

107 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
(4/4)

執行期間：

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

本期：自 107 年 01 月 01 日 至 107 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

目 錄

【107 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	4
第一部分	7
壹、 目標與架構	8
一、 目標與效益	8
(一) 目標	8
(二) 效益	10
二、 架構	13
三、 實際達成與原預期目標之差異說明	19
貳、 主要內容	21
一、 執行內容	21
二、 遭遇困難與因應對策	26
三、 實際執行與原規劃差異說明	26
參、 經費執行情形	27
一、 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
無	28
二、 經費執行情形	29
(一) 經資門經費表 (E005)	29
(二) 經費支用說明	30
(三) 經費實際支用與原規劃差異說明	30
肆、 主要產出與關鍵效益 (E003)	31
第二部分	35
壹、 主要成果之價值與貢獻度	36
一、 「探索(Discovery)」:	36
二、 「發展(Development)」:	49
三、 「推廣(Delivery)」:	55
四、 「商業化(Commercialization)」:	60
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)	62

貳、檢討與展望.....	66
參、其他補充資料.....	74
一、跨部會協調或與相關計畫之配合	74
二、其他補充說明.....	74
附表、【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】	75
附表、佐證資料表.....	93
附表、【107 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】	103

【107年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	107-2001-02-17-04					
計畫名稱	核能技術及核電廠除役之安全強化研究(4/4)					
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	行政院原子能委員會				
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	107 年 01 月 01 日至 107 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 (以前年度 請填決算數)	年度	經費(千元)		人力(人/年)		
	104	44,693		47.50		
	105	48,871		50.00		
	106	41,654		56.75		
	107	44,126		56.75		
	合計	179,344		211.00		
	107 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	11,145	10,518	94.37
			其他經常支出	29,720	28,047	94.37
			小計	40,865	38,565	94.37
		資本門	土地建築	0	0	0
			儀器設備	3,261	3,148	96.53
			其他資本支出	0	0	0
			小計	3,261	3,148	96.53
經費合計		44,126	41,713	94.53		
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技術研究」 1-2「輕水式反應器假設事故情況下熱流穩定性與安全注水特性研究」 分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析 2-1「嚴重事故下圍阻體內氫氣產生量評估」 2-2「氫氣擴散潛勢研究」 2-3「圍阻體內被動式觸媒氫氣再結合器及排氣之有效性分析」 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」 分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作 4-1「中子物理安全技術」 4-2「熱流實驗環路測試與安全分析」 4-3「核能材料安全性評估分析」 4-4「國際與國內氫氣量測評估與國民輻射劑量評估研究」 4-5「核能安全管制資訊公開透明化相關機制建立之研究」 4-6「台灣海域輻射偵測調查與國際比較分析」 分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究 5-1「除役廠址輻射物質外洩途徑與環境影響程度分析技術研究」 5-2「除役核能電廠物質與設備之處置偵檢驗證技術研究(MARSAME)」 5-3「除役核電廠之 RESRAD 廠址特性計算模型之建構與驗證方法研究」 5-4「核電廠除役作業及排程規劃之審查技術研究」 5-5「利用 RESRAD 建立除役人員劑量與環境影響之分析與驗證審查技術」 5-6「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全審查技術之研究」
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設計基準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：本分項計畫，將精進評估方法，以核三廠圍阻體為模擬對象，分析被動式觸媒氫氣再結合器及排氣系統之效能，並

	比較不同事故之差異，以提供國內運轉中核能電廠之核安管制參考。 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，並推動核能資訊公開透明機制。 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	無			
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	02-22322077	電子郵件	cysu@aec.gov.tw

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。希冀透過各分項計畫之執行，預期達到之目標，如下列：

1. 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設計基準事故舒緩決策應用於輕水式反應器的深入分析，有助於提升國內運轉中之核能電廠相關設施之安全，強化電廠工作人員事故處理教育，提升核安管制效率。
2. 別於以往「徵狀導向」的電廠異常舒緩措施，本計畫提出「事件導向」的做法，發展對應輔助系統用以辨識肇始事件，使運轉員可針對事件根源採取相對應的措施。107 年將此系統佈建於可程式邏輯陣列上，展現此系統實現於電廠的可能性。
3. 建立輕水式核電廠在遭受地震等外加震動條件之雙相流不穩定性分析能力與汽液/沸騰條件強制震動之實驗測試能力。107 年進行平行通道沸騰雙相流環路垂直震動實驗及對平行沸騰通道振盪模式之影響研究。
4. 透過分析 BWR 啟動過程的水化學狀態，藉以評估爐水的氧化性，並建立實驗測試應力腐蝕龜裂起始行為。評估實施加氫對於腐蝕抑制的效益。107 年則是針對 PWR 所使用之 X750 材料進行水化學對於材料腐蝕行為影響的研究。
5. 研究分析反應爐爐槽壓熱震所需相關熱水流特性，因反應爐爐槽壓熱震乃是壓水式電廠長期運轉所要關心的核能安全議題。前三年已透過實驗與分析，研究反應爐爐槽上游 T 型管注水之冷熱分層與汽水分流之熱水流特性，107 年之目標乃是設計反應爐爐槽 CCFL 實驗與 CFD 模擬之可行性，未來透過實驗與分析，提供熱震分析之局部條件進而提升分析之準

確性以及協助管制單位進行相關審查。

6. 逐年針對國內核電廠分別進行圍阻體氫氣處理及排氣系統之深度分析，確認電廠圍阻體加裝被動式氫氣再結合器(Passive Autocatalytic Recombiner, PAR)與排氣系統(Filtered Containment Venting Systems, FCVS)，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。本分項於 107 年度以 MELCOR 程式評估核三廠 PWR 圍阻體於 SBO 嚴重事故下之氫氣產生率，並利用 FLUENT 程式分別進行電廠圍阻體加裝被動式氫氣再結合器(PAR)與排氣過濾系統(FCVS)，於事故時防制圍阻體過壓失效與消弭氫氣累積之有效性。
7. 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。
8. 與歐、美、日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，共同研究開發核能安全技術，將建立自有的爐心中子物理計算工具，提升我國在此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，為我國提供安全之核能發電發展策略。透過雙相沸騰實驗與觀察，量測沸騰熱傳參數與觀察氣泡遷移特性，深入了解不同加熱角度下汽泡遷移與沸騰熱傳移熱特性之物理現象與模擬之分析模式，進而提出增強電廠在事故下之移熱能力，提升電廠運轉之安全性。107 年乃著重於不同加熱角度對池沸騰之影響效應，以期建立適用於核能安全分析之 CFD 雙相沸騰模式，提升核能安全 CFD 分析能力與本土化建立。
9. 將強化台灣沿岸環境輻射監測，以更明瞭目前台灣沿岸環境的輻射狀況，並與國際海洋輻射偵測相互比較分析，進一步保障國人輻射安全。
10. 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。
11. 針對室內乾貯設施之安全設計、分析技術與管制要點進行研究，並藉以彙整安全分析之審查導則。並協助管制機構建立

與國際室內乾貯設施之技術交流與未來管制、審查之教案建立，以增進國內室內乾貯之安全審查與管制之技術，提升作業安全與審查時效。

(二) 效益

1. 本計畫透過跨領域學術研究與分析能力建立，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基準事故舒緩決策應用於我國輕水式反應器的深入分析，有助於電廠管理階層制訂標準處理程序之參考依據，並強化審查技術有助於管制機關的核安管制以及第三方驗證工作。
2. 本研究建立平行通道沸騰雙相流環路震動實驗平台及外部垂直加速度波對平行通道振盪模式影響之分析能力，探討地震運動對雙相流體的影響。藉由垂直震動實驗與模擬程式之雙相流穩定性分析案例與結果，提供國內輕水式電廠於各種操作條件遭受地震狀況之安全管制參考。
3. 輔助系統能夠快速診斷電廠發生的異常狀況，令運轉員有足夠的資訊去思考對應的舒緩措施，提升運轉安全。此外，輔助系統建置於可程式邏輯陣列平台上，使程式能夠被快速地執行，達到快速診斷的目標。
4. 透過模擬分析與材料測試實驗，了解材料可能發生的裂縫起始來調整適當水化學狀態，確實可以達到組件材料防蝕效益。
5. 研究分析反應爐爐槽壓熱震所需相關熱水流特性，前三年已完成反應爐爐槽上游 T 型管注水之冷熱分層與汽水分流之熱水流特性，並發表多篇期刊論文與會議論文。107 年乃完成反應爐爐槽 CCFL 實驗之設計與 CFD 模擬之可行性。
6. 本計畫提供管制單位掌握核三廠在假想 SBO 嚴重事故下，其爐心熔毀所產生之氫氣量對圍阻體完整性之影響，及瞭解圍阻體加裝 PAR 及 FCVS 對此類事故之緩抑效益。確認圍阻體完整性，並防止嚴重事故時放射性物質的外洩，提供國內運轉中之核能電廠，核安管制之參考。
7. 本計畫建立核三廠用過燃料池之分區精進模式，以期此模式

之分析應用於後續年度之電廠演習、除役階段評估等用過燃料池安全相關之內容，強化其分析方法之面向及提升用過燃料池之安全。

8. 本計畫與歐、美、亞洲等核能先進國家進行國際交流，參與國際學術研討會，透過研究開發前瞻核能安全技術，在中子物理安全技術方面為發展自有爐心中子物理計算工具，可進行獨立驗證爐心安全參數，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。透過雙相沸騰實驗與觀察，量測沸騰熱傳參數與觀察氣泡遷移特性，以探討汽泡遷移與沸騰熱傳移熱特性之物理現象與建立並校驗模擬沸騰之分析模式，前三年已完成暫態向下加熱實驗以及環形汽泡流實驗，並發表多篇其論文與會議論文。107 年則是完成以及不同加熱角度對池沸騰影響之實驗，並評估現有沸騰熱傳模式。
9. 另外，台灣海域監測現況顯示並無輻射異常現象，民眾在海域活動及海生物食品輻安上並不會有健康上疑慮。而國內國民輻射劑量評估因近年醫療科技發展迅速，民眾生活習慣改變，有必要再重新調查。然而環境輻射來源繁多，本計畫先彙集資料，以建立調查的方法與規劃作業期程，以能確實更新國民輻射劑量資料庫，作為民眾風險溝通的基礎。並透過先期作業的進行，提升參與人員對於環境輻射的偵測與劑量評估方法的能力。
10. 民國 107 年後，國內各核能機組將陸續除役，本研究計畫可精進並健全主管機構在核電廠除役相關技術規範與審查能力，以順利整備並進行國內各核能電廠除役計畫之安全審查與作業執行。並精進未來核電廠除役時低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查、低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查、低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之審查。
11. 本研究也蒐集並研析德、日、英、美四國安全主管機關對乾式貯存設施之法規、設計基準、導則或審查評估報告等文件後，提出關於場址特性、廠房、護箱結構、消防、熱流、人口統計、臨界與屏蔽與意外事故相關修訂建議，並藉由邀請外部專家同儕審查機制，多次討論室內乾貯導則及審查規範之合宜性與妥適性，完成「申請設置用過核子燃料乾式貯存

設施安全分析報告導則」精進及研提「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查規範」草案，提供管制機關作為修法重要參採文件，以精進室內乾貯設施安全分析報告之審查及管制。因應核一廠除役階段必須興建室內乾貯設施，勢必需儘早建立安全管理技術，本研究展開室內乾式貯存設施安全驗證技術之先期研究，包括臨界、結構、熱流與屏蔽分析與意外事故等安全關鍵議題之技術分析基礎，同時培育國內具備安全分析平行驗證能力之專業技術人員。

● 國際比較與分析

(如有計畫執行前後之國際比較，請列出，並以表格方式呈現為佳。)

比較項目或 計畫產出成果	計畫執行前	計畫執行後
無	無	無

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	44,126/ (41,713)	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	4,395/ (4,155)	葉宗洸	施純寬、 陳紹文、 李進得、 周懷樸、 吳順吉、 王美雅、 馮玉明	國立清華大學	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設計基準事故舒緩決策應用於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，博士生 3 位、碩士生 9 位。共發表期刊論文 1 篇、會議論文 6 篇。 2. 積極參與國內外研討會。會中發表論文並與參加會議之專家學者進行交流。 3. 完成核三廠蒸汽產生器塞管分析模式建立、以及完成評估不同塞管率下(2%、5%、10%)對斷然處置安全注水措施與程序並無顯著影響。 4. 建立平行通道沸騰雙相流震動測試實驗並完成外部垂直加速度波對振盪模式之模擬分析。 5. 將過去發展的肇始事件偵測及辨識演算法，佈建於 FPGA 平台，並引入運轉員建議，修

								改辨識目標。所完成之系統可成功偵測且辨識出未知肇始事件，也能將不屬於訓練資料庫的事件隔離出來。 6. 完成 X-750 合金應力腐蝕龜裂起始與電化學分析實驗，X750 Alloy ST 與 X750 Alloy TT 都呈現不錯的抗蝕能力。添加氫氣對材料腐蝕具有抑制效果。 7. 已設計 CCFL 實驗並建立 CFD 對於 CCFL 之模擬模式，可提供電廠安全分析之條件。
		二、核電廠圍阻體嚴重事故安全分析	2,720/(2,571)	許文勝	鄧治東	國立清華大學、中原大學	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，強化電廠工作人員事故處理教育，提升核安管制效率。精進評估方法，以核三廠圍阻體為模擬對象，分析被動式觸媒氫氣再結合器及排氣系統之效能，並比較不同事故之差異，以提供國內運轉中核能電廠之核安管制參考。	1. 本計畫建立 1 個圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊，培養博士生 1 位及碩士生 1 位，發表期刊論文 1 篇、會議論文 2 篇。 2. 參與 1 場國外研討會及國際交流。 3. 藉本計畫之研究結果得知，核三廠於電廠全黑(SBO)事故下，即使未安裝 PAR 亦能確保圍阻體不致破損，然而考量深度防禦，建議裝設足夠的 PAR，經本研究結果確認核三廠實際安裝數量(17 個)，能夠

								提供較佳的安全餘裕；由於 FCVS 抽氣口高度與排出之氫氣濃度有關，建議在不影響圍阻體結構及流量設計的情況下，適當提高抽氣口，以兼顧其減壓及排氫之效能。 4. 本計畫之研究成果與結論，有助於管制單位掌握國內核電廠若發生類福島嚴重事故時，其爐心熔毀所產生之氫氣量，及瞭解圍阻體加裝 PAR 及 FCVS 對此類事故之緩抑效益。
		三、用過燃料池冷卻能力安全分析精進	1,247/ (1,179)	白寶實	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. 本計畫建立 1 個用過燃料池分析研究團隊，培養博士生 1 位及碩士生 2 位，發表會議論文 1 篇。 2. 透過精進 TRACE 分析模式，可發現舊有 TRACE 分析模式之運作結果過於保守，將新結果與 FRAPTRAN 程式進行比較則發現模擬結果十分相似，由 FRAPTRAN 結果進一步顯示燃料不會發生損壞的情況。

								3. MELCOR 程式透過燃料分區細化與時間步階之靈敏度分析結果，幫助判斷選擇適當的分區方法與合適的時間步階，進行精進模式之全黑事故模擬。 4. 舊版模式之計算以嚴格的分析強化用過燃料池安全性，如嚴重事故產氫或鋳合金火災之情況，但存有過度保守的情況，精進後之模式有效改善過度保守的情況，讓用過燃料池更加趨向真實性。本研究團隊建立用過燃料池分析技術，未來展望上有助於核管單位針對核一、二廠除役階段用過燃料池安全分析管制作業以及第三方驗證之工作。
		四、核能安全技術研究暨國際合作	17,534/ (16,575)	梁正宏	薛燕婉、許榮鈞、馮玉明、開執中、開物、潘欽、歐陽汎怡、劉	國立清華大學、國立台灣海洋大學、輻射偵測中心、臺北大學	與歐、美、日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，共同研究開發核能安全技術，提升我國在此領域的研發能力與國際地位，同時培	1. 本計畫養成 4 個研究團隊，博士生 3 位、碩士生 8 位。發表期刊論文 2 篇、會議論文 3 篇。 2. 本計畫培育之工程相關人才參與國際與國內會議，如：2018 American Nuclear Society Annual Meeting、

					祺章、李明達、高仁川		育核能安全專業技術人才，為我國提供安全之核能發電發展策略。將強化台灣沿岸環境輻射監測，以更明瞭目前台灣沿岸環境的輻射狀況，並與國際海洋輻射偵測相互比較分析，進一步保障國人輻射安全。	PHYSOR2018 、 2018 The Nuclear Materials Conference。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。 3. 建立自有 VHTR 爐心中子物理計算工具，並應用在新型稜柱型高溫氣冷式 VHTR 30 MW 爐心設計及溫度計算。 4. 針對核電廠出現之沸騰熱流現象進行實驗，從實驗測量與觀察中深入了解其中的熱流機制。並依此改善現有分析模型，提升安全分析之能力。 5. 完成熔體沿爐壁淬冷模擬研究，發現淬冷後碎片呈現片狀結構且較為脆弱，易碎成細小碎塊。 6. 台灣海域監測現況顯示並無輻射異常現象。 7. 檢討與規劃國民輻射劑量亟須再調查之項目、作業方法與作業期程，以能更新國人背景輻射資料庫，作為與民眾風險溝通的基礎。
--	--	--	--	--	------------	--	---	--

								8. 蒐集國外美、德、法、日等除役相關之具體法制經驗，包含除役任務的組織功能、除役作業期間核子損害賠償法之適用性及所涉的資訊公開辦理情形，並辦理 1 場次國際學術座談會。
		五、核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究	18,230/ (17,233)	裴晉哲	白寶實、 蔣安忠、 趙得勝、 劉鴻鳴、 吳裕文、 許榮鈞、 王仲容、 范政文、 盧廷鉅、 施純寬、 曾永信	國立清華大學、義守大學、工研院	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理實務所需之安全管理技術，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。就室內乾貯設施之安全設計、分析技術與管制要點進行研究，並藉以彙整安全分析之審查導則。有鑑於目前國內並無室內乾貯相關技術，故本研究亦將協助管制機構建立與國際室內乾貯設施之技術交流與未來管制、審查之教案建立，以	1. 進行除役安全審查與驗證技術的深入研析，建立應用 RESRAD 程式及 MARSSIM、MARSAME 規範於國內核電廠除役上的審查驗證技術，並與國外已完成除役電廠的案例進行比較分析，歸納要點，並提出管制建議。 2. 完成我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議、低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則、低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之審查導則。可強化管制技術及能力。 3. 完成「申請設置用過核子燃料

							增進國內室內乾貯之安全審查與管制之技術，提升作業安全與審查時效。	乾式貯存設施安全分析報告導則」修訂建議，及「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查規範」草案，精進我國用過核燃料室內貯存設施之審查導則與安全管理技術。 4. 完成混凝土護箱及金屬護箱室內貯存設施各一案例之臨界、結構、熱傳、屏蔽及意外事故安全驗證技術先期研究，為室內乾貯設施平行驗證技術預作準備。
--	--	--	--	--	--	--	----------------------------------	--

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

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

本分項計畫的主要執行內容，第一部分建立核三廠 TRACE 蒸汽產生器塞管率分析模型，並探討核三廠蒸汽產生器塞管率對於斷然處置措施之影響性的深入分析。第二部分為外部垂直加速度波對同相與反相振盪模式影響之模擬分析、驗證單一管路沸騰雙相流垂直振盪系統之實驗數據與理論分析結果、完成平行通道沸騰雙相流測試管道加工與組裝、並完成平行通道沸騰雙相流震動測試實驗。第三部分研究在於開發肇始事件偵測與辨識系統，用以輔助運轉員在面對事故時能順利完成回復操作，使反應器快速回到安全狀態。透過機器學習技術(如：訊號特徵萃取與感測器偵選)，將電廠監測數據中隱含的資訊萃取出，讓系統可擁：肇始事件偵測、肇始事件辨識及未訓事件隔離等功能。從結果顯示，此系統在事件辨識方面，可獲得 99.44% 的高辨識率。再者，佈建於 FPGA 平台上之辨識系統，平均於 3.0824 秒內可成功偵測與辨識到未知肇始事件，當中的 2.94 秒用來進行資料傳輸，程式執行僅費 0.14 秒。第四部分為模擬壓水式反應器一次側水迴路的系統，進行 X-750 合金應力腐蝕龜裂起始與電化學分析實驗，X750 顯現出良好的抗蝕性。第五部分的研究則回顧目前有關反向流極限(Counter Current Flow Limitation, CCFL)之實驗研究，從中研究並設計 CCFL 之實驗架構。各參數與組件之工作皆詳盡考慮，以重現可能發生之 CCFL 情況。以 CFD (Computational Fluid Dynamics) 數值模擬 CCFL 之實驗，用以驗證現有之模型對 CCFL 情況的預測能力。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

本分項計畫針對核三廠(乾式圍阻體)，在發生假想電廠全黑事故 (Station BlackOut, SBO)(有別於 106 年度的 LBLOCA 情境)，且不執行斷然處置措施，而導致類福島嚴重事故時，以 FLUENT 程式(有別於 106 年度使用 FLACS 程式)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。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

本分項計畫延續去年計畫之核三廠模式，研究重心在於燃料池模式之精進及強化，望此模式更趨近於現實，並擁有較好之計算結果。在 TRACE 程式，也就是熱水流分析相關模式中，本計畫將精進用過燃料之分區，將去年只有兩區之燃料細分為五區，並透過細節的流道計算區分不同區域之流道面積，而非舊有之簡化模式(冷卻水流道被假設為平均分布)；同時，熱傳路徑也將依照燃料分區做出大幅度的改進，透過此精進模式的全黑事故及補水救援措施之模擬，可有效強化用過燃料池之冷卻性能，確保其安全性。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

