，導致無法在現場勘查階段，以定性分析的方式排除於細部耐震評估範圍之外，這會導致許多設備必須經由耐震評估方法確認其耐震能力遠高於其他設備，進而大量耗費研究資源。在討論中，與會人員認為針對新型設備建立因地震損害的資料庫有其必要性，但在大陸地區的核能電廠均位於地震危害相對較低的地區，取得地震損害數據的機會低，因此希望能透過蒐集台灣、日本以及美國西部地區位於地震危害相對較高區域核能電廠的運轉經驗，作為建立定性篩濾分析導則的依據，另外與會人員也建議大陸執行耐震評估的研發機構，相互交流針對新型設備的耐震評估結果，亦有助於建立有參考價值的資料庫。

國際間除了新建電廠使用較多的數位化儀控系統之外，目前運轉中的核能電廠主要還是使用傳統類比式儀控設計，在儀控設備汰舊換新時，可能因為採購或安全需求而替換為數位化儀控，以我國位於高地震發生區域的情況為例，採購時必然會要求廠家所設計的設備在安裝於現場時必須達到所要求的耐震能力，此時必須留意廠家在測試或評估報告內是否考慮數位化儀控系統的特性，避免引用舊有且不適用的數據或測試方法，忽略數位化儀控系統特有的失效模式，高估設備耐震能力。

在事故序列分析方面，主要討論地震造成小規模管路破裂所引發的小型爐水流失事故的分析方法，尤其是壓水式反應器所面臨的蒸汽產生器破管事件。在沸水式反應器的分析方面，與會人員均同意小型爐水流失事故不會影響蒸氣驅動設備的注水能力，因此分析時假設地震發生的同時亦造成小型爐水流失事故，在分析上並沒有其困難性，如此保守假設對於整體風險分析結果的影響亦在可接受的範圍內。在壓水式反應器的分析方面，地震造成蒸汽產生器破管事件對於早期輻射大量外釋頻率有顯著影響，但在進行蒸汽產生器耐震能力評估時，多半沒有針對內部管束進行細部評估，若要實際進行耐震能力分析也有其困難度，主要原因在於缺乏細部測試資料，與會人員在討論後認為在進行蒸汽產生器耐震

能力分析時，通常會有功能失效以及錨固失效等兩部分，依據與會人員所提供的實際評估結果，以功能失效的分析結果作為蒸汽產生器管束破裂的耐震能力亦有其代表性。

第二個議題為廠外事件分析，討論的議題集中於廠外事件清單建立以及如何執行定性及定量篩濾分析，有關颱風與火災將於後續議程中進行討論。廠外事件在過去通常經由簡單的定性分析，確認其發生頻率低且對於機組整體運轉風險低而排除在細部定量分析的範圍之外，但在日本福島地區發生超越設計基準海嘯所造成的核子事故後，國際間開始重視原有定性分析的合理性，因此期望能藉由系統化的分析方法，針對所有可能發生的天然災害或人為破壞等廠外事件進行評估。

首先面對的難題是如何建立涵蓋所有可能發生的廠外事件清單，過去芬蘭管制單位曾在其官方網站上公布官方所認定的廠外事件清單，而美國機械工程師學會在 PRA 分析標準中也提供一個相當類似的廠外事件清單，而美國核管在有關高階核廢料儲存場的研究報告中，亦提供一個截然不同的廠外事件清單，在檢視這些清單後，與會者認為高階核廢料儲存場所評估的廠外事件著重於長期累積所引發在地質方面的各項事件，因事件演變或劣化通常需要數百年到數千年的累積，因此並不適用於運轉中核能電廠，經過討論後，與會人員均認為美國機械工程師學會在 PRA 分析標準中所建立的廠外事件清單具有一定的代表性，適合作為廠外事件分析的依據，不過各電廠在進行評估時，亦要留意是否有清單內所沒有涵蓋的特殊肇始事件。

