

出國報告（出國類別：其他）

赴日本東京參加「東京大學核能安全議題討論會」、「第四屆東亞核能發電論壇」、「沸水式反應器業主組織研討會」及「東京電力公司技術交流研討會」

服務機關：核能研究所

姓名職稱：余政倫 技術員

荊軍安 副研究員

王德全 研究員

郭木進 副研究員

高良書 研究員

派赴國家：日本

出國期間：105年11月13日~105年11月23日

報告日期：105年12月21日



## 摘要

此次參加「東京大學核能安全議題討論會」、「第四屆東亞核能發電論壇」，從中了解日本政府將持續核電發展之政策，核電發展的趨勢將朝核電廠除役與核電廠商業營運之方向進行。此外，亦針對福島事件後，東亞各國在核能電廠的核安強化以及發展近況作專題討論，相互交換心得與改善措施，以促進核電應用的安全。

後續參加之「沸水式反應器業主組織研討會」及「東京電力公司技術交流研討會」，討論議題主要包括電廠之技術支援指引的更新現況、程序書的更新與東京電力公司對於嚴重事故的發展現況等，會中對於電廠之技術支援指引的相關應用、福島核電廠的現況與相關除役亦提供的許多寶貴的經驗，讓我們此次技術交流獲益匪淺。

# 目 次

摘 要	i
一、目 的	1
二、過 程	2
(一)東京大學核能安全議題討論會	2
(二)第四屆東亞核能發電論壇	9
(三)沸水式反應器業主組織研討會	14
(四)東京電力公司技術交流研討會	33
三、心 得	37
四、建 議 事 項	41
五、附 錄	43
(一)附件一	43
(二)附件二	46
(三)附件三	48

# 一、目的

福島核電事故發生之後，如何預防與妥善處理嚴重事故便成為一個最重要的技術議題，因此，參與「東京大學核能安全議題討論會」、「第四屆東亞核能發電論壇」、「沸水式反應器業主組織研討會」及「東京電力公司技術交流研討會」，可以從中掌握各國核能發展新趨勢、除役技術規劃方向、核電廠技術支援指引更新及執行成果推展與模式建立。此外，藉由與國際學者的經驗交流與相互反饋遭遇的問題，對本所本所日後技術的推廣與執行台電委託計畫，將有顯著的提升助益。

出國預算計畫：

台電委託計畫 03A1680201，核三廠圍阻體再循環集水池濾網改善案-濾網更新技術服務。

台電委託計畫 02A1681001，核二、三廠火災安全度評估模式更新與應用。

台電委託計畫 02A1681701，核安演習急應變系統之精進與替代輻射源項研究。

台電委託計畫 02A1681101，核二廠爐心監測系統運轉支援應用發展。

台電委託計畫 02A1680901，龍門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。

## 二、過 程

此次行程於 2016/11/14，由高良書組長與郭木進副主任參加東京大學核能安全議題討論會。2016/11/13 - 2016/11/15 荊軍安副組長負責參與第四屆東亞核能發電論壇。2016/11/15 - 2016/11/18 全員參加沸水式反應器業主組織研討會。2016/11/21 - 2016/11/22，全員參加東京電力公司技術交流研討會，以下分四個部份詳述各個會議行程。

### (一) 東京大學核能安全議題討論會：

東京大學的前身為明治時期所創辦的東京開成學校和東京醫科學校，其亦為日本第一所依照現代學制而成立的大學，如圖 1 所示，東京大學核能工程與管理學系是日本頂尖核能研究及教學的學術單位，除負責培育核能優秀人才外，其研擬之政策亦為當前日本政府參酌的重要依據。



圖 1 東京大學校園環境

2016/11/13，由高良書組長及郭木進副主任兩人前往東京大學核能工程與管理學系(位於東大工程 8 號館)拜訪該系關村直人教授，如圖 2 所示。



圖 2 高良書組長提出核電營運安全評估議題

關村教授係日本原子力國際事務專家，且是日本東京大學原子力國際部副部長，熟悉當前日本各核能電廠運營情況。雙方就福島事故後至近期，因應京都議定書效應確定後，二氧化碳減量的議題，以日本未來能源規劃比率、運作情形及核能發電配比为議題，並在核能發電技術上詳作討論，如核能電廠運轉安全、核電法規審核及人力資源等議題進行討論，有效掌握日本最新能源規劃問題，做為本所未來規劃參酌，另關村教授特別介紹該系研究所及博士班學程規劃，如表 1 所示，相關討論事項分述如下：

### 1 日本現在的能源規劃戰略:

在 2014/4/11，因應福島事故後的日本政府，經過審慎評估後，對外公布，由於國內自然能源短缺，未來將核能發電定位為能源供應的重要基載能源，如圖 3 所示，此外，並推動核能電廠的重新運轉，其中核能發電將佔能源供應的 20~22%。因此，日本政府在確保核能安全的基礎條件下，提出新的核能政策包括：(1)核能為能源供應結構上基載電源(2)修訂嚴格之核能法規規定，確保核能安全(3)循序漸進降低對核能發電之依賴(4)由日本 NRA (Nuclear Regulatory Authority)原子力規制委員會重新訂定核能運轉規劃表。

表 1 日本核能工程與管理學系碩士及博士之課程規劃表

	Masters Course		Doctoral Course		
	1 <sup>st</sup> yer	2 <sup>nd</sup> year	1 <sup>st</sup> year	2 <sup>nd</sup> year	3 <sup>rd</sup> year
Nuclear engineering cord	██████████				
Specialized basic	██████████				
Advanced	██████████				
Master course exercise	██████████				
Practical labs	██████████				
Seminars	██████████				
Resilience engineering	██████████				
Masters thesis	██████████				
Doctoral thesis			██████████		

### Situations Surrounding the Use of Nuclear Power in Japan

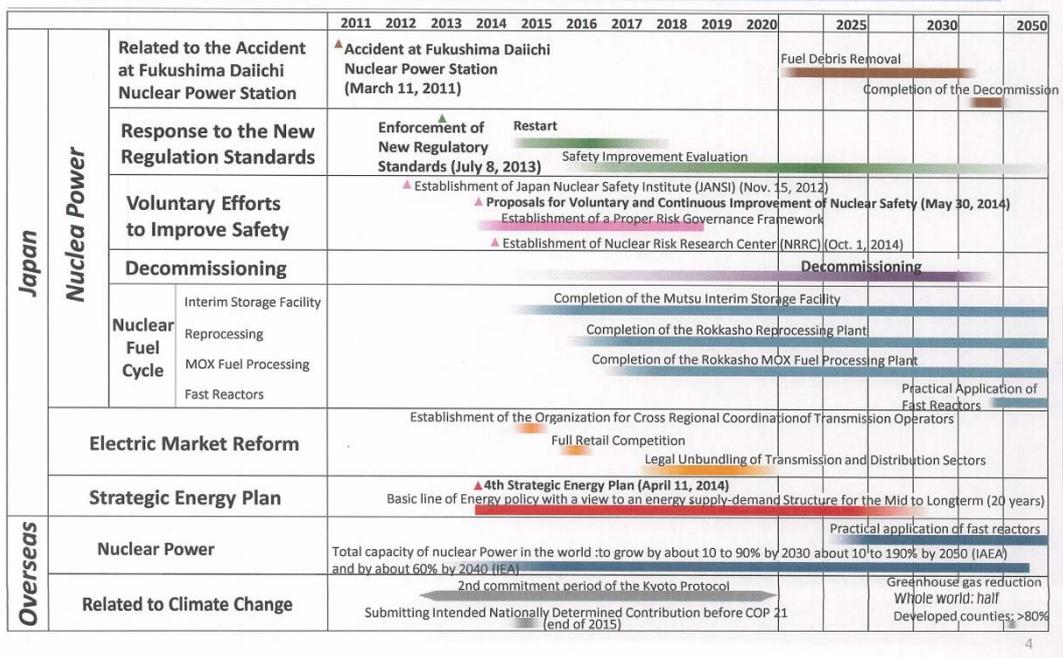


圖 3 日本應用核能發電的相關處理情況

## 2 重新修訂核能發電規範:

關村教授向本所人員說明，日本再次起動核電時，政策規劃由日本原子力規劃委員會就目前法規加以修訂，如圖 4 所示，著重於核電運轉安全，並以(1)設置獨立監測之核能機構(2)建置更高之海嘯高牆(3)爐心及燃料池增設冷卻系統的備用電源(4)改善防震結構與係數(5)起動活動斷層帶核電調查(6)增加核電廠運轉 40 年後之檢查及(7)起動福島核電廠之安全檢驗等等，以因應核能廠重新運轉之安全性。

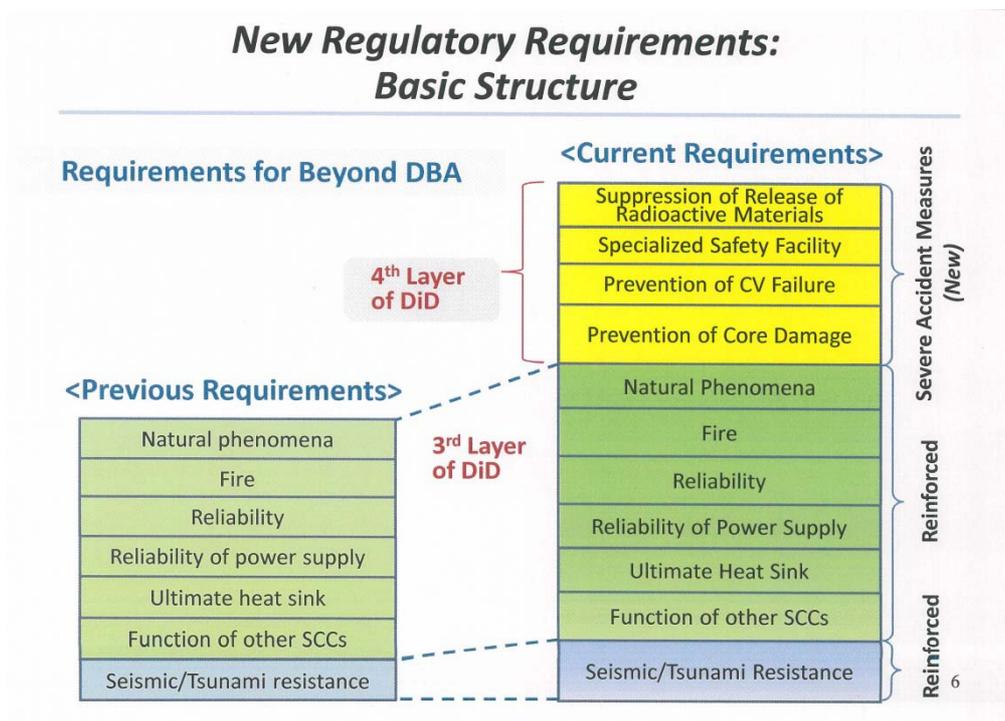


圖 4 日本核電基礎結構之新法規要求

## 3 日本核能電廠現況:

日本自 1970 年建置商業用核電廠提供電力資源，截至目前共有 44 座。關村教授提供資料向本所相關人員說明，目前日本核能電廠中有 22 部沸水式反應器(Boiling Water Reactor BWR)及 20 座壓水式反應器(Pressure Water Reactor, PWR)，其中有 10 座沸水式反應器及 4 座壓水式反應器已停止運轉中，如圖 5 所示。

## Nuclear Power Plants in Japan

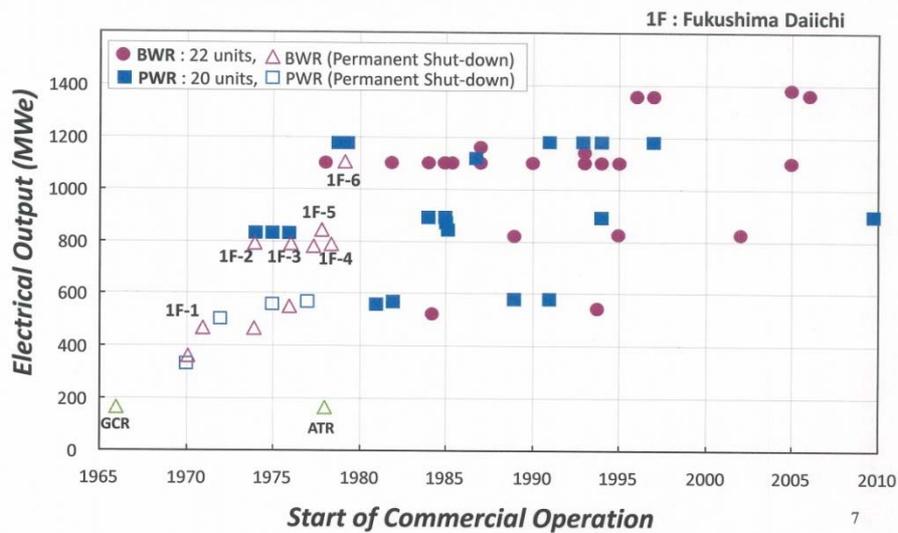


圖 5 日本運轉中核能電廠現況

### 4 日本核電安全與人力資源整合:

由於日本在 2050 年以前，不全面廢核，而是採取穩建減核策略，因此，日本各核能專家學者及政府共同研擬短、中、長期的核能電廠運轉安全策略及核能專業人才的培訓計畫，如圖 6 至 8 所示，以降低運轉風險及避免天然災害的損傷。關村教授提供日本近來的計畫規劃給本所，並詳加解釋。