1. 中子物理安全技術透過爐心中子物理計算與熱水流分析程式計算的連結，分別發展 TRITON/PARCS/Simphxcode (TPS)序列，以及自有 VHTR 爐心中子物理計算工具，包含採用蒙地卡羅方法進行燃料晶格計算與全爐心計算工具 NuCoT，並應用在以 30 MW HTTR 為基礎的新型稜柱型高溫氣冷式 VHTR 爐心設計。於 2018/12/17 舉辦 2018 Advances in Reactor Physics Workshop，邀請日本名古屋大學教授 Akio Yamamoto 及上海交通大學退休教授趙榮安來台演講。
2. 為針對傾斜面上的沸騰進行實驗，於測量沸騰曲線時，同時使用高速攝影機記錄其汽泡的動力行為。藉此分析汽泡與其擾動，對於沸騰特性的影響。並比較現有分析模式與實驗資料，分析模式之不完善之處，最後基於實驗觀察提出改善方法。
3. 分為爐心材料、先進材料應用於燃料護套的研究與評估，與熱交換管材料，分述如下：
 - (1) 爐心材料：完成單晶/複合碳化矽材料受雙射束離子(氦、矽)輻照 (1300°C) 雙離子佈值實驗，以穿透式電子顯微鏡，觀察受輻照材料內晶體缺陷。
 - (2) 先進材料應用於燃料護套的研究與評估:探討高熵薄膜在高溫下的氧化速率與穩定性。高熵薄膜鍍著鋅-4 護套材料在高溫環境下的破壞機制。
 - (3) 熱交換管材料:進行鎳基超合金(Inconel 625)對 304L 之異種銲接。Inconel 625 基材在氬氣含不同水氣的氧化。
4. 熔融物質沿爐壁淬冷模擬研究探討沿爐壁淬冷熔融物質淬冷現象，以不同平面傾斜角度進行研究。並延續 106 年結果進一步探討不同

落差高度、冷卻水水位深度以及不同冷卻水的淬冷現象。

5. 強化台灣海域環境輻射監測，以釐清台灣海域環境輻射現況，並建立更為完整放射性核種含量水平調查資料，與國際海洋輻射偵測相互比較分析，以提供未來輻射監測分析數據比對佐證之參考。
6. 蒐集國內外相關文獻，確定國民輻射劑量的評估項次。粗分為天然與人造兩大類。天然輻射包括氡氣、宇宙輻射、建材輻射、食品飲水中天然放射物質等等，人造則包括醫療、工業、核能發電、核爆、核子事故等。各國因國情不同，評估的項目會有些許差異。先期探討內容就重要項目如氡氣、室內住宅輻射、食品飲水體內輻射、飛航宇宙輻射與醫療輻射進行探討，並建立未來四年完整調查的作業規劃。

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. 本研究廣泛研析國內外相關核電廠除役之建物與廠址解除管制、除役後廠址環境輻射偵測報告、RESRAD 廠址特性計算模型之建構與驗證方法、作業及排程規劃之國際經驗、輻射特性調查評估，針對除役審查作業方向，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，以精進除役與各項除役作業計畫之審查，使除役計畫得按規劃進度順利執行，於預定期程內完成除役工作。主要執行項目有：
 - (1) 收集與研析國際核能先進國家核能電廠除役過程中廠址輻射物質外洩途徑與環境影響程度之相關資料。
 - (2) 以 RESRAD-OFFSITE 模式進行除役廠址輻射物質外洩可能之路徑與環境影響程度分析與驗證。
 - (3) 建立建物與廠址解除管制評估之審查重點與接受準則。
 - (4) 研析並整理美國多部會物質與設備偵檢與評估手冊（Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME）的內容綱要與評估流程。
 - (5) 收集與研析應用 MARSAME 進行評估之國際案例。
 - (6) 利用 MARSAME 研析核一廠除役計畫與相關評估報告之分析方法及評估結果。
 - (7) 收集與研析除役核電廠之廠址特性計算模型相關的技術報告、管

制指引、與文獻資料，以掌握國際上在相關作業的最新發展。

- (8) 經由 RESRAD-ONSITE 程式的參數選擇策略研擬及參數靈敏度分析，可篩選出重要且不可忽略的核種、地質、水文或生化等相關參數，可作為未來執行審查與管制作業時的參考。
 - (9) 藉由 RESRAD-ONSITE 程式建構方法的熟習與使用經驗的累積，可協助研究團隊建立與精進 RESRAD-ONSITE 程式的計算分析能力，未來有機會亦可應用於低階放射性廢棄物處置設施的輻射劑量評估。
 - (10) 經由所建立的 RESRAD-ONSITE 廠址特性計算模型之分析技術與驗證方法，可以建立除役核電廠之 DCGL 數值計算的平行驗證能力。
 - (11) 建立系統性的參數選擇策略及程式分析技術，並提出相關作業的安全審查及管制策略。
 - (12) 收集與研析核電廠除役各階段細部作業及排程規劃之國際經驗資訊。
 - (13) 吸取各國除役作業及排程規劃的經驗方法與結果，條列出除役重點項目，作為導則之參考。提出除役審查管制重點及建議。
 - (14) 收集與研析國際核能先進國家核能電廠除役過程中對週圍活動人員與工作場所環境影響程度之相關資料。
 - (15) 研析 RESRAD-BUILD 除役人員劑量與工作場所評估之建構方法
 - (16) 進行 RESRAD-BUILD 除役人員劑量與工作場所評估結果驗證研究。
 - (17) 針對核電廠除役留用建築之審查重點與接受準則提出建議。
2. 本研究經初步研析將我國於除役核電廠低放射性廢棄物安全管制之審查技術研究分為三個子項計畫，針對國內除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業、盛裝容器、意外事件評估與應變作業之相關技術資訊與規範相關資料收集及比較分析，以獲取技術建立、人員培育與審查團隊養成之效益。
- (1) 除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究：透過 ISO/IEC 17025 對實驗室的品質系統和技術要求各細項，考量放射性廢棄物整桶量測作業技術特性，針對影響量測品質之關鍵

因素提出放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議，收集分析國際上低放射性廢棄物整桶計測之技術資訊、安全管制規定及技術規範，比較分析國內外低放射性廢棄物整桶計測之管制法規與作業實務，提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議，建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則。

(2) 除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究：本研究收集國際上低放射性廢棄物盛裝容器的相關的技術資訊與規範，會針對管制機關、營運者及放射性廢棄物的安全管制法規及安全等相關要求及規範比較分析。最後提出低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則的建議與精進。研究的範圍包括國際上低放射性廢棄物的盛裝容器種類、試驗、要求標準與使用案例、相關規範等資訊。

(3) 除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估研究：本研究工作除了相關資訊之收集外，尚需整合計畫中所收集之技術資料進行研讀與分析，從中找出歸納整理出除役核電廠內低放射性廢棄物處理貯存設施之預期意外事件評估與應變作業相關研究之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。參與計畫人員必將對除役之各項技術具備全盤性之認識，從而可提出對除役核電廠內低放射性廢棄物處理貯存設施之預期意外事件評估與應變作業審查技術重點作通盤了解。參與計畫人員必將對除役及其產生之放射性廢料之各項技術具備相當之認識，從而可提出對核電廠除役作業新建之廠內低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業的安全評估，並提供審查導則之建議。

3. 為使「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」與「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查審查規範」草案室

內乾貯導則及審查規範之合宜性與妥適性。本研究透過技術團隊所具有的風險臨界、結構、熱流與屏蔽技術對裝有 CASTOR 及 NAC-UMS 護箱的兩個假想室內乾貯設施進行分析，藉以提出具有技術佐證之修訂建議案，以檢核我國既有導則之修改必要性後，再提出修訂建議案，並經過資深安全分析、審查與申照經驗之外部同儕委員機制來提交建議。本研究共計產出以下成效：

- (1) 蒐集並研析德、日、英、美四國安全主管機關對乾式貯存設施之法規、設計基準、導則或審查評估報告等文件後，提出關於場址特性、廠房、護箱結構、消防、熱流、人口統計、臨界與屏蔽與意外事故相關修訂建議，並藉由邀請外部專家同儕審查機制，討論室內乾貯導則及審查規範之合宜性與妥適性，完成「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」精進及研提「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查審查規範」草案，提供管制機關參考，以精進室內乾貯存之審查安全分析報告。
- (2) 展開室內乾式貯存設施安全驗證技術之先期研究，分別完成 CASTOR 搭配混凝土護箱以及 NAC-UMS 搭配鋼構廠房之安全分析模式，可獨立用以評估結構、臨界、熱流及屏蔽，亦可整合後用於意外事故安全分析之用。完成 2 個風險分析案例，2 個臨界分析、2 個廠房地震力研析及 2 個護箱應力檢核、7 個熱流及 8 個屏蔽案例之計算，並綜合以上四項分析技術，完成 5 種意外事故分類下的 9 個案例研析。

二、遭遇困難與因應對策

類別	說明	因應措施與建議
執行困難	無	
執行落後	無	

三、實際執行與原規劃差異說明

無

參、經費執行情形

一、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

計畫名稱	執行情形	107 年度							108 年度 總人力 (預算數)	109 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	1.25	1.00	1.50	11.50	0.00	0.00	15.25	—	—
	實際	1.25	1.00	1.50	11.50	0.00	0.00	15.25	—	—
	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	4.50	0.00	0.00	5.00	—	—
	實際	0.25	0.25	0.00	4.50	0.00	0.00	5.00	—	—
	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	0.50	0.00	1.50	1.25	0.00	0.00	3.25	—	—
	實際	0.50	0.00	1.50	1.25	0.00	0.00	3.25	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
四、核能安全技術研究暨國際合作	原訂	2.00	1.00	2.00	12.00	0.00	0.00	17.00	—	—
	實際	2.00	1.00	2.00	12.00	0.00	0.00	17.00	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
五、核電廠除役與室	原訂	2.25	1.75	4.75	7.00	0.50	0.00	16.25	—	—

內乾貯安全審查技術之研究	實際	2.25	1.75	4.75	7.00	0.50	0.00	16.25	—	—
	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

二、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

1. 初編決算數：因績效報告書繳交時，審計機關尚未審定 107 年度決算，故請填列機關編造決算數。
2. 實支數：係指工作實際已執行且實際支付之款項，不包含暫付數。
3. 保留數：係指因發生權責關係經核准保留於以後年度繼續支付之經費。
4. 108 年度預算數：如立法院已通過 108 年度總預算，則填寫法定預算數；如立法院尚未通過總預算，則填寫預算案數。

單位：千元；%

	107 年度					108 年度 預算數	109 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	44,126	41,713	0	41,713	94.53			
一、經常門小計	40,865	38,565	0	38,565	94.37			
(1)人事費	0	0	0	0	0			
(2)材料費	11,145	10,518	0	10,518	94.37			
(3)其他經常支出	29,720	28,047	0	28,047	94.37			
二、資本門小計	3,261	3,148	0	3,148	96.53			
(1)土地建築	0	0	0	0	0			
(2)儀器設備	3,261	3,148	0	3,148	96.53			
(3)其他資本支出	0	0	0	0	0			

(二) 經費支用說明

本年度經費，其資本門主要用於採購高效能叢集電腦節點數目擴充、多核心電腦、輻射偵檢器、空氣採樣幫浦、高溫灰化爐、粉碎機等儀器設備，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消耗性材料及電腦週邊耗材，以及論文發表費、一般事務費、國內外差旅費、儀器使用維護費、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

肆、主要產出與關鍵效益（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 107 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		107 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)	35	1	107 年度本計畫之執行成果共發表論文國際 SCI 期刊 5 篇；其他期刊 1 篇；國內外研討會 21 篇，合計共 27 篇。	
			國外(篇)		5		
		研討會論文	國內(篇)		2		
			國外(篇)		19		
		專書論文	國內(篇)				
			國外(篇)				
	B.合作團隊(計畫)養成	機構內跨領域合作團隊(計畫)數		10	9	本計畫之執行共組成 17 個研究團隊，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			8		
		跨國合作團隊(計畫)數					
		簽訂合作協議數					
		形成研究中心數					
		形成實驗室數					

屬性	績效指標類別	績效指標項目	107 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	40	18	本計畫之執行共 60 名博碩士投入，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		33		
		學士培育/訓人數		9		
		學程或課程培訓人數				
		延攬科研人才數				
		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	5	10	本計畫共產生 10 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			效益說明可包含新藥、醫療器材於國內外臨床試驗通過情形等。	
		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	1	1. 邀請德國呂納堡大學 (Leuphana Universität Lüneburg, Germany), Prof. Thomas Schomerus 教授，著重在我國邁向非核家園的目標過程中，勢將遭遇的核電廠除役相關法制問題，如何參考德國的法制基礎與經驗，進行主題演講。 2. 辦理 2018 Advances in Reactor Physics workshop，邀請學者專家講授相關課程，以培養前瞻核安技術之相關人才。	
		<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			效益說明可包含課程、教材、手冊、軟體被引用情形，或其他個人或團體之加值利用情形等。	
		製作教材件數				
		製作手冊件數				

屬性	績效指標類別	績效指標項目	107 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		
技術創新 (科技技術創新)		自由軟體授權釋出教材件數				
	其他					
	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			完成 1 份海水放射性銫分析技術報告，海水銫分析取樣量由 60 公升降為 40 公升，有效提升取樣效率。	
		新檢驗方法數	0	1		
	I1.辦理技術活動	辦理技術研討會場次	0	5	本計畫辦理 7 場技術研討會。	
		辦理技術說明會或推廣活動場次	0	2		
		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	6	21	本計畫之相關研究人員，共參與 21 場以上相關研討會。	
	J1.技轉與智財授權	技轉或授權件數		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		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	107 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		
其他效益 (科技政策管理及其他)	K. 規範/標準或政策/法規草案制訂	參與制訂政府或產業技術規範/標準件數	2	2	產出之導則與審查規範可提供管制人員在查核安全分析報告中所需檢視的內容、範圍及所採用接受基準等要項。	
		參與制訂之政策或法規草案件數				
		草案被採納或認可通過件數				
		草案公告實施或發表件數				
	Y. 資訊平台與資料庫	新建資訊平台或資料庫數				
		更新資訊平台功能項目				
		更新或新增資料庫資料筆數				
		資訊平台或資料庫使用人次				
	AA. 決策依據	新建或整合流程數				
		提供政策建議或重大統計訊息數				
		政策建議被採納數				
		決策支援系統及其反應加速時間(%)				
	其他					

107 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：

本計畫研究成果博碩士研究生踴躍投入，積極進行專業人才培育，惟論文數量未達目標值，其餘皆符合原訂目標。

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。

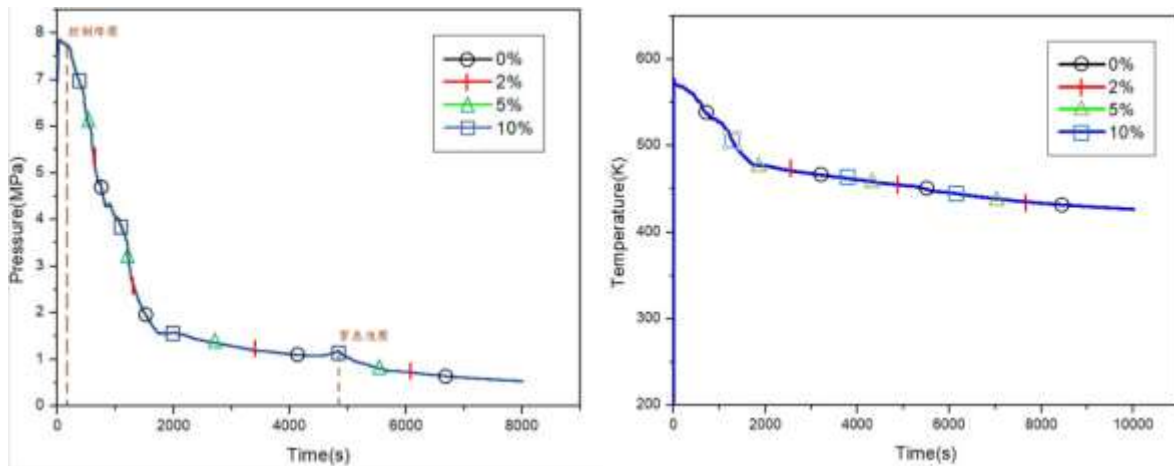
壹、主要成果之價值與貢獻度

一、「探索(Discovery)」：

(如學術成就(科技基礎研究)、探索新知、跨域學習與知識交流，追求科學上的突破與發現。)

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. 針對核三廠蒸汽產生器塞管率對斷然處置措施之影響性評估，研究發現蒸汽產生器塞管確實會對冷卻水流率造成影響，但以最大的塞管率 10%與無塞管的影響性來看，其影響程度約只有 0.3%左右，因此蒸汽產生器塞管率對核電廠運轉階段不會有太大之影響。而爐心進出口溫度來看，最大的塞管率 10%與無塞管的溫度差異約不到 1 度，影響程度也不到 1%，因此可知蒸汽產生器塞管率雖然會影響一、二次側系統之間熱交換，且隨著塞管率的增加，經過 U 型管的冷卻水溫度會稍高，代表移出系統的熱量減少(熱傳效果降低)，無塞管時爐心進口水溫約 566.64K，而 10%塞管率下爐心進口水溫約 567.51K，差異約 0.8K，其影響程度幾乎是微乎其微。而對於核三廠進行斷然處置程序時，並不會有熱流趨勢差異的影響，且相關重要時序與救援關鍵也無差異，對於運轉員執行相關程序時，遵照斷然處置程序操作即可，無須修訂斷然處置程序書，亦無需考量當下蒸汽產生器塞管率之影響。研究成果之佐證資料，可提供核管單位作為審查之參考依據，減少核三廠蒸汽產生器塞管率對電廠事故處置措施有效性之疑慮，並強化核安管制之技術能力。



蒸汽產生器壓力(斷然處置兩階段降壓) 不同塞管率下燃料護套溫度圖

2. 本研究為探究輕水式核電廠在遭受地震等外加震動條件之雙相流不穩定性，分別建立了實驗測試設備與理論分析程式，在四年計劃過程中已建立了單一通道/平行通道之汽液/沸騰雙相流之強制震動實驗測試，並建立純熱流/中子耦合之單一通道、平行通道及整個循環迴路系統的理論分析程式，分析在外加震動下各種系統不穩定性的狀況與現象。本研究之實驗結果發現空泡分率於外加震動之分布變化，實驗觀察不穩定條件之壓力與空泡震盪現象；理論分析程式已初步與實驗數據驗證，並已採用 921 地震數據實際進行模擬計算，分析了地震對爐心雙相流造成之穩定性影響與動態特性。
3. 核電廠肇始事件偵測與辨識系統的開發，是核子工程與數據科學兩大領域之結合。以往運轉員面對電廠之異常情事，主要採取「徵兆導向(symptom-oriented)」的舒緩措施。本研究則採用「事件導向」的策略，先盡可能納入可用的電廠監測參數，並透過智能運算技術(或機器學習技術)擷取出有用的資訊，用以判定事故的源頭，為一創新，並讓運轉員有足夠的時間，依據此資訊進行相對應的處置。
4. 探討壓水式反應器一次側系統組件採用的鎳基合金 X750 的應力腐蝕龜裂敏感性(Susceptibility)及裂縫生長行為，透過 PWR 模擬迴路，針對 X750 試片進行電化學極化掃描分析與 U-bend 應力腐蝕試驗，裂縫長度仍是屬於非常微小的程度(小於 50 微米)，在此測試中 X750 Alloy ST 與 X750 Alloy TT 都表現了不錯的抗蝕性能。Alloy X750 在

溶氫條件相較於除氧條件會有較低的腐蝕電位和腐蝕電流密度，也就是較低的腐蝕速率，高溫水環境中添加氫氣對材料腐蝕具有抑制效果。

5. 探討 CFD 模擬 CCFL 物理現象的可行性之模擬，在傳統使用系統程式與經驗式模擬的方法外，另找出一個三維局部的模擬模式。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

本研究所涵蓋之專業領域，主要分為三大類：其中，在類福島事故下，氫氣的擴散與遷移行為模擬，涉及計算流體力學；圍阻體內的氫氣燃燒，與石油鑽探或大型油槽火災事故所形成的燃燒爆炸現象相似；另外，核能電廠因應此嚴重事故，需要使用安全保護系統，而且不同型式的圍阻體有不同的安全設計，包括本分項計畫所評估的 PAR 及 FCVS。本計畫之執行，需要整合交流上述不同領域的知識與經驗，尋求突破，以完成此複雜之分析工作。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

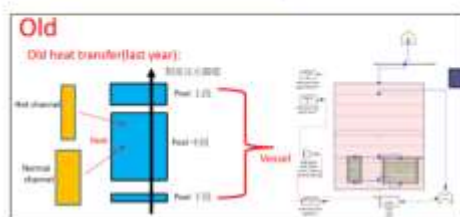
1. 本研究共完成 1 篇國際 SCI 期刊論文與 1 篇國際 EI 期刊論文、2 篇研討會論文，成果豐碩。
2. 完成 TRACE、CFD、FRAPCON、FRAPTRAN 與 MELCOR 的核三廠燃料池分析模式，可應用於其它暫態的分析及作為其他核電廠的模式建立之參考。
3. 藉由本計畫對用過燃料池之模擬分析，可瞭解燃料池失水事故情況及熱流現象，並進一步分析整理冷卻對事故救援措施的合適性，用以提供給核能電廠參考，加強用過燃料池的運轉安全。
4. TRACE 以及 CFD 分析結果可提供熱水流計算給電廠，加強事故下救援措施之時間餘裕判定，以及護套溫度之預測，TRACE 分析結果顯示燃料池在全爐退出的保守情形下，水位會在第 3.5 天因為失去冷卻循環而下降至燃料頂端，因此電廠有充足時間修復設備或者

