

105 年度政府科技發展計畫

績效報告書

(D006)

計畫名稱：核能技術及核電廠除役之安全強化研究
(2/4)

執行期間：

全程：自 104 年 01 月 01 日 至 107 年 12 月 31 日止

本期：自 105 年 01 月 01 日 至 105 年 12 月 31 日止

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：行政院原子能委員會

中華民國 106 年 3 月 28 日

目 錄

【105 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	2
【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】	5
【105 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】	10
第一部分	13
壹、 目標與架構	14
一、 目標與效益	14
(一) 目標	14
(二) 效益	14
二、 架構	15
三、 實際達成與原預期目標之差異說明	22
貳、 主要內容	23
一、 執行內容	23
二、 遭遇困難與因應對策	25
三、 實際執行與原規劃差異說明	25
參、 經費與人力執行情形	26
一、 經費執行情形	26
(一) 經資門經費表 (E005)	26
(二) 經費支用說明	26
(三) 經費實際支用與原規劃差異說明	27
二、 計畫人力運用情形	27
(一) 計畫人力結構 (E004)	27
(二) 人力實際進用與原規劃差異說明	28
肆、 已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)	29
第二部分	32
壹、 主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	33
一、 學術成就(科技基礎研究)	33
二、 技術創新(科技技術創新)	46
三、 經濟效益(經濟產業促進)	57
四、 社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)	59
五、 其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)	61
貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合	65
參、 檢討與展望	65
附表、佐證資料表	72

【105 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	105-2001-02-05-06					
計畫名稱	核能技術及核電廠除役之安全強化研究(2/4)					
主管機關	行政院原子能委員會					
執行單位	行政院原子能委員會(組改後為核能安全委員會)					
計畫主持人	姓名	王重德	職稱	處長		
	服務機關	行政院原子能委會				
計畫類別	延續型一般計畫					
計畫群組及比重	環境科技 70 % 科技政策 30 %					
執行期間	105 年 01 月 01 日至 105 年 12 月 31 日					
全程期間	104 年 01 月 01 日至 107 年 12 月 31 日					
資源投入	年度	經費(千元)			人力(人/年)	
	104	44,693			47.50	
	105	48,871			50.00	
	106	43,517			56.75	
	107	46,365			56.75	
	合計	183,392			211.00	
	105 年度	經費項目		預算數(千元)	決算數(千元)	執行率(%)
		經常門	人事費	0	0	0
			材料費	22,018	21,126	95.95
			其他經常支出	23,759	22,796	95.95
			小計	45,777	43,922	95.95
		資本門	土地建築	0	0	0
			儀器設備	3,094	2,936	94.89
			其他資本支出	0	0	0
			小計	3,094	2,936	94.89
		經費合計		48,871	46,858	95.88
本計畫在機關施政項目之定位及功能	本計畫因應日本福島核能事故新增重要核能安全議題之研究，將有助於核電廠之安全管制，除役與放射性廢料長期處置之研究，對目前國內核電廠即將面臨之除役作業，有刻不容緩之壓力。而不論核能安全或除役作業之管制均有大量管制人才與傳承之需求。					
計畫重點描述	分項計畫一:輕水式*反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發					

	1-1「輕水式反應器斷然處置措施爐心安全及審查技術研究」 1-2「地震對輕水式反應器運轉安全與熱流穩定性之影響研究」 1-3「輕水式反應器嚴重事故分類及舒緩決策輔助系統」 1-4「輕水式反應器水化學分析及組件材料腐蝕行為研究」 1-5「熔渣爐槽內密封系統與反應器爐槽高壓熱震問題之實驗與分析精進」 註:*原計畫提出為進步型反應器，惟配合政策自 105 年修改為輕水式反應器。 分項計畫二:核電廠圍阻體嚴重事故安全分析 2-1「氫氣擴散潛勢研究」 2-2「主動式洩壓對圍阻體完整性及爐心燃料衝擊之研究」 2-3「圍阻體過濾及排氣深度分析」 分項計畫三:用過燃料池冷卻能力安全分析精進 3-1「燃料池熱水流現象與燃料完整性之分析技術」 3-2「超越基準事故燃料池噴灑、淹灌冷卻水流分析」 3-3「超越基準事故用過燃料再臨界分析」 分項計畫四:前瞻核能安全技術研究暨國際合作 4-1「前瞻中子物理安全技術」 4-2「前瞻熱流實驗環路測試與安全分析」 4-3「前瞻核能材料安全性評估分析」 4-4「熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究」 4-5「後福島時代全球核安管制法制之發展新趨勢」 4-6「台灣地區住宅氫氣活度量測與劑量評估先期調查研究計畫」 分項計畫五:核電廠除役安全審查技術之研究 5-1「超 C 類低放射性廢棄物之安全管理技術研究」 5-2「核能電廠除役作業安全分析報告之審查技術研究」 5-3「核子反應器設施除役計畫之安全審查與驗證研究」 5-4「反應器與圍阻體中子活化分析之審查驗證研究」 5-5「核子反應器設施建物與廠址解除管制之審查驗證研究」
計畫效益與重大突破	分項計畫一:強化輕水式反應器的運轉安全及關鍵系統與組件的維護管理，並透過對斷然處置措施及嚴重事故舒緩決策應用於輕水式反應器的深入分析，有助於核電廠營運者制訂標準處理程序，亦有助於管制機關的核安管制。再者，透過本計畫的人才培育，可彌補嚴重的專業人員斷層現象。 分項計畫二:藉由本計畫之成果，可提供國內現有核能電廠加裝圍阻體排氣與過濾系統之參考，提高其有效性。核安管制機構亦可藉此研究，防範圍阻體過壓失效與消除氫爆之安全威脅。

	分項計畫三:由此研究成果，核安管制機構可評估事故後用過燃料池之救援措施的合適性，加強用過燃料池的運轉安全之分析技術。 分項計畫四:對未來核能機組進行前瞻之基礎研究，除可與核能先進國進行國際交流合作外，同時培育核能安全專業技術人才，充實我國核能安全相關機構所需人才。 分項計畫五: 因應民國 107 年後國內各核能機組將陸續除役，本研究計畫，可健全核電廠除役主管機構相關技術規範與審查能力，以順利遂行整備國內各核能電廠除役計畫之安全審查與執行作業。			
遭遇困難與因應對策	無遭遇困難或落後			
後續精進措施				
計畫連絡人	姓名	蘇健友	職稱	技佐
	服務機關	行政院原子能委員會		
	電話	02-22321901	電子郵件	cysu@aec.gov.tw

【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】

年度	階段性目標達成情形(每年度以 300 字為限)	重要成果摘要說明 (每年度以 600 字為限,過程性結果請免列)
104	<u>分項計畫一:進步型反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發</u> 1. 完成福島事故資料整理與歸納及龍門電廠假想類福島複合型災變事故模擬。 2. 完成單一通道汽液雙相流中高頻地震實驗環路建立試驗。地震對單一通道雙相流環路影響之模擬分析。 3. 完成肇始事件情境的想定及初步系統架構的組建。 4. 完成 316L 不銹鋼在高溫 288°C 及 NWC 之腐蝕行為研究。 5. 完成 T 型管單相冷熱水混合實驗運轉及數據截取分析 <u>分項計畫二:核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1. 以核一廠 MARK-I 型圍阻體為評估對象,採用 MELCOR 程式計算類福島嚴重事故後爐心熔毀所產生之氫氣量及產氫率 2. 以 MELCOR 程式計算所得之氫氣產生量作為 GOTHIC 及 FLACS 這二套程式的輸入參數,模擬圍阻體內氫氣擴散現象,以及可能的爆炸影響 3. 以 FLACS 程式針對被動式觸媒氫氣再結合器(PAR)、圍阻體排氣過濾系統(FCVS)之效能進行評估分析	<u>分項計畫一:進步型反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發</u> 1. 完成龍門電廠 TRACE、RELAP5、MAAP 分析模式之建立。並評估龍門電廠在喪失交流電情況下,斷然處置措施能有效維持爐心水位覆蓋燃料棒,確保爐心之完整性,以防輻射物質外洩。 2. 完成單一通道汽液雙相流水平震動實驗環路及垂直震動加速度波對單一通道雙相流環路影響之模擬分析。 3. 採用 PCTran 建置壓水式反應器的模擬數據資料庫,並運用簡單的特徵萃取器和分類器來初設系統架構。 4. 建置 LWR 水化學分析程式。並完成高溫 288 °C 溶氧及溶氫環境中之 316L 不銹鋼試片 SSRT 實驗。 5. 利用自製的 T 型管設施,研究出不同角度與注水量對冷熱水混合特性之效應。並完成紊流模式於 T 型管冷熱水分析之適用性研究,日後有助於核能之安全分析。 <u>分項計畫二:核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1. 核一廠發生 SBO 導致嚴重事故時,採取斷然處置措施,可防止爐心熔毀,避免產生氫氣;若未採取斷然處置措施,RPV 約於 3 萬秒損壞。 2. 作為斷然處置的後備措施,於 5,000 秒前啟動 FCVS,可防止氫氣爆炸。 3. 作為斷然處置的後備措施,在反應器廠房 5F 天花板處同時設置 PAR 及釋壓平板,初期可利用 PAR 減少氫氣濃度,後續可利用釋壓平板防止 5F 氫氣爆炸。

<u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 完成核一廠用過燃料池多重分析模式之結合與分析應用，包含熱水流分析、超越基準事故分析、護套完整性分析及嚴重事故分析。 <u>分項計畫四：前瞻核能安全技術研究暨國際合作</u> 1.建立全爐心中子物理計算方法與工具 2.針對爐心物理與核能安全議題進行國際合作或交流學習。 3.完成建立下加熱式實驗設備及沸騰實驗之進行。 4.完成熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究。 5.先進材料應用在燃料護套的研究與評估：氮化鉻薄膜強化鈾-4 護套材料高溫抗腐蝕性質。 <u>分項計畫五：核電廠除役安全審查技術之研究</u> 1.核能電廠除役安全分析相關資訊與經驗蒐整、國外電廠實際經驗案例分析、核能電廠除役安全分析研究及審查規範研訂、各種假想事故評估之審查要項研議。 2.除役電廠評估生物屏蔽體活化分析方法蒐整、除役電廠管件活化分析方法蒐整、已除役電廠生物屏蔽體及管件活化分析之評估驗證方法檢討比較、已除役電廠生物屏蔽體及管件活化分析之審查要項研議。 3.國際先進資訊蒐整分析、導出濃度指引基準(DCGL)轉換方法	<u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 完成核一廠用過燃料池多重分析程式之結合，為國內首度進行多面向的用過燃料池安全分析，成功結合 TRACE、CFD、FRAPTRAN、MELCOR、MAAP 等多個程式，從熱水流/護套完整性/嚴重事故/再臨界等多重面向，進行用過燃料池之安全分析，用以強化用過燃料池之安全性。 <u>分項計畫四：前瞻核能安全技術研究暨國際合作</u> 1.針對燃料晶格計算與全爐心計算的結合，已完成燃料組件晶格計算程式 TRITON 與爐心計算程式 PARCS 的銜接測試，成功建立 TRITON / GenPMAX / PARCS 爐心中子物理計算平台。 2.完成不同傾斜角度與進口流量對下加熱式表面臨界熱通率影響之研究。並發現汽泡遷移與合併/破裂之動態特性影響雙相移熱能力甚劇。 3.已發展半經驗後乾化理論模式及完成熔融硝酸鹽淬冷實驗，發現硝酸鹽易溶於水中，無法觀察到物質固化及破碎現象。 4. 400-600℃水氣環境，鍍膜試片降低氧化程度約 80-90%。 <u>分項計畫五：核電廠除役安全審查技術之研究</u> 1.完成 7 份研究報告及研討會論文 4 篇。 2.提出除役計畫審查重點，可供審查人員與管制單位在進行除役計畫審查時之參考，研究報告亦編纂成電子書對外發布，在學術上之發展可達不錯的成果。 3.引進多項除役計算分析技術，可做為審查驗證工具，且可根據計算分析的成果彙整成一重要之資料庫，也能夠較為整體且有系統地了解核能電廠除役之相關安全
---	--

	分析、輻射檢測與廠址特性調查分析、管制標準符合性之決策模式分析、歐美作業準則之比較分析。 4.核電廠除役計畫相關法規及文獻蒐整分析、核能電廠除役之除污新技術分析、設施拆除及除污作業衍生廢棄物種類與放射性活度模擬推估、系統除污安全管制要項研議。 5.各國低放射性廢棄物解除管制之量測技術資訊蒐整分析、各國核能電廠除役之大型物件與管狀物體之量測與分析技術資訊蒐整分析、核能電廠除役大型物件與管狀物體解除管制之審查要項研議。 6.核能設施除役可能產生之固體放射性廢棄物估算技術資訊蒐整分析、降低除役產生之固體放射性廢棄物可行技術資訊蒐整分析、除役所產生大量放射性固體廢棄物的處理技術資訊蒐整分析、我國核能電廠除役因應之管制建議案研議。 7.各國超 C 類低放射性廢棄物中的來源與數量資訊蒐整分析、各國超 C 類除役廢棄物之包裝容器、貯存及運送之實際應用情形與安全管制要求資訊蒐整分析、我國超 C 類廢棄物相關運作之安全管制要項研議。	分析之課題，並可藉此提出適合於國內發展的作法。。 4.除役核電廠廠址特性調查，深入分析比較 MARSSIM 與 EURSSEM 中所提出的建議與規範，藉此提出更適合於國內發展的作法。。 5.使用成本較低之 3 吋碘化鈉偵檢器取代昂貴的偵檢系統，也可量測解除管制之低放射性廢棄物所含微量 Co-60 和 Cs-137 核種。。 6.蒐整分析各國相關的除役廢棄物的各種處理技術資訊，並分析優缺點，提出各種不同階段可能使用的技術，產生的相關除污及處理方法，提供技術比較。 7.探討超 C 類除役廢棄物處理之經驗，可做為未來除役時對超 C 類除役廢棄物處理之參考。
105	<u>分項計畫一:輕水式*反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發</u> 1. ELAP 事件時序擬定，建立 TRACE、RELAP5、MAAP 分析模式與條件設定，模擬壓水式電	<u>分項計畫一:輕水式*反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發</u> 1.完成核三廠 TRACE、RELAP5、MAAP 分析模式之建立。並完成核三廠類福島災變且處於長期喪失交流電模擬，並探討核三廠狀況及事故處理與預防。

廠長期喪失交流電事故並進行資料分析與整理。 2.建立平行通道雙相流地震模擬分析程式及平行通道絕熱雙相流環路實驗平台。 3.完成多種分類器及特徵擷取方法的建置及效能比較，並建立未訓事件類別辨識演算法。 4.完成 316L 不銹鋼在中溫及 NWC 之腐蝕行為研究 5.完成雙相流 T 型管實驗之設計、規劃採購、與實驗。 <u>分項計畫二:核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1.以核二廠 MARK-III 型圍阻體為評估對象，採用 MELCOR 程式計算類福島嚴重事故後爐心熔毀所產生之氫氣量及產氫率 2.以 MELCOR 程式計算所得之氫氣產生量作為 GOTHIC 及 FLACS 這二套程式的輸入參數，模擬圍阻體內氫氣擴散現象，以及可能的爆炸影響 3.以 FLACS 程式針對被動式觸媒氫氣再結合器(PAR)、圍阻體排氣過濾系統(FCVS)之效能進行評估分析 <u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 完成核二廠用過燃料池多重分析模式之結合與分析應用，包含熱水流分析、超越基準事故分析、護套完整性分析、再臨界分析及嚴重事故分析。 <u>分項計畫四:前瞻核能安全技術研究暨國際合作</u>	2.完成平行通道汽液雙相流環路水平震動實驗平台及垂直震動加速度波對平行通道雙相流之影響分析 3.辨識系統功能已更臻完善，相較於 104 年度的初步系統，辨識率從 82.14%提升至 88.39%，提高了 6%的辨識率。 4.完成不同功率運轉下的水化學分析。並完成中溫 200 及 250 °C 溶氧環境中之 316L 不銹鋼試片之 SSRT 實驗。 5.已完成雙相流 T 型管實驗之測試及初步實驗數據截取，奠定 106 年 T 型管氣水分離特性實驗與 CFD 雙相流模式建立之基礎。 <u>分項計畫二:核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1.假設核二廠發生電廠全黑事故(SBO)，可採用斷然處置措施，防止爐心熔毀，避免產生氫氣；若未採取斷然處置措施，RPV 約於 400 分鐘失效，圍阻體發生數次氫氣燃燒，並可能發生爆轟現象。 2.考慮深度防禦，設置 PAR 作為斷然處置的後備措施，可將氫氣濃度抑制在爆轟範圍以下。 3.由於設置 FCVS 的目的在於降低圍阻體壓力，並非消除氫氣，因此正如預期：FCVS 之氫氣處理效果並不明顯。 <u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 延伸應用與精進 104 年度之執行成果，成功結合 TRACE、CFD、FRAPTRAN、MELCOR、MAAP 等分析程式，從熱水流/護套完整性/嚴重事故/再臨界等多重面向，完成核二廠用過燃料池之安全分析，用以強化用過燃料池之安全性。 <u>分項計畫四:前瞻核能安全技術研究暨國際合作</u>
--	---

1.完成建立本土自主 VHTR 爐心設計與分析的工具雛形。 2.完成針對爐心物理與核能安全議題進行國際合作或交流學習。 3.完成環形管流實驗環路架設。 4.完成評估適合之熔融材料並完成不同冷卻水的淬冷實驗及研究。 5. 氮化鉻及高商合金薄膜強化鋁-4 護套材料在空氣中的高溫抗腐蝕性質。 6. 檢視我國核安管制法規及物管法等與 IAEA「核能安全公約」相互對應情形。 7. 評估訂定我國「核能資訊透明法規」之必要性與可行性 8.主動式的儀器測量方式進行 100 戶以上典型的台灣住宅室內氬氣活度抽樣調查 <u>分項計畫五:核電廠除役安全審查技術之研究</u> 1. 除役核電廠用過核子燃料貯存安全與審查技術研究。 2. 除役核電廠放射性物質核種及存量分析之驗證研究。 3. 除役核電廠廢棄物減量分析與管理之審查技術研究。 4. 除役核電廠廠址特性調查與環境監測之取樣與偵測審查技術分析。 5. 除役核電廠安全評估與應變方案之審查技術研究。	1.完成開發直角坐標多群節點擴散法初階程式，透過一系列的驗證後確認程式的準確性。 2.完成六角形燃料組件的爐心節點初階計算程式，經過驗證與比較，確保其準確性。 3.完成設計製作 Double sensor probe 量測環形管內局部之空泡分率，並完成量測誤差分析。 4.完成以銅顆粒作為模擬熔融物質在去離子水及天然海水不同次冷度的淬冷實驗。兩種液體均有膜沸騰現象，但海水的氣液介面呈現劇烈的變化並導致不一樣的沉積現象。從實驗觀察，因熔融銅黏度較大，淬冷過程中較無破碎現象。 5.850°C 空氣環境下氧化反應劇烈，其氧化速率為水氣環境的數倍，但經薄膜保護後仍可大幅減緩氧化現象。 6.已檢視我國核安管制法規皆符合 IAEA 核安公約相互對應。 7.已擬訂我國「核能資訊透明法規」草案與總說明(初稿)。 8.已完成評估氬氣對台灣地區國民輻射劑量約為 0.70 毫西弗/年。 <u>分項計畫五:核電廠除役安全審查技術之研究</u> 1.已蒐集相關資訊，其高燃耗燃料的部分受限國外研究仍在測試進行階段，資料尚不完整，須持續專注資料的蒐集。 2.反應器內部組件不銹鋼，因存在高含量 Nb-93，導致長半衰期 Nb-94 的大量產生，對於長時間的拆除廠房階段，是造成人員曝露劑量的主要貢獻者。參考美國電廠，初估中子活化產物，可能須考慮到 26 種元素，其中主要有:Fe-55、Co-60、和 Cs-137 等。 3.彙整 IAEA 管制規範的基本方針，以及美國、英國、法國、加拿大、日本等國的除役及低放射性廢棄物的管制情形，作為
---	--

		審查驗證的參考。 4.在進行廠址特性調查作業之環境輻射污染偵測時，使用者必須依據偵測型式、輻射及核種的種類、劑量率範圍、儀器靈敏度、定性或定量分析、成本等考量來選擇適當的輻射偵測儀器 5.對除役時可能發生之意外事故、事故分析與演變、事故造成人員、大眾、與環境傷害等，蒐集 NRC 資料為主，歐洲、日本為輔，發展完善之事故應變計畫，以防止意外事故發生。
106		
107		

【105 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】

計畫名稱：

績效自評審查委員：

序號	審查意見	回復說明
壹、計畫實際執行與原計畫目標符合程度(自評評分：___) 9-10 分：超越計畫原訂目標，且已就所遭遇困難提出有效之因應對策。 8 分：達成計畫原訂目標，且已就遭遇困難提出可行之因應對策。 7 分：大致達成原訂目標，且就遭遇困難所提因應對策尚屬可行。		

1-6 分：執行內容與原規劃未符，或未達成原訂目標，或仍須對所遭遇困難提出更有效可行之因應對策。		
1-1		
1-2		
1-3		
貳、計畫經費及人力運用之妥適度(自評評分：___) 9-10 分：與原規劃一致。 7-8 分：與原規劃大致相符，差異處經機關說明後可以接受。 1-6 分：與原規劃不盡相符，且計畫經費、人力與工作無法匹配。		
2-1		
2-2		
2-3		
參、計畫主要成就及成果(重大突破)之價值、貢獻度及滿意度(自評評分：___) 9-10 分：所達成量化指標或質化效益超越原計畫預期效益。 8 分：所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符 7 分：大致達成原計畫預期效益。 1-6 分：未達成計畫原計畫預期效益。		
3-1		
3-2		
3-3		
肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評分：___) 10 分：認同機關所提計畫執行無須跨部會協調，且不須與其他計畫配合。 9-10 分：跨部會協調或與相關計畫之配合情形良好。 7-8 分：跨部會協調或與相關計畫之配合情形尚屬良好。 1-6 分：跨部會協調或與相關計畫之配合情形仍待加強。		
4-1		
4-2		
4-3		
伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評分：___) 9-10 分：後續工作構想良好；屆期計畫成果之後續推廣措施良好。 7-8 分：後續工作構想尚屬良好；屆期計畫之後續推廣措施尚屬良好。 1-6 分：後續工作構想有待加強；未規劃適當之屆期計畫後續推廣措施。		

5-1		
5-2		
5-3		
陸、總體績效評量暨綜合意見 (自評評分：___) 10:極優 9:優 8:良 7:可 6:尚可 5:普通 4:略差 3:差 2:極差 1:劣		
6-1		
6-2		
6-3		

第一部分

註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、目標與架構

一、目標與效益

(一) 目標

本計畫因應日本福島核能事故新增重要核能安全議題之研究，將有助於核電廠之安全管制，除役與放射性廢料長期處置之研究，對目前國內核電廠即將面臨之除役作業，有刻不容緩之壓力。而不論核能安全或除役作業之管制均有大量管制人才與傳承之需求。

(二) 效益

分項計畫一：強化輕水式反應器的安全及關鍵系統與組件的維護管理，並透過對斷然處置措施及嚴重事故舒緩決策應用於我國輕水式反應器的深入分析，有助於未來電廠管理階層制訂標準處理程序，亦有助於管制機關的核安管制。再者，透過本計畫的人才培育，可彌補嚴重的專業人員斷層現象。

分項計畫二：為國內運轉中之核能電廠相關安全設施改進提供具體建議，強化電廠工作人員事故處理教育，提升核安管制效率。

分項計畫三：進一步瞭解燃料池失水事故情況以及現行 NEI 06-12 冷卻對事故救援措施的合適性，加強用過燃料池的運轉安全。。

分項計畫四：與歐、美、亞洲等核能先進國家進行國際合作，參與台日核安會議與台美民用核能合作會議，共同研究開發前瞻核能安全技術，提升我國在此一領域的研發能力與國際地位，同時培育核能安全專業技術人才。

分項計畫五：因應民國 107 年後國內各核能機組將陸續除役，本研究計畫，可健全核電廠除役主管機構相關技術規範與審查能力，以順利遂行整備國內各核能電廠除役計畫之安全審查與執行作業。

