

出國報告（出國類別：其他）

赴韓國參加「第 13 屆量化風險評估與 管理」(PSAM13)國際會議出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：高梓木 研究員

派赴國家：韓國

出國期間：105 年 10 月 1 日~105 年 10 月 8 日

報告日期：105 年 11 月 30 日

摘要

國際量化風險評估與管理會議(International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 簡稱 PSAM)係目前量化風險評估(PRA, Probabilistic Risk Assessment)領域最重要的國際會議,「第 13 屆量化風險評估與管理國際會議(PSAM13)」於今(2016)年 10 月 2 日至 7 日於韓國首爾舉行。核能研究所(核研所)核能儀器組研究員高梓木博士自 2006 至 2014 年共 8 年奉准擔任 PSAM 會議主辦單位 IAPSAM 的指導委員團(Board of Directors)票選委員,高員除全程參加本屆會議外,並口頭報告論文一篇。

PSAM13 會議包括 PRA 技術應用在核能、低碳能源、環境的風險評估、人因可靠性分析、風險告知的管制與應用等目前國際關切議題;除可蒐集國際間最新核能與非核應用之 PRA 相關研發近況外,透過經驗分享與技術討論對核研所相關計畫的執行與日後研發工作之推展將有所助益。

參加 PSAM13 的主要心得;包括蒐集多機組風險評估和極端廠外事件資訊、國際 PRA 技術應用在低碳能源供給體系與環境建構技術相關最新資訊、韓國與瑞典發展的新版本 PRA 軟體工具,可做為核研所自行研發故障樹分析軟體及風險監視系統於未來強化相關功能時的參考。兩項建議則包括(一).持續參與重要國際會議以掌握 PRA 技術發展方向,(二).擴展與國際學術研究單位合作管道以期增加核研所非核應用之研發能量。

關鍵字：量化風險評估、風險管理、安全度評估

目 錄

	頁碼
一、目的	1
二、過程	1
三、心得	32
四、建議事項	35
五、附錄	37

一、目的

國際量化風險評估與管理會議(International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 簡稱 PSAM)係目前量化風險評估(PRA)領域最重要的國際會議，自 1999 年起每兩年召開一次，輪流於美國、歐洲、美國、亞洲舉行，至今已 25 年。

「第十三屆量化風險評估與管理」(PSAM-13)國際會議於今(2016)年 10 月 2 至 7 日在韓國首爾舉行(會議相關議程如附錄二之附圖七)，PSAM13 會議包括 PRA 技術應用在核能、低碳能源、環境的風險評估、人因可靠性分析、風險告知的管制與應用等目前國際關切議題；議場上並可與各國專家就 PRA 技術應用在核能、低碳能源供給體系與環境建構技術相關最新資訊，除可了解並借鏡相關專家在前述領域的看法與對未來應用的展望，有助於本所現有核能、低碳能源與環境領域計畫研發工作的規劃，對於日後相關研發工作的方向與推廣亦將甚有助益。會場設於華克山莊喜來登大酒店(Sheraton Grande Walkerhill)，分 13 個群組進行技術討論，議程從上午 9 點至下午 5 點半。包括核能、航空航太、石化產業、工業安全，在風險評估和管理領域的相關非核技術專家進行討論。

二、過程

國外公差行程彙整如表 1：

表 1、國外公差行程表

行程					公差地點		工作內容
月	日	星期	地點		國名	地名	
			出發	抵達			
10	1	六	台北	首爾	韓國	首爾	往程
10	2-7	日-五			韓國	首爾	參加會議暨發表論文
10	8	六	首爾	台北			返程

過去五年多以來，由於日本福島事故，証實發生頻率低但後果很嚴重的事件是必須以有系統的方式重新檢視，並進一步探討對核能電廠安全性的影響，因此對於風險評估技術的探討也更深入，各國在 PSA 領域的研究與進展，正可透過 PSAM 13 此一國際性會

議進行經驗交流，提升風險評估技術的能力。此次會議吸引 38 個國家近 500 位產學研人士參加，研討主題包括：進階安全度評估方法、火災風險分析、地震風險分析、海嘯風險分析、二階 PRA、三階 PRA、廠外與環境風險評估、數位儀控可靠度和資通安全、嚴重事故風險評估與管理、數據蒐集與分析、不準度與靈敏度分析、定量風險評估方法之應用、風險告知之應用、人為可靠度分析之方法與應用、工業安全、結構物可靠度分析、核廢料安全度評估、大眾運輸系統安全度評估、航太系統風險評估等，共發表 367 篇論文，其中以地主國韓國共發表 107 篇為最多，排名第一，其次為美國 76 篇、日本 35 篇、中國大陸 21 篇、德國 19 篇、瑞典 18 篇、法國 16 篇，其他國家則在 10 篇以下。我國發表 4 篇論文中，本所佔 1 篇，清華大學 3 篇，分別在 81 場次(Sessions)以口頭報告方式進行。各國論文篇數統計如圖 1，清華大學 3 篇中有一篇(題目為：核電廠廠區全黑功率回復機率量化序列架構(A Framework for Power Recovery Probability Quantification in Nuclear Power Plant Station Blackout (SBO) Sequences)(paper # A-503)，係由清大李敏教授委託由高員於第「T05-01：PSA 應用 I」場次代為以口頭報告方式發表。本所另外也藉著執行台電計畫相關研發成果，由核工組陳威証研究助理於「T02-05：極端廠外事件」場次中簡報「龍門核電廠複合式極端危害分析」論文乙篇，內容主要在探討考量複合式災害衝擊下，依據 ANSI-ANS 1978 並以系統化的評估方式定義出對龍門電廠安全性有潛在疑慮之複合式災害組合，並對電廠損害後果排序各複合式災害組合，最後依優先順序考量是否納入壓力測試中。在簡報過程中來自德國的 Marina Roewekamp 博士就本研究在各單一廠外事件之發生頻率所引用數據之合理性，及我國在海嘯、地震等危害分析上的重視表示肯定；另外也建議本研究未來可考量廠外事件誘發一般廠內事件的可能，而陳員也回應目前龍門電廠的風險評估模型中已考量廠內水災、廠內火災等事件，有關廠外事件與廠內事件相依性問題，本所已規劃為後續深入探討之議題。此外大會又特別設立 10 個專題討論場次，包括：火災、廠外、人因、核廢料、多機組等議題之安全評估、風險分析工具的現況、以及未來核安管制的目標，進行技術交流。

本屆分別於(1)10 月 3 日開幕當天由美國前核能管制委員會委員暨現任日本核能風

險研究中心主任 George Apostolakis 博士進行「使用風險資訊的展望 (A Perspective on the Use of Risk Information)」演講，(2) 10 月 4 日由韓國韓東國際大學 Soon Heung Chang 校長進行「核電廠的風險(The risk of Nuclear Power)」演講，(3)10 月 5 日則由日本東京大學 Akira Yamaguchi(山口彰)教授發表「福島事故五周年後風險評估與管理的展望(Perspective of Risk Assessment and Management after 5 years of Fukushima Daiichi Accident)」演說，(4)10 月 6 日由韓國職業安全與健康研究所 Hyuckmyun Kwon 所長進行「韓國化工業的風險管理經驗(Korean Experience of Risk Management in Chemical Industries)」演講。

從福島事故的省思，讓電廠重新檢視整廠的安全性，並新置了很多系統與設備以免重蹈覆轍，但這些裝置對提升安全的成效有多大，則需要在風險評估模式中反映。因此，多機組風險評估和極端廠外事件成為本次會議的熱門話題。很多與會國家，如韓國、日本、中國大陸、加拿大等國，也已進行相關研究，透過此次會議發表其成果，並與他國交換經驗。國內不論管制單位或本所相關研究團隊，近年來也相當重視這些廠外事件對核能電廠的安全性評估，除了地震與海嘯廠外事件之外，也考慮極端廠外事件之複合效應。本報告著重在計畫相關之核能安全議題，收集並彙整資料以利計畫之執行與規劃，以下就關注議題的技術討論內容逐項說明。

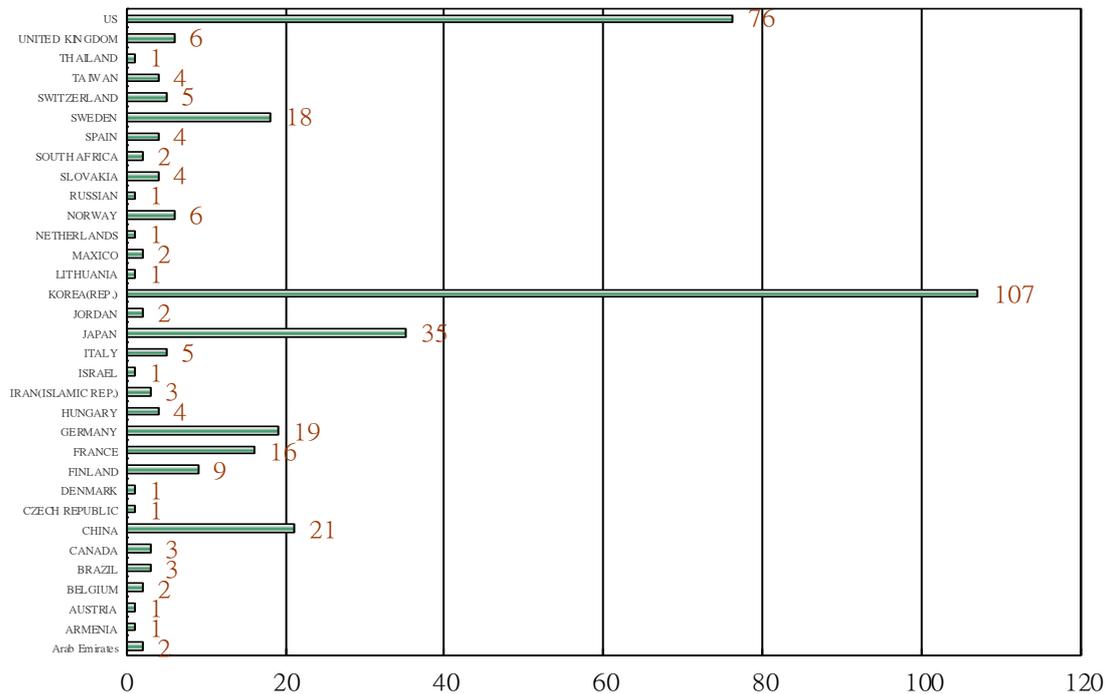


圖 1、各國論文篇數統計圖

1. 經濟合作暨發展組織核能署火災評估數據庫建立計畫

OECD/NEA FIRE Project 是由經濟合作暨發展組織核能署(Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, OECD/NEA)所主導，負責建立火災評估數據庫 (Fire Incidents Records Exchange, FIRE)，蒐集 13 個 NEA 會員國，包括；比利時、加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、日本、韓國、荷蘭、西班牙、瑞典、瑞士、美國等火災事件紀錄資料。該計畫第四階段(2014 - 2015)所蒐集的數據已完成修正彙整，今年開始進入第五階段(2016 - 2019)，目前階段性成果所完成之一般火災事件數據庫涵蓋 350 個機組，逾 450 個完整記錄的火災事件，可提供火災量化分析之參考，並透過各種角度查詢火災情節。以下顯示 FIRE 數據庫建立計畫的部分成果，表 2 為沸水式反應器(Boiled Water Reactor, BWR)各廠房的隔間火災發生頻率，表 3 為 BWR 各組件類型的火災發生頻率，OECD FIRE 數據庫中並未包括電纜的火災發生頻率，因為各國電廠的電纜統計資料有的以段(segment)為單位，有的以長度為單位，雖然電纜的資料很重要，但是目前資料

的蒐集仍有困難。另外，電氣櫃火災對 FPRA (Fire Probabilistic Risk Assessment)的貢獻也很大，目前依電壓分成兩類，大於 1 kV 的中高壓和小於 1 kV 的低壓，因此低壓電氣櫃火災頻率與低壓開關箱或儀控系統電氣櫃的火災頻率皆相同，未來應按照機組型態與低壓電氣櫃類型區分，計數相關的火災事件。此外，從分析資料中也發現 75%的火災事件需要手動滅火，而其中 93%能成功滅火的原因係電廠人員訓練有素以及對環境的熟悉，可見平時消防演習的重要性。

表 2、BWR 各廠房的隔間火災發生頻率

Compartment Type Building	POS	Other cable room	Room for electrical control equipment	Switchgear room	Battery room	Room for ventilation	Process room	Office	Diesel generator room
Auxiliary Building	FP	-	9.1 E-04	-	-	1.0 E-04	3.3 E-04	-	7.8 E-04
	LP/SD	-	-	-	-	-	1.5 E-03	-	1.7 E-02
Diesel Generator Building	FP	-	-	-	-	-	-	-	-
	LP/SD	-	-	-	-	-	6.7 E-04	-	-
Electrical Building	FP	-	3.7 E-04	1.3 E-04	2.7 E-04	-	2.4 E-04	8.1 E-05	-
	LP/SD	-	4.1E-03	-	-	-	-	-	-
Reactor Building Inside Containment	FP	-	-	-	-	-	1.6 E-04	-	-
	LP/SD	-	-	-	-	-	1.8 E-03	-	-
Reactor Building Outside Containment	FP	6.6 E-05	1.3 E-04	-	-	-	5.3 E-05	-	-
	LP/SD	-	-	-	-	-	-	-	-
Turbine Building	FP	-	1.4 E-04	-	3.1 E-03	-	3.6 E-04	-	-
	LP/SD	-	1.6 E-03	-	-	-	4.0 E-03	-	-

Remarks:
 FP: power operational states – 321 reactor years in total
 LP/SD: low power and shutdown states – 29 reactor years in total
 -: no fire event observed, therefore no frequency estimate

表 3、BWR 各組件類型的火災發生頻率

Component type	Number of plant units analyzed	Average number of components per NPP unit	Number of fire events		Estimated fire frequency [1/ry] per component	
			FP	LPSD	FP	LPSD
Battery	8	18.6	0	0	-	-
Diesel generator	17	4.5	3	2	1.1 E-03	3.5 E-03
High or medium voltage electrical cabinet (> 1 kV)	6	85.5	4	1	7.8 E-05	9.2 E-05
Low voltage electrical cabinet (< 1 kV)	7	1424.6	9	1	1.0 E-05	5.5 E-06
Fan	4	141.0	2	0	2.4 E-05	-
Electrically driven pump	6	179.0	6	2	5.6 E-05	8.8 E-05
Main feedwater pump	8	3.8	0	0	-	-
Rectifiers, inverter, or battery charger	2	21.0	3	0	2.4 E-04	-
High voltage transformer (≥ 50 kV)	17	3.6	2	0	9.3 E-04	-
Medium or low voltage transformer (< 50 kV)	10	32.0	2	1	1.0 E-04	2.5 E-04
Turbine generator	17	1.3	10	1	1.2 E-02	5.9 E-03

