

106 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
(3/4)

執行期間：

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

本期：自 106 年 01 月 01 日 至 106 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 107 年 2 月 21 日

目 錄

【106 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
【106 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】	167
第一部分	19
壹、 目標與架構	20
一、 目標與效益	20
(一) 目標	20
(二) 效益	20
二、 架構	21
三、 實際達成與原預期目標之差異說明	295
貳、 主要內容	306
一、 執行內容	306
二、 遭遇困難與因應對策	328
三、 實際執行與原規劃差異說明	328
參、 經費與人力執行情形	29
一、 經費執行情形	29
(一) 經資門經費表 (E005)	29
(二) 經費支用說明	29
(三) 經費實際支用與原規劃差異說明	30
二、 計畫人力運用情形	30
(一) 計畫人力結構 (E004)	30
(二) 人力實際進用與原規劃差異說明	31
肆、 已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)	32
第二部分	35
壹、 主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	36
一、 學術成就(科技基礎研究)	36
二、 技術創新(科技技術創新)	66
三、 經濟效益(經濟產業促進)	80
四、 社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)	83
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)	86
貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合	88
參、 檢討與展望	88
附表、佐證資料表	95

【106 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	106-2001-02-05-08					
計畫名稱	核能技術及核電廠除役之安全強化研究(3/4)					
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	106 年 01 月 01 日至 106 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	44,126			56.75	
	合計	181,207			211.00	
	106 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	11,932	11,396	95.50
			其他經常支出	24,385	23,288	95.50
			小計	36,317	34,684	95.50
		資本門	土地建築	0	0	0
			儀器設備	7,200	6,970	96.81
			其他資本支出	0	0	0
			小計	7,200	6,970	96.81
		經費合計		43,517	41,654	95.72
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「輕水式反應器設計基準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「反應器爐槽壓熱震問題之實驗與分析精進」 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：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「熔融物質於外部有冷卻之淬冷槽淬冷模擬研究」 4-5「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」 4-6「公開說明會納入核能安全管理相關機制建立之研究」 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「除役核電廠建物與廠址解除管制之審查與驗證技術研究」 5-2「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」 5-3「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」 5-4「核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗資訊研析」 5-5「除役核電廠輻射特性調查評估之審查與驗證技術研究」 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，把「公開說明會」納入安全管制機制。 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				
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

【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、系統除污安全管理制要項研議。 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理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理制要項研議。	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	<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. 以核三廠 Large Dry 圍阻體為評估對象，採用 MELCOR 程式針對其發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</u>	<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</u>
--	--	---

<u>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。 <u>分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作</u> 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	<u>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。 <u>分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作</u> 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
--	--

SA-Tyrannohex 全纖維碳化矽/碳化矽複合材料氦、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，氦離子佈植後之輻照缺陷分析。 9. 完成透過氮化鉻鍍膜，增加鉛-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、熱影響區及銲道在氦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 戶室內氦氣住宅量測並統計歷年量測結果，評估國人氦氣輻射劑量。	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. 在氦、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，幾乎沒有觀察到氦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氦、矽離子輻照之結果中可觀察到，1000℃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料之氣泡密度一個數量級。 7. 氦、矽雙射束中的氦原子具有幫助空孔成核之效果，使其能形成氦氣泡並均勻分佈於材料中，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，且亦會因高溫下氦原子的移動能力增加，部分氦原子會擴散至晶界上，使晶粒內可幫助空缺形成空缺團的氦原子減少，造成氣泡大小及密度下降。 8. 在 850℃ 空氣混和水氣的環境下，滿足 LOCA 事故 criteria，ECR =17%的情況下，氮化鉻鍍膜對於鉛-4 合金在高溫水氣與空氣混和的環境下都具有延緩鉛-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
---	---

	<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	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. 完成國內住宅氡氣調查與劑量評估，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. (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、建築物輻射污染、低放射性廢棄物處置廠址之輻射安全評估。 (2) 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
--	--	---

	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。	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致造成影響，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		

【106 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(3/4)

績效自評審查委員：李境和、邱志宏、張似璵

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) 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	本計畫以「核能安全」、「前瞻核能安全技術與人才培育」、「核電廠除役」三個研究主軸，分五個分項計畫，由國內學有專精的教授們執行，都能達到原訂目標，並有具體成果。	謝謝委員肯定。
1-2	本計畫順利完成下列事項，超越原訂目標，且未遭遇困難問題。 1.核三廠長期喪失交流電暫態模擬，驗證國內輕水式電廠斷然處置之有效性。 2.完成核三廠圍阻體排氣過濾系統之分析驗證。 3.完成用過燃料池失水事故之模擬分析及了解熱流現象。 4.完成我國「核能安全和資訊透明法草案」。 5.完成國際間室內乾貯之結	謝謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	構、密封、風險、熱傳與屏蔽的法規要求蒐集。	
1-3	本計畫實際執行內容、進度等符合，並超越原計畫所訂目標。	謝謝委員肯定。
1-4	106 年計畫實際執行與計畫書所訂目標大致相符，惟計畫書中各分項計畫所列工作項目，並未全部完成(例：分項計畫二 106 年工作項目 4. 核三廠 PWR 圍阻體內氫氣排放策略研究)，績效報告中也未針對未完成項目進行說明。	1. 謝謝委員意見。 2. 分項計畫二係利用 FLACS 程式完成核三廠 PWR 圍阻體排氣過濾系統之分析驗證，研究結果顯示，圍阻體在安裝 FCVS 的情境下，於 50,000 秒時點燃圍阻體內氫氣，圍阻體所承受之最大壓力為 1.75 barg，此壓力仍於圍阻體可承受之耐壓範圍，確認 FCVS 是核三廠圍阻體內氫氣排放之有效策略(評估摘要亦記載於績效報告 p.40-41)。
貳、計畫經費及人力運用之妥適度(自評評分： <u>7.7</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	本計畫之經常門與資本門經費執行率，都能達到 95-96% 以上，約與原規劃一致。	謝謝委員肯定。
2-2	本計畫之五個分項計畫的各類人力運用與原規劃各類人力一致，無差異。	謝謝委員肯定。
2-3	本計畫績效報告中僅提供總數，無法判斷經費用途是否	1. 謝謝委員意見。 2. 績效報告依科技部規定格式

序號	審查意見	回復說明
	與原規劃一致。	填寫，而本經費用途與原規劃一致。
2-4	本計畫成果雖達成訂定之 KPI，但考量計畫經費之數額龐大，其成果與成就稍嫌不足。	1. 謝謝委員建議。 2. 本計畫成果皆有達成原預定績效目標值，成果及成就部分將會依委員意見進行討論。
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： <u>8.7</u>) 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	本計畫之各種績效指標，實際達成的數量皆超過原訂目標值，且培育碩博士生等培育相關專業人才具有貢獻。	謝謝委員肯定。
3-2	本計畫完成超過 10 篇期刊論文與超過 20 篇會議論文、培育超過 5 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、促進核能電廠除役與室內乾貯安全。	謝謝委員肯定。
3-3	本計畫之五分項計畫 106 年度內執行成果，在量與質兩方面均超越原規劃甚多，對增進核電廠運轉之安全性，緊急事故時之斷然處置分析，除役的管制規劃與其環	謝謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	境安全，用過核燃料長期貯存之安全分析等極有貢獻。	
3-4	本年度大致達成預期效益，但仍舊過於重視量化指標而不重質化效益。計畫主軸是否明確與各子計畫的整合程度各分項計畫不同。以績效報告所撰寫的內容而言，分項計畫二及五的執行較為紮實，主軸較明確、整合性較佳；分項計畫一的學術成就內容與 105 年績效報告文字有些雷同；分項計畫四看不出其主軸，更沒有整合。	1. 謝謝委員建議。 2. 本計畫在質化成就方面，例如本計畫進行核三廠之圍阻體嚴重事故安全分析，如圍阻體分析結果所獲知嚴重事故下的氫氣擴散現象，及電廠加裝 PAR 及 FCVS 等緩抑設施的效能，可供本會作為管制上之參考。 3. 本年度分項計畫一研究內容延續 105 年度，研究主題與採用方法類似，故有些敘述字眼相似，但研究成果並無重覆。 4. 分項計畫四係進行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，並與核能先進國家進行國際交流合作。除前瞻性的核能安全研究外，其重點在培育與充實我國核能安全專業所需之人才。
3-5	合作團隊養成與人才培育應有更完整規劃，而非僅參與計畫，建議應為我國建立核	1. 謝謝委員建議與支持。 2. 本計畫之執行共組成 13 個研究團隊、55 名博碩士投入

序號	審查意見	回復說明
	安與除役人才庫。	核安及除役相關之研究，更擇選優秀博碩士進行學術交流，並獲得良好成效述。研究團隊包括國內學校教授、清大原科中心核技師及研究生所組成。針對團隊養成與人才培育方面，本會已建立聯繫管道，未來將規劃更完整的核能人才培育。
肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評分： <u>10</u>) 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	核能技術及核電廠除役有專特性，所提計畫執行無須跨部會協調，且不須與其他計畫配合。	謝謝委員肯定。
伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評分： <u>8.3</u>) 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	本計畫之各分項計畫對 107 年度後續工作規劃具有延續性，構想良好。	謝謝委員肯定。
5-2	107 年為此四年期科技計畫的最後一年，應全盤檢視四年的成果，是否符合規畫，達成各分項計畫的目標。	謝謝委員建議。
5-3	本計畫應加強管理計畫之執行，訂定之工作項目均應完成。	謝謝委員建議。

序號	審查意見	回復說明
陸、總體績效評量暨綜合意見 (自評評分： <u>8.7</u>) 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績效指標達成的數量皆超過原訂目標值，並有具體成果，總體的執行績效屬極優等級。	謝謝委員肯定。
6-2	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、促進核能電廠除役與室內乾貯安全。	謝謝委員肯定。
6-3	本計畫 106 年度執行成果在論文創作，實驗，度量，針對目前運轉中之核電廠安全分析，除役相關的安全與環境管制，人才培育均有優良的表現，超出原規劃目標。	謝謝委員肯定。
6-4	1. 整體而言，106 年計畫績效優於 105 年。 2. 各分項計畫均應撰寫研究報告，今年提供的佐證資料 D1 研究報告大多為分項計畫五的子計畫，未來成果整理應更完整。 3. 研究團隊的建立對精進主管機關審查技術非常重要，未來，應列出團隊成員名單，供相關單位參考。	1. 謝謝委員肯定及建議。 2. 由於分項計畫一-四整合為一個採購案並委託國立清華大學研究，故研究報告整理成 1 份。

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	43,517 (41,654)	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	10,599 (10,145)	葉宗洸	施純寬、 陳紹文、 李進得、 周懷樸、 吳順吉、 盧志文、 王美雅、 馮玉明	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，博士生 2 位、碩士生 13 位。共發表期刊論文 4 篇、會議論文 10 篇。 2. 積極參與 7 場國外研討會。包含 2017 年在美國舉行之 ANS Annual Meeting 與 ANS Winter Meeting 國際會議、TopSafe2017、ICONE-25、NURETH-17、ICFD-14 及在英國舉行之 ICG-EAC Meeting 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. 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。 4. 建立單一通道沸騰雙相流垂直振動實驗能力及發展在外部垂直地震加速度波下平行沸騰通

								道雙相流循環迴路分析模式並建立分析能力。 5. 採用多面向的智能運算技術，將電廠監測參數中所隱含的資訊萃取出來，藉以協助運轉員將肇始事件帶來的負面影響降到最低，達到事故診斷及電廠監控的效果，期以開發出專屬於台灣核電廠的肇始事件辨識及決策輔助系統。 6. 建立 LWR 水化學分析技術及適用材料之腐蝕行為研究，分析結果涵蓋啟動過程水化學變化之分析，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	4,465 (4,274)	許文勝	何三平、周源卿	國立清華大學、長榮大學、龍華科技大學	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 2 個研究團隊，博士生 1 位及碩士生 3 位，發表期刊論文 1 篇、會議論文 4 篇。 2. 積極參與 3 場國外研討會及國際交流。 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。 4. 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。
		三、用過燃料池冷卻能力安全分析精進	3,339 (3,196)	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. 本計畫建立燃料池安全與嚴重事故分析團隊，博士生 3 位、研究助理 1 位，發表期刊論文 3 篇、會議論文 3 篇。 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。
		四、核能安全技術研究暨國際合作	11,931 (11,420)	潘欽	許榮鈞、薛燕婉、馮玉明、歐陽汎怡、開物、開執中、張惠東、劉祺章	國立清華大學、國立臺灣海洋大學、臺北大學、原能會偵測中心	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，博士生4位、碩士生11位。發表期刊論文3篇、會議論文5篇。 2. 本計畫培育之工程相關人才參與國際與國內會議，如:The Minerals, Metals & Materials Society (TMS)，2016 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. 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。 4. 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。 5. 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。

		五、核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究	13,183 (12,619)	裴晉哲	蔣安忠、趙得勝、白寶實、劉鴻鳴、許榮鈞、葉宗洸、黃爾文、王仲容、施純寬、錢景常、江祥輝、梁正宏	國立清華大學	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。研析國際間營運中室內貯存設施之營運現況、露天與室內乾貯設施之設計與管制法規差異研析。	1. 本計畫養成碩士生 10 位、博士生 4 位及專題生 3 位，完成研究報告 1 份及研討會論文 5 篇。 2. 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。 3. 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。 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. 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。
--	--	-----------------------	--------------------	-----	---	--------	---	--

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.核能安全技術與人才培育：本分項計畫擬進行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；%

	106 年度					107 年度 預算數	108 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	43,517	41,654	0	41,654	95.72	47,365	0	
一、經常門小計	36,317	34,684	0	34,684	95.50	43,865	0	
(1)人事費	0	0	0	0	0	0	0	
(2)材料費	11,932	11,396	0	11,396	95.50	11,804	0	
(3)其他經常支出	24,385	23,288	0	23,288	95.50	32,061	0	
二、資本門小計	7,200	6,970	0	6,970	96.81	3,500	0	
(1)土地建築	0	0	0	0	0	0	0	
(2)儀器設備	7,200	6,970	0	6,970	96.81	3,500	0	
(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工作站電腦、加熱系統、高壓幫浦、數位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	106 年度							107 年度 總人力 (預算數)	108 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	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	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	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	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、核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究	原訂	2.25	1.75	4.75	7.00	0.50	0.00	16.25	16.25	—
	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

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 106 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		106 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)	20	0	106 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 4 篇；國內外研討會 23 篇，合計共 36 篇。本計畫之執行成果達到本指標目標值。	
			國外(篇)		13		
		研討會論文	國內(篇)		2		
			國外(篇)		21		
		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	7	本計畫之執行共組成 13 個研究團隊，其中跨國合作部份主要與美國普度大學及日本分析中心(JCAC)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			4		
		跨國合作團隊(計畫)數			2		
		簽訂合作協議數			0		
		形成研究中心數			0		
		形成實驗室數			0		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	106 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	14	本計畫之執行共 55 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		38		
		學士培育/訓人數		3		
		學程或課程培訓人數		0		
		延攬科研人才數		0		
		國際學生/學者交換人數		0		
		培育/訓後取得證照人數		0		
	D1.研究報告	研究報告篇數	5	8	本計畫共產生 8 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	國內學術會議、研討會、論壇次數	1	5	本計畫辦理 5 場學術研討會。	
		國際學術會議、研討會、論壇次數	1	0		
		雙邊學術會議、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	106 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	2	5	本計畫辦理 5 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	11	14	本計畫之相關研究人員，共參與 14 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	

106 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，目前執行成果均已超過原訂目標。

第二部分

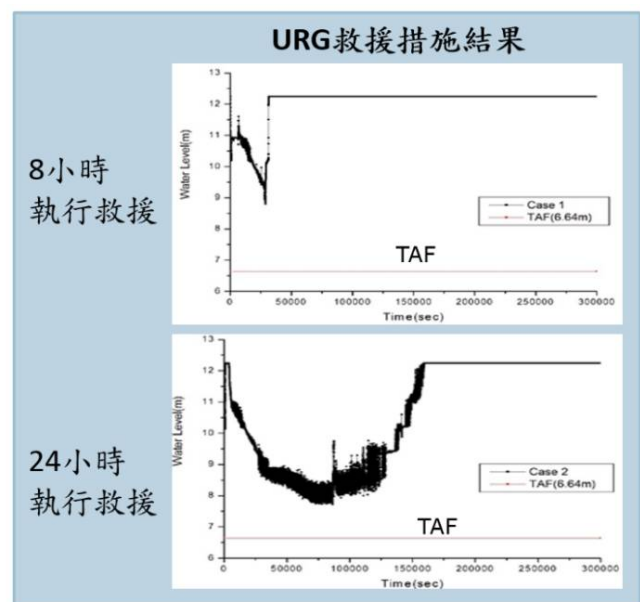
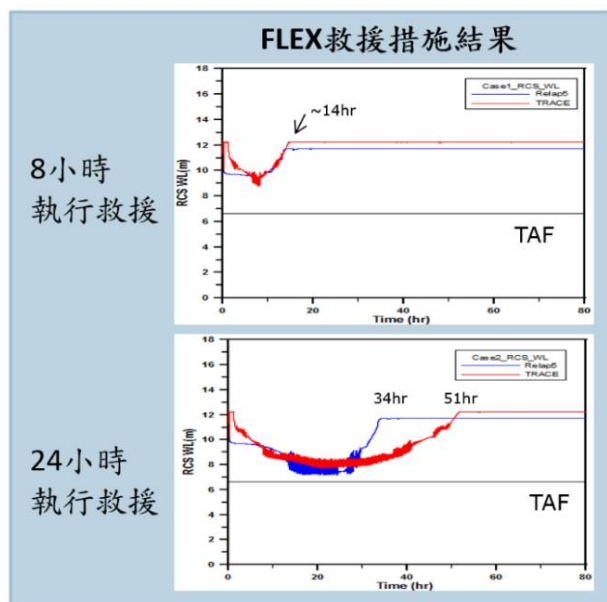
註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

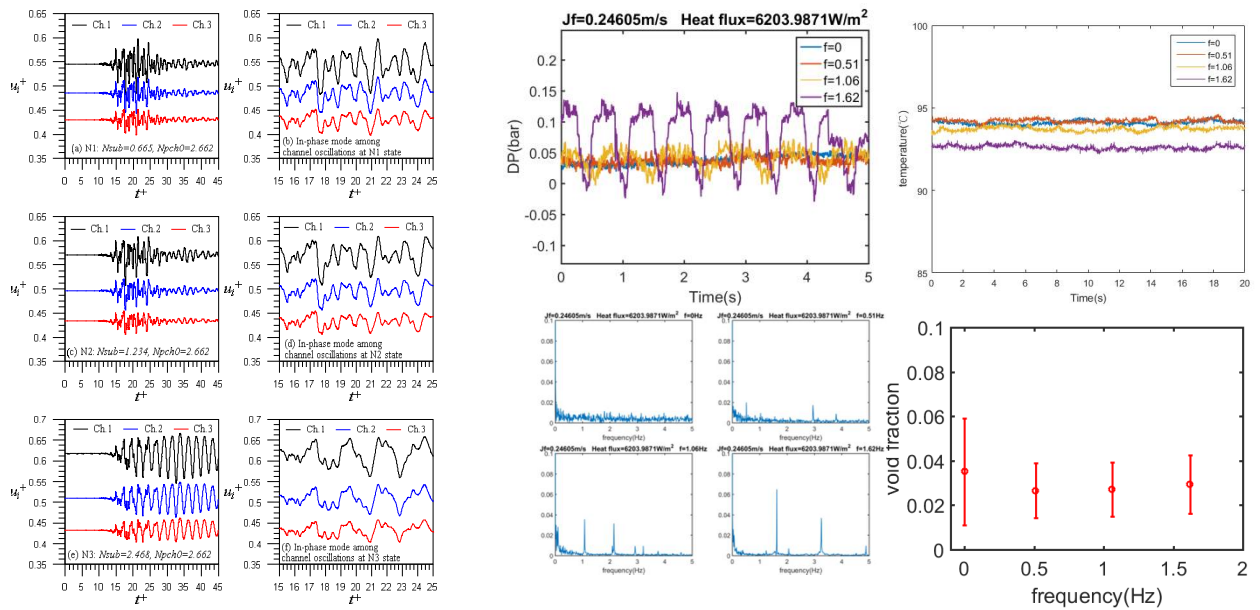
一、學術成就(科技基礎研究)

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 4 篇、會議論文 10 篇。
2. 研究團隊養成：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. 本計畫完成核三廠 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。於核三廠假設 ELAP 事故救援措施案例評估中，無論執行時間為事故發生後 8 或 24 小時，FLEX 救援措施以及 URG 應對策略皆可成功維持 RCS 水位高於 TAF，避免燃料裸露，維持核三廠安全性。透過計畫的研究成果，當核三廠遭遇類福島災變時，建議爐心水位低於熱端管路高度前盡速備妥救援設備即進行補水措施，使爐心水位穩定維持於 TAF 以上，亦即當廠內緊急注水設備以及安全注水水源備妥後，即刻執行救援措施有助於電廠較快回復到穩定安全的狀態。



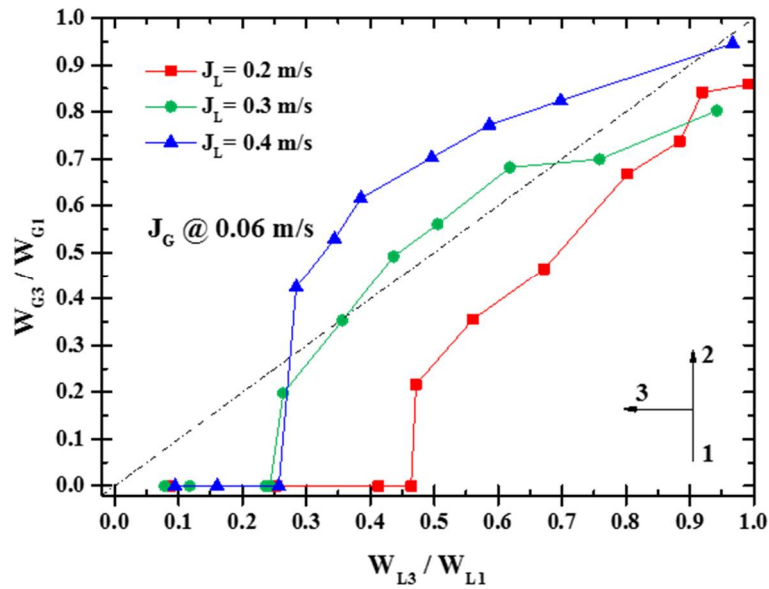
4. 本研究已建立單一通道沸騰雙相流垂直振動實驗能力及發展在外部垂直地震加速度波下平行沸騰通道雙相流循環迴路分析模式並建立分析能力。實驗結果顯示外部垂直震動會對沸騰通道內流體溫度分佈、空泡分率及壓降等造成影響，在管內流體處於次冷沸騰狀態時尤其顯著。理論分析結果發現在中子熱流耦合多平行沸騰通道自然循環迴路與強制循環迴路，地震垂直加速度波傾向造成爐心同相(in-phase)不穩定振盪。地震波所致系統之非線性振盪，與各穩定點的共振效應相關。