二、架構

細部計畫		子項計畫		主持人	共同主持人	執行機關	計畫原訂目標	計畫效益與目標達成情形
名稱	預算數/ (決算數) (千元)	名稱	預算數/ (決算數) (千元)					
核能技術及核電廠除役之安全強化研究	48,871 (46,858)	一、輕水式*反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發	9,389 (9,002)	葉宗洸	陳紹文、 李進得、 周懷樸、 王美雅	國立清華大學	強化輕水式反應器的安全及關鍵系統與組件的維護管理，並透過對斷然處置措施及嚴重事故舒緩決策應用於我國輕水式反應器的深入分析，有助於未來電廠管理階層制訂標準處理程序，亦有助於管制機關的核安管制。	1. 本計畫養成 5 個研究團隊，建立斷然處置措施研究團隊、熱水力與核能安全研究團隊、事故分類及舒緩決策輔助系統研究團隊、核電廠水化學暨材料腐蝕研究團隊及 CFD 模式與應用研究團隊。共培育核子工程相關人才，博士生 3 位、碩士生 18 位。共發表期刊論文 3 篇、會議論文 14 篇。 2. 本計畫研究人員積極參與六場國外研討會。包含 2016 年在美國舉行之 Top Fuel 國際會議、韓國 NUTHOS-11、美國舉行之 ICAPP、ICONE-24、ANS 年會及在英國舉行之 NPC 會議，於會中發表論文並與參加會議之專家學者進行交流。

								3. 已完成核三廠 TRACE、RELAP5、MAAP 分析模式之建立，探討核三廠壓水式反應器電廠在長期喪失交流電事故暫態下模式評估與系統程式差異比較，有助於電廠單位及管制單位評估與審查之依據。 4. 已完成地震水平震動平行通道汽液雙相流環路實驗平台及平行沸騰通道雙相流地震影響模擬分析。 5. 已完成事故情境的想定及初步系統架構的組建，並進一步針對分類器及特徵擷取方法進行深入的探究 6. 已建立 LWR 水化學分析及適用材料之腐蝕行為研究，提升自主研究能力。 7. 已建立 T 型管雙相實驗環路，氣液相流動特性量測技術與 CFD 模式建立，均能提升自主研發能力。
		二、核電廠圍阻體嚴重事故安全分析	6,319 (6,059)	許文勝		國立清華大學	為國內運轉中之核能電廠相關安全設施改進提供具體建議，	1. 本計畫養成 3 個研究團隊，建立核電廠圍阻體安全研究團隊、圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊及圍

								阻體內氫氣爆炸 FLACS 模式研究團隊，共培育博士生 1 名及 7 名專任研究人員，發表國際期刊 2 篇、研討會論文 3 篇。 2. 已建立核二廠嚴重事故圍阻體內氫氣產生率之 MELCOR 分析技術。 3. 已建立核二廠嚴重事故圍阻體內氫氣產生率之 GOTHIC 分析技術。 4. 已以 FLACS 分析技術，建立核二廠圍阻體內氫氣擴散以及 FCVS、PAR 除氫模式。 5. 已針對核二廠(MARK III 圍阻體)被動圍阻體洩壓過濾系統(FCVS)及被動式氫氣再結合器(PAR)在嚴重事故中的效用，完成深度評估。 6. BWR MARK III 圍阻體內設置足夠數量的 PAR，可將氫氣濃度抑制在爆轟範圍以下，有效保護圍阻體完整性。 7. BWR MARK III 圍阻體內
--	--	--	--	--	--	--	--	---

								設置足夠數量的 PAR 作為斷然處置的後備措施，可將氫氣濃度抑制在爆轟範圍以下，有效保護圍阻體完整性。
		三、用過燃料池冷卻能力安全分析精進	7,619 (7,305)	白寶實	梁正宏、王仲容、許政行、翁輝竹	國立清華大學、中原大學	進一步瞭解燃料池失水事故情況以及現行 NEI 06-12 冷卻對事故救援措施的合適性，加強用過燃料池的運轉安全。	1. 本計畫吸取美日及世界各國於後福島事故後對燃料池之改正措施及相關分析成果，建立燃料池安全與嚴重事故分析團隊，針對國內各核電廠燃料池於喪失冷卻事故下之燃料池完整性與嚴重事故後果、燃料池再臨界狀況進行分析，藉以提供國內核能電廠強化燃料池安全並瞭解現行事故減緩(Mitigation)措施之合適性，以提升核能安全。共培育博士生 4 名、碩士生 2 名、專任研究人員 1 名，發表期刊論文 3 篇、會議論文 1 篇。 2. 完成 TRACE 程式之核二廠用過燃料池模式建立，並完成熱水流相關分析(全黑事故及噴灑補救措施。 3. 完成核二用過燃料池 FRAPTRAN 護套完整性分

								析。 4. 完成 TRACE 及 FRAPTRAN 結合之能力建立。 5. 完成用過燃料池再臨界資料蒐集及模式建立，CSAS6 程式之事故下再臨界可能性分析也已完成。 6. 完成核二用過燃料池 CFD 單根燃料模式分析。 7. 完成核二超越基準事故模式建立及補救措施分析。
		四、前瞻核能安全技術研究暨國際合作	17,427 (16,709)	潘欽	許榮鈞、薛燕婉、馮玉明、林志宏、歐陽汎怡、黃爾文、開物、開執中、林志宏、程明修、張惠東、	國立清華大學、國立交通大學、國立臺灣海洋大學、東吳大學、臺北大學、義守大學	與歐、美、亞洲等核能先進國家進行國際合作，共同研究開發前瞻核能安全技術，提升我國在此一領域的研發能力與國際地位，同時培育核能安全專業技術人才。	1. 本計畫養成 4 個研究團隊，建立前瞻中子物理安全技術研究團隊、CFD 雙相沸騰熱傳先進模式研究團隊、電子顯微鏡/鍍膜/離子輻照/金屬腐蝕/高溫氧化/材料機械性質量測之研究團隊及熔融物質淬冷模擬研究團隊，共培育博士生 4 名、碩士生 22 名、大專學生 4 名。發表期刊論文 6 篇、會議論文 19 篇。 2. 本計畫研究人員積極參與 7 次國際研討會(ANS、NuMat2016、ICACC-39、

					陳清江		ICFRM-17 、 CFD4NRS 等)，12 次國內研討會，與參加會議之專家學者進行國際交流。 3. 已逐步建立本土自主 VHTR 爐心設計與分析的工具雛形 4. 已完成環形管流實驗環路試運轉及 CFD 雙相 IATE 模式之初步推導與建立。 5. 已針對爐心材料、不同的熱交換管材料及燃料護套在不同條件(如改變環境溫度及氣氛)下之結構材料的安全性分析。 6. 已完成溶融金屬銅不同次冷度的淬冷實驗及研析。 7. 已檢視我國核安管制法規皆符合 IAEA 核安公約相互對應。 8. 已擬訂我國「核能資訊透明法規」草案與總說明(初稿)。 9. 已完成評估氬氣對台灣地區國民輻射劑量約為 0.70 毫西弗/年。
--	--	--	--	--	-----	--	---

		五、核電廠除役安全審查技術之研究	8,117 (7,783)	郭火生	裴晉哲吳裕文	國立清華大學、義守大學	針對核能電廠除役之關鍵技術進行探討，以彙整重要審查要項與接受準則。研發核電廠除役安全管制實務所需之安全管制技術，以增進核能電廠除役計畫安全審查與管制之技術，提升除役作業安全。 1. 完成 7 份研究報告及研討會論文 4 篇。 2. 核電廠除役安全審查技術方面，共培育 8 位碩士生與 2 位博士生，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才。 3. 提出除役計畫審查重點，可供審查人員與管制單位在進行除役計畫審查時之參考，研究報告亦編纂成電子書對外發布，在學術上之發展可達不錯的成果。 4. 除役核電廠廠址特性調查，深入分析比較 MARSSIM 與 EURSSEM 中所提出的建議與規範，藉此提出更適合於國內發展的作法。 5. 蒐集分析各國相關的除役廢棄物的各種處理技術資訊，並分析優缺點，提出各種不同階段可能使用的技術，產生的相關除污及處理方法，提供技術比較。 6. 提高中子活化研究分析計
--	--	------------------	------------------	-----	--------	-------------	--

								算的精確度，提升取樣技術與分析方法的靈敏度，使除役工作的廢棄物總量和費用可大幅度降低。
--	--	--	--	--	--	--	--	---

三、實際達成與原預期目標之差異說明

無

貳、主要內容

一、執行內容

本核能技術及核電廠除役之安全強化研究，規劃四年期計畫(104-107 年)，區分為三個研究主軸，共有五個分項計畫，如圖 1 所示：

- (1) 核能安全:包括輕水型反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發；核電廠圍阻體嚴重事故安全分析及用過燃料池冷卻能力安全分析精進。
- (2) 前瞻核能安全技術與人才培育:前瞻核能安全技術研究暨國際合作。
- (3) 核電廠除役:核電廠除役安全審查技術之研究。



圖 1 本核能技術及核電廠除役之安全強化研究之架構圖。

1.核能安全：共三個分項計畫

- (1)輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發:本分項計畫主要針對國內輕水式反應器運轉安全及事故緊急處置等，研擬了五個子項研究主題，包括優質之運轉水化學及組件完整性管控；嚴重事故監測、分類及紓緩決策輔助系統之研發；遭受地震對運轉安全與熱流穩定性之影響研究；斷然處置措施爐心安全及審查技術研究;反應器爐槽高壓熱震問題之實驗與分析精進。透過本分項計畫的深入探討與完整

分析，期能提升國內核能電廠運轉安全，並可作為反應器核安管制與反應器安全諮詢之參考。

(2) 核電廠圍阻體嚴重事故安全分析：本分項計畫將對核能一廠(MARK I 型)、二廠(MARK III 型)及三廠(乾式圍阻體)分別進行圍阻體過濾及排氣之深度分析，確認電廠圍阻體加裝排氣與過濾系統，於事故時防制圍阻體過壓失效與消弭氫氣累積之有效性，及對事故後反應器安全性之影響，能提供國內運轉中之核能電廠，核安管制之參考。

(3) 用過燃料池冷卻能力安全分析精進：本分項計畫預期建立一套可詳細探討燃料池熱水流現象與燃料完整性之分析技術，藉由此研究之執行與相關量化分析結果，將有助於更進一步瞭解燃料池失水事故情況以及現行 NEI 06-12 冷卻對事故救援措施的合適性。

2. 前瞻核能安全技術與人才培育：本分項計畫擬進行前瞻核能安全技術研究暨國際合作，主要針對先進核能安全之整體技術進行前瞻性研究評估，涵蓋爐心物理、熱流安全及結構材料三大領域之研究。目標為藉由先進核能安全技術及結構材料之設計，以確保無爐心融毀事故、無需緊急應變計畫、減少放射性廢棄物產量、防範核武擴散與降低發電成本。亦將與歐、美、日、中等核能先進國家進行國際合作，共同研究開發前瞻核能安全技術，提升我國在此一領域的研發能力與國際地位，同時培育核能專業技術人才，為我國提供安全零事故之核能發電發展策略。

3. 核電廠除役：本分項計畫擬進行核電廠除役之關鍵審查技術探討，以彙整重要審查要項與接受準則，建立核電廠除役作業管制實務所需之安全管制技術，以加強核電廠除役計畫之安全審查能力，提升除役作業安全，降低除役所造成之環境風險。鑑於拆廠勢必產生大量放射性廢棄物，衍生民眾對輻射安全的疑慮，目前亟需未雨綢繆，並及早進行除役放射性廢棄物安全管制之相關研究，提升除役與放射性廢棄物安全管制的公信力與民眾接受度，本研究計畫，可健全核電廠除役主管機構相關技術規範與審查能力，以順利遂行整備國內各核能電廠除役計畫之安全審查與執行作業。

政府以 2025 年非核家園為目標，現階段政府仍要以落實核電廠

運轉安全，更要積極免對核電廠除役及核廢料的問題，以確保環境安全。

二、遭遇困難與因應對策

無

三、實際執行與原規劃差異說明

無

參、經費與人力執行情形

一、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

單位：千元；%

	105 年度					106 年度 預算數	107 年度 申請數	備註
	預算數 (a)	初編決算數			執行率 (d/a)			
		實支數 (b)	保留數 (c)	合計 (d=b+c)				
總計	48,871	37,897	8,961	46,858	95.88	43,517	46,365	
一、經常門小計	45,777	34,961	8,961	43,922	95.95	36,317	40,657	
(1)人事費	0	0	0	0	0	0	0	
(2)材料費	22,018	16,816	4,310	21,126	95.95	11,932	13,358	
(3)其他經常支出	23,759	18,145	4,651	22,796	95.95	24,385	27,299	
二、資本門小計	3,094	2,936	0	2,936	94.89	7,200	5,708	
(1)土地建築	0	0	0	0	0	0	0	
(2)儀器設備	3,094	2,936	0	2,936	94.89	7,200	5,708	
(3)其他資本支出	0	0	0	0	0	0	0	

(二) 經費支用說明

(請簡扼說明各項經費支用用途，例如有高額其他經費支出，宜說明其用途；或就資本門說明所採購項目及目的等。)

本年度經費，其資本門主要用於採購高效能多核心電腦、壓力量測系統、平行管道設備、示波器等其

他儀器設備，以進行各分項計畫相關技術研究需求；經常門則用於採購實驗室相關耗材及試片，以及通訊費、一般事務費、國內外差旅費、貴重儀器使用費、試片加工費等其他費用支出。

(三) 經費實際支用與原規劃差異說明

無

二、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

計畫名稱	執行情形	105 年度							106 年度 總人力 (預算數)	107 年度 總人力 (申請數)
		研究員級	副研究員級	助理研究員級	助理級	技術人員	其他	總人力 (人年)		
一、輕水式*反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發	原訂	1.00	0.75	1.50	12.25	0.00	0.00	15.50	16.50	17.75
	實際	1.00	0.75	1.50	12.25	0.00	0.00	15.50	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
二、核電廠圍阻體嚴重事故安全分析	原訂	0.25	0.25	0.00	4.75	0.00	0.00	5.25	5.50	5.75
	實際	0.25	0.25	0.00	4.75	0.00	0.00	5.25	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
三、用過燃料池冷卻能力安全分析精進	原訂	0.75	0.00	2.50	2.50	0.00	0.00	5.75	4.00	4.00
	實際	0.75	0.00	2.50	2.50	0.00	0.00	5.75	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
四、前瞻核能安	原訂	1.75	1.00	2.00	12.75	0.00	0.00	17.50	18.50	19.75

全技術研究暨 國際合作	實際	1.75	1.00	2.00	12.75	0.00	0.00	17.50	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
五、核電廠除役 安全審查技術 之研究	原訂	1.00	1.00	1.75	1.75	0.50	0.00	6.00	18.00	19.00
	實際	1.00	1.00	1.75	1.75	0.50	0.00	6.00	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—

- 研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正等，若非以上職稱則相當於博士滿3年、或碩士滿6年、或學士滿9年以上之研究經驗者。
- 副研究員級：副研究員、副教授、助理教授、總醫師、薦任技正，若非以上職稱則相當於博士、或碩士滿3年、或學士滿6年以上之研究經驗者。
- 助理研究員：助理研究員、講師、住院醫師、技士，若非以上職稱則相當於碩士、或學士滿3年以上之研究經驗者。
- 助理級：研究助理、助教、實習醫師，若非以上職稱則相當於學士、或專科滿3年以上之研究經驗者。
- 技術人員：指目前在研究人員之監督下從事與研究發展有關之技術性工作。
- 其他：指在研究發展執行部門參與研究發展有關之事務性及雜項工作者，如人事、會計、秘書、事務人員及維修、機電人員等。

(二) 人力實際進用與原規劃差異說明

無

肆、已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)

填寫說明：

1. 績效指標之「原訂目標值」應與原綱要計畫書一致，惟因 105 年度績效指標項目修正，部分績效項目整併或分列，機關得依績效項目之調整配合修正原訂指標項目與原訂目標值，惟整體而言，不得調降原訂目標值。
2. 得因計畫實際執行增列指標項目以呈現計畫成果。
3. 如該績效指標類別之各項績效指標項目之目標值、達成值均為 0，請刪除該績效指標類別，以利閱讀。
4. 如績效指標有填列實際達成情形，均須附佐證資料，佐證資料另以附表上傳。

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
學術成就 (科技基礎研究)	A.論文	期刊論文	國內(篇)	16	1	105 年度本計畫之執行成果共發表論文國際 SCI 期刊 9 篇；其他期刊 7 篇；國內外研討會 36 篇，合計共 52 篇。顯示本研究質量俱精。	
			國外(篇)		15		
		研討會論文	國內(篇)		16		
			國外(篇)		20		
		專書論文	國內(篇)		0		
			國外(篇)		0		
	B. 合作團隊 (計畫)養成	機構內跨領域合作團隊(計畫)數		10	6	本計畫之執行共組成 12 個研究團隊，其中跨國合作部份主要與美國普度大學合作，擇選優秀博碩士進行學術交流，故本研究對人才之培養與國際交流有實質的助益。	
		跨機構合作團隊(計畫)數			5		
		跨國合作團隊(計畫)數			1		
		簽訂合作協議數		0	0		
		形成研究中心數		0	0		
		形成實驗室數		0	0		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
學術成就 (科技基礎研究)	C.培育及延攬人才	博士培育/訓人數	25	12	本計畫之執行共有 62 名博碩生投入，鼓勵新秀將研究成果發表於國內外研討會與國內外著名期刊。並進行跨國合作，擇選優秀博碩士進行學術交流，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才	
		碩士培育/訓人數		43		
		學士培育/訓人數		6		
		學程或課程培訓人數				
		延攬科研人才數	0	1		
		國際學生/學者交換人數				
		培育/訓後取得證照人數				
	D1.研究報告	研究報告篇數	4	6	本計畫共產生 6 份研究報告，優於原訂目標值。	
	D2.臨床試驗	新藥臨床試驗件數				
		醫療器材臨床試驗件數				
	E.辦理學術活動	<u>國內</u> 學術會議、研討會、論壇次數	1	3	本計畫辦理 1 場國際學術研討及 1 場國內座談會及 2 場學術研討會。	
		<u>國際</u> 學術會議、研討會、論壇次數	1	1		
		<u>雙邊</u> 學術會議、研討會、論壇次數				
		出版論文集數量				
	F.形成課程/教材/手冊/軟體	形成課程件數				
		製作教材件數				
		製作手冊件數				
		自由軟體授權釋出教材件數				
	其他					

屬性	績效指標類別	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
		績效指標項目	原訂目標值	實際達成值	
技術創新 (科技技術創新)	H.技術報告及檢驗方法	新技術開發或技術升級開發之技術報告篇數			
		新檢驗方法數			
	I1.辦理技術活動	辦理技術研討會場次	0	2	本計畫辦理 2 場技術研討會。
		辦理技術說明會或推廣活動場次			
		辦理競賽活動場次			
	I2.參與技術活動	發表於國內外技術活動(包含技術研討會、技術說明會、競賽活動等)場次	10	16	本計畫之相關研究人員，共參與 16 場以上相關研討會。
	J1.技轉與智財授權	技術(含先期技術)移轉 <u>國內</u> 廠商或機構件數			
		技術(含先期技術)移轉 <u>國外</u> 廠商或機構件數			
		專利授權 <u>國內</u> 廠商或機構件數			
		專利授權 <u>國外</u> 廠商或機構件數			
		自由軟體授權件數			
		其他授權件數			

105 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：

本計畫研究成果非常豐碩，博碩士研究生踴躍投入，積極進行專業人才培育，目前執行成果均已遠超原訂目標。

第二部分

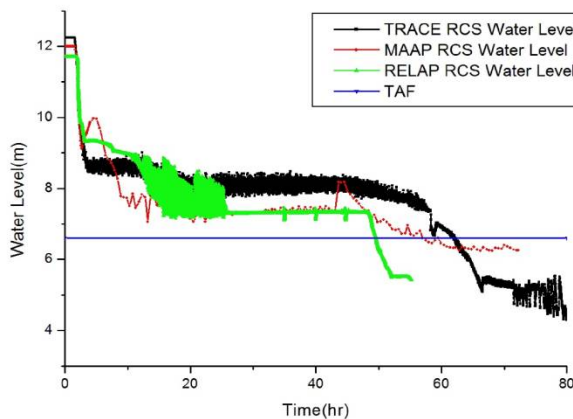
註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

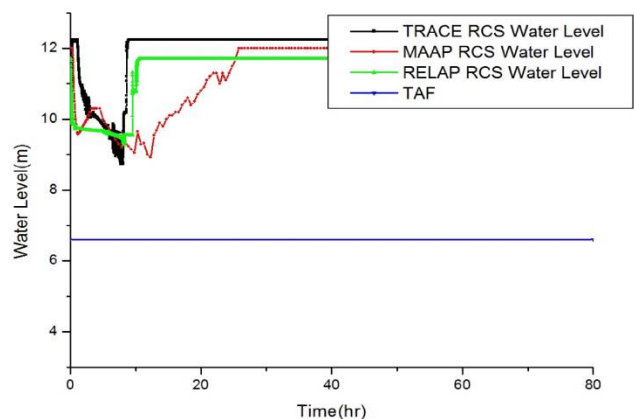
一、學術成就(科技基礎研究)

分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

1. 發表論文：期刊論文 3 篇、會議論文 14 篇。
2. 5 個研究團隊養成，建立斷然處置措施研究團隊、熱水力與核能安全研究團隊、事故分類及舒緩決策輔助系統研究團隊、核電廠水化學暨材料腐蝕研究團隊及 CFD 模式與應用研究團隊。
3. 建立國內核三廠熱水流分析模式，並模擬核三廠發生類似福島災變且處於長期喪失交流電情況下，探討核三廠狀況及事故處理與預防。在分析電廠長期喪失交流電事故下的成功準則是冷卻水覆蓋爐心燃料而避免燃料發生裸露，並比較不同模式評估結果與系統程式差異性比較。研究成果證明斷然處置措施在應對於類福島事故時，能有效地維持電廠安全狀況，避免燃料裸露，此結果也獲國際會議肯定並刊登其研究成果。

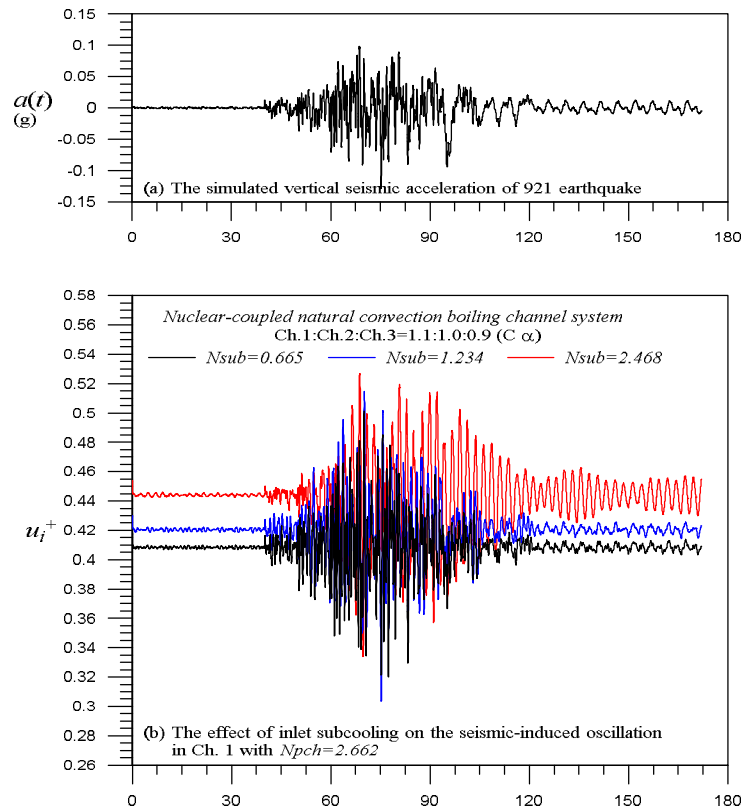


模擬核三廠ELAP事件無處置之爐心水位圖



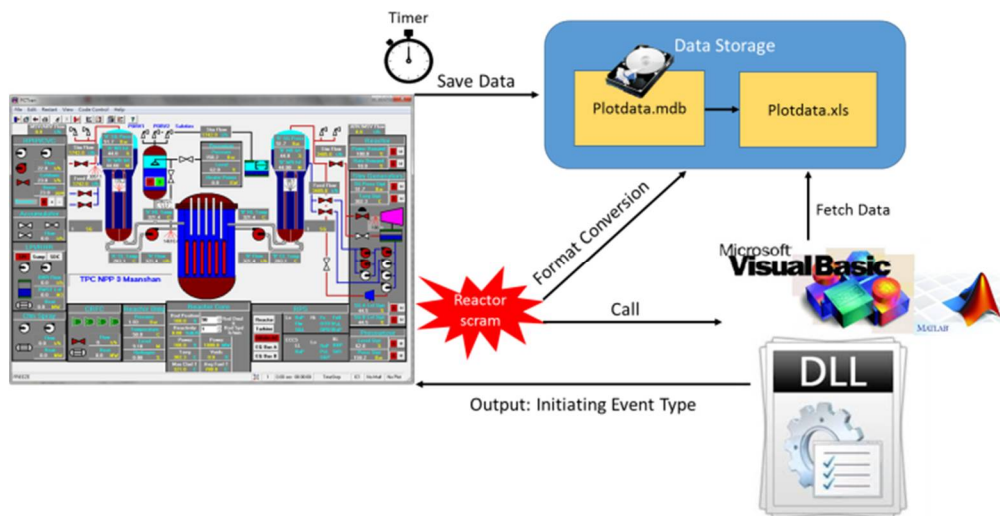
模擬核三廠ELAP斷然處置之爐心水位圖

4. 建立平行沸騰通道遭受外加震動之理論模式與分析能力及建立之絕熱平行通道水平振動實驗能力，並蒐集國內外相關之研究資料與成果，以分析沸水式反應器遭受可能的地震對運轉安全與熱流穩定性之影響研究。