尋找替代電源及水源。而 TRACE 計算到達法規限值 1088.7K 的時間為 4.3 天。

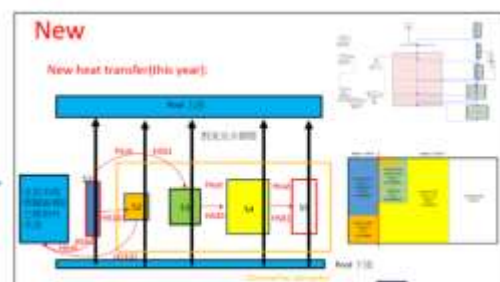
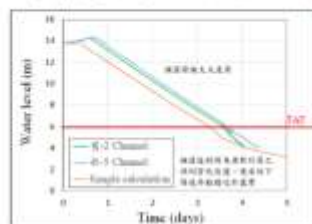
5. 透過與 FRAPTRAN 護套完整性分析結合，可以分析注水救援措施對於燃料護套之安全性是否有影響，更加提升救援措施之安全性。FRAPTRAN 計算在結合了氧化層厚度及護套環應變應力等效應後，核三廠燃料池有 4.2 天的安全餘裕可以準備替代注水。
6. TRACE 之精進模式計算在水位下降至 1/2 後進行 200GPM 之噴灑補水，可以有效降低燃料溫度，而燃料最高溫相比於舊有模式的 860K 下降到只有 560K，但計算時間由 4 天上升至 1 個月。
7. MELCOR 程式方面則顯示精進模式因為燃料間額外流道的增加，其中水位的計算與舊有模式較無差異，但護套溫度則保持低於 1000K 之穩定狀況，且維持在無產生氫氣的安全情況。
8. MELCOR 程式另可提供在嚴重事故下熱水流外的護套氧化放熱反應，透過分析注水造成之氧化熱，也可以提前做出應變。MELCOR 注水靈敏度分析顯示，在護套溫度超過 1500K 後，200GPM 的注水無法阻止鋁合金放出額外的氧化熱，但透過持續注水提升水量，仍然可以減低事故造成的影響。

核三廠用過燃料池TRACE模式精進說明

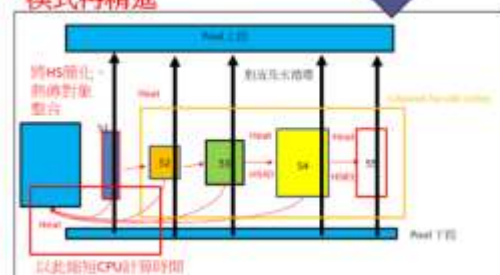
熱傳數據傳遞途徑精進



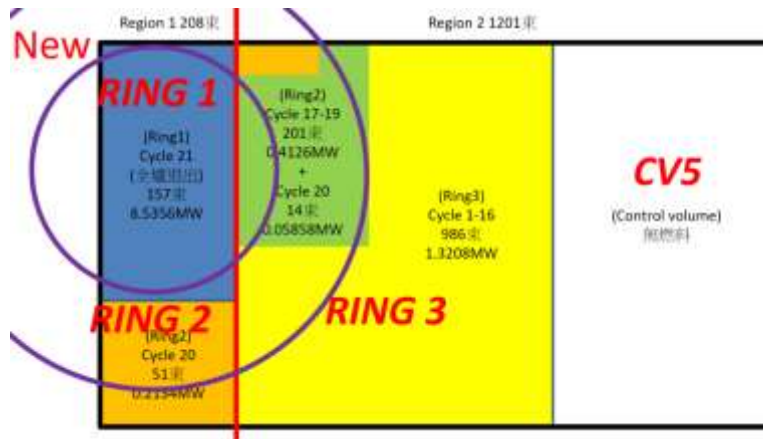
模式再精進之過程中，將熱傳組件之熱傳導統一傳至一集中水池，簡化其熱傳之複雜度，並考慮流道非均質化，同時也更貼近核三廠燃料池之實際冷卻情形。



模式再精進



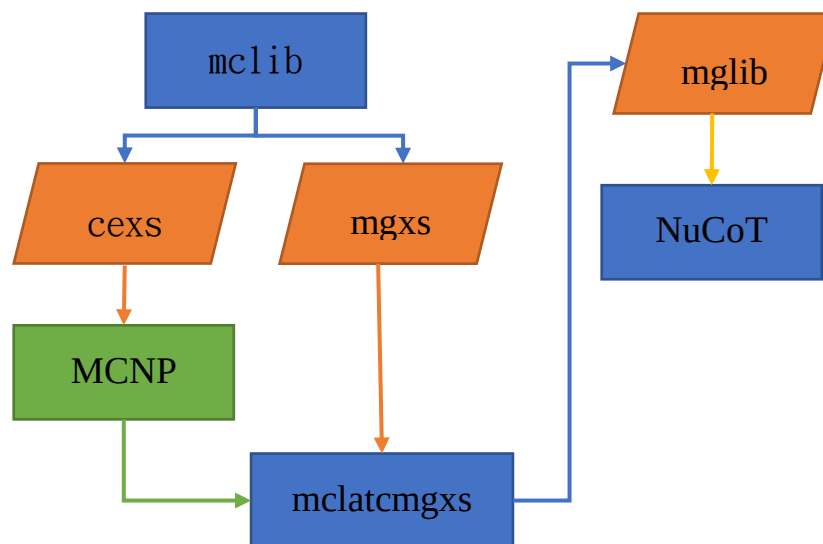
TRACE 核三燃料池分析模式精進



MELCOR 分析模式精進

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之相關成果包括：已發表 2 篇國際期刊論文，建立爐心中子物理計算平台與研究團隊，並透過舉辦研討會與國外學者分享並交流相關研究成果。對於國內中子物理人才培育、關鍵知識與經驗之累積均有相當助益。



自有 VHTR 爐心中子物理計算程式流程

2. 熱流實驗環路測試與安全分析：

藉由量測沸騰曲線與汽泡動力行為，深入了解沸騰行為與其傳熱機制，並對現有物理模型進行修正，顯示文獻上模式可能的忽略的沸騰機制。

3. 核能材料安全性評估分析：

(1) 「爐心材料」

本研究利用厚度為 $1.1\mu\text{m}$ 之單晶 3C 碳化矽薄膜材料和 SA-Tyrannohex 碳化矽全纖維複合材料進行氦單射束 15000 及 45000 appm，800 - 1200°C、矽單射束 20 dpa，40 及 200°C 及氦、矽雙射束 20 dpa/ 2000 appm 及 40 dpa/ 4000 appm，1000 - 1350°C 之實驗。氦及氦、矽離子輻照後之試片以穿透式電子顯微鏡觀察其微結構之變化，統計產生氦氣泡的平均直徑與密度，並經由理論計算出氦原子貢獻入氣泡中的原子濃度百分比及此劑量下之體膨脹率。

(2) 「先進材料應用於燃料護套的研究與評估」

- i. 成功鍍著高熵氮化膜在 Si(100)上，且建立鍍膜的參數與薄膜微結構與成分的關係。
- ii. 進行了薄膜高溫氧化評估，高熵氮化薄膜相較於 106 年度的氮化鉻薄膜具有較佳的抗氧化性。
- iii. 鍍著高熵氮化膜的試片相較未鍍膜的明顯有減緩氧化速率的趨勢。
- iv. 高熵薄膜相較於氮化鉻薄膜雖然薄膜本身具有較佳的抗氧化性，但是兩者對於保護鋁四基板的程度沒有太大的區別，其原因為在高溫時兩者薄膜都會受到很大的應力而破裂，其氧化機制的主宰皆會轉變為從裂縫侵入氧化，而非透過薄膜的擴散。

(3) 「異種焊接影響研究」

- i. 比較基材及熱影響區在 950°C 高純度氦氣及添加水氣環境下熱影響區氧化速率皆略快於基材。
- ii. Inconel 625 合金在在 950°C 高純度氦氣環境下主要生成單一 Cr_2O_3 ，而在添加水氣下則生成兩層氧化層，主要為外層的 MnCr_2O_4 及內層的 Cr_2O_3 層；另一方面，304L 在 950°C 高純度氦氣環境下主要生成外層 Fe_2O_3 及 $(\text{Fe}, \text{Mn}, \text{Cr})\text{O}_4$ 混合層及

內層 Cr_2O_3 層，在水氣下則生成外層 Fe_2O_3 及 Fe_3O_4 混合層及內層 FeCr_2O 層。

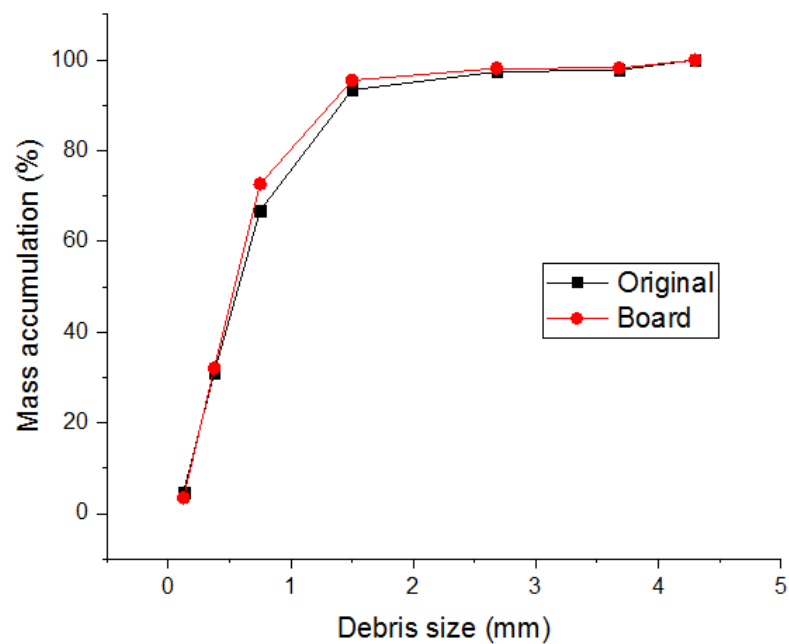
- iii. 鎳基合金在 950°C 含水氣環境下其高溫氧化速率及抗氧化能力相較鐵基不銹鋼來的好。
- iv. 水氣中的水分子在高溫時會解離成 OH^- 及 H^+ 離子，而 H^+ 離子會在氧化層內部會聚集成氫分子 H_2 ，而在 950°C 高溫下， H_2 會受熱膨脹造成氧化層的結構鬆散，導致合金整體氧化速率增快。

4. 熔融物質沿爐壁淬冷模擬研究：

關於沿爐壁淬冷之模擬研究的部分，觀察結果發現由於淬冷的同時沿著傾斜板滑落，使許多熔體碎片呈現片狀結構。而片狀碎片的結構較為脆弱而容易破碎成更細小的碎塊，導致沿爐壁淬冷之小尺寸碎片會較自然淬冷的比例高，更大的表面積影響其淬冷效率。



熔體淬冷後碎片圖(左圖為自然墜落淬冷碎片；右圖為沿爐壁滑落淬冷碎片)



沿爐壁淬冷實驗碎片質量累積率比較(傾角 45 度)

5. 法制：

- (1) 射性廢棄物處置及其處置場址恐更須優先處理。其時間可能橫跨不同時期下的各執政者與國會結構，如何在兼顧世代責任、安全性等議題下，維持基礎法制或政策目標的一致性，對於台灣而言尤為困難，不斷形塑、凝聚各界的共識，至為緊要。



研討會與會各國學者合照



德國呂訥堡大學 Thomas Schomerus 教授個人照片

- (2) 美國法制在技術規範上，綜合除役指導綱要（NUREG-1757）係由 NRC 的「核物料安全與保障辦公室（Office of Nuclear Material Safety and Safeguards，NMSS）」彙整並更新眾多的除役指導規則文件所集結而成的三冊說明系列公告（NUREG）之內容，強化專業而富經驗的權責機構之人員配置，值得我國主管機關重視。另一方面，核安管制機關與環保機關的權限釐清與合作，在我國仍須借重跨部會協調機制的統整建立。參考日本之經驗，與相關之地方政府之間的合作，亦能強化民眾對除役過程的監督與信任。
6. 海域調查與國民劑量：彙集近 3 年住宅氡氣調查結果，發表於歐洲輻射防護學會年會。主要發現國內因為空調使用的普遍，以及節能考量使用氣密窗，造成室內氡氣濃度較過去調查結果高。但仍低於其他花崗岩地質為主的國家，僅為世界調查平均值的 57%，也都低於世界衛生組織建議的改善濃度，無輻射安全之顧慮。但檢視調查住宅資料，無地下室使用場所，由於國外文獻顯示氡氣容易在地下室累積至較高的濃度，未來規劃對於國內地下室場所進行量測調查。

分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」

1. 除役部分：
 - (1) 研究美國阿岡國家實驗室開發的放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統 RESRAD-OFFSITE 為重點，該分析程式可依廠內所量測出之各種核種活度數據及可能外釋途徑進行外界環境所接受

之劑量估算如空氣、水文、土壤及動植物等等。成果可提供給管制單位做國內除役核電廠廠外環境劑量分析及限值的審查驗證之參考。

- (2) 研析 RESRAD-OFFSITE 程式之整體參數設計，並參照程式內建之參數靈敏度測試功能，將單一參數同時放大和縮小至數倍，測試該單一參數對於程式模擬結果之人體輻射劑量的影響程度，進而找出關鍵參數和輻射曝露途徑分析。參數靈敏度分析結果顯示，大部分參數對於程式模擬結果之人體輻射劑量的影響程度非常小，發現只有少數參數對於模擬結果有較大的影響，除將該關鍵參數彙整於表格說明之，亦將 RESRAD-OFFSITE 的關鍵核種做重要度的分級。
- (3) 由 RESRAD-OFFSITE 程式之模擬結果，可提供分析每個核種與輻射曝露途徑(例如：直接體外輻射、塵埃和氬氣之吸入，以及蔬菜、肉品、牛奶、水生生物之攝食)所造成之輻射劑量、核種濃度、劑量與射源比率(DSR)、癌症風險。
- (4) RESRAD-OFFSITE 程式針對不同的廠址情境模擬，可計算出不同的 DSR 及 DCGL。運用 RESRAD-OFFSITE 程式計算單一核種之 DSR，可進而推算該單一核種之 DCGL，以符合法規限値之每年人體輻射劑量 25 mSv/y。其計算方程式如下所示：

$$DCGL \text{ (pCi/g)} = \frac{25 \text{ (mSv/y)}}{DSR \left[\frac{\text{(mSv/y)}}{\text{(pCi/g)}} \right]}$$

或

$$DCGL \text{ (pCi/m}^2\text{)} = \frac{25 \text{ (mSv/y)}}{DSR \left[\frac{\text{(mSv/y)}}{\text{(pCi/m}^2\text{)}} \right]}$$

若土壤中存在多重輻射污染之射源或核種時，則需依循比率總和不超過 1 之規則來進行殘留放射性污染的符合性驗證，其計算規則如下所示：

$$\sum_{s=1}^{\text{Source}} \sum_{r=1}^{\text{Radionuclide}} \frac{\text{Concentration}_{s,r}}{DCGL_{s,r}} \leq 1$$

- (5) 細部研析 MARSAME 與 MARSSIM 的異同處及其基本精神，整理 NUREG-1761 的物質與設備物件分類與偵檢單元，並簡述美國國家標準協會 ANSI/HPS N13.12 物質外釋標準，作為審查驗證的參考。
- (6) 由 Humboldt Bay 電廠的實務經驗，彙整其除役物質與設備處置偵檢程序，並研析其偵檢包與實務計算範例，說明各項公式及相關參數之使用依據，做為除役實務執行與審查驗證的參考。
- (7) 研析參考電廠的除役計畫與執照終止計畫以及台電核一廠除役計畫與相關評估報告，探討我國除役排程與國外經驗的異同。
- 針對除役核能電廠物質與設備之處置偵檢驗證，本計畫提出建議如下：
- i. 物質與設備的處置偵檢程序應以輻射防護與安全為最優先考量，並須備有完備之輻射防護程序書。
 - ii. MARSSIM/MARSAME 雖然內容繁複，但仍然保有應用上的彈性，這些文件的存在並非建立或取代法規、執照的要求，主管機關對於人員規劃、執行與處置偵檢可能有不同的要求，但 MARSSIM/MARSAME 作為有序的科學步驟，確實有助於放射性物質與設備的系統化評估與管理，從而決定較佳的處置方式，主管機關在進行除役作業的管制與視察時，可參考 MARSSIM/MARSAME，但不必要求業主必須依樣畫葫蘆，應視實際狀況採用合適的方式執行，並關注其執行根據與事實陳述之合理性，使各項作業能在合理的規範內，以保證輻射作業的安全作為優先考量。
 - iii. 由於我國法規的不同，除役計畫與相關評估報告並不能完整套用 MARSSIM/MARSAME 的程序，目前的各項評估報告在實質內容上雖符合這些科學化方法論的精神，但在偵檢的執行方面，還是有難以進行之處，建議舉辦除役核能電廠相關的學者專家座談會，以我國核能電廠除役法規的適用性為題進行公開討論，研擬除役相關法規修訂之必要性。
 - iv. 在驗證策略方面，應注重輻射安全的評估、廠址外釋利用的可完成性、以及除役作業對人員安全和環境保護的影響，未來應該關注的重點還是放在主要設備的解體及高度中子活化部件的拆除與處置。

- v. 持續進行電廠除役與審查驗證之人才培育、研擬成立廢棄物後端營運的專責機構、蒐集除役供應廠家的相關資訊及關注除役核能電廠相關產業鏈之發展。
- (8) 依序針對 RESRAD-ONSITE 程式的曝露途徑與劑量評估方法、參數選擇策略與靈敏度分析、概率性輻射劑量風險分析等方法進行研析，同時也選定美國 YNPS 核電廠的除役案例，實際利用 RESRAD-ONSITE 程式進行 DCGL 的驗證計算。
- (9) 曝露途徑與劑量評估方法分析：RESRAD-ONSITE 程式計算牽涉極為複雜的輻射曝露途徑，本研究已針對三種輻射曝露來源及九種環境傳遞途徑、DCGL 推算方法、輻射劑量評估所牽涉的重要因子、以及曝露情境擬定方案等進行研析，藉此釐清計算模型與各類參數的物理意義。
- (10) 參數選擇策略與靈敏度分析：RESRAD-ONSITE 程式牽涉數量眾多的輸入參數，計算時必須依據所關切廠址的特性來決定重要參數的數值，如此才能求得正確的 DCGL。本子項研究已依據 NUREG/CR-6697 技術指引研擬 RESRAD-ONSITE 程式的參數選擇策略，藉此進行參數的分類與重要性排序，同時也利用 RESRAD-ONSITE 程式的靈敏度分析功能完成重要參數的劑量影響評估，分析結果與 NUREG/CR-6697 的結果相符。
- (11) 概率性輻射劑量風險分析：RESRAD-ONSITE 程式的概率性分析功能可用以評估輸入參數的不確定性對於劑量的影響，除了有助於瞭解參數的重要性之外，也可藉由統計分析所得的相關係數來決定保守的參數值。本子項研究已針對 RESRAD-ONSITE 程式的概率性分析功能進行研析，包含程式的操作設定、取樣方法、分佈類型、分析結果等，同時也針對如何利用概率性分析方法進行參數值選定的流程進行說明。
- (12) DCGL 驗證計算：藉由國外除役核電廠的 DCGL 驗證計算，有助於精進輻射劑量評估概念模型的建構技術，同時也可藉此瞭解除役核電廠在進行 DCGL 計算時必須考慮的重要輸入參數，並獲知各殘留放射性核種對於劑量的影響。本子項研究引用美國 YNPS 除役核電廠的案例，除進行該廠址輸入參數的分析之外，也實際利用 RESRAD-ONSITE 程式進行該廠址的 DCGL 驗證計算，結果顯示與 YNPS 的計算結果相近。
- (13) 在進行廠址劑量評估模型的建構與 DCGL 的計算時，最重要的工作

即是建立有系統化及可靠的參數值選定流程，設施經營者除應建立必要的廠址特定參數之外，其餘參數也應依其重要性分為確定性分析參數與概率性分析參數。對於確定性分析參數，可直接採用預設值或援引於其它具有參考價值的文件或技術報告；對於概率性分析參數，則應進行參數的不確定性分析以確知其重要性，並據此決定其保守的數值。本研究已針對 RESRAD 廠址特性計算模型之建構與驗證方法進行詳細的說明，相關的內容也可做為管制機關在進行除役核電廠 DCGL 計算審查及管制時的參考。

- (14) 研析各國核電廠除役各階段之目標、作業項目、工作分解架構(Work Breakdown Structure, WBS)及作業排程(Scheduling)，考量的影響因素主要包括有：人員輻射劑量、廢棄物數量、費用估算等項目，深入了解各國除役程序以及時程規劃，以訂定適合國內核電廠的除役作業及排程規劃，作除役審查管制的參考。
- (15) 核電廠進行除役期間之作業排程規劃，為除役工作重要之一環，除役時程除須符合於法規時間內完成，還需兼顧可行性及達成性。本計畫研析各國核電廠除役各階段之目標、作業項目、工作分解架構(Work Breakdown Structure, WBS)及作業排程(Scheduling)，考量的影響因素主要包括有：人員輻射劑量、廢棄物數量、費用估算等項目，深入了解各國除役程序以及時程規劃，以訂定適合國內核電廠的除役作業及排程規劃，作除役審查管制的參考。除役工作牽涉範圍甚廣，舉凡精益管理、同步工程、費用分析、多目標優化、項目管理、軟體工具等概念，都將可應用於核電廠除役作業。近來，歐美學者提出多目標優化問題(MOOP)模型開發框架，重點討論核電廠的經驗數據，利用計算程式進程序設計模型，並應用不同的軟體工具加以活用經驗數據，可提高作業排程設計的優化度，其主要原則有四：(一)總費用最少化、(二)安全風險最小化、(三)活度曝露最小化、(四)計畫時程最小化。
- (16) 完成建構比較基準模型，做為研析 RESRAD 除役人員劑量與工作場所之評估。
- (17) 研究利用國立清華大學遭受輻射污染建築(生物科技南館)做為實際案例，完成利用 RESRAD-BUILD 程式評估工作場所輻射劑量的驗證工作。利用鑽心取樣與放射性活種分析所建立的污染總活度與污染分佈模式，進而評估污染建築室內空間輻射劑量率，其計算結果與現場實際量測結果相近，說明 RESRAD-BUILD 在評估建築物殘