Remarks:
 FP: power operational states – 602 reactor years in total
 LP/SD: low power and shutdown states – 127 reactor years in total
 -: no fire event observed, therefore no frequency estimate

目前 OECD FIRE 數據庫僅供參與計畫之會員使用，想使用 OECD FIRE 數據庫者必須入會並繳交 10,000 歐元的會費，以及每年 5,000 歐元的年費，此外，還需提供該國的火災事件紀錄，讓火災事件數據庫之建立更完整。OECD FIRE 數據庫的資料蒐集工作仍持續進行，每年將近有 15 至 30 個事件紀錄，截至目前為止，來自相關會員國的事件紀錄尚未完成。雖然 OECD FIRE 數據庫的資料量不如美國 EPRI FEDB (Fire Events Database) 的多，但其計畫成果受到參與會員國的高度肯定。

2. 多機組安全評估方法的研究

福島事故之後，對於重大災害的風險評估成為核能電廠的重要課題，特別是多機組的電廠，此次大會也特別針對這個議題開設「Special Session 8 : Multi-Units Risk and Safety Goals」，並以日本、韓國、中國大陸等在多機組風險評估的經驗進行交流。本報告以韓國為例，介紹其多機組風險評估的現況。

韓國有很多 6 個機組以上的電廠，為確保核能安全，在日本福島核災之前，該國科技部已委託韓國核能研究所(Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)執行多機組風險評估方法的基礎研究，近年來逐漸有具體的成果。同時，韓國核能與保安委員會(Nuclear Safety and Security Commission, NSSC)也開始針對多機組風險評估方法，規劃適當的管制方式，以供電廠實際應用。此外韓國核能安全管制單位(Korea Institute of Nuclear Safety, KINS)也強調多機組風險評估方法的重要性，特別是新增機組或可能影響機組共用設備的廠外事件，都需要制定適當的對策。

多機組風險評估方法的電廠風險模型建構，仿照一般 PRA 模式的建立程序。首先定義電廠風險，然後建立電廠模型的頂端邏輯架構，接著發展各別機組的邏輯風險模式，包括：全功率(full power)、低功率運轉與停機(low power & shutdown (LPSD))的運轉模式，以及廠內（水、火災）、廠外（地震、海嘯）的事件，並處理機組間相依性問題，如：共通性肇始事件(Common IE (Initiating Event))、共通性結構物、系統與組件(Common SSC

(Structure, System, Component))、共因失效 CCF (Common Cause Failure)，最後量化電廠風險。多機組風險評估方法仍面臨很多問題，如：建立多機組事故的 L3 PSA、建立機組間 SSC 的 CCF 模式，建立地震事件的 CCF 模式，如何強化故障樹量化程式等，均有待深入的探討。

3. 安全評估軟體工具的介紹

大會開設的專題討論「Special Session 9 : History, Current Status, and Future Development of PSA Tools」，針對安全評估軟體工具的現況與進展進行經驗交流。本報告摘要介紹韓國的 AIMS-PSA 和瑞典的 RiskSpectrum 發展情況。

韓國核能研究所(Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)在 1987 年依據 Level 1 PRA 模式開發第一套 DOS 版本的 KIRAP，1995 年更新為視窗版 KIRAP-Win，2005 年整合 PSA 軟體成為第一版 AIMS-PSA，具有事件樹和故障樹分析功能。由於該軟體的開發工具為已過時的 Visual Basic 6，再加上操作介面對於要執行大量靈敏度分析案例的 PSA 初學者來說不是很容易，所以 KAERI 開始改版。目前第二版 AIMS-PSA 以 Visual Basic .Net 為開發工具，設計使用者直覺的操作介面，將所需資訊顯示於工作台，如圖 2。

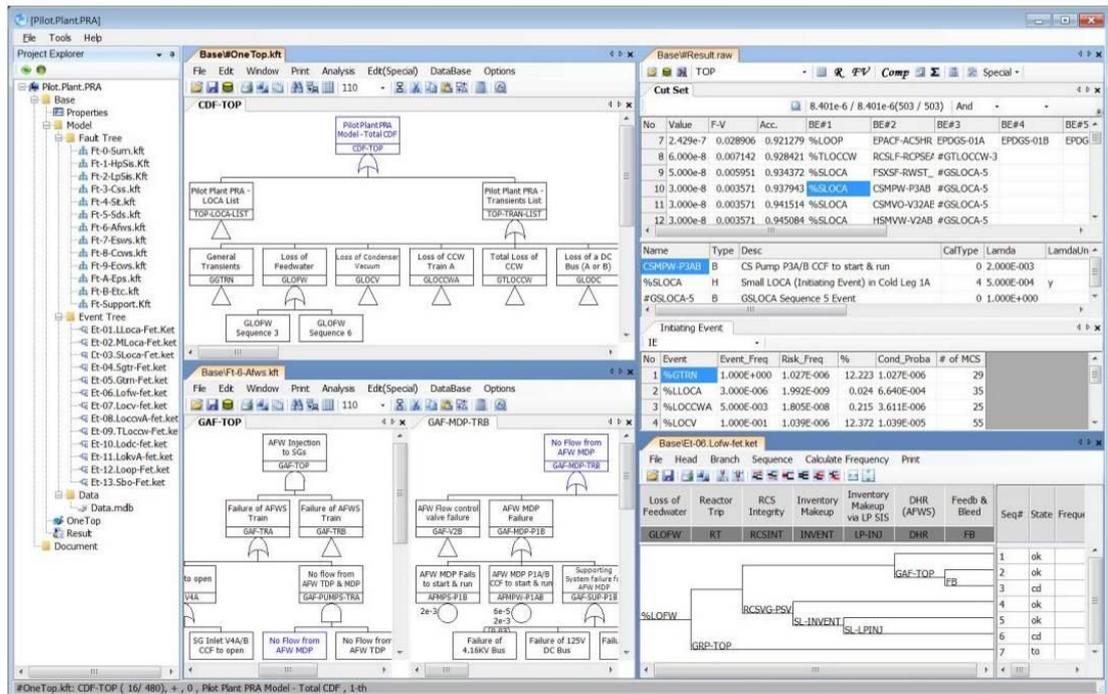


圖 2、AIMS-PSA 操作介面

AIMS-PSA 的 PSA 模式結合事件樹和故障樹，建立一個頂端故障樹，類似風險監視器模式，並產生最小失效組合，如圖 3 所示。透過模式檢視功能可追蹤事件、故障樹、失效組合之間的關連性，如圖 4。在故障樹模組的查詢功能可條件篩選找尋特定的閘或事件，圖 5 的左邊為 AFW motor pump 基本事件及其父閘故障樹的查詢結果，右邊顯示兩個故障樹比較的結果。失效組合檢視模組可顯示最小失效組合，計算每個肇始事件的爐心熔損頻率(Core Damage Frequency, CDF)，每個事故序列的 CDF，還有每個基本事件的重要度，其介面如圖 6 所示。AIMS-PSA 失效組合比對功能操作介面如圖 7，將兩個失效組合檔案的比對結果以四種顏色呈現，灰色表示相同；白色表示無關連；天藍色表示被布林吸收的 cutset；黃色表示布林吸收產生的 cutset。AIMS-PSA 失效組合邏輯圖如圖 8 所示，提供使用者很容易在一個大的故障樹查看失效組合的邏輯關係並以簡圖顯示。此外，AIMS-PSA 的 SIMA(Script Interface for Mapping Algorithm)操作介面，除了可提供使用者進行靈敏度分析之外，也可以備置廠外分析所需的資料庫檔案。

目前 KAERI 正在開發 OCEANS 軟體，提供 Level-1，Level-2，Level-3 PSA 分析應用，AIMS-PSA 是其中重要的一環，負責事件樹和故障樹的分析。未來也將針對多機組議題進行 PSA 模式整合。