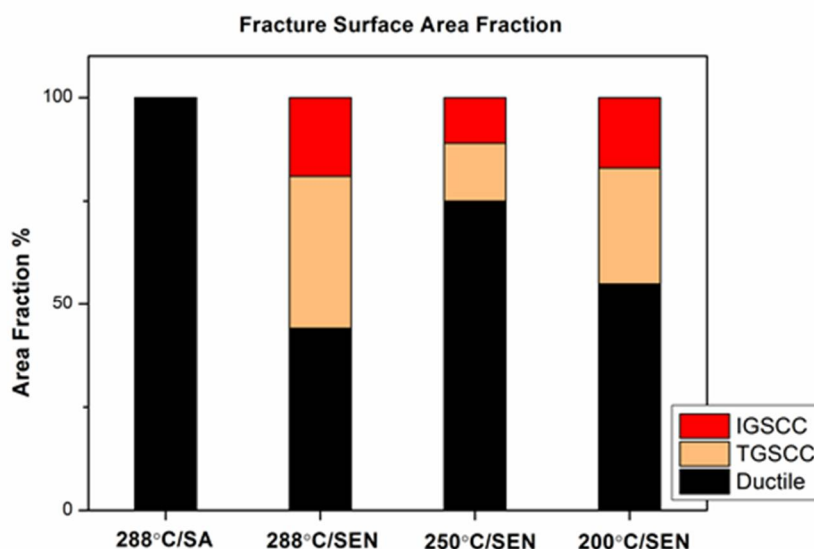
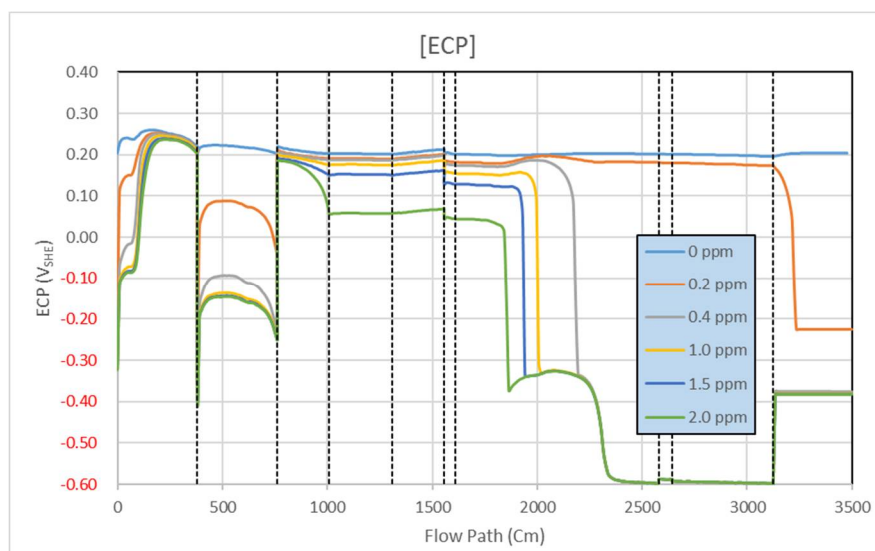


在 50% 操作功率下 ($Npch=2.662$)，地震垂直加速度波對具有不同進口次冷度之自然對流中子熱流耦合三平行沸騰通道(1.1:1.0:0.9)的暫態影響分析。

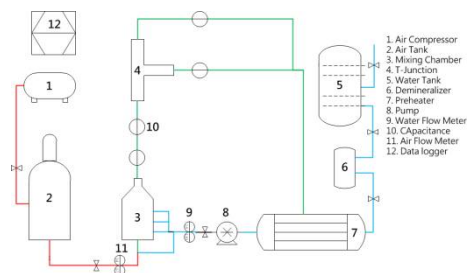
- 採用多面向智能運算技術，以擷取出電廠監測參數背後所隱含的資訊，並將其用於電廠監控與事故診斷，是目前相關研究的趨勢。本研究即扣住此一趨勢，期以建構出一專屬於台灣核電廠的事故辨識及決策輔助系統。105 年度針對分類器及特徵擷取方法分別進行探究，相較於 104 年的成果提升了 6% 的事件辨識成功率(從 82.14% 提升至 88.39%)。



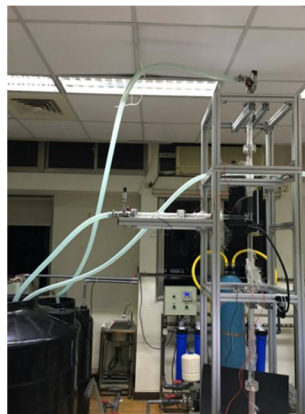
6. 建立 LWR 水化學分析技術及適用材料之腐蝕行為研究，分析結果涵蓋額定運轉及啟動過程水化學之分析，低碳不銹鋼材料在不同運轉溫度及可能的水化學狀態下測試及分析，進而強化自主分析能力，提升常態運轉安全。



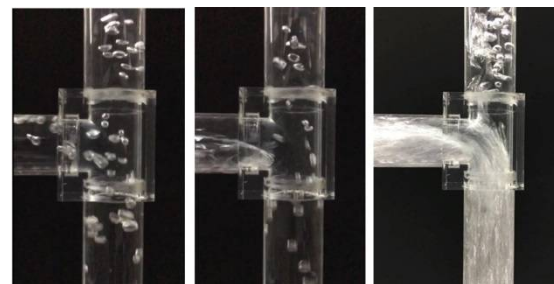
7. 已完成雙相流 T 型管實驗環路組裝與試運轉，並進行實驗數據之蒐集與分析，探討氣泡流時的流動特性與其物理現象。本實驗亦可校驗 CFD 分析模式，同時輔以高速攝影機進行交互驗證，以增加實驗價值與可信度。



實驗迴路設計圖



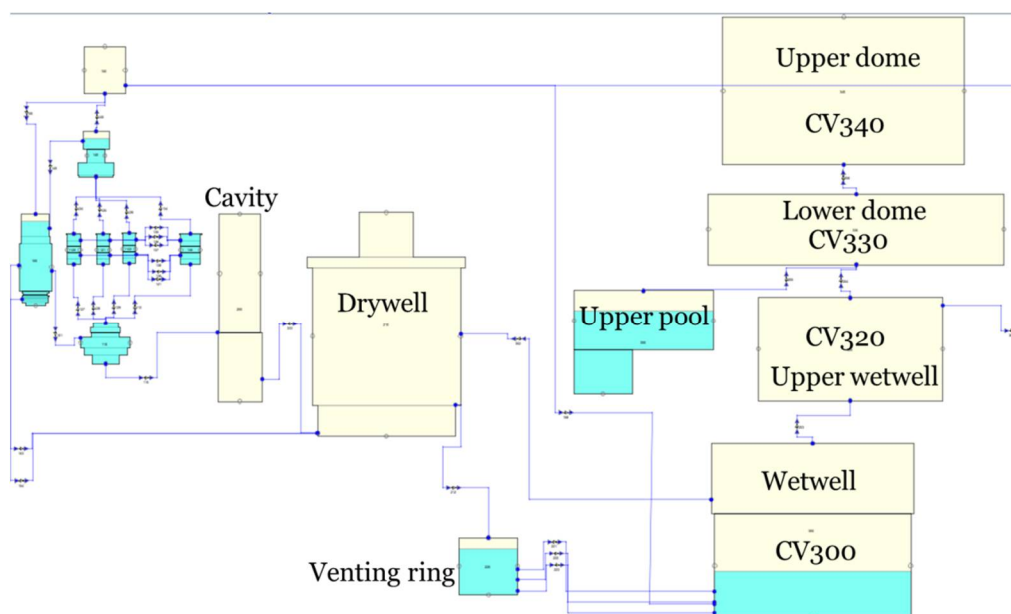
實驗設施照片



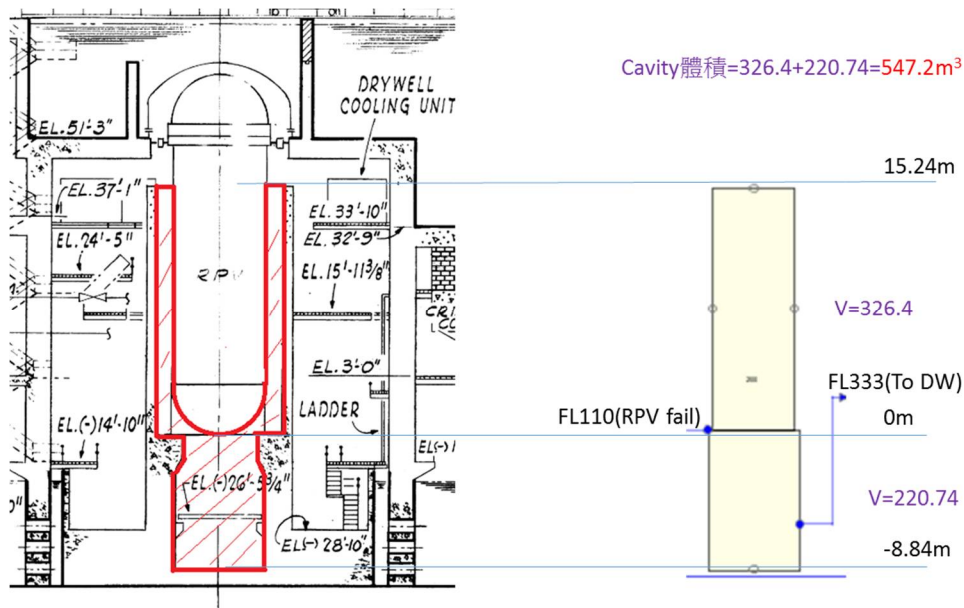
T 型管氣水分離觀察圖

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

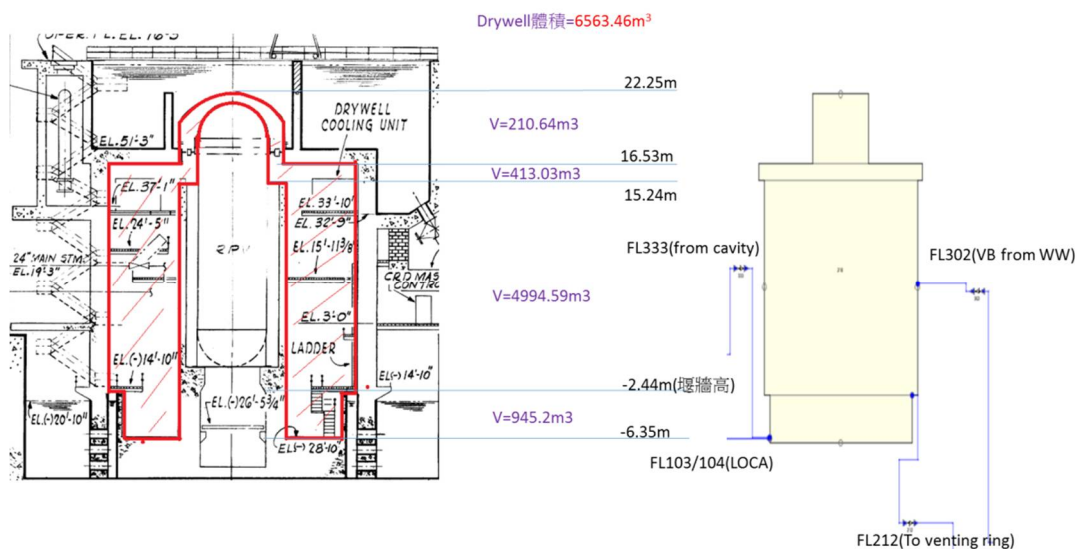
1. 完成國際期刊 2 篇
2. 完成國外研討會論文 2 篇及國內研討會論文 1 篇。
3. 合作團隊(計畫)養成：與中原大學成立研究團隊，定期針對 MECORE 等電腦模擬之建模、參數輸入及運算等方面相互討論與技術分享；與長榮大學成立研究團隊，定期針對 FLACS 等電腦模擬之建模、參數輸入及運算等方面相互討論與技術分享。



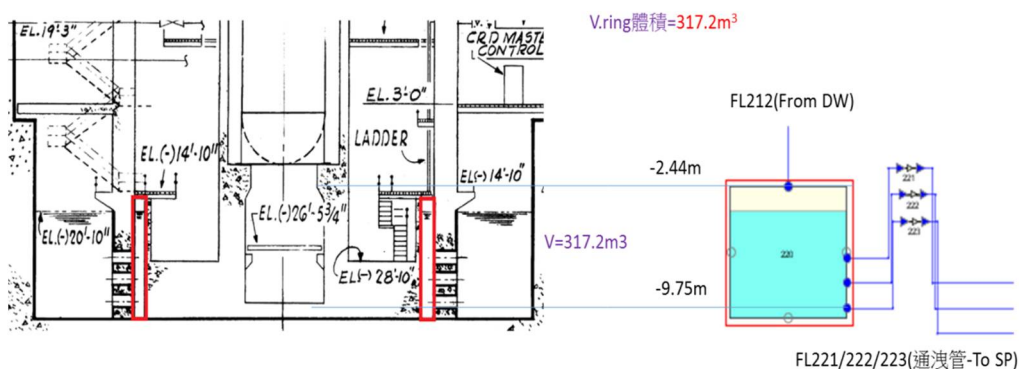
核二廠圍阻體 MELCOR 電腦模型



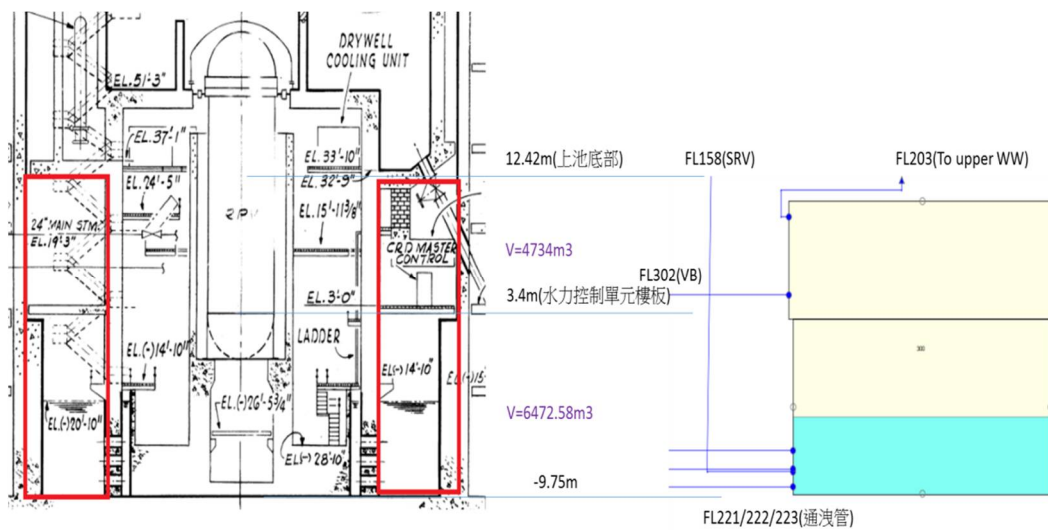
反應爐穴幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



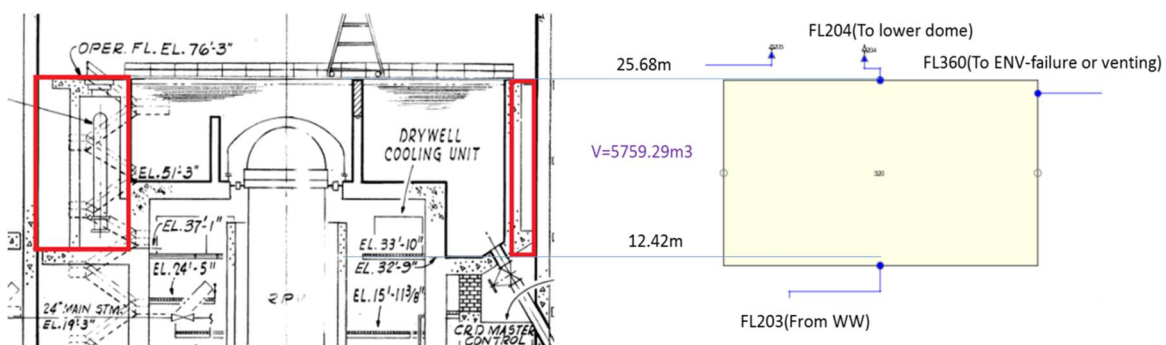
乾井幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



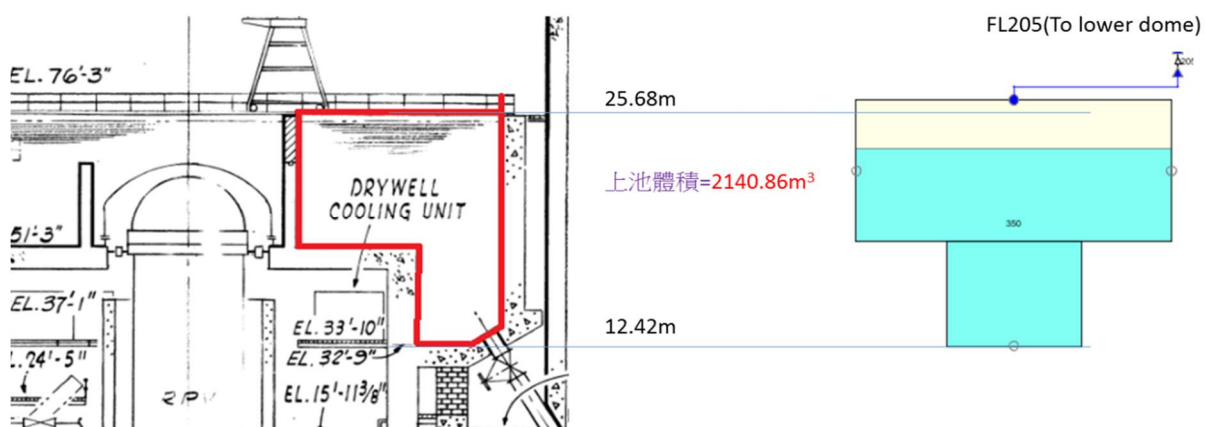
通洩環溝幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



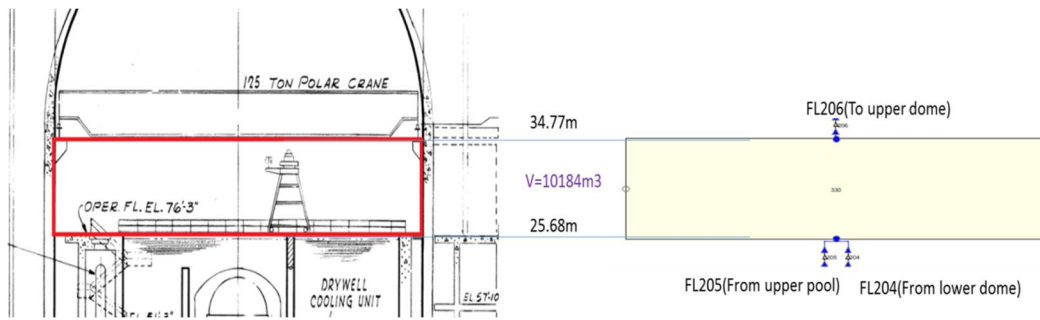
抑壓池/溼井幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



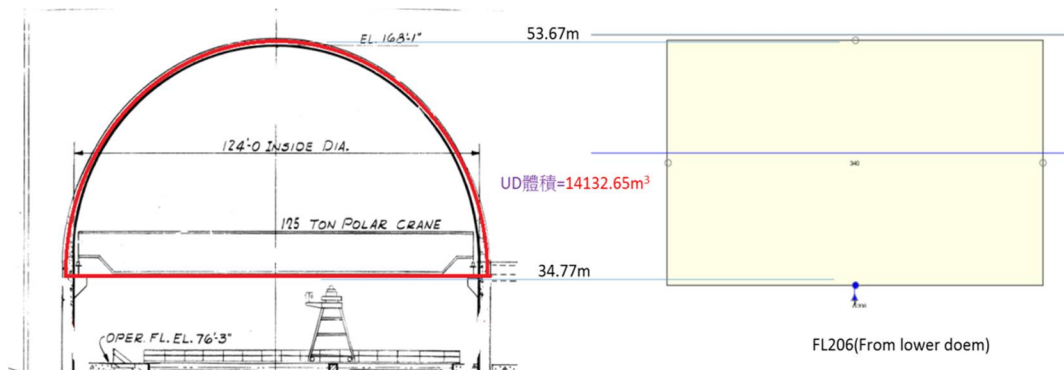
上溼井幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



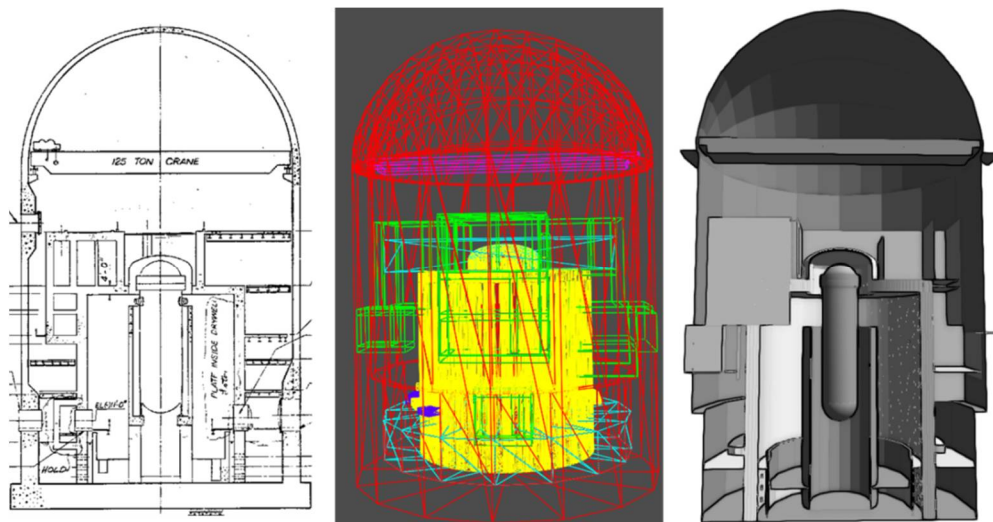
上池幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