留放射性物質對輻射劑量影響的適用性。

2. 低放廢棄物：以精進核電廠除役低放射性廢棄物安全審查研究為導向，對我國未來的規範研訂與審查工作頗有助益。對於各項重大議題的國際資訊彙整與技術發展，亦有豐碩的成果。重點項目摘要如下：
 - (1) 透過ISO/IEC 17025對實驗室的品質系統和技術要求各細項，考量放射性廢棄物整桶量測作業技術特性，針對影響量測品質之關鍵因素提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議。
 - (2) 建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議。
 - (3) 收集國際上低放射性廢棄物盛裝容器的相關的技術資訊與規範，會針對管制機關、營運者及放射性廢棄物的安全管制法規及安全等相關要求及規範比較分析，提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則建議。
 - (4) 收集分析國際上低放射性廢棄物處理設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊，比較分析國內外低放射性廢棄物處理設施預期意外事件評估與應變作業實務，提出我國低放射性廢棄物處理設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則建議。
 - (5) 收集分析國際上低放射性廢棄物貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊，比較分析國內外低放射性廢棄物貯存設施預期意外事件評估與應變作業實務，提出我國低放射性廢棄物貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則建議。
3. 室內乾貯：整合國內同儕專家之經驗與專業團隊之技術能力，探討比較室內室外乾貯設施在臨界、結構、熱流與屏蔽的關鍵差異，初步測試開發適用於平行驗證的分析技術，預期能應用於各式貯存護箱與廠房型式，以提高安全分析與驗證的品質。

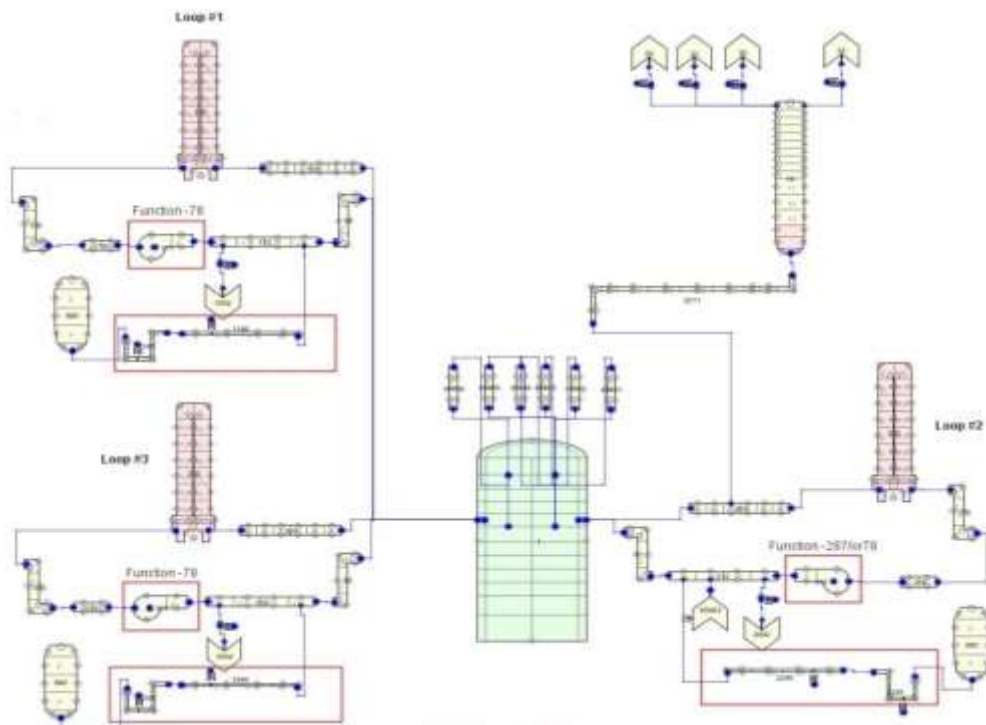
二、「發展(Development)」：

(可著重選題與結果，環顧國內外科技發展趨勢，盤點當前問題與挑戰，並洞察全球競爭先機，選擇具優勢及潛力之科研領域，聚焦發展重點

科技以開拓利基市場，重點投入且要求可檢驗的結果。)

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. 本研究利用美國核管會所發展之先進熱水流安全分析 TRACE 程式，進行核三廠蒸汽產生器塞管分析模式，透過自主研發與組件模擬，完成個廠特定情節之模擬與分析技術。



核三廠 TRACE 程式塞管率研究分析模式

Geometry - Pipe 102 (U tube)

Cell Number	Volume (m ³)	Length (m)	Int. Rod	Flow Area (m ²)	SI2 (m)	2D Drawing
1	2.6416536	1.06375	2.4870110	0.031875		
2	1.3265672	0.5318	2.4870110	0.031875		
3	1.3265666	1.398397	1.0007648	1.2583873		
4	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
5	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
6	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
7	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
8	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
9	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
10	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
11	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		
12	1.2583896	1.258397	1.0007648	1.2583873		

Calculate

Volume Length Area

Exit Edges Orientation

Close

Heat Structure 910 (U tube - boiler bundle) - Properties View

Heat Structure 910 (U tube - boiler bundle)

Supplemental Rods (0)

Heatstructure Connections

Liquid Level Tracking ☐ True ☒ False

Axial Conduction ☒ True ☐ False

Pin-to-Diameter Ratio

Metal Water Reaction Off

Fuel-clad Interaction dynamic gas-gas model is off

Max. FCI Calculations

Fine Mesh Reflood ☐ True ☒ False

Maximum Axial Nodes

Minimum Node Distance (m)

Gas Gap HTC (W/m²/K)

Stand Alone Supplemental Rods ☐ True ☒ False

Supplemental Rods Rods

Surface Multiplier (-)

Close

蒸汽產生器塞管率條件設定方塊

2. 過去研究地震震動對於核能電廠之影響，主要關注其對結構與設備完整性之影響；文獻上僅有甚少研究探討地震震動對冷卻流體及雙相流穩定性的影響。本研究建立國際少數外部震盪對雙相流體影響的理論分析與實驗研究團隊，為了探究輕水式核電廠若遭受地震等外加震動條件之雙相流不穩定性等問題，分別發展了雙相流強制震動實驗量測技術與雙相流震動不穩定性理論分析程式，實驗技術用以量測汽液雙相流與沸騰雙相流之單通道與平行通道震動實驗數據，包括空泡分率分布、動態壓差與動態空泡分率變化、震動加速度、等系統不穩定特徵現象；而理論發計算程式用以分析純熱流或中子耦合之單通道/平行通道及迴路系統之雙相流不穩定性現象與特性，除了與實驗數據比較驗證之外，更可分析雙相流系統與各種震動模式及各種熱流操作條件之穩定或不穩定特性等。本研究之相關研究成果與方法未來可應用於船舶式反應器、浮動式核能電廠之流體穩定性研究。
3. 肇始事件偵測與辨識系統所運用的智能運算技術為工業 4.0(或人工智慧)的核心概念，雖說此技術在核能產業仍處萌芽階段，但將此技術引進核能產業為本計畫的目標。另一方面，FPGA 的使用為第三代核電廠儀控系統的主流，本計畫將辨識系統建置於 FPGA 上，證明其可行性。
4. 建立壓水式反應器水環境適用材料之腐蝕行為研究，結合新材料開發團隊，提升自主研究能力。
5. 利用 CFD 模擬 CCFL 三維局部特性，未來可提供模擬壓力槽下沉區發生壓熱震較準確的進口條件。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

世界各國目前應用在核電廠的嚴重事故分析技術，首重 MAAP 及 MELCOR，其中，MAAP 是 1980 年 10 月 2 日三哩島事故過後，美國的核工界為了研究爐心熔毀現象而成立 DCOR(Industry Degraded Core Rulemaking Program) 計畫，專門為了爐心熔毀過後事故處理做相關的研究，而 MELCOR 則是美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)自 1979 年三哩島事件發生後，委託美國能源部所屬聖地亞

(Sandia) 國家實驗室，發展出的大型熱流分析電腦程式，以數值方法模擬核電廠在各類嚴重事故期間所發生之複雜物理現象及進展情境，MELCOR 程式可分析 BWR 及 PWR 之嚴重核子事故，並能模擬試驗及就嚴重核子事故之物理現象，如反應爐爐穴灌水及 SG 管路高壓及高溫下之潛變破裂分析等，其分析結果與 MAAP 近似，但 MELCOR 係由國家實驗室所發展，對於核管單位之立場而言，更具發展意義；此外，利用 FLACS 及 FLUENT 作為 CFD 評估工具，亦為國內、外發展之主要趨勢，本計畫各取其強項來建立評估能力，不僅能提高未來發展的潛力，亦期望為國內在核能安全領域的發展建立基礎。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

1. 建立核三廠用過燃料池之分析模式，結合熱水流分析程式 TRACE、嚴重事故分析程式 MELCOR、護套完整性分析程式 FRAPTRAN、計算流體力學 CFD，以多面向探討核三廠燃料池事故下之反應及應對措施之強化。
2. 以 TRACE/FRAPTRAN 模擬燃料池噴灑補救措施之可行性，強化安全餘裕之計算。
3. 以 MELCOR 程式進行護套於注水階段之氧化熱靈敏度分析，以此模擬不同燃料溫度下注水造成之影響，深度討論注水措施之可行性及安全餘裕。
4. 本研究團隊建立用過燃料池分析技術，未來能應用於核管單位對核一、二廠除役階段用過燃料池安全分析管制作業以及第三方驗證之工作，並提供相關管制建議。

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，採用隨機理論遷移計算的蒙地卡羅程式及連續點能量中子截面庫來進行燃料晶格計算，並開發程式 mclib 及 mclatcmgxs 來產生溫度相依之燃料晶格均質化多群中子巨

觀截面庫 mglib。將自行開發的爐心計算程式 NuCoT 整合熱水流計算方法，即可進行熱功率狀態下之稜柱型 VHTR 爐心計算。未來可擴展用於輕水式核能反應器的爐心計算。

2. 熱流實驗環路測試與安全分析研究方面，現階段不同傾斜角之量測沸騰曲線與汽泡動力行為，可作為模擬沸騰熱傳之物理模型修正或新發展之參考數據。
3. 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。首次引進新的高熵鍍膜材料應用於核能結構材料-燃料護套，藉此提升材料在意外事故時的忍受程度。以及建立離子雙射束的輻射損傷實驗，並利用電子顯微鏡加以分析其微結構。

(1) 爐心材料

單晶的 3C 碳化矽或碳化矽/碳化矽複合材料在雙射束的情況下，皆有讓氦原子完全進入氦氣泡中的情形發生，且劑量越高，發生氦原子完全進入氣泡中的溫度就越低。

(2) 燃料護套材料

成功開發高熵薄膜披覆的技術，且薄膜成分和設計成分沒有明顯差異，薄膜的抗氧化性良好相較於傳統氮化物如氮化鉻，鍍著在鋁四合金上也具有好的披覆性，經過高溫退火後仍沒有明顯的脫落現象。

(3) 熱交換管材料

實驗結果顯示，於 950°C 下，304L 不銹鋼之異種銲接在高溫環境下，容易氧化，另外，在水氣較氦氣更易造成造成腐蝕。

4. 熔融物質沿爐壁淬冷模擬研究方面，熔融物質於不同去離子水或海水模擬研究是國內首次進行之嚴重事故相關之研究，部分研究成果已發表於國際著名期刊。這些實驗結果將有助於熔融燃料與不同冷卻水作用模式之發展。
5. 海域調查與國民劑量：完成海水放射性銫分析技術報告 1 份，利

用化學吸附與濃縮技術，海水銨分析取樣量由國際組織常用的 60 公升降為 40 公升，有效提升取樣效率。

分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」

1. 除役部分：

- (1) 針對除役核能電廠物質與設備之處置偵檢驗證，提出建議如下：
 - i. 物質與設備之處置偵檢程序應以輻射防護與安全為最優先考量，並須備有完備之輻射防護程序書。
 - ii. MARSSIM/MARSAME 雖然內容繁複，但仍然保有應用上的彈性，這些文件的存在並非建立或取代法規、執照的要求，主管機關對於人員規劃、執行與處置偵檢可能有不同的要求，但 MARSSIM/MARSAME 作為有序的科學步驟，確實有助於放射性物質與設備的系統化評估與管理，從而決定較佳的處置方式，主管機關在進行除役作業的管制與視察時，可參考 MARSSIM/MARSAME，但不必要求業主必須依樣畫葫蘆，應視實際狀況採用合適的方式執行，並關注其執行根據與事實陳述之合理性，使各項作業能在合理的規範內，以保證輻射作業的安全作為優先考量。
- (2) 藉由國外除役核電廠的 DCGL 驗證計算，有助於精進輻射劑量評估概念模型的建構技術，同時也可藉此瞭解除役核電廠在進行 DCGL 計算時必須考慮的重要輸入參數，並獲知各殘留放射性核種對於劑量的影響。本子項研究引用美國 YNPS 除役核電廠的案例，除進行該廠址輸入參數的分析之外，也實際利用 RESRAD-ONSITE 程式進行該廠址的 DCGL 驗證計算，結果顯示與 YNPS 的計算結果相近。
- (3) 依據 RESRAD-BUILD 評估之結果，影響室內工作人員劑量主要來自於殘留放射性物質經由體外曝露途徑所造成的輻射劑量，此一部分主要與殘留放射性物質之種類(核種)、放射性總活度、以及污染分佈方式(面射源或體射源)有關。因此，審查之首要重點在於確認業者(台電)是否針對殘留放射性物質進行詳細的污染調查(特性調查)
- (4) 對於除役費用估算這一部分，國內一般都由國外的費用分析先做定性分析，再加以定量。但本國的環境狀況(如：颱風)與政治等因素，

需在原來的基本預算上，再增加準備金與風險金，此部分宜請除役計畫申請者加以考慮之。

- (5) 針對核電廠除役留用建築之接受準則，主要是考量該建築未來之用途(如輻射作業場所用途或是辦公室之用途)、以及相對應的輻射劑量管制限值。此外，也與該建築之幾何尺寸、放射性物質殘留狀況、以及室內人員活動行為有關。因此，留用建築之接受準則應該是個別建築獨立審查，至於評估模式之合理性，則可要求業者(台電)提供評估模式所用的各項參數值(或輸入檔)，做為是否留用的審查依據。

2. 低放廢棄物：

- (1) 完成低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範草案。
- (2) 完成低放射性廢棄物整桶量測品質保證規範之審查導則草案。
- (3) 完成低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則草案。
- (4) 完成低放廢棄物處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則草案。
- (5) 完成低放廢棄物貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則草案。

3. 室內乾貯：蒐集與比對德、美、英日與我國之乾貯設施之申照管制文件之異同，瞭解各國對乾貯設施管制要項，並經討論篩選後交由技術分析團隊進行量化評估，可協助將我國原有適用於室外乾貯之導則與審查要點，精進為適用室內乾貯安全審查技術之研究。

三、「推廣(Delivery)」：

(著重跨域整合之完整解決方案(Total Solution)，整合跨領域之能量及資源，透過產學合作、技術移轉及諮詢輔導等，提高科研成果的價值，進一步具體化產出能解決真正問題的跨領域整合方案。)

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. 計畫執行能跨領域整合業主與管制單位並提升核安管制效率，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，解決事故處理程序疑慮與預防災害發生，有助於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. 本研究已建立輕水式電廠遭受地震等外加震動之雙相流不穩定性等之實驗測試與理論分析程式，目前實驗結果已量測到雙相流不穩定現象之數據，而理論分析程式已與實驗數據初步比較，並已採用 921 實際地震波進行模擬計算等。相關成果可作為輕水式核能電廠穩定運轉之參考，未來本研究實驗與理論分析程式持續精進，將可推廣至國內輕水式電廠各種操作條件下遭受外加震動之穩定性分析，並提供管制單位作為核安管制之參考依據。
3. 由於感測技術的精進，加上電腦儲存容量的大幅提升且價格大幅下降，使資料儲存更加容易，間接也促使了「工業 4.0」的興起，也是工廠或製造智慧化變成發展重點。本研究所開發之系統，可同樣應用至其他場域(如：石化工業)，用來進行產業生產過程中的故障預警與診斷。
4. 可為國內建立 PWR 適用材料的分析技術，自主建立高溫高壓材料腐蝕測試系統，並可應用於其他領域，像是超臨界材料測試，增加研發自主性。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

本計畫從氫氣燃燒現象至電廠安全設計，完成詳細的評估結果，對於核電廠圍阻體加裝 PAR 及 FCVS 處理類福島事故之效能，提出了完整的解決方案。除可將此技術移轉給管制單位作為審查使用，亦可透過產學合作，提供給核能電廠作為平行驗證之工具。

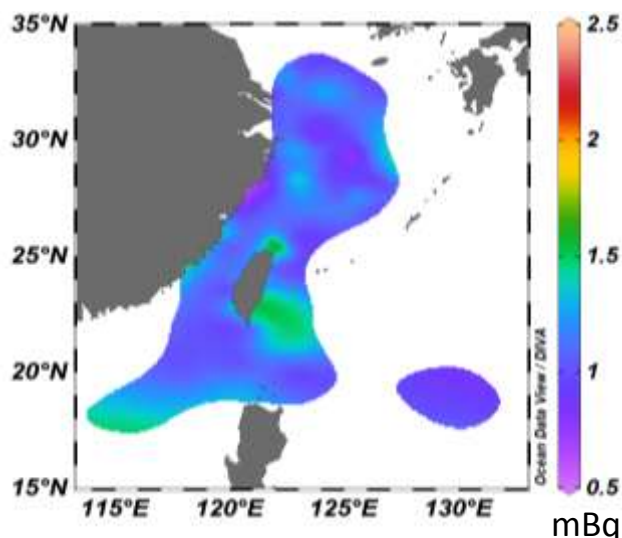
分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

本研究跨域整合熱水流分析程式與嚴重事故分析程式以及燃料完整性評估程式，透過不同程式間的相互驗證與比較，整合比對多個程式，以水位抵達 TAF、護套溫度到達法規限值、補救措施下之燃料溫度等特定時間點做出比較，強化說明各程式於事故不同階段之應用性質以及其保守性，提供給管制單位作為審查之依據，並且透過管制能量，督促業主進行緊急應變計畫之審視，達到解決問題與疑慮之方案，提升國內核能運轉安全。

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本計畫所完成的爐心中子物理計算工具，可做為未來發展爐心中子物理計算程式的基礎。針對各種新型核反應器研究之需求，可在此平台上繼續開發新的技術及應用。
2. 熱流實驗環路測試與安全分析研究成果可以結合 CFD 之沸騰熱傳模式，推廣現有 CFD 模式之應用領域。
3. 核能材料安全性評估分析研究方面，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。核能材料安全性評估分析研究方面，除了解現階段核能材料之性質外，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。
4. 熔融物質沿爐壁淬冷模擬研究方面，熔融物質淬冷之模擬實驗數據將有助於熔融燃料與不同冷卻水作用模式的發展，將來或可融入嚴重事故分析程式。
5. 海域調查與國民劑量：
 - (1) 台灣海域背景輻射調查計畫初步建立 106~107 年度台灣海域環境放射性核種含量背景資料，可提供未來環境輻射監測分析數據比對佐證之參考，並擴大台灣海域環境樣品之取樣範圍及數量，經過以上數據之整理，加上台灣海域海流、潮汐、漁場等因素，規劃未來適合的取樣範圍及監測樣品等項目，以利執行台灣海域輻射之背景

調查。分析樣品總計完成台灣海域海水 210 件、海生物 79 件及累積試樣(岸沙、河砂、海底沉積物)76 件共 365 件，結果與國際海洋輻射監測相近，顯示台灣海域無輻射異常現象，海水分析結果渲染圖如下。



海洋為一動態環境系統，因此各區域的分布狀況不相同，為掌握台灣海域輻射現況，建立完整海域放射性核種含量水平調查資料，提供趨勢變動分析將有助於發現污染來源，俾提早預警保障國人輻射安全及民眾之健康。

(2) 國民輻射劑量再評估先期作業，參考國際文獻與國內狀況規劃再調查內容包括：

- i. 天然背景輻射包含有室內外氡氣、溫泉區氡氣、地表宇宙輻射及室內外體外輻射、食品飲水體內劑量等。過去三年已經對國內住宅內氡氣進行調查，建議增加地下空間居住與營業使用場所之量測以及溫泉地區量測。地表體外輻射劑量與食品飲水的體內劑量，初步發現與過去差異不大，可直接彙整近年量測，但建議持續進行進口石材調查已確認其影響程度。
- ii. 醫療輻射由於目前的作業內容與過去差異頗大，加上國內外統計結果都發現，近年使用頻次也大幅增加，因此將全面性地進行重新評估作業。醫療輻射造成的國民劑量評估方法，依照放射醫學在醫療院所的不同運用分為三大類：放射診斷、核子醫學檢查與放射治療。其中，放射診斷類別中再依照儀器設備的不同細分為六類，此六類的輻射劑量評估方式亦各有不同，分別為一般 X 光攝影、傳統透視攝影、介入性透視攝影、電腦斷層、乳房攝影與

牙科攝影。整體而言，執行國內醫療輻射國民劑量評估調查，至少完成下列 8 類共 43 項之放射診斷醫療檢查輻射劑量評估。

- iii. 消費性產品的輻射劑量中過去常見的評估項目如電視陰極射線管、煙霧偵檢警報器、鐘錶螢光劑以及含鈷焊條及燈絲等，目前均已不再生產，建議不再重新評估。抽菸人口雖然已因推動菸害防制而減少，但對於抽菸人口資訊的調查近年更為明確，故建議重新加以評估。民眾商業飛航在國際線的部分搭乘人次於 20 年間增加 4 倍，建議重新加以評估。礦業應用目前以地上開採土石為主，建議不再評估。農業以肥料的使用所造成民眾的輻射劑量為主，雖然預期劑量不高，但為民眾所關心的議題，建議須重新加以評估。此外，包括石化燃燒如燃煤電廠對附近居民造成的輻射劑量、負離子民生消費產品等也是民眾生活常見的輻射源，都建議加以評估。
 - iv. 輻射源應用造成民眾劑量，核設施如核能電廠、研究用反應器及蘭嶼貯存場等周圍民眾劑量目前持續監測與評估中。照顧或接近近期進行核子醫學檢查或治療病患的民眾劑量建議進行評估。安全檢查設備如行李、貨櫃或旅客安全檢查之 X 光機所造成民眾劑量，經評估都在可忽略的範圍，建議不需評估。
 - v. 除了上述分類外，境外核子事故對於國民輻射所造成的影響也是國人關心的議題，包括過去 1986 年發生前蘇聯車諾比核電廠以及 2011 年日本福島第一核電廠放射性物質外釋所造成的體內或體外劑量，也建議加以評估。
- (3) 藉由國民輻射劑量的完整再調查，可提供民眾了解環境輻射的狀況，也對於輻射相關議題提供風險溝通的基礎，避免引起社會的不安。