在如何執行定量篩濾分析方面，與會人員對於那些廠外事件必須進行定量篩濾分析並沒有一致的共識，通常無法在定性篩濾分析中排除於分析範圍外的廠外事件包括地震、水災、火災、強風、飛機撞擊、暴潮、海嘯等事件，部分事件透過進行細部定量分析來計算風險指標，例如地震、水災以及火災等事件，其他事件例如海嘯，通常以萬年或百萬年最大海嘯淹溢高度作為篩濾標準，但因缺乏整體機率性評估過程，使得分析結果受到質疑，因此與會人員認為除非定量篩濾分析結果顯示事件的危害顯著低於其他事件所造成的風險，否則應盡量以整體機率性評估過程進行風險分析。

國內在 2011 年發生福島核子事故後，即開始積極進行有關天然災害的評估，從壓力測試開始針對重要天然災害進行系統化定性分析開始，到複合式天然災害矩陣半定量評估，

目前則進行系統化的定性與定量評估，透過台電公司提供的設計資料與現場勘查以及政府權責機關所提供的觀測與統計數據，目前已針對風險顯著性較高的事件進行完整的定量評估，現階段則與國內研究單位合作進行分析，當發現有潛在危害的天然災害或人為事件時，將以定量方式評估風險來源並依據風險洞見提出建議以作為設計變更以及運轉人員訓練的參考。而這些看似針對核能電廠所進行的廠外事件分析，其實以地理上的尺度而言，有許多分析結果可以作為地方政府進行水土保持、區域開發以及災害疏散的參考，尤其是包括地震、海嘯、強風、風暴潮等危害分析結果，其適用範圍可以擴及電廠周邊的許多行政區域。

第三個議題為強風分析，討論的議題集中於分析方法與分析經驗，強風包括颱風、颶風以及龍捲風等，台灣、日本、中國大陸東南沿岸以及美國東南沿岸常有颱風及颶風侵襲，龍捲風則好發於特定區域及特定季節。強風主要造成開關場、輸配電網路以及其他露天設備失效，進而對機組運轉風險有影響，我國運轉中核能電廠經常受到颱風直接或間接侵襲，因此均已發展因應程序書，除了必要的防颱準備之外，颱風來襲前亦透過偵測試驗來確認緊急柴油發電機的可用性，當暴風圈或暴風中心接近廠區前，機組將依據程序書進行降載或計劃性停機，此舉對於降低颱風所引發的風險有相當的助益。對於我國核能電廠因應颱風的積極措施，與會者留下相當深刻的印象，同時也表示應建議所有潛在受到強風威脅的電廠，建立合適的因應程序書。在分析方法方面，與會人員均同意透過強風危害分析、設備耐風能力分析以及事故序列分析等階段進行評估的方法相當合適，只不過強風威脅通常只有在特定季節發生，因此在建立年超越頻率曲線時可能必須考慮季節變化的影響，在進行特定風險告知分析時，亦可將季節性的變化納入考慮。在分析經驗方面，部分新型反應器已針對開關場的耐風能力重新進行設計，導致廠區內沒有顯著受到強風影響的結構或設備，但由於廠區外的輸配電相關設備，仍無法有效抵禦強風的侵襲，在分析時可以將強風事件納入喪失廠外電源事件的分析範圍，但必須留意在進行肇始事件發頻率評估時，應將因強風所引發的肇始事件合理納入數據更新範圍。

第四個議題為火災強風分析，討論的議題集中於火災分析的現況，目前業界公認的火災分析方法以美國核管會所建議的分析方法為主流，不過完全依照該分析方法執行在實

務上有其困難度，業界曾以多年的分析經驗提出改善分析方法的建議，美國核管會也適時提出分析方法修訂以及更詳盡的數據資料庫做為因應，但業界仍然感受到火災分析所耗費的研究資源遠遠高於所獲得的風險洞見，在簡短討論與實地調查後，絕大部分與會人員仍然認為依據該分析方法執行火災分析仍是目前最有共識的方法。