下圖頂幾何與 MELCOR 模型比對示意圖



上圖頂幾何與 MELCOR 模型比對示意圖

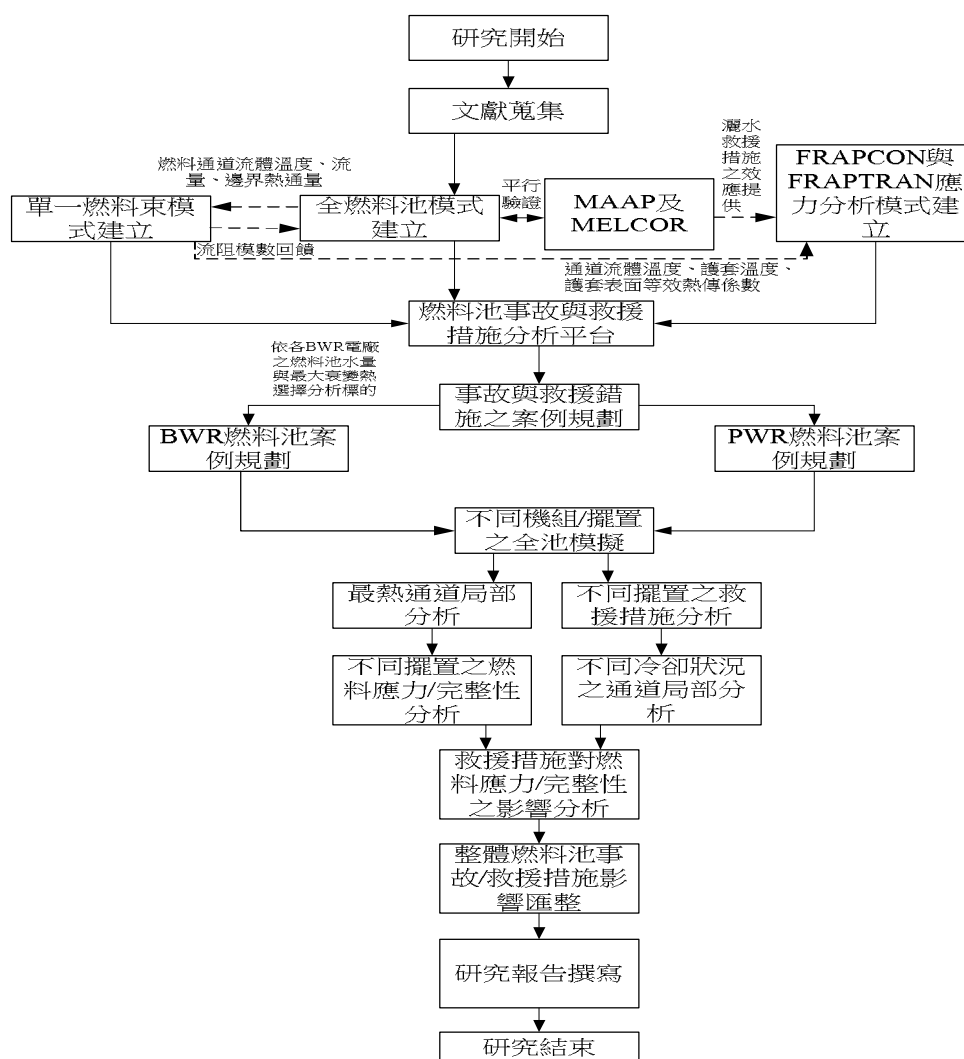


核二廠 FLACS 模型示意圖-包封容器

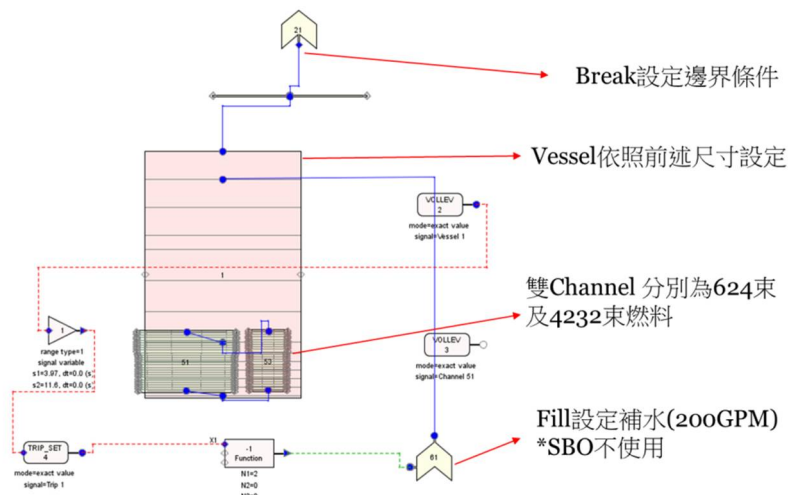
4. 赴韓國首爾參加 PSAM-13 研討會，與國際學者進行學術交流分享。
5. 赴大陸四川參加 ISSNP 2016 研討會，與國際學者進行學術交流分享。
6. 赴美國拉斯維加斯參加 ANS Winter2016 研討會，發表論文並與國際學者進行學術交流分享。
7. November 2, 2016, Taipei, Taiwan, 2016 Exchange Meeting of SFPE Asia-Oceania Chapters.，與國際學者進行學術交流分享。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

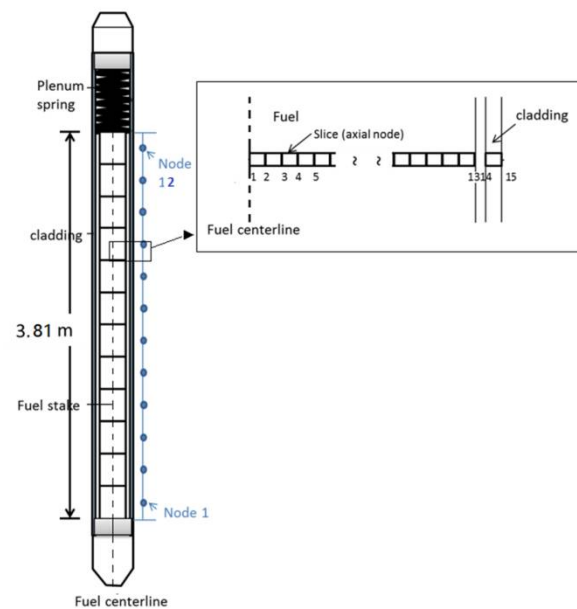
1. 共完成 1 篇國際 SCI 期刊論文與 2 篇國際 EI 期刊論文、2 篇研討會論文、6 篇技術報告，成果豐碩。
2. 藉由此計畫的資源，養成用過燃料池安全分析之研究團隊，精進國內核電廠用過燃料池之分析技術。
3. 共培育 4 位博士生與 2 位碩士生以及 1 位研究助理，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才。
4. 參與技術活動：參與 NRC 主辦之 CSARP 年會，與國際學者進行學術交流分享，並分享用過燃料池此一相對較新的議題。
5. 透過用過燃料池之模式建立並整合多種程式，全方面的考量用過燃料池之安全分析，包含燃料池再臨界、護套完整性分析、事故下熱水流分析、超越基準事故分析、事故補救措施評估等等，此方研究可使除役後用過燃料池之安全性更加提升，同時強化長期儲存之概念及安全性的提倡。



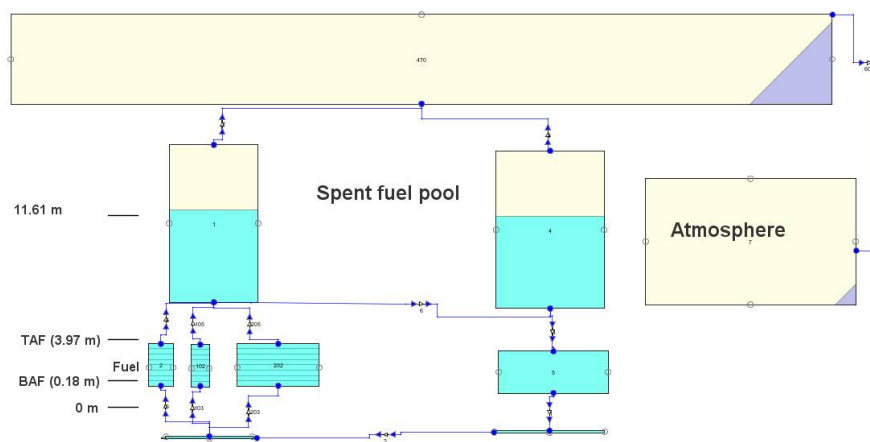
整合研究總體流程示意圖



TRACE 用過燃料池模式(核二廠)



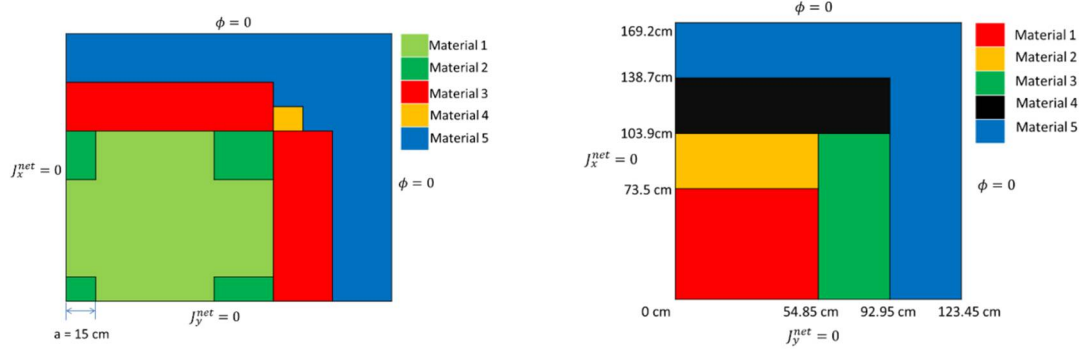
FRAPTRAN 燃料棒之模型



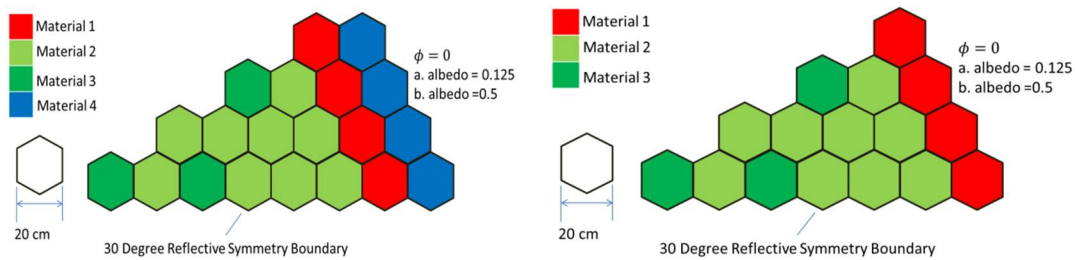
MELCOR 用過燃料池模式

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

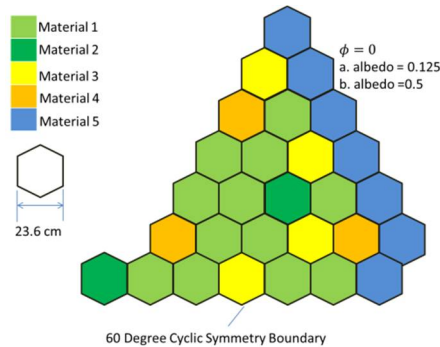
1. 中子物理安全技術應用計畫之相關成果，整理與撰寫成 3 篇國際研討會論文。藉由此計畫的資源，養成爐心中子物理計算平台與應用之研究團隊，以精進國內中子物理的關鍵知識與經驗，有利於人才培育與計畫長遠目標的完成。



自行開發直角坐標節點程式之驗證計算模型示意圖(左: LRA BWR 模型; 右: LMFBF 模型)



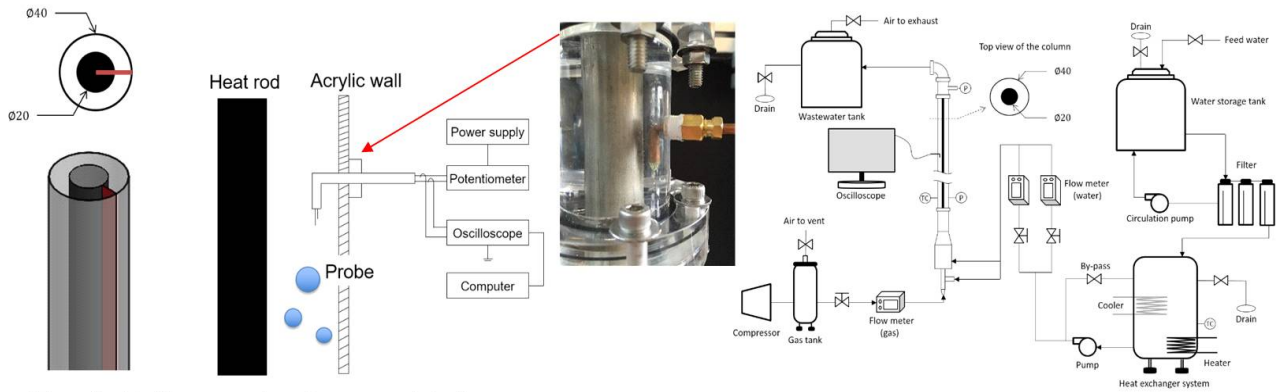
自行開發六角坐標節點程式之驗證計算模型示意圖(左: IAEA-WR 爐心配置圖; 右: IAEA-WOR 爐心配置)



自行開發六角坐標節點程式之驗證計算模型示意圖(二維 VVER-1000 之驗證)

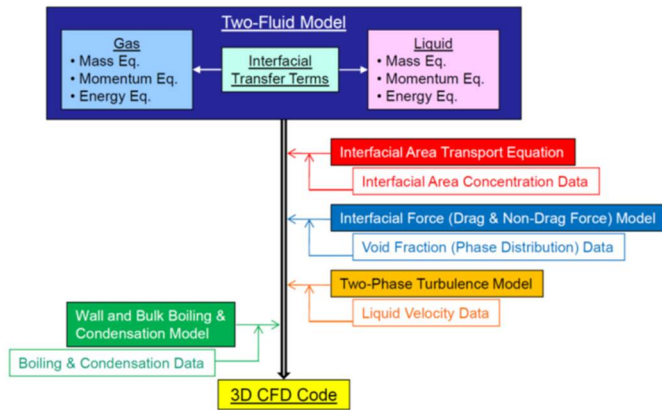
2. 在熱流實驗環路測試與安全分析研究方面，彙整並撰寫實驗量測與觀察，發表了 3 篇國際期刊論文。並藉由此計畫的資源，支持博士班學生莊天睿，於 2016 年 2 月前往普渡大學核工系，與 Hibiki 教授進行 5 個月之短期研究。在這短期研究中，參與 Hibiki 教授對於雙相介面作用力的研究。傳統上雙相介面作用力分為阻力(Drag)、昇力(Lift)、壁面潤滑力(Wall

lubrication)以及紊流消散力(Turbulence Dispersion)，這些介面作用力皆為雙相流模式中的 closure relation。雙相流的 closure relation 亦被美國 NRC 大型計畫 Advanced Simulation of Light Water Reactors (CASL)視為 10 個重大挑戰之一。

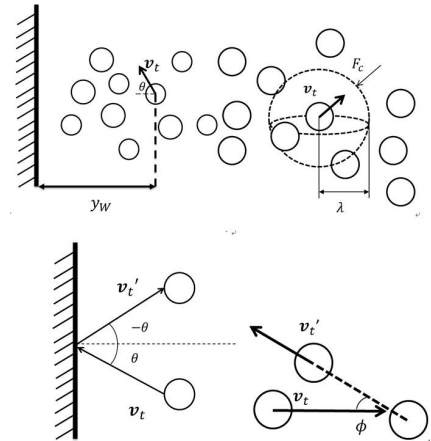


Schematic of double sensor probe and measurement circuit

實驗環路設計圖與實驗設施照片



CFD 雙相流物理模型



汽泡碰撞動力學分析

- 在模擬熔融物質落於反應爐底部之殘餘冷卻水的多相流研究，本研究以銅顆粒作為模擬的熔融物質，並以去離子水及海水兩種不同的冷卻溶液進行高溫熔融物質的淬冷，同時，也改變冷卻水的次冷度來觀察溫度對於熔融物質淬冷的影響。由實驗結果可以發現，以海水做為冷卻水，其氣液介面的蒸氣膜比去離子水為冷卻水有更明顯的波紋，其可能是赫爾霍茲不穩定性與氣液介面的離子分佈相互作用的結果。在不同次冷度淬冷的研究，次冷度越低，其熔融銅液的固體碎片會更趨近於球狀,如圖所示。



高溫熔融銅液於不同次冷度海水之淬冷後情況(由左至右次冷度分別為 72°C、50°C、20°C)

4. 核能材料安全性評估分析應用計畫之相關成果，整理與撰寫成 1 篇國際與 1 篇國內期刊論文、2 篇國際與 3 篇國內研討會論文。藉由此計畫的資源，養成了電子顯微鏡、鍍膜、離子輻照、金屬腐蝕、高溫氧化、材料機械性質量測之研究團隊，以精進國內材料分析技術。
5. 本分項計畫四除了在前瞻核能技術應用上成果豐富外，在法制上已檢視我國核安管制法規及放射性物料管理法規等與 IAEA「核能安全公約」及相關「同儕審查所加強之安全基準」相互對應情形，完成研究報告 1 篇；並辦理 1 場次國際核能安全法制研討會，邀請法國馬賽大學榮譽教授 Jean-Marie Pontier 專題演講「核安法制程序之透明性」及相互討論，彙集專家與學者觀點所提出之意見；讓我國核能安全管制法規體系能與國際接軌，讓民眾安全更充分保障。
6. 另外，對於核能資訊透明方面，已現有資訊公開相關法規之基礎，研析並充實核安資訊應有公開透明之規定，參考比較法國、日本等相關領域之發展，評估訂定我國「核能資訊透明法規」之必要性與可行性，並制定我國「核安與資訊公開透明法(草案)」，完成研究報告 1 篇，並辦理 1 場次法國核能透明性暨核能安全法座談會，邀請國內法學專家陳春生前大法官、程明修教授及高仁川教授座談，對報告中所提專法草案進行討論提供本會參考。
7. 對於國際間住宅氡氣活度量測與劑量評估調查研究，完成研究報告 1 篇，實際量測 100 戶以上典型的台灣住宅室內氡氣活度抽樣調查，一方面篩選氡活度是否可能超過 WHO 建議的參考基準 100 貝克每立方米，另一方面求取室內氡活度平均值，作為國民輻射劑量評估的依據，以最新的 ICRP-126 號報告室內氡劑量評估參數每 100 貝克/立方米相當於 3.3 mSv/y，評估室內氡氣對台灣地區國民輻射劑量約為 0.70 毫西弗/年。

分項計畫五：核電廠除役安全審查技術之研究

1. 完成 7 份研究報告及研討會論文 4 篇。
2. 提出除役計畫審查重點，可供審查人員與管制單位在進行除役計畫審查時之參考，研究報告亦編纂成電子書對外發布，在學術上之發展可達不錯的成果。
3. 由國際資訊得知 ISFSI 的法規要求，透過美國除役電廠 Cristal River unit 3、San Onofre、Trojan... 等案例，瞭解除役的時程、乾貯系統的類別、傳送方式、用過核子燃料貯存量、受損燃料的存放方式等資訊。針對獨立用過核子燃料貯存設施的相關規範，進行資料匯整與研讀，並瞭解貯存護箱內新增受損燃料罐的貯存對原有吊裝、裝填、運送等各項作業之影響。高燃耗燃料的部分受限國外研究仍在測試進行階段，資料尚不完整，須持續專注資料的蒐集。
4. 建議安全審查注意要點有：(一)拆除、解體過程時，中子活化產物主要可區分為兩大類：(1) 反應器內部結構活化，以及周邊設備內含中子活化產物、(2) 由管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂產物的表面污染物質。第(1)大類主要又細分為三種主要材料：不鏽鋼、碳鋼、混凝土結構體，第(2)大類分為兩種主要類型：(1)內部表面污染及(2)外部表面污染。(二)爐心側板以及頂部燃料導架所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之高活化產物，一般均超過 C 類之最大限值，應歸屬為超 C 類；反應器內部組件不銹鋼，因存在高含量 Nb-93，導致長半衰期 Nb-94 的大量產生，對於長時間的拆除廠房階段，是造成人員曝露劑量的主要貢獻者。(三)參考美國電廠，初估中子活化產物，可能須考慮到 26 種元素，其中主要有：Fe-55、Co-60、和 Cs-137，核一廠在實際進行輻射特性調查時，此部分需作詳細的審閱。
5. 說明目前除役核能電廠放射性廢棄物之技術概況及處理規劃，內容細項包含處理技術之選用、處理設施與方法的細部說明、包裝容器的使用、運貯等應注意事項。在減量與減容措施方面，說明美國焚化爐的規範和現況，引述日本對於減容技術的分析評估，並簡述比利時的處理方法及減容焚化經驗，作為未來除役執行與審查之參考。除役廢棄物規範及各國除役廢棄物管制情形部分，彙整 IAEA 管制規範的基本方針，以及美國、英國、法國、加拿大、日本等國的除役及低放射性廢棄物的管制情形，作為審查驗證的參考。
6. 物料及設備處置調查作業：MARSAME 手冊可提供除役核電廠之物料與設備(M&E)處置調查作業的準則。輻射偵測儀器分析：在進行廠址

特性調查作業之環境輻射污染偵測時，使用者必須依據偵測型式、輻射及核種的種類、劑量率範圍、儀器靈敏度、定性或定量分析、成本等考量來選擇適當的輻射偵測儀器。熱區取樣與偵測技術之歸納整理。難測量核種分析技術之歸納整理。

7. (一)國內核能電廠為美規、核能法規主要參考 NRC 之規範，建議審查技術以 NRC 方法為主，歐洲、日本等國為輔。(二)在地震方面，廠址的歷史地震紀錄需作詳細分析，並根據數據補強建築物結構體。(三)在海嘯防護分析，需考慮不確定性，包括：產生海嘯的因素、位置不同造成淹沒區域的差異性及有效的防範措施。(四)在洪水防護與安全，需考慮設計標準能否承受洪水的侵襲，並評估額外的障礙物阻擋洪水的侵襲。(五)在火災分析中需考慮潛在風險，亦需詳細說明可能發生火災地區的條件、配置。(六)除役期間在裝備確保安全無虞的情況下，出口與疏散通道亦能保持順暢。(七)須對除役時可能發生之意外事故、事故分析與演變、事故造成人員、大眾、與環境傷害等，發展完善之事故應變計畫，以防止意外事故發生。

二、技術創新(科技技術創新)

分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

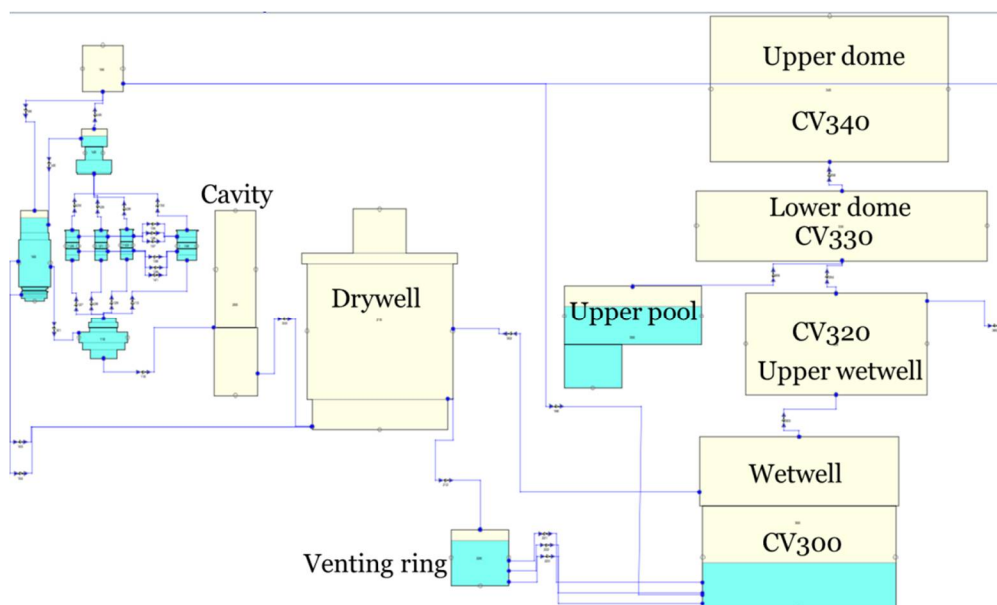
1. 參與國外研討會，共六場。本計畫為了持續發展相關技術，汲取相關經驗與技術，計畫研究人員積極參與國外會議，並進行技術交流。計畫人員參加 2016 年在美國舉行之 Top Fuel 國際會議、韓國 NUTHOS-11、美國舉行之 ICAPP、ICONE-24、ANS 年會及在英國舉行之 NPC 會議，同時於會中發表論文，並與參加會議之專家學者進行交流。
2. 利用三種核能電廠系統安全分析程式 TRACE、RELAP5、MAAP 建立核三廠熱水流分析模式，並模擬核三廠發生長期喪失交流電事故下，探討不同分析模式評估結果與系統程式差異之比較。探討三種核能電廠系統安全分析程式在核三廠發生長期喪失交流電事故下之差異性，有助於電廠單位及管制單位評估與審查之依據。研究成果已獲國際會議肯定並刊登其研究成果。

3. 採用外加作用力方法，考慮地震加速度對雙相流系統造成之影響。並整合之前所開發的中子熱流耦合平行沸騰通道模式，以探討外部垂直加速度對系統非線性暫態行為的影響。
4. 非同以往，需透過經驗知識來選定監測參數供辨識系統使用，我們採用的手法是儘可能地納入越多參數，再透過智能運算技術來刪減其中多餘的資訊，以獲致最佳的辨識績效。
5. 建立 LWR 水化學分析及適用材料之腐蝕行為研究，提升自主研究能力。
6. 建立之 T 型管雙相實驗環路，氣液相流動特性量測技術與 CFD 模式建立，均能提升自主研發能力。