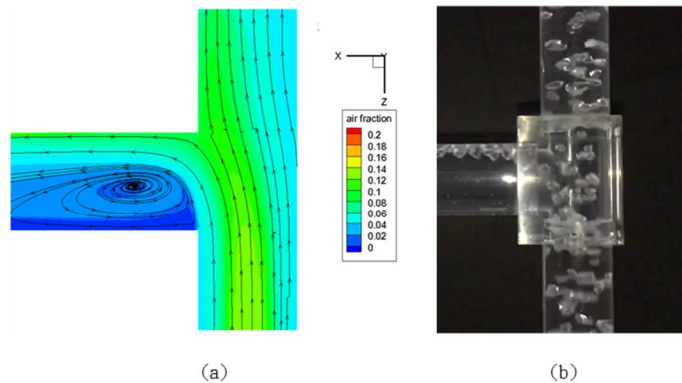
外部震波對沸騰通道迴路之影響

沸騰雙相流震動實驗之壓差、溫度、空泡之變化

5. 採用多面向的智能運算技術，將電廠監測參數中所隱含的資訊萃取出來，藉以協助運轉員將肇始事件帶來的負面影響降到最低，達到事故診斷及電廠監控的效果，期以開發出專屬於台灣核電廠的肇始事件辨識及決策輔助系統。本研究 106 年度建立感測器偵選法則，挑選出對辨識真正有幫助的感測器，並調整數據擷取之情狀，辨識率最高可達到 98.48%，與 105 年度的成果相比，提升了約 10% 的辨識率(從 88.39% 提升至 98.48%)。



氣水分離之關係



(a)空泡分率之模擬分布圖 (b)實驗對應照片

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

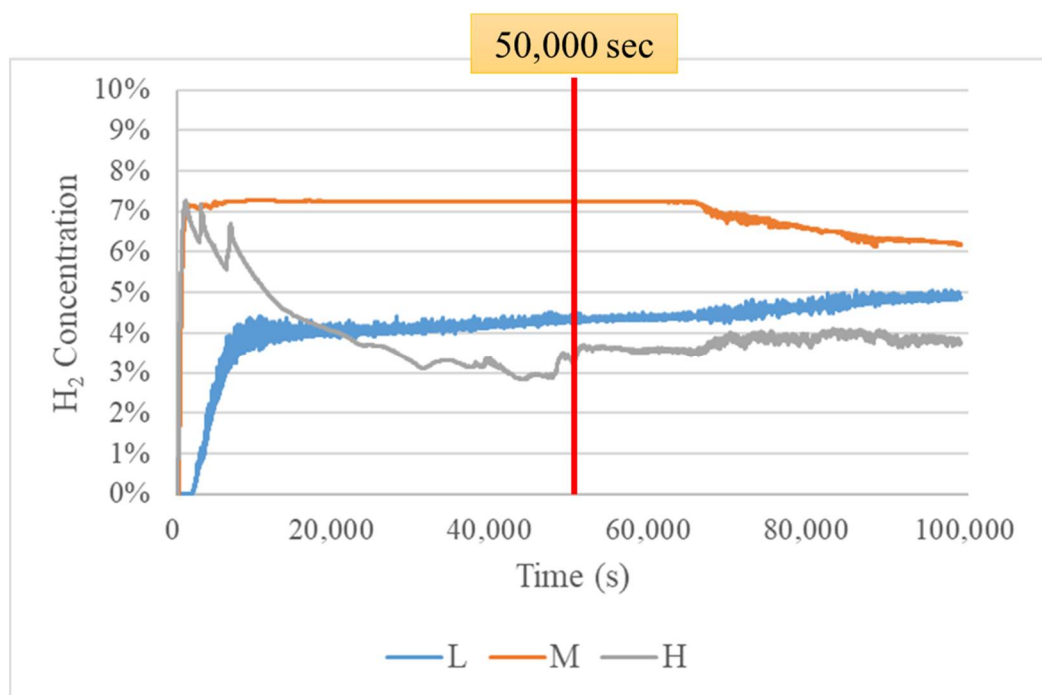
1. 發表論文：期刊論文 1 篇、會議論文 4 篇
2. 研究團隊養成：2 個。與中原大學成立建立圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊，定期討論與技術分享。與長榮大學成立圍阻體內氫氣爆炸 FLACS 模式研究團隊，定期討論與技術分享。

3. 參與國內外相關研討會

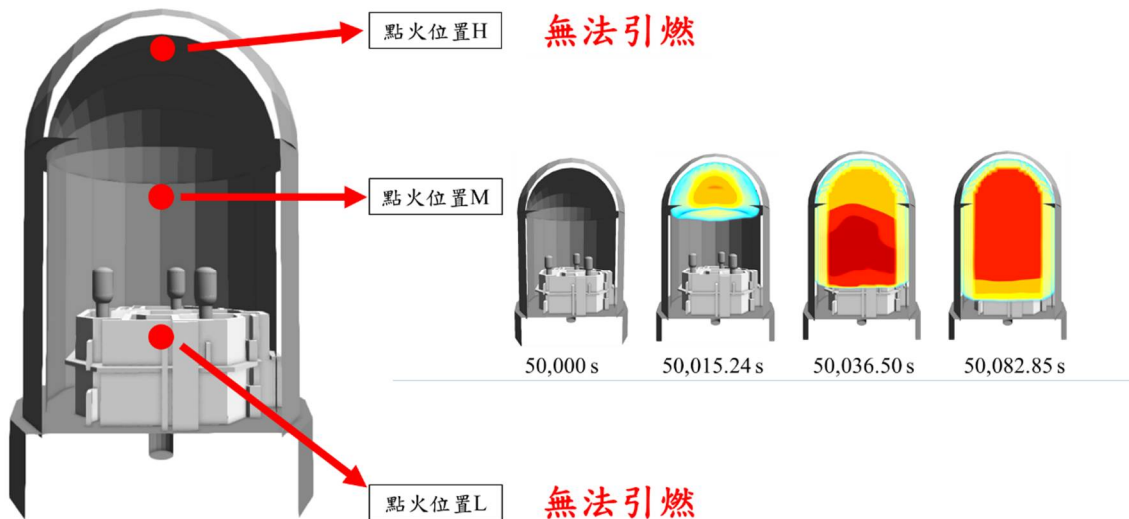
- (1) 赴大陸西安參加 NURETH 17 研討會(9/3-9/8)，發表論文並與國際學者進行學術交流分享。
- (2) 赴馬里蘭州貝賽斯達(Bethesda, Maryland)參加 CSARP 研討會(9/11-9/15)，與國際學者進行學術交流分享。
- (3) 1 次國際合作交流(日本金澤)(4/8-4/14)：參訪國外研究單位進行學術交流。

4. 本分項以核三廠為模擬電廠，採用 MELCOR 程式進行 LBLOCA 分析，完成核三廠 PWR 圍阻體於類福島事故下之氫氣產生率評估，作為下端程式 FLACS 之輸入值，並利用 FLACS 建立核三廠 PWR 圍阻體安裝 PAR 及 FCVS 的電腦模型。

5. 利用 FLACS 進行 PAR 位置及數量的靈敏度分析，完成被動式觸媒氫氣再結合器之分析驗證，確認 PAR 設於圍阻體頂部時，可有效減緩圍阻體上方氫氣濃度；而在裝置 PAR 的情況下，於 50,000 秒時，分別於圍阻體內 H(高)、M(中)、L(低)處點燃氫氣，圍阻體所承受之最大壓力約為 1.55 barg，此壓力仍於圍阻體可承受之耐壓範圍。

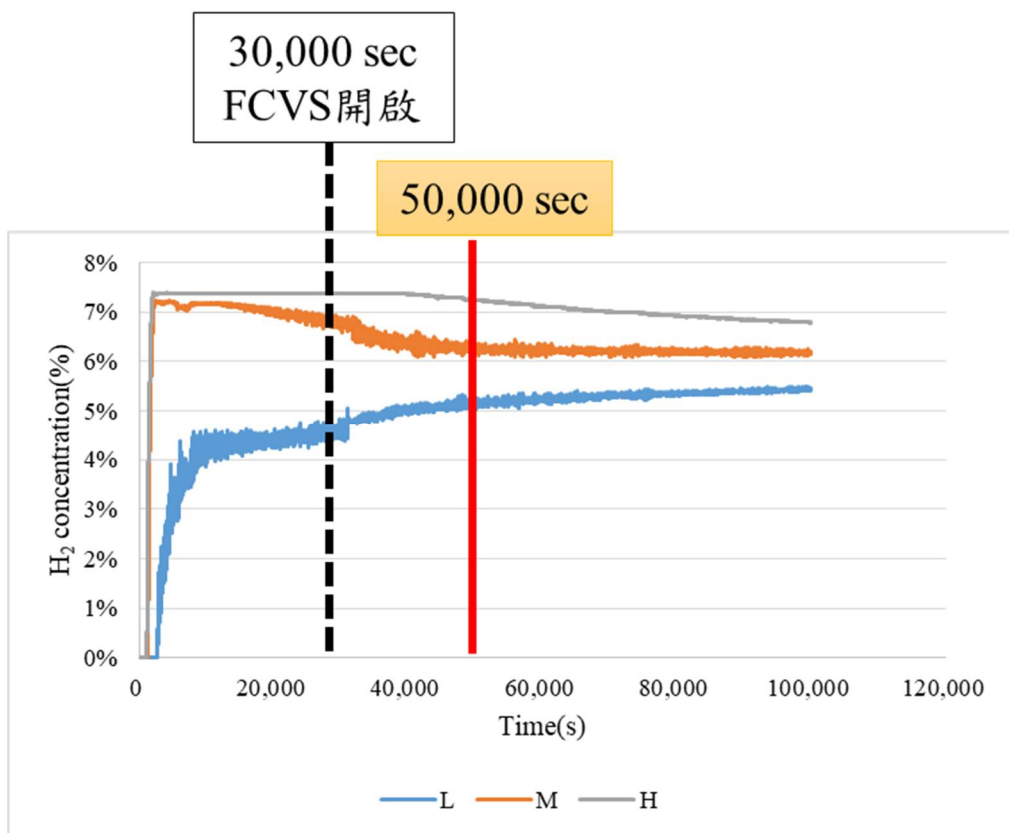


各位置氫氣濃度分佈圖(圍阻體頂部安裝 10 台 PAR)

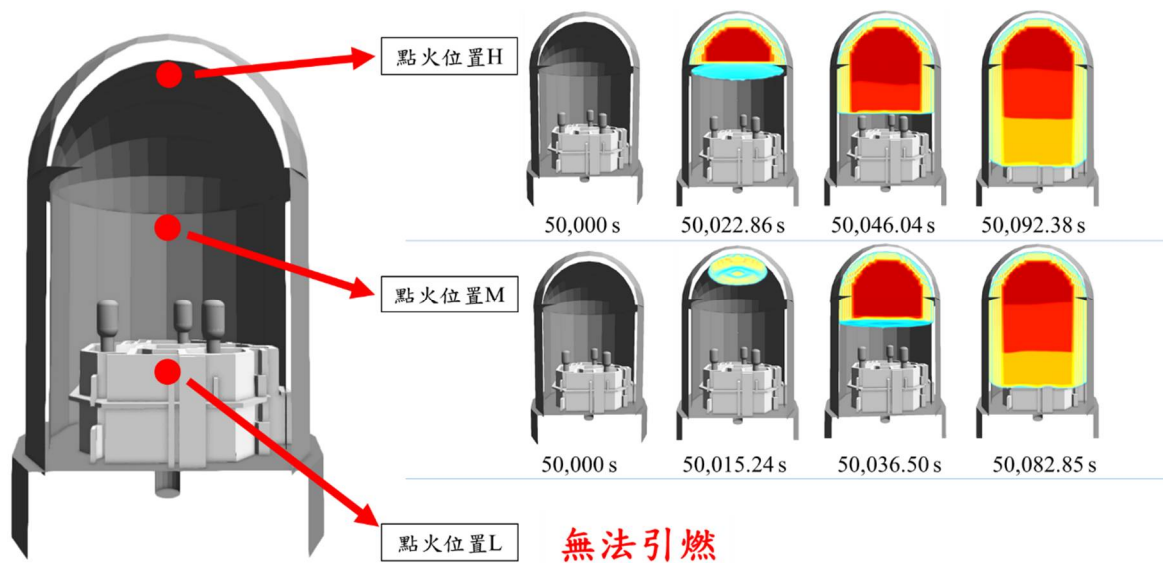


50,000 秒點火之火焰燃燒情況(點火位置 M)

6. 利用 FLACS 程式完成核三廠 PWR 圍阻體排氣過濾系統之分析驗證，確認圍阻體在安裝 FCVS 的情境下，於 50,000 秒時點燃圍阻體內氫氣，圍阻體所承受之最大壓力為 1.75 barg，此壓力仍於圍阻體可承受之耐壓範圍。



各位置氫氣濃度分佈圖(考量 FCVS 在 30,000 秒開啟)



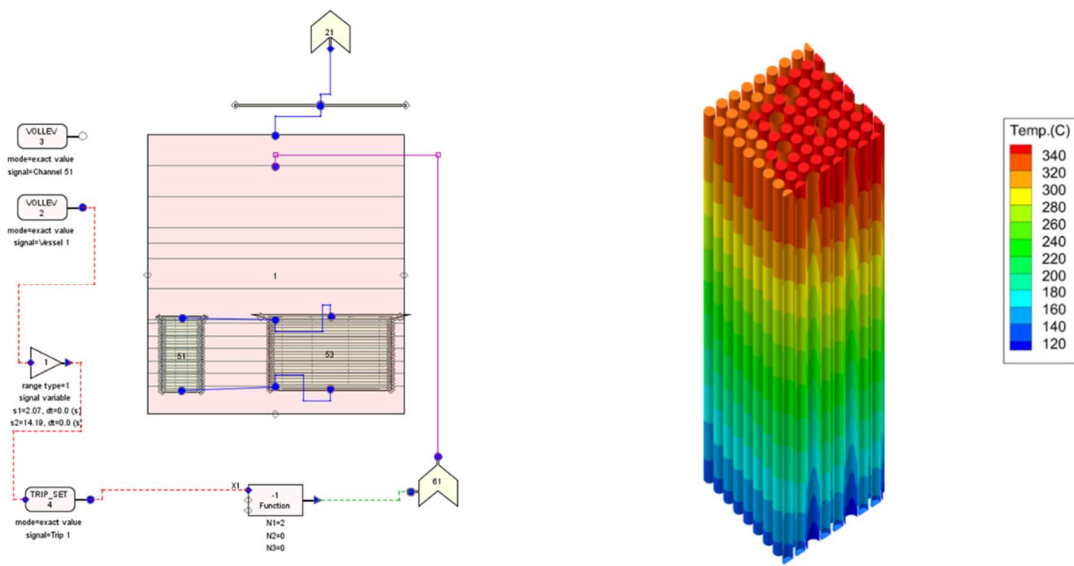
50,000 秒點火之火焰燃燒情況(點火位置 H 及 M)

分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進

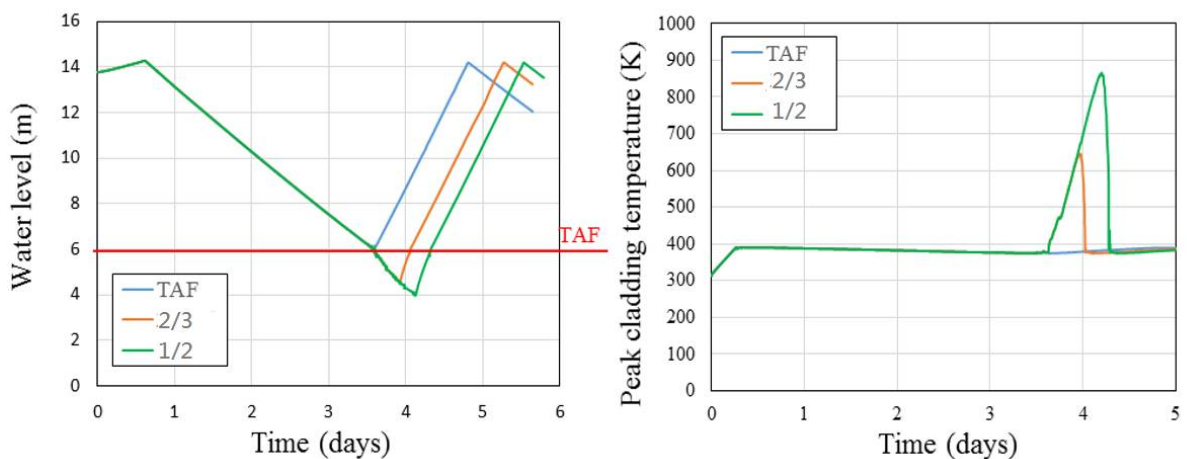
1. 本研究共完成 1 篇國際 SCI 期刊論文與 1 篇國際 EI 期刊論文、2 篇研討會論文，成果豐碩。
2. 完成 TRACE、CFD、FRAPCON、FRAPTRAN 與 MELCOR 的核三廠燃料池分析模式，可應用於其它暫態的分析及作為其他核電廠的模式建立之參考。
3. 藉由本計畫對用過燃料池之模擬分析，可瞭解燃料池失水事故情況及熱流現象，並進一步分析整理冷卻對事故救援措施的合適性，用以提供給核能電廠參考，加強用過燃料池的運轉安全。
4. TRACE 以及 CFD 分析結果可提供熱水流計算給電廠，加強事故下救援措施之時間餘裕判定，以及護套溫度之預測，TRACE 分析結果顯示燃料池在全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. MELCOR 程式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。



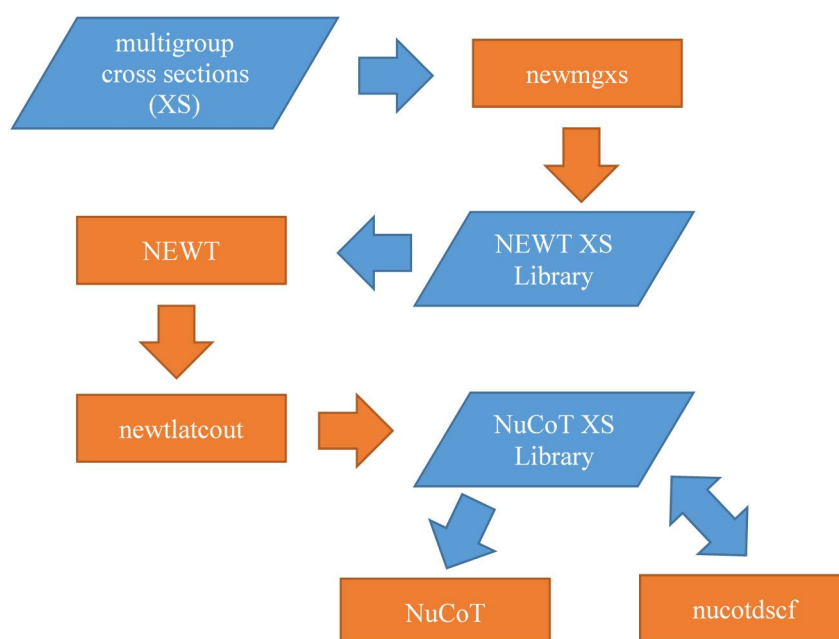
TRACE 及 CFD 核三燃料池/束分析模式



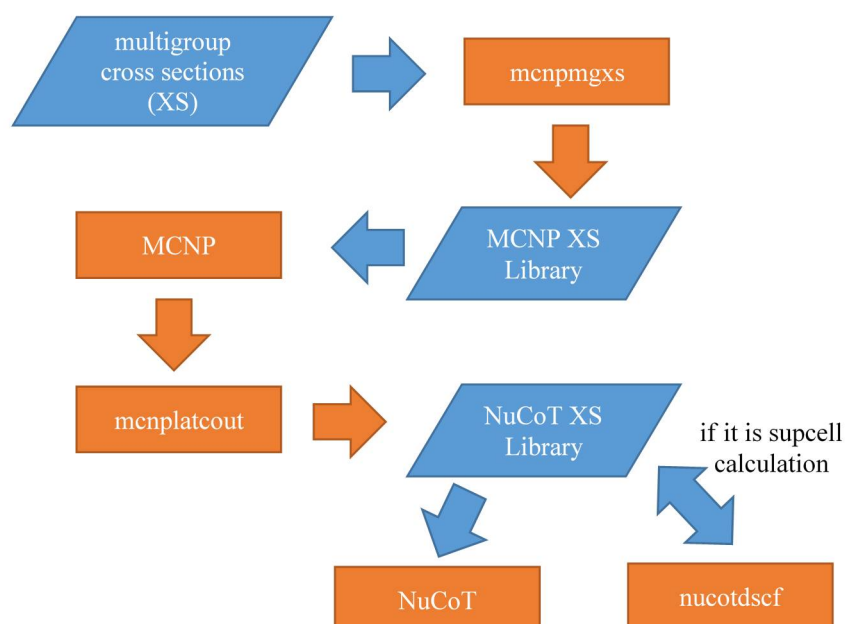
TRACE 於 SBO 事故之水位及護套溫度計算

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

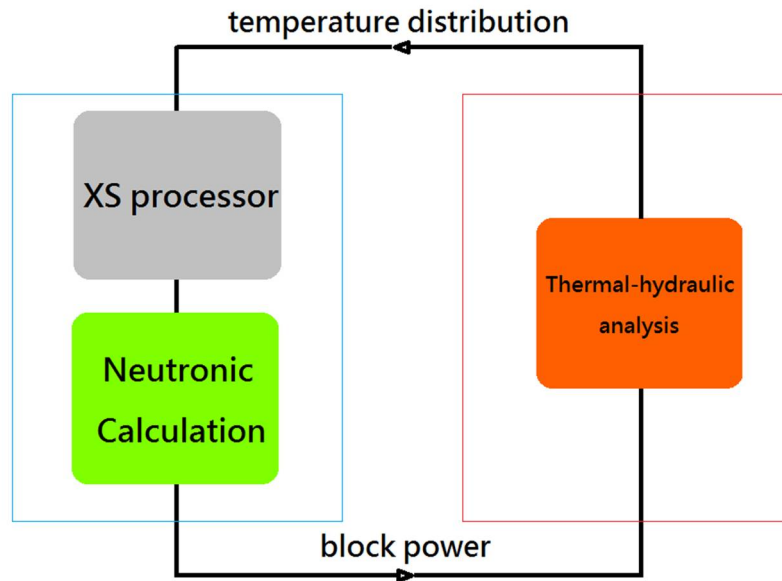
1. 中子物理安全技術應用之相關成果，已發表 1 篇國際研討會論文。藉由此計畫的資源，建立爐心中子物理計算平台與應用之研究團隊，並邀請國外學者分享其研究成果，以精進國內中子物理的關鍵知識與經驗，有利於人才培育與計畫長遠目標的完成。