分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」

- 1. 除役部分：核能電廠除役作業是一個相當複雜的過程，涉及諸多設備與結構體的除污、拆除與解體等活動，同時也必須考慮到現場工作人員和公眾的健康與安全及對於周遭環境可能造成的衝擊，而其最終目標則是安全的釋出廠址以供無限制或有限制的使用。因此完善除役規劃是相當重要的。
- 2. 低放廢棄物：本研究依各項安全審查之審查範圍、程序審查、審查

要點與接受基準、審查發現及相關法規與技術規範撰寫各項審查導則草案，提出合適的低放射性廢棄物安全審查導則建議，期能執行安全的除役工作。

3. 室內乾貯：乾式貯存設施之安全分析審查原本即存在多重安全設計以滿足安全功能需求，本研究於計畫中藉由臨界、結構、熱流與屏蔽之整合建置了意外事故與天然災害的分析能力。計畫團隊成員分屬清華大學核工所、原科中心與工業技術研究院等單位，建立跨領域及跨單位之技術分析團隊。

四、「商業化(Commercialization)」：

(如經濟效益(經濟產業促進)，著重營運模式，推動科研成果的商業化，提升產品及服務的附加價值，引領產業建立滿足使用者的創新營運模式，滿足客戶、經濟與社會需求，產出科技的加值效益。)

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，能夠在核能安全前提下，評估核三廠蒸汽產生器塞管率之影響性，節省不必要之蒸汽產生器更換成本，以及提升核安管制技術與強化分析驗證能力，有助於確保核能安全，穩定國內經濟發展。
2. 本研究所建立之雙相流強制震動實驗量測技術與多通道雙相流外加震動不穩定性理論分析程式，未來可朝向研發成果商品化之方向持續精進並進行相關驗證，作為輕水式核能電廠遭受外加震動之穩定性分析，以及浮動式能源系統，如船舶式反應器、浮動式核能電廠等之流體穩定性分析工具。除了輕水式電廠之安全與穩定性提升外，也可促進國際先進浮動式能源系統之研究發展。
3. 本研究所開發的系統，在工廠系統的在線監控的面向，可及早預警與診斷故障，對於核電廠則可降低肇始事件演變成嚴重事故的可能性。
4. 透過 PWR 適用材料的研究，自主建立高溫高壓材料測試系統，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

1. 以台電核三廠委託顧問公司分析圍阻體內氫氣擴散以及 PAR 與 FCVS 效能的計畫案為例，其中採用 MAAP 軟體評估的經費為新台幣 1000 萬元，另外採用 GOTHIC 軟體評估的經費為新台幣 800 萬元，合計新台幣 1800 萬元。
2. 有鑒於社會大眾對於核能安全的期待，以及對管制單位的要求日益升高，藉由本計畫針對國內核電廠所建立之嚴重事故評估技術，可提供管制單位審查時，具備掌握該技術之能力。一方面能符合社會需求，另一方面，亦不需為獲得此技術而付出龐大經費。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

本計畫利用 TRACE、MELCOR 程式應用於用過燃料池分析與評估，並將其分析方式細節化；且在模式精進的過程透過模式節點之控制、熱傳路徑之改善，成功降低細節化模式之 CPU 計算時間，使其可對於研究分析有實質上之幫助，並起大幅縮短人事成本時間以及提高管制能力與效率。另外，結合 TRACE 程式與 FRAPTRAN 護套完整性分析程式，能夠擴充程式分析範圍與領域，短時間內評估用過燃料池熱水流參數與燃料棒完整性參數，有助於強化管制單位審查技術，並且節省大量人事成本以及電腦資源。

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，經由自行發展爐心中子安全分析所需之計算工具的技術開發與程式驗證，並與國際學者進行相關技術切磋，有助於國內核反應器爐心安全分析技術之精進。
2. 熱流實驗環路測試與安全分析研究，如推廣所述，量測成果完善現有 CFD 沸騰熱傳模式，有提升 CFD 產品與附加價值等應用。

3. 材料為眾多工業之母，在本分項的研究中，開發出新材料的製程，以及材料分析的方法等，並建構出材料製程與材料微結構與材料性質，三者之間的關係，在未來可以應用在核能產業，半導體、航太和傳統金屬工業等，亦是提升諸多產業的基礎。
4. 熔融物質沿爐壁淬冷模擬研究方面，如未來熔融燃料與不同冷卻水作用模式可融入嚴重事故分析程式，則有商業化之可能。另，本實驗室有關以海水為備用緊急冷卻水的概念，進一步研究後，將來亦可能廣泛建置於靠海之核電廠，也有商用的可能性。

分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」

1. 除役部分：在除役過程中有完善的除役規劃，可減少甚多的人力，財力浪費，本分項計畫提出的相關建議，對核管機關於日後的除役審查工作方向上，有相當大的助益。
2. 低放廢棄物：完成擬訂低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範、整桶量測品質保證規範之審查導則、盛裝容器申請書之審查導則、處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則、貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則等草案，提供管制單位訂定相關審查導則規範之參考，以確保除役放射性廢棄物安全管制規範之完備。
3. 室內乾貯：本團隊在臨界、結構、熱流與屏蔽等領域所建立之分析技術，除協助管制單位進行平行驗證外，未來可視需求促成產學合作，預期可應用於核一、二、三廠之乾式貯存設施或集中貯存設施，落實分析技術本土化。

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. 本計畫培育博士生 3 名及碩士生 9 名。
2. 本研究不僅培育核子工程相關專業人才，進而培養數個專業研究團

- 隊，有助於協助管制機關進行審查業務以及執行第三方驗證工作。
3. 本研究可讓學生了解以機器學習(或人工智慧)技術建置辨識系統的過程，這些技術與產業未來的走向(工業 4.0 或人工智慧產業)息息相關。所培育出來的人才可立即投入其他數據運用及分析的相關領域。另外，將演算法建置在 FPGA 平台上的訓練，對未來想要實現並展示自己所設計之數位系統的學生也非常有助益。
 4. 培育的人才未來都能夠投入國內外能源與核能相關產業，推動國家的能源永續。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

建立圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊，期間有博士生 1 名、碩士生 1 名，及研究助理 3 名共同參與，培育核電廠圍阻體嚴重事故安全分析能力。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

本研究共培育 1 位博士生及 2 位碩士生，為國內核能產業提供優秀人力以及高級研究人才。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專業優秀人力。

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，有碩士生與博士生參與，並於國際期刊上發表論文，除展現台灣在核能領域的研究能力外，並為國內核能管制單位及核能產業培養優秀之專業技術人才。
2. 核能材料安全性評估分析方面，共培育 2 位博士生為國內核能及材料產業提供優秀人力以及高級研究人才。以本計畫培育之工程相關人才參與國際與國內會議，如：2018 Nuclear material conference(NUMAT)。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。
3. 有關研析核電廠除役所涉法制基礎之比較研究方面，培育兩位碩士，並皆考上律師資格；對於國際核電廠除役之核子損害賠償有關資料，根據 2018 年 1 月 17 日 NRC 網站資訊引註 i 之說明，NRC 管制法

規本身並未區分運轉中的或已關閉的核子反應爐，故前述所謂「目前有 102 個核子反應爐在保險團體 (insurance pool)」的數目，包含 99 個運轉中的核子反應爐與 3 個除役中的反應爐(即:San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS) Units 2 & 3 and Ft. Calhoun)，但是這 3 個除役中的反應爐尚未獲經批准可減少其所應負擔的初級保險責任額，也尚未經獲准可從第二級團體保險中退出。自 2014 年，Crystal River 3, Kewaunee, SONGS Units 2 & 3, Vermont Yankee，以及 Ft. Calhoun 均已申請豁免 NRC 的保險管制法規之適用；惟只有 Crystal River, Kewaunee, and Vermont Yankee 被批准可獲免於前述保險管制之適用，代表我國核電廠除役期間，依然依照核子損害賠償法第 24 條及第 25 條進行投保。

4. 另外，為定期檢視國際核子損害賠償法規體系，國際原子能總署 (IAEA) 特於 2003 年成立核子損害賠償國際專家小組 (The International Expert Group on Nuclear Liability, INLEX)。該小組於 2017 年 5 月在維也納所召開的第 17 次會議中，雖曾討論有關「除役中核電廠之核子損害賠償議題」。然而，參考該會議之結論，對於某些低風險核子設施 (例如：除役中核子設施及某些類型的低階放射性廢棄物處置設施) 之核子損害賠償規定，仍無法排除於現行國際公約之外。亦即：「除役中與運轉中核能電廠之核子損害賠償規定並無不同」
5. 而有關除役資訊公開方面，雖然政府資訊公開法作為政府資訊公開與提供之基本法，故而在規範內容上並未特別針對核子設施之除役所生相關資訊之公開與提供予以明定，但本研究計畫建議，除應人民申請而提供者外，主管機關原能會於職權範圍內所作成或取得與核能發電廠等核子設施之除役相關之資訊，縱非屬政府資訊公開法第 7 條第 1 項第 1 款至第 10 款所定之資訊範疇，在其未有該法第 18 條第 1 項所定得豁免公開之事由時，仍應依職權主動公開，一方面使人民能易於知悉與掌握核能發電廠等核子設施之除役進程，另一方面亦可因此而避免，或至少降低不實消息之出現，同時防範因此而對主管機關，乃至於整體政府所生之不信任，及所衍生之政

治不良效應。

分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」

1. 透過本研究計畫，不論是專業知識或實務經驗的累積，藉此培育多位核電廠除役專才，對未來的除役工作提供了大量的人才庫。
2. 藉由本研究機會，讓實際參與的學生、助理可以初步的窺見實際管制與安全分析作業期間，源自於不同面相與技術層次的交互影響，其在本研究所培育之能力將可讓相關人力於未來迅速融入乾貯相關的管制、分析實務，可達到培育國內具備安全分析平行驗證能力之學研單位及專業技術人員。
3. 在人員培訓方面：藉由本研究之執行訓練，可讓具工程相關背景的研究生及助理人員對放射性物質、核電廠及除役工作有所了解，以理性觀點看待低階核廢料。透過可靠的量測技術與妥善管理的意義及其對人員、環境之影響，訓練學生以不同角度思考核廢料問題與理性處理之技術能力，為未來核能除役培育新血，並且容易與其他領域結合，可以創造出更有效的除役管制技術。參與計畫之研究生及助理人員可了解相關法規及安全規範、增進文獻蒐集、整理及歸納的能力、從事問題分析、量測技術建立、結果分析比較至報告之撰寫，訓練獨立思考、分析、簡化與解決問題之能力。

貳、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

1. 熱流安全分析團隊於 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。研究團隊富有熱流安全分析與建模經驗，未來展望依照國家能源政策協助管制機關進行核電廠除役階段之熱流安全分析與評估，以強化核管單位管制技術。
2. 本計畫四年來建立了四組震動實驗設備並已完成了四套理論模擬計算程式，實驗設備涵蓋：單一通道汽液雙相流水平震動、平行通道汽液雙相流水平震動、單一通道沸騰雙相流垂直震動、平行通道沸騰雙相流垂直震動等測試條件；而理論模擬計算則包含：單一通道雙相流環路、平行沸騰通道雙相流地震影響模擬分析、平行沸騰通道循環迴路遭受地震之模擬程式建立與精進、平行沸騰通道振盪模式之影響分析等。用以分析外部垂直加速度波對平行通道沸騰雙相流系統之熱流穩定性影響。本研究之理論計算程式已初步與實驗比較驗證，可用於預測雙相流遭受強制震動之系統穩定性的定性趨勢。本研究成果未來可作為核電廠遭遇地震狀況之爐心穩定性分析及安全操作與管制之參考。
3. FPGA 的使用為第三代核電廠儀控系统的主流，而本子計畫旨在將 104 至 106 年期間所發展之演算法布建於 FPGA 平台上。參照運轉員的建議，本研究將原先判斷 LOCA 冷端及熱端的目標，改為判斷 LOCA 破口面積為小破口、中破口或大破口，再透過留一交叉驗證法進行驗證，辨識系統擁有 99.44% 的高辨識率。佈建於 FPGA 平台上之辨識系統，平均於 3.0824 秒內可成功偵測與辨識到未知肇始事件，當中的 2.94 秒用來進行資料傳輸，程式執行僅費 0.14 秒。假若有不屬於訓練資料庫任一類別的未訓事件發生，此系統也能有效地將它隔離出來。但此系統對於破口面積落在「小破口及中破口之間」及「中破口及大破口之間」的 LOCA 事件，仍會有少數彼此辨識錯誤的情況發生。
4. 104 至 106 年期間建立分析 LWR 的水化學模擬程式，評估啟動過程的氧化還原劑濃度及組件的電化學腐蝕電位變化，作為後續加氫效益評

估的依據。並且建立了沸水式反應器水化學環境下的材料腐蝕實驗，評估啟動過程加氫與否對於 316L SS 的腐蝕防制，107 年度則是評估壓水式環境鎳基合金 X750 的腐蝕行為，透過提供合適的水化學環境來改善組件的應力腐蝕龜裂行為，減緩殘留應力導致的影響。

5. 對於研究反應爐爐槽壓熱震相關熱水流特性，一般在評估壓熱震問題上，大多以系統程式分析冷端入口結果作為分析的熱水流狀況，與真實局部的特性有差異，且未考慮安全注水於冷端 T 型管冷熱分層與汽水分流以及注水於槽壁與側板所形成的環形降流區內 CCFL 的現象，為了真實探討壓熱震的局部特性，104-106 年已利用實驗與 CFD 完成 T 型管冷熱分層與汽水分流特性的實驗與 CFD 模式分析。而 107 年則是進行模擬環形降流區內 CCFL 現象之實驗設計與 CFD 模擬之可行性評估，日後可經由 T 型管冷熱分層與汽水分流特性以及 CCFL 之優質量測數據，校驗適用於核能安全分析之 CFD 模式，進而有信心地結合系統程式與應力分析，模擬較真實之反應爐爐槽壓熱震現象，提供運轉之理論參考以及提升電廠安全。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

1. 本子項針對國內運轉中之核三廠，假想情境為核三廠 PWR 圍阻體發生電廠全黑事故(SBO)(有別於 106 年度的 LBLOCA 情境)，且不執行斷然處置措施，而導致類福島嚴重事故時，其爐心熔毀所產生之氫氣量。後續結合下端程式 FLUENT(有別於 106 年度使用 FLACS 程式)，分析核三廠 PWR 圍阻體內之氫氣遷移，提供核能管制單位對核三廠面臨類福島嚴重事故下的氫氣產生率，以及對圍阻體完整性的影響有更全面的掌握。
2. 在 PAR 效能評估方面，除了以核三廠實際安裝之 PAR 規格進行分析外，並以日本川內電廠(PWR)之設置規格、數量進行靈敏度分析，以提升研究內容的廣度及務實性，並有利管制單位掌握核三廠實際安裝 PAR 之效能，及與國外同類型電廠所安裝 PAR 的效能差異。
3. 完成 FCVS 設置於圍阻體內與圍阻體外 (輔助廠房)之排氣效能評估，其結論有助於管制單位深入瞭解核三廠 PWR 圍阻體排氣與過濾系統之效能。

4. 考量深度防禦，建議裝設足夠的 PAR，經本研究結果確認核三廠實際安裝數量(17 台 PAR x 5.36kg/hr)，能夠提供較佳的安全餘裕。

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

舊版模式之計算以嚴格的分析強化用過燃料池安全性，如嚴重事故產氫或鋁合金火災之情況，但存有過度保守的情況，而精進後之模式有效改善原本舊有模式過度保守的情況，使用過燃料池更加趨向真實性。本研究團隊建立用過燃料池分析技術，未來展望上有助於核管單位針對核一、二廠除役階段用過燃料池安全分析管制作業以及第三方驗證之工作。

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

1. 自行發展之爐心中子物理計算程式尚需加入燃耗計算功能，依爐心運轉情況計算長時間運轉後之爐心狀態，以用於爐心營運規劃與設計。目前的熱水流模式僅限於採用氬氣為冷卻劑之稜柱型高溫氣冷式反應器，未來將嘗試納入輕水式反應器的熱水流模型，可與國內核電廠目前使用之計算程式相互比對，協助管制單位獨立驗證核電廠運轉之安全。
2. 透過雙相沸騰實驗，包含暫態向下加熱實驗、環形汽泡流實驗，以及不同加熱角度對池沸騰影響之實驗等，提供許多優質的量測數據，包含熱通量、沸騰曲線以及汽泡遷移與動力特性等。除了深入了解不同加熱角度下汽泡遷移與沸騰熱傳移熱特性，並研究物理現象，進而提出增強電廠在事故下之移熱能力，提升電廠運轉之安全性。未來亦可利用計畫之量測成果，提供適用於核能安全分析之 CFD 雙相沸騰模式之優質數據，提升核能安全 CFD 分析能力與本土化建立。
3. 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。

4. 根據 106 年度的研究，CrN 薄膜與 Zr-4 合金的匹配性佳且在高溫環境下有不錯的抗腐蝕效果。然而，近年來高熵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，對於不同配方的高熵合金具有截然不同的性質，在 107 年度，本團隊開發的高熵合金薄膜具有更優於 CrN 的抗高溫氧化性質，並且披覆在 Zr-4 合金上有良好披覆性，且較於裸才有較好的抗氧化性，然而在分析了氧化後的機制後，發現如何同時提升薄膜抗氧化性與破裂韌性是對於燃料護套的意外事故忍受力的關鍵。在後續研究，尚須針對更高溫的環境、不同的氣氛、破裂韌性等性質進行實驗，以利於核能產業的分析。
5. 由於熱交換管從進口處(950℃)降低至出口處(~350℃)，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進行結果比較，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。
6. 熔融物質於外部有冷卻之淬冷槽淬冷模擬研究探討核電廠爐心熔毀事故時，高溫熔融物質墜落至下方爐槽之剩餘水中，產生淬冷現象，以小規模實驗架設模擬並用高速攝影機捕捉淬冷時的雙相流現象，分析熔體淬冷後碎片之尺寸顆粒。本年度研究延續 106 年之實驗，進一步探討不同冷卻水、不同落差高度與水位深度下等條件的模擬實驗，並架設一傾斜板來模擬熔體沿爐壁淬冷時的現象。
7. 綜以 106-107 年度之台灣海域範圍執行取樣分析調查成果，先行確認台灣海域無輻射異常。初步建立台灣沿岸海產物銫-137 核種背景資料，

將持續建立更完整海域環境輻射監測資料，未來藉由趨勢變動分析將有助於提早發現污染來源。另為利於執行中長程台灣海域輻射監測調查計畫，今年更研擬長期監測計畫，進一步建立台灣完整海域輻射背景資料。尤以本年度研究成果發現海水及海產物之 Cs-137 放射性分析結果趨勢，未來將擴大 50 m 至 100 m 中層海水採樣，並經跨部會合作委由漁業署、台灣漁業永續發展協會協助本計畫海產物取樣。

8. 本計畫已完成對台灣地區國民劑量調查計畫的前期研究評估，參酌國際間的做法，並彙整台灣過去的研究經驗，規劃各類別調查與評估方式。考慮台灣現在的狀況，針對各類別細項對於總劑量可能占比，提出評估的優先次序，對於目前少見的輻射來源則建議不再評估，以將資源做最有效的應用，提供作為未來執行國民輻射劑量重新評估的參考。
9. 國民輻射劑量評估雖然以平均劑量為主要的結果，但對於部分項目如醫療、民生消費產品等，民眾常接觸的項目，例如吸菸、泡溫泉、體內鉀 40 等，有些細項劑量雖然在總劑量占比不高，卻可以提供民眾自行評估個別化差異的參考，例如吸一根香菸所增加的輻射劑量，或是用身高體重與年紀推算鉀 40 體內劑量等。因此也建議加以評估，並將提供民眾自行評估的方式，納入未來工作內容。
10. 雖然電業法該條文於民國 107 年 11 月，因「以核養綠公投案」過關，電業法第 95 條第 1 項已於 12 月 2 日依據公投法而廢止。然而，《環境基本法》中「非核家園」目標並未廢止。是故，除非法律上將來再做修正，或有其他重大政策之轉變，否則長期而論，有關我國核電廠除役期間後續相關法制基礎的統整建制與比較研究，實有其必要性。
11. 另外，有關本會組織再造後，行政院於 107 年 11 月 8 日第 3625 次會議，通過「國家龍潭原子能科技研究院設置條例」草案，將核研所改制為行政法人型態之「原子能科技研究院」，改制後之原科院業務範圍涵蓋核能安全、輻射防護、放射性廢棄物處理處置、生命科學、原子能跨領域系統之研發應用等。未來本會如何管理及運作行政法人機構，在法制基礎上，有其必要性研究。

分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」

1. 本分項計畫 104 年度執行包括核能電廠除役作業安全分析、核電廠生物屏蔽體及管件活化分析除役核電廠廠址特性與環境輻射分析、核能電廠除役計畫拆除與除污研究；105 年度執行包括除役核能電廠用過核子燃

料貯存、放射性物質核種及存量分析、除役廢棄物減量分析與管理、廠址特性調查與環境監測之取樣與偵測、除役之安全評估與應變方案等內容。106 年度延續 105 年，在除役核電廠作業安全審查及管制技術進一步作深入段準備，計畫包括建物與廠址解除管制、輻射特性調查評估、下表層污染特性評估及其計算模型建構與驗證方法、核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗研析、除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證。107 年度則依除役安全的關鍵要項及其時間上的需求性，執行相關安全審查與驗證技術的具體項目，特別在 RESRAD 程式及 MARSSIM、MARSAME 規範的應用上，進行深入研析，以達成整體計畫之目標。