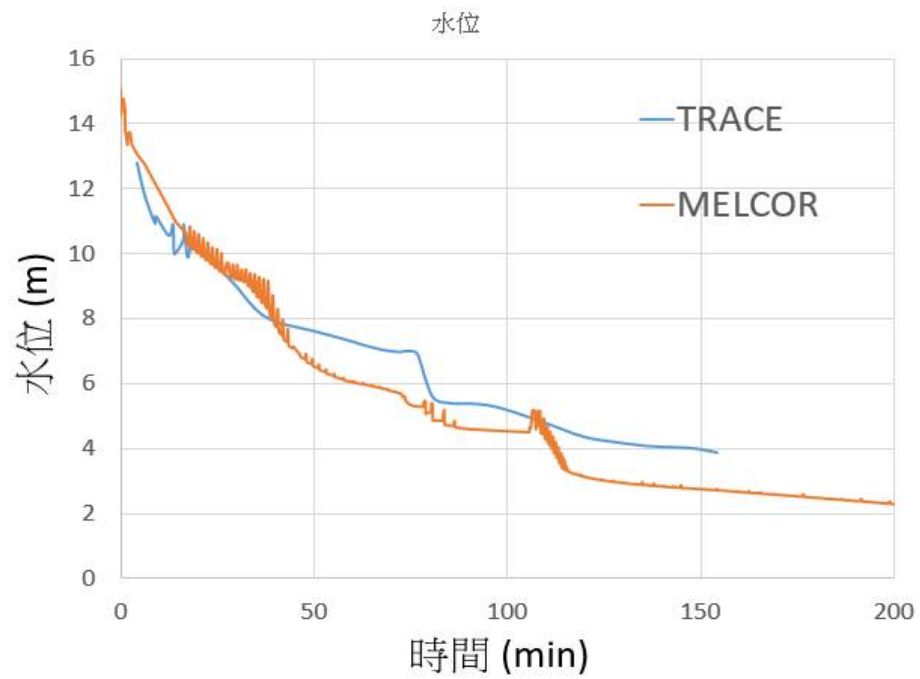
分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

1. 建立核二廠嚴重事故圍阻體內氫氣產生率之 MELCOR 分析技術。

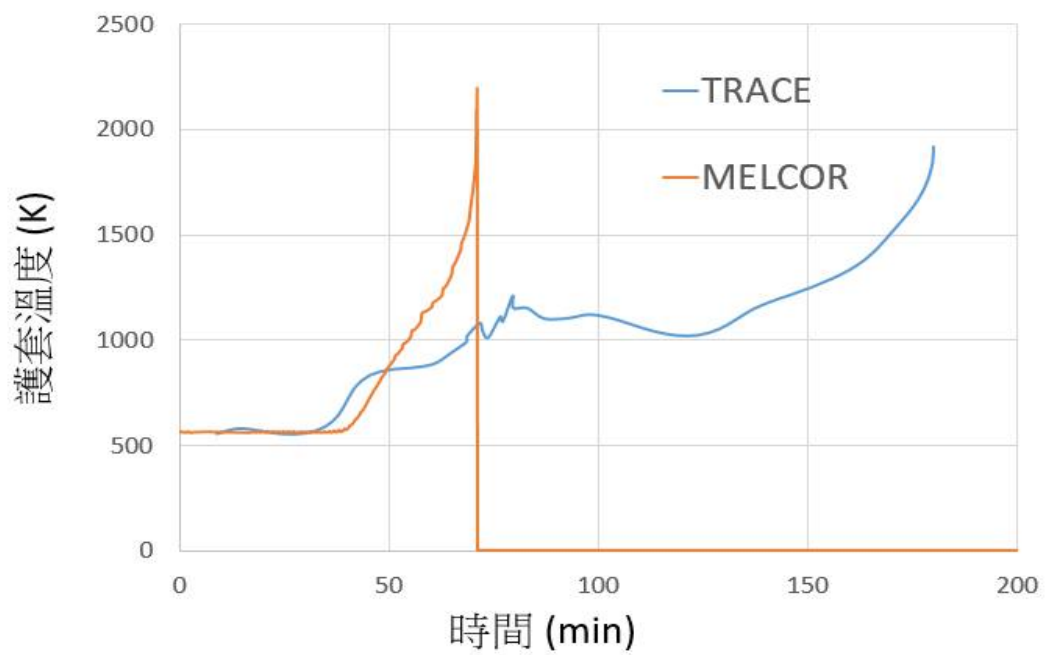
■ 核二廠圍阻體 MELCOR 電腦模型



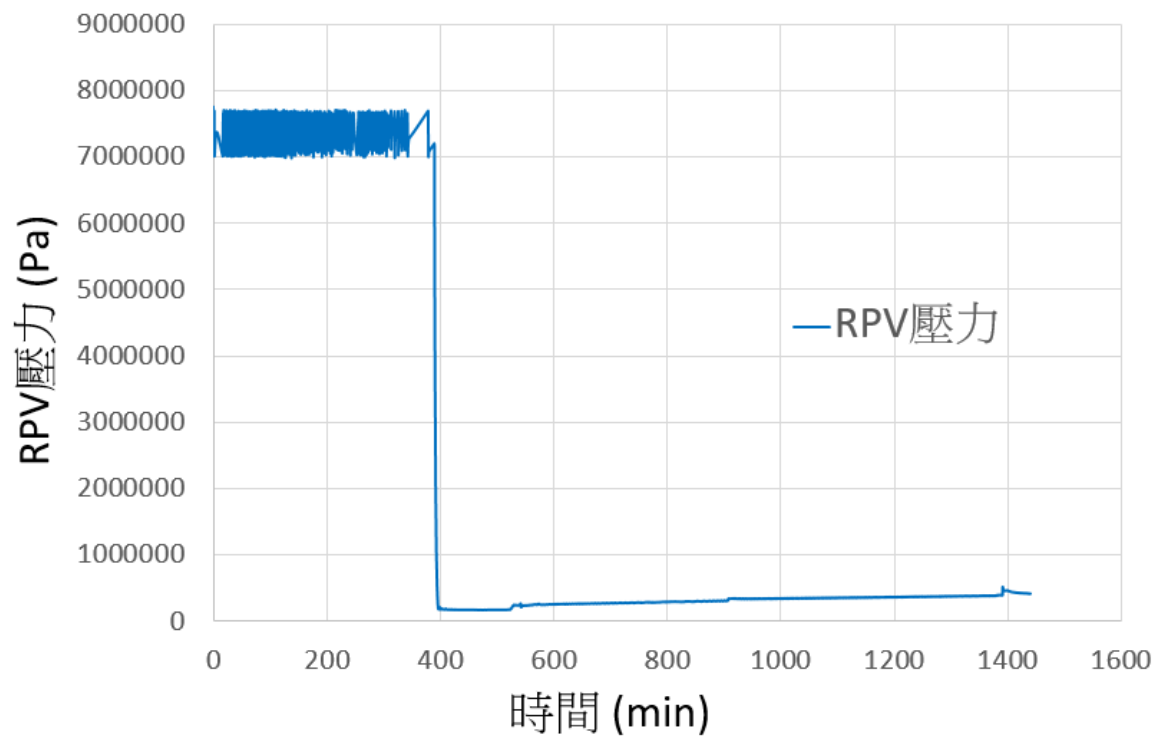
■ 爐心水位變化



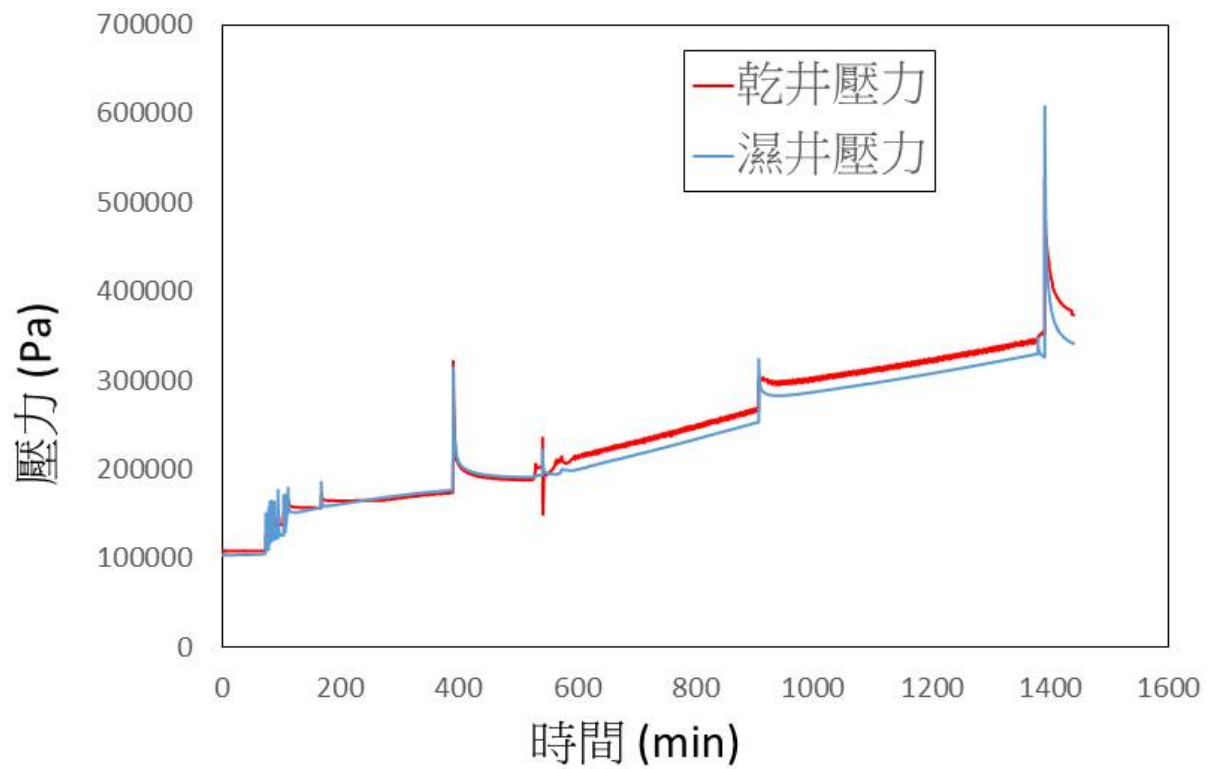
■ 燃料護套溫度變化



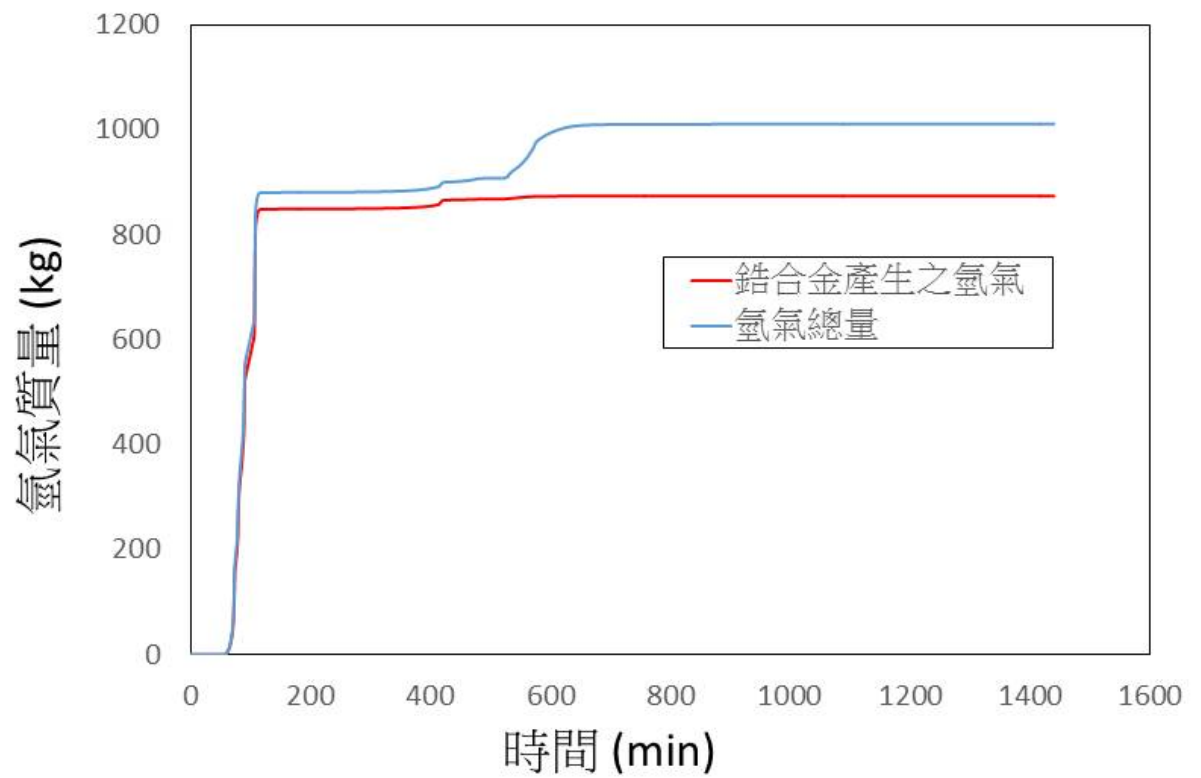
■ RPV 壓力變化



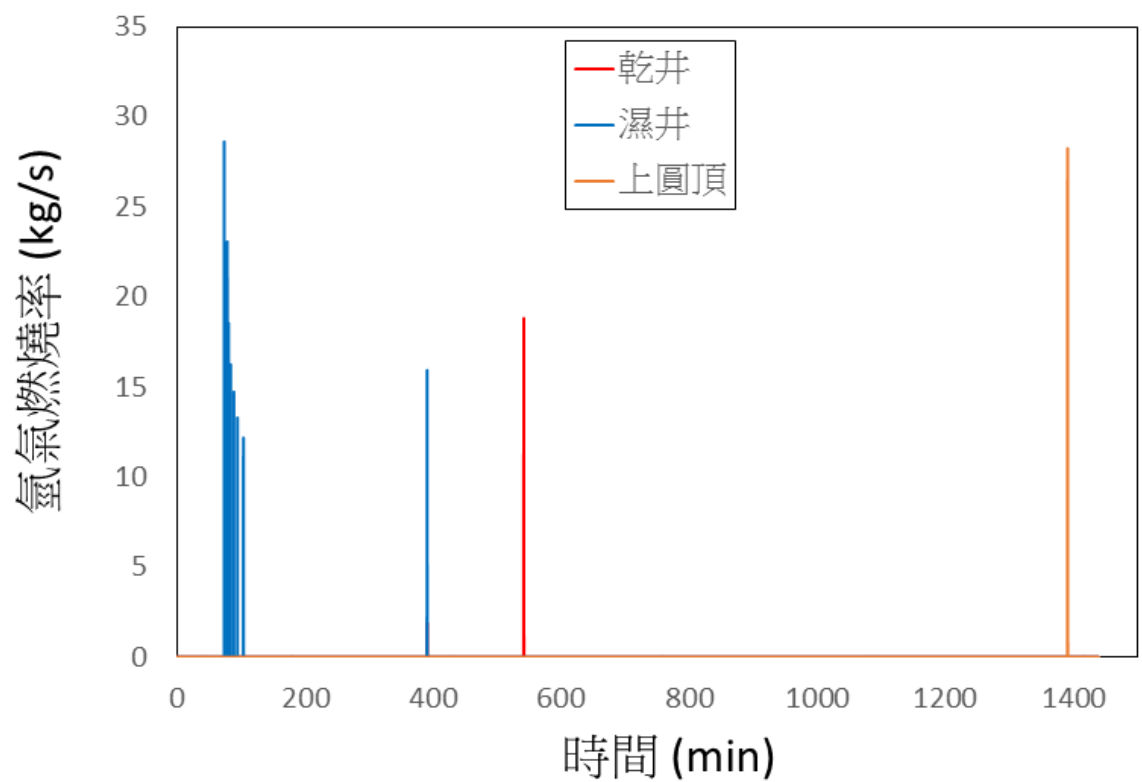
■ 乾井及溼井壓力變化



■ 氫氣產生量

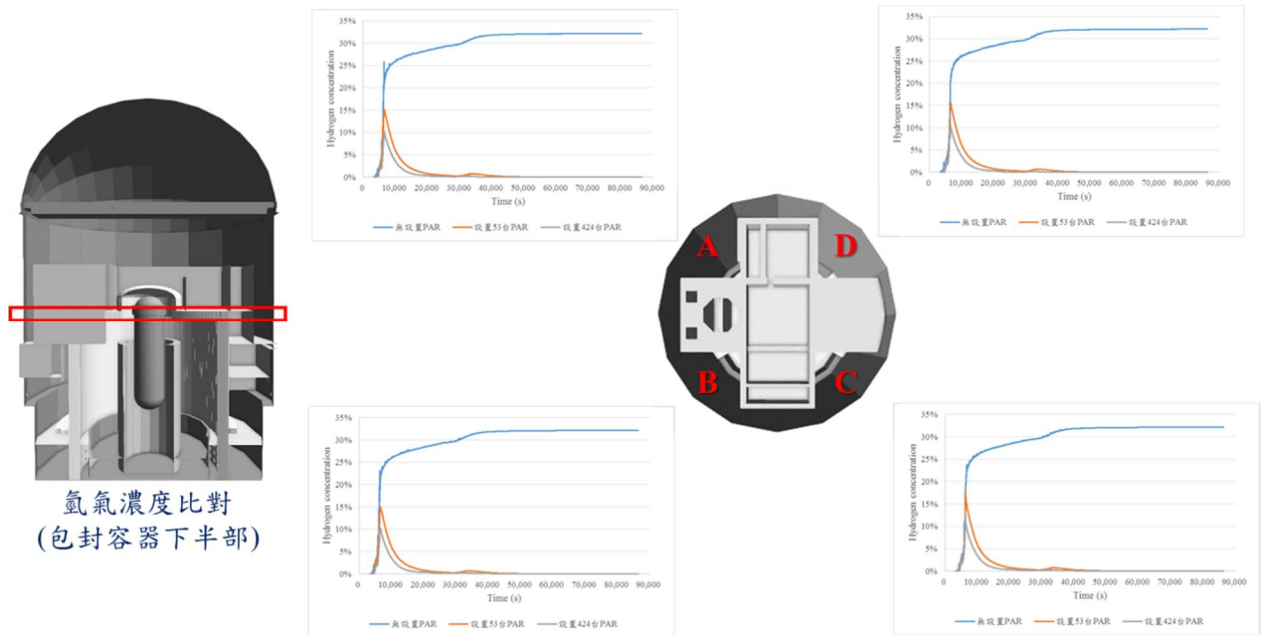


■ 圍阻體內氫氣燃燒率變化

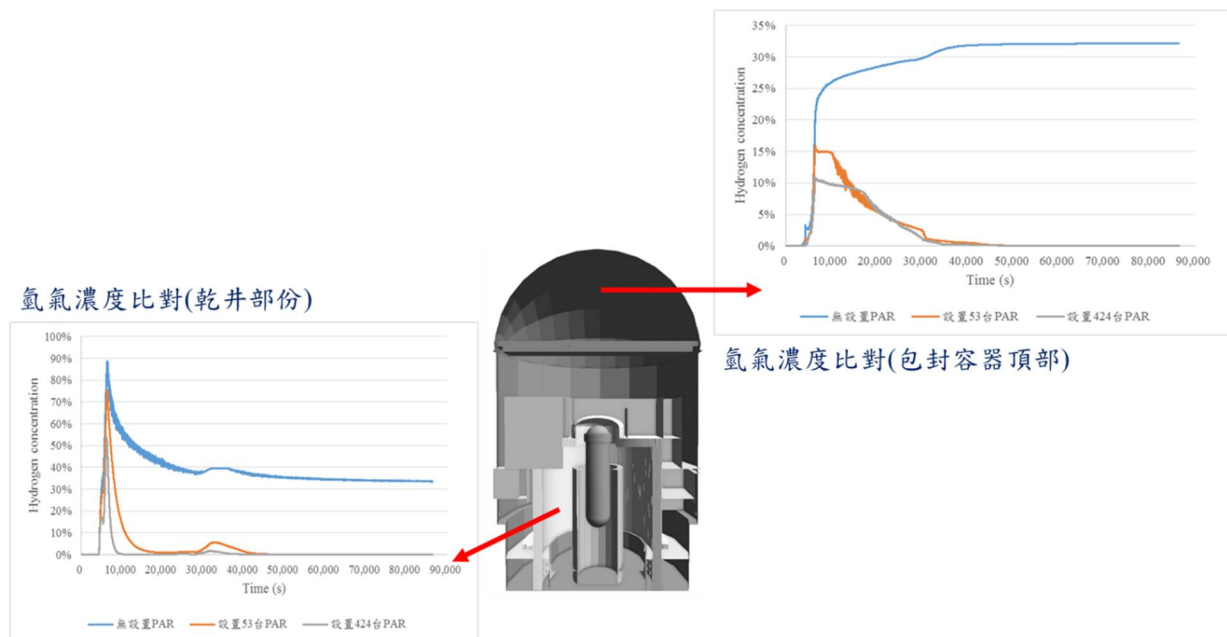


2. 建立核二廠嚴重事故圍阻體內氫氣產生率之 GOTHIC 分析技術。
3. 以 FLACS 分析技術，建立核二廠圍阻體內氫氣擴散以及 FCVS、PAR 除氫模式。