輕水式反應器爐心計算流程圖

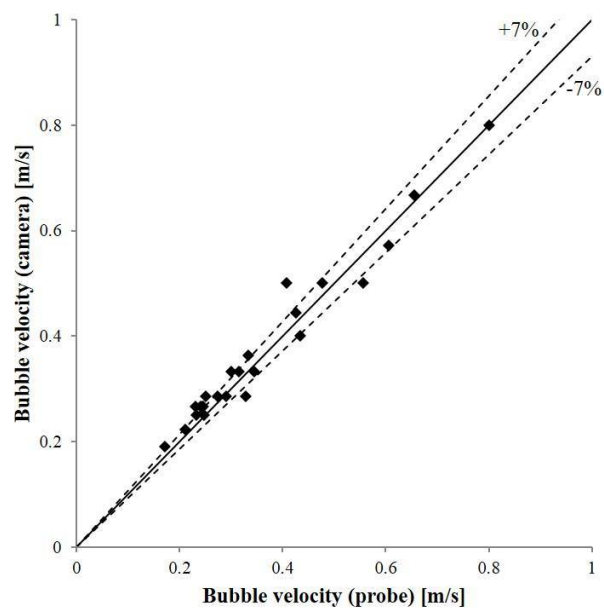


簡化過的稜柱型高溫氣冷式反應器爐心計算流程圖

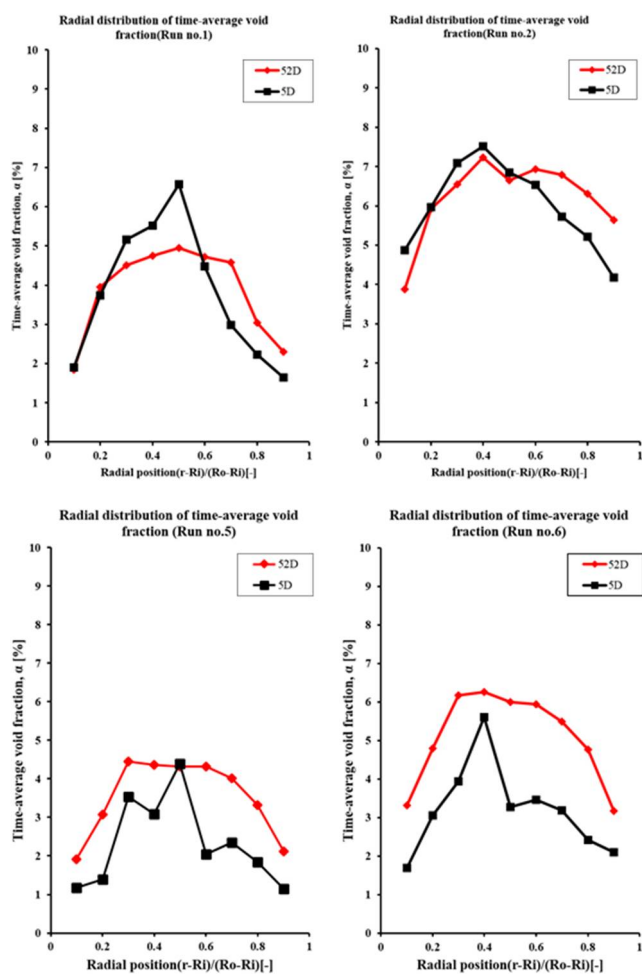


中子計算與熱流分析耦合流程圖

2. 已建立雙探針之空泡分佈量測方法，同時由探針與攝影機記錄氣泡的移動速度，兩者相互驗證顯示本研究之探針量測方法擁有極高的可信度。由此量測方法，可得到空泡分率於徑向的分佈圖。其中橫軸為無因次化半徑，縱軸為空泡分率，紅點為 $z/D_h=52$ 時的量測，黑色為 $z/D_h=5$ 時的量測值。所有的實驗皆控制在氣泡流(bubbly flow)下。由圖可看出在兩個條件下，空泡分率會向中間集中(core peak)，與流譜相符。黑色實線為在 $5D_h$ 所量測得到的空泡分率值可以觀察到分布明顯混亂，紅色實線為經過一段長度與時間後到達 $52D_h$ ，曲線中間變得較為平滑，代表經過一段時間後流場漸趨接近穩定。



比較探針量測與高速攝影機量測氣泡速度



於 $z/D = 54$ 之空泡分率分布

3. 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之相關成果，已發表 1 篇國際研討會論文以及 1 篇國際期刊論文，藉由此計畫的資源，有助於發展相關知識經驗，培養專業人力與研究團隊。
4. 前瞻核能材料安全性評估分析之研究成果已發表 2 篇國際期刊論文、3 篇國際研討會論文。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。

相關分析成果描述：

「爐心材料」

- (1) 在氦、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，幾乎沒有觀察到氦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氦、矽離子輻照之結果中可觀察到，1000℃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料之氣泡密度一個數量級。
- (2) 氦、矽雙射束中的氦原子具有幫助空孔成核之效果，使其能形成氦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，且亦會因高溫下氦原子的移動能力增加，部分氦原子會擴散至晶界上，使晶粒內可幫助空缺形成空缺團的氦原子減少，造成氣泡大小及密度下降。

「先進材料應用於燃料護套的研究與評估」

- (1) 在850℃空氣混和水氣的環境下，滿足LOCA事故criteria，ECR=17%的情況下，氮化鉻鍍膜對於鉛-4合金在高溫水氣與空氣混和的環境下都具有延緩鉛-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。

(2) 導致氮化鉻保護能力下降的主要原因是薄膜的破裂。

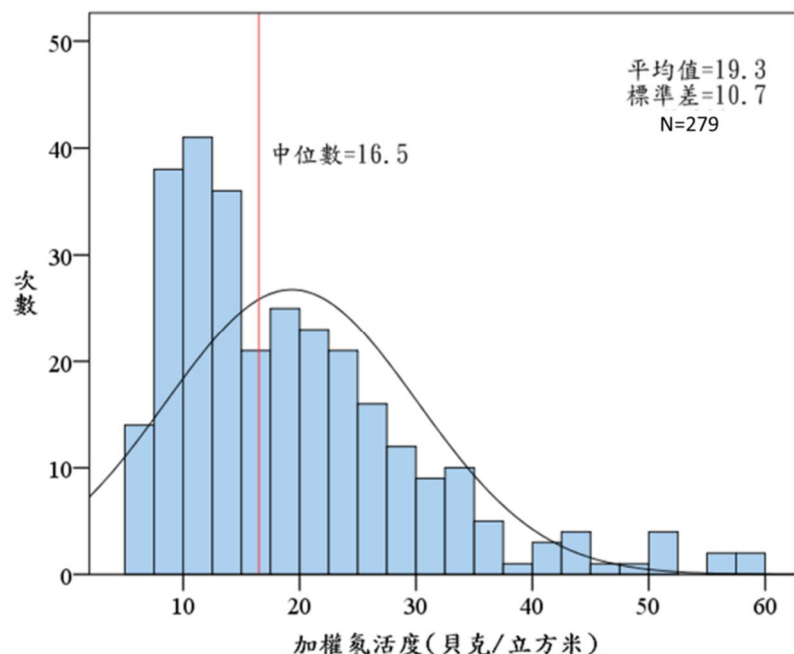
(3) 水氣的加入，會使薄膜的破裂時間提早，導致氮化鉻保護能力下降。

「異種焊接影響研究」

(1) 四種合金在高純度氮氣環境下之 k_p 值由快到慢之順序為：304L > Iny-800H > In-617 > Has-X。

(2) 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。

5. 本年度量測氬氣住宅 83 戶，計測量台灣地區住宅室內氬活度有效戶數是 279 戶，加權平均值為每立方米 19.3 貝克，均小於每立方米 100 貝克米。評估氬氣對台灣地區國人的輻射劑量約為每年 0.68 毫西弗。比 25 年前的評估值每年 0.36 毫西弗高 88%，約為 UNSCEAR 公布世界平均值 1.2 毫西弗/年的 57%。

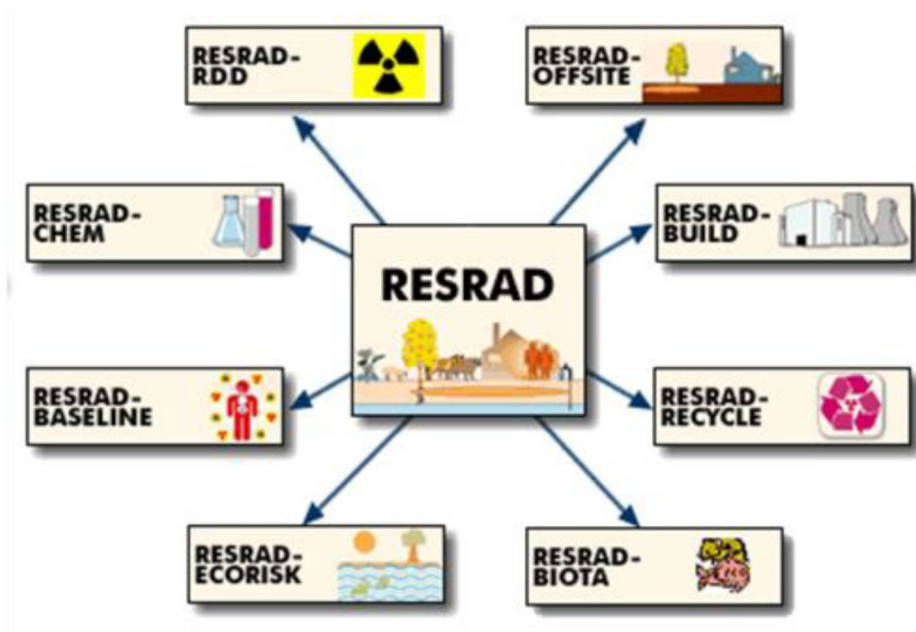


調查國內 279 戶住宅加權室內氬活度分布圖

6. 除了在前瞻核能技術應用上成果外，也辦理 1 場次專家學者座談，彙集專家與學者觀點所提出之意見。在法制上以重新檢視原能會資訊公開作業要點，並建議關於核能資訊公開之事務，我國以採取如法國制定專法之模式為宜，法國版的核能資訊公開法在於建構一個「可以直接向核設施經營者索取核能資訊的權利」，讓政府的角色成為單純的核安監督者，完成研究報告 1 篇，其中更提供原能會「核能安全和資訊透明法草案」及總說明，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。

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. 完成研究報告 1 份、會議論文 5 篇。
2. 本計畫完成除役核電廠建物與廠址解除管制之審查與驗證技術深入研究，並參考國外已成功除役電廠之執行經驗與評估方法。模擬驗證分析之審查技術主要以研究美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)開發的放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統(RESRAD 程式)為重點，該分析程式可依據核種活度量測的數據，分析個人所受到的輻射劑量與風險。研究中也以已拆除之清華大學輻生館南館作為分析標的，利用長期量測記錄之館內放射性核種活度值，計算其導出指引濃度水平值(DCGL)及彙整驗證分析方法。此研究成果將提供給國內核能管制單位做為未來國內除役核電廠廠址解除管制評估之審查與驗證之參考依據。



RESRAD家族程式示意圖

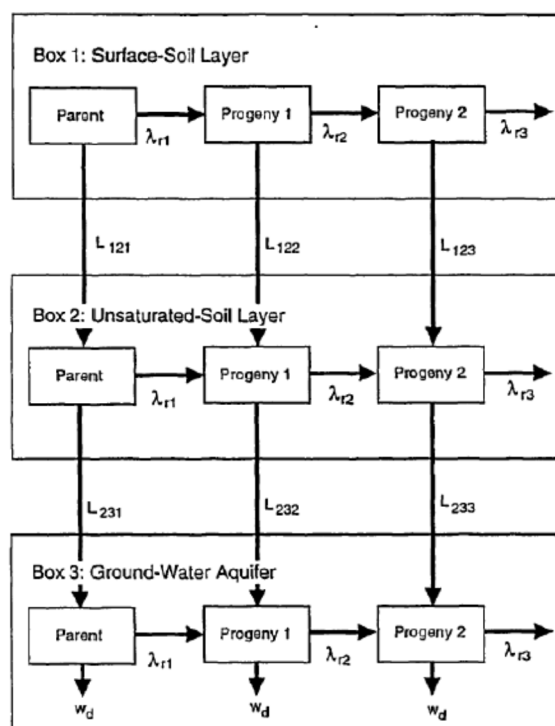
生物圈之輻射劑量及風險評估程式			
程式名稱	管理維護單位	最新程式版本(新→舊)	備註
RESRAD-ONSITE	美國NRC	2016年07月 Version 7.2	- 美國除役核電廠： (1) Maine Yankee (2) Yankee Rowe
RESRAD-OFFSITE	美國NRC	2016年06月 Version 3.2	
MILDOS-AREA	美國NRC	2016年03月 Version 4	- 美國RAMP計畫 - 適用於Uranium Recovery Facility
GENII	美國NRC	2012年09月 Version 2	- 美國RAMP計畫 - 義大利除役核電廠： (1) Latina (2) Trino (3) Caorso
DandD	美國NRC	2001年04月 Version 2.1	- 美國RAMP計畫 - 風險評估較保守
Pc-CREAM	英國NRPB (國家放射防護委員會)	1997年	- 輔助驗證VADOSCA程式模擬結果 - 適用於歐洲核電廠
VADOSCA	義大利ENEL (國家電力公司)	1993年	- 義大利除役核電廠： (1) Garigliano

國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式

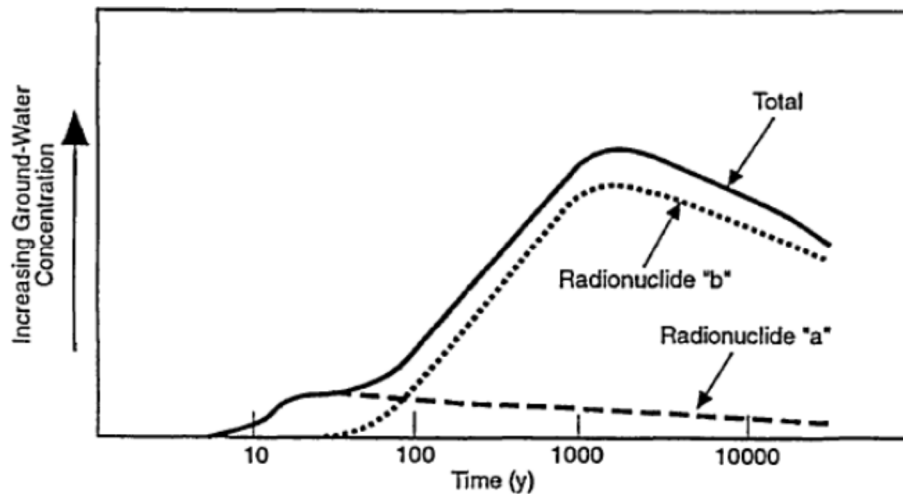
- 本研究針對 MARSSIM 導則做了簡要彙整，說明曝露途徑模式和 DCGLs 的基本概念，藉此希望民眾理解除役核能電廠的調查報告中各項與外釋或劑量相關的參數有何具體意義，然後基於 MARSSIM 的基本精神與步驟，對台電「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之調查方法及評估結果進行驗證分

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，暫時無法實際取樣進行比對與修正，輻射特性調查僅著重範圍偵測，佈點也集中在核設施建築外之廠區環境，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。

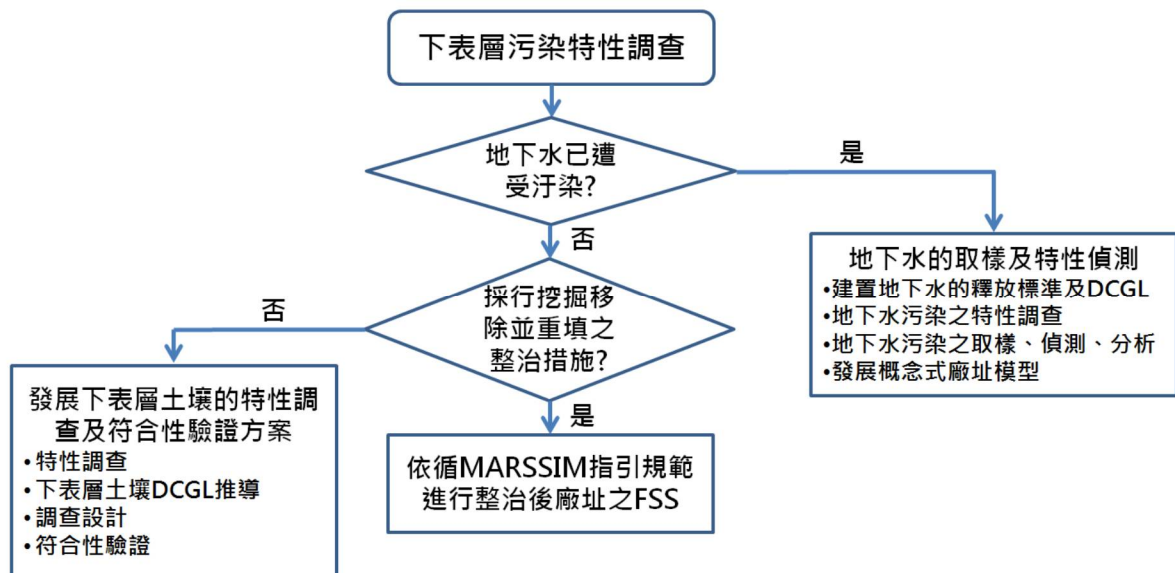
4. 本研究亦主要聚焦於研擬可適用於下表層土壤之放射性污染的特性調查與符合性評估驗證方案，而該方案的前提為必須滿足相關管制規範的要求，並且可同樣依循目前被廣泛用於表層土壤與建物之廠址特性調查的 MARSSIM 指引。再者，由於下表層土壤之特性變化及異質環境複雜度高，污染的傳遞行為及曝露情節也較難以預測，為此，本研究也針對目前廣為採用的模型進行研析，並實際利用 RESRAD 程式進行相關案例的計算驗證，期可從中更加瞭解核種溶出於地下水的傳遞機制及相關的劑量評估方法。



三層式用水模型之核種傳遞示意圖



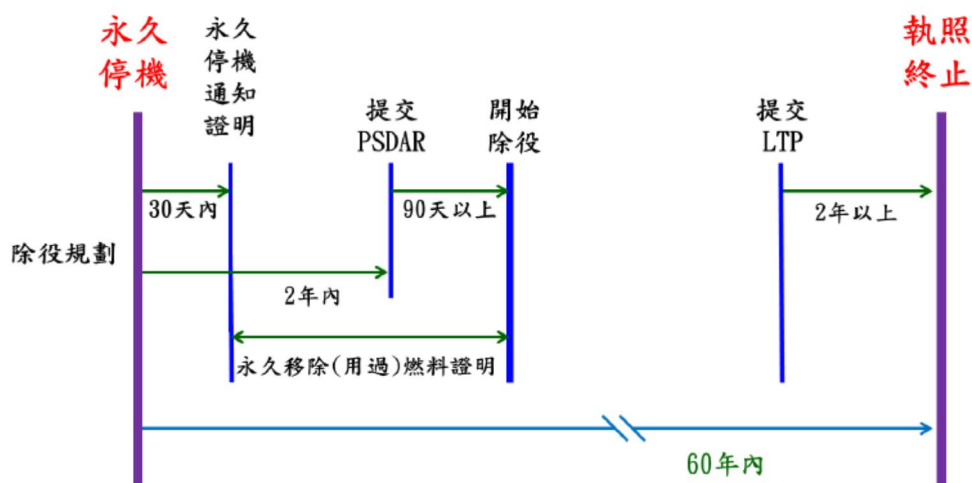
地下水之放射性核種濃度隨時間變化之範例



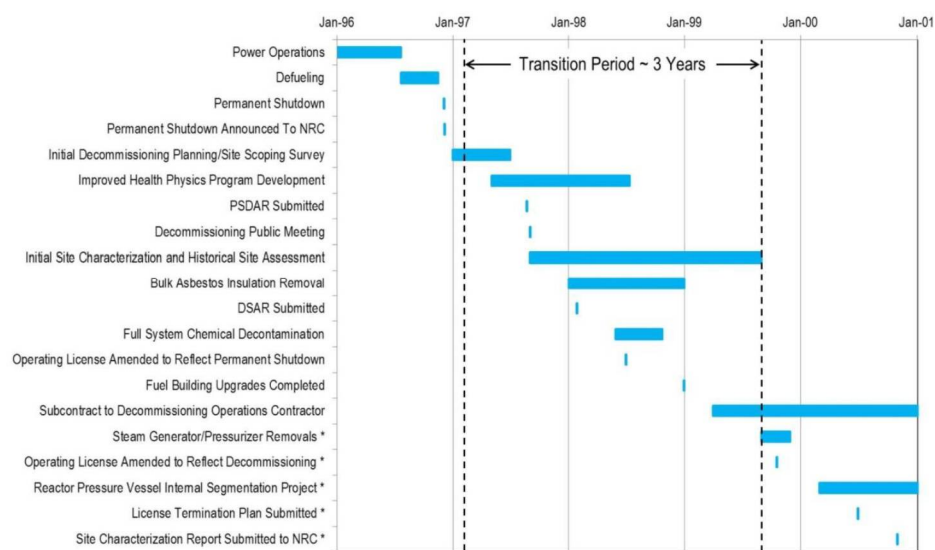
下表層污染之特性調查流程圖

5. 本研究亦已蒐集並研析 International Symposium on Preparation for Decommissioning 2016 (Lyon, France 16-18 February 2016) (<https://www.oecd-nea.org/rwm/wpdd/predec2016/>) 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。現階段，已彙整美國、德國等除役機組較多國家的除役經驗，以及國際原子能總署 IAEA 的除役規範資料，將其除役過渡階段的工作重點、規範事項以及準備策略進行研析。掌握國際組織及核能先進國家對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、

技術與經驗，建立我國核電廠除役準備階段與過渡階段之管制重點與作法。核電廠運轉執照到期後將如期執行除役計畫，除役作業必須足以保障公眾之健康安全、消除對環境保護及生態保育之影響、符合輻射防護作業及放射性物料管理規定等要求。故建議參酌國際先進除役準則與實務經驗，評估除役計畫書中各個作業項目符合安全準則，有必要可做彈性調整及適度修正，除確保除役計畫未來執行之安全性與可靠度，並可提升除役安全管制規範符合各項安全標準，以增進核電廠除役之安全審查與管制技術，達到作業安全與及時完成的目標。

