

105 年度政府科技發展計畫 績效報告書

計畫名稱：核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置
技術研發(2/4)

執行期間：

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

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

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：核能研究所

中華民國 106 年 3 月 日

【105 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】

計畫名稱：核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發

績效自評審查委員：王泰典、謝榮春、邱志宏、李中新

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： <u>8</u>) 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	本年度重要成果說明詳盡，執行結果達成原訂目標，並參考本計畫發展綱要書審查建議，適度調整因應。計畫執行順利，無遭遇困難情事。	謝謝委員肯定與支持。
1-2	因部分物件沾附致局部工作無法如期進行部分，因應得宜。本年度 TRR 池水減量處理符合安全需求。	謝謝委員肯定，未來會在作業人員安全及輻射防護原則下完成燃料池除役作業。
1-3	本計畫之成效與未來自主核設施除役目標一致。	謝謝委員肯定與支持。
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	經常門業務費與資本支出因應實際執行需求調整，整體經費運用妥適。經費支用率 99.89%，支用良好。	謝謝委員肯定與支持。
2-2	實際人力運用 96.78%，運用情況良好。人力較原規劃略少，其中助理級及技術人員差異較大，整體而言調整	謝謝委員肯定與支持。助理級及技術人員之差異為助理級人員陞遷及技術人員退休之故所致。

序號	審查意見	回復說明
	運用合理。	
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>9</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	核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術部分達成量質化指標，並投入內部管路遙控探測機具設計研發，符合預期效益。	謝謝委員肯定與支持。
3-2	特殊廢棄物減容與安定化技術開發部分量化達成度佳，技術開發、創新部分可再突顯。	謝謝委員肯定。針對本所積貯多年之小量多樣且成分複雜的放射性廢棄物，經計畫同仁盡力完成種類、數量盤點，透過取樣分析掌握其成分、核種活性等數據，並依據其特性分門別類進行處理技術研擬、實驗及確立方法與程序。在兼顧安全與經濟前提下，採用熟知的方法及技藝或予以稍做改良，按照規劃排程分批分時進行處理工作，同時配合本所液體廠、焚化爐之後續處理，逐一達到減容與安定化之目標，逐步解決長期貯存所潛藏的風險，更重要的是實踐「不債留子孫」的信念。
3-3	最終處置及環境監測技術發展部分達成度亦佳，環境監測成果特性分析部分可再突顯。	謝謝委員肯定。發展之含水層灌注程序與地下水抽/處理/灌處理設施已發揮明顯效果，本年度進行抽/處理/灌試驗設備的功能強化作業，將原單一進水口擴充為雙進水口，提昇處理範圍。另外，進行地下水長期活度變化分析，確

序號	審查意見	回復說明
		認環境監測點地下水活度穩定維持於歷史的低水平，並完成「未受壓含水層地層分布與導水係數分析研究」報告，此成果將提供未來開發核種傳輸數值模擬技術之含水層分佈與參數輸入參考。
3-4	計畫執行之量化指標超越預期指標；專利原訂 6 件，實際達成 16 件，顯示技術領先，利於拓展市場，頗具價值性；技術服務收入原訂 50,000 千元，實際收入為 157,305 千元，顯示計畫所發展的技術具有實用性及市場需求，貢獻度良好；技術報告超出預期 3 篇，效益顯著，利於技術傳承。	謝謝委員肯定與支持。
3-5	技術移轉 1 件(計畫書 P. 30 表六)未達成。	原規劃推廣本所無機吸附劑之研發成果，應用對象包括日本福島事故後環境復育、核設施運轉廢水處理等。初步也獲得國內廠家興趣，洽詢技術移轉。然受國內核電發展停滯，以及國內企業在海外包括大陸的核電市場行銷並不順遂，影響其技轉意願，因而暫無法達成規劃目標。
3-6	有效管理與分類計畫產出之技術報告至屬重要。	本所相關技術報告已有分類管理系統。謝謝委員提醒，會加強其正確性。
肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評分： <u>9</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。		

序號	審查意見	回復說明
4-1	三個分項計畫目標明確，各自獨立執行但橫向仍有相關性，配合程度及技術支援良好。	謝謝委員肯定與支持。
4-2	計畫執行期間無跨部會協調情形。惟計畫執行透過 4 所大學相關系所之技術合作，成果及效益顯著，對後續技術推廣應有助益。	謝謝委員肯定與支持。
4-3	最佳合作計畫為管路內遙控探測機具發展，後續應用價值高。	謝謝委員肯定。組件內部管路遙控探測機具發展研究主要為開發一款操作簡單、精確定位、靈活運動的非線性遙控機具，規劃於未來兩年內用於 TRR 爐體之水平實驗管，進行 TRR 爐體拆除前之管內探勘取樣作業。或是應用於核電廠除役作業之管路特性調查與除污之前置探勘作業。
伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評分： 9) 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	後續工作構想及重點符合本計畫發展綱要書，具有前瞻性及完整性且具體可行。推廣措施已預作考慮。	謝謝委員肯定與支持。
5-2	106 年度本計畫與依法執行核設施清理作業計畫整合成「核設施除役清理及放射性廢棄物處理技術開發與執行」分項計畫，且併入「原子能系統工程跨整合發展計畫」繼續執行。	謝謝委員肯定與支持。106 年「核設施除役清理及放射性廢棄物處理技術開發與執行」分項計畫，將延續 105 年工作計畫持續進行。
5-3	後續請深入探討 TRR 與國內各電廠除役之共通性與差異性。	謝謝委員建議。後續會探討 TRR 與國內各電廠除役之共通性與差異性，並適時適度將 TRR 設施除役所開發技術及作業

序號	審查意見	回復說明
		經驗，回饋應用至國內各核電廠除役。
5-4	各種地質對物件腐蝕研究，宜擴大辦理，可提供令人信服之數據。	謝謝委員支持與鼓勵。本計畫委託成功大學地球科學系的研究計畫執行目的，主要以非破壞性儀器(如電腦斷層掃描儀)，建立本土考古金屬文物腐蝕率檢測技術。研究期間，已完成蔦松文化(道爺遺址)的鐵器、荷據時期善化文化(社內遺址)的鐵刀殘片、大龍峒遺址銅幣等樣品之腐蝕深度分析，並將此技術應用於用過核子燃料最終處置功能安全評估計畫之天然類比研究範疇，擴大辦理至漢本遺址的鐵刀、鐵鉤、鐵器、青銅飾品、青銅鈴鐺、青銅刀柄等八件考古文物之腐蝕研究。
陸、總體績效評量暨綜合意見（自評評分： <u>9</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	總體執行績效優良。專利取得及申請超出預期的 2.7 倍，技術服務收入超出原訂收入的 3 倍多，技術報告也超出原設訂指標，其他如論文發表、人才培育及學術活動亦達成預期指標，顯示計畫執行成就及成果相當豐碩，計畫參與人員全心全力投入研究工作，值得肯定。	謝謝委員肯定與支持。
6-2	本計畫目標明確，人力經費配當妥適，成效良好。	謝謝委員肯定與支持。
6-3	106 年度計畫工作項目煩重，期勉通力在安全基準下完成。	謝謝委員期勉與支持。
6-4	計畫各年度成果請彙整逐年更新。	謝謝委員建議並遵照辦理。
6-5	本計畫包括放射性廢棄物處理本土	本計畫之性質為從技術研發、驗證出

序號	審查意見	回復說明
	技術建置、在地化課題探討及部份瓶頸技術研發，關鍵績效及技術亮點應突顯並說明。	發，然後應用。相關關鍵技術及亮點，於成熟時間點會有較完整之說明。