2. 在 104 度尚屬個別型計畫，主要在進行核電廠除役之前期及基礎研究，105 年度整併為整合型計畫，並於 106 年度於除役核電廠作業安全審查及管制技術作深入研究，以應用國外除役經驗於國內核電廠除役作業。107 年度進行安全審查與驗證技術的深入研析，建立應用 RESRAD 程式及 MARSSIM、MARSAME 規範於國內核電廠除役上的審查驗證技術，以完成能源政策所規劃的目標。各子項研究內容針對除役工作深入了解，並與國外已完成除役電廠的案例進行比較分析，歸納要點，以提出管制建議。
3. 本研究於 104~107 年度，規劃執行以核能電廠除役作業安全審查技術研究為計畫主題，其中各年度計畫又依照除役作業的要點，規劃一系列的子研究項目，分年度各子項目關聯性如下圖。部分計畫未標示年度，係其他單位執行之計畫。這些項目可作為未來實際除役時，執行公眾溝通之規劃參考方向。



4. 依國家先前的能源政策規劃，台灣電力公司核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段，其中，核一廠一號機組，將於民國 107 年底運轉到期。因此，合理與嚴謹審查經營者提出之除役計畫，掌握各國核子反應器設施之除役法規、實務經驗及關鍵安全問題與評估技術，並建立完善之除役計畫審查機制，以進行各項除役作業計畫審查，使除役作業順利執行。未來數十年，國際間的核電廠除役工作，將蓬勃發展，現階段各核能先進國在除役工具的發展上，如在視覺化輻防偵測作業資料庫的建立、以虛擬實境訓練人員進行除役工作等實際協助進行除役的工具開發上，正如火如荼的展開，相關資訊及應用上，建議儘早進行了解，以掌握動態最新除役技術於作業規劃上，達成核電廠除役工作的安全目標。
5. 依國外經驗 90%以上的除役拆除廢棄物可經輻射偵檢後，符合外釋計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。因此低放射性廢棄物解除管制量測之審查技術扮演重要的角色，對於國內第一座核能電廠的除役計畫審查要格外謹慎，展望未來 10 年，國內的核能機組都將面臨除役的問題，展望未來，除役核電廠低放射性廢棄物活度量測審查技術之研究仍需持續關注。
6. 本計畫可持續收集相關資訊、並加以研讀吸收後，未來必可提出分類、歸納、整理後之審查方針與重點，讓除役計畫書能得到最有效率且完備之審核，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，又可以降低低階廢料的體積與重量，節省核廢料營運成本。
7. 本次低放射性廢棄物盛裝容器研究主要以一般貯存用途之為主，處置容器並未納入研究範圍。因此有關處置容器(如高完整性容器)之相關規範與技術資訊仍需持續研究以精進此審查導則。
8. 本研究完成低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則初稿。因國內目前並無此相關的準則，而由國外經驗，廢棄物處理時主要意外為吊送斷裂掉落、焚化熔融火災、化學處理離子交換溫度過高等事件，故國內應加強此方面之應變措施，故對於設備設計與發生意外時之應變措施評估之審查重點及其完整性 仍需持續研究以精進此審查導則。
9. 本研究完成低放廢棄物處理貯存設施意外事件應變措施之審查導則初稿。因國內目前並無此相關的準則，而目前之研究成果僅於所收集的文獻資料作整理與分析，故對於設計與評估之審查重點及其完整性，仍需持續研究以精進此審查導則。

10. 因應核一廠除役階段必須興建室內乾貯設施，本研究以專長的團隊整合，本團隊已建構出色的技術能力與專業團隊；惟原始技計畫侷限於核心團隊與資深審查專家交流，於立場上未能與業界同屬技術核心之團隊交流；後續計畫將思考以教育訓練的平台加強團隊間的交流。
11. 本計畫透過技術發展與法規研析之整合分析，對於新版審查導則亦有更深入的見解；未來期望能發揮學術與教育單位的特色，將所獲得的知識轉換為訓練課程，投入國內教育訓練之領域，逐步強化本土化技術人才的培育，滿足未來近 20 年的乾貯申照維運需求。
12. 最後，本團隊所具有的技術，預期於後續工作中更進一步投入安全分析之技術瓶頸之突破以達到不準度定量的評估水準，以改善各項安全分析審查工作對於分析餘裕的鑑別能力，為管制單位提供更具信心的評估結果。

參、其他補充資料

一、 跨部會協調或與相關計畫之配合

1. 透過各部會已建立之台灣現有的離岸海域環境試樣取樣或研究點，在原有的水質、漁業等監測網絡或研究計畫中，增加海域輻射監測取樣方式，以取得較完整的台灣離岸海域環境輻射資訊。原能會輻射偵測中心洽商環保署、農委會及海委會海岸巡防署等部會，以不影響各單位海上例行作業為規劃原則，協助原能會進行台灣海域取樣，並由輻射偵測中心提供各單位有關取樣容器、協助樣品之運送及樣品放射性核種分析等作業。
2. 國民輻射劑量評估涉及民眾生活的各項輻射來源，其中部分項目評估所需的生活習慣參數，其他部會已持續進行調查統計，例如交通部民航局關於民眾搭機飛航人次與機組人員服勤統計資料以及衛生福利部國民健康署國人吸菸習慣調查資料等。已取得最新的數據，以進行歷年趨勢與初期評估作業，未來可能就計畫細項需要，持續會與其他部會相關機構聯繫，取得其他相關數據，以利統計作業進行。
3. 核能技術及核電廠除役在除役前期階段有專特性，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，故現階段計畫業務屬性可獨立執行。未來於廢料處理及民眾溝通時，應考量與環保署、地方政府等單位，進行跨部會之協調與配合。

二、 其他補充說明

無

附表、【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	重要成果摘要說明
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	<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>

	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：氮化鉻薄膜強化鋁-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	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°C 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
--	---	--

	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	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。
--	---	--

	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。	
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	<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。 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

	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> 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	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℃ 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. 已完成評估氫氣對台灣地區國民輻射劑量約為 0.70 毫西弗/年。
--	---	---

	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	<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。
--	---	---

	究。	
106	<u>分項計畫一：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</u> 1. 完成 TRACE、RELAP5 分析模式與條件設定，模擬壓水式電廠長期喪失交流電事故並進行資料分析與整理。 2. 完成單一通道沸騰雙相流震動實驗環路測試及 LWR 遭受地震模擬程式之精進與驗證 3. 完成感測器偵選法則以增強肇始事件辨識，並建立失能感測器偵檢演算法。 4. 中溫 200 及 250℃ 溶氫環境中之 316L 不銹鋼試片腐蝕行為研究。 5. 完成 T 型管雙相氣泡流實驗與優質數據擷取、利用透明管與高速攝影，完成 T 型管氣水分離特性之定性觀察、完成 CFD 雙相流模式之建立與校驗。 <u>分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1. 以核三廠 Large Dry 圍阻體為評估對象，採用 MELCOR 程式針對其發	<u>分項計畫一：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</u> 1. 完成核三廠 TRACE、RELAP5 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暫態模擬，驗證國內輕水式電廠斷然處置與 FLEX 策略準則之有效性。 2. 建立單一通道沸騰雙相流震動實驗環路及多平行沸騰通道迴路遭受地震之模擬程式建立與精進。 3. 透過感測器偵選法則並調整數據擷取情狀，最終辨識率可達到 98.48%，相較於 105 年度 88.39% 的辨識率成果，又再增加約 10%。另外也建置失能感測器偵檢演算法，並探討失能感測器對肇始事件辨識的影響。 4. 透過模擬 LWR 環境的水化學狀態以解決適用材料可能發生 SCC 的問題以及抑制 SCC 效益的方法。已完成低功率運轉下的水化學分析。並完成中溫 200 及 250℃ 溶氫環境中之 316L 不銹鋼試片之 SSRT 實驗。 5. 完成建立 T 型管雙相氣泡流實驗平台，相關數據擷取之儀器亦已調校完畢，並已完成不同進口條件下之觀察與成果分析討論、亦建立完成 CFD 雙相流模式，並將 CFD 分析結果與實驗互相比較。 <u>分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1. 以 MELCOR 程式評估核三廠圍阻體在無任何注水之 LBLOCA 事故，連蓄壓槽也假設不啟動情境下，氫氣產生量約為 329.1 kg。 2. 以 FLACS 模擬結果顯示，在 7630 秒時(氫氣停

	生大破口喪失冷卻水事故(LBLOCA)情況下，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，並作為下端程式 FLACS 之輸入值，進一步分析核三廠 PWR 圍阻體內之氫氣遷移。 2. 以 FLACS 程式進一步對核三廠圍阻體模擬被動式氫氣再結合器(PAR)之加裝位置、個數等變數進行多組 CFD 計算，獲得圍阻體氫氣濃度時變值，並判定是否會發生氫爆，以及發生氫爆之時間與所在位置，對圍阻體所造成的影響。 3. 蒐集國外有關 PWR 圍阻體排氣與過濾系統(FCVS)之文獻資料，利用 FLACS 程式進行核三廠 PWR 圍阻體排氣過濾系統之分析驗證。 <u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 1. 完成核三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、護套完整性分析、局部熱通道分析及嚴重事故分析。 2. 對比各程式之分析結果並平行比較。	止洩漏)，靠近圍阻體頂部之氫氣濃度最高約 7.5%。而在爐心上方位置之氫氣濃度達燃燒界線範圍內。 3. 而後氫氣開始平衡，使圍阻體內下層氫氣濃度逐漸增加，而上層氫氣濃度逐漸降低。於 59400 秒後，圍阻體內部空間之氫氣濃度皆高於 4%。 4. 在 50000 秒時，氫氣於 H、M 處被點燃後，圍阻體所承受之最大壓力約為 1.78 bar(g)，此壓力於圍阻體可承受之耐壓範圍(7 bar(g))。另因於 L 處氫氣濃度處於下限臨界值，故無法引燃。 5. 將 10 台 PAR 設於圍阻體頂部時，可有效減緩圍阻體上方氫氣濃度，同時因空氣比重較氫氣大，因此上方 PAR 排出之空氣會往下部沉降，使得下方氫氣濃度亦降低，而使氫氣濃度於圍阻體中間區域較圍阻體上、下部區域高。 6. 以 FLACS 進行 FCVS 之有效性分析結果顯示，FCVS 於 30900 秒開啟後，對於氫氣減緩效果並不明顯，且於 34080 秒時，圍阻體內部空間之氫氣濃度皆處於燃燒範圍。 7. 在圍阻體安裝 FCVS 的情境下，於 50000 秒時分別在圍阻體內 H(高)、M(中)、L(低)處點燃氫氣，圍阻體所承受之最大壓力為 1.75 bar(g)，此壓力於圍阻體可承受之耐壓範圍。另因於 L 處氫氣濃度低於下限臨界值，故無法引燃。 <u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 1. 延伸應用與精進 105 年度之執行成果，成功結合 TRACE、CFD、FRAPTRAN、MELCOR 等分析程式，從熱水流/護套完整性/嚴重事故等多重面向，完成核三廠用過燃料池之安全分析，用以強化用過燃料池之安全性。 2. 成功模擬核三廠用過燃料池於事故下之安全餘裕，並以噴灑補救措施之模擬強化其事故下之安全性。 3. 以 MELCOR 程式進行護套氧化熱之靈敏度分析，強化注水補救措施之時間點之決定及安全餘裕。 4. 透過程式間結合比對，說明各程式之優缺及其
--	--	--

	分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作 1. 進行通用型燃料束截面計算程式與自行開發之爐心節點擴散法程式之連結。 2. 探討可取得之熱水流分析程式與爐心物理程式連結的可能問題，特別著重在爐心物理計算程序連結的可能性與其優缺點。 3. 針對爐心物理與核能安全議題進行國際交流學習。 4. 完成雙相環狀流內氣泡之尺寸與速度之量測並觀察氣泡膨脹、破裂、結合以及流動與擾動等特性進而建立與校驗新的 IATE 模式。 5. 完成有外部冷卻下熔融物質淬冷現象觀察。 6. 完成不同落差高度、水位深度的淬冷觀察。 7. 完成一系列 3C 碳化矽及 SA-Tyrannohex 全纖維碳化矽/碳化矽複合材料氬、矽雙離子佈植實驗。 8. 探討 3C 碳化矽及 SA-Tyrannohex 全纖維碳化矽/碳化矽複合材料於離子佈植後之缺陷分析，氬離子佈植後之輻照缺陷分析。	整合性，可於適當情況下選用分析程式，強化事故之應變能力。 分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作 1. 完成與 NEWT 或 MCNP 多群截面庫計算結果的連結程式，可分別應用於輕水式反應器與簡化過的稜柱型高溫氣冷式反應器驗證問題。完成 MCNP 連續能群截面庫計算結果的連結程式，此程式所產生的中子截面庫可提供給全爐心計算程式 NuCoT。 2. 分別利用簡化熱傳模型及 CFD 計算程式進行與中子計算程式 MCNP 的耦合計算，經過入口溫度的修正後，兩者差異不大，且與文獻數據相當。 3. 已完成在不同液/氣流速下，氣泡之尺寸與速度之徑向分布特性並透過高速攝影機完成氣泡膨脹、破裂、結合以及流動與擾動等特性之觀察。完成新 IATE 模式之建立與校驗分析。 4. 以海水及去離子水做為不同冷卻水時，熔融體淬冷碎片於海水時大顆粒碎片質量比率較高。並由場發射電子顯微鏡(SEM)下，熔融體淬冷於海水下的碎片表面較為粗糙，並有不規則凸出微粒，證明海水與熔融體有劇烈接觸現象。 5. 熔體於較高的落差高度下落入去離子水淬冷時，較高的入水速度引起凱文-赫爾霍茲不穩定性使流柱破碎於側邊，並有較多的小顆粒碎塊。而外部冷卻對於熔融體淬冷並沒有顯著的效果，可能為淬冷之熱傳速率遠高於外部冷卻。 6. 在氬、矽雙射束之實驗中，氣泡平均直徑隨溫度及劑量上升而上升，而密度則隨溫度上升而下降，隨劑量增加而上升之趨勢。而在雙射束的情況中氣泡幾乎是均勻分佈於佈植區，幾乎沒有觀察到氬氣泡有較易析出於疊差處之現象。SA-Tyrannohex 全纖維碳化矽複合材料在雙射束氬、矽離子輻照之結果中可觀察到，1000°C 下 20dpa/He:2000appm 即可觀察到氣泡生成，且晶界為氣泡傾向析出之位置。而與同劑量下之單晶 40dpa/He:4000appm 輻照下結果比較可觀察到，單晶材料之氣泡尺寸大於同劑量下多晶材料之氣泡尺寸，且單晶材料中之氣泡密度大於多晶材
--	---	---

9. 完成透過氮化鉻鍍膜，增加鈾-4 合金燃料護套材料在高溫水氣以及水氣空氣混和環境下的抗腐蝕能力實驗。 10. 進行 3 種鎳基超合金 (Inconel 617, Haselloy X, Incoloy 800H)對 304L 之異種銲接。 11. 探討其基材、熱影響區及銲道在氮氣含不同比例的水氣環境下之高溫氧化行為。 12. 研修資訊公開法制及相關配套措施之研究。 13. 完成 83 戶室內氬氣住宅量測並統計歷年量測結果，評估國人氬氣輻射劑量。 <u>分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究</u> 1. 本研究廣泛蒐集研析國內外相關核電廠除役之建物與廠址解除管制、除	料之氣泡密度一個數量級。 7. 氮、矽雙射束中的氮原子具有幫助空孔成核之效果，使其能形成氮氣泡並均勻分布於材料中，相較於矽單射束的結果有氣泡密度增加、平均直徑下降的現象，且亦會因高溫下氮原子的移動能力增加，部分氮原子會擴散至晶界上，使晶粒內可幫助空缺形成空缺團的氮原子減少，造成氣泡大小及密度下降。 8. 在 850°C 空氣混和水氣的環境下，滿足 LOCA 事故 criteria，ECR =17%的情況下，氮化鉻鍍膜對於鈾-4 合金在高溫水氣與空氣混和的環境下都具有延緩鈾-4 合金氧化的能力，在純水氣的環境下保護能力較不明顯，約可以延長 1.17 倍的時間達到 LOCA 事故 criteria，在空氣混入 50% 水氣的環境下具有較佳的保護能力，可以延長到 1.68 倍的時間達到 LOCA 事故 criteria，而乾燥空氣的環境則具有最佳的保護效果，可以延長 3.47 倍的時間達到 LOCA 事故 criteria。導致氮化鉻保護能力下降的主要原因是薄膜的破裂。水氣的加入，會使薄膜的破裂時間提早，導致氮化鉻保護能力下降。 9. Iny-800、In-617 及 304L 在氧化層與基材界面下會有內氧化粒子生成，經 EDX 分析後 Iny-800H 其主要為 Al_2O_3 及 SiO_2 的內氧化物，In-617 其主要的內氧化物為 Al_2O_3，而 304L 的內氧化物則為 SiO_2。在含水汽的環境下 304L 與 Iny-800H 同樣有剝落的現象發生，且剝落時間提前。 10. 完成我國「核能安全和資訊透明法草案」草案及總說明，並附各條立法理由。 11. 完成國內住宅氬氣調查與劑量評估，結果雖高於 25 年前量測值但仍低於世界平均值。結果擬於國際輻射防護學會(IRPA)研討會(IRPA)發表(已寄出)。 <u>分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究</u> 1. 研析美國和國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式，評估電腦程式於實際除役核電廠之適用性，以及了解國際間除役廠址與
---	--

	役後廠址環境輻射偵測報告、下表層污染特性評估及其計算模型建構與驗證、準備與過渡階段之國際經驗資訊、輻射特性調查評估，並針對除役審查作業提出相關重點和關鍵事項，進一步提出安全審查之建議，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。 2. 完成國際間室內乾貯之結構及、密封、風險、熱傳與屏蔽的法規要求蒐集。 3. 完成室內乾貯結構、密封、風險、熱流及屏蔽安全分析工具及方法論適用性評估。 4. 完成室內與露天乾貯之結構與密封、熱流及屏蔽安全的差異研析。 5. 提出室內乾貯之結構、密封、風險、熱流、屏蔽分析管制重點。	建築物解除管制之評估及驗證作法，並且完成操作 RESRAD-BUILD、RESRAD 程式之模擬流程與模型設計，未來將深入了解各項環境參數之設計特性，以及研析欲評估廠址之環境參數與情境設定，進而應用 RESRAD 程式於除役核電廠、建築物輻射汙染、低放射性廢棄物處置廠址之輻射安全評估。透過研析美國 Yankee Rowe 核電廠的執照終止計畫(LTP)，以及執照終止放射標準，彙整 RESRAD 程式之模擬分析架構、輸入參數選擇程序、導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)之計算結果。進而建立除役核電廠建物與廠址解除管制之審查重點與接受準則，提出相關管路、建物、結構物的導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)，供管制單位參考。 2. 基於 MARSSIM 的基本精神與步驟，對台電「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之調查方法及評估結果進行驗證分析，驗證結果基本上是符合預期。但因核一廠目前狀態並非永久停機，考量系統除污及停機準備作業等可能改變輻射狀態的行動，場地分級及佈點取樣並無適當依據，完整的輻射偵測計畫和各項調查作業尚須在停機過渡階段中持續進行。 3. 研擬可適用於下表層土壤之放射性污染的特性調查與符合性評估驗證方案，而該方案的前提為必須滿足相關管制規範的要求，並且可同樣依循目前被廣泛用於表層土壤與建物之廠址特性調查的 MARSSIM 指引。 4. 本研究已蒐集並研析國際除役最新資訊，掌握主要國際組織及各國對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、技術及寶貴的實務經驗回饋。 5. 本報告整理 MARSSIM 手冊有關最終狀態偵檢的部分做為技術指引，並同時以國外已除役之電廠 MAINE YANKEE 除役報告中最終狀態偵檢部分做為參考，對照該廠在分類、偵檢單元與偵檢設計上與 MARSSIM 之異同，做為未來
--	--	---

		國內電廠除役後廠址釋出之管制審查重點。 6. 蒐集日本、德國、荷蘭等國既有之室內乾貯護箱、廠房設施相關資料及法規；其結果指出目前國際間常以金屬護箱搭配混凝土廠房或混凝土護箱搭配鋼構廠房。各式護箱與廠房之設計須通過各項安全分析與評估，確保用過核子燃料可以安全貯存，並保障工作人員及周圍民眾安全。 7. 各項分析工具適用性評估結果顯示，既有露天乾貯設施安全分析方法可作為室內乾貯安全分析基礎，但各項分析所方法論將會因為設施中廠房影響、護箱設計及材料選用以及作業程序之不同，故安全分析中需對室內乾貯新增之安全議題與事故進行考量。不同室內乾貯設施於結構與密封部分雖涉及不同的密封技術，但仍可透過相同的 ASME、ANSI 標準來規範其密封、銲接與測試之標準。此外，不同護箱與廠房的選用對於內貯燃料之限值並不造成影響，但其搭配卻會對熱流特性、分析基準造成影響並決定需納入考量的事故類型。而在屏蔽方面，不同護箱與廠房的搭配皆可達成設計之屏蔽要求，但彼此間可能仍涉及不同光子與中子貢獻比例。
107	<u>分項計畫一：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</u> 1. 建立核三廠蒸汽產生器塞管分析模式、完成不同塞管率下對斷然處置安全注水措施之有效性影響研究。 2. 完成平行通道沸騰雙相流震動測試實驗、完成外部垂直加速度波對振盪模式之影響分析。 3. 完成肇始事件偵測與辨識系統佈建於FPGA平台上。 4. 完成X-750合金應力腐蝕	<u>分項計畫一：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</u> 1. 完成核三廠蒸汽產生器塞管分析模式建立、完成評估不同塞管率下(2%、5%、10%)對斷然處置安全注水措施與程序並無顯著影響。 2. 完成平行通道沸騰雙相流震動測試實驗，發現高功率不對稱加熱情況下，將強化平行通道不穩定性，使雙通道呈現反相震盪。完成驗證單一管路沸騰雙相流垂直振盪系統之實驗數據與理論分析結果。在固定總流量的邊界條件，雙通道在外部垂直加速度波作用下，呈現反相震盪。在固定通道壓降或納入整個環路的邊界條件，雙通道在外部垂直加速度波作用下，均傾向呈現同相震盪。 3. 依據運轉員建議更改辨識目標，系統辨識率達到 99.44%。接著將系統建置於電場可程式化邏