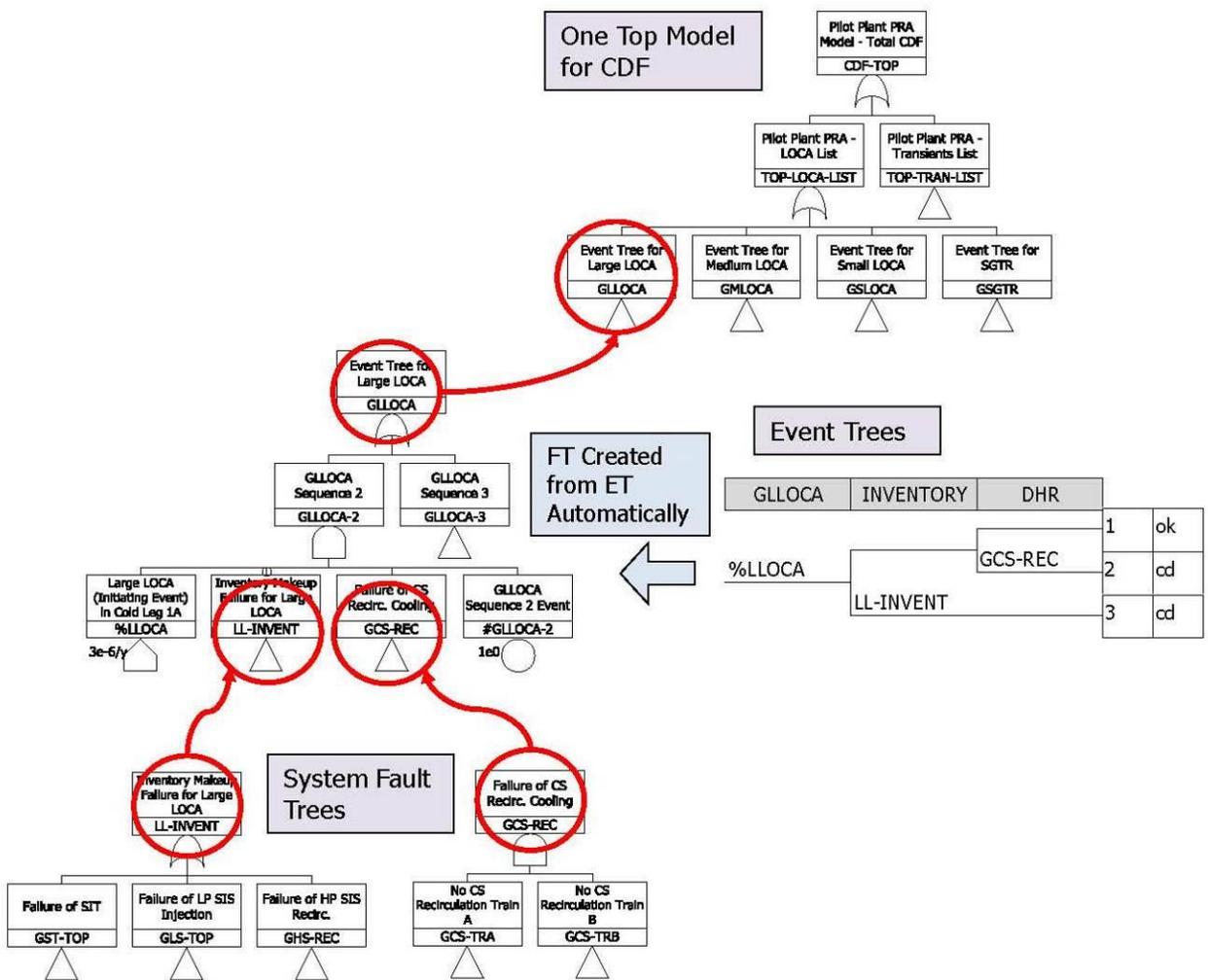


圖 3、AIMS-PSA 模式整合

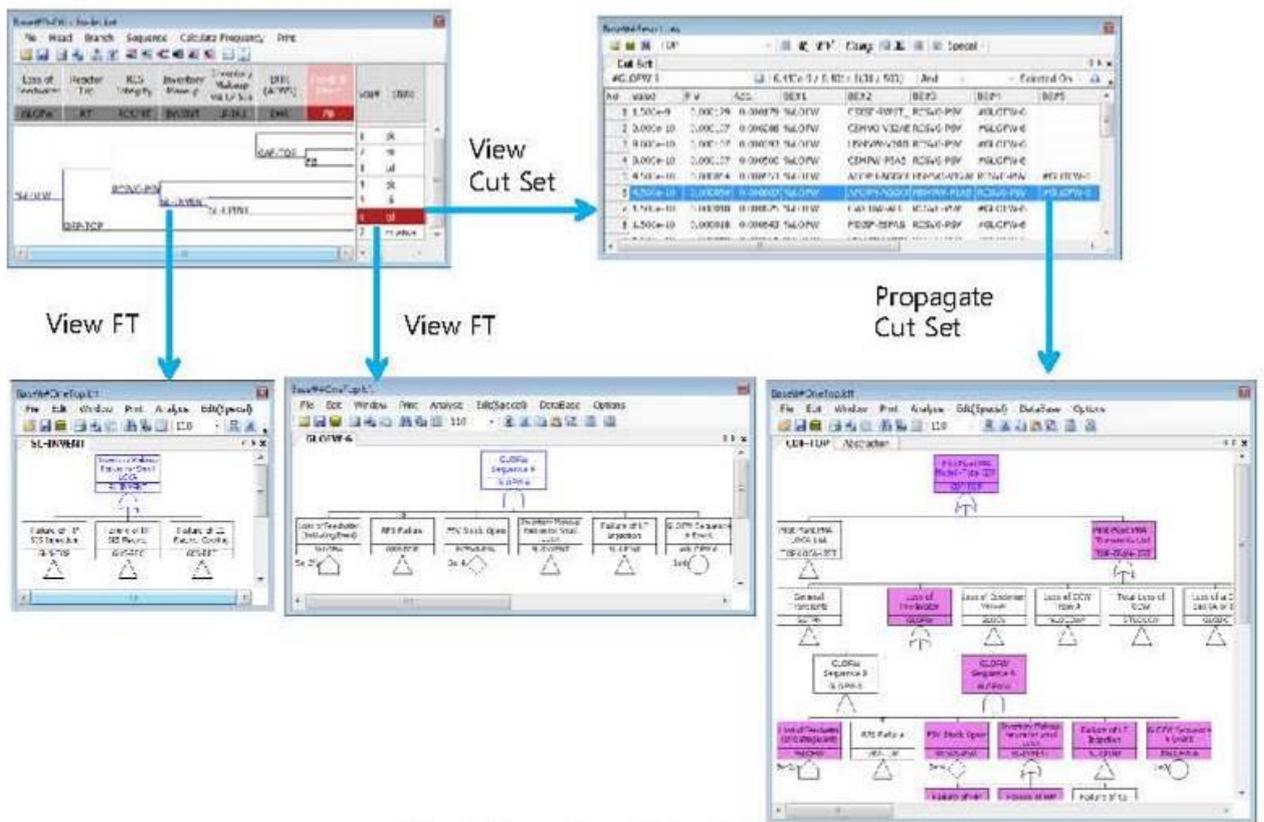


圖 4、AIMS-PSA 模式檢視功能

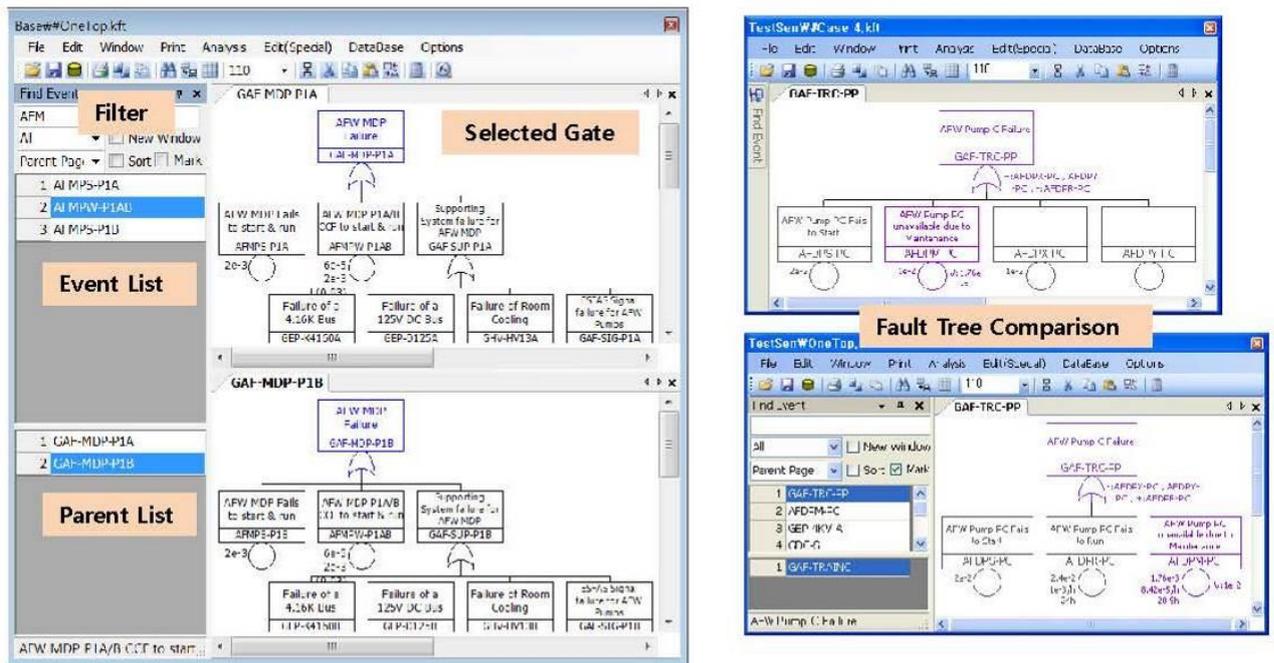


圖 5、AIMS-PSA 查詢功能

No	Event	Event_Freq	Risk_Freq	%	Cond_Proba	# of MCS
1	%GIOR	1.000E+000	1.027E-006	12.223	1.027E-006	29
2	%LLOCA	3.000E-006	1.992E-009	0.024	6.640E-004	35
3	%LUCLWA	5.000E-003	1.805E-008	0.215	3.611E-005	25
4	%LOCV	1.000E-001	1.039E-006	12.372	1.039E-005	55
5	%LUDCA	3.000E-003	3.106E-008	0.370	1.036E-005	9
6	%LODCB	3.000E-003	3.106E-008	0.370	1.036E-005	9
7	%LOFCW	5.000E-002	5.196E-007	6.185	1.039E-005	44
8	%LOKVA	5.000E-003	5.683E-009	0.068	1.137E-005	12

ID	Event	Proba	FV	RRW	R/W	Bimbal
1	%LOOP	3.000E-002	0.391030	1.542116	13.643	0.000
2	EPACF-AC5HR	3.000E-001	0.350462	1.539555	1.818	0.000
3	#GSDO-2	1.000E+000	0.350462	1.539555	1.000	0.000
4	FSXSF-ESFAS	1.000E-005	0.312689	1.521351	31,269.500	0.287
5	CPDGW-01ADC	3.000E-004	0.322030	1.474991	1,074.110	0.009
6	%TLOCCW	2.000E-001	0.252718	1.338182	1,264.336	0.010
7	#GTLOCCW-2	1.000E+000	0.237982	1.312305	1.000	0.000
8	HVOIH-RMCLNG	1.000E-002	0.237982	1.312305	21.560	0.000

No	Value	F-V	Acc.	PF#1	PF#2	PF#3	PF#4
7	2.429e-7	0.028905	0.921279	%LOOP	EPACF-AC5HR	EPDGS-01A	EPDGS
8	6.000e-8	0.007142	0.928471	%TLOCCW	RCSI-RCPSTA	#GTI-OCW-3	
9	5.000e-8	0.005951	0.934372	%SLOCA	FSXSF-RWST	#GSLOCA-5	
10	3.000e-8	0.003571	0.937943	%SLOCA	CSMPW-P3AB	#GSLOCA-5	
11	3.000e-8	0.003571	0.941514	%SLOCA	CSMVO-V32AB	#GSLOCA-5	
12	3.000e-8	0.003571	0.945084	%SLOCA	HSMWV-V2AB	#GSLOCA-5	
13	3.000e-8	0.003571	0.948655	%TLOCCW	AFTPW-P1CD	#GTLOCCW-4	
14	2.999e-8	0.003570	0.952225	%LODCA	FSXSF-ESFAS	/RCSVG-PSV	#GLOC
15	2.999e-8	0.003570	0.955795	%LODCE	FSXSF-ESFAS	/RCSVG-PSV	#GLOC
16	2.000e-8	0.002381	0.958175	%GTRN	AFLVW-V2ABC	MFMPR-MFWS	SDOPH
17	2.000e-8	0.002381	0.960556	%MLOCA	FSXSF-RWST	#GMLOCA-3	
18	1.999e-8	0.002380	0.962936	%LOCV	AFLVW-V2ABC	/RCSVG-PSV	SDOPH
19	1.500e-8	0.001785	0.967121	%SLOCA	AFOPH-AGGCC	HSMVU-V12AB	#GSLO
20	1.500e-8	0.001785	0.965506	%SLOCA	AFOPH-AGGCC	HSMPW-P1AB	#GSLO
21	1.200e-8	0.001428	0.967935	%MLOCA	HSMWV-V1AB	#GMLOCA-3	

Name	Type	Desc	CatType	Lambda
%SMW13AB	B	LS Pump 13A/B CCF to start & run		0.2000E+00
%SLOCA	H	Small LOCA (Initiating Event) in Cold Leg 1A		4.5000E-00
#GSLOCA5	B	GSLOCA sequence 5 event		0.1000E+00

圖 6、AIMS-PSA 失效組合檢視器功能

No	Proba	BE# 1	BE# 2	BE# 3
218	2.681e-9	%U3-SGTR-SG2	CVMVT0531A	HSLVT0660B
219	2.681e-9	%U3-SGTR-SG2	CVMVT0530B	HSLVT0659A
220	2.681e-9	%U3-SGTR-SG1	CVMVT0530B	HSLVT0659A
221	2.681e-9	%U3-SGTR-SG1	CVMVT0531A	HSLVT0660B
222	2.678e-9	%U3-SL	HSMWV67576	NR-MV
223	2.631e-9	%U3-GTRN	DPTCKMGALL	MTC
224	2.552e-9	%U3-LOOP	EGDGW01ABD	EGOPHDG01E
225	2.478e-9	%U3-LODC-01A	AFMVT00468B	AFTP01BA
226	2.478e-9	%U3-LODC-01B	AFMVT0043AA	AFTP02AB

No	Proba	BE# 1	BE# 2	BE# 3
55	1.593e-8	%U3-LODC-01A	AFLVT00388B	MSAV0110A
56	1.593e-8	%U3-LODC-01A	AFLVT00388B	ATAVO010A
57	1.593e-8	%U3-LODC-01B	AFLVT0035AA	MSAV0109B
58	1.440e-8	%U3-LOKV	MTC	RPMCF
59	1.388e-8	%U3-SL	HSMWV67576	#GSLOCA-09
60	1.377e-8	%U3-LOOP	AFOPHALTWT	EGDGR01B
61	1.377e-8	%U3-LOOP	AFOPHALTWT	EGDGR01E
62	1.377e-8	%U3-LOOP	AFOPHALTWT	EGDGR01A
63	1.370e-8	%U3-LOCCW	MXOPHEBOR	RPMCF

圖 7、AIMS-PSA 失效組合比對功能

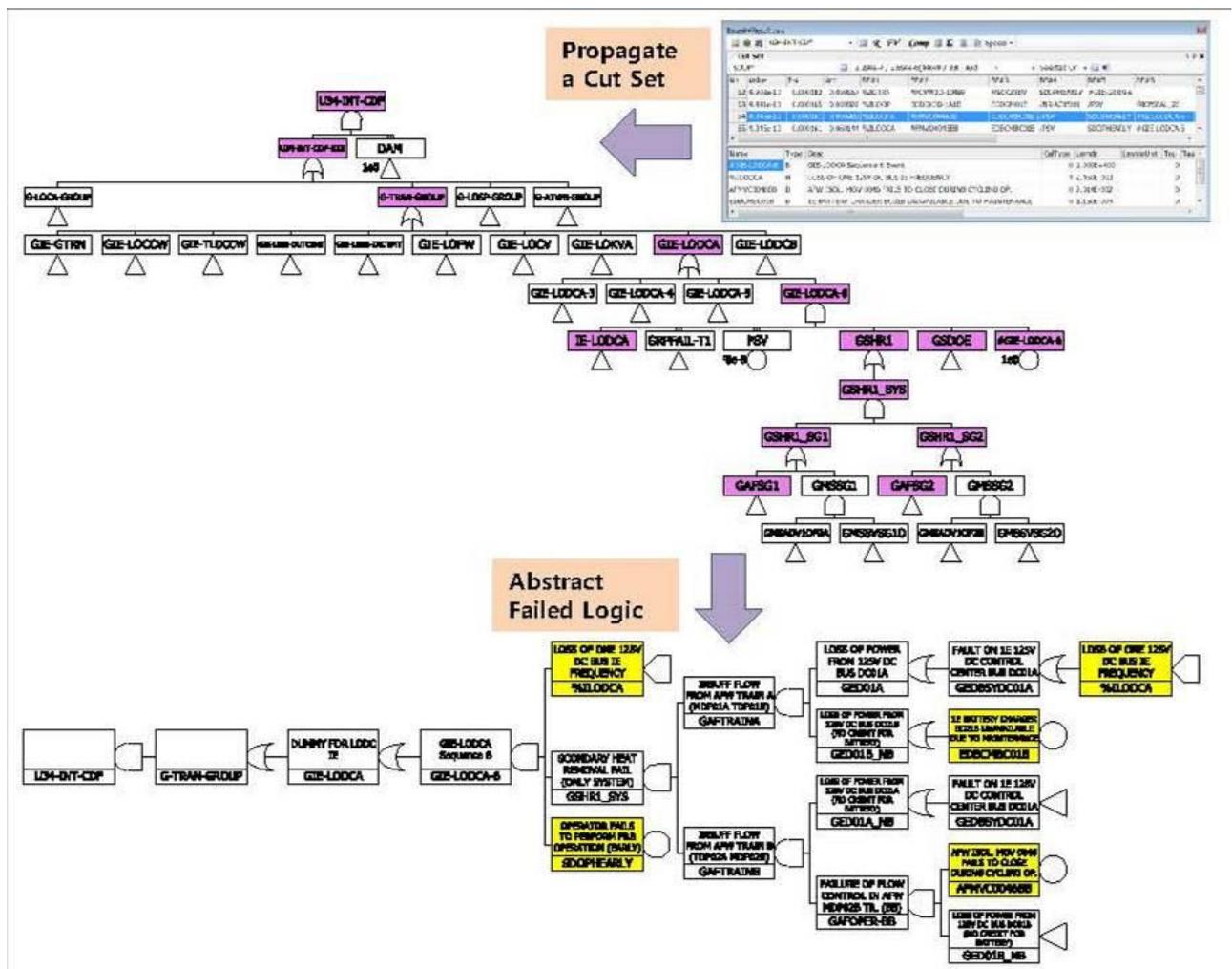


圖8、AIMS-PSA失效組合邏輯圖

RiskSpectrum的版本演進如表4所示，第一套DOS單機版RELTREE在1986年問世，其功能包括故障樹編輯器以及最小失效組合產生器，當時曾與快速的大型主機Cray相比較，結果顯示故障樹模組的運算速度只比Cray稍微慢一點而已，因此RELTREE打敗其他瑞典、美國、德國的軟體公司，被瑞典電力公司所採用。隨後1990年代發展的DOS版RiskSpectrum PSA皆源於RELTREE，也快速奠定其在歐洲核能電廠的地位，目前RiskSpectrum PSA在全球已有60%的市占率。

今年RiskSpectrum公司推出RiskSpectrum PSA Add-On Package，它包括ModelCompare和CutsetTracer兩個應用軟體。ModelCompare提供使用者比較兩個模式的差異，如：模式邏輯(故障樹或事件樹)的新增、刪除、修改，並以顏色標示不同的地方。其操作介面如圖9所

示。過去RiskSpectrum PSA讓使用者透過House Events、Exchange events、Boundary Condition Sets的設定機制，彈性調整模式，以產生各種分析情節，但是要從最小失效組合(Minimal Cutset, MCS)的結果追蹤特定基本事件源自那個故障樹和或事件樹是一件辛苦的事情，現在利用CutsetTracer軟體，使用者可快速查詢故障樹的失效事件路徑，以及特定MCS所關聯的故障樹和序列，並以紅色顯示失效的功能事件，綠色顯示可用的功能事件。其操作介面如圖10所示。

表 4、RiskSpectrum 版本演進

年份	版本名稱
1986	DOS 版 RELTREE (故障樹編輯器與求解引擎)
1991	DOS 版 RiskSpectrum PSA
1998	DOS 版 RiskSpectrum FT
1998	Windows (16-bit)版 RiskSpectrum PSA and FT Professional
2001	RiskSpectrum FMEA
2002	RiskSpectrum RiskWatcher
2007	Windows (32-bit)版 RiskSpectrum PSA
2009	RiskSpectrum Doc
2012	RiskSpectrum RiskWatcher BOP (運轉訓練用)
2013	RiskSpectrum HRA
2013	RiskSpectrum HazardLite
2016	RiskSpectrum PSA Add-On Package