目 錄

【105 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	1
【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】	4
第一部分	6
壹、 目標與架構	7
一、 目標與效益	7
(一) 目標	7
(二) 效益	7
二、 架構	8
三、 實際執行與原預期目標之差異說明	13
(一) 本年度預期目標及達成情形	13
(二) 總期程累計達成情形	17
貳、 主要內容	27
一、 執行內容	27
二、 實際達成與原預期差異說明	30
參、 經費與人力執行情形	31
一、 經費執行情形	31
(一) 經資門經費表 (E005)	31
(二) 經費支用說明	32
(三) 經費實際支用與原規劃差異說明	32
二、 計畫人力運用情形	33
(一) 計畫人力結構 (E004)	33
(二) 人力實際進用與原規劃差異說明	34
肆、 已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)	35
一、 績效指標項目初級產出、效益及重大突破	35
二、 本計畫主要成果及重大突破	39
(一) 學術成就	39
(二) 技術創新	40
(三) 經濟效益	42
(四) 社會影響	43
(五) 其他效益	44
第二部分	46
壹、 主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	47
一、 學術成就(科技基礎研究)	47
二、 技術創新(科技技術創新)	47
三、 經濟效益(經濟產業促進)	49
四、 社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)	50
五、 其他效益(科技政策管理及其它)	50
貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合	52
參、 後續工作構想之重點	54
肆、 檢討與展望	57
附錄一、佐證資料表	60
附錄二、佐證照片圖表	70

【105 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	105-2001-02-05-03						
計畫名稱	核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發(2/4)						
主管機關	行政院原子能委員會						
執行單位	經濟部--能源研究所						
計畫主持人	姓名	魏聰揚		職稱	研究員		
	服務機關	行政院原子能委員會核能研究所					
計畫類別	一般額度						
計畫群組及比重	環境科技 100%						
執行期間	105 年 01 月 01 日 至 105 年 12 月 31 日						
全程期間	104 年 01 月 01 日 至 107 年 12 月 31 日						
資源投入 (以前年度 請填決算數)	年度	經費(千元)			人力(人/年)		
	104	54,583			63.0		
	105	56,139			63.0		
	106	66,000			64.0		
	107	60,000			63.0		
	合計	236,722			253.0		
	105 年度	經常門	經費項目		預算數(千元)	決算數(千元)	執行率(%)
			人事費	--	--	--	
				材料費	12,172	12,150	99.82
				其他經常支出	23,938	23,805	99.44
				小計	36,010	35,955	99.85
		資本門	土地建築	--	--	--	
			儀器設備	13,254	13,250	99.97	
			其他資本支出	6,875	6,872	99.96	
			小計	20,129	20,122	99.97	
經費合計)			56,139	56,077	99.89		
本計畫在機關施政項目之定位及功能	福島核能事故後，經濟部新版能源政策以「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳環境、逐步邁向非核家園」作為總體能源發展願景與推動主軸，且在確保不限電、維持合理電價、達成國際減碳承諾等 3 大原則下，推動「既有核電廠不延役，並依規定展開核電廠						

	除役計畫」之具體配套措施。因此，將使台灣的核能後端工作至少提前 20 年，研究用核設施及未來核能電廠相繼除役，將產生數量龐大的各類放射性廢棄物。有鑑於此，在確保「安全」及「減廢」永續發展前提下，妥善解決放射性廢棄物問題，消除潛在對環境的衝擊與負荷，已是刻不容緩之務。 面對當前及未來發展之需要，以及達成原子能主管機關「精進低放射性廢棄物管理品質與管制技術，持續推動廢棄物之減量，提升管理效能與安全」之策略績效目標，本計畫藉由本所執行現有核設施除役實務需求，進行相關之研究發展並建立核心技術，逐一應用於完成停用核設施拆清及積貯放射性廢棄物處理工作，達到維護環境生態品質及確保民眾健康之目標，並消除社會大眾對放射性廢棄物管理之安全疑慮；同時累積實務經驗與知識，提昇技術完整性與成熟度，達到經驗傳承與人才培訓目的，養成未來市場需求人力資源，以應用於未來核電廠除役之需求。
計畫重點描述	自 104 年起至 107 年止擬定「核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發」分支計畫，規劃核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術開發、特殊廢棄物減容與安定化技術開發、最終處置及環境監測技術發展等三個分項計畫，執行重點如下： 一、核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術開發 研究本所研究用反應器(簡稱 TRR)等大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術、用過核子燃料濕式貯存設施與高活度污染設施處理方法、用過核子燃料處理與長期貯存技術、可盛裝爐體相關廢棄物之中大型容器，以及廢棄物減量之量測與認證等技術，研擬清除工法，確保設施拆除安全；抑低除役廢棄物量，達到源頭減量目標，建立國內核設施除役之範例。 二、特殊廢棄物減容與安定化技術開發 開發醫學及研究等領域同位素應用所產生多樣，且難處理放射性廢棄物之減容與安定化處理技術，針對難固化廢棄物之減容、放射性廢水處理與安定化效能提升、除污與處理產生二次廢棄物之處理等分別開發有效性技術，以及發展無機聚合安定化技術，達成減量及安全貯存之廢棄物管理要求。 三、最終處置及環境監測技術發展 配合國內放射性廢棄物最終處置需求，發展高性能混凝土障壁材料應用技術；並配合最終處置場接收標準，精進處置整備難測核種鑑定技術。同時針對核設施場址進行全面與長期之環境水文地質監測，建立防堵措施阻絕污染擴散，維護環境輻射安全。
計畫效益與重大突破	一、建立大型核能組件與用過核子燃料濕式貯存設施、高活度污染設施等安全清理拆除之國內實務範例與經驗，以供未來核電廠除役之參考及應用。 二、建立除役廢棄物分類、減量之活度量測技術及量測技術認證，達成外釋或資源再利用之目的，確保廢棄物管理之經濟性、安全性與可靠性。 三、開發最適處理及貯存技術，有效解決積貯之未安定化廢棄物問