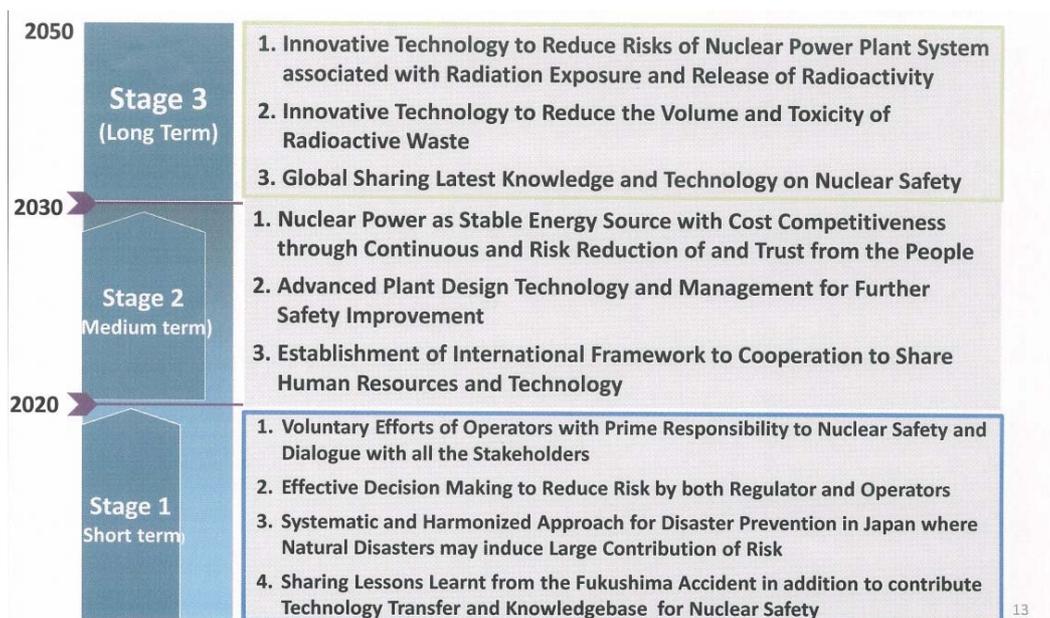


圖 6 日本短、中期反應器技術及人力資源規劃

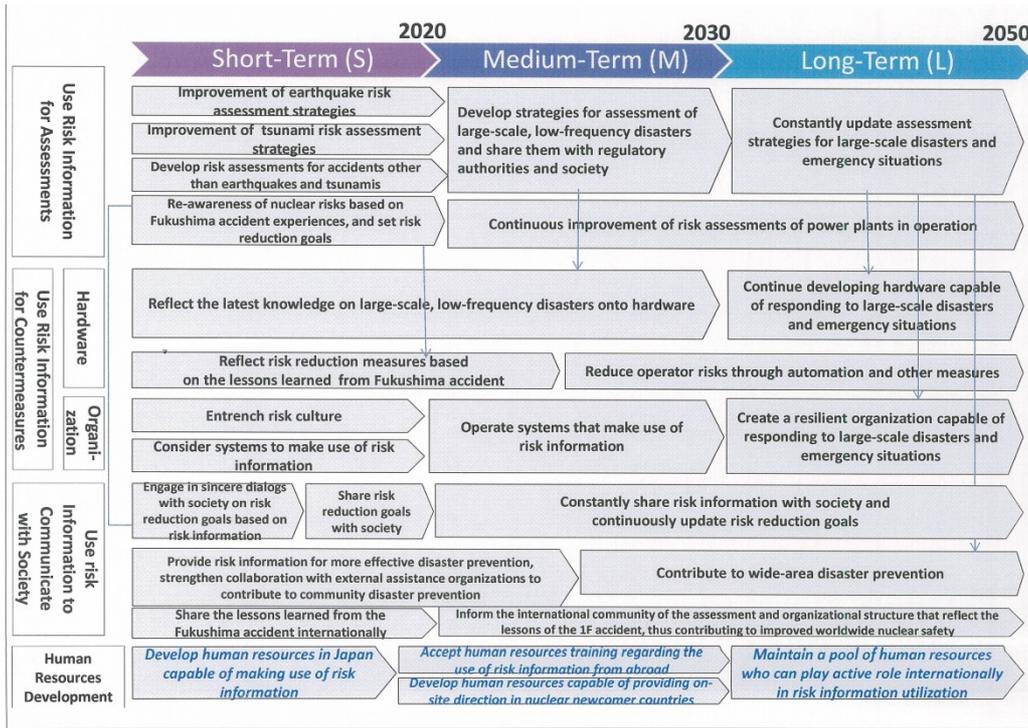


圖 7 日本核電廠風險評估及意外事故管理流程圖

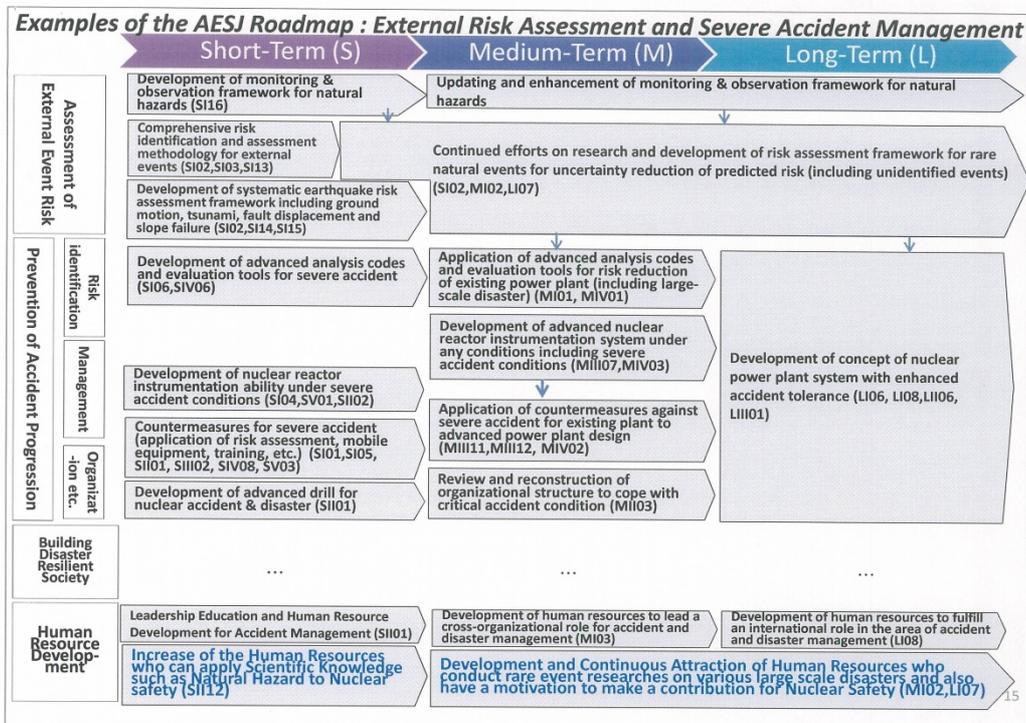


圖 8 日本核電廠風險評估及意外事故管理流程圖

此外，當相關議題討論完成後，關村教授帶我們參觀他專屬實驗室，經他說明，在東京大學內，每位教授均有專屬實驗室，而非共用，關村教授實驗室設置在地下一樓，其設備與臨界、爐心測試、材料破壞有關，如圖 9 所示。最後於討論會結束，高良書組長與郭木進副主任與關村教授之合影，如圖 10 與 11 所示。



圖 9 關村教授說明實驗模式

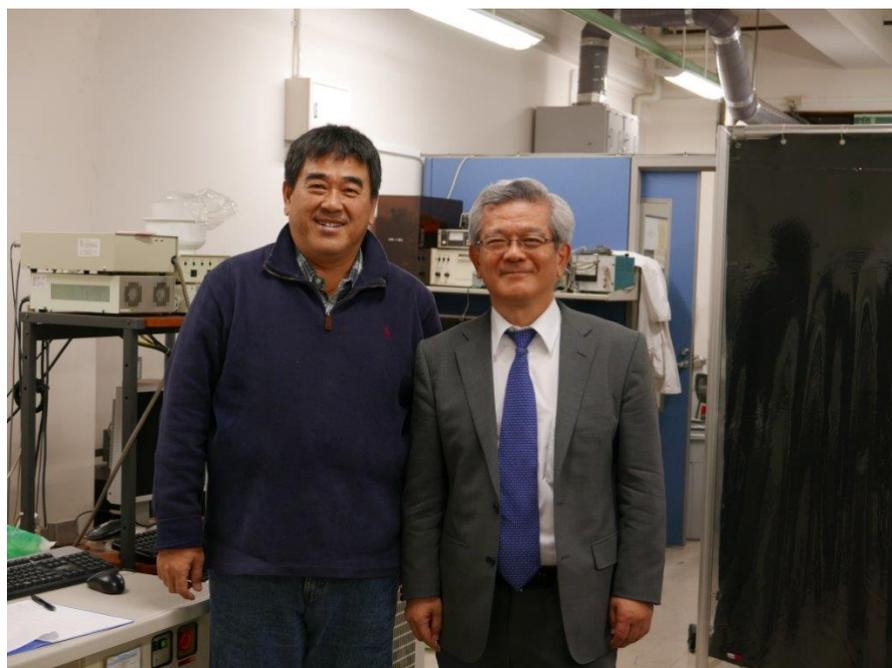


圖 10 高良書組長與關村教授於實驗室合影

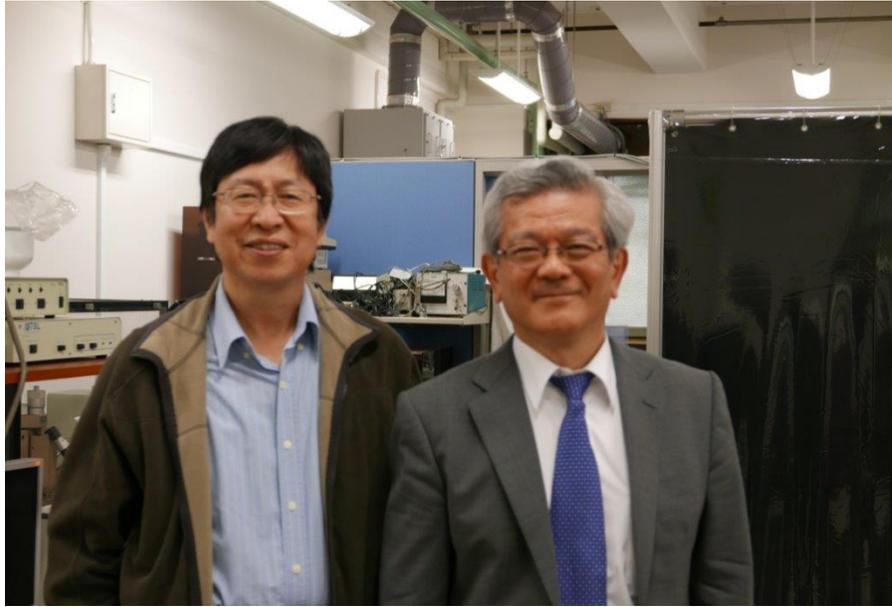


圖 11 郭木進副主任與關村教授於實驗室合影

## (二) 第四屆東亞核能發電論壇:

今年第四次的東亞核電論壇(2016/11/13/ - 2016/11/15)，由主辦國日本在東京千代田區的 Venue 議事廳舉行。台灣代表團由台灣核能級產業發展協會(TNA)陳布燦理事長率團一行六人參與，本所代表參加者為荊軍安副組長，詳細行程參閱附件一。

第一天，台灣代表團成員即搭乘華航 CI-220 班機，由台北松山飛往東京的羽田機場，再轉赴東京預訂的 KKR 飯店集合，下午三點由日本原子力產業協會(JAIF)人員安排搭乘巴士前往福島的 Iwaki 市住宿，準備第二天的行程。

第二天早上，各會國的成員即搭乘巴士前往福島 Daiichi 核電廠。在進入核電災區前，依例先到 J Village，如圖 12 所示，聽取電廠人員簡報及相關注意事項，如圖 13 所示，J Village 原是日本足球的訓練場，現已改成復原與後勤支援基地，電廠人員所需的熱食均由該中心供應。各國人員在用過午膳後直接開往 Daiichi 核電廠，由於電廠仍為污染區，在進入前需於電廠的控制廠房穿戴手套及鞋套及配戴隨身的劑量計，經登記後搭乘環場巴士進入廠區。在廠區一入門即是多核種移除裝置(ALPS)區域，在此放置了許多大型圓柱儲存槽，如圖 14 所示，槽內貯放已移除 63 種放射性核種後的廢水(目前只剩下氫未能移除)，此區的輻射劑量約為 0.8 微西弗/小時。然後車行經 30 高地觀看旁凍土牆的管路，凍土牆是由每隔一米的大型冷凝管

排列組成，冷凝管圍繞整個 1-4 號機的電廠區域，由於冷凝管管路深入地水下水層，形成一個立方體的隔離區，以防止放射性核種滲入地下水層。車再往下開至一號機至四號機的廠房外圍，查看各機組廠房損壞的情況，如圖 15 與 16 所示。最後繞過四號機旁，觀看廠房外遙控的重型吊具，如圖 17 所示，及海岸邊裝載機具的設施，和用過燃料之乾式儲存箱，如圖 18 所示，最後繞過地勢較高未損毀的五、六號機，回到避震樓即完成廠區的參訪，大致路徑，如圖 19 所示。離開電廠後，大家再回到出發的 J Village，由東京電力公司人員對參訪人員在過程中的疑問作詳盡的回覆。在所有問題回覆後，參訪人員再搭日本原子力產業協會安排的巴士回到東京的 KKR 飯店。

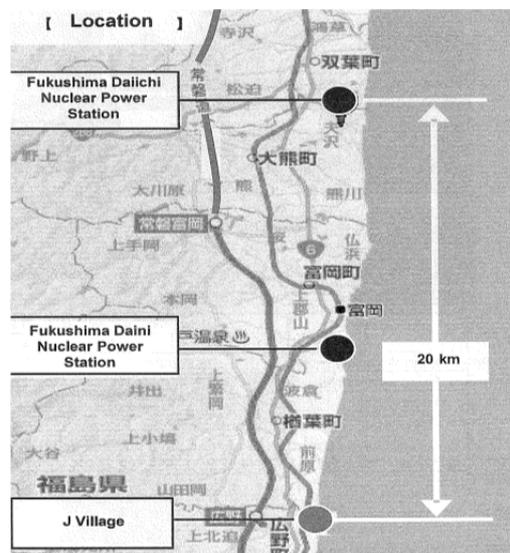


圖 12 日本福島 Daiichi 核電廠地理位置圖



圖 13 在 J Village 停留聽取簡報及相關注意事項



圖 14 福島 Daiichi 核電廠多核種移除裝置之大型圓柱儲存槽



圖 15 福島 Daiichi 核電廠發生氣爆的一號機廠房外觀

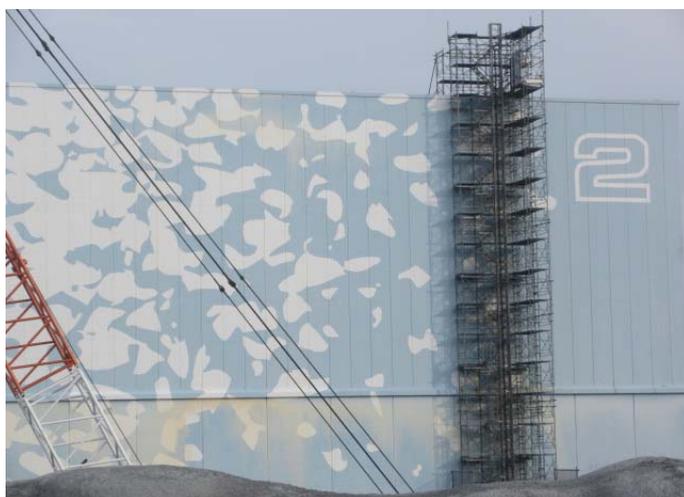


圖 16 福島 Daiichi 核電廠的二號機廠房外觀



圖 17 福島 Daiichi 核電廠使用遙控重型吊具工作



圖 18 用過燃料之乾式儲存箱

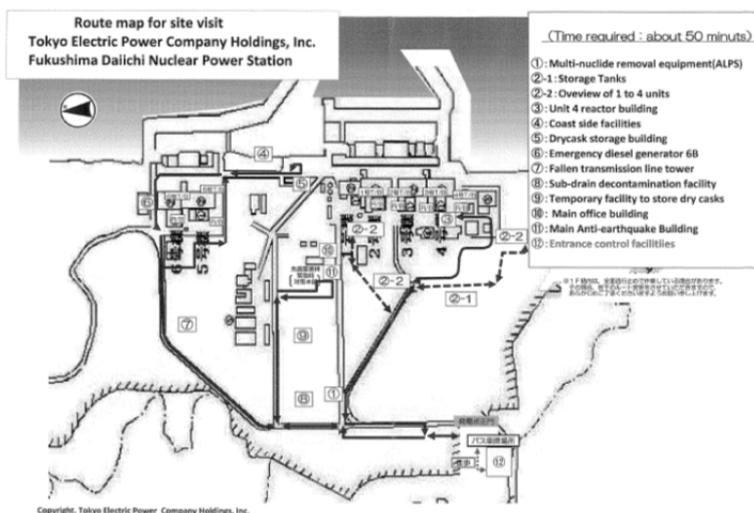


圖 19 福島 Daiichi 核電廠參訪路徑

第三天論壇的議程，如附件二所示。上午各會員在 Venue 議事廳完成報到程序後，由日本原子力產業協會的高槁明男理事長致開幕詞，如圖 20 所示，隨後即展開會員國參訪福島的心得感言，我方由台灣核能級產業發展協會顧問謝牧謙博士代表主談發言，如圖 21 所示，並展開四方之對談。下午共有兩場的討論會，第一場次的主題為核能電廠的核安強化，分別由日本核能安全研究所(JANSI)的島田裕一先生、韓國水力原子力(株)(KHNP)的 Taeg-Heon Kwak 副會長、台電公司核安處的黃威弘組長，以及中國核能行業協會(CNEA)的常冰主任發表相關論文。第二場次的主題為各國核能工業的現況，分別由台灣核能級產業發展協會陳布燦理事長、核研所的荊軍安副組長、日本原子力發電(株)(JAPC)的米澤和宏副理、韓國水力原子力(株)的 Jong Geol Kim 部長及中國核能行業協會的常冰主任進行專題報告，每次報告間亦預留 5-10 分鐘的提問與回答。最後由日本原子力產業協會杉山一彌總經理致閉幕詞，結束一天的會議討論。