對風險告知的應用與管理來說，風險監視器是一套重要的工具，以中國大陸為例，藉由 RiskSpectrum Riskwatcher 工具的引進，導入風險管理的觀念並提高核安文化的素養，是秦山第二期核電廠的四個機組(650 MV PWR)和田灣核電廠兩個機組(VVER-1000/V320)

在 PSA 應用計畫中的既定目標。秦山核電廠位於中國大陸浙江省海鹽縣秦山鎮，是中國大陸建成的第一座核電廠，在經過多次擴建後，現已發展成一處大型核電基地。田灣核電廠是中國大陸和俄羅斯技術合作項目，地點在江蘇省連雲港市連雲區田灣。廠區按 4 台百萬千瓦級核電機組規劃，並留有再建 4 台的餘地。一期工程是兩台裝機容量 106 萬千瓦的機組。二期工程是兩台裝機容量 106 萬千瓦的機組。

RiskSpectrum Riskwatcher Web 已於 2014 年成功建置於中國大陸的秦山核電廠第二期和田灣核電廠，該網站可從電廠的資訊系統自動存取資料，並更新產生新的風險分析結果，提供廠內人員進行相關 PSA 的應用。目前中國大陸的核電廠並沒有像美國維護法規的管制要求，因此對於風險監視器的使用者權限尚未定案。

另外，匈牙利的電廠 Paks NPP 也與大家分享使用 RiskWatcher 的經驗，他們利用風險監視器檢視安全相關的系統與設備，並依據過去五年電廠四個機組的排程風險分析結果訂出一套新的維護策略，做為建議的排程風險水準，提供管理人員排定較佳的線上維護策略，圖 11 為 RiskWatcher 的累計風險功能，顯示其風險輪廓圖的差異。建議的排程風險水準只是一個推論的機率值，必需從各方面考慮其實用性與合理性，透過 RiskWatcher 和傳統 PSA 工具 RiskSpectrum PSA 進行機率值的調整。此外，為強化即時風險監測功能，將改善目前從值班日誌電子檔匯入風險監視器的半自動資料擷取方式，建立一套全自動資料轉換模式的風險監視器。Paks 引進風險監視器的成效可說是相當成功，在 2016 年初已獲得管制單位准予執行線上維修。

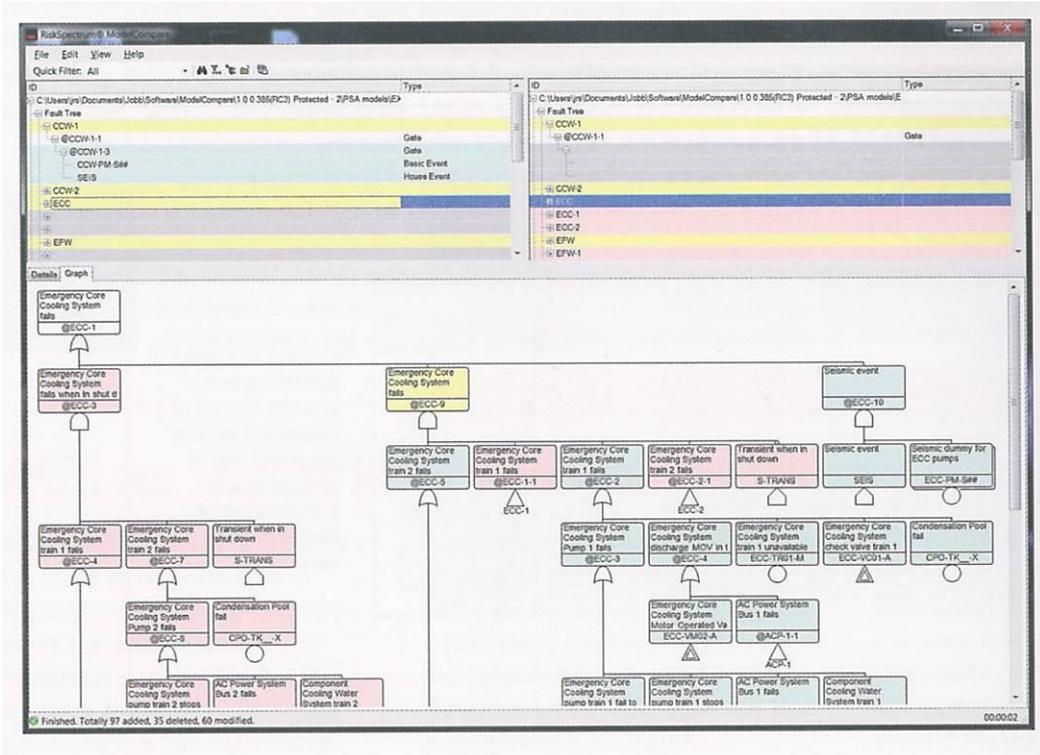


圖9、ModelCompare操作介面

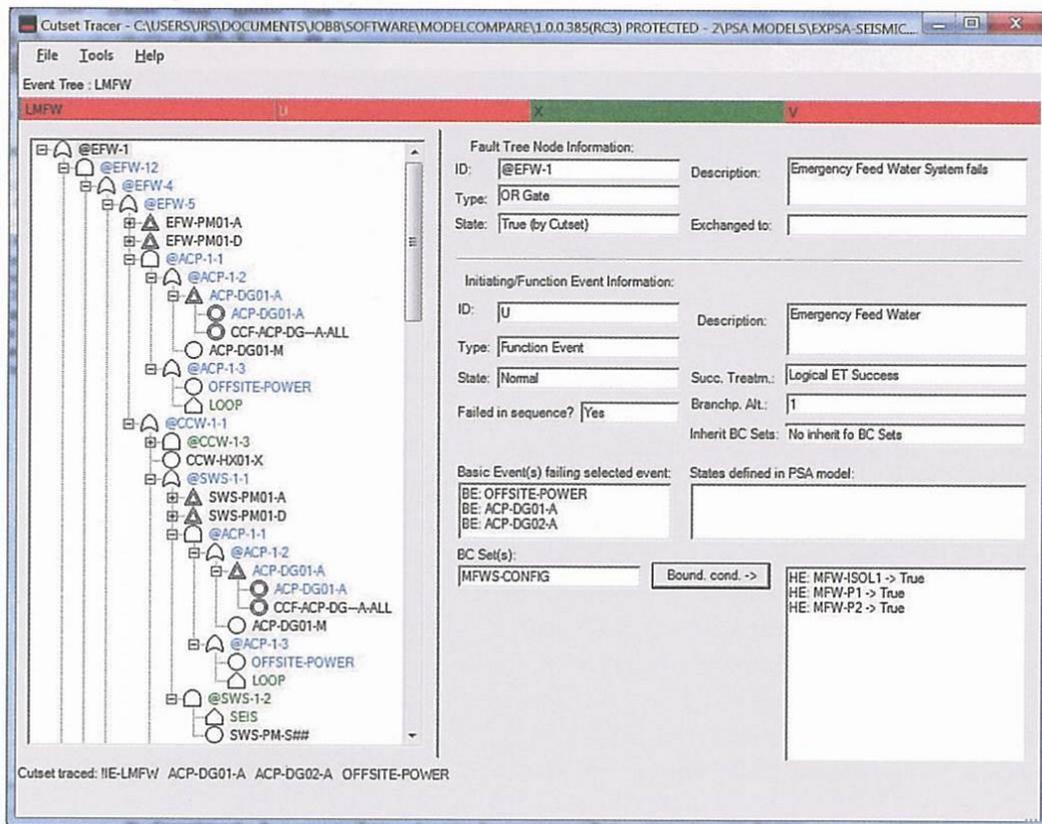


圖10、CutsetTracer操作介面

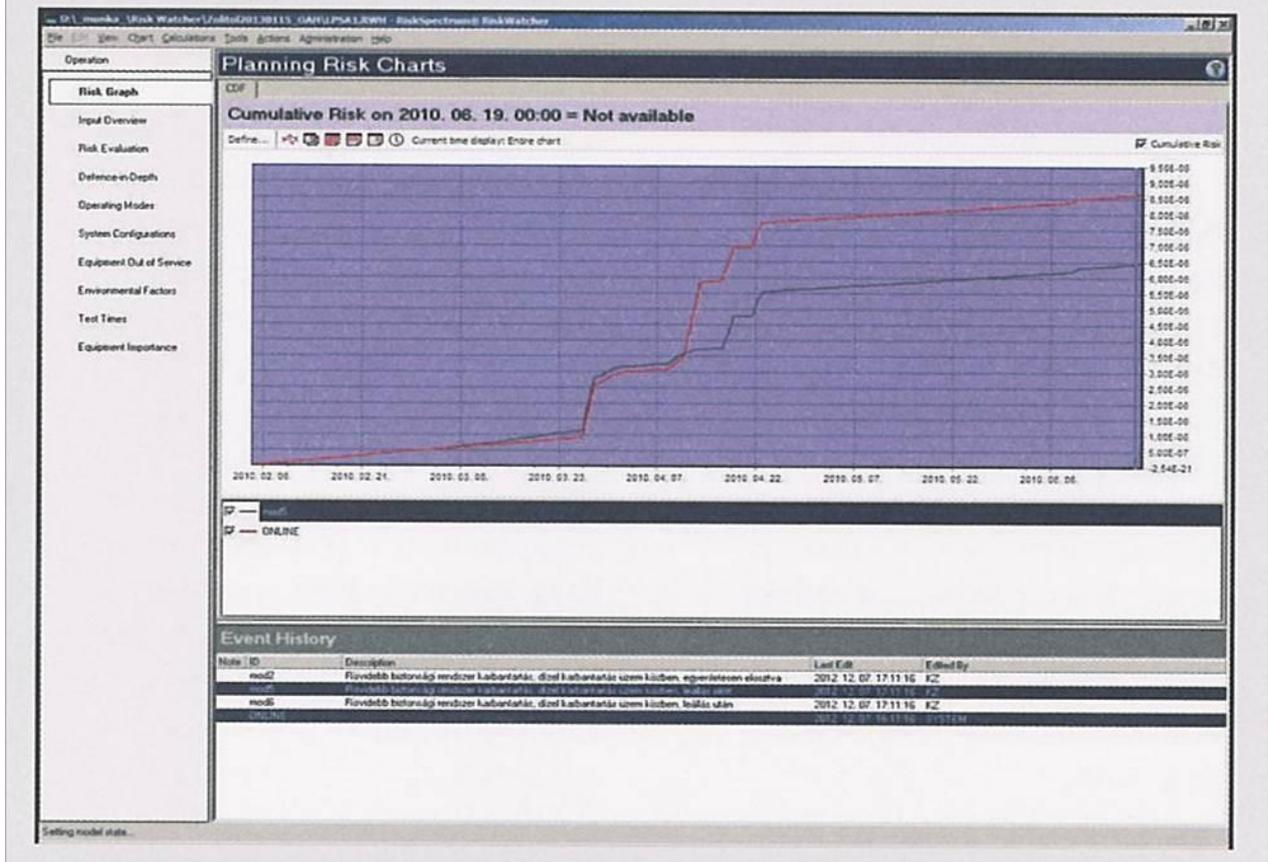


圖11、RiskWatcher風險曲線差異比較

4. 用過燃料池地震 PRA 風險洞見

本次會議在 T02-02 地震 PRA 技術討論群組中，美國針對現代壓水式反應器型號 GEN3+核能電廠之用過燃料池進行 Level 1 及 Level 2 機率式地震風險評估，說明其評估方法及分析結果。研究範圍及評估方式主要包含下列 10 項分析步驟，分析流程則如圖 12 所示。

- 步驟 1：地震危害分析
- 步驟 2：地震易損性分析
- 步驟 3：地震事件樹分析
- 步驟 4：成功準則分析
- 步驟 5：系統分析
- 步驟 6：人為可靠度分析
- 步驟 7：運轉資料收集與評估
- 步驟 8：燃料破損頻率量化
- 步驟 9：用過燃料損害後果分析
- 步驟 10：大規模輻射外釋頻率分析

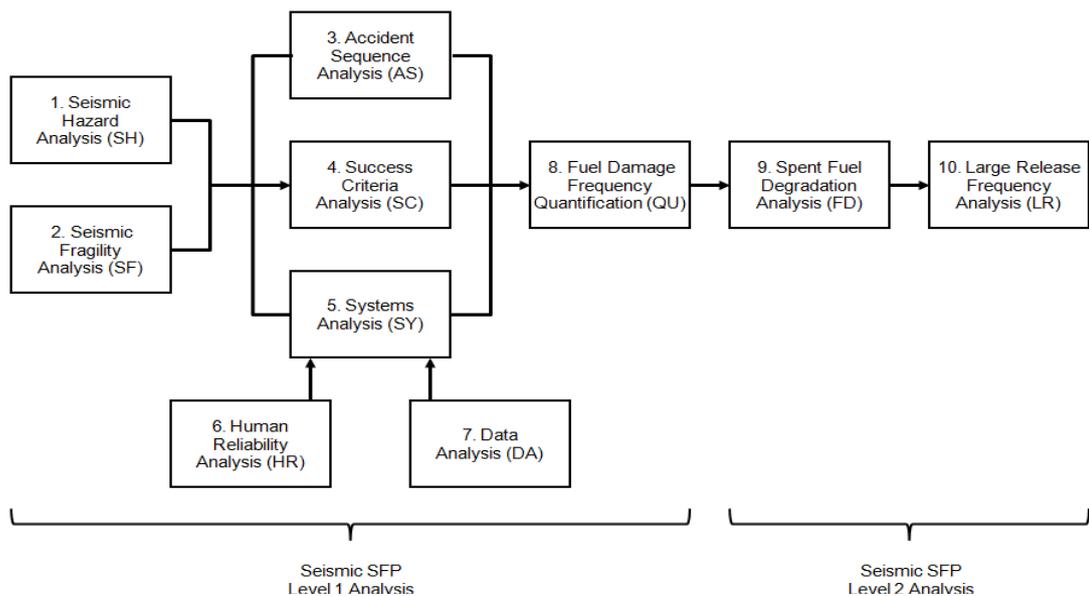


圖 12、用過燃料池地震風險評估流程

就 Level 1 而言，其分析結果顯示加速度大於 1g 之地震事件，其風險貢獻佔整體因地震造成之用過燃料風險的 96%，且為主要關鍵風險貢獻者；另外就 Level 2 而言，基本上所有燃料破損事件都將導致大規模的輻射洩露，主要原因為所分析之用過燃料池位於輔助廠房內，而該廠房並無圍阻體等可有效阻隔輻射外釋之相關設施，因而分析結果顯示燃料破損將直接導致大規模輻射外釋，另外廠外緊急備用注水系統的可用性對地震風險評估結果的影響相當顯著，換言之，任何廠外備用注水系統相關設備之不可用將對整體地震風險有相當顯著的增加。