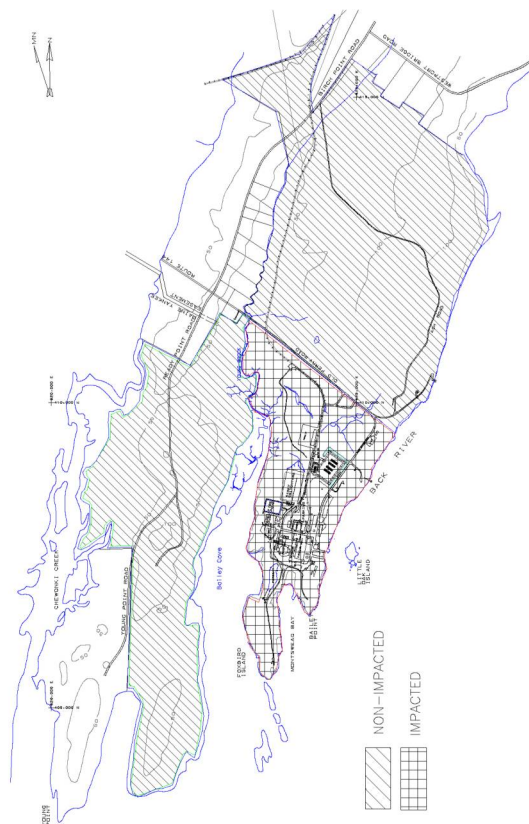


美國除役管制時程 (RG-1.184 及 NUREG-0586)



美國 Connecticut Yankee 除役例行工作的時程

6. 完成核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證技術，本研究透過對 MARSSIM 的研讀及國外已完成除役電廠的經驗探討，並完成研析 MARSSIM 後，提供一套完整程序，證明符合以劑量或風險為基準之法規標準，同時也提供廠址表土及建築物表面放射性污染物符合法規的計畫、執行、評估與決策的方法。透過 MARSSIM 概念之執行，可完整完成最終狀態偵檢(FSS)，以達到廠址無條件或限制性釋出之目的。透過針對美國 Maine Yankee 及 Yankee Rowe 已完成除役核電廠進行相關經驗探討，包含輻射偵測設計、偵檢方法及使用儀器...等，皆可依據 MARSSIM 的精神與程序進行最終狀態偵檢，最後也確實能達成廠址外釋的目標。考量核一廠在提出除役計畫書的同時，核能機組仍處於運轉狀態，而且在長達 25 年的除役過程中又分成幾個階段。因此本研究特別配合核一廠除役各階段的時程、並依據 MARSSIM 架構中各階段的偵測程序，擬定自除役開始到復原階段的管制規劃藍圖，做為管制單位的參考。



美國 Maine Yankee 核電廠最終狀態偵檢之受影響和不受影響區

7. 本研究研析室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安全管制技術，作為管制機關審查台電公司提報室內乾貯設施安全管制技術基礎。本研究計畫共計五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

i. 「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」

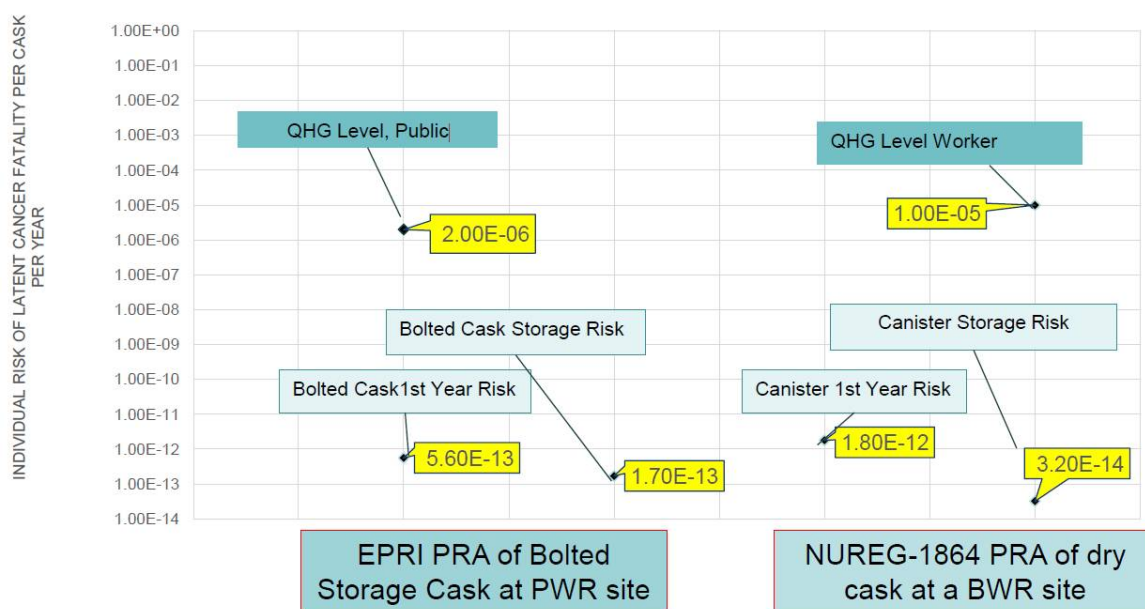
本研究已完成國際間營運中室內貯存設施營運現況之相關資料蒐集、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規蒐集、以及完成金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析。

德國與日本在室內乾式貯存設施之設計概念上有許多共通之處：(A)餘熱移除:引入外部空氣，在建物內做自然對流，來冷卻/移除用過核子燃料之衰變熱。須監測建物內部空氣溫度及護箱表面溫度，以確保冷卻機制之完整性；(B)輻射屏蔽:利用護箱、建築物等屏蔽空間輻射劑量。須監測空間輻射劑量率，以確保屏蔽機制之完整性；(C)密封性:利用護箱雙層密封上蓋之結構設計，有效防止放射性物質外釋。須監測雙層密封上蓋間之壓力(雙層密封上蓋間用氬氣以正壓充填；護箱內部用氬氣以負壓充填)，以確保密封性之完整；(D)防止臨界:在護箱內之隔架放入中子吸收物質、計算不同燃料束配置下之 k_{eff} 值、維持護箱內部乾燥等，以防止用過核子燃料臨界現象發生；(E)災害防治:對於天然(地震、海嘯等)或人為(火災、飛機墜落等)災害發生時，應有因應之對策；(F)核子保安(竊盜、動物誤闖等)。

德國及日本皆以金屬護箱搭配建築物(室內乾貯方式)，作為主要乾式貯存之設計概念，主要是考量金屬護箱在再處理運送、再取出操作及重覆使用上的便利性。此

外，建築物除具有較佳的景觀效果外，亦具有輻射屏蔽功能。

根據 NUREG-1864 與 EPRI -1009691 報告，比較焊接式護箱與螺栓式護箱兩者之主要風險差異與風險主要來源。而總風險來看，焊接式護箱第一年風險值約為 1.8×10^{-12} 、後續年約為 3.2×10^{-14} ；螺栓式護箱第一年風險值約為 5.6×10^{-13} 、後續年約為 1.7×10^{-13} 。NUREG-1864 與 EPRI -1009691 機率論式危險度評估報告雖然為不同護箱型態，且假設條件也有差別導致風險值略有所差異，但皆較 NRC 訂定的民眾風險限值(2×10^{-6})低上許多，顯示乾式貯存設施其事故潛在致癌風險機率極低。本計畫並且也初步建立乾式貯存機率論式危險度評估 (PRA, Probabilistic Risk Assessment) SAPHIRE 分析模式，未來將繼續精進分析模式，以及培養機率論式危險度評估專業人力，以利未來提供給主管機關進行驗證與參考之依據。



NUREG-1864 以及 EPRI 報告的數值與 NRC 的限值(2×10^{-6})之比較

ii. 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析」

本研究廣泛蒐集國外核電廠用過核子燃料室內乾式貯存之結構與密封分析等案例，並針對除役室內乾貯設施提出相關管制重點和審查事項，以協助國內核能電廠除役計畫得以順利執行，並於預定期程內完成除役工作。

依據蒐集之資料顯示，採用室內乾式貯存設施之法規審查標準與室外乾式貯存設施考量的要點類似，設計基準地震的規範亦考量該地區歷史地震之強度。英國採用之鋼構廠房無核能安全相關之防護，僅提供作為氣候屏障之功能。各國採用之密封鋼筒參照之標準基礎皆為 ASME Code，室內乾貯使用之密封法規標準與室外乾貯使用的無太大差異。並根據台灣海岸沉積鹽之數據以及各國間應力腐蝕龜裂之研究，於台灣沿海的鹽沉積量不足以使不銹鋼筒表面誘應力腐蝕龜裂之劣化行為。

本研究亦進行評估室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性。其結果顯示因結構設計與負載狀況的複雜性，通常使用有限元素分析來進行計算，分析模式應包含非結構性材料部分對於護箱結構表現有影響的部分。審查者須確認設計分析包含所使用的表列式、用於結構材料及組件的性質、藉由計算與假設所導出的數據。

各類型護箱密封法規之比較

	INER-HPS	HI-STORM 系列	NUHOMS 系列	HI-STAR 系列	CASTOR	日本大型護箱
室內外	室外	室外 室內 (英國)	室外	室外	室內 (德國)	室內 室外 (福島)
類型	混凝土護箱		混凝土模組	金屬護箱		
外包裝材料	混凝土	混凝土+碳鋼	-	碳鋼	球墨鑄鐵	碳鋼
密封鋼筒材料		Type 316, 316LN, 304, 304LN	Type 304L	Type 316, 316LN, 304, 304LN		低合金鋼
設計製造標準	ASME	ASME	ASME	ASME	ESK	N/A
上蓋密封方式	銲接	銲接	銲接	銲接	螺栓鎖固	螺栓鎖固
密封標準	ASME	ASME ISG-18	ASME ISG-18	ASME ISG-18	TS-R-1	N/A
銲接標準	ASME	ASME	ASME	ASME	N/A	N/A
銲接檢測標準	ASME	ASME	ASME	ASME	N/A	N/A
氮氣洩漏標準	ANSI N14.5	ANSI N14.5	ANSI N14.5	ANSI N14.5	$<10^{-8} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$	N/A
監測	不須密封監測	不須密封監測	不須密封監測	不須密封監測	無持續監測	N/A
事故分析	NUREG-1536 ANSI/ANS 57.9	NUREG-1536 ANSI/ANS 57.9	ANSI/ANS 57.9	NUREG-1536 ANSI/ANS 57.9	KTA DIN/ISO/EN	N/A

室內乾貯廠房設施種類

	鋼構設計	鋼筋混凝土結構廠房	地質設施(如坑道)式
國家	英國	德國、日本、荷蘭	德國
代表性設施	Sizewell B 電廠	德國 SETAG、WTI、日本 RFS、荷蘭 HABOG	德國 Storage Tunnel
設施數量	1	德國：16(3 座集中存放，13 座現場存放) 比利時：1 西班牙：1 瑞士：2 日本：4(3 座現場存放，1 座非現場存放) 荷蘭：1	1

世界主要國家室內乾貯之廠房資訊

國家	德國			日本	荷蘭	英國
設施數量	16 (3 座集中式貯存設施, 13 座核電廠內貯存設施)			3 座核電廠內貯存設施, 1 座集中式貯存設施	1 座核電廠內貯存設施	1 座核電廠內貯存設施
代表性廠房	WTI 地表廠房	STEAG 地表廠房	Storage Tunnel	鋼筋混凝土結構廠房 (Tokai-Daini NPP) (Recyclable-Fuel Storage)	HABOG 廠房	Sizewell B 廠房
廠房建材	鋼筋混凝土			鋼筋混凝土	鋼筋混凝土	鋼構
廠房技術特點	屬二層建築, 中間由牆壁隔開的兩廳式設計	屬一層建築, 設計防飛機撞擊事故	計劃在兩條裝有混凝土的隧道現場存放, 15 米廢氣煙囪	核電廠內貯存設施 (Tokai-Daini NPP): 貯存容量: 約 250 tU 廠房啟用時間: 2001 設施長寬高: 54m x 26m x 21m(高度)	HABOG 廠房長 90 公尺寬 45 公尺, 牆壁有 1.7 公尺厚, 並且防水、防氣爆、防炸彈、防飛機撞擊攻擊, 以及防地震。	在貯存區域中, 為了使空氣循環和冷卻, 容器以 0.63m 和 0.23m 的間隔排列, 且乾貯廠房建築物周圍和天花板上的開口對流, 設計最高的設備溫度為 38°C。混凝土外牆(0.2 m)限制了外部的輻射劑量率, 表面的輻射劑量小於 2.5 $\mu\text{Sv/h}$
	Length : 92 m Width : 37 m Hight : 18 m Capacity : 152 casks	Length : 93 m Width : 27 m Hight : 23 m Capacity : 100 casks	Length : 82-90 m Width : 14 m Hight : 18 m Capacity : 151 casks	集中式貯存設施 (再循環燃料貯存設施): 貯存容量: 5,000 tU (最終容量) 放置時間: 一個設施 50 年 設施長寬高: 130m x 60m x 30m (高度)		
廠房外牆厚度(m)	0.7-0.85	1.2	N/A	1.5	1.7	N/A
廠房屋頂厚度(m)	0.55	1.3	N/A	1.0	1.7	N/A
壽命	40 年	40 年	40 年	50 年	100 年	60 年
護箱型式	金屬護箱			金屬護箱、混凝土護箱	金屬護箱	混凝土護箱
護箱運送方式	STEAG 地表廠房吊車: 1400 kN (~140tons) maximum capacity. WTI 地表廠房吊車: 1400 kN (~140 tons)maximum capacity.			吊車	吊車	垂直護箱傳送車

iii. 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術研析」

本研究已充分蒐集、日本、德國、荷蘭等國既有運行中之室內乾貯設施，並整理如各國指引以瞭解各國對於熱流安全分析之要求與管制限值。

而在分析方法的研析工作中，本研究透過檢索美、德等國之相關分析資訊，後建議管制單位僅需於未來審查時著眼於申請者所採用之方法是否具有實例並且充份驗證即可，如此可令熱流分析人員具有較大彈性選擇最適合之先進方法(the state of the art)進行評估。

此外本研究亦透過檢索各式護箱、廠房及作業程序，以評估現有分析工具與方法論之可用性；其結果顯示，各式護箱之設計需求將進一步導致其結構與散熱途徑之不同，但可將多種乾貯系統透過系統化的參數進行簡化，進而有效率的完成方法論適用性評估。而依據此一結果，本研究已與子項四共同制定了一組合宜之參數範圍，並據以完成可用於金屬護箱及混凝土護箱分析之通用模式；並於參考德國 WTI 設施之設計基準進行進口面積之設定，以促使廠房內的自然對流可以順利滿足移熱需求。

最後經過本年度之執行，本子項已依原合約時程完成各項工作要求，其研究結果證實各類乾貯護箱在搭配不同廠房型式下並發現任何熱流技術不可行之狀況。

各式可能應用於電廠除役乾貯系統之密封容器與屏蔽設計資訊比對

	INER-HPS	HI-STORM	NUHOMS	HI-STAR	日本大型護箱	CASTOR
類型	混凝土護箱		混凝土模組	金屬護箱		
裝載容量(束)	56	68	61	68	69	52
設計負載(kW)	14	28.74	22	28.2	19	34
密封容器外徑(m)	1.703	1.736	1.708	1.736	~2.6	2.77
密封容器高度(m)	4.835	4.838	4.979	4.838	5.4	5.78
護箱總高(m)	5.6	6.08	5.64	5.159		

密封容器厚度(m)	~0.0127(0.5")		~0.4	~0.478
屏蔽厚度(m)	~1.0	0.358		
密封鋼筒材料	304/316 不銹鋼		球墨鑄鐵/鍛鋼	
主要散熱路徑	空氣流道		護箱表面	
作業所需護箱	貯存護箱/運送護箱		無	
密封鋼筒功能	包(密)封		貯存/運送	
護箱製造方式	銲接		鑄造/鍛造	
上蓋密封方式	銲接		螺栓鎖固	
燃料貯存區氣體	常壓氦氣	高壓氦氣	0.81bar 氦氣	0.5 bar 氦氣
二次蓋內氣體	N/A		6.0 bar 氦氣	4.0 bar 氦氣

室內外乾貯設施於不同護箱之搭配下熱流相關資訊比對彙整表

護箱類型	比較項次	露天乾貯	室內乾貯	
			鋼構廠房	鋼筋混凝土廠房
混凝土護箱	是否有營運中設施	已有實例	已有實例	尚無實例
	主要熱流分析方法	計算流體力學	計算流體力學	計算流體力學
	設施邊界條件	廠址氣候資料	廠址氣候資料並考量廠房熱流對空氣之影響	
	設施通風過濾系統	無需設置	無	-
	移熱機制	自然對流	自然對流	自然對流
	護套溫度限值定義基準	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變
	密封鋼筒內壓力	正壓/常壓	正壓	正壓
	傳送方式	視系統設計	視系統設計	視系統設計
	是否存在技術不可行之疑慮	無	無	無
金屬護箱	是否有營運中設施	已有實例	尚無實例	已有實例
	主要熱流分析方法	計算流體力學	計算流體力學	計算流體力學
	設施邊界條件	廠址氣候資料	廠址氣候資料並考量廠房熱流對空氣之影響	
	設施通風過濾系統	N/A	-	無
	移熱機制	自然對流	自然對流	自然對流
	護套溫度限值定義基準	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變

	密封鋼筒內壓力	負壓/正壓	負壓/正壓	負壓/正壓
	傳送方式	視系統設計	視系統設計	視系統設計
	是否存在技術不可行之疑慮	無	無	無

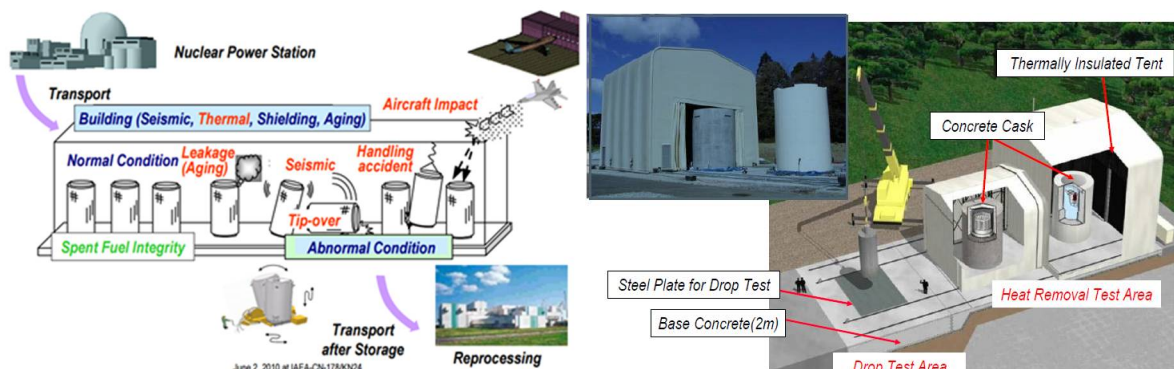
iv. 「除役核電場用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術研析」

本研究蒐集之輻射屏蔽資訊，混凝土及金屬護箱並無屏蔽效果孰強孰弱之根本差異，惟實際應用時採用之護箱應符合我國相關法規之規範，使用何種護箱皆可達到設計目標，重點在要求分析的品質，嚴謹分析包含裝填、運送、貯存、及意外事故時等各種情況之護箱劑量率。

國際資料蒐集與本研究的比較分析顯示，室內或露天的乾貯型式皆相當成熟，分別都有許多國家選擇，未有孰優孰劣的重大差異。對乾貯設施遠處廠界劑量之法規規範，大多遵循美國 0.25 mSv/y 之限值，當設計變更時，安全分析報告需對變更項目特別分析與討論。

針對護箱屏蔽分析，混凝土及金屬護箱有一些不同的設計與審查重點需特別注意，例如：混凝土護箱進出氣口通道為劑量貢獻重要來源之一；金屬護箱的表面劑量率為安全分析的關鍵。另外，混凝土護箱主要劑量來源為燃料光子射源，而金屬護箱主要劑量來源為燃料中子射源。儘管來源不同，但兩種護箱皆可設計到符合總劑量的規範。唯需注意未來審查的重點，以及熱測試時選用適當的輻射偵檢器。

不論是露天乾貯或室內乾貯，本研究發現乾貯設施之廠界劑量評估是屬於計算本質困難的問題，以現行核工常用之三維蒙特卡羅程式進行模擬計算，勢必要搭配有效之變異數降低技巧來加速。但是引進變異數降低技巧也增加問題複雜度，審查時必須特別注意並建議搭配適當獨立驗證。



(左)金屬護箱安全驗證示意圖和(右)混凝土護箱測試實驗示意圖

表 5.1-3、國際乾貯案例的比較：護箱表面劑量率與場界劑量限值

國家	台灣 INER-HPS[1] [22]	美國 10 CFR71.47 & 72.104	德國[141] [114] [23]	日本[14] [25][26]	瑞士[27]
乾貯護箱相關劑量限值	1.密封鋼筒頂部之表面劑量率 < 3.0 mSv/h。 2.傳送護箱側壁之劑量率 < 4.0 mSv/h。 3.混凝土護箱側壁之劑量率 < 0.5 mSv/h。 4.混凝土護箱空氣進出口表面之劑量率 < 1 mSv/h。 5.混凝土護箱頂蓋表面之劑量率 < 0.5 mSv/h。	針對傳送護箱的限制 1.包封容器(package)表面劑量率 < 10 mSv/h。 2.傳送護箱(vehicle)表面劑量率 < 2 mSv/h。 3.離傳送護箱(vehicle)表面 2 公尺範圍輻射劑量率 < 0.1 mSv/h。 4.正常使用範圍內輻射劑量率 < 0.02 mSv/h。	1.傳送護箱表面最大值劑量率為 2 mSv/h。 2.離傳送護箱 2 公尺最大劑量率為 0.1 mSv/h 3.有意外事故時，距其表面 1 公尺最大劑量為 10 mSv/h 4.貯存護箱在運轉狀態時最大劑量率為 0.45 mSv/h	針對傳送與貯存兩用護箱之限制。 1.金屬護箱表面輻射劑量率 < 2 mSv/h。 2.距離金屬護箱 1 公尺範圍輻射劑量率 < 0.1 mSv/h。	針對傳送與貯存兩用護箱之限制。 1.距離護箱 2 公尺任意點劑量率 < 0.1 mSv/h。 2.護箱表面任意點劑量率 < 10 mSv/h。 3.護箱表面平均劑量率 < 0.5 mSv/h。
場界劑量限值	0.25 mSv/y	0.25 mSv/y	1 mSv/y	0.05 mSv/y	n/a

v. 「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊研析」

本研究英國、美國、匈牙利、保加利亞、德國、瑞典、立陶宛、日本、烏克蘭、斯洛維尼亞等國之破損燃料之處理方法，透過此計畫之進行，可加速國內用過核子燃料管理策略研發技術發展及提升國內管理安全水準，確保處理貯存安全合於國際標準。