在火災分析過程中，電纜熱短路分析是公認最為棘手的部分，主要原因是電纜數量龐大且部分電廠沒有完整的資料庫做為因應，但因為分析方法明確，雖然分析過程耗時，不過在分析上的疑義較少。另外在燃火頻率的估算方面，現有資料庫系統計過去核能電廠運轉經驗而得，但新型電廠的設備型態與舊型電廠有顯著不同，且電纜數量大量減少，數位運作加上光纖網路傳遞的儀控設備，不但所需的電力供應量低且組件數量大幅減少，因此新型電廠在估算燃火頻率時，現有資料庫的確會發生適用上的疑慮，目前業界普遍的做法是以工業界對數位儀控系統的可靠度資料庫做為設備失效造成火災的數據來源，不過評估時應考慮數位儀控系統特有的自我測試以及例行檢測，另外光纖網路沒有造成熱短路疑慮的特性，應可大幅減少火災分析所需的資源，值得注意的是整個儀控系統中負責蒐集、比對與派工的組件，在火災時是否會有預期外的反應，將會是未來分析的重點之一。

第五個議題為風險監視系統，討論的議題集中於風險監視系統在實務上的實用性，在業界普遍以風險指標作為運轉、試驗與維護的參考指標之一的狀況下，核能電廠風險監視系統逐漸成為管理階層迅速掌握風險狀況的主要工具，管制單位或營運業者的管理階層可以在經過簡單的風險概念訓練後，確實了解每個風險指標或風險洞見的意涵，因此在使用風險監視系統時可以藉由電腦軟體的協助，跳過 PRA 模式量化過程中所牽涉的負責數學以及核能電廠龐大系統監的關聯性，直接以風險監視系統所提供的參數或指標，對於電廠營運現況即時做出判斷與決策，以協助電廠遠離潛在高風險的狀況。

我國核能電廠的風險監視系統分為三大部分，第一部分為協助核能電廠內部即時判斷風險的監視系統 TIRM-2，由核能研究所與台電公司共同發展，除了可以監控核能電廠在功率運轉期間的風險之外，亦可協助電廠評估整個大修期間中有關維修排程對風險的影響狀況，當發現機組可能因維修排程進入非必要的高風險組態時，TIRM-2 可以即時協助重新規劃各種可行維護排程的風險狀況，並依照電廠組態的特性提供在風險上的注意事項；

第二部分為協助管制單位視察員即時判斷視查發現在風險上顯著程度的 PRiSE，由核能研究所協助原子能委員會核管處發展，PRiSE 可以協助視察員將視察發現轉換為適當的電廠組態，並在極短時間內迅速完成風險顯著性判定，目的是讓視察員可以立即判斷風險狀況並回應合適的管制作為，以協助核能電廠提升整體的運轉績效。第三個部分為因應維護法規執行所建立的測試與維護排程管制系統 MIRU，由核能研究所與各電廠共同發展，MIRU 是因應電廠針對例行且週期性測試與維護排程所建立的風險管控系統，可以管理未來數週內機組因應實際測試與維護排程的風險變動狀態，在突發性設備失效的狀況下，亦可即時因應並將可能影響風險的例行性排程做適當的變更，避免電廠非必要進入高風險狀態。

在趙員針對我國風險檢視系統的現況做簡要的說明後，與會人員均表示相當贊同我國現行的做法，由於 MIRU 系統的功能已涵蓋部分 TIRM-2 的功能，與會者建議加強 MIRU 的風險監控功能，並考慮由 MIRU 取代 TIRM-2 的風險監視功能，使電廠能以單一系統管控風險。

發展風險監視系統的瓶頸為如何快速量化個廠 PRA 模式，並藉由量化結果整理有參考價值的風險洞見，與會者討論後認為發展風險監視系統的前提為必須具備快速的故障樹以及 PRA 模式求解引擎，最合適的狀況為自行發展這些求解引擎，以保留發展風險監視系統的彈性，不過重新發展引擎所需的研究資源可觀，目前業界已有商業化的求解引擎可以公開付費取得，對於沒有自行發展求解引擎的業者或研究單位而言將是一個可以考慮的選項。我國過去在核能研究所積極投入核能安全相關研究時，即已掌握未來風險監視系統在保障核能安全的重要性，目前已完成自行開發故障樹求解引擎 INERFTE 以及 PRA 模式求解引擎 INERISKEN，並以 INERFTE 為基礎發展故障樹分析套裝軟體 INERFT，目前 INERFT 為商業化套裝軟體，長期以低於國際市場價格以及完整中文介面提供國內研究單位及公司行號使用，由於是中文化的使用介面，部分來自大陸的研究人員表示濃厚的興趣，詢問提供簡體中文版本的可行性。