無論 Level 1 或 level 2 的分析結果皆顯示影響燃料熔損頻率主要以加速度為 1.0g 的事件所控制並佔整體風險的 88.9%，其中地震引發之肇始事件中又以喪失組件冷卻水為主要風險貢獻並佔整體風險的 63.6%，其次為直接燃料受損事件，其風險貢獻佔整體風險的 14.3%，再來就是喪失直流電源，其風險貢獻佔整體風險的 14%，以上三者為本案例電廠主要地震風險主要來源並佔整體風險的 92%，其分析結果詳如表 5 所示。

表5、地震引發肇始事件佔整體風險比例

Seismically-induced Initiating Event	% of Total LRF Contribution
SLOCCW (Loss of Component Cooling Water)	63.6%
SLODC (Loss of DC Power)	14.0%
SLOCON (Loss of Control)	5.0%
SFD (Direct Fuel Damage)	14.3%
SLOAC-R (Loss of AC Power, Recoverable)	1.2%
SLOAC-NR (Loss of AC Power, Non-Recoverable)	1.2%
SSFPC (Loss of Spent Fuel Pool Cooling)	0.7%

此外也進行靈敏度分析並顯示各種不確定因素對整體分析結果的影響，其分析結果如表6所示。有關風險洞見部分，其分析結果顯示廠外緊急備用注水系統的可用性對地震風險評估結果的影響相當顯著，並建議下列四項改善措施以降低整體風險。

第一項：改善並提升與廠外緊急注水系統可用性相關連之人為操作可靠度

第二項：當提升廠外緊急注水系統設備之高信心低失效機率強度1.33倍時，並不會顯

著降低主要風險值，然而若降低廠外緊急注水系統設備之高信心低失效機率強度1.33倍時，其風險值卻顯著增加，此結果驗證現行廠外緊急注水系統設備設計基準之適切性。

第三項：廠外緊急注水系統設與人員操作有相當程度的相依性，且以降低地震風險的角度來看，其改善效益有限，因此建議提升一串廠內正常注水系統之耐震能力並使其操作自動化，將對整體地震風險將有明顯的助益。

第四項：以重物掉落的觀點來看，用過燃料池上方吊車保持大多數時間遠離儲存池上方範圍將有效降低地震風險。

表6、靈敏度分析結果(FDF: Fuel Damage Frequency，(用過)燃料熔損頻率)

Description	ΔFDF (%)	Note
Multiply all human error probabilities by 10	1,133.8%	A factor of 10 increase in the HEPs for all the human failure events results in a notable increase in the FDF (i.e., an increase of the FDF by over 12 times).
Divide all human error probabilities by 10	-2.3%	A factor of 10 decrease in the HEPs for all the human failure events does not result in a notable decrease in the FDF.
Set all Ex-MCR HEPs for seismic event S3 at 1.0	5,900.0%	The only human failure event affected is the operator failure to align the external makeup system during seismic event S3. This HFE has a considerable impact on the seismic risk
Increase external makeup equipment failure probability x3	92.1%	The FDF becomes almost double if the failure probabilities of the external makeup equipment (e.g., pump, valves) are multiplied by 3.
Decrease external makeup equipment failure probability /3	-30.7%	The FDF decreases about 30%, if the failure probabilities of the external makeup equipment (e.g., pump, valves) are divided by 3.
External Makeup HCLPF x 1.33	-23.7%	If the HCLPF for the external makeup system is increased by one-third, an FDF reduction of approximately 24% is achieved.

5. 地震系統結構組件定性篩濾方法

本次會議在 T02-02 地震 PRA 技術討論群組中，韓國分享其地震系統結構組件定性篩濾方法之經驗。在地震風險評估工作中，與地震風險相關之結構組件或設備都將納入地震設備清單並進而評估其地震易損性，因此地震設備清單之範圍往往包含超過 1000 個項目，若針對每個項目都發展其地震易損性曲線似乎相當不切實際，因此初步的定性篩濾分析在整個地震風險評估中具有相當程度的必要性，另外也驗證在低地震活動區域中使用定性篩濾方法將符合 ASME/ANS RA-Sa-2009 之管制要求。

實際執行地震易損性分析之前，初步的地震風險模型將先行以通用性設備耐震能力資料進行建置並進行量化分析，依據量化分析結果可將地震設備清單進行初步篩濾，最後依

重要度排序需進一步分析其地震易損性的設備，針對地震造成失效頻率小於初步篩濾準則的設備，將可排除於地震風險評估模式中，然而針對失效頻率大於初步篩濾準則的設備，倘若其造成爐心熔損頻率不顯著，則該類設備將不需進行細部的地震易損性分析，並以通用性地震強度納入地震風險評估中，有關初步篩濾準則及需進行細部地震易損性設備排序流程詳如圖 13 所示。

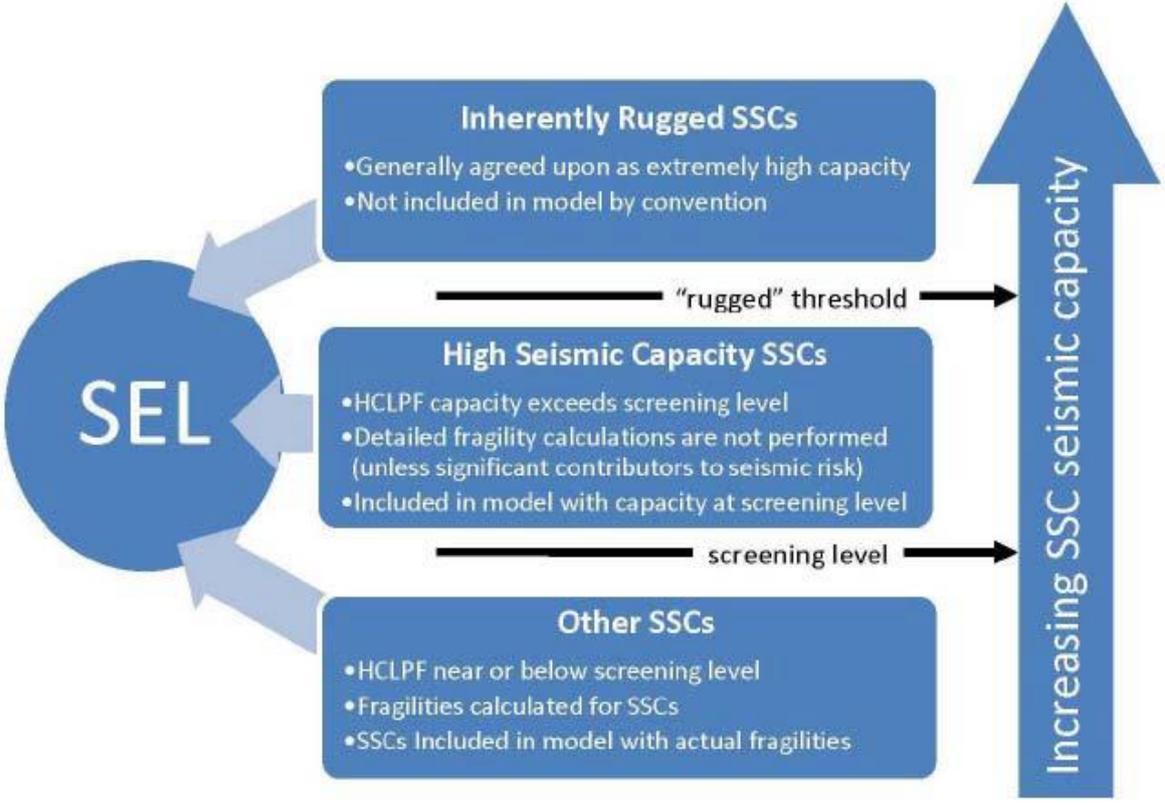


圖 13、地震容量基準篩濾準則

由於ASME/ANS RA-Sa-2009僅說明通過篩濾標準之設備對爐心熔損頻率或早期大規模洩露頻率不能有顯著的貢獻，然而該準則並無明確定義所謂風險顯著貢獻為何，因此本研究依據EPRI-1002989以頻率標準 $1E-7/yr$ 定義可排除於地震風險評估模式中的設備，另外依據EPRI-1025287之頻率標準 $5E-7/yr$ 定義可不需進行細部地震易損性分析之設備。此外考量前述之頻率標準，可定義符合案例電廠廠址地震風險評估模式中結構、設備或組件之定性篩濾標準，若設備之高信心低失效機率耐震能力大於 $1g$ ，則可排除於地震風險評估模式

中，若設備之高信心低失效機率耐震能力大於0.6g，將不需進行細部地震易損性分析，有關決定結構、設備或組件之篩濾標準分析結果分別詳如表7及表8。

另外也依據EPRI-NP-6041所提篩濾等級設備高信心低失效機率耐震強度及主要設備所在處樓層反應譜分析各樓層篩濾等級之設備高信心低失效機率耐震能力，其分析結果顯示本案例無耐震能力大於1g並可排除於地震風險評估模式之設備，另外78呎樓層以下之設備其高信心低失效機率耐震能力大於0.6g，該類設備將不需進行細部地震易損性分析，分析結果詳如表9。

表7、1g結構、設備或組件之定性篩濾標準分析結果

HCLPF(PGA)	Median Capacity (PGA)	Probability of Failure per Year
0.360	0.920	1.82E-06
0.400	1.020	1.44E-06
0.500	1.270	8.20E-07
0.600	1.520	5.04E-07
0.700	1.780	3.27E-07
0.800	2.030	2.21E-07
0.900	2.290	1.54E-07
1.000	2.540	1.10E-07

表8、0.6g結構、設備或組件之定性篩濾標準分析結果

HCLPF(PGA)	Median Capacity (PGA)	β_C	Probability of Failure per Year
0.50 (Plant HCLPF)	1.27	0.4	5.81E-07
0.70	1.78	0.4	9.92E-08
0.80	2.03	0.4	5.04E-08
0.90	2.29	0.4	2.74E-08

表9、各樓層篩濾等級設備高信心低失效機率耐震能力分析結果

Elevation	Capacity (Sa, g)	Demand UHRS Peak (Sa, g)	Median PGA Capacity	Screening Level HCLPF Capacity (PGA)
55ft	1.8	0.68	2.65	0.96
78ft	1.8	0.9	2.00	0.73
100ft	1.8	1.12	1.61	0.58
120ft	1.8	1.39	1.29	0.47
136.5ft	1.8	1.63	1.10	0.40
156ft	1.8	1.89	0.95	0.35

6. 廠外危害風險顯著組合篩濾分析之探討

本次會議在T02-05極端廠外事件技術討論群組中，日本介紹其發展廠外危害風險顯著組合之篩濾評估方法，並以案例電廠進行該方法論之篩濾分析。整個方法論之篩濾流程包含10個主要評估步驟，並試圖量化各廠外危害組合之發生頻率，依據4項篩濾準則進行篩濾分析，最後定義出對案例電廠在安全上有潛在疑慮之危害組合，未來將依各項危害組合進行細部電廠損害分析。篩濾評估流程如圖14所示。

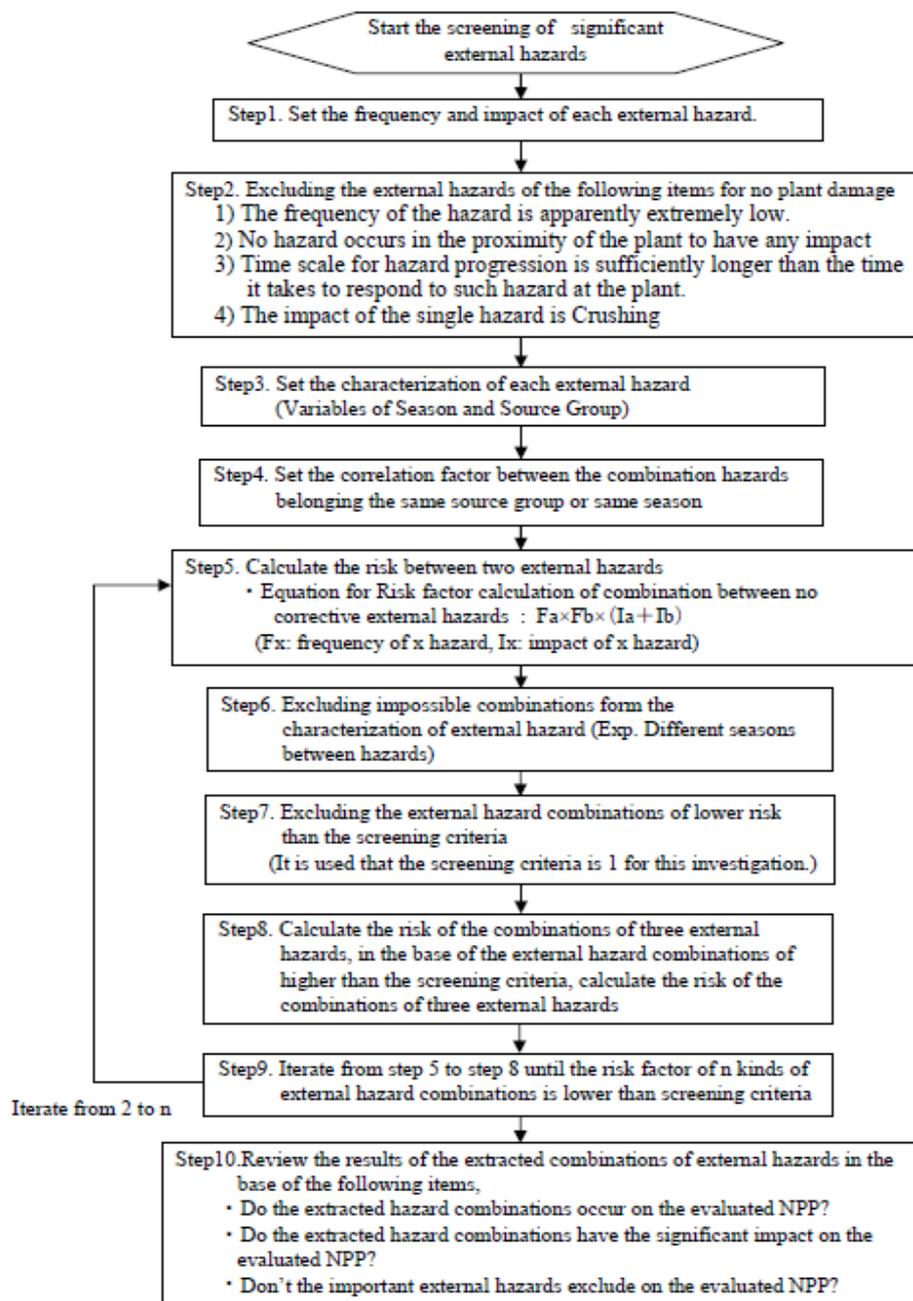


圖14、顯著廠外危害組合篩濾評估流程

由於各單一廠外危害之發生頻率與對電廠造成的損害無法準確的量化與定義，因此保守以電廠內一般性廠房為分析對象(無特定危害防護能力之廠房)發展並定義廠外危害組合風險矩陣，以發生頻率與電廠損害程度將各廠外危害組合進行分類，而矩陣中各類別之危害組合將給定風險評級分數，依風險評級分數將各危害組合進行優先序位排序，最後可依排序過後之危害組合進行細部電廠損害或實際風險評估，所定義之廠外危害組合風險矩陣詳如表10所示。