破損燃料之發生機制為，當燃料丸溫度上升造成護套間隙縮小導致護套內側與燃料丸表面接觸，造成燃料丸與護套交互作用，以及護套膨脹與分裂產物釋放都會造成護套應力變化影響護套性能，造成燃料破損。另外，當細小之金屬碎屑，在爐心水流的沖

擊下與燃料護套表面發生磨擦，導致燃料護套的磨損稱為”爐屑磨損”，這也是造成護套破損的主要原因。處理破損用過核子燃料之方法，除了烏克蘭採取更換或修理結構組件來進行處理外，大多都使用裝罐的方法來避免放射性物質外洩。

關於破損燃料乾式貯存目前國際實際案例並不多，本計畫收集了關於破損燃料處理之 4 個案例來提供我國之後處理破損燃料之參考，且因應我國後續可能進行的除役工作，用過核子燃料貯存安全與管理成為重點工作。為此，本計畫依據蒐集之參考資料為我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存提出管制建議如下所述：

- A. 電廠應透過線上監測、運轉歷史及啜吸檢測之方式或其組合確保用過核子燃料之完整性。
- B. 對於存在或具有破損風險之用過核子燃料，於乾貯前需就其破損狀況，評估採用特別設計之包裝或容器之必要，以確保其貯存期間不致發生劣化及燃料重排現象並保有再取出性。
- C. 破損燃料經再包裝後若與完整燃料共同存放於一護箱中時，需就裝載破損燃料可能造成的臨界、熱流、結構與屏蔽進行評估，並確保其於意外事故中不致發生超出設計限值之情事。

管理破損用過核子燃料為國際共通的議題，如何維持管制/管理技術與安全要求合乎國際水準，則需仰賴掌握新知及與國際互動接軌。本計畫之完成提供我國管制機關最新的國際資訊，藉助國際經驗，作為國內後續安全管制之參考依據。

ISG-1 和 ANSI 對破損燃料定義比較

	ISG-1 Rev1	ANSI
燃料棒裂痕	燃料有已知或懷疑存在大於針孔或髮絲裂痕的護套缺陷，並有造成一定量的燃料顆粒進入護箱之可能性。	護套破損，第一級 護套缺陷大於針孔或髮絲裂痕但燃料組件仍維持其完整性
殘渣	燃料不能維持為一完整燃料束，並包含殘渣，如鬆散的燃料丸、燃料碎片等。	護套破損，第二級 燃料不再以燃料組件形式維持並含殘渣、鬆散的燃料丸與顆粒、燃料棒碎片等。
結構上	燃料組件： 1. 結構完整性受到破壞 2. 結構部件遺失或位移，如格架 3. 遺失的燃料棒沒有使用假燃料棒（dummy rod）取代造成與原燃料棒等同或更大的體積位移。 4. 無法使用正常處理方法（如起重機、吊鉤）。	燃料組件破損 燃料組件具結構損傷以致無法使用正常方式處理。

Paks 與 TMI-2 電廠破損燃料所使用護箱比較

		TMI-2 事例	TMI-2 事例	Paks 事例
收納物		燃料碎片（燃料溶融）	同左	護套破損（燃料沒有溶融）
濕式/乾式貯存		半乾式（只有進行排水、沒有進行乾燥處理。）	乾式	濕式
是否使用護箱		使用護箱	使用護箱	使用收護箱
基本安全設計	密封性	在濕式貯存中產生的氫氣由蓋子的篩網過濾器長時間排出 護箱輸送護箱是密封構造、氫氣再結合器觸媒來管理氫氣產生量	護箱沒有密封機能。產生的氫氣經由密封鋼桶上之 HEPA 過濾器排出	護箱在濕式貯存中產生的氫氣由具有排氣空能之蓋子排出
	遮蔽	由周圍儀器與護箱本身之厚度與構造決定	同左	同左
	除熱	護箱能夠收納之最大收納量來進行評估	同左	只記載除熱容量（詳細不明）

二、技術創新(科技技術創新)

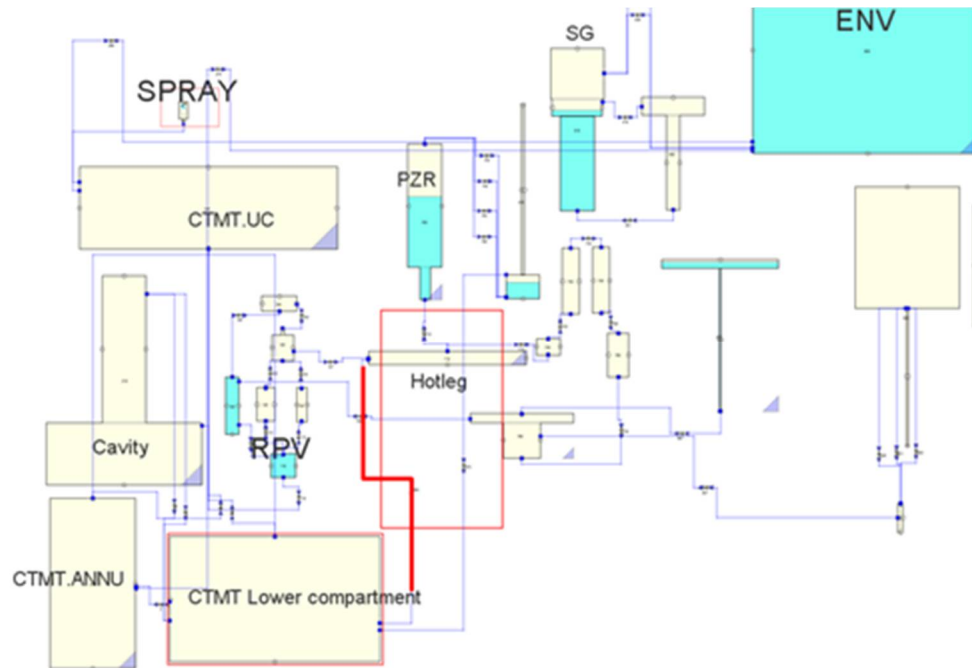
分項計畫一：輕水式反應器運轉安全強化及事故情況下安全保障之研發

1. 參與國外研討會，共七場。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 2017 年在美國舉行之 ANS Annual Meeting 與 ANS Winter Meeting 國際會議、TopSafe2017、ICONE-25、NURETH-17、ICFD-14 及在英國舉行之 ICG-EAC Meeting 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. 利用核能電廠系統安全分析程式 TRACE、RELAP5 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。探討不同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，有助於提供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. 本研究建立外部強制震動與沸騰雙相流實驗之高溫流動參數量測技術，及採用外加作用力方法，建立地震加速度波下平行加熱通道雙相流迴路熱流模式，以了解地震震動對於沸騰雙相流迴路系統穩定性之影響，並根據沸騰雙相流實驗數據修正與精進平行通道雙相流迴路地震震動模擬分析之能力。
4. 以往事故舒緩的方法，皆以解決核電廠於事故當下所表現的徵狀為主，是為「徵狀導向」的事故舒緩策略。本研究採用「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擷取出有用的資訊，用以判定事故的源頭，才可針對源頭制訂更加精確的舒緩措施。
5. 建立啟動運轉時 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。

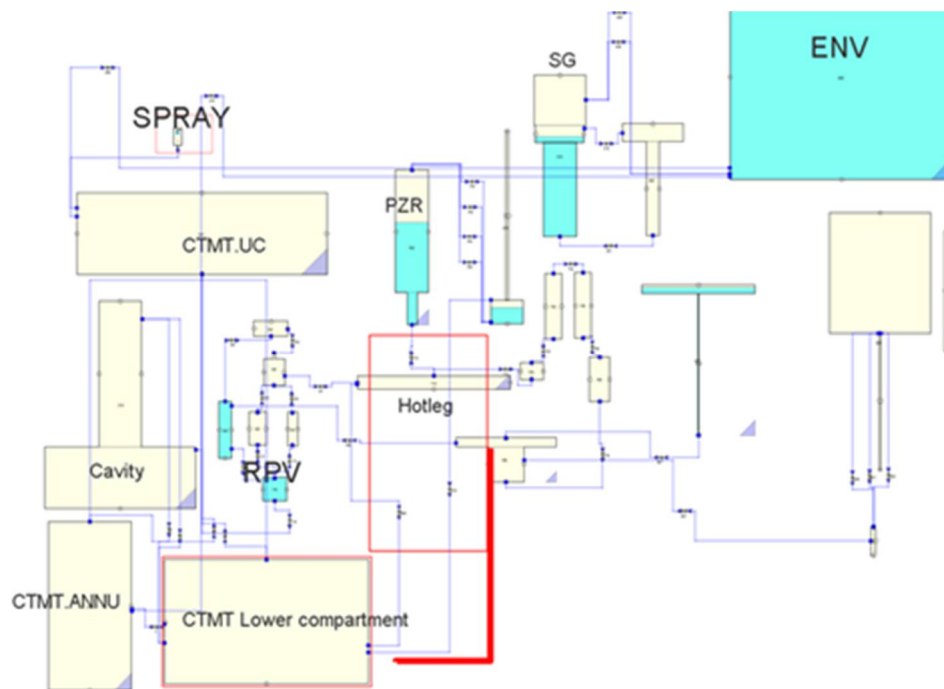
分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

1. 建立核三廠嚴重事故圍阻體內氫氣產生率之 MELCOR 分析技術。

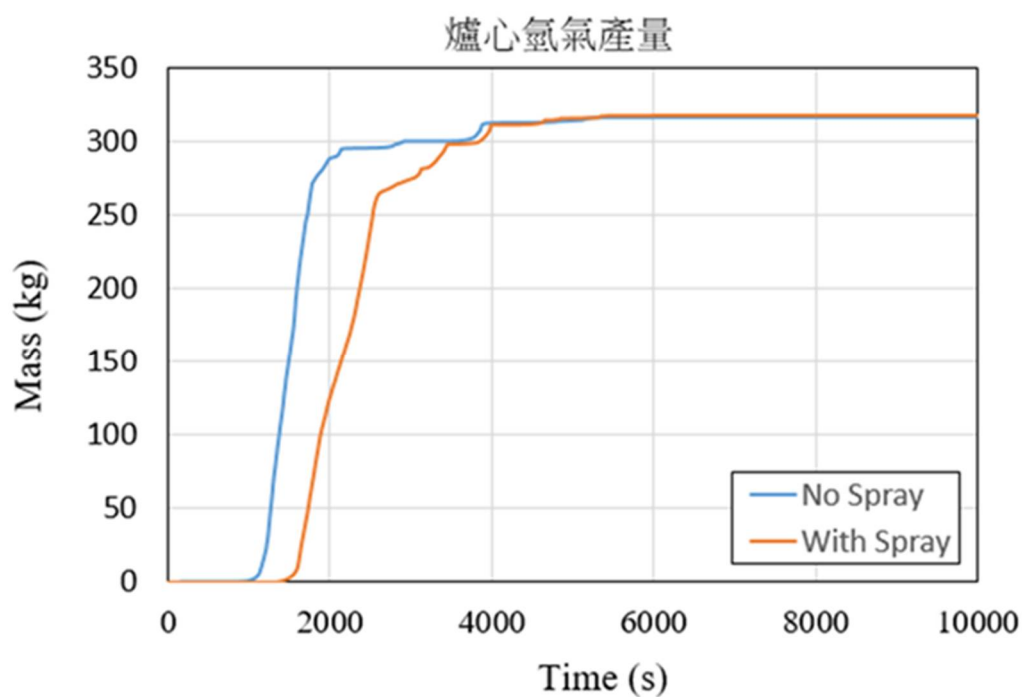
(1) 核三廠圍阻體 MELCOR 電腦模型-熱端破管路徑



(2) 核三廠圍阻體 MELCOR 電腦模型-冷端破管路徑

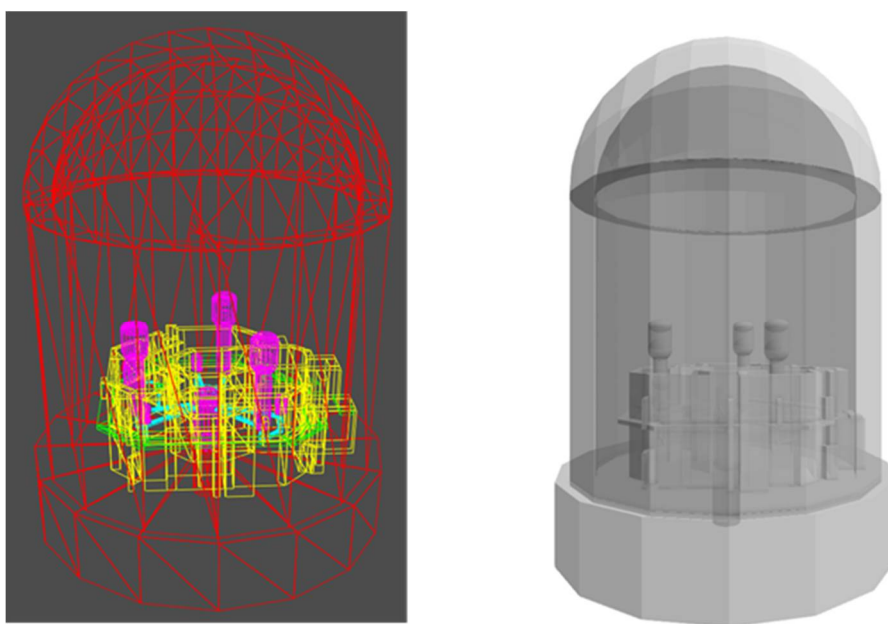


- (3) 情境：無任何注水、連蓄壓槽也不啟動之 LBLOCA 事故，並考量圍阻體噴灑與否之靈敏度分析。
- (4) 評估結果：圍阻體未噴撒之氫氣產生量約為 329.1 kg(較嚴重之結果)

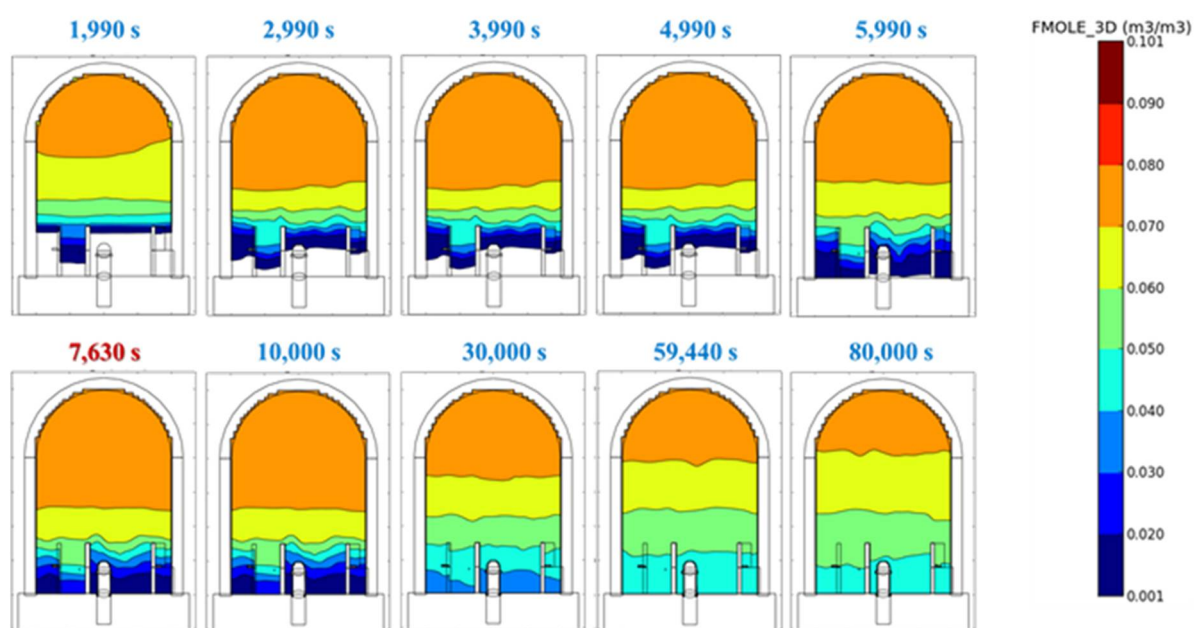


2. 以 FLACS 分析技術，建立核三廠圍阻體內氫氣擴散模式。

- (1) 建立核三廠圍阻體 FLACS 模型



(2) 不同時間下的氫氣濃度分佈

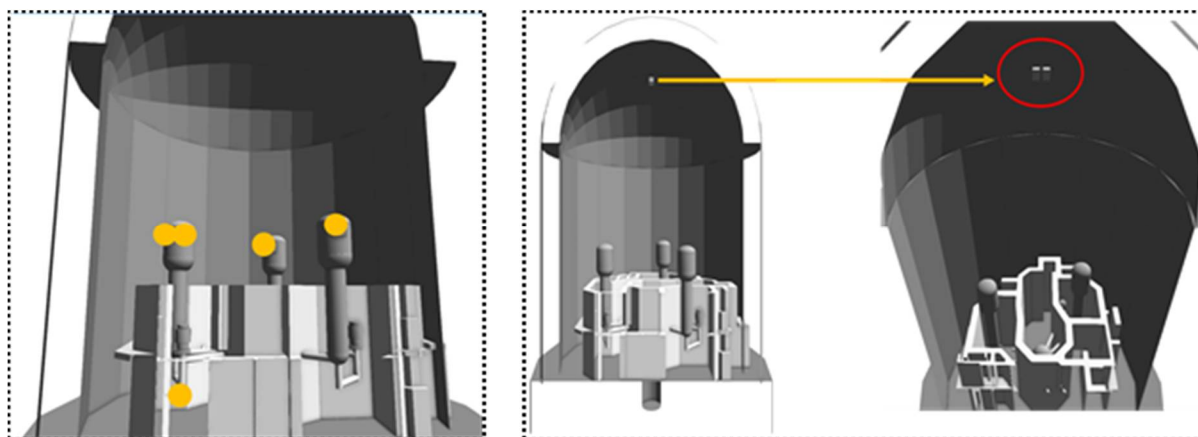


(3) 氫氣燃燒或爆炸對圍阻體之影響評估結果

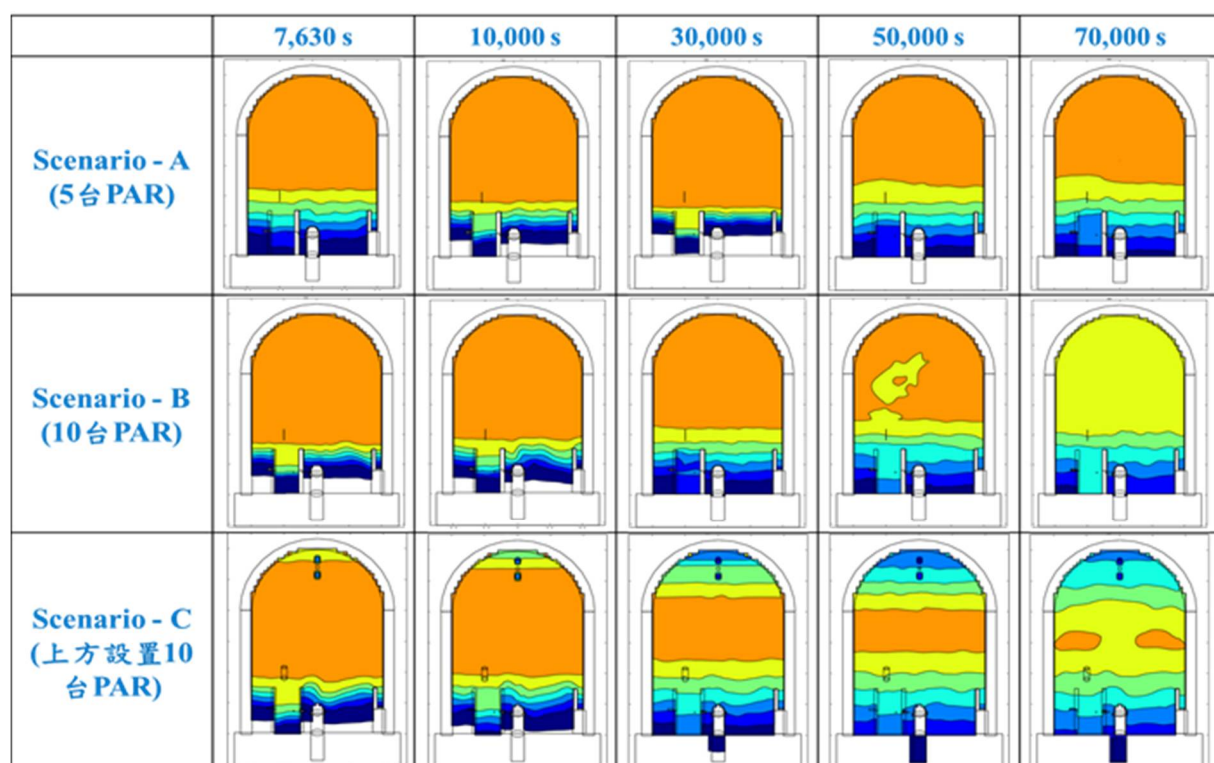
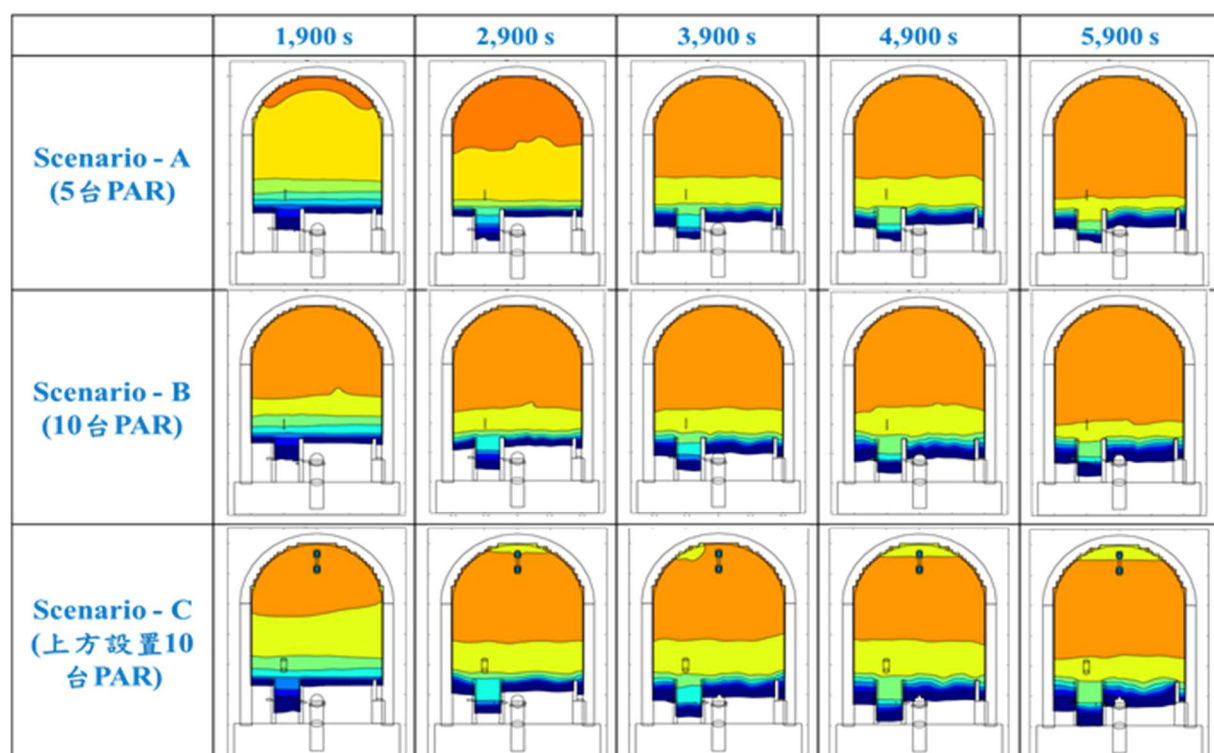
氫氣燃燒或爆炸對圍阻體之影響結果						
點火時間：50,000秒						
點火位置	H		M		L	
爆炸	最大壓力	氫氣濃度	最大壓力	氫氣濃度	最大壓力	氫氣濃度
評估結果	1.78 barg	7.4 %	1.77 barg	6.6 %	無法引燃	4.7 %