圖 20 日本 JAIF 的高槁明男理事長致開幕詞



圖 21 第四屆東亞論壇台灣代表團成員(圖右一列)

### (三) 沸水式反應器業主組織研討會：

沸水式反應器業主組織研討會(Boiling Water Reactor Owners' Group Workshop, BWROG Workshop)為自日本 311 福島事故之後，每年所固定舉辦之國際性研討會，討論議題涵蓋緊急/嚴重事故處理指引(Emergency Procedure Guideline/Severe Accident Guideline, EPG/SAG)的更新、嚴重事故處理的技術發展以及福島核災後續的恢復進度等，舉辦目的為提供沸水式反應器業主一個可以相互交流核安資訊的平台，藉此提升業主於核電廠發生嚴重事故下的應變處理能力。

此次 BWROG 會議主要探討核電廠之技術支援指引(Technical Support Guidelines, TSG)的更新現況、安全度評估模式整體標準化與風險告知應用以及 TSG 技術發展的成果展示等，會議舉辦地點位於日本東京的 Hotel New Otani，如圖 22 所示，會議的進行模式為各演講者簡報其專長之核安議題，並於簡報完畢後進行相關討論，詳細的會議議程，如附件三所示。我方與會人員計有高良書組長、荊軍安副組長、郭木進副主任、王德全研究員以及余政倫技術員。此外，本所王德全研究員與余政倫技術員亦於此會議中發表其論著，至於此次研討會最主要探討之 TSG 的更新與計算內容，則由 Mike Daus 先生進行簡報，會議的現場環境，如圖 23 所示。

本次會議參加單位主要為日本的各個電力公司、電廠以及核能相關的研究單位，以下為參加單位：

JAPC、JANSI、Toshiba Corporation、J Power、Shikoku Electric Power Co., Inc.、Hokuriku Electric Power、TEPSCO、Japan Atomic Power Co., Ltd、Institute of Nuclear Safety、Kyushu Electric Power Co., Inc.、Japan Nuclear Fuel Limited、TOiNX、Nuclear Engineering, Ltd.、West Japan Engineering、Mitsubishi Heavy Industries、Tokyo Electric Power Co.等。

於此，本報告僅簡述本所人員所發表的論著內容，以及會議中提及之 TSG 的計算模式，亦即針對較為重要的 TSG 作簡述，內容包含反應器水位降至特定水位所需要的時間(TSG-2)、反應器水位的校正(TSG-3)、抑壓池溫度與水位的判定(TSG-5)、移除爐心衰變熱所需注入之最小水流率的判定(TSG-11)以及圍阻體執行硬管濕井排氣，抑壓池上方氣室所需要的壓力值(TSG-12)等。



圖 22 BWROG 會議舉辦地點(Hotel New Otani)



圖 23 BWROG 會議現場

## 1 核一廠用過燃料池簡報:

日本 311 福島事故之後，用過燃料池的安全議題引起各界的關注，本研究主要工作是建立核一廠 MAAP5 程式燃料池模式，並分析燃料池喪失所有冷卻與注水的情況下，池水何時沸騰、燃料何時裸露、氫氣何時產生等重要物理現象，這些時間為燃料池救援時機的重要資訊，相關的研究由本所王德全研究員進行簡報，如圖 24 所示。



圖 24 核一廠用過燃料池簡報現況

本次工作主要是建立核一廠一號機用過燃料池 MAAP5 模式，因此進行一號機燃料池喪失所有冷卻與注水事故，假設本次燃料池燃料事故時間為 2016/07/01，最後一批退出燃料冷卻時間(Cooling Time)為 587 天(2014/12/10 - 2016/07/01)，事故起始反應器廠房就與外界連通。事故開始時，初始衰變熱為 0.64 MW，由於喪失冷卻及注水，用過燃料池池水溫度逐漸上升，池水逐漸沸騰，用過燃料池雙相水位也因此上升。

數值結果揭示隨著用過燃料持續加熱池水，池水水溫於事故開始後 4.82 天達到飽和並開始下降，在事故開始後 41.61 天水位低於有效燃料頂端(TAF)。自池水水位低於 TAF 之後，各燃料護套溫度逐漸上升。同時，當燃料護套溫度達 800 K 時(在燃料開始裸露後 9.18 天)，開始發生鋅水反應並產生氫氣，最終約釋出 590 公斤氫氣，如圖 25 所示，用過燃料也在燃料開始裸露後 12.46 天開始釋出分裂產物，如圖 26 所示，並在燃料開始裸露後 27.45 天，爐渣重置於燃料池地板。

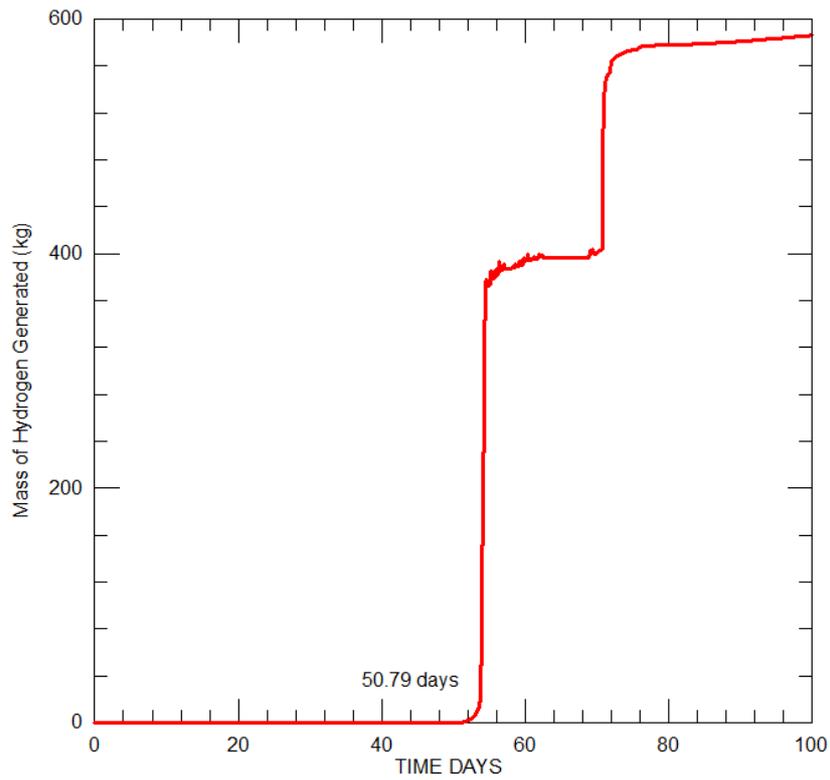


圖 25 燃料池累積氫氣產生量與時間的關係圖

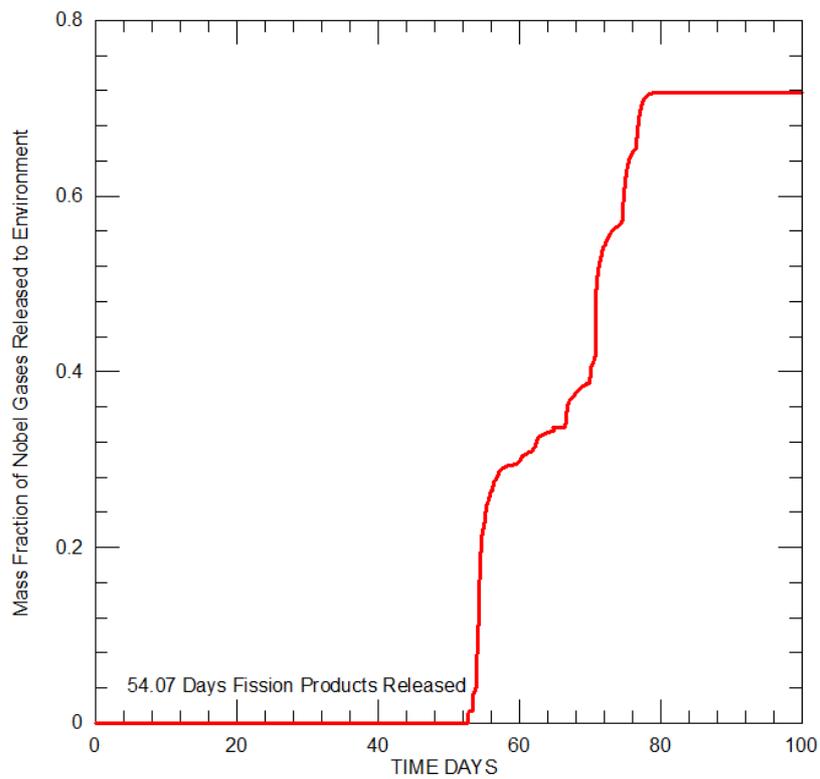


圖 26 燃料池分裂產物(惰性氣體)之外釋比例與時間的關係圖

## 2 龍門電廠圍阻體的通風過濾排氣系統分析簡報:

雖然核能電廠無法避免遭遇天災(地震或海嘯)，但是卻能透過有效的保護措施以降低圍阻體的損壞機率，美國核能管制委會於 2012 年制定 SECY-12-0157 報告，其內容建議業主可以在圍阻體內部增設一個圍阻體過壓保護裝置(Containment Overpressure Protection System, COPS)，以利核能電廠遭遇嚴重事故時，圍阻體能藉由排氣的方式控制其內部壓力於一可接受的範圍，確保圍阻體不會損壞，此外，也建議業主宜增設圍阻體排氣之過濾設備，減少微粒態分裂產物外釋於環境，以保障人民的生命安全，外釋微粒尺寸分佈的相關研究則由本所余政倫技術員進行簡報，如圖 27 所示。



圖 27 龍門電廠圍阻體的通風過濾排氣系統分析簡報現況

本報告選定 FSAR LCHP-PSR 作為嚴重事故為案例，動作時序包括(1)喪失所有爐心注水；(2)當反應器急停後，主蒸氣隔離閥關閉，假設飼水泵也隨之跳脫，其流量在 5 秒之內降到 0；(3)運轉員無法執行 RPV 洩壓；(4)圍阻體噴灑於事故後 4 小時開啟；(5)當 RPV 失效後，爐心高溫熔渣落入下乾井中，當下乾井氣溫高於 533 K，然後開啟被動式淹覆器使抑壓池的水流入下乾井而淹覆熔渣；(6)當圍阻體壓力達到 COPS 的設定壓力(0.72 MPa)，COPS 之爆破盤會隨即破裂，進行圍阻體排氣洩壓；(7)使用彈性且多樣化的處理策略(Flexible and Diverse Coping Strategies, FLEX)執行圍阻體注水，持續冷卻熔渣並防止抑壓池旁通。

本報告設計四條步階函數型式的過濾曲線，以分析圍阻體執行排氣後之外釋微粒的尺寸分佈。曲線分別為 Curve#1 僅對於微粒尺寸大於  $10^{-8}$  m 才具有收集效果；Curve#2 僅對於微

粒尺寸大於  $10^{-7}$  m 才具有收集效果；Curve#3 僅對於微粒尺寸大於  $10^{-6}$  m 才具有收集效果；Curve#4 僅對於微粒尺寸大於  $10^{-5}$  m 才具有收集效果，此四條設計過濾曲線皆以去污因子 (Decontamination Factor, DF) 為 10 的方式收集微粒，微粒態分裂產物對應的收集效率為 90%，如圖 28 所示。

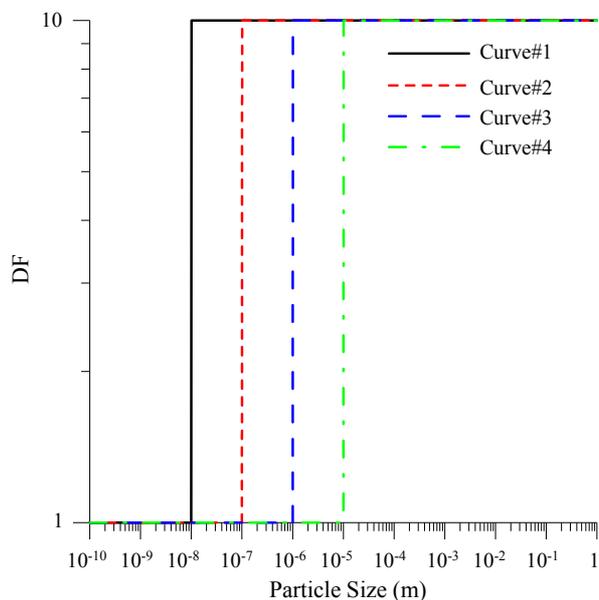


圖 28 設計過濾曲線圖

FREL 為 MAAP 程式內建之參數，其物理意義表示分裂物質外釋於環境之量與其初始存於爐心之量的比值，故 FREL 的功能可以表達分裂產物外釋於環境的多寡程度，若  $FREL = 1$ ，表示圍阻體執行排氣之後，分裂產物會完全地從爐心釋放於環境當中。

本報告分析 CsI+RbI(無機碘)作為分裂產物的代表，數值結果揭示 Curve#1 對應之  $FREL = 0.000256$ ，如圖 29 所示，此結果相較於無過濾的情況( $DF = 1$ )， $FREL = 0.00256$ ，如圖 30 所示，兩者 FREL 之比值為 0.1 (90%的微粒被收集)，此結果證實外釋之 CsI+RbI 均被過濾器以  $DF = 10$  的方式收集，換言之，模擬結果揭示外釋 CsI+RbI 之微粒尺寸均大於  $10^{-8}$  m。

Curve#2 對應之  $FREL = 0.000264$ ，如圖 29 所示，此結果相較於  $DF = 1$ ， $FREL = 0.00256$ ，兩者 FREL 之比值為 0.103，此證實絕大多數之外釋 CsI+RbI 仍被過濾器以  $DF = 10$  的方式收集，換言之，模擬結果揭示外釋的 CsI+RbI 之中，微粒尺寸介於  $10^{-8}$ - $10^{-7}$  m 所佔的比例相當微小。

Curve#3 對應之  $FREL = 0.002144$ ，如圖 29 所示，此結果相較於  $DF = 1$ ， $FREL = 0.00256$ ，

兩者 FREL 之比例為 0.84，此結果證實外釋之 CsI+RbI 僅少部分被過濾器以  $DF = 10$  的方式收集，換言之，模擬結果揭示外釋之 CsI+RbI，其微粒尺寸的主要的分布範圍介於  $10^{-7}$ - $10^{-6}$  m。

Curve#4 對應之  $FREL = 0.002557$ ，如圖 29 所示，此結果相較於  $DF = 1$ ， $FREL = 0.00256$ ，兩者 FREL 之比值為 0.998，此結果顯示外釋之 CsI+RbI 幾乎沒有被過濾器收集，換言之，模擬結果揭示外釋 CsI+RbI 之微粒尺寸均小於  $10^{-5}$  m。因此，從模擬結果推斷外釋之 CsI+RbI，其微粒尺寸的全域分布範圍介於  $10^{-8}$ - $10^{-5}$  m。