表10、廠外危害組合風險矩陣

Items		Frequency			
		Zero (0.0)	Low (0.001) (=1/1000year)	Intermediate (0.01) (=1/1000year)	High (0.1) (=1/10year)
Impact	Devastating (Significant and Devastating impact to general structure)	0	—	—	—
	Large (=1000) • Crushing impact to general structure • Serious impact and Impossible to live in general structure	0	1	10	100
	Middle (=100) • General structure is partially destroyed. • Large-scale repair is necessary for General structure	0	0.1	1	10
	Small (=10) • Slight damage for General structure • Possible to live in general structure	0	0.01	0.1	1

由於廠外危害組合間的相依性將影響風險評級結果，因此在進行步驟5危害組合風險計算前，應先針對廠外危害組合的相依程度進行討論，本研究中完全相依的廠外危害組合其關連性因子將給定為1.0，而就低相依性事件組合而言，其關連性因子將給定為0.1，另有關廠外危害關連性因子詳如表11所示。

本研究分析範圍包含100種廠外危害，約55種廠外複合式災害組合被定義出對案例電廠有潛在安全疑慮，其中與地震相關之廠外危害組合其關連性因子相較於其他廠外危害組合高出許多，分析結果也顯示這些與地震相關之廠外危害組合有較高之風險評級分數。此外本研究也說明該評估方法僅為初步定性篩濾分析，未來應針對所篩選出的55種廠外複合式災害組合進行更細部及精確的安全性評估，並依據評估結果重新檢視設計基準的餘裕是否足夠或是針對高評級分數之廠外危害風險組合進行實體性的補強措施以降低其複合式效應所造成的風險。

表11、廠外危害組合關連性因子分類

Type	Correlation	Correlative factor	Image diagram of Corrective factor
A	No	—	$F_A \cap F_B = F_{B A} = F_A \times F_B$ 
B	Low	0.1	$F_A \cap F_B = F_{B A} = F_A \times 0.1$ 
C	High	0.5	$F_A \cap F_B = F_{B A} = F_A \times 0.5$ 
D	Complete	1.0	$F_A \cap F_B = F_{B A} = F_A \times 1.0$ 

Fx: Frequency of x hazard

7. 廠外事件複合式效應分析

由於兩個以上廠外事件同時發生時，對電廠所造成的危害可能較單一廠外事件來的嚴重，因此本次會議在T02-05極端廠外事件技術討論群組中，芬蘭以HANHIKIVI電廠為例，分享其廠外事件複合式效應分析之成果，其在發展HANHIKIVI電廠複合式廠外事件分析，以初步定性方式評估其複合式廠外事件組合之發生機率，並依據各組合發生機率高低決定是否考量納入HANHIKIVI電廠風險評估模式中，整個評估過程詳如圖15所示。

無論2階或3階複合式廠外事件組合之篩濾準則也在本研究明確被定義出來，只要滿足4項篩濾準則中之一項，該複合式廠外事件組合將可排除於後續風險評估分析範圍內，其篩濾準則如下：

準則1：獨立事件組合-倘若所選定之單一廠外事件與其他單一事件無相依性時，該事件組合將排除於複合式廠外事件組合分析中。

準則2：季節變異性-倘若所選定之單一廠外事件本身具有很強的季節變異性或兩事件主要誘發在不同的季節將無法造成相關連性事件組合。

準則3：預先條件相互排除條款-某些廠外事件的發生需要有特定自然條件為成因(例

如天氣狀態、水位條件等)，倘若兩廠外事件的預先條件相反將無法造成相關連性事件組合。

準則4：損害後果相似-倘若某些廠外事件對電廠所造成的損害後果相似且第一項單一廠外事件之損害後果不因第二項單一廠外事件的加入而有更嚴重的趨勢，該事件組合將排除於複合式廠外事件組合分析中。

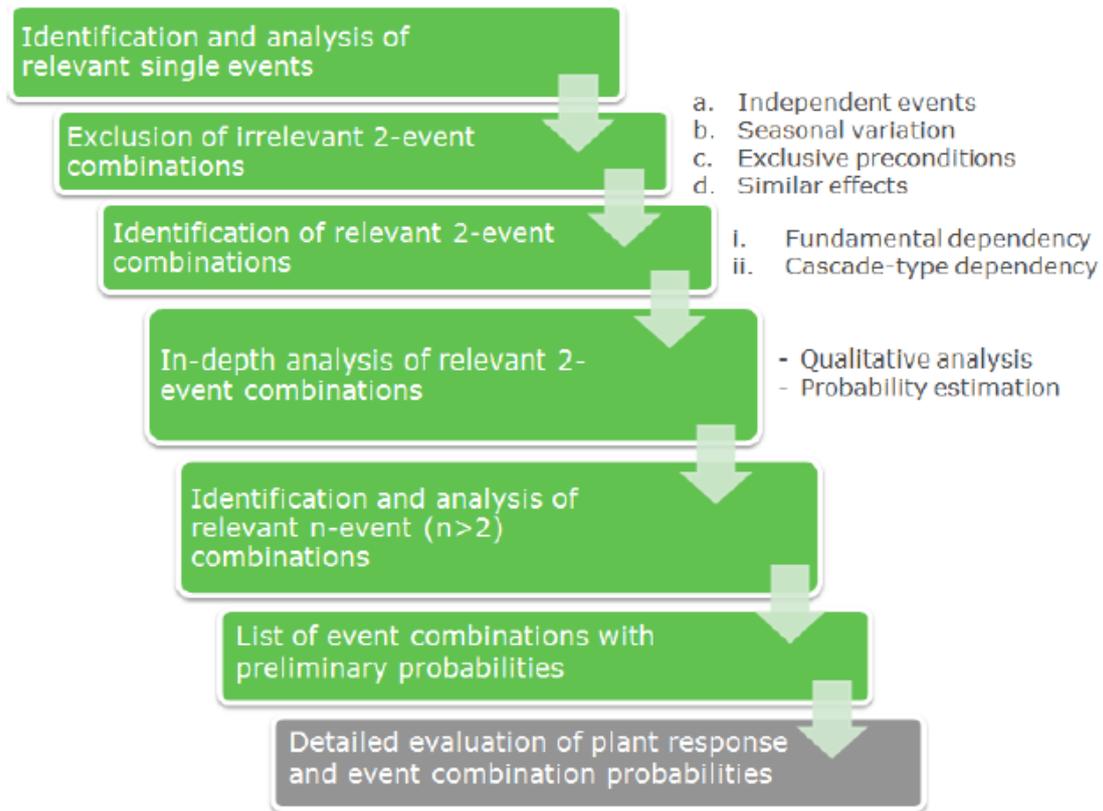


圖15、廠外事件複合式效應評估流程

任何可能發生在HANHIKIVI電廠的廠外事件都應納入單一廠外事件清單中，其結果如表12所示。分析範圍總共包含22項單一廠外事件，其中10項與氣象條件相關，9項與海水條件相關，3項屬於其他類，而本研究也明確定義出任何單一廠外事件都與地震事件或地磁電流彼此互為獨立事件。

另外有關季節變異性主要將依據鄰近氣象測站資料、氣象模擬、文件檢視及專家判斷等進行分析，然而在本分析案例中與季節變異性影響較顯著的單一廠外事件包含高(低)氣溫、強風、藻類增生。本研究總共考量22項單一廠外事件，透過發生頻率初步定量分析，

共30項潛在二階複合式災害組合被定義出來，然而其中大部分二階複合式災害組合因為其發生機率小於 $10E-8/yr$ 而可排除於後續細部評估中，最後共14項二階複合式災害組合被明確定義出可能影響電廠安全並需納入整體風險評估模式範圍中，分析結果詳如表13所示。

表12、單一廠外事件清單

Meteorological	Sea-related	Other
Air humidity	Algae or other impurities	Earthquakes
Downbursts	Frazil ice	Geomagnetic currents
Freezing rain	High sea water level	Wildfires
High air temperature	High sea water temperature	
Lightning	Low sea water level	
Low air temperature	Meteotsunami	
Rain	Oil spills	
Snow	Sea ice	
Strong wind	Waves	
Trombs		

表13、二階廠外事件組合複合式效應分析結果

Event 1	Event 2	Prob.	Conclusion regarding PRA
High air humidity	High air temperature	*	More detailed evaluation needed
Lightning > 200 kA	Downburst F1-F3	9.5E-10	Exclusion due to low probability
Lightning > 200 kA	Downburst F1-F3 (power line area)	4.0E-09	Exclusion due to low probability (unless CCDP \approx 1)
Lightning (power line area)	Downburst F1-F3	1.2E-07	More detailed evaluation needed
Downburst F1-F3	Rain > 200 mm in 24 h	1.3E-10	Exclusion due to low probability
Air temperature > 43°C	Sea temperature > 30°C	5.0E-09	Exclusion due to low probability (unless CCDP \approx 1)
Air temperature > 43°C	Wildfire (power line area)	5.0E-10	Exclusion due to low probability
Lightning > 200 kA	Rain > 400 mm in 24 h	< 1.0E-9	Exclusion due to low probability
Lightning > 200 kA	Wind > 30 m/s	7.6E-11	Exclusion due to low probability
Lightning > 200 kA	Wind > 39 m/s (power line area)	\sim 1E-11	Exclusion due to low probability
Lightning (power line area)	Wind > 30 m/s	1.0E-08	More detailed evaluation needed
Lightning > 200 kA	Tromb F1-F5	5.3E-10	Exclusion due to low probability
Lightning > 200 kA	Tromb F1-F5 (power line area)	4.0E-09	Exclusion due to low probability (unless CCDP \approx 1)
Tromb F1-F5	Lightning (power line area)	2.2E-09	Exclusion due to low probability (unless CCDP \approx 1)
Wind > 30 m/s	Low air temperature < -35°C for 24 h	1.7E-06	More detailed evaluation needed
Low air temperature	Sea ice	< 1.0E-9	Exclusion due to low probability
Rain > 200 mm in 24 h	Wind > 30 m/s	1.8E-08	More detailed evaluation needed
Rain > 200 mm in 24 h	Tromb F1-F5	< 1.0E-9	Exclusion due to low probability
Snow	Wind > 30 m/s	2.1E-03	More detailed evaluation needed
Snow	Wind > 39 m/s	1.4E-05	More detailed evaluation needed
Wind > 30 m/s	Algae	4.5E-03	More detailed evaluation needed
Wind > 39 m/s	Algae	3.0E-05	More detailed evaluation needed
Wind > 30 m/s	Frazil ice	2.6E-04	More detailed evaluation needed
Wind > 39 m/s	Frazil ice	1.7E-06	More detailed evaluation needed
Wind > 39 m/s	Oil spill	1.2E-06	More detailed evaluation needed
Wind > 30 m/s	Sea ice	9.5E-06	More detailed evaluation needed
Wind > 39 m/s	Sea ice	6.3E-08	More detailed evaluation needed

*The combination of high air humidity and temperature, i.e. high enthalpy, has been evaluated separately¹¹

8. 廠房內設備海嘯易損度評估方法

福島事件時東日本發生大規模地震並造成巨大海嘯危害，並其危害後果嚴重影響核能電廠安全性，因此海嘯風險評估近年來在國際成為相當重要的課題，本次會議在T02-03地震與海嘯易損度評估技術討論群組中，日本介紹其建立海嘯風險評估分析方法，並以案例電廠進行方法論之實作說明，另外有關廠房內設備海嘯易損度分析部分，以造成設備喪失功能時之海嘯淹溢高度作為評估設備失效易損性分析之標的物，計算方式將以蒙地卡羅方法重覆計算並推估設備最佳化之海嘯易損度，整體分析流程及淹水路徑分析詳如圖16。

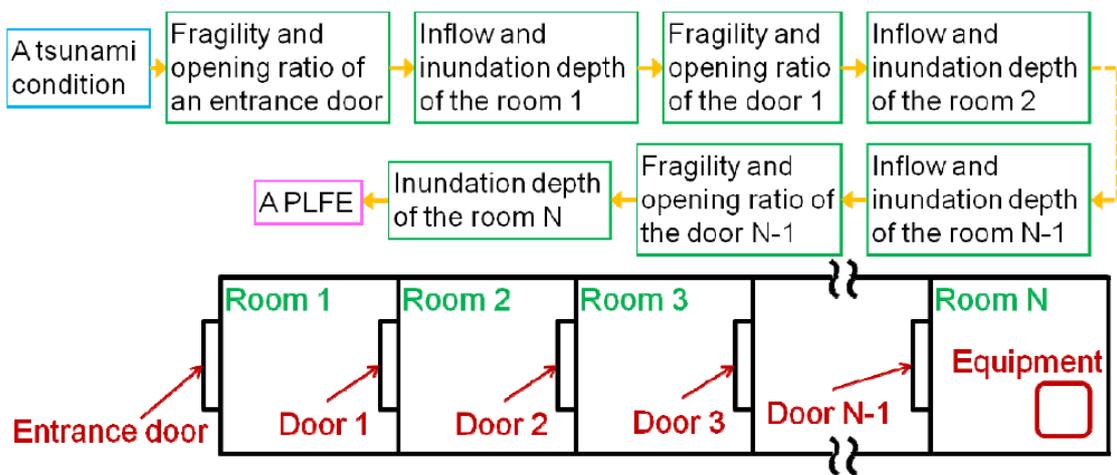


圖16、海嘯易損度評估及淹水路徑分析

本案例以RCIC系統之淹水路徑進行說明，海嘯來臨時第一道淹水主要發生在大型設備出入口，而RCIC注水泵定義為本案例分析標的物，該設備位於地下二樓，其淹水路徑主要是透過各樓層樓梯間進行傳遞，其淹水路徑示意詳如圖17所示。