	龜裂起始與電化學分析實驗。 5. 完成反相極限流(CCFL)發生於爐槽處之論文回顧、完成 CCFL 實驗架構設計、完成 CFD 模擬對於 CCFL 之模式評估。 <u>分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1. 以核三廠為模擬電廠，採用 MELCOR 程式進行 SBO 分析，評估核三廠 PWR 圍阻體於類福島事故下之氫氣產生率。 2. 以 MELCOR 程式計算所得之氫氣產生率，作為下端程式 FLUENT 之輸入值，分析核三廠 PWR 圍阻體內之氫氣擴散與遷移行為及位置。 3. 利用 MELCOR 程式計算所得之 SBO 氫氣產生率，評估 PAR 在乾式圍阻體內的最適裝置位置，利用 FLUENT 模擬核三廠 PWR 圍阻體內 PAR 之除氫效能。 4. 針對 PAR 的位置及數量作靈敏度分析，利用 FLUENT 軟體評估除氫效能，以完成被動式觸媒氫氣再結合器之分析驗證 5. 利用 FLUENT 程式進行核三廠 PWR 圍阻體內/外排氣系統之分析驗證，並針對 FCVS 的開啟時機作靈敏度分析。	輯開陣列(FPGA)平台上，能偵測且辨識出肇始事件，若遇到未訓事件，也能正確地將其區隔開來。 4. 已完成 X-750 合金應力腐蝕龜裂起始與電化學分析實驗，X750 顯現出良好的抗蝕性。 5. 了解反應爐爐槽，可能發生之 CCFL 現象，設計 CCFL 實驗可重現相似之流場與爐槽可能之流況，並證實 CFD 對於 CCFL 模擬之能力。 <u>分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析</u> 1. 以 MELCOR 程式評估核三廠圍阻體在無任何注水之 SBO 事故情境下，氫氣產生量約為 367 kg。 2. 利用 FLUENT 分析 SBO 事故下，核三廠圍阻體內的氫氣行為，在事故發生第 1 萬秒且無任何除氫設備狀況下，氫氣在圍阻體內產生明顯濃度分層現象，且最大濃度達 11%，但並未達產生爆轟之氫氣最低濃度 13%，故圍阻體在 SBO 事故下並無破損疑慮。 3. 在 PAR 除氫效能及靈敏度分析方面，利用 FLUENT 分析結果顯示，無論在圍阻體內安裝 5 個 PAR(比照日本川內電廠圍阻體所安裝數量)或是 17 個 PAR(核三廠實際安裝數量)，均可將氫氣最大濃度降至 6%，且隨時間增加可能降至更低，能有效增加氫氣燃燒的安全餘裕，由結果可知 17 個 PAR 除氫效率較高。 4. 根據前述 MELCOR 模擬結果可知，在其假定之 SBO 事故分析完成後，所獲得之圍阻體內壓力為 45 psig，並未達到 FCVS 自行開啟條件 60 psig，故假設運轉人員在 FLUENT 模擬第 10,000 秒時，以手動開啟 FCVS。 5. 以 FLUENT 分別進行 FCVS 設備放置於圍阻體內與圍阻體外(輔助廠房)之排氣效能分析。結果顯示，無論 FCVS 設置在圍阻體內部或外部，圍阻體內部整體氫氣濃度遷移與分層趨勢均相同，排氣效能僅在下圍阻體處有濃度 1%的些微
--	--	--

	差異，FCVS 排氣所造成之對流僅影響下圍阻體區氣體，上圍阻體區則僅有圍阻體頂部些微的自然對流產生的流動現象。模擬結果顯示，在下圍阻體地面高度位置裝設 FCVS，無法明顯降低圍阻體內氫氣最大濃度。 <u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 1. 完成核三廠用過燃料池多重分析模式之精進與分析應用。 2. 解決各程式精進時發生之問題並探討模式精進後之效益。 <u>分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作</u> 1. 建立爐心中子物理計算與熱水流分析程式計算的連結。 2. 完成自有 VHTR 爐心中子物理計算程式系列的建立。 3. 完成具有先天安全的新	<u>分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進</u> 1. 延伸應用與精進 106 年度之執行成果，成功建立 TRACE、MELCOR 等分析程式的精進化模式，用以分析從熱水流/護套完整性/嚴重事故等多重面向，完成核三廠用過燃料池之安全分析，強化用過燃料池之安全性。 2. TRACE 之精進模式計算在水位下降至 1/2 後進行 200GPM 之噴灑補水，可以有效降低燃料溫度，而燃料最高溫相比於舊有模式的 860K 下降到只有 560K，但計算時間由 4 天上升至 1 個月，可顯示精進模式之結果差異及計算時間之延長，供後續相關應用之參考依據。 3. MELCOR 程式方面則顯示精進模式因為燃料間額外流道的增加，其中水位的計算與舊有模式較無差異，但護套溫度則保持低於 1000K 之穩定狀況，且維持在無產生氫氣的安全情況，證明用過燃料池之安全無虞。 4. 精進之用過燃料池模式較為接近真實性，有效改善舊有版本過度保守的情況，但須考慮倍增的 CPU 計算時間並做出調整因應。 <u>分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作</u> 1. 建立爐心中子物理與簡化熱流分析程式連結 (TPS 序列)，並應用於 HTTR 30MW 臨界狀態下的爐心計算，相較於蒙地卡羅/簡化熱傳模型 (MS 序列) 計算結果其準確度不足，可能源於複雜爐心鈾濃縮度分布設計之限制，以及如何計算出 supercell 模型的正確 ADF。 2. 建立自有 VHTR 爐心中子物理計算工具，以 MCNP 進行連續點能量燃料晶格計算，來產生均質化多群中子巨觀截面，並完成可進行全爐心中
--	--	---

	型 VHTR 爐心的初步設計。 4. 針對爐心物理與核能安全議題進行國際交流學習。 5. 開發在高溫下具有良好抗氧化性的高熵薄膜，並探討銦-4 燃料護套鍍著高熵合金薄膜在 850°C 的氧化特性。 6. Inconel 625 鎳基合金與 304L 不銹鋼之異種銲接試片於 950°C 在高純度氬氣及添加不同含量水氣下探討腐蝕測試與氧化性質。 7. 碳化矽材料輻照後之缺陷分析。 8. 探討沿爐壁淬冷熔融物質淬冷現象，以不同平面傾斜角度進行研究。 9. 進一步探討不同水位深度、不同落差高度以及不同冷卻水的淬冷現象。 10. 完成台灣海域試樣放射性分析共 365 件。 11. 完成海水銫分析技術報告 1 份。 12. 完成國民輻射劑量再調查規劃。 13. 研析核電廠除役所涉法制基礎之比較研究。	子/熱流耦合計算的 NuCoT 程式。 3. 初步建立新型稜柱型高溫氣冷式 VHTR 爐心設計，以 HTTR 為基礎，透過對稱性修正簡化計算複雜度，並調整軸向鈾濃縮度分布。在 30MW、單一鈾濃縮度 7.9wt%、控制棒全出狀態下，燃料溫度未超出文獻建議值。 4. 於 2018/12/17 舉辦 2018 Workshop on Advances in Reactor Physics，邀請日本名古屋大學 YAMAMOTO 教授及上海交大趙榮安教授演講。赴墨西哥參加 PHYSOR 2018 會議發表一篇論文，並進行國際交流。 5. 成功開發高熵薄膜披覆的技術，且薄膜成分和設計成分沒有明顯差異，薄膜的抗氧化性良好相較於傳統氮化物如氮化鉻，鍍著在銦-4 合金上也具有好的披覆性，經過高溫退火後仍沒有明顯得脫落現象。 6. 完成 Inconel 625 鎳基合金與 304L 不銹鋼之異種銲接試片於 950°C、高純度氬氣及添加不同含量水氣下，探討腐蝕測試與氧化性質。 7. 單晶的 3C 碳化矽或碳化矽/碳化矽複合材料在雙射束的情況下，皆有讓氬原子完全進入氬氣泡中的情形發生，且劑量越高，發生氬原子完全進入氣泡中的溫度就越低。 8. 沿爐壁淬冷使片狀碎片更多，其結構碎裂後小質量碎片增加，影響淬冷速率。 9. 落差距離較小，使瑞利—泰勒不穩定性的影響相對凱文—赫爾霍茲不穩定高，使流柱破碎於尖端，小尺寸碎片也較少。 10. 完成台灣海域海水 210 件、海生物 79 件及累積試樣(岸沙、河砂、海底沉積物)76 件共 365 件，結果與國際海洋輻射監測相近，顯示台灣海域無輻射異常現象。 11. 完成海水銫分析技術報告 1 份，驗證海水取樣量可由 60 公升降為 40 公升，有效提升取樣效率。
--	---	--

	<u>分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」</u> 1. 完成除役廠址輻射物質外洩途徑與環境影響程度分析技術研究。 2. 完成除役核能電廠物質與設備之處置偵檢驗證技術研究(MARSAME)。 3. 完成除役核電廠之 RESRAD 廠址特性計算模型之建構與驗證方法研究。 4. 完成核電廠除役作業及排程規劃之審查技術及導則(草案)研究。 5. 利用 RESRAD 建立除役人員劑量及工作場所評估與驗證審查技術。 6. 提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之	12. 完成國民輻射劑量作業規劃。近年來國人居住環境改變，國民輻射劑量的來源也與過去有相當的差異，例如醫療輻射受檢次數、住宅型態、出國旅遊頻次以及飲食習慣等，規劃對於國民輻射劑量影響較大之項目如醫療輻射、氦氣、食品飲水、抽煙、飛航等項目進行再評估調查。 13. 蒐集國外美、德、法、日等除役相關之具體法制經驗，包含除役任務的組織功能、除役作業期間核子損害賠償法之適用性及所涉的資訊公開辦理情形，並辦理一場次國際學術座談會。 <u>分項計畫五：「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」</u> 1. 透過美國已除役核電廠案例 YANKEE ROWE 及 MAINE YANKEE 並利用 RESRAD-OFFSITE 程式進行 DCGL 的驗證計算，得到的結果也證明 RESRAD 程式具有相當的準確性。 2. 完成對 MARSAME 及相關文獻進行重點歸納與研析、對固體物質與設備的偵檢單元分析之實務操作進行研究、國際案例與相關計算範例分析、台電核一廠除役計畫與相關評估報告之研析。 3. 完成 RESRAD-ONSITE 程式的曝露途徑與劑量評估方法的解析，同時也進一步地探究 RESRAD-ONSITE 程式的參數選擇策略，並實際利用 RESRAD-ONSITE 程式進行重要參數的靈敏度分析。此外，也針對 RESRAD-ONSITE 程式的概率性分析功能進行解析，可藉此評估參數不確定性的影響並建立參數值選定流程。另外，實際參考美國 YNPS (Yankee Nuclear Power Station) 除役核電廠的案例進行 DCGL 的驗證計算，藉此瞭解除役核電廠的 DCGL 計算流程及其重要的輸入參數。 4. 參考並研析美國、德國、國際原子能總署 IAEA 的除役規範資料，將其除役作業及排程規劃的
--	--	---

	審查管制建議。 7. 提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則。 8. 提出我國低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之審查導則。 9. 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則 10. 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範 11. 建置室內乾式貯存設施安全驗證技術之先期研究	工作重點、規範事項以及準備策略進行研析與彙整，於比對與探討後，提出管制單位審查方向、建議及除役作業與排程規劃審查導則草案，精進除役審查技術。 5. 利用清華大學遭受輻射污染建築(生物科技南館)做為實際案例，已完成利用 RESRAD-BUILD 程式評估工作場所輻射劑量的驗證工作。利用鑽心取樣與放射性活種分析所建立的污染總活度與污染分佈模式，進而評估污染建築室內空間輻射劑量率，其計算結果與現場實際量測結果相近，說明 RESRAD-BUILD 在評估建築物殘留放射性物質對輻射劑量影響的適用性。 6. 考量放射性廢棄物整桶量測作業技術特性，針對影響量測品質之關鍵因素，完成除役相關的除役整桶廢棄物輻射量測品保規範建議，作為台電核電廠除役活動產生整桶放射性廢棄物輻射量測之品保稽查依據。並提出低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議。 7. 除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究： (1) 完成收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊。 (2) 比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範。 (3) 提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則。 8. 除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估研究： (1) 完成收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。 (2) 比較分析國內外低放射性廢棄物處理貯存
--	---	--

		設施預期意外事件評估與應變作業實務。 (3) 提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。 9. 精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究： (1) 完成「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」修訂建議，共計提出 6 個項次具技術佐證修訂建議。 (2) 完成用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查規範」草案修訂，共計提出 21 個項次的技術佐證之修訂建議。 (3) 完成英、德、日、美等國與我國之導則與查規範之異同比對表。 (4) 利用 CASTOR 與 NAC-UMS(INER-HPS)之標的設施模型，完成臨界、結構、熱傳、屏蔽等室內乾貯技術之發展，並透過上述四項技術之整合，達成室內乾貯於意外事故下之安全技術發展與案例研析。
--	--	---

附表、佐證資料表

【A 論文表】

題 名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別
The qualitative analysis of vertical seismic acceleration effect on a single nuclear-coupled boiling channel natural circulation loop	J.D. Lee	2018	F
Transient pressure analysis and air-water interaction in churn flow	H.J. Lin	2018	F
Analysis of Transient Pressure and Temperature Variations in a Subcooled Boiling Channel under Forced Vertical Excitations	S.W. Chen	2018	F
Quantum Evolutionary Algorithm Based Sensor Selection for NPP Initiating Event Identification	Ting-Han Lin	2018	F
Sensor Fault Detection, Isolation and Reconstruction in Nuclear Power Plants	Ting-Han Lin	2019	D
An Investigation into the Corrosion Behavior of 316SS, Alloy 600 and X750 under Simulated Primary Water Circuit of a PWR	C. J. Chang	2018	E
Effect of Dissolved Hydrogen on the Electrochemical Characteristics of Nickel-based Alloy and Austenite Stainless Steel in Simulated PWR Environment	Y. W. Yeh	2018	E
Investigating effects of injection angles and velocity ratios on thermalhydraulic behavior and thermal striping in a T-junction	G.Y. Chuang	2018	D
Evaluation of control room habitability in case of LOCA for Maanshan NPP using codes RADTRAD, HABIT and ALOHA	W. S. Hsu	2018	D
Dose Evaluations with SNAP/RADTRAD for Loss of Coolant Accidents in a BWR6 Nuclear Power Plant	Kai Chun Yang	2018	F
Using ALOHA Code to Evaluate CO2 Concentration for Maanshan Nuclear Power Plant	W. S. Hsu	2018	F
The Analysis of Oxidation Response during Spent Fuel Pool Quenching Using MELCOR2.2/SNAP	Wei-Yuan Cheng	2018	F
A Next Generation Method for Light Water Reactor Core Analysis by using Global/Local Iteration Method with SP3	Tzung-Yi Lin	2018	D

Applying Conformal Mapping Method to Hybrid Nodal Green's Function Method for Two-dimensional Simplified HTTR Core Calculation	Tzung-Yi Lin	2018	D
Comparing Pressure Vessel Fast Neutron Flux Distributions Calculated by Three-Dimensional Flux Synthesis, TORT, RAMA, and MAVRIC	Y.S. Huang	2018	F
Experimental of Nucleate Pool Boiling on a Horizontal Plate in Saturated Water	Yong-Han Chang	2018	F
The Oxidation Behavior of CrNx-coated Zircaloy-4 Cladding Material under Different Oxidative Atmospheres at 850°C	Jian-Jie Wang	2018	F
Investigation on the quenching of high temperature molten materials	Y.G. Lin	2018	F
台灣沿岸海產物銫-137 核種分析	方鈞屹	2018	E
以總鹼度為台灣海峽表層水團來源訊號之初探	黃蔚人	2018	E
Indoor Radon Dose Reassessment in Taiwanese Dwellings	劉祺章	2018	F
國道鋪面績效指標之可靠度分析與應用	劉明樓	2018	A
非破壞性檢測探討國道鋪面之材料變異性及應用	劉明樓	2018	E
國道鋪面材料變異性對鋪面分析之影響	劉明樓	2018	E
利用 FWD 檢測資料分析高速公路鋪面之車轍與疲勞龜裂	劉明樓	2018	E
The Study of Reaction of O-xylene and M-xylene with Ozone	黃美利	2018	E
超臨界流體製備石墨烯奈米複合材料於低濃度氨氣感測之應用	許維捷	2018	E

註：文獻類別分成 A 國內一般期刊、B 國內重要期刊、C 國外一般期刊、D 國外重要期刊、E 國內研討會、F 國際研討會、G 國內專書論文、H 國際專書論文

【B 合作團隊(計畫)養成表】

團隊(計畫)名稱	合作對象	合作模式	團隊(計畫)性質	成立時間(西元年)	成員
斷然處置措施研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	施純寬、楊融華、沈宗逸、楊鎧駿、沈柏如、葉

					璟賢
熱水力與核能安全研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	陳紹文、李進得、張祐銜、林孝柔、李偉成、林明松、林郁格
事故分類及舒緩決策輔助系統研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	吳順吉、周懷樸、林廷翰、蔡淳言、彭修成
核電廠水化學暨材料腐蝕研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	葉宗洸、王美雅、何泉漢、陳岳泰、張哲榮、葉育維
CFD 模式與應用研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	馮玉明、林志宏、黃品鈞、熊韋茜、曾嫻淇、王俊仁、黃正太
核電廠圍阻體安全研究團隊	國立清華大學	B	A	2015	許文勝、李宜娟
圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊	國立清華大學、中原大學	B	A	2015	鄧治東、許文勝
圍阻體內氫氣爆炸 FLACS 模式研究團隊	國立清華大學、長榮大學	B	A	2015	何三平、許文勝
燃料池安全與嚴重事故分析團隊	國立清華大學	B	A	2015	白寶實、王仲容、蔣宇、鄭惟遠、辜郁庭、何愛玲、陳雄智、陳瑋、張筠非
前瞻中子物理安全技術研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	薛燕婉、許榮鈞、林鈺博、林宗逸
CFD 雙相沸騰熱傳先進模式研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	馮玉明、莊天睿、賴科維、張永漢、洪郁荃、徐仲彥、曾宥霖、陳靖
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	國立清華大學	B	A	2015	歐陽汎怡、開執中、開物、鄭福本、王建傑、陳達
熔融物質淬冷模擬研究團隊	國立清華大學	A	A	2015	潘欽、林彥谷、潘禹承
海域輻射背景調查團隊	輻射偵測中心、國立中山大學、環保署、農委會及海委會海岸巡	B	A	2018	徐明德、洪明崎、蔡文賢、李明達、陳欲君、陳鎮東、李明安、詹森、楊穎堅、黃蔚人、黃信雄、馬英普、田維婷、謝佳穎、

	防署等單位				黃筠珊
國民輻射劑量評估團隊	輻射偵測中心、 國立清華大學、 財團法人輻射防護協會、交通部 民航局、衛福部 國建署等單位	B	A	2018	徐明德、洪明崎、林培火、劉祺章、劉任哲、蔡惠予、林雍傑、簡虞軒、鄭安、林俊良
除役低放射性廢棄物研究團隊	義守大學	A	A	2015	吳裕文、陳清江、王詩涵、黃美利、楊志馮、王曉剛、劉明樓
精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究團隊	國立清華大學、 工研院材化所、 財團法人核能與 新能源教育研究 協進會	B	A	2018	屏蔽：許榮鈞、賴柏辰 結構：范政文、盧廷鉅 熱流：施純寬、曾永信 風險評估：王仲容、何愛鈴 法規與同儕審查：李定一、李境和、陳建源、林威廷

註：合作模式分成 A 機構內跨領域合作、B 跨機構合作、C 跨國合作；團隊(計畫)性質分成 A 形成合作團隊或合作計畫、B 形成研究中心、C 形成實驗室、D 簽訂協議

【C 培育及延攬人才表】

姓名	機構名稱	學歷	性質	專長或計畫工作
沈宗逸	國立清華大學	B	A	TRACE 熱流安全分析模式建立與分析
張祐銜	國立清華大學	B	A	平行通道沸騰雙相流加熱與量測系統設計與測試校正
林孝柔	國立清華大學	B	A	平行沸騰通道強制震動實驗系統設計與測試
李偉成	國立清華大學	B	A	平行通道沸騰雙相流強制震動實驗測試與數據整理及分析
林明松	國立清華大學	A	A	平行沸騰通道雙相流強制震動實驗規劃執行及分析程式設計
林廷翰	國立清華大學	A	A	撰寫報告、系統整合與驗證以 FPGA 為執行平台的肇始事件辨識系統
蔡淳言	國立清華大學	B	A	文獻蒐集、驗證以 FPGA 為基礎的辨識系統之效能
彭修成	國立清華大學	B	A	協助佈建辨識系統於 FPGA 上

張哲榮	國立清華大學	B	A	材料腐蝕行為分析
葉育維	國立清華大學	B	A	電化學分析
陳靖	國立清華大學	B	A	CFD 分析
黃正太	國立清華大學	B	A	資料收集與研究
黃品鈞	國立清華大學	A	A	模式研究與建立
楊鎧駿	國立清華大學	B	A	核電廠暫態熱流安全分析
蔣宇	國立清華大學	A	A	MELCOR、熱流、嚴重事故分析
沈柏如	國立清華大學	B	A	TRACE 熱流安全分析模式建立與分析
鄭惟遠	國立清華大學	B	A	MELCOR、TRACE 用過燃料池暫態分析
林鈺博	國立清華大學	B	A	爐心臨界計算及中子物理計算程式開發
林宗逸	國立清華大學	A	A	爐心臨界計算及中子物理計算程式開發
莊天睿	國立清華大學	A	A	CFD 雙相沸騰模式建立與校驗
張永漢	國立清華大學	B	A	沸騰實驗設計與執行
曾宥霖	國立清華大學	B	A	沸騰實驗執行
王建傑	國立清華大學	B	A	燃料護套鍍膜與腐蝕評估
鄭福本	國立臺灣海洋大學	A	A	熱交換管高溫腐蝕評估
林彥谷	國立清華大學	B	A	熔融物質實驗的架設與執行
潘禹承	國立清華大學	B	A	熔融物質淬冷碎片之分析與探討
劉彥呈	國立清華大學	B	A	核工，工程計算分析
王文豫	國立清華大學	A	A	核工，工程計算分析
謝懷恩	國立清華大學	A	A	核工，工程計算分析
林宇捷	國立清華大學	B	A	物理，工程規劃分析
張堃煒	國立清華大學	A	A	物理，工程規劃分析
翁韶澤	國立清華大學	B	A	核工，工程計算分析
吳尚謙	國立清華大學	A	A	核工，工程計算分析