	題，符合法規要求，提高廢棄物管理安全及消弭對環境之潛在威脅。 四、建立最終處置場本土化之工程障壁技術，協助解決設置低放處置場的有關議題；精進處置整備難測污染核種鑑定技術，減少因保守高估廢棄物分類所導致工程障壁成本增加；建立區域水文地質環境監測及阻絕核種擴散措施，阻絕放射性物質污染擴散。			
遭遇困難與因應對策	無			
後續精進措施	一、持續執行核子反應器相關設施及附屬設施除役及清理作業，落實放射性廢棄物減容、減量目標，最終達到釋出設施再利用，並消除輻射污染擴散疑慮，以確保人員及環境安全。 二、持續執行老舊核設施拆除及清理與改善作業，使核設施符合法規要求，確保環境安全，以及進行污染金屬熔鑄減容與除役場址復育等技術之開發與作業，提高廢棄物貯存安全與效能，獲取場址復原再利用之經濟效益。 三、精進放射性廢棄物處理技術開發及作業，開發最適處理及貯存技術，有效解決積貯之未安定化廢棄物問題，符合法規要求，提高廢棄物管理安全及消弭對環境之潛在威脅。			
計畫連絡人	姓名	元盛華	職稱	技術員
	服務機關	行政院原子能委員會核能研究所		
	電話	(03)4711400 轉 5614	電子郵件	jyuan@iner.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	重要成果摘要說明
104	1.完成大型組件輻射劑量 3D 模擬技術規劃與分析。 2.完成燃料池池水前處理後廢淨化媒除水及污泥減容技術熱試車。 3.執行燃料池鈾粉安定化處理與封裝作業。 4.完成中大型金屬製低放射性廢棄物容器概念設計。 5.完成輸送帶式快速污染篩選系統之手動進料及出料之功能測試，以及對碘化鈉偵檢器的採用進行相關評估。 6.完成廢活性碳高溫處理方法研究。 7.改善既有蒸發濃縮設備，處理 TRR 燃料池廢液。 8.建立顆粒化吸附劑之製備技術及核種吸附測試之管柱試驗平台。 9.完成緩衝材料製造方法與技術可行性評估，並據以設計塊體模型。 10.完成工程障壁的力學性質及放射性核種的吸附能力和擴散遷移行為之實驗規劃、設計。 11.完成難測核種取樣分析量測作業流程建立。 12.完成抽/處理/灌試驗設備設計與建置作業，進行現地鹽水示蹤劑試驗，推求水文地質參數。	1.累積完成 500 m³ 池水前處理及各核種活度分析，符合本所放射性液體處理場接收限值；完成 200 m² 壁面除污與 35 m² 壁面污染隔離作業。 2.完成鈾粉熱室作業程序書建立及審查核備，並完成接收 126 罐 TRR 用過燃料池鈾粉及執行 81 罐安定化處理(累計處理 85 罐)。 3.獲取廢活性碳最佳焚燒條件，試燒效果減重比達 15 以上，減容比約 10，並探討核種殘留於灰渣與逸出於廢氣之比例。 4.改善既有蒸發濃縮設備，累計完成 TRR 燃料池廢液 400 m³ 處理。 5.顆粒化無機吸附劑研發成果「放射性核種顆粒化之無機吸附劑的製備方法」獲得中華民國專利(發明第 I510286 號)。 6.完成縮尺緩衝材料塊體模型設計及模具的製作，並完成縮尺緩衝材料塊體壓製，並完成 1/4 縮尺的緩衝材料組立。 7.完成混凝土障壁材料雛型桶試製之混凝土坍度量測與坍流度量測等。
105	1.完成 TRR 爐體廢棄物高活度內部組件之切割規劃。 2.完成岸上吸附單元建置與進行實際燃料池池水運轉測試共 405 m³；污泥脫水裝置移至 TRR 燃料池廠內定位並完成池內 5 m³ 之污泥脫水減容作業；池水排出後壁面已完成 370 m² 除污，無發生空浮。 3.執行燃料池鈾粉安定化處理與封裝作業。 4.設計完成一型經計算分析符合法規要求的中大型低放廢棄物的容器，適合裝載固體 A 類低放射性廢棄物。	1.累積完成 900 m³ 池水前處理及各核種活度分析，符合本所放射性液體處理場接收限值。 2.完成年度接收 74 罐鈾粉(累計接收 200 罐)、安定化處理 80 罐鈾粉(累計處理 165 罐)及執行安定化後鈾粉 BPCC 中子量測 44 罐。 3.針對已通過 TAF 認證之桶型總比活度量測系統(SWAM-2)、桶型比活度量測系統(Q2)，以及箱型總比活度量測系統(SWAM-B1)進行不確定度評估供作為國內相關放射性廢棄物量測系統之參考依據。

年度	階段性目標達成情形	重要成果摘要說明
	5.利用含 Co-60/Cs-137 混合射源之標準射源桶樣測試 EMMA 系統在放射性廢棄物解除管制之應用並完成相關研究報告。 6.液體場濃縮廢液固化流程控制書經主管機關准予核備。 7.完成 Mo-99 二次廢液汞離子去除試驗、放射性有機廢液總有機碳降解試驗、放射性廢乙二醇 α 核種去除試驗。 8.完成廢磷酸三丁酯(1 桶約 92 公斤)之處理及廢磷酸(6 桶)、廢草酸(3 桶)共約 1m³ 轉化、中和前處理。 9.完成 Cs-137 核種遷移、透水、透氣、氯離子侵蝕、硫酸鹽侵蝕及碳酸化等在混凝土障壁材料中的擴散模式建立。 10.完成小產源廢棄物現場整桶計測流程建立並完成清大廢土固化體 32 桶整桶計測,建立 D to C 轉換因數。 11.完成貯庫之地震地質岩盤水文化學環境探測儀器採購,建置地下水參數自動觀測設備。	4.完成廢活性碳焚化最適處理程序之建立、累計完成 10 桶(淨重 1,435 公斤)低活度廢有機溶劑之焚化處理,完全焚化獲得高減容比與高效益。 5.年度處理 TRR 燃料池廢液 298 公秉(累計處理 708 公秉)。 6.完成 Mo-99 二次廢液之汞離子去除程序,共計處理 400 公升。 7.依據廢棄物性質及場址特性,選擇高性能混凝土材料進行耐久性與穩定性試驗,藉由實驗結果,可提供工程障壁材料與廢棄物包封材料的多重選擇,以確保廢棄物體之處置安全。 8.完成 TRU 核種分析電鍍參數最適化研究與效率改善,成功精進 TRU 核種的電鍍效率,且將系統參數最佳化,可取代我國目前正在使用的傳統超鈾元素分析技術,提高量測準確度,避免最終處置不必要的成本浪費。 9.完成「試驗區環境復育研究」與「未受壓含水層地層分佈與導水係數分析研究」報告,詳實紀錄相關試驗假設與分析結果,提供計畫發展參考。

第一部分(系統填寫)

壹、 目標與架構

一、 目標與效益

(一) 目標

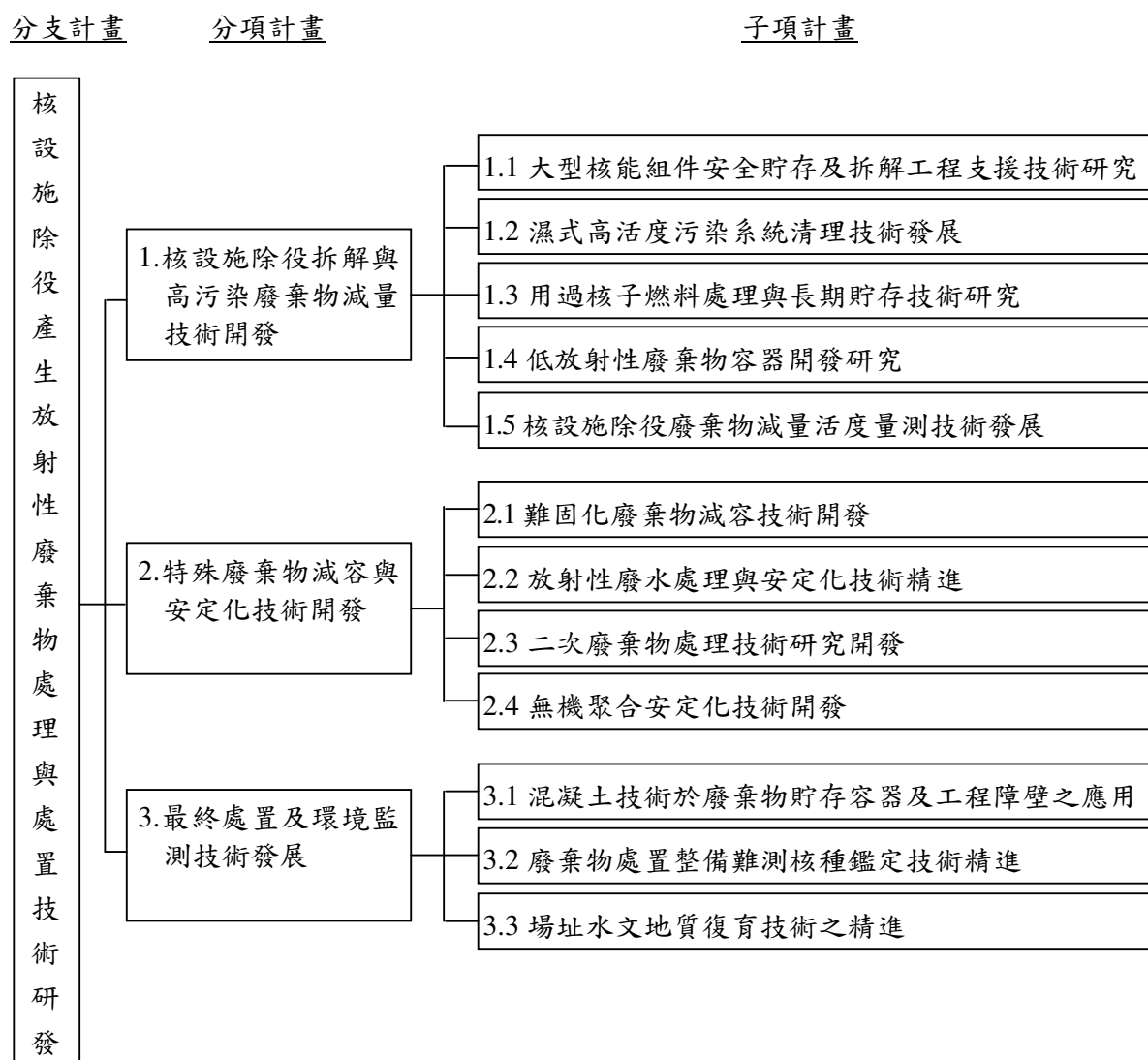
1. 建立國內自主的核能設施安全清理拆除之實務範例與經驗，以供未來核電廠除役之參考及應用。
2. 建立除役廢棄物分類、減量之活度量測技術及量測技術認證，達成外釋或資源再利用之目的，確保廢棄物管理之經濟性、安全性與可靠性。
3. 開發高效、可靠的減量、安定化、及安全貯存之處理方法與設備，提昇放射性廢棄物管理安全，消弭對環境之潛在威脅，技術與運轉經驗可應用於國內核電廠廢棄物處理需求。
4. 建立我國放射性廢棄物最終處置場本土化之功能與安全評估、工程障壁、廢棄物整備等技術，協助解決設置放射性廢棄物處置場的有關議題。
5. 建立區域水文地質環境監測及阻絕核種擴散措施，防止放射性物質污染擴散，確保環境生態安全。