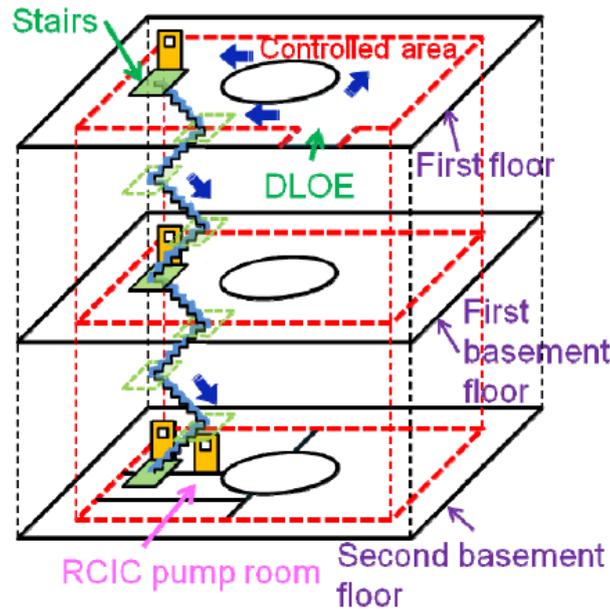


圖17、海嘯淹水路徑示意

9. 海嘯風險評估設備脆弱度分析

近年來核能電廠安全評估除針對地震外，其他廠外天然災害對電廠造成的危害也需整體性的考量於安全評估中，在日本又以海嘯風險評估最為重要，然而目前海嘯風險評估技術在核能工業界之發展並不成熟，因此在T02-03地震與海嘯易損度評估技術討論群組中，日本提供針對海嘯風險整體的評估架構，其中針對設備海嘯易損性分析方法也有詳細說明，不只考量流體載重，海嘯挾帶殘骸對廠房造成的衝擊也一併納入易損性評估之破壞模式定義中，然而不同規模的海嘯對電廠造成的損害差異甚大，因此在分析電廠損害組態時，也將海嘯危害依不同規模分段，並定義出相應之電廠損害組態，進而評估核電廠海嘯整體風險，而其研究也定義出案例電廠所有因海嘯危害所造成的電廠損害組態，其示意圖如圖18所示，各可能之電廠損害組態將分述如下：

- 重要結構、設備或組件遭淹沒
- 海嘯波浪水壓及浮力
- 海嘯挾帶殘骸衝擊
- 海嘯挾帶懸浮沙粒對循環水泵基座磨損
- 沉積物阻塞海水進水口

- 海水進水口低水位導致喪失冷卻水

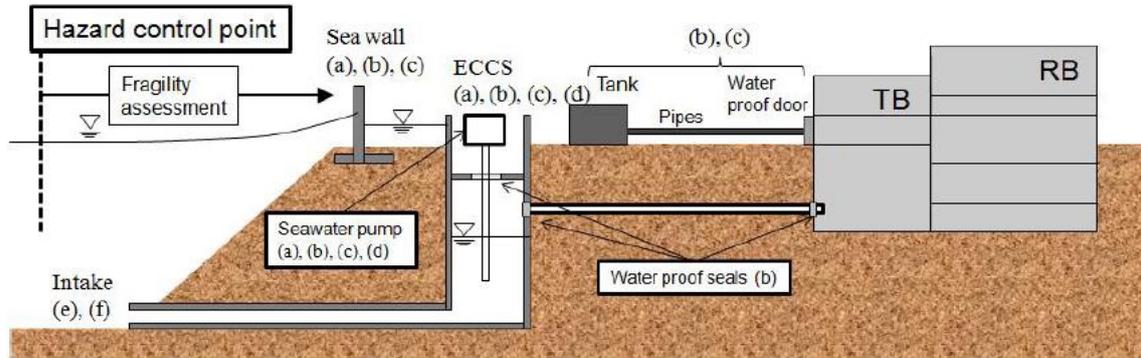


圖18、海嘯危害電廠損害組態示意

由圖18可知無論海嘯淹溢高度為何都將嚴重地影響本案例電廠海水進水口的功能，因此有關海水進水口部分，將不依海嘯危害等級細分各對應之電廠組態，另外不同等級海嘯危害造成之電廠結構或設備易損性評估將以事件樹型式展示並詳如圖19所示，該事件樹顯示其易損性評估結果主要受海嘯淹漫範圍與淹漫深度所影響，而案例電廠之海嘯危害等級則與爐心熔損頻率有相當直接的關連性。

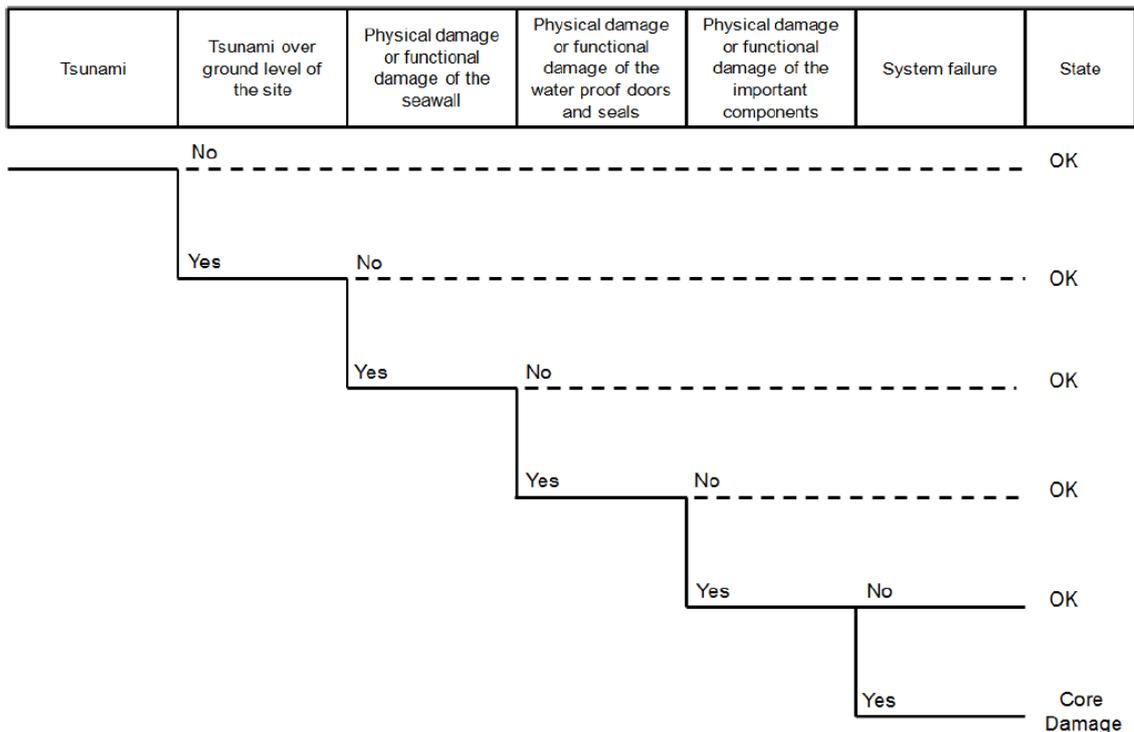


圖19、考量海嘯淹漫效應之易損性評估事件樹

本研究將海嘯危害等級分為三個主要階段，而各階段所對應之海嘯易損性分析與電廠損害組態詳如圖20所示，各階段評估重點如下：

第一階段：倘若海嘯高度比廠址主要廠區高程低，依據前述事件樹分析，其海嘯危害將不會對電廠造成任何安全上的疑慮，因此可以廠址主要廠區高程定義為第一階段篩濾標準，對於海嘯高度大於該篩濾標準之危害等級才需進行更進一步的電廠損害評估。

第二階段：若海嘯高度大於第一階段定義之篩濾標準高度但又小於廠址海嘯牆高度，將被歸類於第二階段分析範圍內，然而在此階段針對海嘯牆的失效主要以水流越過海嘯牆頂之機率與海嘯牆體本身結構失效來決定，另外就海嘯牆體本身結構失效而言，將同時考量海嘯波造成之水壓力及殘骸撞擊力，並以定值式餘裕分析方式決定其海嘯牆體結構抗海嘯能力。

第三階段：倘若海嘯高度大於第二階段之海嘯牆高度，將被歸類於第二階段之分析範圍內，此階段海嘯危害已全面性淹溢至廠址範圍內，其電廠損害組態將直接影響爐心熔損頻率，因此任何與海嘯防護能力有關的設施都將列入考量，包含防水門、防水封條、防水隔間等，然而此階段在分析時將依海嘯牆損害程度分為兩種主要分析案例，其一為海嘯牆體全面性倒塌，另一類為海嘯牆體受損產生裂縫但無整體結構破壞之情況。

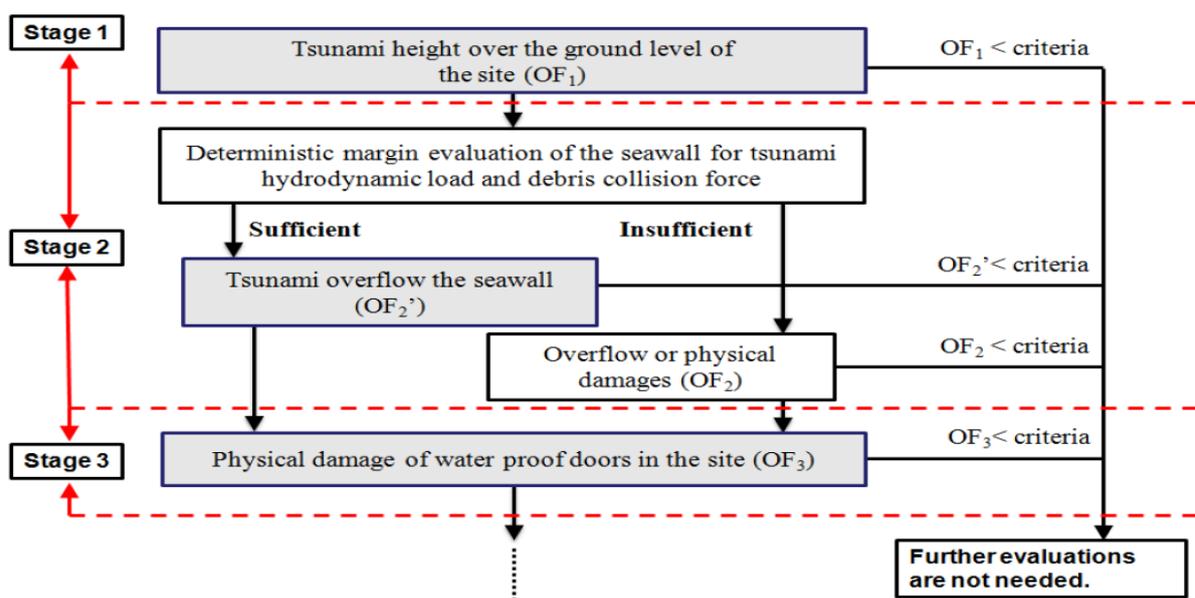


圖20、海嘯易損性分析與電廠損害組態

三、心得

(一). 此次 PSAM13 投稿數量將近 400 篇，其中以韓國的 107 篇最多，約佔全部的三分之一，可能由於韓國是此次會議的主辦國，所以論文篇數明顯高於其它國家。本所執行安全評估技術相關之研究計畫，如：因應福島事故之運轉中核能電廠地震安全度評估模式建立、核能發電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與風險告知應用、核能發電廠火災安全度評估模式更新與應用等，其研究發現可與國外相關機構經驗交流。此次安全度評估技術討論的國際盛會 PSAM13 本所僅發表一篇論文，主要是因為同仁計畫工作繁重。明年九月 PSA2017 在美國匹茲堡舉行，後年 PSAM14 在加州舉辦，計畫主持人應鼓勵同仁積極參與並儘早規劃投稿主題，發表計畫成果。

(二) 此次大會由前美國核管會委員 Apostolakis 教授頒發獎學金給在風險評估領域表現傑出之年輕研究人員，美國的 Askin Guler 博士，未來 PSAM 會議將持續選出表現卓越之研究人員。2009 年原任 IAPAAM 指導委員會秘書長的 USNRC 委員 George Apostolakis 博士，在擔任 MIT 教授期間的 1999 至 2009 年十年內曾有逾五年期間獲邀擔任核研所 PRA 相關計劃的顧問工作，後於 2009 年 10 月 9 日獲美國總統歐巴馬提名，參議院同意後於 2010 年 4 月出任 USNRC 委員，任期至 2014 年 6 月 30 日止。

(三) 量化風險評估與管理(PSAM)系列國際會議已成為世界上規模最大的量化風險評估與管理學術會議，會中發表的論文題目涵蓋層面非常廣，有甚多值得借鏡的論文；持續參加 PSAM 系列會議發表論文及蒐集會議資料，對於核研所日後相關研發工作的方向規劃與推展將甚有助益。透過國際性研討會的平台，發表核研所研發成果並擔任重要職務，除可發揮我國 PRA 技術的影響力外，有助於增加核研所在國際會議上領導地位、學術能見度及未來 PRA 研發工作的推廣，另可了解大型國際會議籌辦，在技術論文研發趨勢與財務規劃上運作全貌。參與 PSAM 國際研討會的機會，可藉此與世界各地的風險評估領域專家交流，對個人而言是一個很好的學習與成長的機會。除會議過程中可瞭解當今國際上風險機率研究的趨勢、方法與現況。在休息時間以及會後的

各項活動中，亦有許多機會可與其他學者進行相當多的溝通及互動，可增進彼此相互研究的了解與情誼，實為此行非常重要的收穫。另外，對於一些個人鮮少應用到的相關領域也有粗略的認識與瞭解，對於今後的研究和學習上亦提供了莫大的幫助。然而，最重要的是藉由此機會認識了一些風險評估相關的研究學者，透過彼此持續保持聯繫，相互切磋交流，可培養其在國際之能見度。

(四).多機組風險評估和極端廠外事件是本次會議的熱門話題，韓國、日本、加拿大等國目前正進行相關研究，此次會議也展現其成果並與他國經驗交流。核研所在台電委託計畫「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用」已針對極端廠外事件進行相關研究，但對於多機組風險評估模式的建構尚未深入探討，可規劃未來研究主題之一。

(五).在 PSA 軟體工具討論專區，美國、瑞典、韓國分別介紹該國在風險評估模式求解工具及風險監視器之研發成果。核研所自行研發之故障樹分析軟體 INERFT 已為市售軟體，目前使用的單位有漢翔、台大、清大、明新科大、龍華科大、勞安衛研究所、嘉南藥理科大、中油、及中臺科大等，另外目前核一、二、三廠及龍門電廠所使用之 TIRM-2 也是核研所自行開發之風險監視器。韓國開發的 AIMS-PSA 或瑞典介紹的 RiskSpectrum 新版本可做為核研所未來 PSA 軟體工具強化功能之參考。