陳美雪	國立清華大學	A	A	核工，工程規劃分析
劉千田	國立清華大學	B	A	核工，輻射防護
陳宗源	國立清華大學	B	A	核工，輻射防護、工程計算分析
吳杰穎	義守大學	B	A	化工
林秉毅	義守大學	C	A	化工
林奕佐	義守大學	B	A	化工
林彥辰	義守大學	C	A	化工
陳品蓉	義守大學	C	A	土木
張簡坤海	義守大學	C	A	土木
林廷諭	義守大學	C	A	機械
黃少盈	國立雲林科技大學	B	B	化材
葉桂伶	國立雲林科技大學	B	B	化材
辜郁庭	國立清華大學	A	A	CFD 用過燃料池分析模式建立與暫態分析
何愛玲	國立清華大學	A	A	用過燃料池分析模式建立與臨界暫態分析
黃昱翔	國立清華大學	A	A	室內乾貯設施屏蔽技術發展與射源項影響驗證
賴柏倫	國立清華大學	A	A	室內乾貯設施屏蔽技術發展與金屬護箱屏蔽效果分析
賴柏辰	國立清華大學	A	A	室內乾貯設施屏蔽技術發展與全場區輻射劑量評估
楊子毅	國立清華大學	A	A	室內乾貯設施屏蔽技術發展與混凝土護箱屏蔽效果分析
葉璟賢	國立清華大學	B	A	RELAP 熱流安全分析模式建立與分析
林弈晴	國立清華大學	B	A	室內乾貯設施屏蔽金屬護箱分析模式開發
謝滢憶	國立清華大學	B	A	室內乾貯設施屏蔽混凝土分析模式開發
李慈安	國立清華大學	C	A	室內乾貯設施屏蔽全廠分析模式開發
陳雄智	國立清華大學	C	A	TRACE 用過燃料池分析模式建立與暫態分析

陳瑋	國立清華大學	B	A	國際文獻會整與研析，暫態分析
張恬寧	國立清華大學	C	A	協助用過燃料池分析模式建立與 臨界暫態分析
張筠非	國立清華大學	C	A	資料蒐集、彙整與報告撰寫
何泉漢	國立清華大學	B	A	乾貯設施國際法規研析、比較表製 作與中文精要翻譯

註：學歷分成 A 博士(含博士生)、B 碩士(含碩士生)、C 學士(含大學生)；性質分成 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

【D1 研究報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年(西元年)	是否被採納
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	葉宗洸、周懷樸、馮玉明、陳紹文、吳順吉、王美雅、李進得	2018	C
核電廠圍阻體嚴重事故安全分析	許文勝、鄧治東、許政行、翁輝竹	2018	C
用過燃料池冷卻能力安全分析精進	白寶實、王仲容	2018	C
核能安全技術研究暨國際合作	梁正宏、許榮鈞、薛燕婉、馮玉明、歐陽汎怡、開執中、開物、潘欽	2018	C
台灣海域輻射監測調查方法研究先期工作計畫	原能會偵測中心	2018	C
台灣醫療輻射造成國民劑量調查方法研究	蔡惠予	2018	C
研析核電廠除役所涉法制基礎之比較研究	高仁川、陳信安、張惠東	2018	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、劉鴻鳴、劉千田	2018	C
核能電廠除役作業安全審查技術研究 104~107 四年計畫成果彙整	裴晉哲、白寶實、趙得勝、蔣安忠、劉鴻鳴、劉千田、劉彥呈、陳美雪、林志宏	2018	C
精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究期末總報告	許榮鈞、王仲容、范政文、盧廷鉅、施純寬、曾永信	2018	B

註：是否被採納分成 A 院級採納、B 部會署級採納、C 單位內採納、D 存參

【E 學術活動表】

研討會名稱	性質	舉辦日期 (YYYYMMDD)	主/協辦單位
2018 Advances in Reactor Physics workshop	A	20181217	國立清華大學
第六屆飛鳶法學國際學術研討會-氣候變遷、環境保護與能源安全	B	20181106-07	國立台北大學/原能會

註：性質分成 A 國內研討會、B 國際研討會、C 兩岸研討會

【H 技術報告檢驗方法表】

技術或檢驗方法名稱	性質	作者姓名	出版年(西元年)	出版單位
海水放射性銫分析技術報告	B	潘嘉吟	2018	原能會輻射偵測中心

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法

【I1 辦理技術活動】

技術活動名稱	性質	屬性	舉辦日期(起)	舉辦日期(迄)	主辦單位
第一季查訪技術研討會	A	A	2018/03/23	2018/03/23	原能會
第二季查訪技術研討會	A	A	2018/06/27	2018/06/27	原能會
第三季查訪技術研討會	A	A	2018/08/17	2018/08/17	原能會
期末查訪技術研討會	A	A	2018/12/12	2018/12/12	原能會
核能技術及安全分析之強化研究計畫核三廠研究成果說明會	C	A	2018/08/27	2018/08/27	國立清華大學
核能技術及安全分析之強化研究計畫核三廠研究成果說明會	C	A	2018/12/05	2018/12/05	國立清華大學
核能電廠安全技術強化研究及國際合作計畫成果發表研討會	A	A	2019/01/23	2019/01/23	國立清華大學

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

【I2 參與技術活動】

技術活動名稱	性質	屬性	舉辦日期(起)	舉辦日期(迄)	主辦單位
The 26th International Conference on Nuclear Engineering	A	B	20180722	20180726	ASME

2018 International Conference on Power, Energy and Electrical Engineering	A	B	20180330	20180401	CPEEE 2018
The 7th IEEE International Symposium on Next-Generation Electronics	A	B	20180507	20180509	IEEE
12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety	A	B	20181014	20181018	NUTHOS-12
Annual Conference of Chinese Corrosion Engineering Association	A	A	20180906	20180907	Chinese Corrosion Engineering Association
World Academy of Science, Engineering and Technology	A	B	20180524	20180525	WASET
The Probabilistic Safety Assessment & Management conference	A	B	20180916	20180921	PSAM 2018
2018 American Nuclear Society Annual Meeting	A	B	20180617	20180621	ANS
PHYSOR2018: Reactors Physics paving the way towards more efficient systems	A	B	20180422	20180426	PHYSOR2018
2018 ANS Winter Meeting & Expo	A	B	20181111	20181115	ANS
2018 The Nuclear Materials Conference	A	B	20181014	20181018	NuMat 2018
2018 台灣化學工程學會年會暨科技部化學門成果發表會	A	A	20181109	20181109	台灣化學工程學會/ 雲林科技大學
2018 中國化學會年會	A	A	20181208	20181208	中國化學會/國立中山大學
2018 土木防災與環境永續研討會	A	A	20180601	20180601	國立高雄大學
第 19 屆非破壞檢測技術研討會	A	A	20180927	20180928	財團法人台灣非破壞檢測協會

第十三屆鋪面材料再生及再利用研討會暨 2018 世界華人鋪面專家聯合學術研討會	A	A	20181101	20181102	社團法人中華鋪面工程學會
核能電廠除役輻射安全教育訓練	A	A	20180108	20180108	財團法人中華民國輻射防護協會/清華大學原科院
核能電廠除役技術研討會	A	A	20180430	20180430	財團法人中華民國輻射防護協會/清華大學原科院
核電廠除役期間廠址輻射特性調查程式系列(RESRAD)訓練	A	A	20180521	20180525	財團法人中華民國輻射防護協會
第四屆國際核能電廠除役技術研討會	A	B	20181129	20181129	韓國漢陽大學
2018 劑量評估程式應用研討會	A	A	20181130	20181201	美洲保健物理學會臺灣總會

註：參與活動項目名稱：參與技術研討會之技術論文名稱、參賽之作品名稱、參與技術說明會或推廣活動之產品/技術項目名稱。性質：A 技術研討會、B 競賽活動、C 技術說明會或推廣活動、D 其他。屬性：A 國內技術活動、B 國際技術活動。

【K 規範標準及政策法規草案制訂表】

名稱	類別	制定及參採情形	應用範圍
申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則修訂建議	A	D	A
用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查規範草案修訂建議	A	D	A

註：類別分成 A 規範、B 標準、C 法規、D 政策；制定及參採情形分成 A 參與草案或建議方案制訂、B 草案經採納或認可通過、C 發表或公告實施、D 草案存參、E 其他；應用範圍分成 A 機構內、B 國內、C 國際、D 未發表

附表、【107 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】

計畫名稱：核能技術及核電廠除役之安全強化研究(4/4)

績效自評審查委員：丁鯤、陳建源、李境和、張似琛、林善文、劉振宇

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：8) 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	本計畫分為五個分項計畫，由國內學有專精的教授們執行，均預設了具體目標與效益。 1.分項計畫一完成下列事項： (1) 評估核三廠蒸汽產生器不同塞管率下(2%、5%、10%)對斷然處置安全之分析。 (2) 平行通道沸騰雙相流震動測試實驗。 (3) 將辨識系統建置於 FPGA 平台上能偵測且辨識出肇始事件。 (4) X-750 合金應力腐蝕龜裂與電化學分析實驗。 (5) 證實 CFD 對於 CCFL 模擬之能力。 2.分項計畫二完成核三廠圍阻體在無任何注水之電廠全黑事故情境下，氫氣產生量與濃度的預估；PAR 除氫效能及靈敏度分析；圍阻體內壓力為 45 psig 未達到 FCVS 自行開啟條件，及	謝謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	FCVS 設備放置之排氣效能分析。 3.分項計畫三完成下列事項： (1) 成功建立 TRACE、MELCOR 等分析程式的精進化模式。 (2) 核三廠用過燃料池之安全分析。 4.分項計畫四完成下列事項： (1) 建立爐心中子物理、熱水流分析。 (2) 成功開發高熵薄膜披覆的技術。 (3) 完成台灣海域試樣放射性分析。 (4) 核電廠除役所涉法制基礎之比較。 5.分項計畫五完成除役核能電廠之廠址輻射物質外洩途徑與環境影響程度分析技術；物質與設備之偵檢驗證技術，及人員劑量評估與驗證審查技術。	
1-2	本計畫成果達成量化績效指標，並精進管制技術及安全基準，及強化核電廠除役與廢棄物安全評估及管制技術。	謝謝委員肯定。
1-3	本計畫之論文達成值遠落於目標值，技轉與授權件數為零，請問新檢驗方法是否具有創新？另本計畫是否有申請專利？	1. 由於論文數之數量大宗係由國立清華大學研究團隊產出，由於政策需求調整科技預算執行海域輻射調查，以至於委託國立清華大學執行

序號	審查意見	回復說明
		107 年研究計畫經費減少，故本計畫論文數低於目標值，爾後本會將會謹慎訂定績效指標目標值。 2. 另外，新檢驗方法為利用化學試劑加速濃縮海水中放射性銫，雖文獻尚未有報導，但考量產業利用性較低，未申請專利。
1-4	本計畫執行結果大致與原計畫目標相符合，且無遭遇困難，惟績效報告之目標達成情形撰寫方式無法對照原訂目標，例如分項三的原訂目標為「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，加強用過燃施的合適性」，但在目標達成情形(p.32-33)完全沒有提到 NEI 06-12。因此只能判斷為與原規劃不符。	1. NEI 06-12 建議需於 1 或 2 小時內改採 200GPM 灑水措施，望透過全池均勻補水模式，確保可能已經裸露的燃料不致發生超溫情形。 2. 本研究則進行了較 NEI 06-12 更為嚴重之案例，也就是當燃料池水位下降至 1/2 時進行補水，並探討護套溫度之上升與舊有模式之比較。期末報告圖 3.3.25 為水位分析之結果，可以看出 200GPM 之注水可以有效提升模式精進後燃料池之水位，燃料的溫度並沒有達到法規之限制 1088.7K。
貳、計畫經費及人力運用之妥適度(自評評分： <u>9</u>) 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	本計畫經費，經常門執行率達	謝謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	94.37%；資本門執行率達96.53%；合計達94.53%，經費執行率佳，且實支數與預算書，大致與原規劃一致。	
2-2	本計畫有五個分項計畫，由不同主持人負責執行，各分項計畫的人力運用，實際執行情形與原預定完全一致，且妥適運用人力。	謝謝委員肯定。
2-3	預算達成率為94.53%，顯示控制尚佳，但仍有努力空間，可將預算更充分運用於研究。	謝謝委員肯定。
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：8) 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	本計畫對學術研究、技術創新、經濟效益、社會影響、法規制度、人才培育及國際合作的量化及質化成果相當具體。	謝謝委員肯定。
3-2	研究團隊、培養碩博士人數等績效指標，實際達成的數量皆超過原訂目標值，已培育超過10研究團隊、強化核反應運轉安全、避免反應器圍阻體發生氫爆、有效防止燃料池失水事故、增進核能安全技術與國際合作、促進核能電廠除役安全，另辦理技術活動和參與技術活動均超標，值得肯定。	謝謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
3-3	本計畫之論文指標，實際達成值未達原訂目標值，分別發表論文SCI期刊5篇、其他期刊1篇、國內外研討會23篇，合計共29篇，所達成之學術和研討會論文數未達預定目標，仍有改進空間，且細看佐證資料之論文題名，可發現數篇與本計畫完全沒有關聯，例如：利用氣相層析質譜儀分析魚腥草酒精粗萃物的化學成分等。	謝謝委員指正，已刪除二篇與本計畫沒有關聯之論文。發表論文更正為SCI期刊5篇、其他期刊1篇、國內外研討會21篇，合計共27篇。
3-4	合作團隊看起來只是各個子項計畫的研究團隊，不能稱之為合作團隊。且撰寫時非常潦草，團隊與合作對象名稱重複(國立中山大學及國立清華大學)。	謝謝委員指正，本計畫共計成立兩個合作團隊： 1. 海域輻射背景調查團隊:輻射偵測中心、國立中山大學、環保署、農委會及海委會海岸巡防署等單位合作進行。 2. 國民輻射劑量評估團隊:輻射偵測中心、國立清華大學、財團法人輻射防護協會、交通部民航局、衛福部國建署等單位合作進行。
3-5	本計畫雖有技術創新，但無專利申請，但無技轉項目，且技術創新僅限於程式模型改變，無特殊創新事項。	謝謝委員建議。由於原定計畫中，未做專利申請規劃，未來相關除役計畫中將納入本項考量。
3-6	績效報告書第二部分壹、主要成就及果之價值與貢獻度的撰寫品質不佳，並未針對標題之要求進行說明，無法看出各分項計畫在	謝謝委員建議，本會將進一步加強本案績效報告呈現方式與內容。

序號	審查意見	回復說明
	學術、技術創新等方面的成就；此外，未說明起始年累積至今之主要成就及成果之價值與貢獻度，且各分項計畫撰寫標準不一，令讀者不易閱讀，內容結構性不佳，感覺只是將各子項計畫的成果剪貼而成。	
3-7	績效報告書第二部分之分項計畫五標題均強調有關除役部分之研究，但內容均包含室內乾貯設施，是否是標題誤植？	謝謝委員提醒，此筆誤部分將修正。
3-8	「精進核電廠除役低放射性廢棄物安全審查研究」在計畫書及績效報告書的第二部分均未出現，但列名第一部分架構中的共同主持人，佐證資料中的論文第一作者及合作團隊(義守大學)，請修正此不一致之處。	謝謝委員指正，已修正。
3-9	請說明分項計畫四海域調查之海水鉅分析取樣量由 60 公升降為 40 公升，為何可稱為重大突破？	目前海水中放射性含量極為微量，需用大量海水進行濃縮，前處理耗時 4 至 5 天。偵測中心開發快速分析方法，前處理可於 1 天內完成，並進一步將海水量由 60 公升降為 40 公升，以利跨部會協助取樣、運輸作業。
3-10	績效報告書第 50 頁「...惟論文數量未達目標值，其餘皆已超過原訂目標。」，經查尚有「E.辦理學術活動」與「K.規範/標準或政策/法規草案制訂」2 項僅達成目標	謝謝委員提醒，將修正報告內容。

序號	審查意見	回復說明
	值，未超過目標值。	
肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評分：9) 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	台灣海域環境試樣取樣，原能會洽商環保署、農委會及海委會海岸巡防署等部會，以不影響各單位海上例行作業為原則，協助原能會進行台灣海域取樣；國民輻射劑量評估，則協調交通部民航局提供民眾搭機飛航人次與機組人員服勤統計資料，以進行國民搭機劑量評估；協調衛生福利部國民健康署提供國人吸菸習慣調查資料，以進行國民抽菸之劑量評估，與相關部會之協調與配合大致良好。	謝謝委員肯定。
4-2	分項計畫四在海域調查方面與環保署、農委會、海委會海巡署進行跨部會協調合作，在國民輻射計畫調查規畫方面與交通部民航局、衛福部對所需參數調查進行合作，惟其他四項分項計畫(如分項計畫五之核電廠除役及室內乾貯計畫)是否無須跨部會協調或配合相關計畫？	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。
伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評分：8) 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。		

序號	審查意見	回復說明
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	107 年為 4 年期「核能技術及核電廠除役之安全強化研究」計畫第四年計畫，計畫成果對核反應器及圍阻體安全、核電廠除役與乾式貯存審查技術助益良多，整體規劃執行準確，惟結案報告雖已針對過去四年之產出進行回顧，以做為未來努力研究的方向，但仍需審時度勢瞭解需求單位的需要；此外，計畫產出和整合產出部分，尚有強化的空間，且於「檢討與展望」部分，對屆期計畫後續推廣措施規劃仍不足。	1. 分項一~四部份： I. 本計畫之執行單位定期舉行全員進度報告會議，適時納入管制單位的意見。管制單位召開期中審查會議審查，執行單位與管制單位可進行雙向溝通，並納入審查意見，以茲符合後續計畫執行之方向。計畫執行結束前一個月，執行單位需繳交期末報告初稿，由管制單位召開期末審查會議審查，進行雙方意見之溝通，並納入期末審查意見，進行最後計畫執行之調整，以茲符合整體計畫執行之目標。 II. 本計畫執行過程中會視需要與電廠業者進行雙向溝通，了解其需求與蒐集相關資料。 III. 本計畫已於 2019 年 1 月 24 日辦理「核能電廠安全技術強化研究及國際合作」計畫成果發表研討會，邀請管制單位、

序號	審查意見	回復說明
		電廠業者及國內各相關單位人員參與、進行成果發表與意見交流。 IV. 針對「檢討與展望」部分，對屆期計畫後續推廣措施規劃不足之處，配合管制單位辦理之。 2. 分項五之除役部分，將審度時勢，並與需求單位持續溝通，瞭解需求單位的確切需要，提出相關計畫，以強化除役工作的執行。 3. 分項五之室內乾貯計畫，今年的重點在於整合臨界、結構、熱流及屏蔽等技術探討金屬護箱搭配室內乾貯的設計，以利平行驗證技術的發展並充份掌握未來實質審查的重點。受限於國內尚未正式提出未來護箱型式與室內乾貯的設計方案，因此本計畫並未與業界(如台電或工程顧問公司)或跨部會有實質連接。惟計畫執行期間，我們透過邀請國內相關領域專家數人進行同儕審查，並與管制單位充分合作，確保關鍵資訊取得與技術交流無礙。未來本團隊更規劃完整的教育訓練機制，以利計畫成果

序號	審查意見	回復說明
		分享與人才培育。
5-2	分項計畫五的研究成果檢討與展望(第 90-92 頁)若能與 107 年度政府科技發展年度綱要計畫書(A006)的研究科技關聯圖(第 2-27 頁)取得連結，並規劃各研究項目的具體時程，將有助於公眾溝通。	謝謝委員的寶貴建議。歷年度的研究科技關聯性時程，整理如下圖。以因應未來實際執行除役時，有助於公眾溝通之規劃。 
陸、總體績效評量暨綜合意見 (自評評分：8) 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	本計畫之五個分項計畫，均達到原訂目標，且有具體成果，計畫執行期間各子計畫之執行單位定期研討，研究計畫管理尚稱良好。	謝謝委員肯定。
6-2	本計畫涉及核能安全、核能安全技術研究暨國際合作、核電廠除役及室內乾貯安全審查等領域，較為複雜，計畫目標明確，架構具體可行，編列經費及人力運用合理，預期成果具明顯效益。	謝謝委員肯定。
6-3	本計畫順利完成，可強化核反應運轉安全、避免反應器圍阻體發生氫爆、有效防止燃料池失水事故、增進核能安全技術與國際合作、促進核能電廠除役安全，且其產出對核安管制會有積極、正面的助益。	謝謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
6-4	107 年為此四年期計畫最後一年，惟於期中訪查時，已建議執行單位需進行整體四年計畫的總整理，但在本次的績效報告書中並未看到；此外，因本計畫內容多元，分項計畫中的各子項計畫關聯性不一，建議依子項計畫進行說明，比較清楚明瞭。	1. 分項計畫一至四 104-107 年度計畫重要成果說明，已依各子項計畫說明之型式詳列於「核能電廠安全技術強化研究及國際合作」期末報告中(參見 p.271~308)，包含各年度之研究重點與成果說明、本計畫主要績效指標之初級產出量化值、各年度之主要成就及成果之價值與貢獻度說明(核安管制之面向、核電安全之面向、前瞻核安技術之面向、人才培育之面向)，逐一進行重點說明。 2. 分項計畫五的除役部分，已依建議提供整體四年計畫的總整理。
6-5	本研究計畫主題稍微較多，建議未來宜更聚焦，另建議未來研究主題在研擬和規劃及執行時，宜多與使用單位及台電公司進行溝通。	謝謝委員建議，未來研究主題將依照委員建議改善。