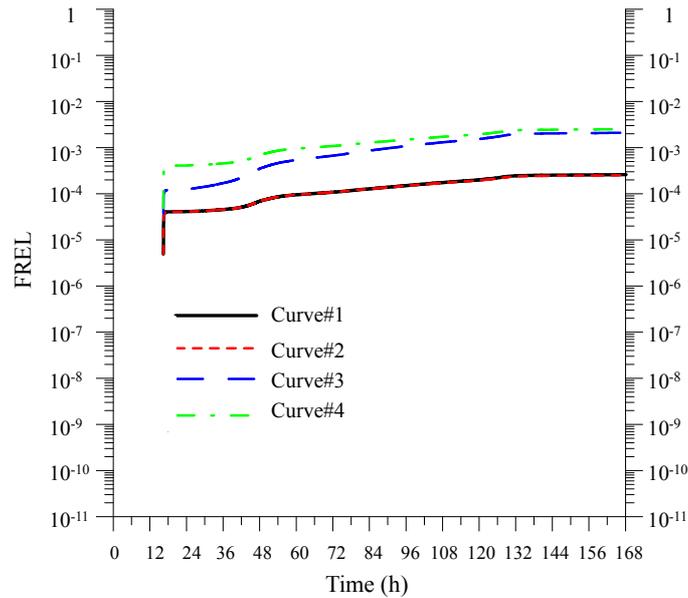


圖 29 過濾情況下之 FREL 圖

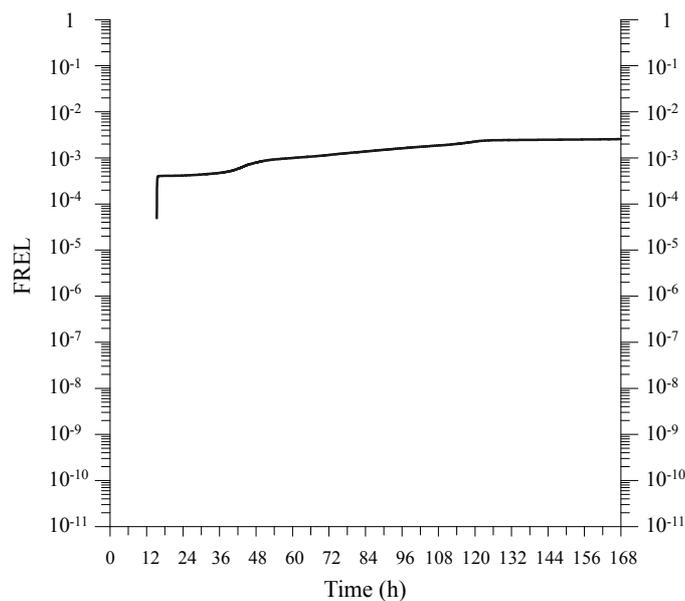


圖 30 無過濾情況下之 FREL 圖

### 3 TSG 主要的更新與計算內容:

嚴重事故發生時，在無法得知核電廠之性能指標的當下，為了有效控制嚴重事故的惡化，核電廠可以使用 TSG 迅速地計算出核電廠相關的性能指標，於此，本報告僅只針對 BWROG 會議提及之較為重要的 TSG 作內容簡述。

#### (1) TSG-2 :

TSG-2 之目的為計算反應器停機水位( $WL_{rpv-ob}$ )降至特定水位( $WL_{rpv-tar}$ )所需要花費的時間，如圖 31 所示，為了快速地得到計算結果，TSG-2 的計算作了若干假設，其相關的假設如下：

- 反應器內部的壓力維持定值。
- 從反應器洩漏之水為飽和狀態，其質量流率為定值。
- 注入反應器之水為飽和狀態，其質量流率為定值。
- 爐心衰變熱的調整因子為隨著時間而改變，如圖 32 所示，但於此假設為定值。
- 反應器內的能量來源僅為爐心衰變熱。
- 反應器內的熱傳路徑為爐心衰變熱傳遞至水，再經由沸騰方式轉移熱量，且無熱量傳遞至圍阻體與環境。
- 反應器內部維持熱平衡狀態。
- 反應器內的空泡率(Void Fraction)忽略不計。

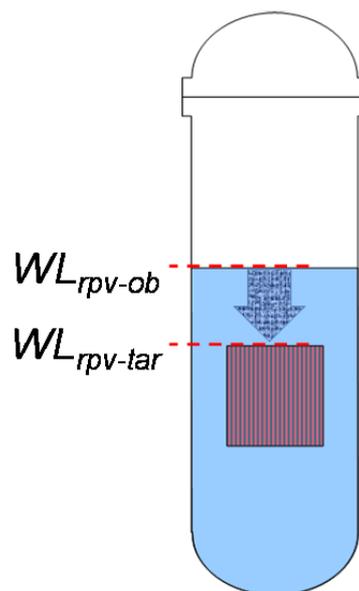


圖 31 反應器停機水位( $WL_{rpv-ob}$ )降至特定水位( $WL_{rpv-tar}$ )之示意圖

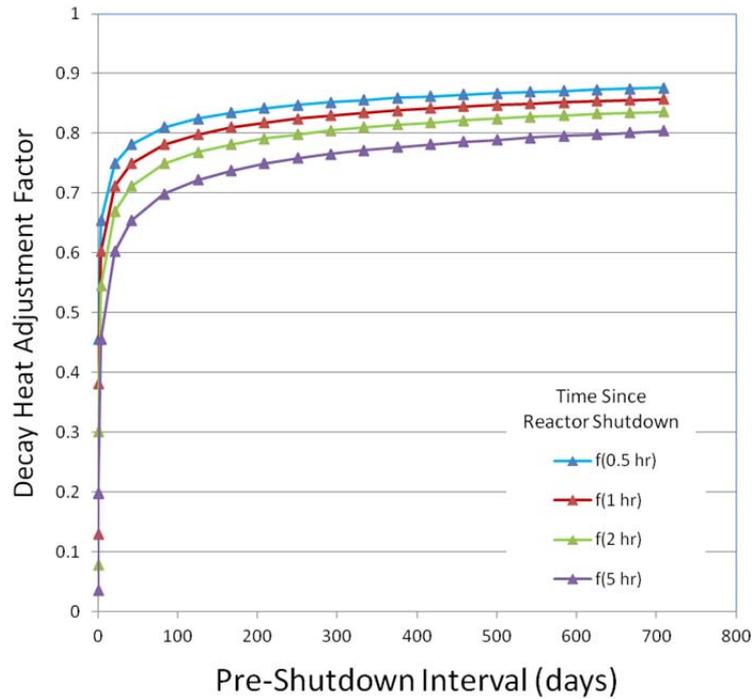


圖 32 爐心衰變熱之調整因子與時間的關係圖

核電廠於嚴重事故下，反應器內部進出之質量流率，如圖 33 所示，計算  $WL_{rpv-ob}$  降至  $WL_{rpv-tar}$  所需要花費的時間，主要依據流體力學中的連續方程式(或稱質量守恆方程式)作推導，其形式如下：

$$\frac{dM_{loss}}{dt} = \dot{m}_{lkg} - \dot{m}_{inj} + \dot{m}_{stm}, \quad (1)$$

上式中  $\frac{\Delta M_{loss}}{\Delta t}$  表示反應器內部水量的時間變化率； $\dot{m}_{lkg}$  表示從反應器洩漏之水的質量流率； $\dot{m}_{inj}$  為注入反應器之水的質量流率； $\dot{m}_{stm}$  則表示反應器內部因沸騰蒸發所產生之蒸氣的質量流率。

$\dot{m}_{stm}$  可以從爐心衰變熱之時變率  $Q_{dh}(t)$  除以反應器內部之飽和蒸氣比焓 ( $h_{g-rpv}$ ) 與飽和液比焓 ( $h_{f-rpv}$ ) 的差值而得知，故方程式(1)可以改寫成下式：

$$\frac{dM_{loss}}{dt} = \dot{m}_{lkg} - \dot{m}_{inj} + \frac{Q_{dh}(t)}{h_{g-rpv} - h_{f-rpv}}, \quad (2)$$

標準爐心衰變熱之時變率可參閱圖 34，於此，TGS 選擇較為精確的 EI-Wakil Correlation 以計算  $Q_{dh}(t)$ 。

EI-Wakil Correlation 的形式如下：

$$Q_{dh}(t) = \frac{Q_{rx-rated} \times K_1 \times f_{avg} \times 0.095 \times t^{-0.26}}{3600}, \quad (3)$$

上式中 $Q_{rx-rated}$ 表示反應器功率(MW)； $K_1$ 為功率轉換因子(BTU/hr to MWt)， $f_{avg}$ 表示平均衰變熱的調整因子； $t$ 為時間；0.095 與-0.26 表示 EI-Wakil Correlation 係數；3600 則為時間轉換因子(Hour to Second)。

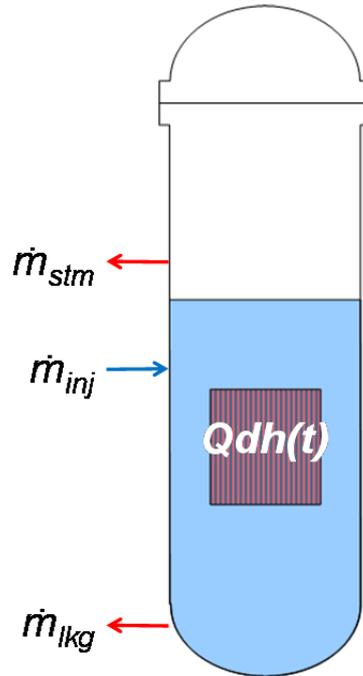


圖 33 反應器內部質量進出流率之示意圖

TSG-2 整合方程式(1)、(2)以及(3)，進一步將連續方程式改寫成為方程式(4)，並對方程式(4)進行時間積分，以得到方程式(5)：

$$dM_{loss} = \left( \dot{m}_{lkg} - \dot{m}_{inj} + \frac{Q_{rx-rated} \times K_1 \times f_{avg} \times 0.095 \times t^{-0.26}}{3600(h_{g-rpv} - h_{f-rpv})} \right) dt, \quad (4)$$

$$\Delta M_{loss} = (\dot{m}_{lkg} - \dot{m}_{inj})(t_2 - t_1) + \frac{Q_{rx-rated} \times K_1 \times f_{avg} \times 0.095 \times \left( \frac{t_2^{0.74} - t_1^{0.74}}{0.74} \right)}{3600(h_{g-rpv} - h_{f-rpv})}, \quad (5)$$

上式中 $\Delta M_{loss}$ 為 $WL_{rpv-ob}$ 降至 $WL_{rpv-tar}$ 的水量，此值可查閱反應器水量與水位的對應表而得知； $t_1$ 為反應器停機的時間(已知值)； $t_2$ 反應器內部達到 $WL_{rpv-tar}$ 的時間(未知值)。

因此，求解方程式(5)之 $t_2$ ，即可得知核電廠於嚴重事故下，反應器內部達到 $WL_{rpv-tar}$ 所需花費的時間，於此，TSG-2 以試誤法(Try and Error)的方式，使用 Excel 程式進行疊代計算(Iteration)以求解 $t_2$ 。

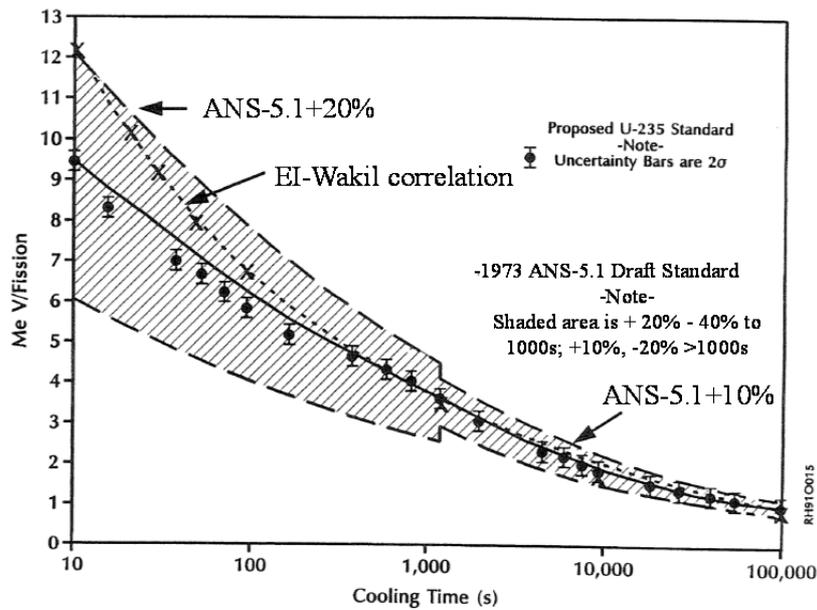


圖 34 爐心衰變熱之時變率的比較圖

(2) TSG-3 :

TSG-3 之目的為校正反應器的水位於大破口失水事故(LOCA)，為了快速地得到校正結果，TSG-3 的校正計算作了若干假設，其相關的假設如下：

- 乾井、反應器建物(Reactor Building)與圍阻體內部之溫度相同。
- 影響水位儀器的因子，僅考慮乾井的溫度與反應器建物的溫度。
- 水為飽和狀態。

燃料區反應器(Fuel Zone RPV)之水位的校正計算如下：

$$WL_{rpv-ind} = 12 \times v_{f-rpv-cal} \times (\Delta P_{cal} - \Delta P_{ob}) + WL_{rpv-act}, \quad (6)$$

上式中 $WL_{rpv-ind}$ 表示反應器於 LOCA 狀態下未經校正的水位；12 為長度轉換因子(ft - in)； $v_{f-rpv-cal}$ 表示反應器於正常狀態下，水的比容； $\Delta P_{cal}$ 表示反應器於正常狀態下，水位儀器內部的壓力差 $\Delta P$ ，如圖 35 所示； $\Delta P_{ob}$ 表示反應器於 LOCA 狀態下，水位儀器內部的壓力差 $\Delta P$ ； $WL_{rpv-act}$ 為反應器於 LOCA 狀態下的實際水位，亦即經過校正的反應器水位。

方程式(6)結合不同的反應器壓力，可以繪出一系列之水位校正斜線，如圖 36 所示，透過圖 14 可以清楚與快速地得知核電廠於 LOCA 狀態下的反應器實際水位，亦即透過 $WL_{rpv-ind}$ 與水位校正斜線的搭配，即可得到相對應的 $WL_{rpv-act}$ 。