(二) 效益

面對當前及未來發展之需要，以及達成原子能主管機關「精進低放射性廢棄物管理品質與管制技術，持續推動廢棄物之減量，提升管理效能與安全」之策略績效目標，擬定「核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發」計畫，藉由本所執行現有核設施除役實務需求，進行相關之研究發展並建立核心技術，逐一應用於完成停用核設施拆清及積貯放射性廢棄物處理工作，發揮：(1)除役作業源頭減量，減少放射性廢棄物處置數量；(2)妥善處理與安全貯存放射性廢棄物，增進放射性廢棄物管理效能；(3)提昇處置場障壁設施安全功能，確保放射性廢棄物最終處置設施可靠度。達到維護環境生態品質及確保民眾健康之目標，並消除社會大眾對放射性廢棄物管理之安全疑慮；同時亦可累積實務經驗與知識，提昇技術完整性與成熟度，達到經驗傳承與人才培訓目的，養成未來市場需求人力資源，以應用於未來核電廠除役之需求。

二、架構

本計畫係配合政府施政藍圖，依據原子能委員會科技發展重點策略方向，延續過往所建立之技術成果，持續研擬主導本所核設施除役及後續核電廠除役相關實務需求關鍵技術的開發，建立自主技術及累積經驗，解決本所各類放射性廢棄物處理與處置問題，進而應用於核電廠未來除役所產生廢棄物之處理與處置技術需求。自 104 年起至 107 年止，規劃「核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發」分支計畫，進行「核設施除役拆解與高活度廢棄物減量技術開發」、「特殊廢棄物減容與安定化處理技術開發」及「最終處置及環境監測技術發展」等三個分項計畫。計畫架構如下：



細部計畫		分項計畫		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/ (初編決算數) (千元)	名稱	預算數/ (初編決算數) (千元)					
核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發	56,139 (56,077)	核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術開發	22,589 (22,548)	魏聰揚	李崙暉	核能研究所 化工組 核能研究所 工程組	1.完成 TRR 爐體廢棄物內部高活度組件切割規劃、水下切割機具及輔助設備概念設計、組件內部複雜環境取樣機具開發研究。 2.完成岸上吸附單元建置與運轉測試、污泥離心脫水設備建置與運轉、防止池水排盡後廠房內空浮發生之風險、建立 TRR 燃料池冷卻水系統之熱交換器單元移除程序。 3.執行用過 UO_2 實驗燃料棒燃料丸安定化與鋳合金護套氧化行為實驗；執行 TRR 燃料池鈾粉安定化處理與封裝移貯作業。	1.完成 TRR 爐體廢棄物內部高活度組件切割規劃、二款水下切割機具及輔助設備之概念設計、組件內部複雜環境取樣機具(蛇型機器人)，並完成研究報告。 2.完成岸上吸附單元建置與進行實際燃料池池水運轉測試共 40 公秉、污泥脫水裝置移至 TRR 燃料池廠內定位並完成池內 5 m^3 之污泥脫水減容作業、池水排出後壁面已完成 370 m^2 除污，無發生空浮、熱交換器單元 344-HX-1 清理作業程序書已函職安會備查。 3.完成用過 UO_2 實驗燃料棒燃料丸安定化與鋳合金護套氧化行為與監測初步實驗與報告；完成年度接收 74 罐鈾粉(累計接收 200 罐)、安定化處理 80 罐鈾粉(累計處理 165 罐)及執行安定化後鈾粉 BPCC 中子量測 44 罐。

細部計畫		分項計畫		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/ (初編決算數) (千元)	名稱	預算數/ (初編決算數) (千元)					
							4.完成中大型低放射性廢棄物容器之結構強度分析模擬、測試設備設計及測試場地規劃。 5.完成解除管制實驗室不確定度評估報告；完成 EMMA 系統在放射性廢棄物解除管制之應用報告。	4.設計完成一型經計算分析符合法規要求的中大型低放廢棄物的容器，適合裝載固體 A 類低放射性廢棄物、完成墜落測試所需之脫鈎裝置設計圖以及測試場地規劃圖之繪製。 5.針對已通過 TAF 認證之桶型總比活度量測系統(SWAM-2)、桶型比活度量測系統(Q2)，以及箱型總比活度量測系統(SWAM-B1)進行不確定度評估供作為國內相關放射性廢棄物量測系統之參考依據；利用含 Co-60/Cs-137 混合射源之標準射源桶樣測試 EMMA 系統在放射性廢棄物解除管制之應用並完成相關研究報告。

細部計畫		分項計畫		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/ (初編決算數) (千元)	名稱	預算數/ (初編決算數) (千元)					
		特殊廢棄物減容與安定化技術開發	16,994 (16,985)		鍾人傑	核能研究所 化工組	1.完成廢活性碳焚化處理之研究、低活度廢有機溶劑焚化處理。 2.改善既有蒸發濃縮設備，處理 TRR 燃料池廢液、高導電度含氫廢液納入064液體場最新版安全分析報告送職安會審查、064液體場固化流程控制書經主管機關同意備查。 3.針對本所積存之有機含氫廢液進行處理程序之開發及減少Mo-99放射性廢液處理後之二次廢棄物存量；完成多孔性疏水材料之測試與應用。 4.積存小量多樣廢液轉化、中和前處理；完成保溫棉材料等轉製無機聚合物可行性評估。	1.完成廢活性碳焚化最適處理程序之建立、累計完成 10 桶(淨重 1,435 公斤)低活度廢有機溶劑之焚化處理，完全焚化獲得高減容比與高效益。 2.年度處理 TRR 燃料池廢液 298 公秉(累計處理 708 公秉)、完成高導電度含氫廢液納入 064 液體場處理最新版安全分析報告及含氫濃縮液固化流程控制計畫書，送職安會審查、064液體場濃縮廢液固化流程控制書經主管機關准予核備。 3.完成放射性乙二醇之核種去除、含油污泥之開桶取樣作業、分析及固形化測試；完成 Mo-99 二次廢液之汞離子去除程序，共計處理 400 公升；完成含氫廢水及含氫廢油之固形化處理，並送焚化爐進行減容。 4.完成積存小量多樣廢棄物廢液(磷酸、草酸等約 1 m ³)轉化、中和前處理，另完成磷酸三丁酯一桶(約 92 公斤)之焚化處理；完成「無機聚合物之製備及性質研究」及「無機聚合技術應用於放射性廢棄物保溫棉處理研究」報告。