(六).福島事件後，廠外事件複合式效應有超過原設計基準的疑慮，天然災害彼此間的相依性考量目前氣象領域分析技術能力有限，因此在計算上往往存在相當程度的不確定性，然而本次 PSAM 13 廠外事件議題部分，針對天然災害彼此間相依程度的評估方式有相當充分的討論，目前國內有關相依性之單一廠外事件，在分析上僅先保守以完全相依進行評估，而透過參與此部分議題討論，參考在廠外事件議題所發表的論文及該領域專家們的意見交流，未來在國內核電廠複合式天然災害矩陣分析中，有關複合事件發生頻率在計算上將更有符實性，並更能篩選出更貼近廠址現況的潛在天然災害組合。

(七). 有關海嘯風險評估部分，鑒於福島事件後才逐漸被國際間重視，所以目前在國際

間並無具較完整架構的評估方法或導則，因此本次 PSAM13 會議針對海嘯風險評估方法論部分，有相當充分的討論與交流，不論是以定性保守離散性分析方式或是以統計觀點上連續性評估進行海嘯風險的量化，皆試圖對核能電廠在海嘯危害下定義出更符合廠址特性之電廠損害狀態，進而量化出更符實之電廠海嘯風險評估結果，透過參與此部分議題討論，參考在廠外事件議題所發表的論文及該領域專家們的意見交流，未來將對國內不論是在海嘯危害等級分類、電廠損害評估或是設備海嘯易損性分析技術上都將有相當程度的助益。

(八).參加 PASM 13 會議並蒐集國際 PRA 技術應用在低碳能源供給體系與環境建構技術相關最新資訊，有助於現行計畫之執行與日後研發工作之推展。PSAM 系列國際會議，為風險評估領域最重要的國際學術活動，可保持與各國溝通管道，並交換 PRA 技術研究資訊及分享研發成果，將有利於增加本所學術能見度及未來 PRA 研發工作的推廣；議場上並可與各國專家就 PRA 技術應用在低碳能源供給體系與環境建構技術相關最新資訊，並將就低碳能源、環境的風險評估、人因可靠性分析、風險告知的管制與應用等目前國際關切議題進行討論與資訊收集。除可了解並借鏡相關專家在前述領域的看法與對未來應用的展望，有助於本所現有低碳能源與環境領域計畫的規劃，對於日後相關研發工作的方向與推展將甚有助益。

四、建議事項

(一). 持續參與重要國際會議以掌握 PRA 技術發展方向

PSAM 國際會議為全球量化風險評估與可靠度評估及管理領域最大且最重要的溝通論壇，每兩年舉辦一次，核研所近年來因高員為技術委員會的成員，為我國在 PSAM 的國際地位奠定良好的基礎。建議鼓勵同仁多投稿，透過國際性會議展現工作成果，除了可增加本所的能見度，也可與各國交換意見並收集相關資料。建議本所持續參與會議，使 PRA 之執行技術能與國際同步，並持續精進。

量化風險評估與管理(PSAM)系列國際會議已成為世界上規模最大 PRA 技術與應用管理的會議，會中發表的論文題目涵蓋層面非常廣，有甚多值得借鏡的論文，建議持續派員參加(PSAM) 國際會議，發表論文及蒐集會議資料，以利於日後相關研發工作的方向規劃與推展。另建議鼓勵同仁多加投稿並擇優轉投 SCI 期刊，以發表同仁研發工作的成果；除可實踐知識管理與經驗傳承外，透過國際性研討會的平台發表核研所研發成果並擔任國際會議重要職務；除可發揮我國 PRA 技術的影響力，將有助於維繫核研所在 PRA 領域國際會議上的領導地位與學術能見度，並可了解大型國際會議籌辦情形、技術論文研發趨勢與財務規劃運作的全貌。

(二). 擴展與國際學術研究單位合作管道以期增加核研所非核應用之研發能量

核研所近年來與義大利米蘭科技大學 Enrico Zio 教授透過學術合作計畫，透過複合性災害議題擬逐步建立核研所電力系統之脆弱度分析能力；核研所也與法國巴黎中央理工學院相關團隊合作，進行核能電廠地震風險評估不準度分析。建議核研所在經費許可下，可持續透過與國際學術研究單位合作方式執行計畫，藉此機會培訓非核新領域之專業人力，以厚植核研所的研發能量。

同時也建議針對核研所目前在核能、石化、關鍵基礎設施防護的 PRA 實績、多機組核電廠址、風險告知應用相關技術及管制個案等面向，持續積極參與國際會議，建立經

驗回饋及數據資料收集管道，並藉由經驗的分享，充分運用有限的研究資源，以獲取 PRA 技術應用與推廣的最大效益。

五、附錄

(一) 附錄一、參考資料

1. PSAM 13 Program Book (議程資料) , October 2-7, 2016 , Sheraton Grande Waikiki Hotel, Seoul, Korea. (存核研所圖書館及核儀組)。
2. PSAM 13 Proceedings Material with Full Papers Stored on a USB Memory Stick (論文集) , October 2-7, 2016 , Sheraton Grande Waikiki Hotel, Seoul, Korea. (存核研所核儀組)。
3. “New Power , New Standard” , KEPCO Engineering and Construction Company , INC. (存核研所核儀組)。

(二) 附錄二、PSAM 13 國際量化風險評估與管理會議相關照片與議程

T05-01 PSA Applications I	
Time: 10:30-12:10 Venue: Grand Hall 4 (B1) Chairs: Eunchan LEE(Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd., Korea, Republic of) Dusko KANCEV(NPP Goesgen-Daeniken, Switzerland)	
10:30-10:50	A-280 Analysis on Failure of Feed-and-bleed Operation under TLOFW Accident with LOCA <u>Jaehyun HAM (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea, Republic of)</u> Bo Gyung KIM, Ho Joon YOON , Hyungook KANG
10:50-11:10	A-503 A Framework for Power Recovery Probability Quantification in Nuclear Power Plant Station Blackout Sequences <u>Tsu-Mu KAO (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)</u> Hindolo GEORGE-WILLIAMS, Min LEE, Edoardo PATELLI
11:10-11:30	A-226 PRA Group Responsibilities and Challenges for a New Nuclear Power Plant in UAE: Barakah NPP <u>Abdullah AL YAFEI (Emirates Nuclear Energy Corporation, United Arab Emirates)</u> Yu SHEN, Mohamed ABDULLA SABAAN, Parviz MOIENI, Jeffrey JULIUS, Chris CRAGG
11:30-11:50	A-177 Post-Fukushima Extension of the Safety Margins in NPPs: Modeling, Implementation and Insights from a PSA Perspective <u>Dusko KANCEV (NPP Goesgen-Daeniken, Switzerland)</u> Jens-Uwe KLUEGEL, Stefan HEUSSEN, Thomas KOZLIK
17:00-17:20	A-652 Overview of Risk Informed PSA Application and Regulatory in China <u>Zhichao HUANG (Ministry of Environmental Protection Nuclear and Radiation Safety Center, China)</u> Yongyue CHU, Huwei LI

附圖 1. 10 月 3 日 PSAM 13 第「T05-01 : PSA 應用 I」場次排程(高員為第 2 位口頭報告人)



附圖 2. 10 月 3 日 PSAM 13 高員報告論文情形



附圖 3. 10 月 3 日 PSAM 13 開幕當天專題演講情形



附圖 4. 10 月 3 日 PSAM 13 開幕當天由美國前核能管制委員會委員 George Apostolakis 博士發表專題演講



附圖 5. 10 月 5 日日本東京大學 Akira Yamaguchi(山口彰)教授發表專題演講



附圖 6. 10 月 5 日 PSAM 13 個別場次會議情形

Venue (Room)	Vista Hall (BQ 600)	Vista Hall (CL 500)	Grand Hall 1 (CL 150)	Grand Hall 2 (CL 50)	Grand Hall 3 (CL 50)	Grand Hall 4 (CL 50)	Grand Hall 5 (CL 50)	Grand Hall 6 (CL 50)	Vista Hall (CL 500)	Grand Hall 1 (CL 150)	Grand Hall 2 (CL 50)	Grand Hall 3 (CL 50)	Grand Hall 4 (CL 50)	Grand Hall 5 (CL 50)	Grand Hall 6 (CL 50)		
08:00-17:00	-	Registration@ Vista Hall Foyer							Registration@ Vista Hall Foyer								
08:50-09:00	-	Opening Ceremony															
09:00-10:00	-	Plenary Lecture 1								Plenary Lecture 2							
10:00-10:30	-	Coffee Break @ Vista Hall Foyer							Coffee Break @ Vista Hall Foyer								
10:30-10:50	-	SS 1. OECD/NEA FIRE Project	T01-01	T04-01	T07-01	T05-01	T03-01	T02-01	-	T01-04	T08-01	T07-04	T05-04	T03-04	T02-04		
10:50-11:10	Advanced Method in PSA I		Environmental Risk Assessment I	Human Reliability I (HRA Data)	PSA Applications I	SA-SHP	Seismic PRA I	-	Digital IBC Reliability and Cyber Security	Structural Reliability I	Human Reliability IV (HuREX Framework)	PSA Applications - External Event II	SA-PRA3	Tsunami PRA			
11:10-11:30	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
11:30-11:50	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
11:50-12:10	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
12:30-13:30	-	Lunch							Conference Lunch @ Vista Hall								
13:30-13:50	-	SS 2. IDPSA I	T01-02	T04-02	T07-02	T05-02	T03-02	T02-02	-	T01-05	T08-02	T07-05	T05-05	T03-05	T02-05		
13:50-14:10	Advanced Method in PSA II		Environmental Risk Assessment II	Human Reliability II (Digital HCR)	PSA Applications II	SA PRA2	Seismic PRA II	-	Advanced Method in PSA IV	Structural Reliability II	Human Reliability V (HRA Application 2)	PSA Applications III	SA-Accident Analysis and Modeling	Extreme External Events I			
14:10-14:30	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
14:30-14:50	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
14:50-15:10	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
15:10-15:40	-	Coffee Break @ Vista Hall Foyer							Coffee Break @ Vista Hall Foyer								
15:40-16:00	-	SS 2. IDPSA II	T01-03	T04-03	T07-03	T05-03	T03-03	T02-03	SS 5. OECD/NEA ICDE Project	T01-06	T08-03	T07-06	T05-06	T03-06	T02-06		
16:00-16:20	Advanced Method in PSA III		Radiological Impact Assessment	Human Reliability III (HRA Application 1)	PSA Applications - External Event I	SA-CFVS Analysis	Seismic and Tsunami Fragility	-		L2 and L3 PSA I	Structural Reliability III	Human Reliability VI (HRA Application 3)	PSA Applications IV	SA-UA	Extreme External Events II		
16:20-16:40	-		-	-	-	-	-	-		-	-	-	-	-	-		
16:40-17:00	-		-	-	-	-	-	-		-	-	-	-	-	-		
17:00-17:20	-		-	-	-	-	-	-		-	-	-	-	-	-		
18:30-20:30	Mingling Reception	Welcome Reception @ Aston House (Outside)															

10/5 (Wed)							10/6 (Thu)							10/7 (Fri)						
B2	B1						B2	B1						B2	B1					
Vista Hall (CL 500)	Grand Hall 1 (CL 150)	Grand Hall 2 (CL 50)	Grand Hall 3 (CL 50)	Grand Hall 4 (CL 50)	Grand Hall 5 (CL 50)	Grand Hall 6 (CL 50)	Vista Hall (CL 500)	Grand Hall 1 (CL 150)	Grand Hall 2 (CL 50)	Grand Hall 3 (CL 50)	Grand Hall 4 (CL 50)	Grand Hall 5 (CL 50)	Grand Hall 6 (CL 50)	Vista Hall (CL 500)	Grand Hall 1 (CL 150)	Grand Hall 2 (CL 50)	Grand Hall 3 (CL 50)	Grand Hall 4 (CL 50)	Grand Hall 5 (CL 50)	Grand Hall 6 (CL 50)
Registration@ Vista Hall Foyer							Registration@ Vista Hall Foyer							Registration@ Vista Hall Foyer						
Plenary Lecture 3							Plenary Lecture 4													
Coffee Break @ Vista Hall Foyer							Coffee Break @ Vista Hall Foyer							Coffee Break @ Vista Hall Foyer						
SS 4. PSA RND: What is needed? (10:30-12:20)	SS 9. History, Current Status, and Future Development of PSA Tools (10:30-12:50)	T01-07	T07-07	T11-01	T13-01	T02-07	SS 7. Safety of Radioactive Waste Management	T01-10	T06-01	T06-08	T05-07	SS10. Panel Discussion on Policy Issues Related to Risk Management of Nuclear Power Plants through the use of Probabilistic Risk Assessment								
		Advanced Method in PSA V	Human Reliability VII (HRA Application 4)	Risk Assessment Models for Transportation	Industrial Safety I	Fire PRA I		Uncertainty and Sensitivity	Risk Informed Regulation I	Human and Organizational Factors I (Safety/Organizational Culture)	PSA Applications V		PSA Practice and Experience II	Non Reactor Nuclear System	PSA Practice and Experience III	PSA Applications Modeling/Simulation				
Lunch							Lunch							Closing Ceremony	Ice Cream Social @ Vista Hall Foyer					
SS 3. External Hazards PSA: Status and Insights (13:00-15:20)	SS 8. HRA Status and Urgent Research Issues: Where are we and where are we heading and HRA activities in four countries (13:00-15:10)	T01-08	T12-01	T11-02	T13-02	T02-08	SS 8. Multi-Units Risk and Safety Goals (I)	T01-11	T06-02	T02-09	T05-08									
		L2 and L3 PSA II	PSA in Space & Aviation Area I	Transportation Accident Prevention Methods	Industrial Safety II	Fire PRA II		PSA Practice and Experience I	Risk-Informed Regulation II	Human Reliability VIII (New HRA Method)	PSA Applications-Advanced/Research Reactor									
Coffee Break @ Vista Hall Foyer							Coffee Break @ Vista Hall Foyer													
	SS 6. HRA Status and Urgent Research Issues: Where are we and where are we heading and Challenging Issues on HRA (15:40-17:30)	T01-05	T12-02	T09-01	T13-03	T13-01	SS 8. Multi-Units Risk and Safety Goals (II)	T01-12	T06-03	T02-10	T05-09									
		Data and Parameter Estimation	PSA in Space & Aviation Area II	Radioactive Waste PSA	Industrial Safety III	Special Topics		Advanced Nuclear System	Risk-Informed Regulation III	Human and Organizational Factors II (Procedure and Education)	PSA Applications - Level 2									
Conference Dinner@ Vista Hall (B2F)																				

附圖 7. PSAM 13 國際量化風險評估與管理會議議程