第六個議題為 RI-ISI 計畫，討論的議題集中於分析範圍的制定、破裂後果分析以及劣化機制評估。RI-ISI 計畫因具有顯著改善既有檢測計畫效率不彰、整併繁雜的增加檢測計畫、提高運轉安全性以及減少輻射工作人員非必要劑量的特性，因此相當受到國際間商

業運轉電廠的關注，美國除了部分準備除役的機組之外，超過 90%的機組均已轉換至 RI-ISI 計畫，由於執行成效符合預期，有許多電廠亦在新的十年檢測週期開始前，提出持續實施 RI-ISI 計畫的申請，RI-ISI 計畫中的主要分析項目為破裂後果分析以及劣化機制評估，這也是本次研討會中與會人員交換經驗的重點。

在分析範圍制定方面，大陸大亞灣核能電廠只針對飼水系統、輔助飼水系統以及餘熱移除系統進行先導評估，但對於為數眾多、管徑小且排除於原有檢測計畫的管路則有是否應納入分析範圍的疑義，部分與會人士認為 RI-ISI 計畫既然是原有檢測計畫的替代方案，不在原有檢測計畫範圍內的管路自然不需列入分析範圍，但有部分與會人員認為應該將所有管路納入分析範圍才符合 RI-ISI 計畫的精神，與會人員經過討論後並沒有一致的共識，若以美國的申請案例而言，美國核管會並沒有明文要求在原有檢測計畫中豁免檢測的管路納入 RI-ISI 計畫的分析範圍。

在破裂後果分析方面，大部分與會人員均認同是整個 RI-ISI 計畫中最具挑戰的一個分析項目，尤其若將廠外事件納入分析時，將會需要龐大的量化時間，另外不同運轉模式的風險估算與加總又是一個非常值得探討的問題，與會人員經過討論後，得到破裂後果分析必須配合現場勘查以及運轉人員訪談進行，才能得到符合運轉現況的結論。

在劣化機制評估方面，許多與會人員都碰到有關熱疲勞劣化機制判定的困擾，主要肇因於許多管段在考慮隔離閥失效後，都具有分析方法中所提到熱疲勞劣化機制的潛在發生條件，其實美國電力研究所早在 2000 年就已經注意到這個問題，並以細部分析方式，定義在某些特殊管路配置下才有可能發生熱疲勞劣化機制的潛在可能，如採用美國電力研究所提出的細部分析方法，則可以排除絕大部分在原有評估中具有潛在發生熱疲勞劣化機制可能性。

與會人員在針對分析方法進行討論後，開始關心後續執行方面的問題，首先碰到的議題是當在檢測時發現不可接受的瑕疵時應該如何處置，美國電力研究所的分析方法中雖然提到應執行追加檢測的要求，但相關的說明過於簡略，因而無法確認所提出的追加檢測計畫是否能符合 RI-ISI 計畫的精神，趙員則以過去的分析經驗為例，說明處理這項議題的經驗作為與會人員參考。

由核能研究所建立的國內運轉中電廠 RI-ISI 計畫中的追加檢測計畫，是邀集風險評估、銲道檢測以及法規獨立監察等三方共同討論而得，討論的重點在於建立一個符合法規要求、實際可行且能有效降低風險的追加檢測計畫，如圖 10 所示的追加檢測流程，對於銲道檢測期間所發現的瑕疵或異常狀況，業者必須評估瑕疵狀況是否符合可接受標準，對於符合可接受標準者，必須於次一個燃料週期追蹤檢測，若仍符合可接受標準，則回歸至原始檢測計畫所要求的檢測週期；對於無法符合可接受標準的瑕疵，則必須進行工程評估、肇因分析及追加取樣檢測等三步驟