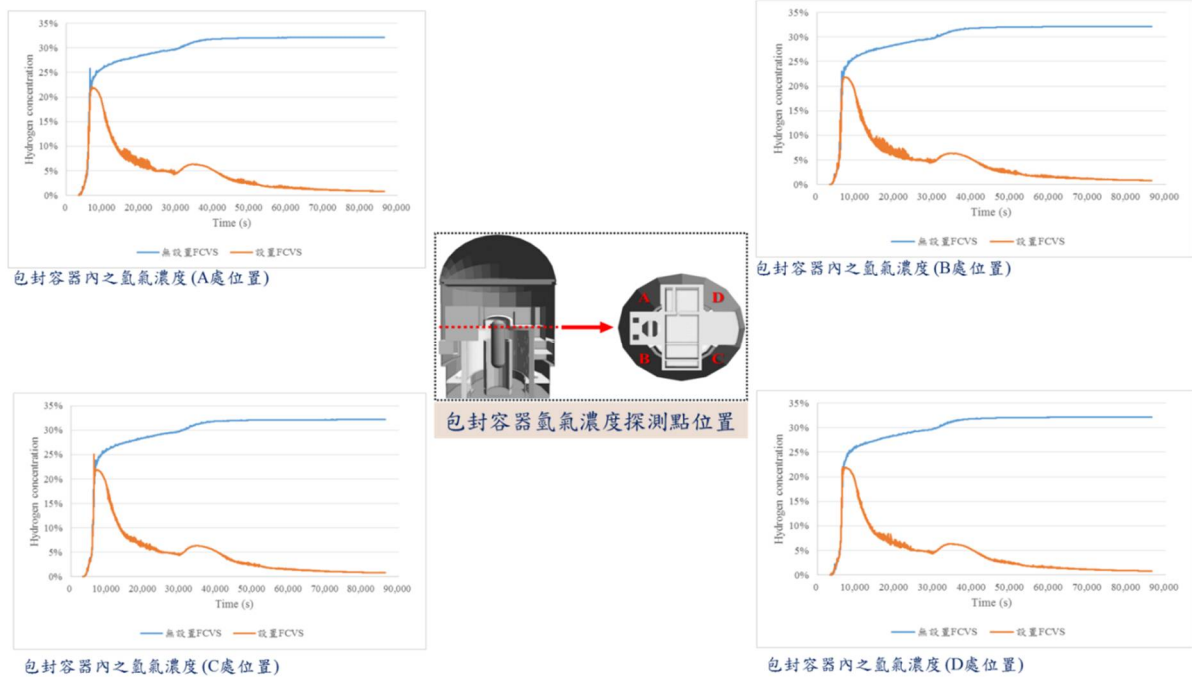
■ PAR 除氫效能-包封容器下半部



■ PAR 除氫效能-包封容器頂部及乾井

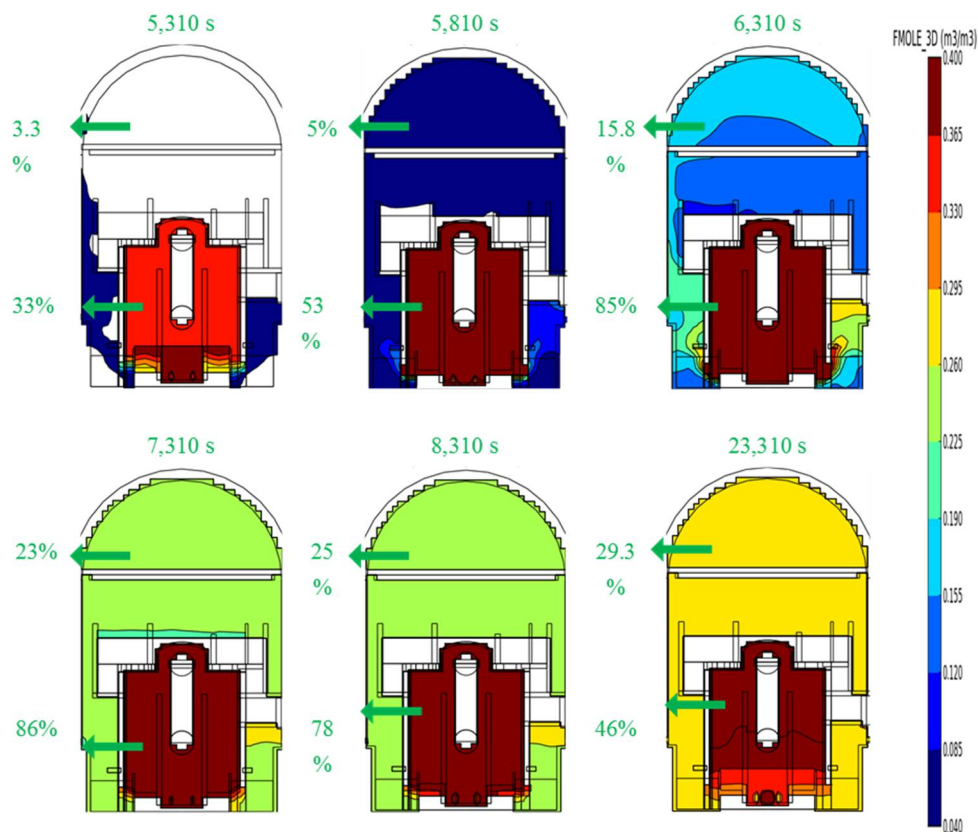


■ FCVS 效能-包封容器下半部



4. 以 FLACS 分析技術建立核二廠圍阻體嚴重事故氫氣爆炸破壞分析模式。

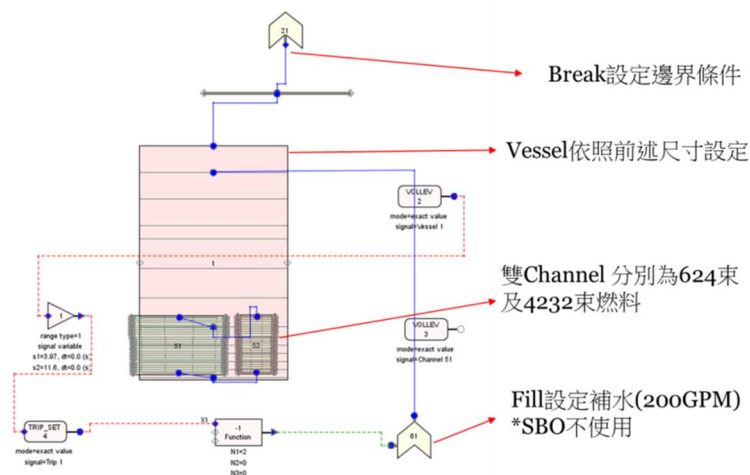
■ 包封容器及乾井內之氫氣濃度



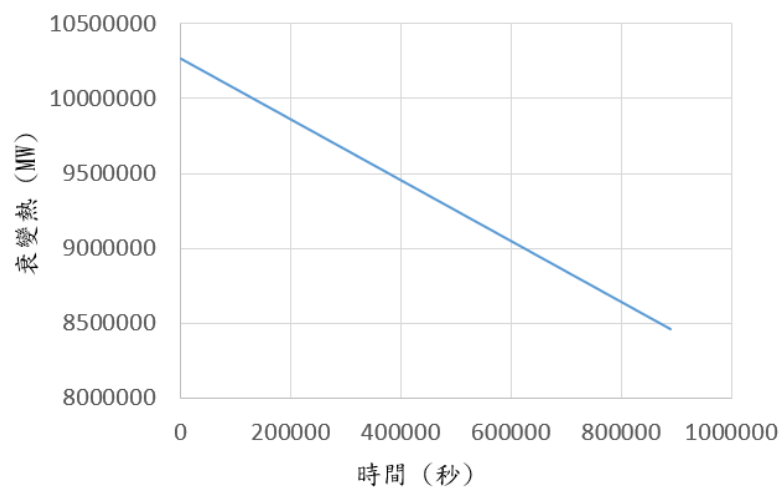
分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

1. 建立核二廠用過燃料池的熱水流現象與燃料完整性之 TRACE、CFD、FRAPCON、FRAPTRAN、MAAP、MELCOR 與再臨界分析技術。
2. 建立一套完整方法論整合多種程式，第一次全面向分析用過燃料池之安全性。
3. 完成核二廠用過燃料池之 TRACE、CFD、FRAPCON、FRAPTRAN、MAAP、MELCOR 以及再臨界分析模式，可作為應用於核電廠燃料池的相關暫態分析與研究之基礎。

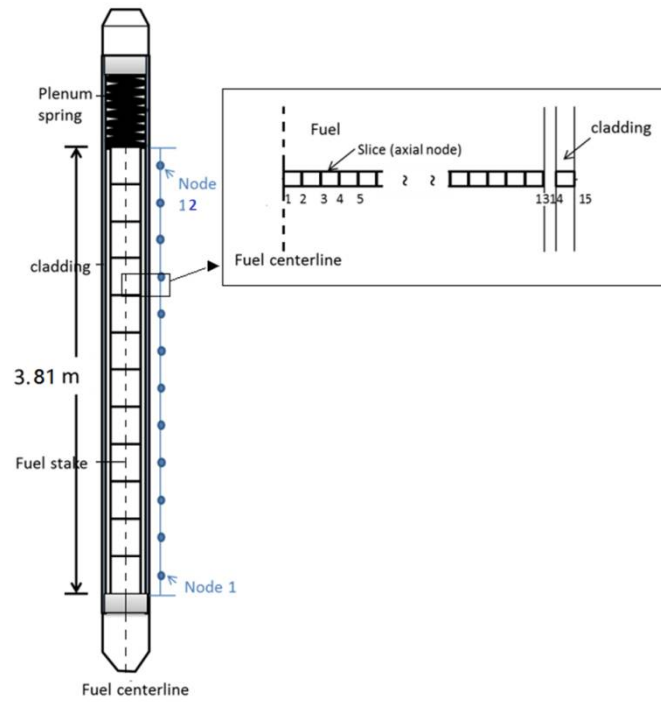
已建立的模式圖，如下所示：



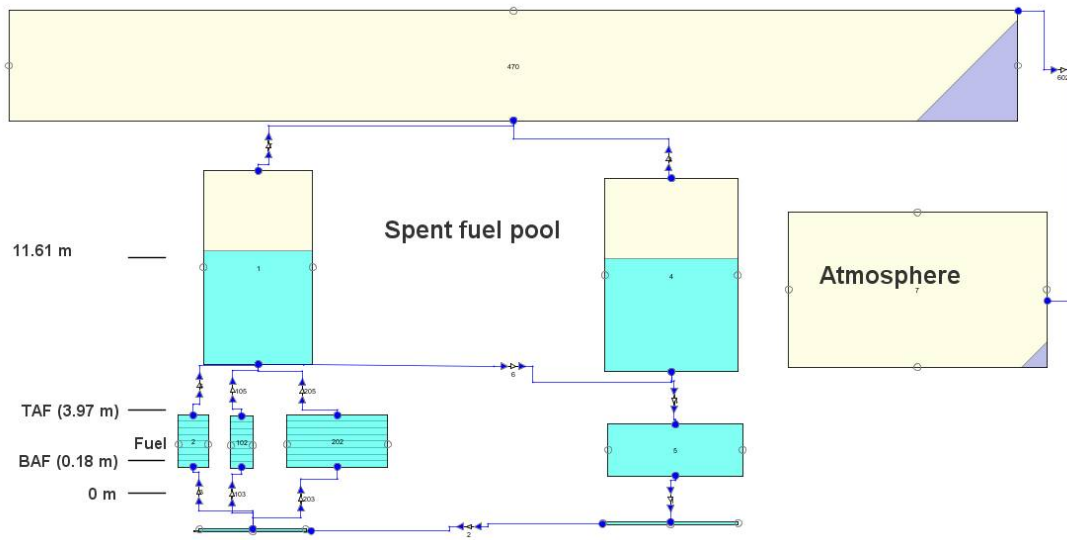
TRACE用過燃料池模式(核二廠)



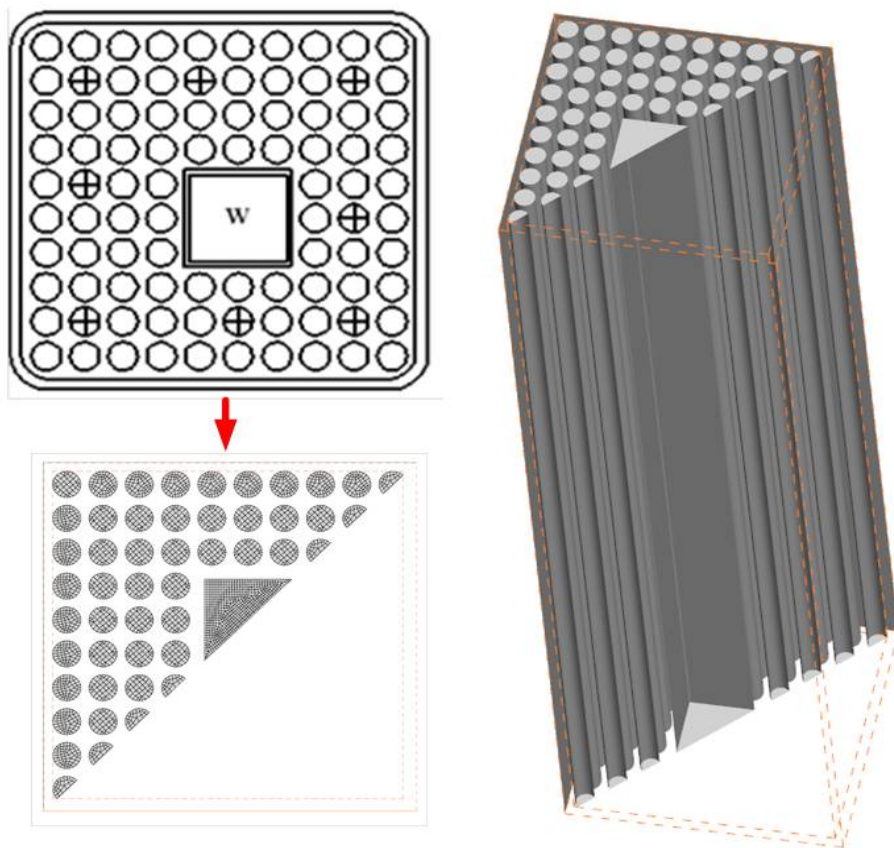
衰變熱設定



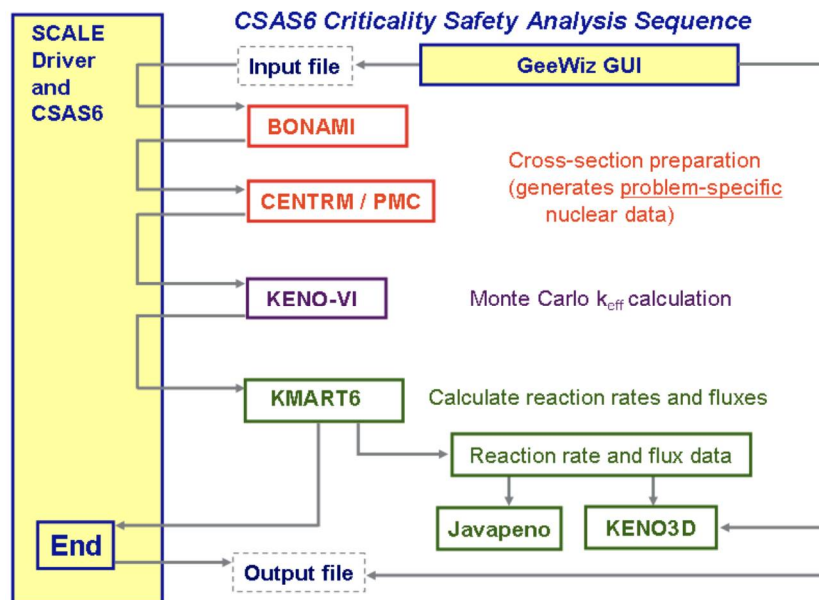
FRAPTRAN 燃料棒之模型



MELCOR 用過燃料池模式



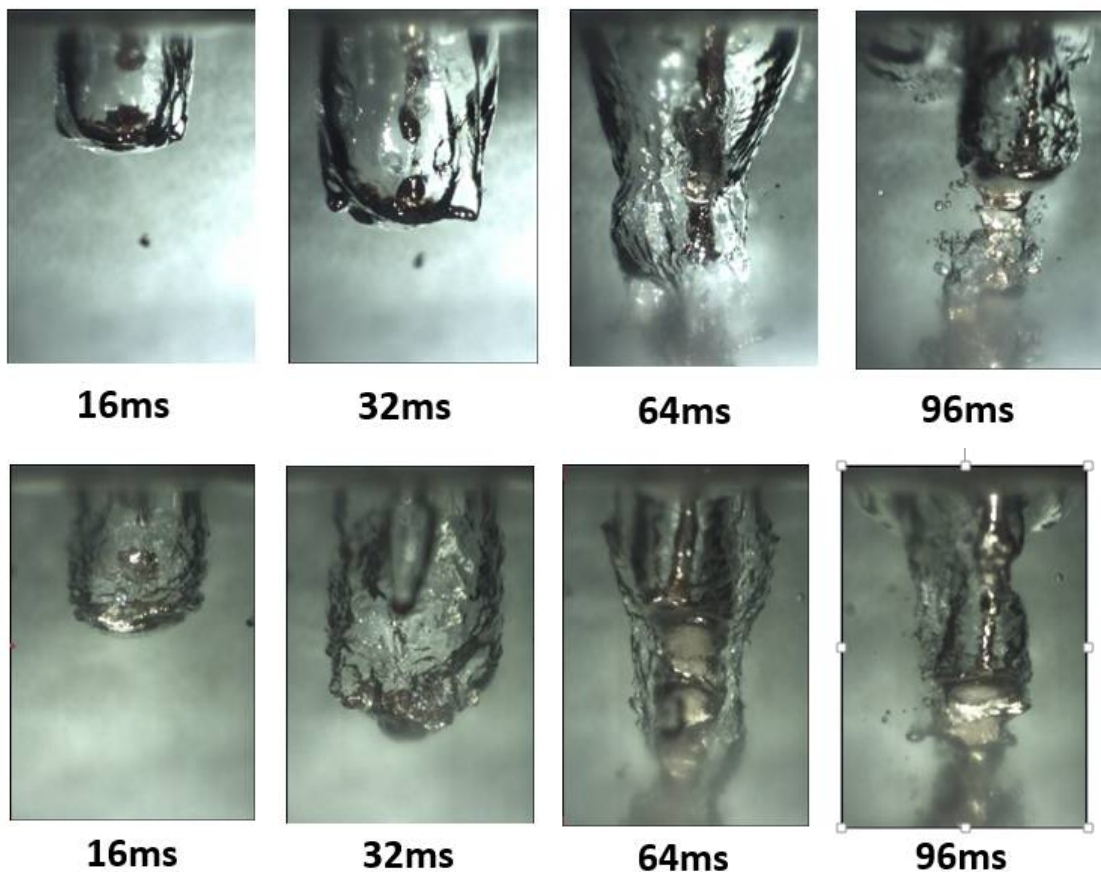
CFD ATRIUM-10 燃料之 1/2 對稱模式



CSAS6 計算流程示意圖。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

1. 中子物理安全技術研究方面，建立通用型決定論法全爐心中子物理計算方法與工具，以利核能領域的長期發展。
2. 熱流實驗環路測試與安全分析研究方面，自行提出新的雙相介面作用力的機制-氣泡碰撞力。以空氣動力學為理論基礎，再結合古典力學中非彈性碰撞以及雙相流紊流理論，據此為依提出完整的氣泡碰撞力模式。
3. 在模擬熔融物質落於反應爐底部之殘餘冷卻水的多相流研究，以銅顆粒作為熔融模擬物質的合適性也是關注的重點，而由影像的觀察，淬冷情況與其他文獻較為不符，推論應為銅的表面張力及黏度較大，難以觀察到熔融物質剝離的現象。目前，依所參閱的文獻，後續將使用金屬氧化物做為模擬的熔融物質。



高溫熔融銅液於不同冷卻水淬冷情況(上圖為去離子水，下圖為海水。)

4. 核能材料安全性評估分析研究方面，建立電子顯微鏡、鍍膜、離子輻照、金屬腐蝕、高溫氧化量測之技術。
5. 在國際合作上，本研究計畫邀請國外學者來臺與之研討會交流，就我國現行核安法制提出一些值得參考之建議。

分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究

1. 引進多項除役計算分析技術，可做為審查驗證工具，且可根據計算分析的成果彙整成一重要之資料庫，也能夠較為整體且有系統地了解核能電廠除役之相關安全分析之課題，並可藉此提出適合於國內發展的作法。
2. 除役核電廠廠址特性調查，深入分析比較 MARSSIM 與 EURSSEM 中所提出的建議與規範，藉此提出更適合於國內發展的作法。
3. 使用成本較低之 3 吋碘化鈉偵檢器取代昂貴的偵檢系統，也可量測解除管制之低放射性廢棄物所含微量 Co-60 和 Cs-137 核種。
4. 蒐集分析各國相關的除役廢棄物的各種處理技術資訊，並分析優缺點，提出各種不同階段可能使用的技術，產生的相關除污及處理方法，提供技術比較。
5. 探討超 C 類除役廢棄物處理之經驗，可作為未來除役時對超 C 類除役廢棄物處理之參考。

三、經濟效益(經濟產業促進)

分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

1. 透過本計畫的深入探討與完整分析，期能提升國內輕水式反應器安全保障，為國內運轉中之核能電廠相關安全設施改進提供具體建議，強化電廠工作人員事故處理教育，提升核安管制效率，將有助於確保核能安全，穩定國內經濟發展。
2. 本研究成果可提升核電廠之安全操作與管理，確保核能電廠安全運行，確保內電力穩定供應，可確保電力與相關用電產業之穩定運作，促使國內經濟穩定與成長。
3. 在工業 4.0 的世代，工廠或製造智慧化是一大重點，憑藉著前世代 e 化所累積的運轉數據，搭配本研究所建構的相關演算法，亦可利於產業生產過程中的故障辨識及預警。
4. 強化壓水式核能電廠因事故產生之壓熱震現象分析技術，對於增進運轉安全或是管制作業的完整性皆有實質之助益。
5. 計畫如順利執行將可達成預期成效，可為國內建立輕水式電廠之分析技術，減少依賴國外的技術，降低研發與委託成本。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

為保證 FCVS 及 PAR 能在嚴重事故時有效降壓及除氫，在安裝之前必須先針對電廠特有的圍阻體型式及各種不同的嚴重事故發展情境進行評估。以日本核電廠為例，安裝一個 FCVS 從評估、審查到實作約耗時 3~5 年時間，所投入的時間及人力成本非常高。反觀國內情況，在 FCVS 及 PAR 的分析技術上已經起步較晚，若非高度依賴國外廠家，便需增加時間成本。本計畫之研究成果，可減少管制單位從事審查所需的人力及時間，節省管制成本。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

強化核二廠用過燃料池之分析技術，對於增進運轉安全或是管制作業的完整性皆有實質助益。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

1. 中子物理安全技術研究於 104 年通用型計算方法的建立及 105 年自行開發爐心節點之建立，有利於 106 年度進行兩者之連結，及未來與熱流分析程式連結，以建立完整爐心設計的技術能力平台，與國際接軌。
2. 強化雙相流模式與數值方法於 CFD 之分析方法與技術上，對於模擬之準確性與保守度皆有實質之助益，並有利於後續核能安全之應用發展。
3. 材料為眾多工業之母，先進核能材料的研究即分析方法的發展，除了應用在核能產業外，半導體、航太和傳統金屬工業等，皆需要了解其使用材料的性質。不同的材料分析技術的發展，亦是提升諸多產業的基礎。

分項計畫五：核電廠除役安全審查技術之研究

1. 對除役計畫進行最有效率之審核，並提出各重要項目中最佳之審查技術以及最適合本土使用之技術建議。
2. 提高中子活化研究分析計算的精確度，提升取樣技術與分析方法的靈敏度，使除役工作的廢棄物總量和費用可大幅度降低。

3. 可更有效率地執行除役作業審查工作，有助於核電廠的除役作業能夠更順利及周延地執行，可避免除役作業時程延宕而造成資源浪費。
4. 使除役作業之大型物件與管狀物體之量測與分析技術符合國際水準，避免輻射污染廢棄物因量測錯誤而不慎外釋，並可減少低放射性廢棄物的體積與重量，節省處置成本。
5. 分析各國的經驗，可以作為未來核能電廠除役及主管機關進行審查的參考，針對可能的缺點審視其應對方式及處理計畫，可以降低污染的風險，及資源的浪費。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

1. 透過深入探討與完整分析，強化輕水式反應器的安全及關鍵系統與組件的維護管理，並透過對斷然處置措施及嚴重事故舒緩決策應用於我國輕水式反應器的深入分析，為國內運轉中之核能電廠相關安全設施改進提供具體建議，強化電廠工作人員事故處理教育，提升核安管制效率，有助於未來電廠管理階層制訂標準處理程序，亦有助於管制機關的核安管制，提昇國人對核電廠運轉安全的瞭解度與信心。
2. 可提升核電廠之安全操作與管理，除了可確保核能電廠安全，更可提升國家社會對於能源安全之信心，促使國內社會與經濟之穩定進步與工商業之進步，政府得以更專注於提升社會福祉。此外，核能本身為非常乾淨之能源，幾乎零碳排放，對於環境保護安全有絕對的貢獻。
3. 強化核能電廠因事故產生之壓熱震現象分析技術，對於增進運轉安全或是管制作業的完整性皆有實質之助益。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

本研究吸取日本 311 核災經驗，探討國內核電廠氫氣爆炸對圍阻體完整性衝擊及危害影響程度分析，藉以提供國內核能電廠強化其圍阻體耐壓強度及評估氫氣爆炸之危害影響，以提升核能安全。萬一發生嚴重事故時，亦能防止氫氣爆炸，保持圍阻體的完整性，有效降低放射性物質外釋，減低對民眾傷害到最小限度，確保安全安心的生活環境。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

目前國內用過燃料池之安全分析與其它後端營運作業將逐漸成為近年之電廠作業重點，故持續用過核子燃料之中期貯存進行分析將可提升國內核電廠之安全，減少國人對核電安全之疑慮。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

1. 中子物理安全技術研究方面，發展爐心中子安全分析所需之計算工具，並透過國際合作，藉由一系列的測試與開發累積經驗，對於核反應器的爐心安全分析有所助益。
2. 在熱流實驗環路與 CFD 分析研究方面，培養雙相流實驗量測與 CFD 模式分析之人才。同時，精進雙相流模式與數值方法於 CFD 之分析方法與技術能力，可提升 CFD 在雙相流領域之計算能力與準確性，並可增加國內核電廠之安全與保守度評估，以降低國內民眾對核電安全之疑慮。
3. 在熔融物質模擬緊急爐心冷卻系統之熱流研究方面，本研究針對核電廠災害發生時的理論分析可增進了解核電廠事故時的熱傳機制與爐心狀況，增進安全評估能力；另一方面，觀察並探究高溫熔融物質落入爐心底部的空乏區或殘餘冷卻水之模擬實驗，可更進一步了解嚴重核事故時燃料棒熔毀於冷卻水中的淬冷現象，提供災害應變措施決策參考，提升核能安全。
4. 核能材料安全性評估分析研究方面，核能材料安全性評估分析，除了了解核能材料之性質外，更提供下一代核能電廠使用材料之研究資料，提升國內外已運轉及下一世代核電廠之安全。擔任 Nature Publication Group 旗下 Scientific Reports 期刊的編輯，可藉由審稿與編輯推進研究先進合金的國際進展；獲美國 TMS 學會的獎項可推廣國內相關研究活動，例如：推廣將於清大舉辦的第一屆國際高熵合金研討會。
5. 隨著氣候暖化、空汙加重及建築國際化的趨勢，國內有不少住戶採用空調及外來建材。過去較常引起國人疑慮的是當國外對於建材有較嚴格規定時，是否不合格建材會因此流入國內。因此，對於國內法規未強制規定之氬氣於公共空間的測量與評估，會是國人健康風險一個十分重要的因子。目前國外建議的改善方法，大多遷就高緯度寒帶地區冬季的能源節約考量，因此對於國內的亞熱帶氣候特性未必適用。如果發現有過高氬濃度的狀況，也可發展適合國內狀況的改善方法並提供與國外交流。