3. 以 FLACS 分析技術，建立核三廠圍阻體內 PAR 除氫模式。

(1) 建立核三廠 PWR 圍阻體內 PAR 的 FLACS 電腦模型



(2) 氫氣濃度分佈比對

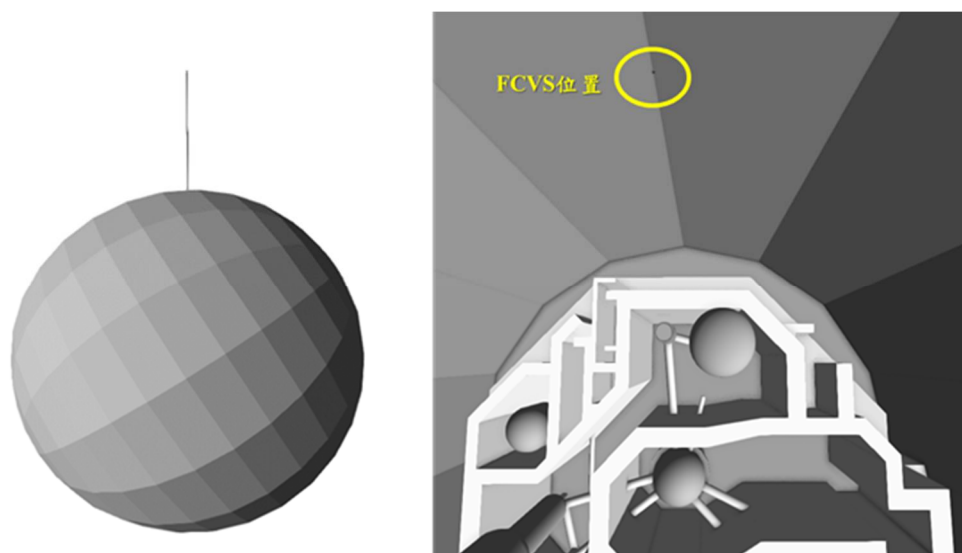


(3) 氫氣燃燒或爆炸對圍阻體之影響評估結果(已安裝 PAR)

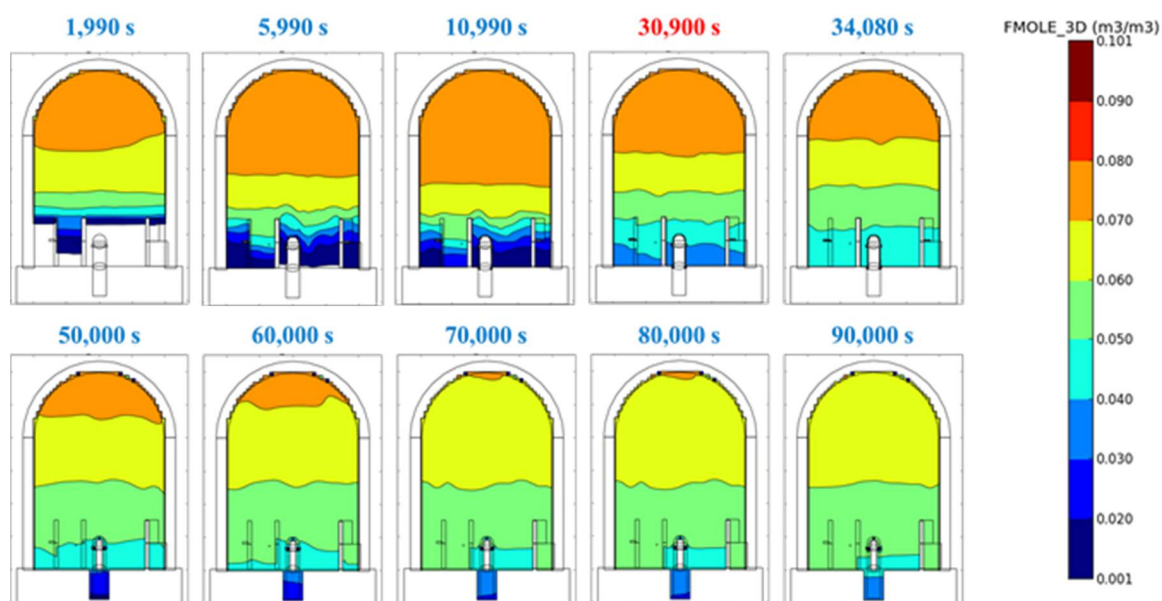
氫氣燃燒或爆炸對圍阻體之影響結果(已安裝 PAR)						
點火時間：50,000秒						
點火位置	H		M		L	
爆炸	最大壓力	氫氣濃度	最大壓力	氫氣濃度	最大壓力	氫氣濃度
評估結果	無法引燃	3.3 %	1.55 barg	7.3 %	無法引燃	4.3 %

4. 以 FLACS 分析技術，建立核三廠圍阻體 FCVS 除氫模式。

(1) 建立核三廠 PWR 圍阻體 FCVS 的 FLACS 電腦模型



(2) FCVS 效能評估結果

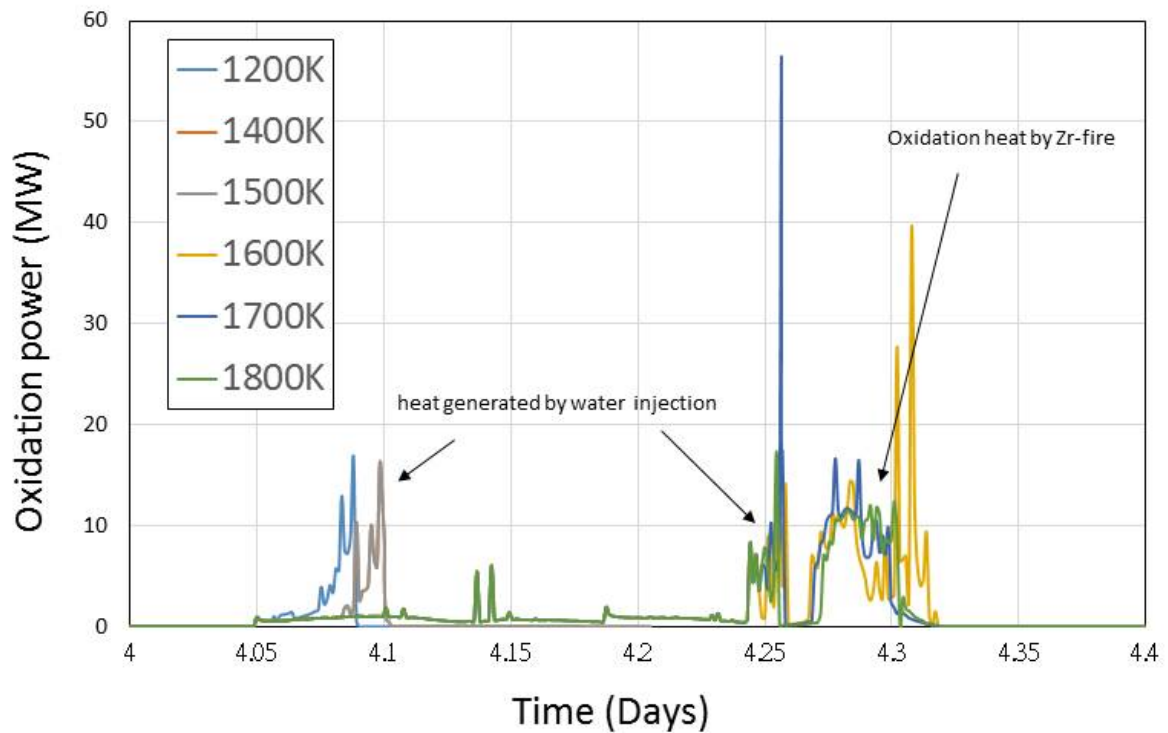


(3) 氫氣燃燒或爆炸對圍阻體之影響評估結果(已安裝 FCVS)

氫氣燃燒或爆炸對圍阻體之影響結果(已安裝FCVS)						
點火時間：50,000秒()						
點火位置	H		M		L	
爆炸	最大壓力	氫氣濃度	最大壓力	氫氣濃度	最大壓力	氫氣濃度
評估結果	1.75 barg	7.2 %	1.75 barg	6.3 %	無法引燃	5.2 %

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. 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，以保事故下程式選用之正確性。



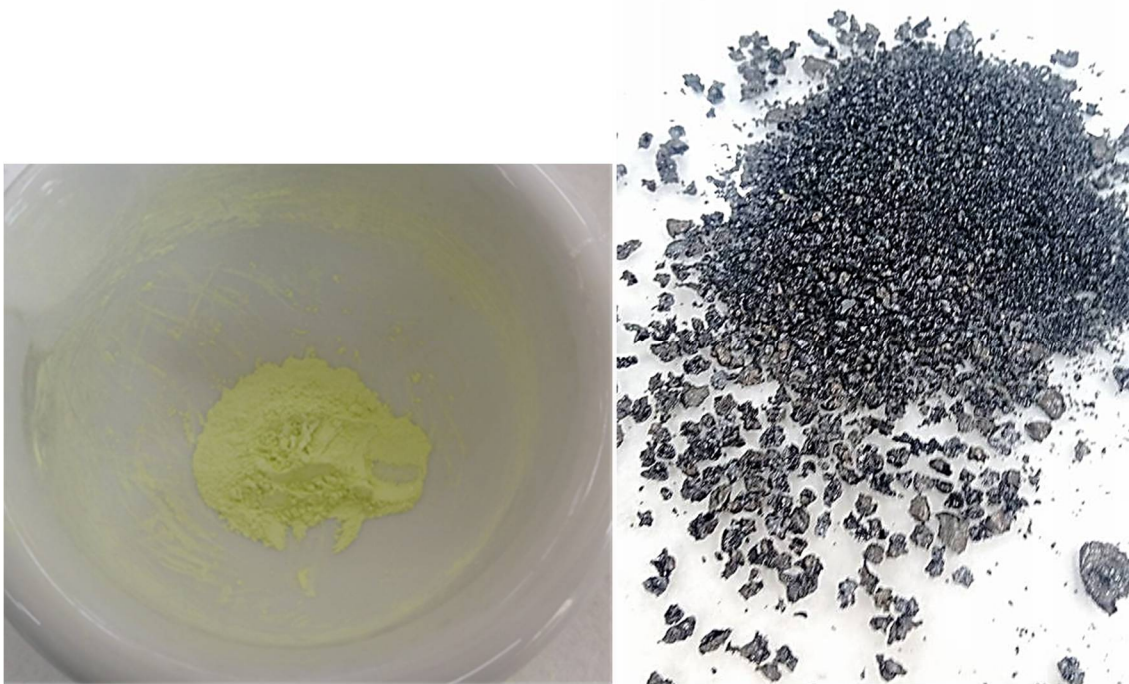
MELCOR 於護套氧化熱之靈敏度分析

5. 各程式分析之比較

程式	計算出之重要時間點	意義	說明
TRACE	3.5 天	水位到達 TAF	
TRACE	4.3 天	護套溫度達 1088.7K 法規限值	
FRAPTRAN	4.2 天	護套因氧化及高溫破損	考量氧化層應力應變後，稍早於 TRACE 計算結果
MELCOR	3.5 天	水位到達 TAF	時間與 TRACE 相同
MELCOR	4 天	護套溫度達 1088.7K 法規限值	因多考慮氧化熱，早於 TRACE
MELCOR	4.2 天	護套溫度達 1500K	1500K 後 200GPM 注水無法阻止鋁合金火災

分項計畫四：核能安全技術研究暨國際合作

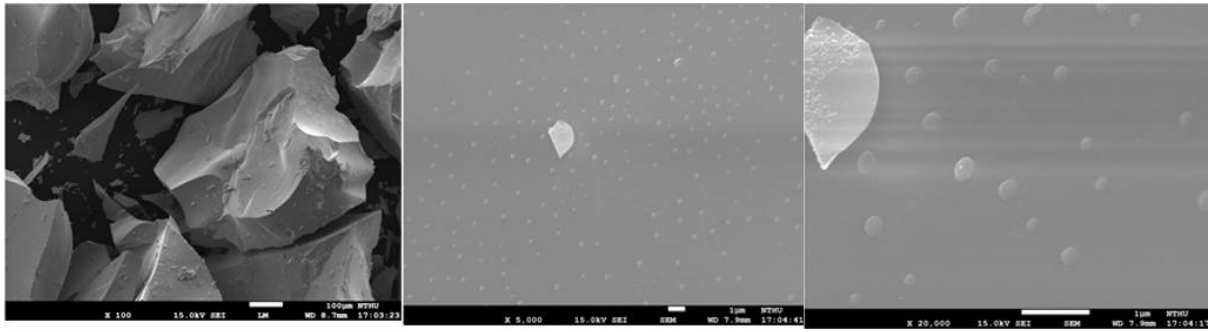
1. 中子物理安全技術研究方面，建立多群中子截面庫處理工具，以及中子與熱水流耦合計算方法，可應用於核能反應器的爐心計算。
2. 對汽泡雙相流流場，建立並驗證介面面積濃度量測探針，增進對於雙相流之研究能力。
3. 在模擬熔融物質落入反應爐底部之殘餘冷卻水的多相流實驗中，參考重要相關文獻所使用的材料，採用模擬材料 27%莫耳分率的三氧化二鉍及 73%莫耳分率的三氧化鎢之混合粉末。此混合粉末的熔點約為攝氏 870 度，在此溫度下兩種材料會產生共晶現象。同時，此熔融物質的黏度、表面張力皆較純金屬物質低，且在測試此物質的淬冷情況，並無發現與不銹鋼金屬或水有明顯化學反應。



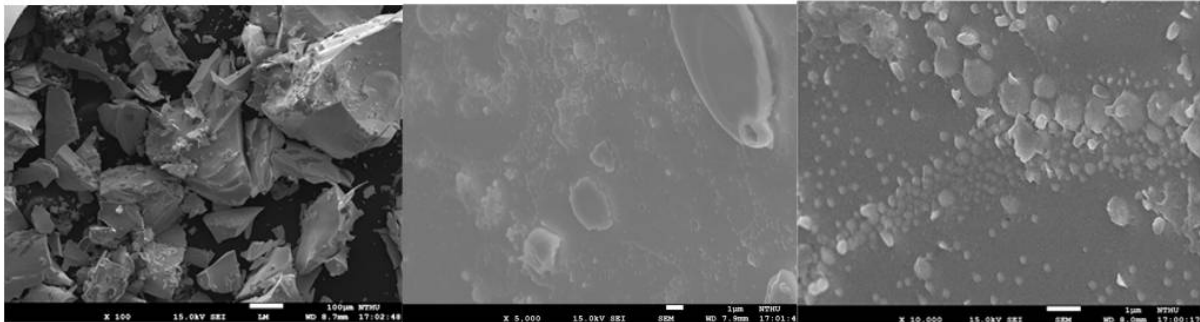
27%莫耳分率的三氧化二鉍及 73%莫耳分率的三氧化鎢的混合粉末以及其淬冷後熔體固化碎片

4. 由場發射電子顯微鏡(SEM)觀察下，以海水為冷卻水的碎片表面極為粗糙，並有不規則不同大小的凸出微粒；以去離子水為冷卻水的碎片表面十分光滑，僅有極少量的凸出微粒。此證明，海水淬冷時，海水與熔體間可能有劇烈的接觸現象，而去離子水中的淬冷則可能因產生完整的蒸氣膜包覆住碎片表面而相對以較緩慢的速度散熱再固化。

DI water

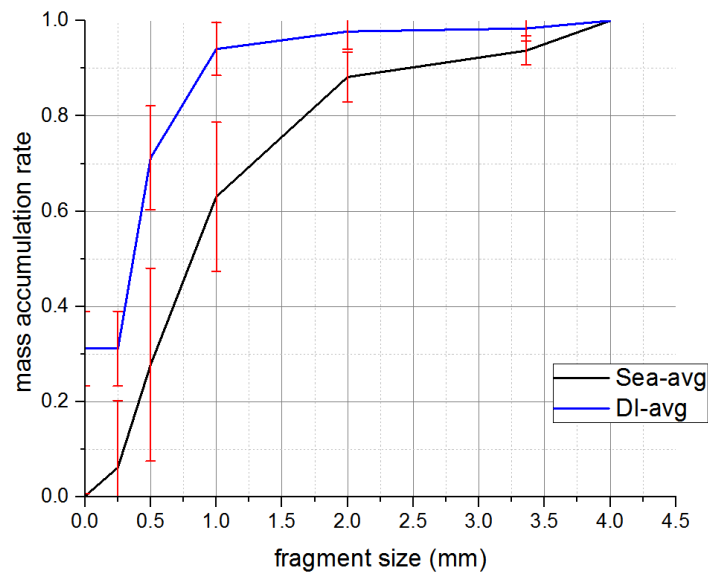


Sea water



熔體於海水與去離子水淬冷後碎片進行場發射電子顯微鏡(SEM)觀察圖

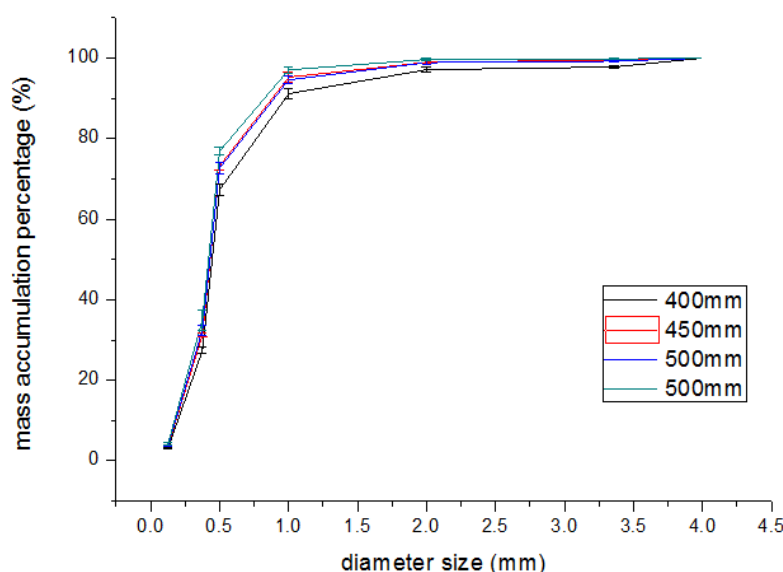
5. 以去離子水及海水做為不同冷卻水的淬冷時的效應，分析顆粒尺寸大小及其各尺寸之質量分率，由此發現以海水為冷卻水時，大顆粒碎片質量比率將會增加。



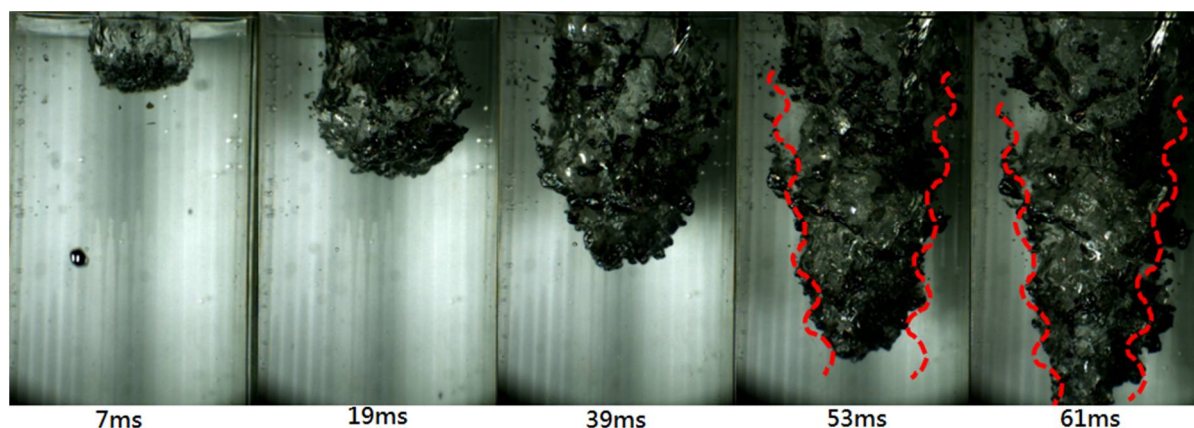
去離子水海水為冷卻水熔體淬冷碎片質量累積分率比較圖

6. 不同落差高度下熔體於去離子水淬冷實驗，發現在低落下高度時，較低的初速入水造成瑞利-泰勒不穩定性，使流柱破碎於尖端；而在高落

下高度時，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，並有較多的小質量碎塊。



不同落差高度下熔體淬冷碎片質量累積率比較圖



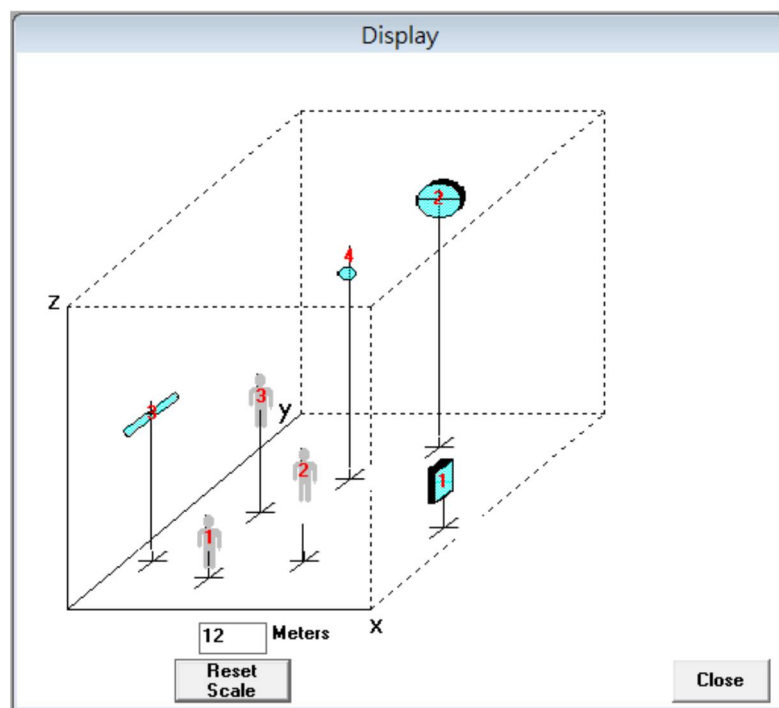
熔體淬冷流柱破碎現象(t=0 代表熔融體接觸水面的時間)