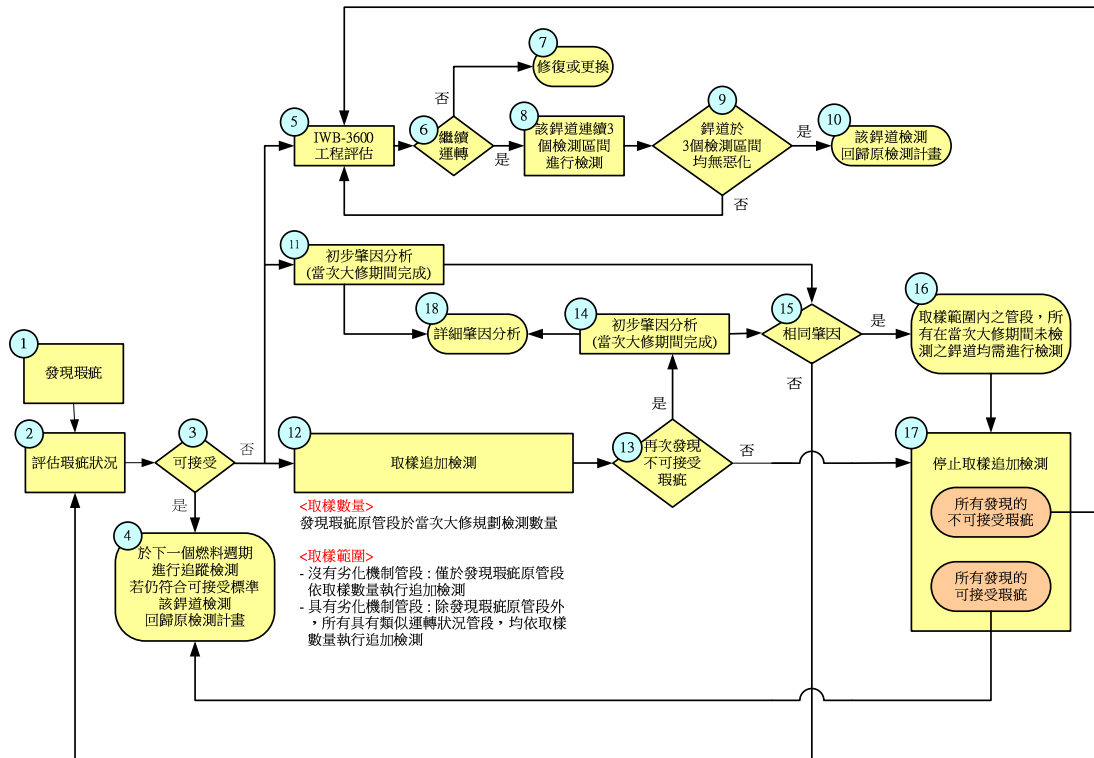


圖 10 RI-ISI 計畫追加檢測流程

對於無法符合可接受標準的瑕疵，應依據相關規範進行工程評估，用以判定所發現的瑕疵是否可以滿足機組繼續運轉的要求，若有重大威脅機組運轉安全的潛在風險時，必須進行適度的修復或直接進行更換。若工程評估的結果認定所發現瑕疵仍可滿足機組繼續運轉的要求，則該銲道必須在後續的檢測區間進行檢測，並評估該瑕疵是否有惡化現象，

若發現瑕疵持續惡化，則應重新執行工程評估，若瑕疵在後續 3 個檢測區間未有惡化的現象，則該銲道檢測可以回歸至原始檢測計畫所要求的檢測週期。

肇因分析在於尋找瑕疵發生的原因，以作為追加檢測執行過程的重要依據。肇因分析結果，必須與該管段在風險告知運轉期間檢測分析中所定義的潛在劣化機制進行比對，若在特定管段發現新的劣化機制時，則必須重新檢視該管段以及其他運轉狀況類似管段的劣化機制判定過程，必要時應依據肇因重新進行相關管段的劣化機制判定過程，並依據更新後的結果，重新制訂風險告知運轉期間檢測計畫。