對於國內所調查結果加以整理，並對氬濃度較高之區域，探討適當的改進方法。所得結論加以整理完成報告與論文，於國內外相關會議及期刊發表，與其他專家就國內的經驗加以交流。

6. 為建構本會「核能資訊公開透明機制」，明訂公眾有權力向核設施經營者與管制機關要求提供核安相關資訊，也規範核設施經營者與管制機關有責任、主動提供並公開與民眾權益及安全有關的所有資訊。計畫將整合研析「政府資訊公開法修正草案」、「行政程序法修正草案」以及本會「核能資訊公開透明專法草案」的修訂方向與影響，檢視本會資訊公開相關的法規制度，再對建全本會核能安全與資訊透明法制化作業及其配套措施等提出建議與整體報告。

分項計畫五：核電廠除役安全審查技術之研究

1. 核電廠除役時，大部分的結構及設備都將被拆除，在整個核電廠的建築中，使用了數以百噸計的混凝土，當除役工作開始進行，大量的混凝土將成為廢棄物，由於混凝土廢棄物的數量相當龐大，如何處理混凝土廢棄物，是一項值得重視的工作，大部分不具有放射性的混凝土，可以一般廢棄物掩埋處理或回收。
2. 使民眾瞭解政府對於核電廠除役的務實態度，可有效緩和民眾在核能爭議上長久處於對立的局勢。
3. 藉由研究報告的公開，民眾可以理解管制機關對除役計畫審查的嚴謹態度，對核能電廠相關議題的態度可以變得更為客觀。
4. 放射性廢棄物處理的技術，在符合相關法規及安全性的原則下，須考慮公眾及社會的接受性，對社會及環境的衝擊降到最低，達到最佳的廢棄物處理效果。
5. 研究成果將會對除役審查工作執行有所助益，透過透明公開之資訊，可以減少社會對相關議題之疑慮，亦有助於對超 C 類低放射性廢棄物管理相關技術之信任。

五、其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

1. 本研究之相關研究成果可作為核能安全主管機關的決策依據。
2. 可培育核子工程相關人才，本計畫共培育了博士生 3 位、以及碩士生

18 位。透過本計畫的人才培育，可彌補嚴重的專業人員斷層現象。

3. 本研究所培育的人才，可立即投入數據運用及分析的相關領域，這與產業未來的走向(工業 4.0)，緊緊相扣。
4. 未來持續積極進行中，對於國家社會培養永續能源與安全人才不遺餘力，這些人才未來都將投入國內外能源與核能相關產業，推動國家社會的能源永續。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

日本對核電廠重啟動已擬定一套嚴格的新法規，稱為「新規制基準」，其中 FCVS 的設置是屬於該法規的要求項目；而 PAR 的設置則屬非強制性要求，可依電廠實際狀況設計。目前國內核能法規並未明文要求設置此二項設備，因此，電廠與管制單位在評估上述設備的效益上，觀點未必一致。本計畫的研究成果可促進瞭解此類除氫設備在嚴重事故時的效用，在深度防禦的考量下，PWR 乾式圍阻體內設置 PAR 作為斷然處置的後備措施，可將氫氣濃度抑制在爆轟範圍以下，有效保護圍阻體完整性，並於將來修訂相關法規時，提供客觀可信的參考依據。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

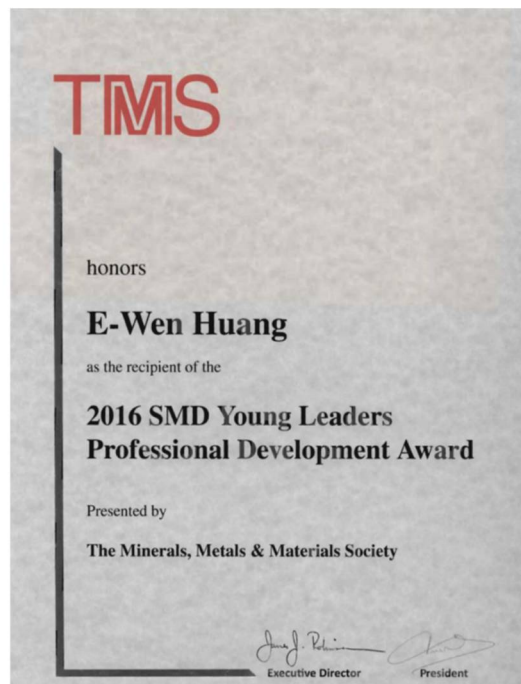
1. 共培育 4 位博士生與 2 位碩士生以及 1 位研究助理，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才。
2. 用過燃料池為電廠除役後仍然重要的議題，故可透過本計畫之人才培育對未來提供多位優秀人力。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

1. 中子物理安全技術方面，共培育 9 位碩士生與 1 位博士生，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才。
2. 熱流實驗環路測試與安全分析方面，計有 1 位博士生、6 位碩士生參與研究，其中博士生前往美國普度大學進行為期 6 個月之學術交流，1 位學生赴芝加哥出席 NURETH-16 發表本研究的成果，故本研究對人才之培養與國際交流有實質的助益。
3. 在高溫熔融物質淬冷研究方面，計有一位碩士生王予柔獲得教育部學海

築夢獎學金及本校工科系/核工 79 級國際交流獎學金赴美國麻省理工學院訪問研究；一位碩士生張宇祐參加美洲核能學會2016年冬季會議，並參加壁報論文比賽等。訪問研究或論文比賽對學生之國際視野與專業能力的提昇極有助益。

4. 核能材料安全性評估分析方面，共培育 2 位博士生、8 位碩士生與 4 位學士，為國內核能及材料產業提供優秀人力以及高級研究人才。
5. 以本計畫培育之工程相關人才獲得國際與國內獎項的肯定：如下圖(a)之振鋒企業論文獎與(b) The Minerals, Metals & Materials Society (TMS) Young Leaders Professional Development Award。可更深化國際學術合作並培育出一流人才，以補充產業未來的專業人員。



6. 在核能資訊透明方面，完成「核能安全與資訊透明法規評估報告」，透過各國（法、日、美）相關法規內容之比較，評估訂定我國「核能資訊透明法規」之必要性與可行性，完成我國「核能資訊透明法規」草案及總說明，並附各條立法理由。
7. 另外為主動參與國際社會，本會配合「行政院所屬各機關多邊國際條約及協定國內法化作業要點」，使本會施政與國際主流規範接軌，已檢視我國核安管制法規及放射性物料管理法規等與 IAEA「核能安全公約」及相關「同儕審查所加強之安全基準」相互對應情形，也製作對照表供本會參考。

分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究

1. 核電廠除役安全審查技術方面，共培育 8 位碩士生與 2 位博士生，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才。
2. 計畫之執行有助於管制機關在未來擬定安全審查相關之評估作業、審查導則與管制策略之外，也加強管制機關審視目前國內在除役法規上有缺欠或需修改之處。
3. 藉由研究過程除了可培訓未來除役計畫相關的審查人力之外，也可使這些參與計畫的學生熟悉除役安全分析相關知識、中子活化研究與審查技術、除役廠址特性調查作業的程序與規範、除役核能電廠拆除和除污技術等，強化學生在核能技術、反應器工程、輻射安全、放射性廢棄物處置、以及保健物理等方面的專業知識。
4. 計畫執行所取得的相關經驗與資料，不但提供未來審查人員充分的參考資料，進行有效率的審查，並可提出各重要項目中重點技術以及適合本土使用之技術採用，使核電廠除役能安全順利執行。

貳、跨部會協調或與相關計畫之配合

核能技術及核電廠除役有專特性，除需具備一般工程技術、熟悉核子反應器系統、反應器設施管制法規、及放射性廢棄物管理法規、管制實務外，還必須具備輻射防護專業知識與經驗，國內相關研究單位與部會具獨一性，故計畫業務屬性可獨立執行。

參、檢討與展望

分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

104 年針對國內龍門電廠熱水流分析模式，模擬龍門電廠發生類似福島災變且處於長期喪失交流電情況下，探討龍門電廠狀況及事故處理與預防，105 年研究為核三廠壓水式反應器電廠在長期喪失交流電事故暫態下模式評估與系統程式差異比較，106 年則配合國際間發展評估國內壓水式電廠斷然處置與 FLEX 策略準則之整合性研究；107 年研究則探討壓水式電廠蒸氣產生器塞管率對斷然處置策略影響性之研究。

104 年為單一通道汽液雙相流地震水平震動實驗環路及地震對單一通道雙相流環路影響之模擬分析、105 年為地震水平震動平行通道汽液雙相流環路實驗平台及平行沸騰通道雙相流地震影響模擬分析、106 年單一通道沸騰雙相流垂直震動實驗環路及平行沸騰通道循環迴路遭受地震之模擬程式建立與精進、107 年為平行通道沸騰雙相流垂直震動實驗環路及相對應平行沸騰通道外加震動下之模擬分析，進行相關結果之分析比較與精進。

104 年至 105 年計畫期間已完成事故情境想定及初步系統的架構，並進一步針對分類器及特徵擷取方法進行深入的探究，促使事件辨識率從 104 年的 82.14% 提升至 105 年的 88.39%，系統功能也更加完善。但由於經過特徵萃取後之數據，仍含有對辨識不必要的資訊，故 106 年將往感測器偵選法則的建置前進，期望從電廠多樣的感測參數中挑選對事件辨識真正有助益的感測器，進而再提升事故辨識率。

建立一可分析 LWR 的水化學模擬程式，用於計算組件的電化學腐蝕電位，可以分析在額定功率運轉下的主循環迴路中，不同位置的注氫效益分

析。另外，進行啟動過程中不同功率運轉下的水化學分析，評估啟動過程的氧化還原劑濃度，作為後續評估組件的電化學腐蝕電位的依據及加氫效益評估。材料測試部分則是進行中溫 200 及 250°C 下 NWC 對於 316L SS 材料腐蝕實驗，了解啟動過程可能發生的腐蝕行為。106 年度將進行啟動過程加氫對於 316L SS 的腐蝕防制評估，未來 107 年度評估壓水式環境鎳基合金的腐蝕行為。

雙相流 T 型管實驗環路組裝與試運轉皆已完成，下一現階段乃進行實驗數據之蒐集與分析。本研究主要使用電導度計來量測截面平均空泡分率，分析不同表象速度比的情況下氣水分離之特性。本研究所獲得之實驗觀察與數據分析，除了能進一步了解不同流速與空泡分率下，T 型管氣水分離之特性。亦可以對 CFD 模式建立與驗證比對有相當之助益。此外，實驗上除了所測得之空泡分率外，其結果尚須輔以高速攝影機進行交互驗證，以增加實驗價值與可信度，這也是下一階段需進行的研究。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

國內核能電廠的圍阻體包含 BWR MARK I、MARK III 以及 PWR LARGE DRY 等型式，本計畫在 104 年度針對 BWR 的 MARK I 圍阻體研究，已有相當程度之成果，並累積各評估軟體的建模與操作經驗，對於 105 年度針對 BWR 的 MARK III 圍阻體的相關研究，有明顯助益。

105 年度已針對核二廠(MARK III 圍阻體)被動圍阻體洩壓過濾系統(Filtered Containment Venting System, FCVS)及被動式氫氣再結合器(Passive Autocatalytic Recombiner, PAR)在嚴重事故中的效用，完成深度評估；而在 PWR 方面，其 FCVS 及 PAR 的使用上，以及與電廠系統的連動對核能安全的影響，與 BWR 仍有相當大的差異，因此，需要藉由後續的研究計畫作更深入之瞭解，以完整涵蓋國內核電廠的圍阻體型式，提供核能管制單位及電廠更全面之參考。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

台灣之核能電廠除役是目前政府既定執行之目標，故用過燃料池在未來

幾十年是非常重要的燃料儲存方式，其安全性相對重要。本研究雖透過多重模式平行驗證及多面向考慮用過燃料池之安全性，但模式仍有精進空間，如：TRACE 程式可將燃料分區細節化，可使分析結果相比目前較保守之分析方式，在噴灑等措施的模擬結果更趨向真實情形。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

4-1「前瞻中子物理安全技術」

為了建立一套完整的爐心物理計算平台，105 年計畫已成功自行開發之直角與六角形燃料組件之爐心節點計算程式。從六角形爐心節點程式的比較與驗證中，發現使用 Conformal Mapping 的程式可以達到更高的準確度。未來可以從這方面著手進一步改良程式。此外，本研究所完成的程式皆為二維，未來應該拓展到三維，得以更廣泛的應用。

接續 105 年計畫的成果，擬於 106 年完成自行開發之爐心節點擴散法程式與通用型燃料束截面計程式進行連結，107 年將建立爐心中子物理計算與熱水流分析程式計算的連結。在完成自有爐心中子物理計算程式系列建立的同時，達到人才的培育的目的。

4-2「前瞻熱流實驗環路測試與安全分析」

本計畫在實驗條件的規劃方面，主要是參考國際重要文獻之實驗經驗與成果，進氣端的流量範圍設定為 1.5 L/min 至 15 L/min，進水端的範圍設定為 15 L/min 至 115 L/min。由於設計的參數條件呈現出的為氣泡流，故可觀察到氣泡合併和破裂之情形。由於今年主要是將實驗環路建置完成，並進行初步測試，後續再進行不同流速下，氣泡遷移與合併/破裂之量化研究，亦會輔以攝影方式協助觀察實驗的正確性。

此外，在 CFD 雙相模式上，目前現有的模型雖可以粗略地重現實驗情況。但細部情況與準確模擬，還需要針對介面作用力模型(例如 IATE, Interfacial Area Transport Equation)做進一步的研究，並於後續配合實驗進行完整性量化分析。

4-3「前瞻核能材料安全性評估分析」

碳化矽材料在高溫下離子輻照，主要觀察的為缺陷，並利用單晶結果與

多晶結果相比較，可知晶界確實在高溫情況下有抗輻照引致空泡生成之功效，但缺乏理論計算之結果，故仍未能有定量之成果及預估晶界面積與抗氣泡之關係為何，因此未來可往理論計算方面研究，探討點缺陷與核轉化物擴散情形，與晶界面積之分散作用，發展定量晶界尺寸抑制空泡的程度。另外於實驗中僅利用雙射束(Si+He)實驗模擬核融合環境，而實際情形氦亦為主要的核轉化物，每 dpa 的損傷中約佔有 40appm 的氦，故三射束實驗(Si+He+H)模擬為較貼近實際環境故考慮氦之作用也是一未來研究的方向。

文獻中顯示 TiAlN, AlCrN, CrN 為三種表現較為良好之商用氮化物薄膜，而 CrN 薄膜與 Zr-4 合金的匹配性與高溫抗腐蝕性最佳。然而，近年來高商合金的許多性質引起業界與學術界的注意，例如：耐高溫、自我修復、良好抗腐蝕性的特性。且國外也進一步引用 Ti₂AlC 等碳化物薄膜，皆在作為燃料護套薄膜材料上有良好的表現。然而，在各個實驗中的環境設定皆有所不同，難以統一判定其優劣。因此，研究其薄膜破壞機制方可對於薄膜的選用有更進一步的了解。在後續研究，尚須針對更高溫的環境、不同的氣氛、中子輻照等條件進行篩選的實驗。此外，針對水氣環境的影響如：氫氣、氫脆等現象，有關氫方面的觀測技術也相當有限且昂貴，找出適當的技術能利於核能產業的分析。

由於熱交換管從進口處(950°C)降低至出口處(~350°C)，而為符合成本考量，在不同溫度區間可使用不同的材料，以達到經濟效益。因此，為了有利於未來材料上的選用並針對選用材料的銲接處理進行修正，考慮進行異種銲接熱影響區的抗蝕性。預計將不同銲接條件的銲件進行氧化測試並比較結果進行比較，以評估最佳的銲接條件，有利於未來 VHTR 現場管件接合的技術。由於反應器在運轉與停機中會有多次升降溫，因此可進行多次氧化循環之實驗，確定多次循環對於合金之影響。並可做更長時間之腐蝕實驗，確認長時間下各合金的表現是否與短時間有差異。

4-4 「熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究」

本研究以實驗的方式探討高溫熔融物質在去離子水中的淬冷現象，以模擬反應爐發生爐心熔毀熔融物質掉落至爐心底部之殘餘冷卻水之淬冷現

象，本研究以攝影機觀察高溫(1100℃)熔融銅於常壓不同溫度的淬冷槽內的物理現象。由研究的結果可以得到以下的結論：

由高速攝影機取得不同冷卻水之淬冷情況，在去離子水中氣液介面的蒸氣膜較為完整且平滑，而在海水中的氣液介面的蒸氣膜層較為不完整且有很多明顯波紋。後者可能是赫爾霍茲不穩定性與氣液介面的離子分佈相互作用的結果。

由實驗拍攝的影像觀察並分析，熔體前緣在天然海水中的落下速度快於在去離子水中，推測因在海水蒸汽泡不易結合成大蒸汽泡或蒸氣膜，故所受到的阻力較小。

由實驗拍攝的影像觀察並分析，熔體前緣於不同次冷度的海水中；次冷度越低，其熔體前緣速度落下越慢，推測因水溫越高，蒸汽膜越厚，熔體前緣所受到的阻力即越大。

觀察熔體淬冷結束後的表面情況，可發現水溫越高，落下的高溫熔融銅液被膜沸騰包覆的時間就會越久，其就有足夠的時間讓熔融銅液形成較為光滑的表面，其碎片也會形成類似球狀。

本研究可能是國內首次研究高溫熔融體於冷卻水中的淬冷現象，期間碰到許多的挑戰，研究的經驗產生下列的建議：

因各類不鏽鋼加熱管件加熱到 1100 度以上均會產生嚴重的氧化，導致其表面氧化層會不斷剝落，同時在清理殘餘銅渣時會影響不銹鋼物件，使下次實驗產生誤差。同時剝落的不鏽鋼氧化層落於高溫爐內，對其也是一種損害，未來將尋找合適的加熱管件材料。

目前模擬熔融物質所使用的金屬為銅，而初步判斷因銅的黏度較大，故從影像中難以觀察到有銅顆粒從熔融流體撥離出來，故未來的研究需再尋找更合適的模擬物質。

目前的作動方式對於加熱管件有逐步損害的趨勢，未來將改善實驗作動方式，使高溫熔融物質落下的方式能更為精準。

為確保爐心熔融物不再熔穿爐穴下方地基，未來將於冷卻水槽裝設一冷卻系統以利熱移除。

4-5 「後福島時代全球核安管制法制之發展新趨勢」

在核能資訊透明方面，完成「核能安全與資訊透明法規評估報告」，透過各國（法、日、美）相關法規內容之比較，評估訂定我國「核能資訊透明法規」之必要性與可行性，完成我國「核能資訊透明法規」草案及總說明，並附各條立法理由。未來，將依照法務部正在研擬「政府資訊公開法修正草案」、「行政程序法修正草案」以及本會研擬「核能資訊公開透明專法草案」的修訂方向與影響，評估朝向是否制定專法或修改本會各作用法。

另外為主動參與國際社會，本會配合「行政院所屬各機關多邊國際條約及協定國內法化作業要點」，使本會施政與國際主流規範接軌，已檢視我國核安管制法規及放射性物料管理法規等與 IAEA「核能安全公約」及相關「同儕審查所加強之安全基準」相互對應情形，也製作對照表供本會參考。

4-6 「台灣地區住宅氡氣活度量測與劑量評估先期調查研究計畫」

本研究採用主動式的儀器測量方式進行室內氡氣活度抽樣調查，105 年度已完成測量 109 戶住宅的客廳與臥室或書房。

在正常通風的環境下，客廳室內氡活度的平均值為 23.2 貝克/立方米，在臥房則為 22.7 貝克/立方米。其中有 6 戶大於 100 貝克/立方米，實測結果客廳與臥房差異不大。

以最新的 ICRP-126 號報告室內氡劑量評估參數每 100 貝克/立方米相當於 3.3 mSv/y，評估室內氡氣對台灣地區國民輻射劑量約為 0.70 毫西弗/年。比 25 年前的評估值 0.36 毫西弗/年高 93%，約為 UNSCEAR 公布世界平均值 1.2 毫西弗/年的 58%。活度升高原因研判係生活水準提高，空調與氣密窗普遍使用，通風率下降所致，溫室效應導致空調開啟時間拉長也是原因之一。

105 年刻意將度量對象偏重在新竹以北住宅，結果顯示並沒有地域性差別，台灣本島也未發現氡易發地區(Rn prone area)。

國外木造建築室內氡氣主要來自其下土壤，台灣現代住家室內氡氣主要來自建材，針對台灣住家預防氡暴露之方法，建議增加通風率 和阻絕建材表面氡氣逸出其效果最佳。其次選擇鈾系列天然放射性較低的建材，也可預防氡的暴露。

分項計畫五：核電廠除役安全審查技術之研究

除役技術及研究含括項目甚多，各國除役經驗持續累積，資料量十分龐大，若能作有系統的資料庫分類及整理，將有利於未來核電廠的除役規劃與執行。

為協助除役計畫審查，精進核能電廠除役作業及安全審查技術重點方向，以作為核能電廠除役管制作業及審查之參考。預定未來可規劃的研究方向有：除役核電廠建物與廠址解除管制之審查與驗證技術研究、除役核電廠輻射特性調查評估之審查與驗證研究、除役核電廠之下表層污染特性評估及其計算模型建構與驗證方法技術研究、核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗資訊研析、核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證技術研究。針對除役審查作業提出相關重點和關鍵事項，進一步提出未來安全審查之建議，以協助除役與各項除役作業計畫之審查，使除役計畫規劃順利執行，得於預定期程內完成除役工作。

附表、佐證資料表

【A 論文】

中文/英文題名	作者	發表 年度 (西 元 年)	文 獻 類 別	重 要 期 刊 資 料 庫 簡 稱	引 用 情 形	獲 獎 情 形	獎 項 名 稱	論文出處	科研 設施 用戶 發表 論文	備註
Station Blackout Mitigation Strategies Analysis for Maanshan PWR Plant Using TRACE	Hao-Tzu Lin, Jong-Rong Wang, Kai-Chun Huang, Chunkuan Shih, Show-Chyuan Chiang, Chia-Chuan Liu	2016	D	SCI	C	N		Annals of Nuclear Energy	N	分項一子項一的研究成果
Establishment of TRACE containment model and Maanshan ELAP analysis	Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih	2016	F		A	N		NUTHOS-11	N	分項一子項一的研究成果
ANALYSIS OF ELAP AND MITIGATION STRATEGIES IN MAANSHAN PWR WITH PCTRAN	Y. T. Hsu, J. H. Yang, C. Shih.	2016	F		A	N		ANS meeting	N	分項一子項一的研究成果
RELAP5/MOD3.3 Model Assessment of Maanshan Nuclear Power Plant with SNAP Interface	Kai-Chun Yang, Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih	2016	E		C	N		CSME 33th	N	分項一子項一的研究成果
Application of TRACE/CFD Model for MSLB event in Maanshan Nuclear Power Plant	Chun-fu Huang, Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih	2016	E		C	N		CSME 33th	N	分項一子項一的研究成果
Fuel Rod Behavior	Shang-Yu Lee,	2016	E		C	N		CSME 33th	N	分項一