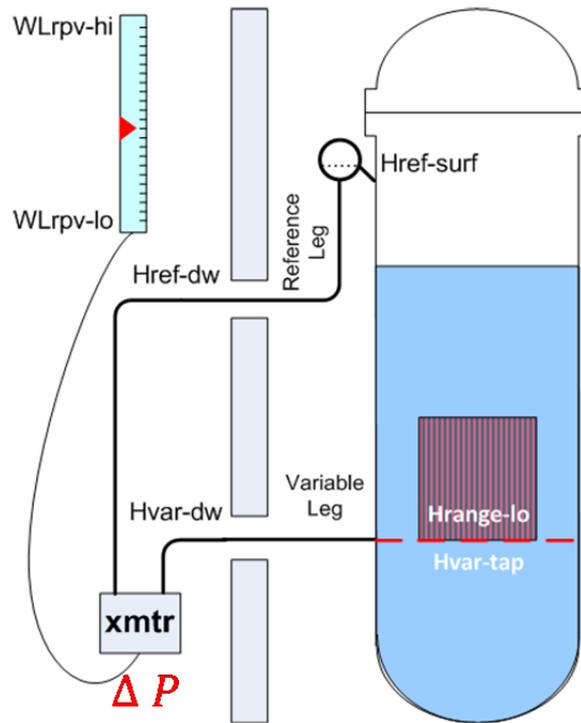


圖 35 水位儀器內部壓力差之示意圖

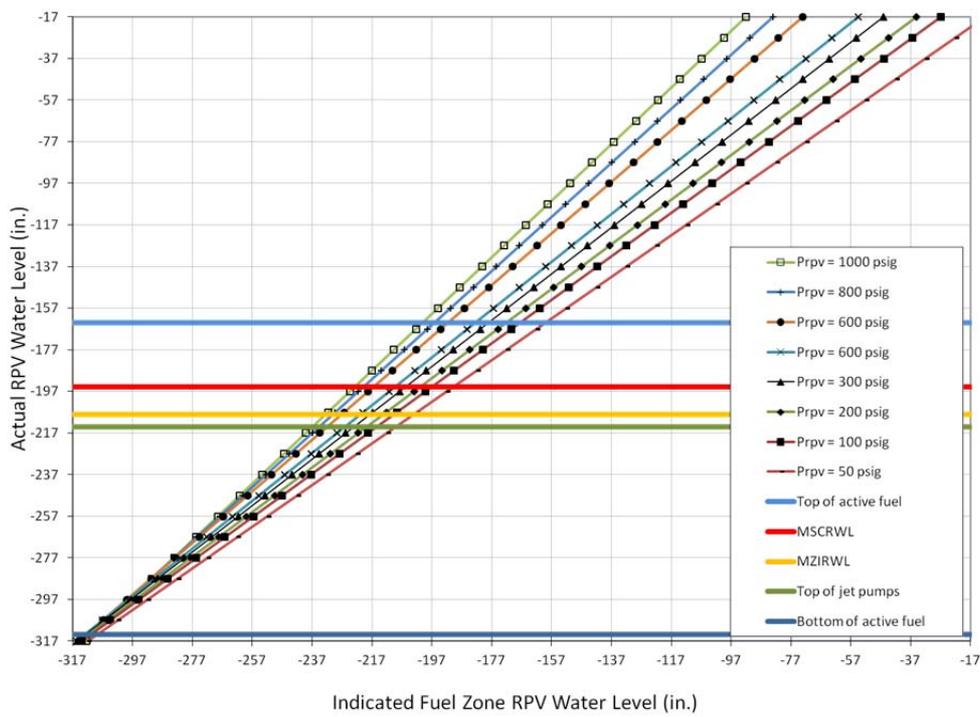


圖 36 實際水位與燃料區反應器之指示水位的關係圖

### (3) TSG-5 :

TSG-5 之目的為判定嚴重事故下之抑壓池的溫度( $T_{SP}$ )與水位( $WL_{SP}$ )，為了快速地得到計算結果，TSG-5 的計算作了若干假設，其相關的假設如下：

- 反應器內部的壓力維持定值。
- 反應器內的能量來源僅為爐心衰變熱。
- 反應器內的熱傳路徑為爐心衰變熱傳遞至水，再經由沸騰方式轉移熱量，並無熱量傳遞至圍阻體與環境。
- 沸騰所產生之飽和蒸氣全部排入抑壓池。
- 反應器的洩壓動作不予考慮。
- 爐心衰變熱的調整因子為定值。
- 抑壓池內部維持熱平衡狀態。
- 抑壓池內部的水處於飽和溫度。
- 爐心衰變熱使用 EI-Wakil Correlation 作計算。

判定嚴重事故下之抑壓池的水位( $WL_{SP}$ )，計算原理主要是基於反應器內部之蒸氣全數排入抑壓池，如圖 37 所示，因此，抑壓池增加之能量( $\Delta E_{SP}$ )會等於爐心衰變熱的總量， $\Delta E_{SP}$ 的計算如下：

$$\Delta E_{SP} = \int_{t_{sd}}^t Q_{ah}(t) dt = \frac{Q_{rx-rated} \times K_1 \times f_{avg} \times 0.095 \times \left( \frac{t^{0.74} - t_{sd}^{0.74}}{0.74} \right)}{3600(h_{g-rpv} - h_{f-rpv})}, \quad (7)$$

上式中 $t$ 為某一特定時間， $t_{sd}$ 為反應器的停機時間。

抑壓池增加質量( $\Delta M_{SP}$ )，可以經由排放蒸氣凝結為水的方式得之， $\Delta M_{SP}$ 的計算如下：

$$\Delta M_{SP} = \frac{\Delta E_{SP}}{h_{g-rpv} - h_{f-rpv}}, \quad (8)$$

上式中 $h_{g-rpv}$ 表示飽和蒸氣的比焓； $h_{f-rpv}$ 表示飽和水的比焓。

藉由查閱抑壓池水量( $V_{SP}$ )與水位( $WL_{SP}$ )的對照表，即可得知 $WL_{SP}$ ， $V_{SP}$ 的計算如下：

$$M_{SP-t} = \Delta M_{SP} + M_{SP-sd}, \quad (9)$$

$$V_{SP} = \frac{M_{SP-t}}{v_{f-sp-t}}, \quad (10)$$

上式中 $v_{f-sp-t}$ 表示抑壓池中流體的比容；下標 $SP - t$ 表示抑壓池於某一特定時刻的物理性質；

下標 $SP - sd$ 表示抑壓池於停機時刻的物理性質。

結合方程式(7)至(10)與抑壓池性質表，經過一系列的計算，即可得到抑壓池水位與時間的關係，如圖 38 所示。

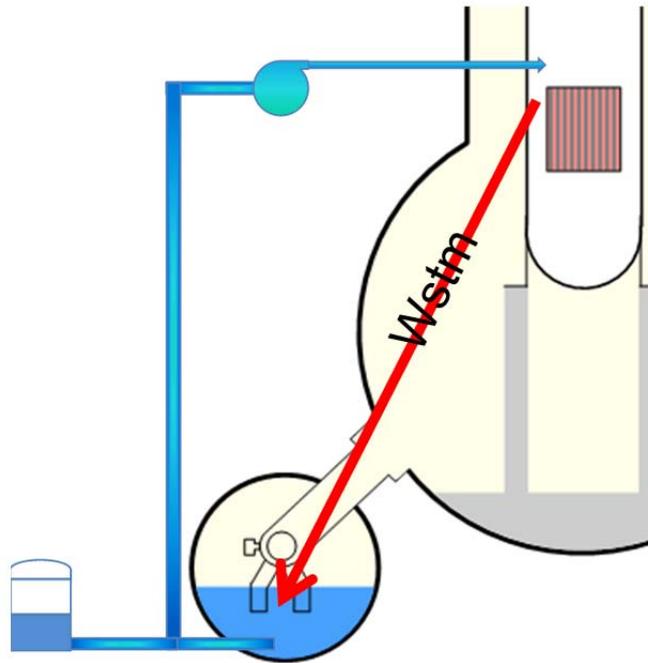


圖 37 蒸氣由反應器排入抑壓池之示意圖

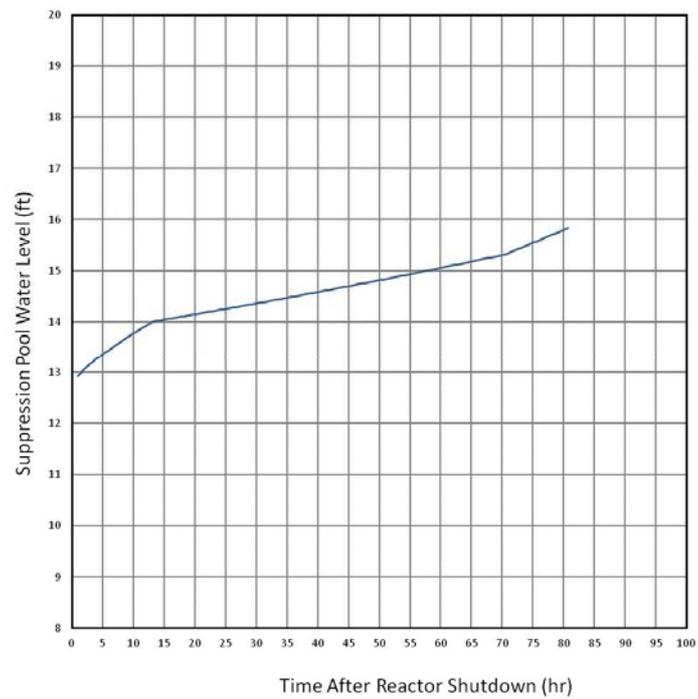


圖 38 抑壓池水位與時間的關係圖

最後抑壓池的溫度( $T_{SP}$ )則可以使用 $h_{SP-t}$ 查表水的熱力飽和性質而得知， $h_{SP-t}$ 的相關計算如下：

$$E_{SP-t} = \Delta E_{SP} + E_{SP-sd}, \quad (11)$$

$$h_{SP-t} = \frac{E_{SP-t}}{M_{SP-t}}, \quad (12)$$

結合方程式(7)至(12)，經過一系列的計算，亦可以得到抑壓池溫度與時間的關係，如圖 39 所示，經由查閱圖 38 與 39，可以清楚與快速地得知抑壓池的水位與溫度於核電廠發生嚴重事故的情況下。

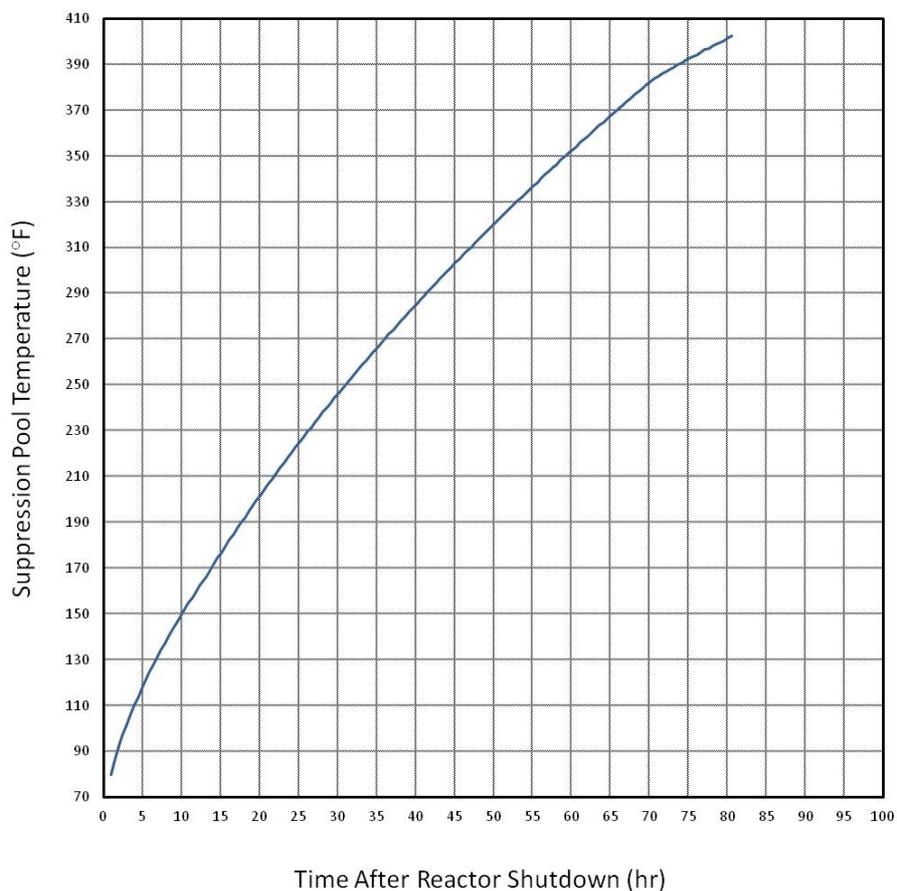


圖 39 抑壓池溫度與時間的關係圖

#### (4) TSG-11 :

TSG-11 之目的為判定核電廠於嚴重事故下，移除爐心衰變熱所需注入之最小水流率 ( $W_{inj}$ )，為了快速地得到計算結果，TSG-11 的計算作了若干假設，其相關的假設如下：

- 反應器內部的壓力維持定值。

- 注入反應器之水皆會與爐心熔渣(Debris)接觸。
- 移除爐心衰變熱的方式可為雙相熱移除(Two Phase Heat Removal )或是單相熱移除(Single Phase Heat Removal )。
- 雙相熱移除的熱傳路徑為爐心衰變熱傳遞至水，再經由沸騰方式轉移熱量，並無熱量傳遞至圍阻體與環境。
- 雙相熱移除的情況下，注入水處於飽和狀態。
- 單相熱移除的熱傳方式為熱對流。
- 單相熱移除的情況下，注入水的比焓值查表 500 psia 與注入水的溫度。
- 單相熱移除的情況下，離開反應器之水處於飽和狀態。
- 爐心衰變熱全部傳遞給注入水。
- 反應器內的能量來源僅為爐心衰變熱。
- 爐心衰變熱使用 EI-Wakil Correlation 作計算。

核電廠於嚴重事故下，爐心衰變熱能以注入水量的方式移除，如圖 40 所示，計算注入之最小水流率( $W_{inj}$ )，主要根據流體力學中之穩定狀態(Steady State)下的能量方程式而得之，其形式如下：

$$Q_{dh} = W_{inj}(h_2 - h_1), \quad (13)$$

上式中 $h_2$ 表示從反應器排出之流體的比焓值， $h_1$ 表示從注入反應器之流體的比焓值。

若爐心衰變熱以雙相熱方式移除， $h_2 = h_{g-sat}$ ， $h_1 = h_{f-inj-sat}$ ，因此，移除衰變熱所需注入之最小水流率的表示如下：

$$W_{inj-2\phi} = \frac{Q_{dh} \times v_{f-inj} \times K_3}{h_{g-sat} - h_{f-inj-sat}}, \quad (14)$$

若爐心衰變熱以單相熱方式移除， $h_2 = h_{f-sat}$ ， $h_1 = h_{f-inj} = h_f(5000 \text{ psia}, T_{inj})$ ，則移除衰變熱所需注入之最小水流率的表示如下：

$$W_{inj-1\phi} = \frac{Q_{dh} \times v_{f-inj} \times K_3}{h_{f-sat} - h_{f-inj}}, \quad (15)$$

方程式(13)至(15)經過一系列的計算，即可得到注入之最小水流率與時間的關係，如圖 41 所示，經由查閱此圖，可以清楚與快速地得知核電廠於嚴重事故下，移除爐心衰變熱所需注入之最小水流率。