當發現無法符合可接受標準的瑕疵時，必須進行額外的追加取樣檢測，以確認所發現的瑕疵是否為一般性的現象，取樣檢測的數量為本次大修在該管段預計檢測的數量。若發現瑕疵管段在風險告知運轉期間檢測分析中為不具有劣化機制管段，則僅在該管段內取樣進行取樣檢測。若發現瑕疵管段在風險告知運轉期間檢測分析中為具有劣化機制管段，則必須在所有具有類似運轉狀況管段，分別取樣進行檢測，每一個管段的取樣檢測數量同為本次大修在發現不可接受瑕疵管段預計檢測的數量

經過討論後，與會人員認為由趙員所提出的追加檢測可以適用於絕大部分類型的核能機組，但所提到的具有類似運轉狀況管段，無論是實地檢測人員或是獨立監察人員均無法確認所應涵蓋的範圍，因此與會人員建議在 RI-ISI 計畫中直接列表定義，以避免後續實施期間的不必要爭議。

另一個與會人員關心的議題則是有關後續 RI-ISI 計畫修訂的時機與方法，依據美國法規導則 1.178 之要求，業者至少應該在每一個檢測週期結束時，重新檢討 RI-ISI 計畫並送交管制單位審查，部分與會人員則表示在每一個檢測區間結束後，依據實施 RI-ISI 計畫的成果進行檢討，是比較符合 RI-ISI 計畫精神的做法，但此舉將由每十年檢討一次縮短為每 3 到 4 年就必須檢討一次，檢討 RI-ISI 計畫時，主要在於確認是否有新事證足以影響 RI-ISI 計畫中有關破裂後果分析、劣化機制評估、檢測銲道選取以及檢測方法制定等過程，可能必須確認的議題包括所引用安全度評估模式更新、業界檢測經驗回饋、個廠檢測經驗分析與評估、個廠運轉與維護方式更新等等，其中最為棘手的是牽涉所引用安全度評估模式更新之檢討，這也是管制單位最重視的一項執行監測議題，經過討論後，與會人員認為

與 RI-ISI 計畫相關的安全度評估模式更新，絕大部分都僅牽涉到爐水流失事故的分析，由於爐水流失事故屬於設計基準事故，在安全度評估中都會進行完整且保守的分析，因此進行大規模更新的可能性極低，建議業者應將檢討過程集中於運轉經驗回饋相關議題，於日作業中做好國際間運轉經驗蒐集與評估，並確認所蒐集運轉經驗於個廠的適用性，同時也應邀集監察單位討論在法規方面的適用性。

三、心得

此次國外公差參加由蘇州熱工院所主辦的國際核能安全研討會並訪問上海核工程研究設計院之心得分述如下：

1. 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。目前國際間相當重視地震以及海嘯相關的安全分析工作，台灣的地理位置處於地震帶，建議國內研究單位建立有關地震危害以及核能等級設備耐震能力評估的自主分析能力，以期能即時確認核能電廠的地震風險，確保運轉安全。
2. 我國目前有三座核能電廠商業運轉，在管制單位積極要求以及營運業者努力配合之下，不但核能安全獲得保障且所有核能電廠的營運績效均達到預期的經濟效益，由於國際間對於全球暖化的疑慮不斷增長，各國紛紛提出節能減碳的環保訴求，期待能藉由國際間共同努力，減少二氧化碳排放以緩和全球暖化對環境及社會的衝擊性。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，建議國內除了持續積極推動核能以穩定能源供應之外，也應積極發展及推廣其他綠色能源，期待多元化的穩定能源供應，可以做為我國經濟發展的強力後盾，將民眾的生活提升到更高的層次。
3. 由於核能安全無國界之區分，當大陸、日本、韓國等鄰近台灣附近的核能電廠發生事故時，可能會對台灣地區發生不同程度的影響，其中包括放射性物質飄移與沉降或是食物鏈汙染等問題，建議國內積極蒐集鄰近區域核能電廠設計、運轉與安全分析結果等資料，並配合研擬事故後可行的因應措施，以維護國內民眾在居住、飲食或日常活動的安全性。
4. 國內因地質環境特殊，在天然災害衝擊以及地質調查技術不斷精進之下，地貌及斷層狀況因新事證而修訂的機會相對較頻繁，這些攸關我國水土保持、區域經濟發展、特定產業開發、基礎設施建設等計畫的地質參數，一旦變動後將有可能影