細部計畫		分項計畫		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/ (初編決算數) (千元)	名稱	預算數/ (初編決算數) (千元)					
		最終處置及環境監測技術發展	16,556 (16,544)		張清土	核能研究所 化工組	1. 混凝土障壁材料耐久性相關影響因素進行有害物種與因素選定、混凝土障壁材料耐久性模式建立。 2. TRU 核種分析之電鍍參數最適化研究與效率改善；完成第二階段小產源廢棄物現場整桶計測設備建立 3. 完成地下水參數自動紀錄系統建置；完成試驗區環境復育研究報告。	1. 完成核二廠已安定化之放射性廢棄物最高表面劑量率之內容物成份分析，並釐清其對混凝土障壁材料的影響因素及完成容器檢整之劑量評估計算；完成 Cs-137 核種遷移、透水、透氣、氯離子侵蝕、硫酸鹽侵蝕及碳酸化等在混凝土障壁材料中的擴散模式建立。 2. 完成電鍍參數最適化研究與效率改善並完成研究報告；完成小產源廢棄物現場整桶計測流程建立並完成清大廢土固化體 32 桶整桶計測，建立 D to C 轉換因數。 3. 完成貯庫之地震地質岩盤水文化學環境探測儀器採購，建置地下水參數自動觀測設備；完成「試驗區環境復育研究」報告與「未受壓含水層地層分佈與導水係數分析研究」報告，詳實紀錄相關試驗假設與分析結果，提供計畫發展參考。

三、實際執行與原預期目標之差異說明

(一)本年度預期目標及達成情形

年度預期目標	達成情形	差異分析
一、核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術開發 (一)大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術研究 1.大型核能組件內部管路遙控探測機具發展研究 2.完成 TRR 爐體廢棄物內部高活度組件切割規劃技術報告 3.完成水下切割機具及輔助設備之概念設計	1.完成內部管路遙控探測機具(蛇型機器人)之設計與組裝，該探測機具可以執行前進、後退、轉彎、伸直以及取樣等動作，配合攝影機與 LED 光源可以取得管內即時影像。規劃未來應用於 TRR 爐體之水平實驗管，進行 TRR 爐體拆除前之管內探勘取樣作業，或是應用於核電廠除役作業之管路特性調查與除污之前置探勘作業。 2.完成「TRR 爐體廢棄物高活度內部組件之切割規劃」技術報告。 3.完成水下帶鋸切割機具與水下圓盤鋸切割機具等二款機具之概念設計，可分別用以切割 TRR 爐體內部的上熱屏蔽、下熱屏蔽與及反應槽。	達成度：<u>100</u> %
(二)濕式高活度污染系統清理技術發展 1.完成岸上吸附與污泥脫水裝置建置與測試 2.岸上吸附裝置與污泥脫水裝置分別進行 TRR 燃料池池水與污泥試處理 3.完成 TRR 燃料池冷卻水系統之熱交換器移除程序書	1.已建置岸上吸附與污泥脫水裝置，並完成操作測試。 2.岸上吸附裝置已進行實際燃料池池水處理，累計處理量達 40 公秉；污泥脫水裝置已於 6 月 30 日移至 TRR 燃料池廠內定位完成，並已完成池內 5 m³ 之污泥脫水減容作業。 3.熱交換器單元 344-HX-1 清理作業程序書已於 9 月 2 日經組內核定，9 月 5 日發函職安會備查。	達成度：<u>100</u> %
(三)用過核子燃料處理與長期貯存技術研究 1.執行 TRR 用過燃料池鈾粉安定化作業精進與處理	1.完成鈾粉運送作業管制程序書撰寫、審查與核備；接收 74 罐鈾粉(累計接收 200	達成度：<u>100</u> %

年度預期目標	達成情形	差異分析
(二)放射性廢水處理與安定化技術精進 1.改善既有蒸發濃縮設備，處理 TRR 燃料池廢液 2.高導電度含氫廢液納入 064 液體場最新版安全分析報告送職安會審查 3.064 液體場固化流程控制書經主管機關同意備查	化，獲得高減容比與高效益。 1.已處理 TRR 燃料池廢液 298 公秉(年度目標值 250 公秉)。 2.完成高導電度含氫廢液納入 064 液體場處理最新版安全分析報告，送職安會審查(組化工字第 10500219 號書函)；完成 064 液體場含氫濃縮液固化流程控制計畫書，送職安會審查。(組化工字第 10500223 號書函) 3. 064 液體場濃縮廢液固化流程控制書經主管機關准予核備(核一字第 1050000914 號函)。	達成度：<u>100</u> %
(三)二次廢棄物處理技術研究開發 1.完成 015B 館放射性實驗室改善及通風過濾系統更新 2.針對本所積存之有機含氫廢液進行處理程序之開發及減少 Mo-99 放射性廢液處理後之二次廢棄物存量 3.完成多孔性疏水材料之測試與應用報告	1.進行 015B 館放射性實驗室改善及通風過濾系統更新，包含既有 HEPA 過濾箱改善、單吸離心式排風機、進風機、氣冷式冰水機、進氣空調過濾箱、風管等設備改善及建置。 2.已進行 Mo-99 二次廢液汞離子去除試驗、放射性有機廢液總有機碳降解試驗、放射性廢乙二醇開桶取樣作業及檢測。完成 T-61 槽有機含氫廢液水相層之濕式氧化處理程序開發及測試報告。 3.進行疏水性高分子吸收材料之測試，完成含氫廢水及含氫廢油之固化處理，並送焚化爐進行減容。完成多孔性疏水材料處理含油污泥之測試與應用報告。	達成度：<u>100</u> %
(四)無機聚合安定化技術開發 1.完成積存小量多樣廢液(磷酸、草酸、磷酸三丁酯等約 1 m³)轉化、中和前處理 2.完成保溫棉材料等轉製無機聚合物可行性評估，並撰寫成報告	1.完成積存小量多樣廢棄物廢液(磷酸、草酸等約 1 m³)轉化、中和前處理，另完成磷酸三丁酯一桶(約 92 公斤)之焚化處理。 2.完成保溫棉材料等轉製無機聚合物可行性評估，並撰寫完成「無機聚合物之製備及性質研究」及「無機聚合技術應用	達成度：<u>100</u> %

年度預期目標	達成情形	差異分析
	於放射性廢棄物保溫棉處理研究」報告。	
三、最終處置及環境監測技術發展 (一)混凝土技術於廢棄物貯存容器及工程障壁之應用研究 1.混凝土障壁材料耐久性相關影響因素進行有害物種與因素選定 2.混凝土障壁材料耐久性模式建立 (二)廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進 1.TRU 核種分析之電鍍參數最適化研究與效率改善 2.完成放射性廢棄物之 C-14 分離、濃縮與計測技術最佳化參數彙整研究報告 3.完成第二階段小產源廢棄物現場整桶計測設備建立 (三)場址水文地質復育技術之精進 1.完成地下水參數自動紀錄系統建置 2.完成試驗區環境復育研究報告	1.完成蒐集核二廠已安定化之放射性廢棄物最高表面劑量率之內容物成份分析，並釐清其對混凝土障壁材料的影響因素，及完成容器檢整之劑量評估計算。 2.完成 Cs-137 核種遷移、透水、透氣、氯離子侵蝕、硫酸鹽侵蝕及碳酸化等在混凝土障壁材料中的擴散模式建立。 1.完成電鍍參數最適化研究與效率改善，並完成研究報告撰寫。 2.完成放射性廢棄物之 C-14 分離、濃縮與計測技術最佳化參數彙整，並完成研究報告撰寫。 3.已完成相關程序流程建立測試，並完成清大廢土固化體 32 桶整桶計測，建立 D to C 轉換因數。流程執行並無遭遇困難。 1.完成貯庫之地震地質岩盤水文化學環境探測儀器採購，建置地下水參數自動觀測設備。 2.完成「試驗區環境復育研究」報告與「未受壓含水層地層分佈與導水係數分析研究」報告，詳實紀錄相關試驗假設與分析結果，提供計畫發展參考。	達成度：<u>100</u> % 達成度：<u>100</u> % 達成度：<u>100</u> %