Analysis by FRAPTRAN/TRACE Code in Maanshan LBLOCA	Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih									子項一 的研究 成果
The Effect of Vertical Seismic Acceleration on the Nonlinear Dynamics of a Single Natural Circulation Nuclear-Coupled Boiling Channel	J. D. Lee*, C. Pan and S. W. Chen	2016	F		C	N		The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydrauli cs, Operations and Safety (NUTHOS-11)	N	分項一 子項二 的研究 成果
Expreimental Study of Two-Phase Flow in a Rectangular Pipe Under Various Vibration Condition	M.L. Chai, F.J. Kuo, S.W. Chen, J.R. Wang, J.D. Lee, C. Shih	2016	F		C	N		The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydrauli cs, Operations and Safety (NUTHOS-11)	N	分項一 子項二 的研究 成果
Experiment of ultrasonic effect on heat transfer in pool subcooled condition	F.C. Liu, S.W. Chen, F.J. Kuo, M.L. Chai, J.R. Wang, W.K. Lin, C. Shih, J.D. Lee	2016	F		C	N		The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydrauli cs, Operations and Safety (NUTHOS-11)	N	分項一 子項二 的研究 成果
Identification and early warning for NPP accident	Jian-Lun Huang and Hwai-Pwu Chou	2016	F		C	N		International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, San Francisco, CA, USA (April 17-20, 2016).	N	分項一 子項三 的研究 成果
Accident management based on computerized emergency operating	Yen-Chun Chiu and Hwai-Pwu Chou	2016	F		C	N		International Congress on Advances in Nuclear Power	N	分項一 子項三 的研究 成果

procedures							Plants, San Francisco, CA, USA (April. 17-20, 2016).		
A novel feature extraction scheme for NPP initiating event identification	Ting-Han Lin, Shun-Chi Wu, and Hwai-Pwu Chou	2016	F		C	N	International Conference of Nuclear Engineering, Charlotte, NC, USA (June 26-30, 2016).	N	分項一子項三的研究成果
Feature Extraction and Sensor Selection for NPP Initiating Event Identification	Ting-Han Lin, Shun-Chi Wu, Kuang-You Chen, and Hwai-Pwu Chou	投稿中	D	SCI	C	N		N	分項一子項三的研究成果
Stress Corrosion Cracking of Welded Type 316L Stainless Steels in Simulated BWR Environments	Y.L. Chen, T.K. Yeh and M. Y. Wang	2016	F		A	N	International Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking (ICG-EAC) Annual Meeting	N	分項一子項四的研究成果
Assessing the SCC Mitigation by Hydrogen Water Chemistry in an Advanced Boiling Water Reactor	Mei-Ya Wang and Tsung-Kuang Yeh	2016	F		A	N	International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems	N	分項一子項四的研究成果
The Model Establishment and Analysis of TRACE/MELCOR for Kuosheng Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool	W. S. Hsu, Y. Chiang, Y. S. Tseng, J. R. Wang, C. Shih, S. W. Chen	2016	D	EI	C	N	International Journal of Chemical, Molecular, Nuclear, Materials and Metallurgical Engineering Vol: 10, No: 10	N	分項二的研究成果
The Establishment of MELCOR/SNAP Model of Chinshan Nuclear Power Plant for Ultimate Response Guideline	W. S. Hsu, Y. Chiang, J. R. Wang, T. Y. Wang, T. Y. Wang, T.C. Wang, J. T. Teng, S. W. Chen and C.	2016	C		C	N	NED 9061	N	分項二的研究成果

	K. Shih									
Extended Loss of AC Power (ELAP) Analysis of Kuosheng BWR/6 Using MELCOR2.1/SNAP	Y. Chiang, J. R. Wang, A. L. Ho, W. S. Hsu, J. T. Teng, J. Chang, S. W. Chen and C. K. Shih	2016	F		C	N		PSAM-13/KORE A	N	分項二的研究成果
Fuel Rod Thermo-Mechanic Analysis of Kuosheng NPP in MSIVC TRANSIENT with RELAP5 MOD3.3/FRAPTRAN/PYTHON Code in SNAP Interface	H. C. Chang, C. Shih, J. R. Wang, S. C. Chiang, T. Y. Yu, I. C. Lee, W. S. Hsu	2016	F		C	N		ANS Winter Meeting 2016	N	分項二的研究成果
國聖核能電廠用過燃料池模型建立與分析	J. T. Teng, C. H. Hsu, H. C. Weng, Y. C. Huang, J. R. Wang, W. S. Hsu, T. C. Wang	2016	E		C	N		中國機械工程學會 105 年度年會暨第 33 屆全國學術研討會	N	分項二的研究成果
The Establishment of Safety Analysis Methodology for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool under Fukushima-like Accident condition	Hao-Tzu Lin, Wan-Yun Li, Jong-Rong Wang, Yung-Shin Tseng, Hsiung-Chih Chen, Chunkuan Shih, Shao-Wen Chen	投稿中	D	SCI	C	N		Kerntechnik, 2016.	N	分項三的研究成果
The Model Establishment and Analysis of TRACE/FRAPTRAN for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool	J. R. Wang, H. T. Lin, Y. S. Tseng, W. Y. Li, H. C. Chen, S. W. Chen, C. Shih	Vol: 10, No:6, 2016	D	EI	C	N		World Academy of Science, Engineering and Technology, International Journal of Chemical, Molecular, Nuclear, Materials and Metallurgical Engineering	N	分項三的研究成果
The Model Establishment and	W. S. Hsu, Y. Chiang, Y. S.	2016	D	EI	C	N		World Academy of Science,	N	分項三

Analysis of TRACE/MELCOR for Kuosheng Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool,	Tseng, J. R. Wang, C. Shih, S. W. Chen							Engineering and Technology		的研究成果
MELCOR Analysis on Hydrogen Behaviors of Chinshan NPP Spent Fuel Pool	Yu Chiang, Ai-Ling Ho, Jong-Rong Wang, Shao-Wen Chen, Wen-Sheng Hsu, Jyh-Tong Teng, Chunkuan Shih	October 2-7, 2016	F		C	N		PSAM-13, Korea, 2016.	N	分項三的研究成果
Investigating thermal mixing and reverse flow characteristics in a T-junction using CFD methodology	C.H. Lin, Y.M. Ferng	2016	D	SCI	C	N		Applied Thermal Engineering	N	分項一子項五的研究成果
Investigating thermal mixing and reverse flow characteristics in a T-junction by way of experiments	C.H. Lin, M.S. Chen, Y.M. Ferng	2016	D	SCI	C	N		Applied Thermal Engineering	N	分項一子項五的研究成果
Methodology development of CFD/PFM for PTS analysis on nuclear reactor safety	C.H. Kang, P.C. Huang, Y.C. Hung, C.H. Lin, Y.S. Tseng, Y.M. Ferng, C.Y. Shih	2016	F		C	N		CFD4NRS	N	分項一子項五的研究成果
Experimentally investigating boiling characteristics in the transition boiling for the downward facing heating	T.J. Chuang, Y.M. Ferng	2016	D	SCI	C	N		Annals of Nuclear Energy	N	分項四子項二的研究成果
Experimentally investigating heat transfer and boiling characteristics for the downward facing wall heating	T.J. Chung, J.W. Chen, Y.M. Ferng	2016	D	SCI	C	N		International Journal of Thermal Sciences	N	分項四子項二的研究成果
The Influence of Chemistry	P.C. Huang, H.W. Chou, Y.M. Ferng	2016	D	SCI	C	N		Nuclear Engineering and	N	分項一子項五

Concentration on the Fracture Risk of a Reactor Pressure Vessel Subjected to Pressurized Thermal Shocks								Design		的研究成果
Fatigue induced deformation and thermodynamics evolution in a nano particle strengthened nickel base superalloy	E-Wen Huang*, Chung-Kai Chang, Peter K. Liaw, and Tsung-Ruei Sue	2016	D	EI	C	N		Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures	N	分項四子項三的研究成果
Structure and Hardness Characterizations for Phase Transformation Study of Al-Cu Alloys during Non-isothermal Precipitation	E-W. Huang, C.-S. Tsao, M.-H. Wen, T.-Y. Kuo, C.-J. Su, Y.-H. Liao	2016	B	EI	C	N		金屬熱處理學刊	N	分項四子項三的研究成果
Fatigue-Crack-Growth Behavior of Two Pipe-line Steels	B. Chen, G. Wang, S. Chen, G. Muralidharan, D. Stalheim, A.-C. Sun, E.-W. Huang, P. K. Liaw	2016	D	SCI	C	N		Advanced Engineering Materials	N	分項四子項三的研究成果
Neutronics and computational fluid dynamics analysis for a natural circulation loop of molten fuel salt	R.J. Sheu, C.H. Chang, Y.M. Ferng, O. Feynberg	2016	D	EI	C	N		Transactions of American Nuclear Society	N	分項四子項一的研究成果
Investigation on the thermal-hydraulic characteristic and mixing effect of pressurized thermal shock for a T-junction piping system	C.Y. Chang, C.H. Lin, Y.M. Ferng D	2016	F		C	N		International Congress on Advances in Nuclear Power Plants	N	分項一子項五的研究成果
Irradiation-induced microstructural evolution and	Ji-Jung Kai	2016	F		C	N		39th International Conference and Exposition on	N	分項四子項三

swelling of 3C-SiC								Advanced Ceramics and Composites		的研究成果
Microstructural Evolution of Point Defects in Irradiated at SiC	Yan-Ru. Lin	2016	F		C	N		17th International Conference on Fusion Reactor Materials	N	分項四子項三的研究成果
Fatigue-Crack-Growth Behavior of Two Pipeline Steels	E-Wen Huang	2016	F		C	N		TMS 2016 145th Annual Meeting & Exhibition	N	分項四子項三的研究成果
Confined martensitic phase transformation kinetics and lattice dynamics in NiCoFeGa shape memory alloys	E-Wen Huang	2016	F		C	N		International Symposium on Plasticity and Its Current Applications	N	分項四子項三的研究成果
OXIDATION BEHAVIOR OF NICKEL- BASED SUPERALLOYS IN HIGH-TEMPERATURE HELIUM ENVIRONMENTS	F.Y. Chuang, C.J. Tsai, T.K. Yeh, M.Y. Wang	2016	F		C	N		Oxidation Behavior of Nickel- Based Superalloys in High-temperature Helium Environments	N	分項四子項三的研究成果
鎳基合金在含雜質氬氣環境下之高溫氧化行為研究 (D)	莊凡誼、葉宗洸、王美雅	2016	E		C	N		海峽兩岸腐蝕與防護研討會	N	分項四子項三的研究成果
Using In-situ Neutron Diffraction to Investigate the Lattice Deformation During Tensile Test for Additive Manufactured Stainless Steel	Shih-Min Chen (陳仕珉)、Yu-Lun Jao (饒育綸)、Ke An (安軻)、E-Wen Huang (黃爾文)	2016	E		C	N		國家同步輻射研究中心第二十二屆用戶年會暨討論會	N	分項四子項三的研究成果
Using neutron measurements to study the Lattice moduli and thermal	Yi-Hung Chen (陳翊閎)、E-Wen Huang (黃爾文)、Jien-Wei Yeh	2016	E		C	N		國家同步輻射研究中心第二十二屆用戶年會暨討論會	N	分項四子項三的研究成果

expansion coefficient of CoCrFeMnNi high-entropy Alloy	(葉均蔚)、Chia-En Hsu (許嘉恩)、Chin-Ming Lin (林志明)、Ke An (安軻)									
A Comparative Study of Strain Profiles between Dislocation Analysis (DXA) and Whole Powder Pattern Modeling (WPPM)	Tsung-Ruei Sui (隋宗叡), E-Wen Huang (黃爾文), Ka-Yu Ho (何家裕), Paolo Scardi, Albert Flor, Yu-Chieh Lo (羅友杰) and Wen-Jay Lee (李玟韻)	2016	E		C	N		國家同步輻射研究中心第二十二屆用戶年會暨討論會	N	分項四子項三的研究成果
In-situ Neutron Diffraction measurements to Investigate Lattice Deformation for Additive Manufactured Stainless Steel	Shih-Min Chen (陳仕珉), Yu-Lun Jao (饒育綸), Ke An (安軻), E-Wen Huang (黃爾文)	2016	E		C	N		2016 中子散射研習營	N	分項四子項三的研究成果
Thermal expansion coefficients study of CoCrFeMnNi high-entropy alloy by using neutron measurements	Yi-Hung Chen (陳翊閔), E-Wen Huang (黃爾文), Jien-Wei Yeh (葉均蔚), Chia-En Hsu (許嘉恩)、Chin-Ming Lin (林志明)、Ke An (安軻)	2016	E		C	N		2016 中子散射研習營	N	分項四子項三的研究成果
Round-robin Test for Line Profile Analysis (LPA) Study	Tsung-Ruei Sui (隋宗叡), E-Wen Huang (黃爾文), Ka-Yu Ho (何家裕), Paolo Scardi, Albert Flor, Yu-Chieh Lo (羅友杰), Wen-Jay	2016	E		C	N		2016 中子散射研習營	N	分項四子項三的研究成果

	Lee (李玟韻)									
Synchrotron X-ray structure-resolved study of Photovoltaic Titanium Oxide Phthalocyan	Wei-Chieh Huang (黃威捷), E-Wen Huang (黃爾文), Hui-Tzu Yeh (葉蕙慈), Tsz-Fei Chan (陳子飛), Yu-Hsiang Hsu (許聿翔), Tsun-Hsu Chen (陳存勗), Chun-Chieh Wang(王俊杰), Chung-Kai Chang (張仲凱) and Ya-Wen Su(蘇雅雯)	2016	E		C	N		105 年中國材料科學學會年會	N	分項四子項三的研究成果
Investigate the Lattice Deformation during Tensile Test by In-situ Neutron Diffraction for Additive Manufactured Stainless Steel	Shih-Min Chen (陳仕珉)、Yu-Lun Jao (饒育綸)、An-Ke (安軻)、E-Wen Huang (黃爾文)	2016	E		C	N		105 年中國材料科學學會年會	N	分項四子項三的研究成果
Using neutron measurements to study the thermal expansion coefficients at lattice level CoCrFeMnNi high-entropy alloy	Yi-Hung Chen (陳翊閔), E-Wen Huang (黃爾文), Jien-Wei Yeh (葉均蔚), Chia-En Hsu (許嘉恩)、Chin-Ming Lin (林志明)、Ke An (安軻)	2016	E		C	N		105 年中國材料科學學會年會	N	分項四子項三的研究成果
Round-robin Test for Line Profile Analysis (LPA) Study	Tsung-Ruei Sui (隋宗叡), E-Wen Huang (黃爾文), Ka-Yu Ho (何家裕), Paolo Scardi, Albert Flor, Yu-Chieh Lo (羅	2016	E		C	N		105 年中國材料科學學會年會	N	分項四子項三的研究成果

	友杰) and Wen-Jay Lee (李 玟韻)									
Investigate the Lattice Deformation during Tensile Test by In-situ Neutron Diffraction for Additive Manufactured Stainless Steel	Tzu-Hsuan Huang(黃子 軒)、Kun-Yen Liao (廖堃硯), E-Wen Huang(黃 爾 文), Chun-Chieh Wang (王俊 杰), Yi-An Lai(賴 羿安), Shou-Yi Chang(張守一)	2016	E		C	N		105 年中國材料 科學學會年會	N	分項四 子項三 的研究 成果

註：

1. 如已投稿尚未發表，請於發表年填寫「投稿中」。
2. 文獻類別：A 國內一般期刊論文、B 國內重要期刊論文、C 國外一般期刊論文、D 國外重要期刊論文、E 國內研討會論文、F 國際研討會論文、G 國內專書論文、H 國外專書論文。
3. 重要期刊資料庫簡稱：如「文獻類別」選 B、D，則本欄位必填，例如 SCI、SSCI、EI、AHCI、TSSCI 等。
4. 引用情形：A 被論文引用、B 被專利引用、C 未被引用。
5. 獲獎情形：Y 有獲獎、N 否。
6. 獎項名稱：如「獲獎情形」為 Y，則本欄位必填。
7. 科研設施用戶發表論文：Y 是、N 否。

【B 合作團隊(計畫)養成】

團隊/計畫、研究中心、實驗室、協議名稱	團隊所屬機構	合作 模式	團隊 性質	成立時間 (西元年)	合作 國家	合作 對象	合作 內容	備 註
斷然處置措施研究團隊	清華大學	A	A	N	N	N	N	
熱水力與核能安全研究團隊	清華大學	A	A	N	N	N	N	
事故分類及舒緩決策輔助系統研究團隊	清華大學	A	A	N	N	N	N	

核電廠水化學暨材料腐蝕研究團隊	清華大學	A	A	N	N	N	N	
CFD 模式與應用研究團隊	清華大學	A	A	N	N	N	N	
核電廠圍阻體安全研究團隊	清華大學	B	A	N	N	N	N	
圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊	中原大學	B	A	N	N	N	N	
圍阻體內氫氣爆炸 FLACS 模式研究團隊	長榮大學	B	A	N	N	N	N	
燃料池安全與嚴重事故分析團隊	清華大學	B	A	N	N	N	N	
前瞻中子物理安全技術研究團隊	清華大學	A	A	N	N	N	N	
CFD 雙相沸騰熱傳先進模式研究團隊	清華大學	C	A	N	美	N	N	
電子顯微鏡/鍍膜/離子輻照/金屬腐蝕/高溫氧化/材料機械性質量測之研究團隊	清華大學	B	A	N	N	N	N	

註：

1. 合作模式：A 機構內跨領域合作、B 跨機構合作、C 跨國合作。
2. 團隊性質：A 合作團隊或合作計畫、B 研究中心、C 實驗室、D 簽訂協議。
3. 合作國家：如「合作模式」為 C，則本欄位必填。

【C 培育及延攬人才】

姓名	學歷	參與性質	機構名稱	指導教授	參與培訓課程名稱	取得證照	證照名稱	國際交換國家	備註
楊融華	A	A	清華大學	施純寬	N	N	N	N	核三廠 TRACE 建模與模擬分析
葉璟賢	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	核三廠 MAAP 建模與模擬分析
黃文樞	C	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	核三廠 RELAP 建模與模擬分析
陳建廷	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	核三廠 RELAP 建模與模擬分析

林明松	A	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	實驗設計
林郁格	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	模擬分析
劉芳琴	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	實驗設計
蔡明倫	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	模擬分析
郭封均	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	實驗設計
王亭懿	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	模擬分析
張祐銜	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	實驗設計
林廷翰	A	A	清華大學	吳順吉	N	N	N	N	事故資料庫建置 及特徵擷取演算法建置
黃健倫	B	A	清華大學	周懷樸	N	N	N	N	核電廠事故預警 及辨識之研究
邱彥鈞	B	A	清華大學	周懷樸	N	N	N	N	核電廠安全度評 估方法研究
陳光佑	B	A	清華大學	吳順吉	N	N	N	N	分類器研究及建 置、未訓類別辨識 演算法建置
謝明劭	B	A	清華大學	吳順吉	N	N	N	N	電廠模擬器與辨 識系統整合
何泉漢	B	A	清華大學	葉宗洸	N	N	N	N	執行 SSRT 實驗

楊靜茹	B	A	清華大學	葉宗洸	N	N	N	N	執行水化學分析
李郁萱	B	A	清華大學	葉宗洸	N	N	N	N	執行水化學分析
李宛芸	A	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	負責 FRAPCON 與 FRAPTRAN 燃 料護套應力分析 之相關工作
辜郁庭	A	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	負責 CFD 模式建 立與局部分析之 相關工作
蔣宇	A	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	嚴重事故分組研 究之相關工作
何愛玲	A	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	負責燃料池臨界 分析研究之相關 工作
張靖	B	A	清華大學	陳紹文	N	N	N	N	嚴重事故分組研 究之相關工作
袁暄期	A	A	中原大學	許政行	N	N	N	N	負責用過燃料池 資料蒐集、參數建 構、程式模擬分 析、分析結果討論 與報告撰寫等相 關工作
黃雅娟	專任 助理	A	中原大學		N	N	N	N	負責 MAAP 研究 之相關工作
黃品鈞	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	執行 T 型管環路 系統之運轉與實 驗
熊韋茜	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	執行 T 型管環路 系統之運轉與實 驗數據分析

曾佩淇	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	協助執行 T 型管系統之架設、實驗與數據蒐集
王俊仁	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	協助執行 T 型管實驗數據處理與分析比對
張仲翔	B	A	清華大學	薛燕婉	N	N	N	N	研究分析
王瑞渝	B	A	清華大學	薛燕婉	N	N	N	N	研究分析
蔡佳君	B	A	清華大學	薛燕婉	N	N	N	N	研究分析
孫如璟	B	A	清華大學	薛燕婉	N	N	N	N	研究分析
陳聖元	B	A	清華大學	許榮鈞	N	N	N	N	研究分析
蘇冠宇	B	A	清華大學	許榮鈞	N	N	N	N	研究分析
林鈺博	B	A	清華大學	許榮鈞	N	N	N	N	研究分析
戴承楷	B	A	清華大學	薛燕婉	N	N	N	N	研究分析
王振安	C	A	清華大學	許榮鈞	N	N	N	N	研究分析
伯毆吉	A	D	清華大學	許榮鈞	N	N	N	N	研究分析
莊天睿	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	執行環形管雙相流 CFD 之模式建

									立與計算分析
徐仲彥	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	執行環形管雙相流實驗系統之運轉與實驗數據分析
賴科維	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	協助執行環形管雙相流實驗系統數據處理
洪郁荃	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	協助執行環形管雙相流實驗系統之分析比對
張永漢	B	A	清華大學	馮玉明	N	N	N	N	協助執行環形管雙相流實驗系統數據紀錄
王予柔	B	A	清華大學	潘欽	N	N	N	N	燃料棒熔毀前的後乾化熱流分析
張宇祐	B	A	清華大學	潘欽	N	N	N	N	熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究
何明析	A	A	清華大學	潘欽	N	N	N	N	熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究
張凱評	B	A	清大工科系	歐陽汎怡	N	N	N	N	研究分析
沈政緯	B	A	清大工科系	歐陽汎怡	N	N	N	N	研究分析
鄭福本	A	A	海大材料系	開物	N	N	N	N	研究分析
陳偉昇	A	A	海大材料系	開物	N	N	N	N	研究分析

蔡佳蓉	B	A	清大工科系	葉宗洸	N	N	N	N	研究分析
莊凡誼	B	A	清大工科系	葉宗洸	N	N	N	N	研究分析
隋宗叡	B	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	學習製備高熵合金，並使用同步輻射光源進行 XRD 繞射研究，主要使用在測量熱膨脹係數
陳翊閎	B	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	煉製高熵合金進行研究、測量熱膨脹，使用同步輻射光源進行實驗。另外也協助本計畫招標小型拉伸機，並學習拉伸機的使用，以在本計畫的研究發揮功用
陳仕珉	B	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	研究鐵基合金之材料性質，運用萬能拉伸機測量其 Strain、UTS、YS 等機械性質，並使用同步輻射光源得繞射圖譜，藉由 CMWP 等軟體分析微結構
黃威捷	B	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	研究分析
湯浩正	C	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	研究分析

廖堃硯	C	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	研究分析
劉馨霖	C	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	研究分析
蔡舒琴	C	A	交大材料系	黃爾文	N	N	N	N	研究分析

註：

1. 學歷：A 博士(含博士生)、B 碩士(含碩士生)、C 學士(含學士生)。
2. 參與性質：A 參與計畫、B 學程通過、C 培訓課程通過、D 國際學生/學者交換、E 延攬人才。
3. 指導教授：如「參與性質」為 A、B，則本欄位必填。
4. 參與培訓課程名稱：如「參與性質」為 B、C，則本欄位必填。
5. 取得證照：如「參與性質」為 C，則本欄位必填，Y 是、N 否。
6. 證照名稱：如「取得證照」為 Y，則本欄位必填。
7. 國際交換國家：如「參與性質」為 D，則本欄位必填，A 美國、B 歐洲、C 其他。

【D1 研究報告】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位	採納 代碼	備註
核能安全及前瞻技術之強化研究	潘欽、葉宗洸、許文勝、白寶實、梁正宏、施純寬、周懷樸、馮玉明、陳紹文、王美雅、李進得、王仲容、許政行、翁輝竹、許榮鈞、薛燕婉、歐陽汎怡、開執中、開物、黃爾文、林志宏	2016	清華大學	C	
核電廠除役之審查與驗證技術研究	裴晉哲、白寶實、趙得勝、蔣安忠、林志宏、劉千田	2016	清華大學	C	
核能電廠除役作業安全之審查技術研究	裴晉哲、白寶實、趙得勝、蔣安忠、林志宏、劉千田	2015	清華大學	C	
核能安全與資訊公開	張惠東	2016	臺北大學	D	

透明專法之研究					
『從 IAEA「核能安全公約」檢視我國核能安全管制法體系』	程明修	2016	東吳大學	D	
台灣地區住宅氬氣活度量測與劑評估研究	陳清江	2016	義守大學	D	

註：採納代碼:A 院級採納、B 部會署級採納、C 單位內採納、D 存參。

【E 學術活動】

研討會名稱	性質	舉辦日期 (起)	舉辦日期 (迄)	主辦單位	備註
105 年度委託計畫成果發表會	A	105.12.21	105.12.21	原能會	
105 年度委託計畫成果發表會	A	104.12.15	104.12.15	原能會	
核能安全法制研討會-程序之透明	B	105.04.23	105.04.23	東吳大學	
法國核能資訊公開法座談會	A	105.04.23	105.04.23	臺北大學	

註：性質:A 國內學術研討會、B 國際學術研討會、C 兩岸學術研討會。

【II 辦理技術活動】

技術/競賽活動名稱	性質	屬性	舉辦日期 (起)	舉辦日期 (迄)	主辦單位	舉辦地點	備註
期中查訪技術研討會	A	A	2016/07/13	2016/07/13	原能會	清華大學	
期末查訪技術研討會	A	A	2016/12/23	2016/12/23	原能會	原能會	

註：

1. 性質：A 技術研討會、B 競賽活動、技術說明會或推廣活動、D 其他。
2. 屬性：A 國內活動、B 國際活動。