響目前既有運作或未來規劃，目前政府已有權責機關公布在地質上可能潛在的危害狀況，但區域性詳細地質調查則必須由地方政府或業者自行委託執行，一般而言，國內地質調查技術發展成熟，調查結果的可信度高，不確定度也可以在業界的可接受範圍內，但牽涉後續應用的危害分析，則可能因為權責主管機關未能針對產業應用制定適用於特定產業發展的分析導則，導致在危害分析過程中可能引入非必要的保守度，進而限縮產業界後續的應用範圍，對於產業的合理發展可能有所影響，建議國內權責機關、研究單位及產業界能夠依據台灣地質特性，建立一套通用的危害分析導則，讓所有牽涉危害分析的計畫，都能在明確導則的引導下，迅速且正確的完成一份沒有爭議的區域性危害分析結果，對於區域地質現狀環境評估、水土保持計畫制定或修訂、既有開發補強、未來產業開發環境影響評估、政府基礎設施規劃等，都會有實質的助益。

5. 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，持續精進核能電廠安全度評估技術，同時分享評估結果與風險洞見，以作為研擬台灣境外核能電廠發生事故後因應措施之依據。
6. 核能電廠 RI-ISI 計畫具有顯著改善既有檢測計畫效率不彰、整併繁雜的增加檢測計畫、提高運轉安全性以及減少輻射工作人員非必要劑量的特性，因此相當受到國際間商業運轉電廠的關注，美國除了部分準備除役的機組之外，已經有超過 90% 的機組已轉換至 RI-ISI 計畫，由於執行成效佳，因此大部分電廠均在新的十年檢測計畫中，再次將 RI-ISI 計畫納入實施範圍。RI-ISI 計畫對於管制方面而言，因整併原有檢測計畫中所有肇因於運轉經驗所發現問題而單獨提出的所有增加檢測計畫，因此可以大幅降低管制負擔。此外，RI-ISI 計畫針對瑕疵形成條件所制定的劣化機制判別準則與針對特定劣化機制所開發的檢測方法，亦可以大幅改善檢測效率，除了可以大幅增加瑕疵檢出率之外，也可以協助檢測人員避免非必要的職業輻射暴露，有效減低職業傷害。目前大陸許多運轉中的機組均積極進行轉換至 RI-ISI 計畫的相關評估工作，設計中的機組也規劃在開始商業運轉時即開

始實施 RI-ISI 計畫，建議國內管制單位以及營運業者積極推動實施 RI-ISI 計畫，以
提升核能安全以及保障所有輻射從業人員的身心健康。

四、建議事項

1. 精進國內核能電廠風險評估的分析架構

在日本福島地區發生核子事故後，國際間對於當前核能電廠 PRA 的整體架構以及完整性都產生疑義，尤其是對於超越設計基準事故的相關分析，在國內管制單位的要求下，核能研究所正與台電公司合作針對地震、海嘯以及其他天然災害進行系統化風險評估，重新確認潛在具高風險的事件，建議國內持續關注 PRA 分析的進展，精進運轉中電廠的 PRA 架構，以使所評估的風險能確實反應機組運轉於維護現況，並以風險洞見做為持續增進核能安全的參考。

2. 積極參與國際合作研究計畫

本次公差參與國際研討會及訪問，接觸許多執行風險分析的工程師或研究人員，透過面對面的訪問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。

3. 持續促進兩岸核能技術交流

能源需求成長快速的大陸，近年來積極增建核能機組，同時也致力於核能相關技術的發展，在機組設計、建造與設備安裝方面，擁有相當豐富的經驗，在相關人才培訓方面也獲致相當好的成果。台灣比大陸早 20 年發展核能，因此對於機組運轉及核能安全相關分析技術皆有厚實的經驗，現階段兩岸在核能技術方面各自擁有不同的長處及待加強之處，透過持續性的技術交流，將有助於兩岸核能相關研發人員擴展研發領域，有效保障核能安全。