(二)總期程累計達成情形

全程目標	執行成果	差異分析
一、建立國內自主的核能設施安全清理拆除之實務範例與經驗，以供未來核電廠除役之參考及應用。	104 年度	
	1.大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術研究 (1)完成各種管路內部遙控載具技術的優缺點及其應用分析、遙控載具組裝與修正、模擬遙控機具之動態分析模式建立與模擬。 (2)完成虛擬實境於大型組件拆解工程支援規劃與拆解模擬。 (3)完成大型組件輻射劑量 3D 模擬技術規劃與繪製技術分析。	符合預期進度
	2.濕式高活度污染系統清理技術發展 (1)完成 TRR 燃料池內第一座吸附單元移除及取樣及活度分析。 (2)已輸出 213 公秉池水至液體場處理，本年度完成 300 公秉池水處理。 (3)完成 TRR 燃料池池壁除污與防護作業程序書(INER-SOP-0538)與 TRR 燃料池吊掛搭乘設備操作手冊，並分別完成 200 m ² 壁面除污與 35 m ² 壁面污染隔離作業。 (4)收集 TRR 燃料池內約 2 m ³ 凝集沉降污泥(含水 98%以上)，以離心去除模擬凝集沉降污泥水分 60%以上，已建置離心脫水設備，後續將進行試車並分批處理實際污泥；完成 TRR 燃料池池水處理後廢淨化媒除水及污泥減容技術試車報告。	符合預期進度
	3.用過核子燃料處理與長期貯存技術研究 (1)完成鈾粉熱室作業程序書建立及審核備，並完成接收 128 罐 TRR 用過燃料池鈾粉及執行 81 罐安定化處理。 (2)完成熱室實驗熱重分析設備建置及氧化實驗過程與設備之細部設計。 (3)完成監測實驗過程與設備之細部設計及非破壞檢驗設備建置。	符合預期進度
	4.低放射性廢棄物容器開發研究 (1)完成國內放射性廢棄物容器的相關法規蒐整。 (2)完成國內及國外 21 個國家的低放射性廢棄物容器資料蒐集。	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	(3)選定容器概念設計方向，目標為設計開發方形的金屬製廢棄物容器。 105 年度 1.大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術研究 (1)完成內部管路遙控探測機具(蛇型機器人)之設計與組裝，該探測機具可以執行前進、後退、轉彎、伸直以及取樣等動作，配合攝影機與 LED 光源可以取得管內即時影像。完成研究報告並進行成果簡報。 (2)完成水下帶鋸切割機具與水下圓盤鋸切割機具等二款機具之概念設計，可分別用以切割 TRR 爐體內部的上熱屏蔽、下熱屏蔽與及反應槽。 (3)完成 TRR 爐體廢棄物內部高活度組件(上熱屏蔽、下熱屏蔽及反應槽)的切割路徑規劃，考慮以 83 加侖桶作為貯存容器。 (4)完成「TRR 爐體廢棄物高活度內部組件之切割規劃」技術報告。 2.濕式高活度污染系統清理技術發展 (1)已建置岸上吸附與污泥脫水單元，並完成單元操作測試。 (2)岸上吸附裝置已進行實際燃料池池水處理，累計處理量達 40 公秉；污泥脫水裝置已於 6 月 30 日移至 TRR 燃料池廠內定位完成，並於 12 月底完成池內 5 m³之污泥脫水減容作業。 (3)熱交換器單元 344-HX-1 清理作業程序書已於 9 月 2 日經組內核定，9 月 5 日發函職安會備查。 3.用過核子燃料處理與長期貯存技術研究 (1)完成年度接收 74 罐鈾粉、安定化處理 80 罐鈾粉及執行 BPCC 中子量測 44 罐安定化後鈾粉。 (2)完成用過 UO₂ 實驗燃料棒燃料丸安定化與鋁合金護套氧化行為與監測初步實驗與報告。 (3)完成建置與測試鉛室高壓釜環路系統設備。 4.低放射性廢棄物容器開發研究 (1)完成相關結構強度之分析模擬及設計	符合預期進度 符合預期進度 符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	設，並通過相關測試試驗。 (6)完成碘化鈉偵檢器(EMMA)系統在放射性廢棄物解除管制之應用研究，預期此系統得以快速準確量測金屬放射性廢棄物中 ^{137}Cs、^{54}Mn、^{60}Co、^{40}K 等核種的活度。 (7)協助參與 105 年解除管制量測能力試驗之檢測單位執行比對實驗量測，並召開檢測結果研討會，以增進各單位檢測公信力。	
三、開發高效、可靠的減量、安定化、及安全貯存之處理方法與設備，提昇放射性廢棄物管理安全，消弭對環境之潛在威脅，技術與運轉經驗可應用於國內核電廠廢棄物處理需求。	104 年度 1.難固化廢棄物減容技術開發 (1)先針對本所低放廢液處理廠 99-103 年產出廢活性碳進行核種活度分析，計有 8 批次廢活性碳送分析，主要核種為 Cs-137，活度 $0.7\text{--}149.0\text{ Bq/g}$，平均活度約 60 Bq/g；Co-60 核種活度小於 52 Bq/g；總 $\alpha < 1.6\text{ Bq/g}$，總 β 平均約 160 Bq/g。 (2)完成固定型焚燒試驗爐建置。 (3)配製模擬污染活性碳先進行試燒，再取實際污染廢活性碳以新採購之固定型高溫爐進行約 60 批次試燒，已獲取最佳焚燒條件，試燒效果減重比達 15 以上，減容比約 10，並探討核種殘留於灰渣與逸出於廢氣之比例。另外，亦以旋轉爐(rotary kiln)進行模擬污染廢活性碳之試燒，改變不同實驗條件包括溫度、通氣流量、持溫時間等參數，獲得結論：固定高溫爐之試燒效果優於旋轉爐。 (4)開發三節式非傳輸型電漿主火炬以使用於廢保溫材之熔融測試，電漿主火炬 1-12 月計進行 10 次特性測試與火炬使用壽命測試，運轉功率 $500\text{--}700\text{ kW}$，火炬運轉最佳使用壽命 13 小時，火炬運轉壽命仍需加強改善。目前先以高溫電熱爐加熱進行熔融測試，真珠岩保溫材熔融溫度 1200°C，其減容比約 6。另外，完成「電漿熔融爐試運轉計畫」之撰寫，並送本所職安會審查通過。 (5)完成 4 篇研究報告撰寫，分別為「廢	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	活性碳處理技術探討」、「低放射性活性碳廢棄物處理技術研究」、「用過高效率過濾器壓縮減容處理技術」、與「核能研究所放射性固體廢棄物減容作業」。 2.放射性廢水處理與安定化技術精進 (1)完成 TRR 燃料池廢液蒸發濃縮固化實驗，064 液體場固化流程控制計畫書職安會同意備查後，送物管局審查(核化工字第 1040005933 號)。 (2)完成“Effect of mineral viscosity-enhancing admixtures on the solidification of evaporator concentrates”論文，刊登於 Journal of Hazardous Materials, 298 (2015) 294-302。 (3)蒸發濃縮處理 TRR 燃料池廢液 300 公秉。 (4)執行含氚蒸發濃縮液先期固化程序研發，完成“A study of the solidification of tritium-containing evaporator concentrates”會議論文，發表於 2015 EAFORM。 3.二次廢棄物處理技術研究開發 (1)派員參加於美國鳳凰城舉辦之 2015 年 Waste Management 國際研討會，並發表無機吸附材料之研發成果(A Granular Inorganic Adsorbent Highly Selective to Cesium)。 (2)提出日本專利申請(放射性核種之顆粒化無機吸着劑之製造方法)。 (3)提出研究報告(二氧化鈦無機吸附劑製備與研究並應用於除去廢水中之鈷放射性核素)。 (4)針對本所有機廢液處理方法程序提出研究報告(核能研究所 T-61 槽放射性含氚廢油之固定化程序試驗)。 (6)發表 Cs 吸附劑研發成果(Sorption of Cesium Using KZnFc on Phosphoric Acid-based Geopolymer)，已獲國際期刊 Journal Ceram-Silikaty 接受並正式刊登(Volume 59, Issue 2, P 125-134)。 (7)顆粒化無機吸附劑研發成果「放射性	符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	核種顆粒化之無機吸附劑的製備方法」專利申請經專利局審查通過，於 104 年 12 月 1 日獲得中華民國專利證書(發明第 I510286 號)。 