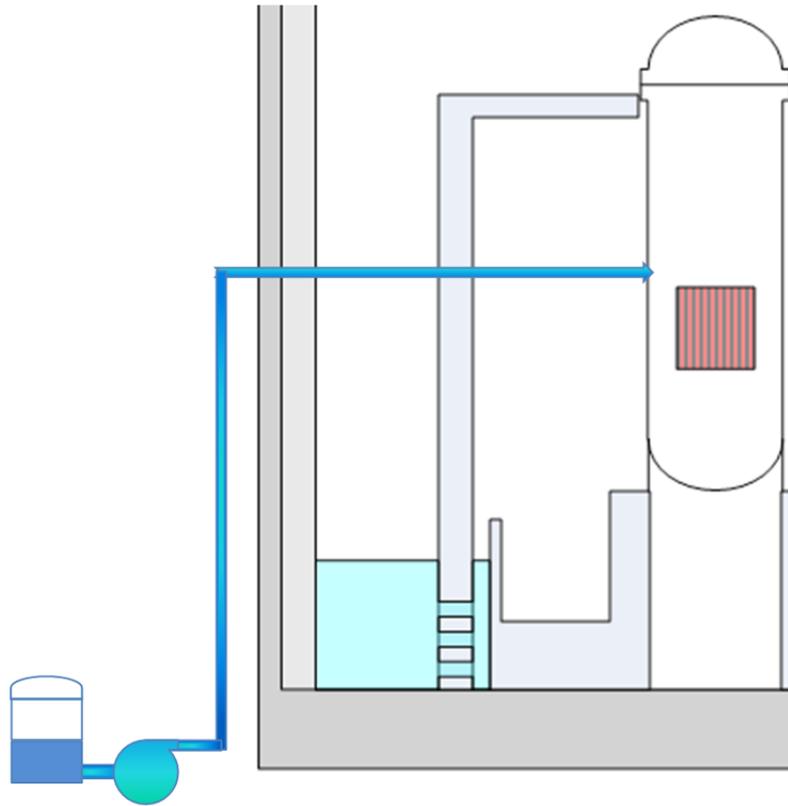


圖 40 水量注入反應器之示意圖

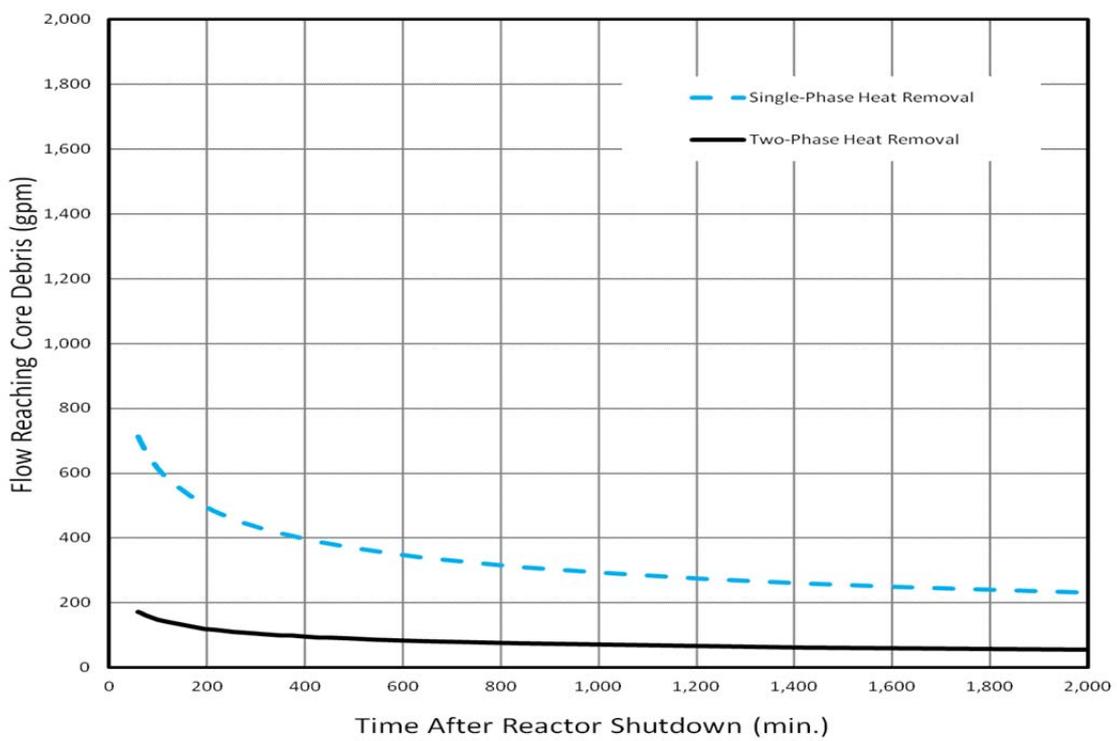


圖 41 注入之最小水流率與時間的關係圖

(5) TSG-12 :

TSG-12 之目的為計算抑壓池上方的氣室壓力( $P_{sc}$ )，以利圍阻體順利執行硬管濕井排氣(Hardened Wetwell Vent, HWWV)而將爐心的衰變熱移除，為了快速地得到計算結果，TSG-12 的計算亦作了若干假設，其相關的假設如下：

- 圍阻體內部的能量來源僅為爐心衰變熱。
- 衰變熱全部排入抑壓池。
- 爐心衰變熱使用 EI-Wakil Correlation 作計算。
- 抑壓池上方氣室與抑壓池達成熱平衡。
- 圍阻體內部的唯一熱傳路徑為熱量經由 HWWV 排放至環境。
- 圍阻体外部的環境壓力為 14.7 psia。

核電廠於嚴重事故下，圍阻體執行 HWWV，不僅可以有效地減低爐心熔毀的機率，此外，分裂產物也會經過濕井而受洗刷(Scrubbing)，如圖 42 所示，因此，大量的分裂產物將保留在圍阻體之內，故外釋於環境之量大為降低。依據流體的排氣行為，計算抑壓池上方的氣室壓力( $P_{sc}$ )可以分為兩種計算模式，若流體排氣流動為線性阻流(Linear Choked Flow)， $P_{sc}$ 的計算如下：

$$Q_{dh} = Q_{rx-HWWV} \times \frac{P_{sc}+14.7}{P_{sc-HWWV}+14.7}, \quad (16)$$

上式中 $Q_{rx-HWWV}$ 為 1%的全額熱功率； $P_{sc-HWWV}$ 為對應 $Q_{rx-HWWV}$ 之抑壓池氣室的設計壓力，此由 HWWV 的製造廠商提供。

當確定 $Q_{dh}$ 之後，根據方程式(16)即可得知 HWWV 排出 $Q_{dh}$ 所對應之 $P_{sc}$ ，於此， $Q_{dh}$ 可以為某一特定比例的爐心衰變熱。

若流體排氣流動為非線性次臨界流(Subcritical Flow)， $P_{sc}$ 的計算如下：

$$Q_{dh} = Q_{rx-HWWV} \times \left[ \frac{(P_{sc}+14.7)^2 - (14.7)^2}{(P_{sc-HWWV}+14.7)^2 - (14.7)^2} \right]^{0.5}, \quad (17)$$

上式中 $Q_{rx-HWWV}$ 為 1%的全額熱功率； $P_{sc-HWWV}$ 為對應 $Q_{rx-HWWV}$ 之抑壓池氣室的設計壓力，此由 HWWV 的製造廠商提供。

當確定 $Q_{dh}$ 之後，根據方程式(17)即可得知 HWWV 排出 $Q_{dh}$ 所對應之 $P_{sc}$ ，於此， $Q_{dh}$ 亦可以為某一特定比例的爐心衰變熱。

方程式(16)與(17)經過一系列的計算，即可得到 HWWV 排放熱功率與抑壓池氣室壓力的關係，如圖 43 所示，經由查閱此圖，可以清楚與快速地得知 HWWV 執行某熱功率排放之時，抑壓池上方氣室所應具備之壓力。

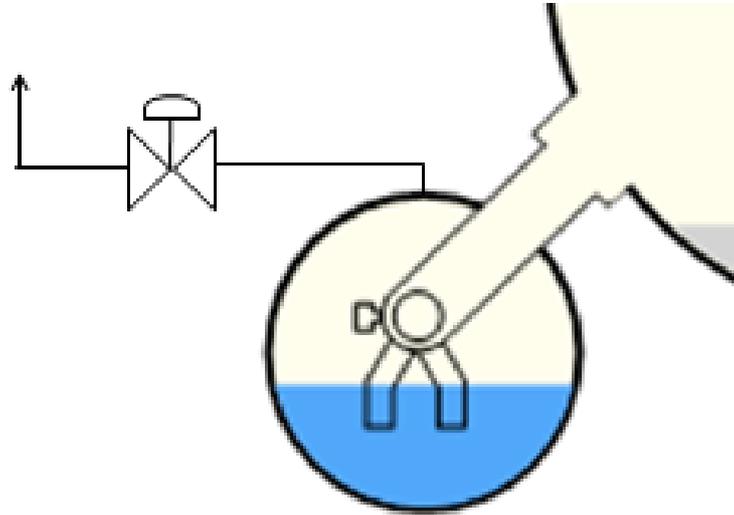


圖 42 HWWV 之結構示意圖

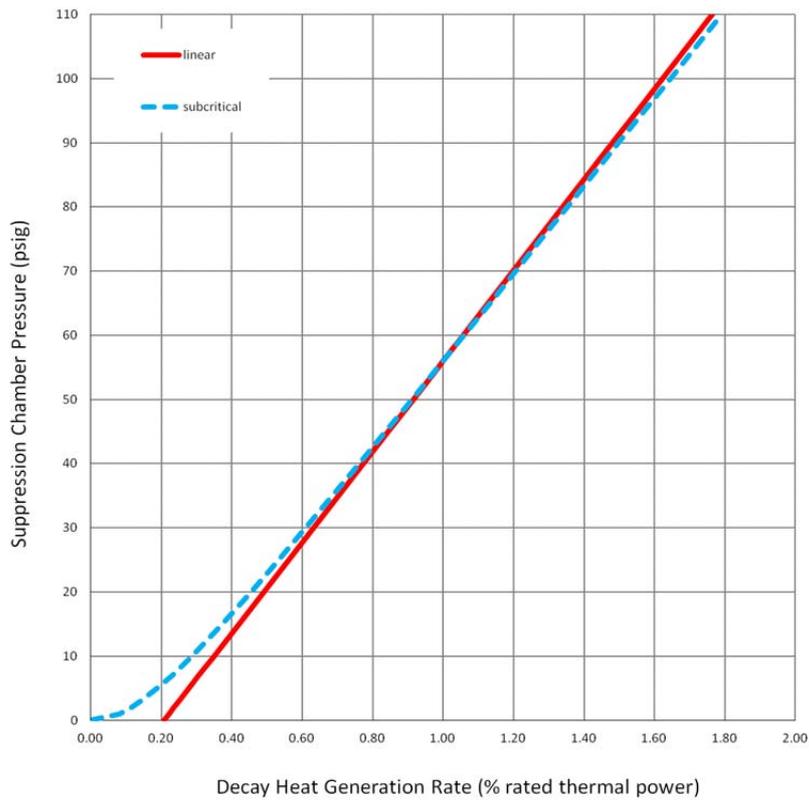


圖 43 抑壓池上方氣室壓力與 HWWV 排放熱功率的關係圖

#### (四) 東京電力公司技術交流研討會：

2019/11/21 - 2019/11/22 赴日本東京電力公司之子公司系統部門(TEPSYS)參訪。TEPSYS 為東京電力集團旗下之公司，全名為 TEPCO Systems Corporation，並向東京電力公司提供技術上之支援。東京電力公司成立於 1951 年，是一家集發電、輸電、配電為一體的電力公司，員工約 4 萬餘人，電網主要涵蓋東京都和周邊 8 縣。目前有核電廠三座：Fukushima Daiichi (1F) 6 個機組、Fukushima Daini (2F) 4 個機組及 Kashiwazaki Kariwa (KK) 7 個機組，計 17 個核能機組。東京電力公司子公司系統部門(TEPSYS)位於東京地鐵門前仲町車站附近，出地鐵站後走路 10 分鐘即可抵達。此次參訪 TEPSYS 為核子嚴重事故分析部門，位於部門 11 樓，如圖 44 所示。此次日方人員有東京電力公司原子力設備部原子爐安全技術組之副組長松尾俊弘先生、該組吉田昭靖先生、以及 TEPSYS 公司核能電廠技術部副部長藤原大資及河合宏先生。我方人員則有核能研究所高良書組長、荊軍安副組長、郭木進副主任、王德全研究員以及余政倫技術員。



圖 44 日本東京電力公司系統合作部門

此次拜訪與會面假 TEPSYS 公司之會議室舉行，會前，我方已將所感興趣之議題寄交東京電力公司，並在 11 月 21 與 22 日與日方人員進行討論與經驗交換。先由我方王德全博士向日方簡報我國緊急應變支援系統(ERSS)之發展，日方由松尾先生簡報緊急操作指引/嚴重事故處理指引第四版(EPG/SAG Rev.4)進步型沸水式反應器(ABWR)發展現況，藤原先生簡報

TEPSYS 嚴重事故研發現況，簡報議題及內容整理如下：

## 1 核研所 ERSS 發展簡報(王德全博士):

核能電廠若是發生爐心熔損且有分裂產物外釋之虞的嚴重事故，即使是訓練有素的事務處理人員也會處於沉重的壓力之下。因此若能在原有的緊急應變系統之外另有一套支援系統，協助事故處理人員在有限時間內研判事故種類、成因、爐心狀態、輻射物質外釋量與圍阻體邊界完整性，必能提升緊急應變的品質及可靠度。

核能研究所針對國內四座核能電廠，透過每個廠不同的重要參數顯示系統(SPDS)將信號引入，自行發展適合各廠使用之緊急應變支援系統(ERSS)。這套系統能模擬電廠在發生爐心熔損且有分裂產物外釋事故的演進過程，將事故期間單調的數據資料，配合事故處理的決策流程，以動態圖形的方式顯示。緊急應變支援系統包含了電廠狀態展示、事故狀態診斷、事故演變預測、事故處理監測與事故評估資料庫等五個子系統，如圖 45 所示。透過本系統，可即時動態監控電廠之主要各項運轉數據；當電廠各項數據發生異常變化時，系統可自動發出警告顯示；事故評估專業人員可藉以認定事故類別、重建事故狀況、判斷爐心損毀情形、監督電廠事故處理狀況、預測事故演變過程及時序、提供較為精確的射源項等，以提供事故處理決策參考。這套支援系統並已成功地應用於核安演習中。

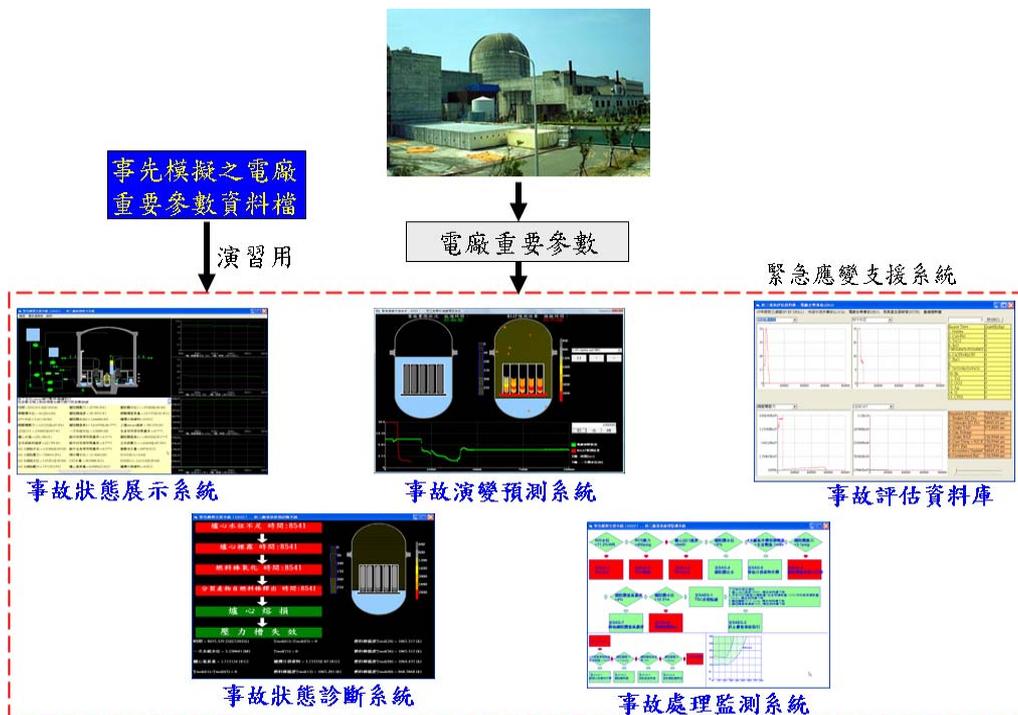


圖 45 緊急應變支援系統主架構圖

## 2 EPG/SAG Rev.4 ABWR 發展現況(松尾俊弘先生):

松尾俊弘先生目前為 ABWR EPG/SAG Subcommittee 主席，EPG/SAG Rev.4 ABWR 發展主要包括五個工作:1.ABWR 設計分析; 2.參考廠資料的收集; 3.EPG/SAG Rev.4 ABWR 草案制定; 4. EPG/SAG Rev.4 ABWR 草案審查; 5. EPG/SAG Rev.4 ABWR 版本確認，計畫流程請，如圖 46 所示。松尾俊弘先生表示在 EPG 部分與 BWR 版本無太大差異，EPG/SAG Rev.4 ABWR 確認版本(包括 Appendix A, B, C)預計 2107 年下半年會發佈，然而在 SAG 部分有下列幾項較大的差異:

- (1) 無一次圍阻體灌水策略:主要考量 ABWR 無外部再循環管，飼水管路與蒸氣管路均高於燃料實際頂端(TAF)。
- (2) RC/L-2 灌水策略因 ABWR 設計不同，分為兩部份:
  - a. 美國及台灣龍門 ABWR 設計，RPV 失效前應保持下乾井(Lower Drywell)地板是乾的(考量水蒸氣爆炸)。
  - b. 日本 ABWR 設計，RPV 失效前應注水到乾井地板，日本 ABWR 有一套下乾井注水系統，只要 RPV 底部金屬溫度高於 300°C，即起動下乾井注水。
- (3) RC/L-5 針對日本 ABWR 設計，下乾井注水策略優先於 RPV 注水，主要原因預期 RPV 即將失效，提前灌水到下乾井地板，防止熔融爐心與混凝土作用(MCCI)。

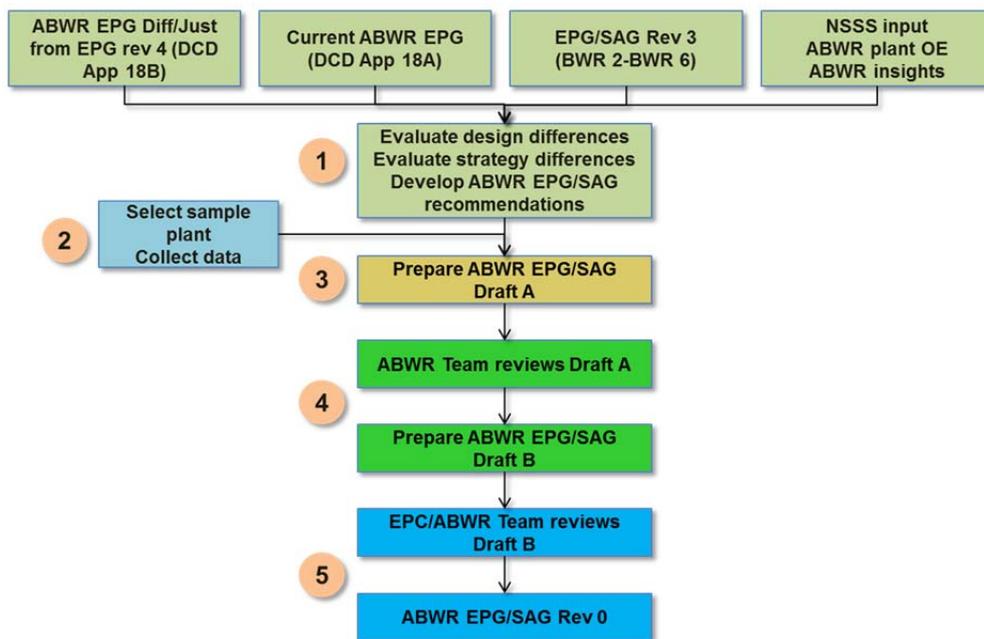


圖 46 EPG/SAG Rev.4 ABWR 發展計畫流程圖

### 3 TEPSYS 嚴重事故研發現況(藤原大資先生)：

TEPSYS 嚴重事故研發現況及支援 TEPCO 工作整理如下：

- (1) MAAP 程式：
  - a. PRA 成功準則與事故演進分析：包括 MARK-II/ABWR，Level 1, Level 1.5, Level 2。
  - b. 發展快速計算工具，計算嚴重事故排氣時機與輻射源項，提供 TEPCO 人員訓練。
  - c. 建立 MAAP 程式嚴重事故資料庫(Database)，提供電廠人員救援措施的訓練。
  - d. 用過燃料池冷卻分析與計算。
- (2) 事故處理指引精進：發展 KK 電廠停機時 EPG/SAG 救援策略。
- (3) FCVS 發展與建立：
  - a. 結構設計。
  - b. 熱水流設計。
  - c. 分裂產物分析。

本次與日本東京電力公司系統合作部門技術交流，主要交流項目為緊急應變支援系統、EPG/SAG Rev.4 ABWR 發展現況與 TEPSYS 嚴重事故研發現況，最後於會議結束，全體人員合照圖於會議室，如圖 47 所示。



圖 47 日本東京電力公司系統合作部門技術交流之合影

### 三、心得

- (一)、東京大學關村教授為友好專業人士，對本所相關人員提出之問題均能深入的解釋與說明，並就目前日本各地核能電廠營運情況提出正確的意見及改善措施，亦提供專業研究資料供本所參酌。
- (二)、日本當地經福島事故後，對於地震影響核能電廠安全運轉的風險評估、海嘯高牆、燃料棒失水、爐心冷卻系統及相關法規均趨向嚴格審查，相關資料可做為本所未來執行計畫之參酌。
- (三)、日本政府組合核能專家評估後，未來在核能發電上仍維持一定的發電比例，佔全國能源配比的 20~22%。因此，在人力培訓資源上仍大量維持，且透過學校及專業機構培訓青年，並朝二方向進行，即(1)核電廠除役及(2)核電廠商業營運，以日本核電受創程度，仍積極規劃核電廠發電，應有值得我國參酌的理由。
- (四)、日本福島核災不同於以往美國三哩島與蘇聯車諾比核災，前者主要是因天災(地震)引起海嘯之後，大量湧入之海水摧毀所有救援的電力設施，以致爐心燃料因冷卻能力之不足而發生氫爆，以致輻射外洩；而後者主因是運轉人員操作的失誤所致。但不論其肇因為何，核災的影響卻是巨大而深遠的。至目前為止，日本政府在處理福島核災的花費已達 6 兆日元，其中 4 兆日元是用於賠償補貼災民的費用，2 兆日元用於現場清理與除污，預估還需 40 年才能完成清理工作。因此，沒有核安即應沒有核電，如何提昇核安議題絕對是核能界的首要課題。
- (五)、日本在處理福島核災事故後，有效率疏導民眾撤離，並協助撤離民眾的居住與就業問題。目前在福島參與復原工作的 6740 名員工中，即有半數為當地居民，可解決部分災民在回鄉後可能失業的痛苦。
- (六)、日本福島電廠事故至今已超過 5 年，在清理完受損廠房的拆除後，準備對熔毀的爐心進行輻射清理工作。日本政府設於福島縣的“遠端技術開發中心”已建立福島核電廠反應器壓力槽的模型及其外部圓環抑壓池模型，如圖 48 所示。如果實驗成功，將可清理核污染過程當中最困難的核融碎片。此技術若開發成功將可為全世界核電廠實際除污作為典型模範。

- (七)、日本在福島核災的清理上，採用先進的遙控技術操作大型機具進行吊裝與拆除作業，並以機器人進行探測以減少人員暴露的危險，其相關技術值得為世界各國在清理與除污作業的借鏡。目前福島 Daiichi 四號機組用過的核燃料已完成移出，其它三部機組用過燃料池之溫度均維持在安全範圍內，如圖 49 所示。
- (八)、日本福島電廠為阻絕放射性物質隨地下水的遷移，採用強力冷媒管路組成的冷凍牆將地下水凍結，除可有效的減少由 30 高地湧入的地下水，因滲入爐底而發生污染外，並能防止核種擴散與遷移，對於廢料減量及防止輻射物質的擴散有實質效益。
- (九)、目前韓國核電輸出約佔總電力的 31.56%。自福島事後，韓電已針對現有電廠在地震自動停機系統(ASTS)、海嘯牆、防水門、可移動式發電機、用過燃料泡替代冷卻、被動式氫氣結合器(PAR)、圍組體過濾通風系統(CFVS)、核反應器緊急冷卻水之外在來源進行改善，同時亦增加移動式發電機組及 SBO 之電池容量等。這些改善措施與項目，如圖 50 所示，均可供國內參考。
- (十)、日本目前已建立一個核子緊急支援機構，該機構現有人員(21)、中小型機械人(8)、無人飛機(2)及遙控中大型機具(3)可對核子事故提供緊急(24 小時內)的事故救援措施(如除污、雜物移除及劑量偵測等)。由於國內尚無該類組織，應透過國際間的合作機制，以達到相互支援的目標。
- (十一)、本次 BWROG 研討會，參與成員皆為有日本知名的電力公司的工程師與核能研究單位人員，參加人數約達到百人之多，顯見日本工業界對本次會議的重視，透過此次會議可加速本所了解 TSG 於日本國內的發展與使用情況。
- (十二)、參加 BWROG 研討會，Mr. Mike 針對 TSG 中較為重要的項目，作了相當完整的介紹，並提供 TSG 的計算結果與實驗之間的比較結果，佐證 TSG 應用的可信度，讓使用者對於 TSG 有更深一層的認識與了解，此外，與日本工程師於核安資訊的交流，這也對我國往後從事 TSG 應用與分析有極大的助益。
- (十三)、在訪問 TEPSYS 進行技術之交流時，可以感覺得東京電力公司在福島事故後加強核電廠安全的決心，不論是硬體設備的添購與程序書的更新，均投入大量的人力與物力。而日本與台灣的核電廠同處於地震發生頻繁區域，且均為孤立電網，是故彼此狀況類

似，未來仍應加強核能資訊交流與運轉相關經驗回饋，並以精進核能安全為目的，互相交流相關技術，以維護核能安全。



圖 48 日本遠端技術開發中心所建立之反應器模型

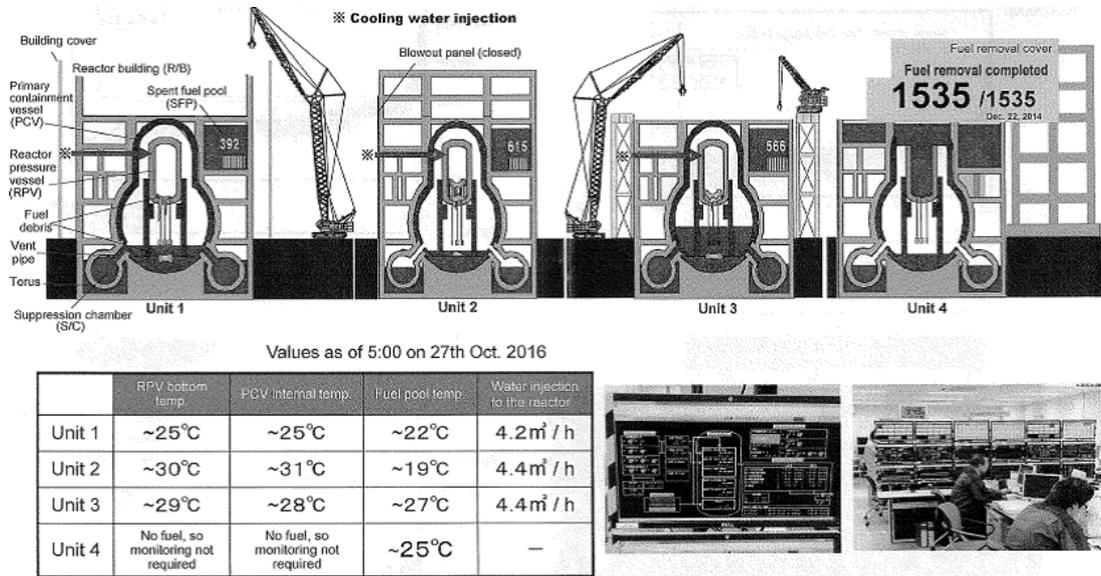


圖 49 日本福島電廠 1,2,3,4 號機組核燃料冷卻情況

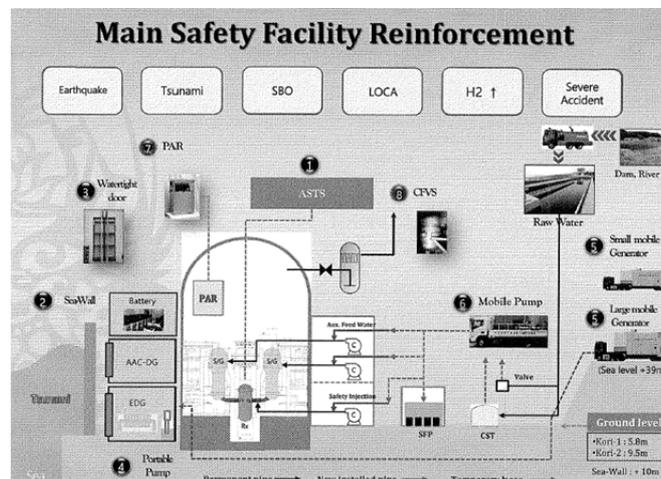


圖 50 韓電在日本發生福島事故後在核電安全的加強與改善措施

## 四、建議事項

### (一)、增進核電廠除役相關技術並培育相關人才:

日本政府目前仍積極投入核電商業運轉及除役人才培訓。因應我國非核家園政策，未來核一、二、三廠除役時，仍需大量除役人才，建請本所應積極培訓除役專業人才，以應未來需求。

### (二)、維護核電廠運轉之相關人才:

目前核二及核三廠仍在發電運轉，為維運轉安全，建議本所仍需維持核能相關專業人才，以應不時之需。

### (三)、加強亞洲核能資訊交流:

台、日、韓、中東亞四國均屬天然能源貧乏的地區，以致核能為其共同之重要選項。使用核能最大的議題即為核安，故在核能安全資訊之交換與討論亟為重要。建議我國持續參與東亞核電論壇以促進該地區在核電安全文化的交流，加強彼此間相互的合作；確保東亞地區的核安品質。

### (四)、積極參加 BWROG 研討會:

持續參加 BWROG 研討會，了解 TSG 的更新內容與最新的核安資訊，另外透過與國際學者與日本核電廠工程師的核安資訊交流，分享 TSG 使用上的經驗與其困難點，進而提升本所 TSG 的計算與分析能力。

### (五)、推展我國核安研究成果:

除了投稿國際期刊之外，我國核能相關研究單位也應多透過參加 BWROG 研討會的方式，發表核能安全的相關研究，藉此增加我國核能研究成果的能見度，亦讓我國研究與處理核能電廠事故的能力得到眾多國外核能專家的認可，進而提升台灣的核能安全形象。

### (六)、加強台日核能資訊交流:

本次參訪 TEPSYS 感受東京電力公司很樂意分享相關研發成果，台灣核一、二廠即將面臨除役的工作，福島第一核電廠除役相關工作及技術即可作為參考，建議除核能安全相關議題外，應培養更多電廠除役之人才，以因應未來可能的需求，東京電力公司

相關技術與經驗也可提供我方參考。在核能安全關鍵技術議題上，建議我國持續派員至國際核能組織吸收國際新知，或參與國際相關會議交流資訊，皆有助於提升我國核能安全，以及累積專業人員技術及經驗。

## 五、附 錄

### (一) 附件一

#### The 4th East-Asian Nuclear Forum

##### Outline of the Forum

To effectively facilitate increasing cooperative activities on nuclear safety, the Japan Atomic Industrial Forum (JAIF) held the 1st “East-Asian Nuclear Energy Forum” and the 2nd Forum (renamed as the “East-Asian Nuclear Forum” (EANF)) the following year in Tokyo, as a proposer of the Forum.