7. 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。

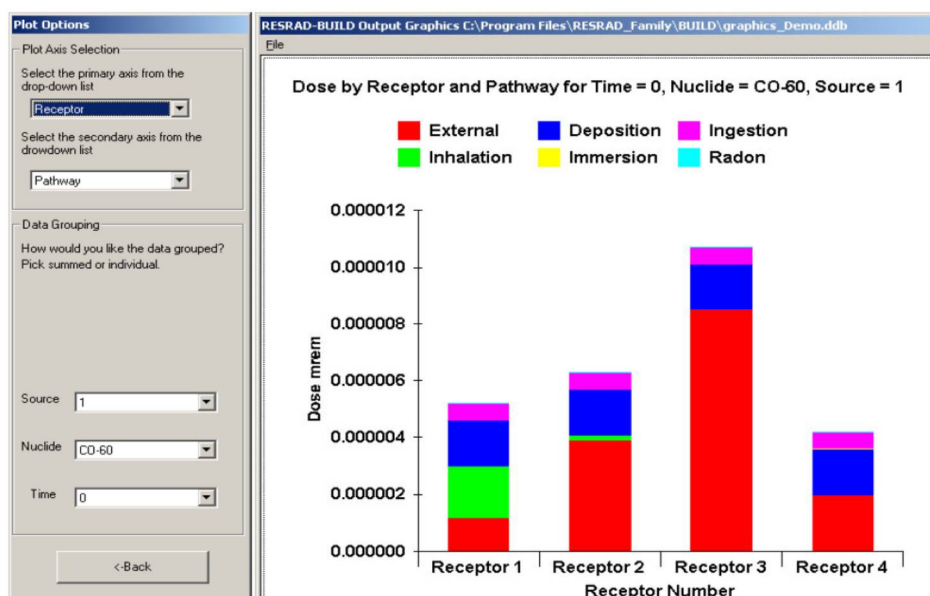
分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究

1. 本計畫研析各國廠址如何使用 RESRAD 程式進行解除管制之分析，而主要探討與廠址除役 DCGL 的推導較為相關的 RESRAD-BUILD、RESRAD-ONSITE 及 RESRAD-OFFSITE 程式。其中 RESRAD-BUILD 程式係針對建物、結構物之輻射釋出；RESRAD-ONSITE 和 RESRAD-OFFSITE 程式則針對土地、土壤之輻射釋出。計畫執行工作

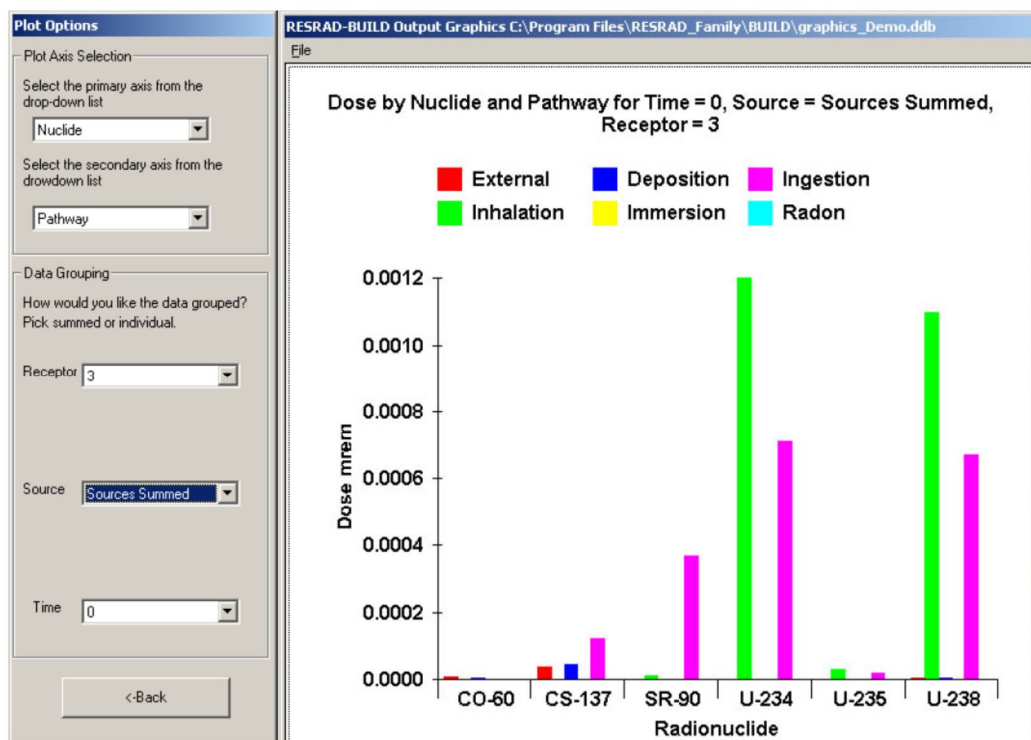
與技術建立主要為國際除役核電廠建物與廠址解除管制及利用 RESRAD 驗證資料、以 RESRAD 模式研析國際除役建物與廠址解除管制之評估方法及驗證作法、建立建物與廠址解除管制評估之審查重點與接受準則。



建築物空間 3D 示意



堆疊直條圖呈現每個受體對於每個途徑和特定射源所吸收輻射劑量圖



群組直條圖呈現受體對於每種放射性核種和途徑之組合所吸收的輻射劑量示意圖

2. 本計畫主要亦針對 MARSSIM 與相關驗證技術進行研究，並對台電除役核一廠初期的三份重要評估報告「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研析與驗證，就各項驗證結果進行歸納與建議。台電撰寫本研究報告所研析驗證之三項評估報告時，因核一廠處於運轉狀態，部分輻射特性調查資料需待完全停機之後才能取得，由於評估報告的內容為除役電廠之初步評估，而 MARSSIM 主要係以最終狀態偵檢(final status surveys, FSS)為考量，部分要求可能不適用於初步的評估報告，但仍可做為未來審查最終狀態偵檢報告的參考。
3. 「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」之第一階段的計畫中，研究參照國際做法提出一個具 MARSSIM 指引相容性的下表層土壤之符合性驗證評估架構，可有效地提升下表層土壤特性調查之成本效益。此外，本研究中也嘗試研析 MARSSIM 指引用於調查下表層污染之實際應用案例，藉此熟知除役廠址之最終狀態調查作業整體的操作方法及流程，包括：廠址整治、釋

放標準推導、調查設計、特性偵測以及符合性驗證評估等，並也藉此獲得許多重要的經驗回饋。在第二階段的計畫中，本研究則針對三層式用水模型進行研析，此模型可清楚地描述核種於下表層土壤中的傳遞機制與數學關係。最後，本研究也使用 RESRAD 程式，實際針對國外參考案例進行下表層污染傳遞至地下水之輻射曝露途徑的計算驗證，藉此瞭解下表層污染傳遞計算模型的建構方法及影響核種傳遞的重要參數。

4. 本計畫之目的為建立起核電廠除役準備及過渡階段之審查技術，作為核能電廠除役管制作業及審查之參考。研究中主要係掌握國際最新除役資訊，並針對美國及德國等已除役核電廠，在除役準備及過渡階段的相關經驗進行整理、研析與歸納，並建議相關除役審核技術及管制重點，以提供管制機關之參考。本計畫成果已整理美國、德國等除役機組較多國家的除役經驗，以及國際原子能總署 IAEA 的除役規範資料，將其除役過渡階段的工作重點、規範事項以及準備策略進行研析，並進行深度整理及比對，並完成技術報告，建議管制單位審查方向，精進除役審查技術。
5. 「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計畫」著重於核電廠除役後廠址環境輻射偵測的部分，意即除役法規或文件中所謂的最終狀態偵檢，此階段為核電廠所有除役行動結束之後，用來評估廠址是否能以無限制使用或原先規劃用途釋出。過去相關研究以及台電除役規劃書中，在廠址釋出的最終狀態偵檢部分皆未有深入探討，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。

	除役前規劃階段 (2015~2017)	停機過渡階段 (2018~2026)	除役拆廠階段 (2026~2038)	最終狀態偵測階段 (2038~2042)	廠址復原階段 (2042~2044)
場地確認	✓				
歷史評估 (HAS)	✓	✓			
範圍偵測 (SS)	✓	✓			
特性偵測 (CS)	✓	✓	✓	✓	
改善措施輔助偵測 (RASS)		✓	✓	✓	
最終狀態偵測(FSS)				✓	✓
平行驗證 (or第三方)		✓	✓	✓	✓
審查重點 (台電繳交資料)	除役計畫書	完整特性偵測報告、 除役規劃與場地準備	用過核燃料移置、 廢棄物管理	建築物拆除、 最終狀態輻射偵測	最終狀態輻射偵測、 土地復原

除役時程與管制規劃

6. 本研究探討室內乾式貯存設施安全管制技術，強化我國用過核燃料乾貯設施安全分析經驗，並累積風險評估、熱流評估與屏蔽分析管制技術，作為管制機關審查台電公司提報室內乾貯設施安全管制技術基礎，以及培育國內用過核燃料貯存管理相關領域人員。

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，並了解輕水式反應器爐心沸騰雙相流遭遇地震之系統狀態與穩定性分析，以確保核能電廠安全運行及國內電力穩定供應，以茲促使國內經濟穩定與成長。
3. 現今「工業 4.0」的時代，工廠或製造智慧化為發展重點之一，運用 e 世代所累積下的大量數據，搭配本研究所發展的相關演算法，可進行產業生產過程中的故障預警與診斷。
4. 計畫順利執行達成預期成效，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

為確保 FCVS 及 PAR 在嚴重事故時能有效降壓及除氫，有必要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，而藉由本研究計畫之成果，有利管制單位掌握國內電廠在特定嚴重事故下的本土評估數據及結果，在審查作業上有助於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

強化核三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 104~106 年內所發展的中子物理計算工具，有利於 107 年度進行具更高安全性的反應器爐心設計工作，並可與各國的新型反應器設計比較。
2. 強化雙相流之分析方法與量測技術上，對於介面面積濃度傳輸方程式的準確性有實質之助益，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及分析方法的發展，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：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究

1. RESRAD 程式為公開且被認為具有公信力的計算程式，本計畫根據此程式中的計算方式及概念，進行各種劑量曝露途徑之分析，並概略地評估各項分析所對應的重要參數，且提供各參數較保守或通用的數值，以利進行除役之核電廠建物與廠址解除管制相關審查與驗證工作時的參考，有效降低除役之人力及物資成本。

2. 台電公司已完成「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」等評估報告，並據以撰寫核一廠除役計畫送審。惟未來永久停止運轉後，仍須進行更精確的詳細調查與評估。為審查驗證現階段各項調查評估之系統流程、執行方式、分析方法及評估結果之正確性與合理性，擬進行本項研究，依據國際泛用的特性調查指引方針，提出管制建議，並供作未來詳細調查與評估結果之審查參考。本研究以第三方公正單位之角度進行研析與驗證，更進一步確保其內容之正確與完善，提升除役工作評估之可靠度及經濟性。
3. 提供適用於下表層土壤之放射性污染特性調查與符合性驗證評估的可行做法，同時並進行相關的 MARSSIM 指引實際應用案例研析；並利用除役廠址放射性劑量評估計算程式來進行下表層土壤污染的傳遞計算與劑量評估，藉此瞭解下表層土壤之污染傳遞計算模型，並進行相關影響因子的計算分析及相關下表層污染的案例驗證，使得下表層土壤之放射性污染的廠址特性調查與符合性驗證評估作業能夠更為完善，以有效維護周邊產業之發展，對穩定經濟有相當之貢獻。
4. 除役期間電廠必須提出有關待拆除設備清單及拆除方法、核燃料及核物料管理、放射性廢棄物的處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能及性能的系統設備清單，以及執行組織等資訊及計畫供管制單位審核，以確保整個除役工作能順利且安全地進行。除役工作需高端產業之技術支援，對於核電除役產業扶植亦有相當程度之貢獻。
5. 台灣之核電廠除役工作時程長達 25 年，在不同階段的管制重點也不一樣，如何在核電廠除役過程，透過廠址環境輻射偵測的規劃與執行，確保完成除役之後能達到廠址原先規劃釋出的目的，至為重要。
6. 蒐集國際間現有室內乾式貯存之廠房與護箱型式，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。有關室內乾貯設施及護箱型式的選擇，是設施經營者的權責，應進行各種方案的技術可行性評估，以擇

定民眾可以接受的技術可行方案。

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. 可提升核電廠之系統安全與操作管理，除了可確保核能電廠安全運轉，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發展。核能本身為乾淨之能源，幾乎零碳排放，核能電廠之穩定安全運轉對環境保護會有直接的貢獻。
3. 事故辨識與舒緩決策系統的發展，降低事故當下運轉員發生誤操作的機率，保障核電廠的運轉安全，可提升社會大眾對於核能工業的信心。
4. 透過 LWR 水化學分析及適用材料的研究，有助於強化電廠運轉時的安全，提升大眾的信心與社會安定。
5. 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

本研究擷取日本 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，對民眾的傷害減低到最小限度，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他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，透過自行發展爐心中子安全分析所需之計算工具，並與國際學者合作，經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，除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。
5. 經本計畫報告初步調查結果，確認國內住宅氬氣無安全之虞，但對於進口石材仍須加以注意。另也透過與日本分析中心的團隊合作，強化國內難測核種分析能力與海洋調查技術，可建立國內輻射背景資訊，作為輻射風險溝通的基準。
6. 為建構原能會「核能安全和資訊透明法草案」及總說明，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；檢討國內核能安全與資訊透明法制化之相關作業及其配套措施，提出建議與整體報告。

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. 依據核種活度量測的數據，利用 RESRAD 程式分析個人所受到的輻射劑量與風險，研究成果將提供給國內核能管制單位做為未來國內除役核電廠廠址解除管制評估之審查與驗證之參考依據，其公信力將有效降低社會大眾對於核電廠除役之疑慮。
2. 利用第三方審查之角色，對於台電已完成之「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」等評估報告進行審查。有助於解除民眾對於核電廠除役工作之疑慮，有效提升除役工作之效率。
3. 核電廠除役廠址之下表層土壤污染之相關研究，利用污染傳遞模式計算結果，搭配廠址特性調查，將有助於除役工作之推展，加速除役工作之進行，降低民眾對於核電廠除役之疑慮。
4. 核電廠除役停機過渡階段是相當重要之時期。按照法規規定，核電廠方面需要在運轉屆滿前 3 年，即擬妥除役規劃書，向核安管制單位提報申請除役審查；另一方面，核管機構則需建立審查能力，藉相關除役研發計畫，進行除役、拆廠過程中關鍵技術之深入瞭解，以強化自身審核能量，因應日後相關工作之需，對於推展核電廠除役工作有相當程度之助益。
5. 參考國外核電廠除役及廠址釋出之經驗，本計畫完成除役核電廠進行相關經驗探討，包含輻射偵測設計、偵檢方法及使用儀器...等，皆可依據 MARSSIM 的精神與程序進行最終狀態偵檢，最後也確實能達成廠址外釋的目標，對於除役廠址之再利用，提升土地資源利用及環境保護，有相當之貢獻。

6. 室內貯存型式具有較佳景觀隱密性、較高民眾接受度等特點，惟建設成本也較高。室內貯存設施及護箱設計均必須符合安全要求，有關室內乾貯設施及護箱型式的選擇，是台電公司權責，應進行各種方案的技術可行性評估，以擇定民眾可以接受的技術可行方案。

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. 本研究培育核子工程相關專業人才，本計畫共培育了博士生 2 名及碩士生 13 名，其中一位學生畢業後將進入台電核安部門服務。透過本計畫的人才培育，可彌補嚴重的核安專業人員斷層現象。
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。
5. 核子工程相關學生參加 2017 美洲核能學會年度會議，並發表其研究結果，於人才培育，國際交流皆有良好效益。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

本研究進行期間與核電廠相關人員討論，確認核三廠已規劃安裝此二項設備，藉由本計畫的研究成果，可促進瞭解此類除氫設備在嚴重事故時的效用，在圍阻體上方安裝 10 台以上的 PAR，可有效減緩圍阻體上方氫氣濃度；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

本研究共培育 3 位博士生以及 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。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、博士生與專任助理參與，並於 M&C2017 國際研討會發表壁報論文，為國內核能產業培養優秀人力及專業研究人才，並展現台灣在核能領域的研究能力。
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，並參加 2017 美洲核能學會年度會議，發表其研究結果。於人才培育，國際交流皆有良好效益。
3. 在高溫熔融物質淬冷研究方面，培養共計 1 位博士生，4 位碩士生。其中一位碩士生黃子振畢業後加入台電公司參與核能相關工作；另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，之後並攻讀博士學位。
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，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:The Minerals, Metals & Materials Society (TMS)，2016 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。
5. 公益財團法人日本分析中心 (Japan Chemical Analysis Center, JCAC) 成立於 1974 年，實驗室設備與分析技術水準皆屬一流，國際聲望頗高。日本福島事件後，為主要的環境監測單位。輻射偵測中心職掌全國環境輻射偵測及放射性分析，業務屬性與 JCAC 相似，每年除持續進行環境試樣放射性分析之比較實驗外，並加強雙方技術與人員交流及資料交換，藉由此項技術交流對本中心放射性分析及輻射偵測技術的精

進，有實質助益。

6. 在核能資訊透明方面，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。

分項計畫五：核電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究

本研究計畫有助未來管制單位對於核電廠除役管制審查工作之進行，審查技術之精進與提升。計畫執行過程亦培養多位核電廠除役專才，藉由計畫執行，累積更多與核電廠除役作業相關的專業知識與實務經驗，培養除役專家團隊的知識廣度與深度。計畫人員均參與台灣與美國 NRC 及日本管制單位共同舉辦之除役技術精進研討會，吸收國外核電廠除役經驗，更加強化人員培養及管制單位進行除役計畫之審查與管制工作。

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

1. 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。
2. 本計畫已陸續完成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；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；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。在未來 107 年度研究規劃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。

3. 104 至 106 年計畫期間，除了嘗試多種不同特徵萃取器與分類器，也建置感測器偵選法則，促使系統辨識率進一步提升至 98.48%，相較於 105 年度的成果進步了約 10% 的辨識率。失能感測器偵檢演算法的發展是 106 年計畫的一大重點，本研究所發展之演算法已能 100% 成功偵檢到失能感測器，並深入探討失能感測器對肇始事件辨識的影響，使得肇始事件辨識研究更加全面。
4. 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。材料測試部分則是進行中溫 200 及 250°C 下加氫對於 316L SS 材料腐蝕實驗，了解啟動過程加氫對於 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。
5. 104 年建立 T 型管之單相流實驗環路，以不同冷熱水進行混和，並以實驗觀點來探討熱流、紊流等混和特性。105-106 年度計畫將改建原先 T 型管之單相流實驗環路，修改為 T 型管之雙相流實驗環路，進行 T 型管雙相氣泡流相關實驗與優質數據擷取，包含流體之流速與空泡分率數據，以研究 T 型管內雙相流體流動特性與氣水分離特性，並建立 CFD 雙相流模式進行實驗模擬與驗證分析。而如前所述，電廠在發生 PTS 情況的事故(LOCA 等)中，冷端補水可能會分層流情況。此時，若冷端或 downcomer 發生 CCFL 現象，會造成 PTS 分析所需熱水流特性變成不穩定與過於複雜，可能使部分冷卻水無法順利流入爐心。因此，107 年起則是以分層流(Stratified Flow)進行反向極限流限制之研究，以完善 PTS 評估所需不同流況下的熱水流特性。

分項計畫二：核電廠圍阻體嚴重事故安全分析

1. 本年度應用 MELCOR 程式針對核三廠 PWR 圍阻體發生大破口喪失冷卻水事故(LBLOCA)情況下，評估其在類福島嚴重事故後，爐心熔毀所產生之氫氣量及產氫率，並結合下端程式 FLACS，完成核三廠 PWR 圍阻體內之氫氣遷移分析，此外，亦評估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。
2. 為提供核能管制單位對核三廠 PWR 圍阻體在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，可藉由後續的研究計畫，採用不同的評估工具組合，作更深入之瞭解，提供核能管制單位及電廠更完整之參考。

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

1. 「中子物理安全技術」

為了建立準確的多群中子截面資料庫，透過 MCNP 與 NJOY 之間的連結發現中子截面庫數據的複雜性，因此對於產生實際燃料的均質化多群中子截面庫數據需更多測試。而對於中子物理與熱水流的耦合計算，則需要修改目前的簡化熱傳模型，使其能計算各燃料節點的溫度分布。

透過以上的程式精進後，將實際應用於具先天安全性的高溫氣冷式反應器設計，使其爐心內功率分布較為平緩，且改善目前文獻中的燃料溫度。

2. 「熱流實驗環路測試與安全分析」

在核能安全相關熱水流現象，雙相沸騰熱傳是扮演著相當重要的移熱與救援的角色。由於雙相沸騰熱傳特性蘊藏著複雜的物理現象，包含

汽水相變化、兩相間的交互傳遞現象、紊流擾動以及汽液介面變化等，增加了解雙相流沸騰的困難性。因此，本研究利用自行組建雙相沸騰基礎實驗，完成實驗模組規劃、設計製作、運轉及擷取實驗數據與觀察，研究雙相沸騰基礎熱水流特性，增加對雙相移熱之了解。因此，本研究之實驗量測與觀察之成果可以增進對雙相流流場結構的了解，並彌補 CFD 雙相流模式建立之不足，進而探討改良理論模式之可行性。所改善之 CFD 雙相沸騰模式，將可更廣泛且有效地應用於核能安全分析上，進而提供電廠人員與核管單位相當之助益。未來可以於環形管實驗與 CFD 雙相模式之基礎上，進行加熱之沸騰實驗，並藉由實驗量測數據與觀察，校驗並修改本子計畫發展之 CFD 沸騰模式。

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。

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。然而，對於不同配方的高熵合金具有截然不同的性質，且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，尚須找出適當的技術，以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. 「熔融物質於外部有冷卻之淬冷槽淬冷模擬研究」