4.無機聚合安定化技術開發 (1)進行無機聚合安定化技術資料收集，舉辦二場次「無機聚合技術國際現況」工作學習圖書報討論，並完成資料蒐集彙整報告一篇。 (2)進行無機聚合實驗，以變高嶺土為基底材料，完成無機聚合固化試體製備，樣品經養生 28 天後測得固化體平均抗壓強度為 418 kgf/cm²；樣品亦完成耐候測試，透過 30 次季節循環之交替變化後，所得固化體平均抗壓強度為 331 kgf/cm²。固化體成品溶出指數為 6.1 符合法規標準，耐水性測試後之成品抗壓強度仍有 289 kgf/cm²，另輻射照射之測試進行中。 (3)完成無機聚合物製備設備(含硬化時間測定設備)等採購，並建置無機聚合固化試體品質測試(抗壓強度、耐候性、溶出率)等設備。 105 年度 1.難固化廢棄物減容技術開發 (1)完成廢活性碳焚化最適處理程序之建立，並撰寫成所內報告，此外於廢氣檢測中 Cs-137、Co-60 及總 α 均小於最低可偵測濃度(MDC)，總 β 約 7.63E-01 Bq/m³，也低於法規限值 3.16 Bq/m³。 (2)完成公斤級廢活性碳焚化批次處理量，並已進行超過 30 批次，平均減重比約 13。 (3)完成 10 桶(淨重 1435 公斤)低活度廢有機溶劑之焚化處理，廢有機溶液被完全焚化，獲得高減容比與高效益。 (4)以電漿熔融爐進行廢保溫材處理，減容比約 13。 2.放射性廢水處理與安定化技術精進 (1) 064 液體場濃縮廢液固化流程控制書經主管機關准予核備(核一字第 1050000914 號函)。	符合預期進度 符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	(2)完成建置高導電度含氫廢液桶底污泥分離設備，並已完成測試處理 5 公秉。 (3)處理 TRR 燃料池廢液 298 公秉(累計處理 708 公秉)。 (4)完成 064 液體場含氫濃縮廢液固化流程控制書，已送本所職安會審查(組化工字第 10500223 號書函)。 (5)完成高導電度含氫廢液納入 064 液體場最新版安全分析報告送本所職安會審查，送本所職安會審查(組化工字第 10500219 號書函)。 3.二次廢棄物處理技術研究開發 (1)完成放射性乙二醇之核種去除、含油污泥之開桶取樣作業、分析及固化測試。完成 Mo-99 二次廢液之汞離子去除程序，共計處理 400 公升。完成 015B 館放射性實驗室改善及通風過濾系統更新工程。完成有機含氫廢液之濕式氧化測試。 (2)派員參加於美國鳳凰城舉辦之 2016 年 Waste Management 國際研討會，並口頭發表 Mo-99 二次廢液處理之研發成果一篇(Development of Treatment Process for Radioactive Wastewater Generated from Molybdenum-99 Study)。 (3)派員參加於日本成田舉辦之 2016 年第十八屆 ICNST 國際研討會(18th International Conference on Nuclear Science and Technology)，並口頭發表放射性有機廢液處理之研發成果一篇(Preparation of Heterogeneous Ferrite Catalysts and Their Application for Fenton-Like Oxidation of Radioactive Organic Wastewater)。 (4)Mo-99 二次廢液處理技術取得中華民國專利 2 件，包含「取出重砂屏蔽桶 Mo-99 放射性廢液之裝置」(發明第 I525640 號)及「Mo-99 放射性廢液之處理方法」(發明第 I537981 號)。提出中華民國專利申請 1 件「放射性廢樹脂物料抽取裝置」。 4.無機聚合安定化技術開發	符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	(1)完成以變高嶺土為基底材料製得之無機聚合固化試體輻射照射測試，照射後抗壓強度 415 kg/cm^2，顯示輻射不影響無機聚合固化試體。 (2)完成保溫棉材料等轉製無機聚合物可行性評估，並撰寫完成「無機聚合物之製備及性質研究」及「無機聚合技術應用於放射性廢棄物保溫棉處理研究」報告。 (3)完成積存小量多樣廢棄物廢磷酸、廢草酸等約 1 m^3 轉化、中和前處理，另外完成一桶(約 92 公斤)磷酸三丁酯(TBP)之焚化處理。	
四、建立我國放射性廢棄物最終處置場本土化之功能與安全評估、工程障壁、廢棄物整備等技術，協助解決設置放射性廢棄物處置場的有關議題。	104 年度 1.低放處置場安全評估應用技術發展 (1)完成建構穿孔腐蝕破壞模型。 (2)完成核種於廢棄物本體一維擴散理論方程式。 2.放射性廢棄物處置近場實體模型建立技術發展 (1)完成緩衝材料製造方法與技術可行性評估，並據以規劃塊體模型的設計。 (2)進行緩衝材料製造、運送、安裝流程編排資料的蒐集與分析。 (3)完成縮尺緩衝材料塊體模型設計及模具的製作，並完成縮尺緩衝材料塊體壓製，並完成 1/4 縮尺的緩衝材料組立。 3.混凝土技術於廢棄物貯存容器及工程障壁之應用研究 (1)完成初步混凝土障壁材料配方水固比的影響、礦物摻料(爐石粉、飛灰、矽灰)添加量的影響、強塑劑的選擇、混凝土樣品製作等。 (2)完成部分混凝土障壁材料的機械性質測試(抗壓強度測試、抗彎強度測試)、材料物理性質測試(縮收率、孔隙度、滲透性:混凝土透水與透氣試驗)。 (3)完成混凝土障壁材料雛型桶試製之混凝土坍度量測與坍流度量測等。 4.廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進 (1)完成「核子燃料池高活度加馬核種檢	符合預期進度 符合預期進度 符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	測技術評估」研究報告。 (2)完成「全自動固相萃取工作站之核種分離方法與性能比較評估」研究報告。 (3)完成 Tc-99, TRU 難測核種分析技術之研究報告，進行 Ni-63 分析技術精進，並完成研究報告撰寫。 105 年度 1.混凝土技術於廢棄物貯存容器及工程障壁之應用研究 (1)完成蒐集核二廠已安定化之放射性廢棄物最高表面劑量率之內容物成份分析(爐水淨化殘渣(Filter sludge of reactor Clean up system)代號 FC、廢液淨化殘渣(Filter sludge of liquid radwaste system)代號 FR)，並釐清其對混凝土障壁材料的影響因素，及完成容器檢整之劑量評估計算。 (2)完成混凝土障壁材料耐久性試驗設備建置：包括透水性、透氣性、氯離子、硫酸鹽、鈣溶出、中性化及核種遷移試驗。 (3)完成 Cs-137 核種遷移、透水、透氣、氯離子侵蝕、硫酸鹽侵蝕及碳酸化等在混凝土障壁材料中的擴散模式建立。 2.廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進 (1)完成電鍍參數最適化研究與效率改善，並完成研究報告撰寫。 (2)完成放射性廢棄物之 C-14 分離、濃縮與計測技術最佳化參數彙整，並完成研究報告撰寫。 (3)完成小產源廢棄物現場整桶計測規劃，及完成計測設備整備與相關程序流程建立測試，並完成清大廢土固化體 32 桶整桶計測，建立 D to C 轉換因數。	符合預期進度 符合預期進度
五、建立區域水文地質環境監測及阻絕核種擴散措施，防止放射性物質污染擴散，確保環境生態安全。	104 年度 場址水文地質復育技術之精進 (1)完成抽/處理/灌試驗設備設計與採購作業。 (2)年度環境資訊採樣分析共 213 份。 (3)進行現地電導度背景資訊檢測。 (4)進行現地鹽水示蹤劑試驗，共佈設 7	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	處檢測點，進行電導度背景資訊持續檢測，累計達 120 天。 (5)進行跨井抽水試驗，推求水文地質參數，比較 99 年度成果，證實阻隔牆有其效果。 105 年度 場址水文地質復育技術之精進 (1)進行抽/處理/灌試驗設備(PTI 003)的設備功能強化規劃與採購作業，將原單一進水口，提昇為雙進水口，已增加處理範圍。 (2)年度環境資訊採樣分析共 202 份。 (3)完成試驗區地層分佈資料彙整與分析，並完成「未受壓含水層地層分佈與導水係數分析研究」報告。 (4)進行環境復育整合研究資訊彙整，完成「試驗區環境復育研究」報告。	符合預期進度