At the first Forum, “Nuclear Safety after the Fukushima Accident” was set as the main theme, and topics about the nuclear environment and improvement of nuclear safety were discussed. Also, the importance of the enhancement of information exchange and discussion at the Forum was agreed upon by all parties. At the second gathering in April 2014, each country’s experience in public relations and risk communication were shared to cope actively with the fast changing circumstances in the nuclear industry.

In 2015, the Korea Atomic Industrial Forum (KAIF) hosted the 3rd EANF in Seoul where NPP Safety enhancement, future countermeasure and opinions on organizing an East-Asian NPP Safety community were discussed. To ensure a more fruitful discussion and to maximize participants’ stay to the fullest, JAIF is pleased to host the 4<sup>th</sup> EANF in Tokyo with a pre-arranged site visit to the Fukushima Daiichi NPP, in response to increasing interests expressed by foreign experts in safety enhancement and in Japan’s NPPs undergoing decommissioning.

##### Member organizations

- China Nuclear Energy Association (CNEA)
- Korea Atomic Industrial Forum (KAIF)
- Taiwan Nuclear Grade Industry Association (TNA)
- Japan Atomic Industrial Forum (JAIF)
- Other related organization

##### Overall Schedule

★3 days from **November 13 to 15, 2016**

<b>Day 1</b> Nov. 13 (Sun)	- Arrive in Tokyo by 2pm - Move to Iwaki, Fukushima by bus  Stay @ Iwaki
<b>Day 2</b> Nov. 14 (Mon)	- Site Visit: Fukushima Daiichi NPP - Return to Tokyo  Stay @ Tokyo
<b>Day 3</b> Nov. 15 (Tue)	- The 4th East-Asian Nuclear Forum - Luncheon and reception dinner  Venue: Room Matsukaze (3F), Josui Kaikan, Tokyo ( <a href="https://www.kaikan.co.jp/josui/">https://www.kaikan.co.jp/josui/</a> )  Stay @Tokyo

## The 4<sup>th</sup> East-Asian Nuclear Forum – Participant List

### 第4回東アジア原子力フォーラム 参加者名簿

S:Speaker, M:Moderator

#### Korea 韓国

	Mr. Min, Kye Hong ミン ゲホン	Executive Vice Chairman, Korea Atomic Industrial Forum (KAIF) 韓国原子力産業会議 常勤副会長
S	Mr. Kim, Jong Geol キム ジョンゴル	Vice President, Backend Management & Decommissioning Department, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. (KHNP) 韓国水力原子力(株) バックエンド管理事業本部長
S	Mr. Kwak, Taeg Heon カク テッコン	General Manager, Plant Project Engineering Team, KHNP headquarters, KHNP 韓国水力原子力(株) 本部 プラントプロジェクト技術チーム 部長
	Mr. Kim, Hak Mo キム ハクモ	Head, International Cooperation Division, KAIF 韓国原子力産業会議 国際協力室長
	Ms. Kong, Da Jeong コン ダジョン	Associate, International Cooperation Division, KAIF 韓国原子力産業会議 国際協力職員

#### Taiwan 台湾

	Mr. Chen, Pu-Tsan (陳布燦) チェン ブーツァン	Chairman, Taiwan Nuclear Grade Industry Association (TNA) 台湾核能級産業発展協会 理事長
	Mr. Shieh, Mu-Chang (謝牧謙) シャ ボクケン	Senior Advisor, TNA 台湾核能級産業発展協会 上級顧問
S	Mr. Huang, Shian-Hung (黃咸弘) ホアン シェンホン	Section Chief, Dept. of Nuclear Safety, Taiwan Power Company 台湾電力(株) 原子力安全部 課長
S	Mr. Jing, Chun-An (荆軍安) ジン ジュンアン	Deputy Head, Nuclear Engineering Division, Institute of Nuclear Energy Research (INER) 核能研究所 核能工程部 副部長
	Mr. Hsu, Jiou-Chun (徐久鈞) シー ジョージュン	Manager, Amphibian Project International Co., Ltd. 山水国際通運(株) マネジャー
	Mr. Liu, Yu-Wei (劉育維) リュー ユウェイ	Senior Administrator, Materials Integrity Technology Project, Div. of Functions Design & Composite Materials Research Material and Chemical Research Labs, Industrial Technology Research Institute 工業技術研究院 材料化工研究所 主任

#### China 中国 (Observer/オブザーバー)

S	Ms. Chang, Bing (常冰) チャン ビン	Director, International Cooperation Department, China Nuclear Energy Association (CNEA) 中国核能行業協会 国際協力部長
---	--------------------------------	---

Japan 日本

	Mr. Akio Takahashi 高橋 明男	President, Japan Atomic Industrial Forum, Inc. (JAIF) (一社) 日本原子力産業協会 理事長
S	Mr. Yuichi Shimada 島田 裕一	Group Leader, Safety Evaluation Group, Safety Improvement Dept., Japan Nuclear Safety Institute (JANSI) (一社) 原子力安全推進協会 安全性向上部 安全評価書グループ グループリーダー
S	Mr. Kazuhiro Yonezawa 米澤 和宏	Deputy Manager, Nuclear Emergency Assistance Center, Japan Atomic Power Company (JAPC) 日本原子力発電(株) 原子力緊急事態支援センター 副長
M	Mr. Katsuya Sato 佐藤 克哉	Senior Managing Director, JAIF (一社) 日本原子力産業協会 常務理事
	Mr. Takuya Hattori 服部 拓也	Senior Advisor, JAIF (一社) 日本原子力産業協会 特任フェロー
	Mr. Kazuya Sugiyama 杉山 一弥	Secretary General & General Manager, Dept. of Planning and General Affairs, JAIF (一社) 日本原子力産業協会 事務局長・総務部長
MC	Mr. Masahito Kinoshita 木下 雅仁	Deputy Secretary General & General Manager, Dept. of International Affairs, JAIF (一社) 日本原子力産業協会 事務局次長・国際部長
M	Mr. Masafumi Nazuka 名塚 正文	General Manager, Dept. of Membership & Community Relations, JAIF (一社) 日本原子力産業協会 地域交流部長
M	Mr. Hiroshi Noda 野田 宏	General Manager, Dept. of Policy & Communications, JAIF (一社) 日本原子力産業協会 政策・コミュニケーション部長

## (二) 附件二

Time	Agenda
10:00-10:30	<b>Registration</b>
10:30-10:40	<b>Opening Remarks</b> <u>Mr. Akio Takahashi</u> , President, JAIF
10:40-11:45	<p><b>Session 1: Reflections on Fukushima Daiichi NPP Site Visit</b> (discussion) Moderator: <u>Mr. Masafumi Nazuka</u>, General Manager, Dept. Membership &amp; Community Relations, JAIF</p> <p><u>Part 1: Comments by representatives of each country/region</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><b>1. Korea</b> (KAIF)</li> <li><b>2. Taiwan</b> (TNA)</li> <li><b>3. China</b> (CNEA)</li> <li><b>4. Japan</b> (JAIF)</li> </ol> <p><u>Part 2: Discussion</u> Open to everyone in the audience</p>
11:45-13:15	<p><b>Luncheon Buffet</b> Room Pegasus (2F)</p> <p><b>VIP luncheon</b> Room Ran (2F)</p>
13:15-15:00	<p><b>Session 2: NPP Safety Enhancement</b> Moderator: <u>Mr. Hiroshi Noda</u>, General Manager, Dept. of Policy &amp; Communications, JAIF</p> <ol style="list-style-type: none"> <li><b>1. Japan (13:15-13:45)</b> “JANSI’s activity to support the voluntary safety improvement of nuclear industry” (Proposal and recommendation, and support for the safety improvement of the utilities) <u>Mr. Yuichi Shimada</u>, Group Leader, Safety Evaluation Group, Safety Improvement Dept., Japan Nuclear Safety Institute (JANSI)</li> <li><b>2. Korea (13:45-14:15)</b> “Safety Facilities Reinforcement Status and Plan of NPP in Korea” <u>Mr. Taeg-Heon Kwak</u>, General Manager, Plant Project Engineering Team, Korea Hydro &amp; Nuclear Power Co., Ltd. (KHNP)</li> <li><b>3. Taiwan (14:15-14:45)</b> “Safety Enhancement of Taiwan Nuclear Power Plants” <u>Mr. Shian-Hung Huang</u>, Section Chief, Dept. of Nuclear Safety, Taiwan Power Company</li> <li><b>4. China (14:45-15:00)</b> “CNEA’s Contribution to NPP Safety Enhancement in China” <u>Ms. Bin Chang</u>, Director, International Cooperation Department, China Nuclear Energy Industry Association (CNEA)</li> </ol>

15:00-15:15	<b>Coffee Break</b>
15:15-16:40	<p><b>Session 3: Latest Status of Nuclear Industry</b>  Moderator: <u>Mr. Katsuya Sato</u>, Senior Managing Director, JAIF</p> <p><b>1. Taiwan (15:15-15:40)</b>  “Latest Status of Nuclear Power in Taiwan” (5 min)  “Power Uprate in Nuclear Power Plants of Taiwan”  <u>Mr. Chun-An Jing</u>, Deputy Head, Nuclear Engineering Division, the Institute of Nuclear Energy Research (INER)</p> <p><b>2. Japan (15:40-16:05)</b>  “Establishment of Nuclear Emergency Support Organization”  <u>Mr. Kazuhiro Yonezawa</u>, Nuclear Emergency Assistance Center, Japan Atomic Power Company (JAPC)</p> <p><b>3. Korea (16:05-16:30)</b>  “Decommissioning Status of Korea Nuclear Power Plants”  <u>Mr. Jong Geol Kim</u>, Vice President, Backend Management &amp; Decommissioning Dept., KHNP</p> <p><b>4. China (16:30-16:40)</b>  “Status of China’s Nuclear Infrastructure Development”  <u>Ms. Bin Chang</u>, Director, International Cooperation Department, CNEA</p>
16:40-16:55	<p><b>Final Comments</b>  One representative from each country/region</p>
16:55-17:00	<p><b>Closing Remarks</b>  <u>Mr. Katsuya Sato</u>, Senior Managing Director, JAIF</p>
17:00-18:30	<p><b>Reception Dinner</b>  Restaurant Jupiter (1F)</p>

(三) 附件三

<b>NOVEMBER 15-18, 2016 BWROG WORKSHOP FOR JAPAN</b>		
<b>TIME</b>	<b>TOPIC</b>	<b>PRESENTER</b>
<b>Day 1 – Tuesday, 15 November 2016</b>		
<b>9:00</b>	Safety and Meeting Logistics	<i>Mike Iannantuono (GEH) - Program Manager</i>
<b>9:05</b>	Introductions and Agenda Review	<i>Phil Ellison (BWROG), Bill Williamson (TVA)</i>
<b>9:20</b>	O/E with Beyond Design Basis Events (Why we have SAGs/TSGs)	<i>Bill Williamson (TVA)</i>
<b>10:20</b>	Break	-
<b>10:35</b>	Alternate Level / Pressure Control (EPG Issue 1419)	<i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>11:15</b>	SAMG Overview	<i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>12:30</b>	Break	
<b>13:30</b>	TSG Overview	<i>Mike Daus (Ciel)</i>
<b>15:15</b>	Break	-
<b>15:30</b>	Analysis of Spent Fuel Pool of Chinshan Nuclear Power Plant	<i>Dr. Te-Chuan Wang (Taiwan – INER)</i>
<b>15:50</b>	FCVS Analysis of Lungmen Nuclear Power Plant	<i>Dr. Cheng-Lun Yu (Taiwan – INER)</i>
<b>16:10</b>	Break	-
<b>16:25</b>	TSG Calculation Overview	<i>Mike Daus (Ciel)</i>
<b>17:15</b>	Adjourn – End of Day 1	-
<b>17:15</b>	BWROG RECEPTION	-

<b>NOVEMBER 15-18, 2016 BWROG WORKSHOP FOR JAPAN</b>		
<b>TIME</b>	<b>TOPIC</b>	<b>PRESENTER</b>
<b>Day 2 – Wednesday, 16 November 2016</b>		
<b>9:00</b>	Safety and Agenda Review	<i>Ellison / Williamson</i>
<b>9:05</b>	TSG Calculations (TSG-2, TSG-3, TSG-5, TSG-12, TSG-11)	<i>Mike Daus (Ciel)</i>
<b>10:30</b>	Break	-
<b>10:45</b>	TSG Calculations (TSG-2, TSG-3, TSG-5, TSG-12, TSG-11)	<i>Mike Daus (Ciel)</i>
<b>12:00</b>	Break	-
<b>13:00</b>	TSG Calculations (TSG-2, TSG-3, TSG-5, TSG-12, TSG-11)	<i>Mike Daus (Ciel)</i>
<b>14:15</b>	Break	-
<b>14:30</b>	Examples of Operator Experience	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i>
<b>15:30</b>	Break	-
<b>15:45</b>	Great Japan Earthquake Introduction to Impact on 1F and 2F	<i>Toshihiro Matsuo (TEPCO)</i>
<b>16:30</b>	Case Study of 1F2	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>17:30</b>	Adjourn – End of Day 2	-

<b>NOVEMBER 15-18, 2016 BWROG WORKSHOP FOR JAPAN</b>		
<b>TIME</b>	<b>TOPIC</b>	<b>PRESENTER</b>
<b>Day 3 – Thursday, 17 November 2016</b>		
<b>9:00</b>	Safety and Agenda Review	<i>Ellison / Williamson</i>
<b>9:05</b>	Case Study of 1F2 (cont.)	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>10:30</b>	Break	-
<b>10:45</b>	Case Study of 1F2 (cont.)	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>12:00</b>	Break	-
<b>13:00</b>	Case Study of 1F2 (cont.)	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>14:30</b>	Break	-
<b>14:45</b>	TEPCO Insights and Discoveries 1F2	<i>TBD (TEPCO)</i>
<b>15:30</b>	Break	-
<b>15:45</b>	Case study of 1F3	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>16:30</b>	Case Study of 1F2	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>17:30</b>	Adjourn – End of Day 3	-

<b>NOVEMBER 15-18, 2016 BWROG WORKSHOP FOR JAPAN</b>		
<b>TIME</b>	<b>TOPIC</b>	<b>PRESENTER</b>
<b>Day 4 – Friday, 18 November 2016</b>		
<b>9:00</b>	Safety and Agenda Review	<i>Ellison / Williamson</i>
<b>9:05</b>	Case Study of 1F3 (cont.)	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>10:30</b>	Break	-
<b>10:45</b>	Case Study of 1F3 (cont.)	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>12:00</b>	Break	-
<b>13:00</b>	TEPCO Insights and Discoveries 1F3	<i>TBD (TEPCO)</i>
<b>13:30</b>	Case Study of 1F1	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>14:30</b>	Break	-
<b>14:45</b>	Case Study of 1F1 (cont.)	<i>Bill Williamson (TVA)</i> <i>Mike Daus (Ciel)</i> <i>Ed Bates (Ciel)</i>
<b>16:15</b>	Break	-
<b>16:30</b>	TEPCO Insights and Discoveries 1F1	<i>TBD (TEPCO)</i>
<b>17:00</b>	Summary, insights	<i>Bill Williamson (TVA)</i>
<b>17:30</b>	Adjourn – End of Day 4	-

BWROG 研討會開始之前，本所與會人員之合影，如圖 51 與 52 所示。



圖 51 本所人員合影之一(左:王德全研究員，中:高良書組長，右:郭木進副主任)



圖 52 本所人員合影之二(左:余政倫技術員，中:王德全研究員，右:郭木進副主任)