本研究探討以模擬爐心熔融燃料物質之高溫熔體落於冷卻水(去離子水或海水)時的淬冷現象，以高速攝影機記錄淬冷的多相流現象，分析熔體破碎凝固的顆粒尺寸，再以場發射電子顯微鏡分析顆粒的表面，了解其破碎凝固時可能的機制。實驗的結果以去離子水及海水做為不同冷卻水的淬冷時的效應，分析顆粒尺寸大小及其各尺寸之質量分率，由此發現以海水為冷卻水時，大顆粒碎片質量比率將會增加，此效應未來將再持續深入探討其原因。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。由於水位深度與落差高度對於反應爐內熔融體之淬冷具有重要的影響，但研究仍未完整，未來宜再深入探討，並比較高溫熔體於去離子水與海水時淬冷的多相流現象。

5. 台灣地區住宅氬氣活度量測與劑量評估先期調查研究計畫發現氬氣調查結果相較於 25 年前增加了 88%，成因推估是空調與氣密窗的普及造成室內通風較過去差所導致。雖然評估結果無輻射安全危害之虞，但隨著科技的進步，建材種類不斷變化、民眾飲食習慣也有改變、輻射醫療診斷與治療日愈普遍，貿易往來密集、民眾搭機的頻次也逐年上升，重新評估國民輻射劑量是有其必要性的。透過國民輻射劑量的評估與分析，除可與國際間其他機構的研究數據比對外，提出的輻射防護改善方案，

更可以強化輻射作業與監測技術，進而維護民眾的輻射安全。

6. 在法制上以重新檢視原能會資訊公開作業要點，並建議關於核能資訊公開之事務，我國以採取如法國制定專法之模式為宜，建議將要點第 5 點第 1 款建議修改為：「涉及經依法核定為國家機密，或其他法律、經特別授權所訂定之法規命令規定不得公開者。」；要點第 5 點第 2 款建議修改為：「涉及個人、法人或團體營業秘密或經營事業有關，且對公益無必要性之資訊。」；要點第 5 點第 3 款建議修改為：「涉及個人隱私，且對公益無必要性之資訊」；另外，要點第 6 點：「民眾向本會申請公開之資訊，若涉及特定個人、法人或團體之權益，除法令另有規定外，應先以書面通知該特定個人、法人或團體於十日內表示意見。」以及第 7 點：「依前點提出意見之個人、法人或團體應先自行明確的標示出該項文件或資訊中需要限制公開的部分，並敘明理由。」似對第三人課予過重的說明義務。
7. 另外，目前原能會在未來的行政院組織改造未定，但倘能透過專法之制定，仿造法國法制，將核能資訊公開事務執行的主導機關設定為地方級的核能資訊公開委員會，而原能會則成為監督核能資訊公開事務有無依據法規進行之單純的管制機關時，將可讓法律關係單純化。避免與政府資訊公開法之修正產生扞格之處。

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. 本研究團隊探討美國 RESRAD-BUILD 核電廠除役輻射影響評估模式，但 RESRAD-BUILD 程式建立模型之射源設計數量上限為 10 個，將進而導致建築材料之鑽心取樣數量和非均勻混合設計數量之加總額上限為 10 個，如何適當地運用 10 個射源數量在不失去擬真度的情況下設計模型，是未來的研究重點之一，期盼藉後續研究消除 10 個射源數量之程式設計限制，以達成高擬真度和最佳化模擬結果。
2. 本計畫站在第三方角色進行審查台電已完成之「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」相關報告。研究成果已提出

多項審查建議，未來將更深入探討及找尋相關領域專家會商審查，提出更多有建設性之意見。

3. 下表層土壤污染之研究中探討污染源之傳遞模式，未來將蒐集更多相關文獻，針對下表層土壤、地下水、大氣...等污染物傳遞路徑進行更深入之研究。
4. 核電廠除役停機過渡階段是除役工作相當重要的環節，除役期間電廠所提出有關待拆除設備清單及拆除方法、核燃料及核物料管理、放射性廢棄物的處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能及性能的系統設備清單，以及執行組織等資訊及計畫皆需管制單位嚴密之審查。因此，參考國外除役經驗及深入進行核電廠廠址特性調查，與國外管制單位交流審查經驗及加強化審查之技術工作將是必要的。
5. 針對除役廠址釋出審查技術方面，未來可再參考更多國外其他除役電廠之經驗，加強除役廠址釋出之審查技術與精進。
6. 蒐集國際間現有室內乾式貯存之廠房與護箱型式，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。室內貯存型式具有較佳景觀隱密性、較高民眾接受度等特點，惟建設成本也較高。室內貯存設施及護箱設計均必須符合安全要求，有關室內乾貯設施及護箱型式的選擇，是台電公司權責，應進行各種方案的技術可行性評估，以擇定民眾可以接受的技術可行方案。

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	論文出處	科研 設施 用戶 發表 論文	備 註
The Study of Ultimate Response Guideline of Kuosheng BWR/6 Nuclear Power Plant Using TRACE and SNAP	J. R. Wang, J. H. Yang, Y. Chiang, H. C. Chen, C. Shih, S. W. Chen, S. C. Chiang, T. Y. Yu	2017	D	EI	International Journal of Chemical, Molecular, Nuclear, Materials and Metallurgical Engineering	N	
Analysis of A Postulated ELAP Event in Maanshan NPP Using TRACE Code	Chun-Fu Huang, Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih	2017	F		TopSafe2017	N	
Analysis of postulated ELAP event and mitigation capability of URG in Maanshan NPP using TRACE code	Chun-Fu Huang, Wei-Yuan CHENG, Jung- Hua YANG, Jong-Rong WANG, Shao- Wen CHEN, Chunkuan SHIH	2017	E		CSME	N	
Kernel PCA based feature reduction for NPP initiating event identification	Ting-Han Lin, Shun-Chi Wu, and Hwai-Pwu Chou	2017	F		2017ANS Winter Meeting, Washington, DC, USA (Oct 29-Nov 2, 2017)	N	
The Resonance Effect of External Vertical Vibration on a Nuclear-coupled Boiling Channel System with Forced Flows	Y. G. Lin, J. D. Lee*, S. W. Chen and J. J. Peir	2017	F		The 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 25)	N	
Experimental investigation of low-flow rate two-phase flow under vertical vibration	M.L. Chai, Y.H. Chang, Y.S. Cheng, H.J. Lin, S.W. Chen, J.D. Lee, J.R. Wang C. Shih	2017	F		17th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-17)	N	
A methodology to investigate the effect of vertical seismic acceleration on the qualitative dynamic behaviors of a natural circulation loop with	J. D. Lee*, Y. G. Lin, S. W. Chen and C. Pan	2018	D	SCI	Annals of Nuclear Energy	N	

parallel nuclear-coupled boiling channels							
The Transient Analysis of Two-Phase Flow in a Parallel Rectangular Channel under Vibration Conditions	Yu-Hsien Chang, Shao-Wen Chen, Min-Lun Chai, Hsiao-Jou Lin, Jin-Der Lee, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih	2017	F		14th International Conference on Flow Dynamics	N	
Multivariate algorithms for initiating event detection and identification in nuclear power plants	Shun-Chi Wu, Kuang-You Chen, Ting-Han Lin, Hwai-Pwu Chou	2018	D	SCI	Annals of Nuclear Energy	N	
Stress corrosion cracking of 316L in simulated BWRs water chemistry environments under start-up conditions	C.H. Ho, T.K. Yeh and M. Y. Wang	2017	F		International Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking (ICG-EAC) Annual Meeting	N	
316L、304L SS 在模擬 BWR 起爐水環境下對於 SCC 敏感性之研究	何泉漢、葉宗洸、王美雅、吳盈智	2017	E		106 年度防蝕工程年會	N	
Experimentally investigating the thermal mixing and thermal stripping characteristics in a T-junction	G.Y. Chuang, Y.M. Ferng	2017	D	SCI	Applied Thermal Engineering	N	
The Separation of Two-Phase Flow Through a Vertical T-junction	Jiun-Ren Wang, Chung-Yen Hsu, Yuh-Ming Ferng	2017	F		2017 American Nuclear Society Annual Meeting	N	
Flow Characteristics of Intermediate Heat Exchanger with CFD Methodology on Nuclear Safety Application	Tseng, P. C., YU, J. Y., ZHANG, X. L., Ferng, Y. M., Hsu, C. Y., & Lai, K. W.	2017	F		2017 American Nuclear Society Annual Meeting	N	
Code Crosswalk of Fukushima-like Simulations for Chinshan BWR/4 NPP Using MELCOR2.1/SNAP, TRACE/SNAP, PCTRAN and MAAP5.03”	Yu Chiang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Ting-Yi Wang, Hsiung-Chih Chen, Wen-Sheng Hsu, Show-Chyuan Chiang and Chunkuan Shih	2017	D	SCI	Nuclear Engineering and Design, 355 (2017), p.12-24	N	

Using HABIT to Establish the Chemicals Analysis Methodology for Maanshan Nuclear Power Plant	J. R. Wang, S. W. Chen, Y. Chiang, W. S. Hsu, J. H. Yang, Y. S. Tseng, C. Shih	2017	F		ICENE-2017/ Venice	N	
Using HABIT to Estimate the Concentration of CO ₂ and H ₂ SO ₄ for Kuosheng Nuclear Power Plant	Y. Chiang, W. Y. Li, J. R. Wang, S. W. Chen, W. S. Hsu, J. H. Yang, Y. S. Tseng, C. Shih	2017	F		ICNQE-2017/ Tokyo	N	
Fire Risk Assessment of the Main Control Room in a Nuclear Power Plant	W. S. Hsu, Y. C. Chung, Y. H. Chu, and I. C. Lee	2017	F		NURETH-17/ Xi'an	N	
MELCOR2.1/SNAP 程式於馬鞍山電廠全黑事故之氫氣行為評估及動畫設計	蔣宇、王仲容、陳紹文、施純寬	2017	F		中國機械工程學會第三十四屆全國學術研討會	N	
The study of the mitigation strategy of Lungmen ABWR nuclear power plant using RELAP5 and FRAPTRAN with the interface SNAP	Wan-Yun Li, Jong-Rong Wang, Wen-Shu Huang, Shao-Wen Chen, Chunkuan Shih, Show-Chyuan Chiang, Tzu-Yao Yu	2018	D	SCI	Annals of Nuclear Energy, 112, 655–665	N	
The Mitigation Strategy Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool Using MELCOR2.1/SNAP	Y. Chiang, J. R. Wang, J. H. Yang, Y. S. Tseng, C. Shih, S. W. Chen	2017	D	EI	International Journal of Chemical, Molecular, Nuclear, Materials and Metallurgical Engineering, Vol.11, No.4	N	
The Analysis of KUOSHENG Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool by Using FRAPTRAN-2.0	Wan-Yun Li, Yu Chiang, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Shao-Wen Chen and Chunkuan Shih	2017	F		ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan	N	
The Mitigation Strategy Analysis of Maanshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool Using TRACE/FRAPTRAN/SNAP	Y. Chiang, W. Y. Li, J. H. Yang, S. W. Chen, R. J. Sheu, J. R. Wang, C. Shih	2017	F		12th SDEWES Conference 2017, Dubrovnik, Croatia	N	
Hybrid Nodal Greens Function Method with SP3 for Pin-by-pin Calculation	Tzung-Yi Lin and Yen-Wan Hsueh Liu	2017	F		M&C 2017 - International Conference on Mathematics &	N	

					Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering		
Observing investigation of boiling characteristics around CHF for the downward facing heating surface	T.J. Chuang, J.W. Chen, Y.M. Ferng	2017	D	SCI	Applied Thermal Engineering,	N	
Processing Methodology for Double Sensor Probe in a Bubbly Flow	Chung-Yen Hsu, Jiun-Ren Wang , Tien-Juei Chuang , Yuh-Ming Ferng	2017	F		2017 American Nuclear Society Annual Meeting	N	
Effect of water vapor on the cyclic oxidation behavior of welded Incoloy 800H alloy	F.P.Cheng, W.Kai	2017	F		15th International Union of Materials Research Societies -International Conference on Advanced Material	N	
Atomic Configuration of Point Defect Clusters in Ion-Irradiated Silicon Carbide	Ji-Jung Kai	2017	F		18th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-18)	N	
Effect of water vapor on the oxidation behavior of 304L and 800H alloys in high-pure He atmospheres at 950°C	F.P.Cheng, W.Kai	2017	F		20th International Corrosion Congress	N	
Comparison of Oxidation Behavior of CrN _x -coated and Bare Zircaloy-4 Cladding Material under Different Oxidative Atmospheres at 850°C	Cheng-Wei Shen , Kai-Ping Chang, Fan-yi Ouyang*	投稿中	D	SCI	Journal of Nuclear Materials	N	
Atomic Configuration of Point Defect Clusters in Ion-Irradiated Silicon Carbide	Y.R. Lin, L.G. Chen, C.Y. Hsieh, M.T. Chang, K.Y. Fung, A. Hu, S.C. Lo, F.R. Chen, J.J. Kai,	2017	D	SCI	Scientific Reports	N	
A one-dimensional mechanistic model considering transition boiling effect for dispersed	Y. J. Wang and Chin Pan	2017	D	SCI	Nuclear Engineering and Design	N	

flow film boiling							
Steady-state Pool Boiling in Sea Water	T.-C. Huang and Chin Pan	2017	F		ANS 2017 Annual Meeting	N	
Indoor Radon Dose Reassessment of Taiwanese Dwellings	CC Liu, CJ Chen, PH LIN, MC Horng, MT Hsu	投稿中	F				
The Analysis and Study of CFD and FRAPTRAN for High Burnup Fuels in INER-HPS Dry Storage System	Yu-Ting Ku, Jong-Rong Wang, Wan-Yun Li, Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, and Yuh-Ming Ferng	投稿中	C		Nuclear Engineering and Design		
The Study and Analysis for damaged Fuels in INER-HPS Dry Storage System by using CFD and FRAPTRAN	Yu-Ting Ku, Jong-Rong Wang, Wan-Yun Li, Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, and Yuh-Ming Ferng	投稿中	C		Nuclear Engineering and Design		

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. 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	合作模式	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	A	A	N	N	N	N	
熱水力與核能安全研究團隊	A	A	N	N	N	N	
事故分類及舒緩決策輔助系統研究團隊	A	A	N	N	N	N	

核電廠水化學暨材料腐蝕研究團隊	A	A	N	N	N	N	
CFD 模式與應用研究團隊	A	A	N	N	N	N	
圍阻體內氫氣擴散模式研究團隊	B	A	N	N	N	N	
圍阻體內氫氣爆炸 FLACS 模式研究團隊	B	A	N	N	N	N	
燃料池安全與嚴重事故分析團隊	B	A	N	N	N	N	
中子物理安全技術研究團隊	A	A	N	N	N	N	
CFD 雙相沸騰熱傳先進模式研究團隊	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	B	A	N	N	N	N	
熔融物質淬冷模擬研究團隊	A	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. 性質：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。
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	備註
葉璟賢	B	A	清華大學	核三廠 RELAP 建模與模擬分析
黃俊富	B	A	清華大學	核三廠 RELAP 建模與模擬分析
陳建廷	B	A	清華大學	核三廠 RELAP 建模與模擬分析
林郁格	B	A	清華大學	模擬分析
張祐銜	B	A	清華大學	實驗設計
林廷翰	A	A	清華大學	感測器偵選法則之建置

陳光佑	B	A	清華大學	失能感測器偵檢演算法之建置
彭修成	B	A	清華大學	感測器偵選法則及失能感測器偵檢演算法之相關文獻研讀與探討
李威儒	B	A	清華大學	協助計畫進行與蒐集計畫所需相關文獻
何泉漢	B	A	清華大學	執行 SSRT 實驗
莊凡誼	B	A	清華大學	執行水化學分析
蕭佑陸	B	A	清華大學	執行表面分析
王俊仁	B	A	清華大學	反應爐槽之壓熱震實驗之進行
熊瑋茜	B	A	清華大學	反應爐槽之壓熱震模擬之進行
黃品鈞	A	A	清華大學	反應爐槽之壓熱震之應力分析
李宛芸	A	A	清華大學	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	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	嚴重事故分組研究之相關工作及 TRACE 程式分析
張仲翔	B	A	清華大學	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
林鈺博	B	A	清華大學	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
戴承楷	B	A	清華大學	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
林宗逸	A	A	清華大學	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

曾颯淇	B	A	清華大學	執行 T 型管環路系統之運轉與實驗
徐仲彥	B	A	清華大學	執行 T 型管環路系統之運轉與實驗 數據分析
張永漢	B	A	清華大學	協助執行 T 型管系統之架設、實驗與 數據蒐集
黃正太	B	A	清華大學	協助執行 T 型管實驗數據處理與分 析比對
莊天睿	A	A	清華大學	協助執行 T 型管實驗數據處理與分 析比對
張凱評	B	A	清華大學	研究在不同氧化氣氛下，鈾-4 燃料護 套與薄膜的氧化與破壞機制
沈政緯	B	A	清華大學	研究在不同氧化氣氛下，鈾-4 燃料護 套與薄膜的氧化與破壞機制
王建傑	B	A	清華大學	研究在不同氧化氣氛下，鈾-4 燃料護 套與薄膜的氧化與破壞機制
鄭福本	A	A	臺灣海洋大學	探討四種不同鎳基合金之異種銲接 試片於 950℃ 在高純度氬氣及水氣 探討熱影響區顯微結構變化對氧化 之影響
陳偉昇	A	A	臺灣海洋大學	燃料護套評估研究
蔡佳蓉	B	A	清華大學	燃料護套評估研究
何明析	A	A	清華大學	熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究
張宇祐	B	A	清華大學	熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究
黃子振	B	A	清華大學	熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究
王予柔	B	A	清華大學	燃料棒熔毀前的後乾化熱流分析/美 國麻省理工學院核工所博士班
林彥谷	B	A	清華大學	熔融物質於冷卻水之淬冷模擬研究
劉彥呈	B	A	清華大學	核電廠除役安全審查技術之研究
劉文修	B	A	清華大學	核電廠除役安全審查技術之研究

蔡文旗	A	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
黃俊愷	A	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
賴柏辰	A	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
何愛鈴	A	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
朱璟豪	B	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
李郁萱	B	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
王振安	B	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
楊靜茹	B	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
陳岳泰	B	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
饒育綸	B	A	交通大學	核電廠室內乾貯研究
王盈之	B	A	交通大學	核電廠室內乾貯研究
許嘉恩	B	A	清華大學	核電廠室內乾貯研究
黃子軒	C	A	交通大學	核電廠室內乾貯研究
曾冠穎	C	A	交通大學	核電廠室內乾貯研究
賴柏宏	C	A	交通大學	核電廠室內乾貯研究

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。

【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
核能技術及安全分析之 強化研究	潘欽、葉宗洸、施純寬、許 文勝、白寶實、周源卿、梁 正宏、吳順吉、周懷樸、盧 志文、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、何三平	2017	清華大學	C	
核能電廠除役作業安全 審查技術研究	裴晉哲、白寶實、趙得勝、 蔣安忠、劉鴻鳴、劉千田	2017	清華大學	C	
研修資訊公開法制及相 關配套措施之研究	張惠東	2017	臺北大學	C	
用過核燃料乾式貯存 設施風險比較之研析	王仲容、楊融華、何愛鈴	2017	清華大學	D	
除役核電廠用過核燃 料室內乾式貯存之結 構及密封管制技術研 析	葉宗洸、黃爾文、王美雅、 陳岳泰、李郁萱、王盈之	2017	清華大學	D	
除役核電廠用過核燃 料室內乾式貯存之熱 傳管制技術研析	施純寬、錢景常、曾永信	2017	清華大學	D	
除役核電場用過核燃 料室內乾式貯存之輻 射屏蔽管制技術研析	許榮鈞、江祥輝、賴柏辰	2017	清華大學	D	
除役核電廠破損用過 核燃料處理貯存管制 之國際資訊研析	梁正宏、陳瑋	2017	清華大學	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
2017 核能電廠除役與驗證技術專家會議	A	2017/10/26	2017/10/26	清華大學	
輻防繼續教育：國際核能電廠的除役與現行狀況	A	2017/11/30	2017/11/30	清華大學	
106 年除役訓練	A	2017/12/27	2017/12/28	核能科技協進會	
核能電廠除役階段輻射防護及財團法人中華民國輻射防護協會 國外電廠除役先期準備作業資料研析	A	2017/12/08	2018/01/17	財團法人中華民國輻射防護協會	
研修資訊公開法制及相關配套措施座談會	A	2017/06/27	2017/06/27	臺北大學/原能會	

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	備註
第一季查訪技術研討會	A	A	2017/03/14	2017/03/14	原能會	
第二季查訪技術研討會	A	A	2017/06/28	2017/06/28	原能會	
第三季查訪技術研討會	A	A	2017/09/25	2017/09/25	原能會	
期末查訪技術研討會	A	A	2017/12/14	2017/12/14	原能會	
2017 Workshop on Advances in Reactor Physics	A	A	2017/12/19	2017/12/19	清華大學	

註：

1. 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。

2. 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	是否獲獎	備註
2017 American Nuclear Society Annual Meeting	A	B	2017/6/11	2017/6/15	American Nuclear Society	N	
2017 ANS Winter Meeting	A	B	2017/10/29	2017/11/2	American Nuclear Society	N	
The 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 25)	A	B	2017/6/22	2017/6/26	The American Society of Mechanical Engineers	N	
TopSafe2017	A	B	2017/2/12	2017/2/16	IAEA	N	
International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-17)	A	B	2017/9/3	2017/9/8	American Nuclear Society	N	
International Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking (ICG-EAC)	A	B	2017/5/7	2017/5/12	Union of International Associations	N	
ICENE 2017: 19th International Conference on Electrical and Nuclear Engineering	A	B	2017/6/21	2017/6/22	World Academy of Science, Engineering and Technology	N	
ICNQE 2017: 19th International Conference on Nuclear and Quantum Engineering	A	B	2017/11/13	2017/11/14	World Academy of Science, Engineering and Technology	N	
2017 International	A	B	2017/4/24	2017/4/28	ICAPP 2017	N	

Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP)							
12th SDEWES conference	A	B	2017/10/4	2017/10/8	SDEWES 2017	N	
Hybrid Nodal Greens Function Method with SP3 for Pin-by-pin Calculation	A	B	2017/4/16	2017/4/20	M&C 2017	N	
15th International Conference on Advanced Material (IUMRS-ICAM2017)	A	B	2017/8/27	2017/9/1	International Union of Materials Research Societies	N	
18th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-18)	A	B	2017/11/5	2017/11/10	ICFRM-18	N	
20th International Corrosion Congress	A	B	2017/9/3	2017/9/7	International Corrosion Council	N	

註：

1. 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。
2. 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。
3. 屬性：A 國內技術活動、B 國際技術活動。
4. 是否獲獎：Y 是、N 否。