貳、 主要內容

一、 執行內容

本計畫主要針對解決實際問題為導向，進行研究發展建立核心技術為訴求，藉由本所執行核設施除役開發實務需求技術，以及開發針對性有效技術解決各類放射性廢棄物處理與處置問題，執行過程並適時因應國內核電廠之需求給予技術協助，進而應用於核電未來除役之廢棄物管理；同時累積實務經驗與知識，為未來協助核能電廠除役儲備技術能力與人力資源需求。本計畫整合了除役、除污，以迄廢棄物之處理、檢整、清潔釋出與處置等上自廢棄物之源頭，下至其最終歸宿等所有上、中、下游相關技術之研發，計畫主要執行內容如下：

(一)核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術開發

研究 TRR 等大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術、用過核子燃料濕式貯存設施與高活度污染設施處理方法、用過核子燃料處理與長期貯存技術、可盛裝爐體相關廢棄物之中大型容器，以及廢棄物減量之量測與認證等技術，研擬清除工法，確保設施拆除安全；抑低除役廢棄物量，達到源頭減量目標，建立國內核設施除役之範例。

1. 大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術研究：在大型核能組件 TRR 設施除役作業中，爐體已於民國 91 年以整體遷移方式，移至本所 074 館拆裝廠房內，成為放射性廢棄物做安全貯存；依據 TRR 設施除役計畫書，待其內部輻射劑量率大幅降低，並配合國內低放射性廢棄物最終處置場設置期程，再進行細部拆解，在此之前，必須先建立拆解技術，以確保後續爐體廢棄物拆解作業安全及放射性廢棄物合法存放。
2. 濕式高活度污染系統清理技術發展：TRR 燃料池內用過燃料棒總計 39 支至 101 年底已全數清除，並於民國 102 年底完成熱室進行安定化作業，約 10 m^3 之高活度廢樹脂總活度約 2,200 Ci 將於民國 103 年中由燃料池清出暫貯以備後續之安定化處理，而總活度約 $9.6 \times 10^7\text{ Ci}$ 約 150 公斤重之鈾粉於民國 104 年中陸續由燃料池清出，105 年將全數由燃料池內清出，需經安定化處理以利中長期安全貯存。1000 公秉池水總活度約 100 Ci 之前處理技術已

於民國 102 年底熱試車成功，前處理程序包含吸附、凝集沉降及過濾方法，已於民國 103 年底分送 200 公秉初處理後池水至本所放射性廢液處理場進行處理，民國 104 年完成 300 公秉初處理後池水至本所放射性廢液處理場，並開發池壁除污與污染隔離技術，預期將於 105 年底完全排盡池水；而池水經前處理後所產生之高活度高污染淨化媒如吸附劑、污泥及廢濾芯等須予以適當除水及包裝後裝桶安全貯存；另不堪用之舊有遭用過燃料污染之燃料池冷卻水系統亦須在狹窄空間內清除；池壁總面積約 1,100 m² 其固著污染調查及剷除將於池水排盡後進行工法測試。

3. 用過核子燃料處理與長期貯存技術研究：藉由執行 TRR 用過 UO₂ 實驗燃料棒安定化處理與鋁合金護套氧化行為研究，建立國內用過核子燃料長期貯存安全分析評估與環境監測等技術；且國內核電廠用過核子燃料長期貯存之安全性，須倚賴用過核子燃料的包封護套與燃料丸體之完整性，確實明瞭用過核子燃料長期貯存行為，並建立有效之監測技術。
4. 低放射性廢棄物容器開發研究：本計畫之研究目標以金屬製廢棄物容器之開發為主。核設施在除役過程將產生大型之放射性廢棄物，若採用小體積之 55 加侖桶，將增加廢棄物之切割工作成本及工作人員劑量。為提高廢棄物貯存效率，因此本計畫之研究目標是在開發中大型之金屬製廢棄物容器。
5. 核設施除役廢棄物減量活度量測技術發展：進行 TRU 廢棄物減量活度量測、核設施除役低放廢棄物減量活度量測驗證、核設施除役大型管件廢棄物減量活度量測及建物解除管制量測驗證等技術之建立與研究，達成解除管制及資源廢棄物再利用之目的，以確保我國除役廢棄物管理之經濟性、安全性與可靠性。針對不同類型放射性廢棄物及核設施除役作業，開發適用之解除管制技術，及建立合理化解除管制之量測追溯與驗證機制。

(二)特殊廢棄物減容與安定化技術開發

開發醫學及研究等領域同位素應用所產生多樣，且難處理放射性廢棄物之減容與安定化處理技術，針對難固化廢棄物之減容、放射性廢水處理與安定化效能提升、除污與處理產生二次廢棄物之

處理等分別開發有效性技術，以及發展無機聚合安定化技術，達成減量及安全貯存之廢棄物管理要求。

1. 難固化廢棄物減容技術開發：針對本所早期從事放射性物質與放射性同位素研究所產生之固體廢棄物，目前仍存放於本所貯存場包括廢樹脂、廢活性碳、及廢保溫材等難固化處理之固體廢棄物，必須開發適當處理技術以解決。
2. 放射性廢水處理與安定化技術精進：為確保高導電度無機類含氫廢液及 TRR 燃料池廢液處理程序為有效且安全，採除污因子較高的蒸發濃縮系統處理，處理後所產生之蒸發濃縮廢液，分別研究開發其固化處理程序，以確保固化體品質。
3. 二次廢棄物處理技術研究開發：針對除污或處理過程中所產生之二次廢棄物，開發有效的二次廢棄物處理程序將可以進一步減少放射性廢棄物之體積及貯存壓力，使廢棄物管理或處置更經濟有效率，並藉此達到輻射防護及放射性廢棄物管理安全之目的，同時減少對環境潛在危害衝擊。
4. 無機聚合安定化技術開發：本研究擬以透過材料來源與種類之選擇，配合各項添加物和原料配比之結果進行差異分析，提供一新形態之可利用無機聚合安定化技術，達到放射性廢棄物安定化、環境保護與廢棄物再利用及最小化之目標，為放射性廢棄物安定化以及具再利用性價值之廢棄物另闢一條具重大貢獻及正面意義之途徑。

(三)最終處置及環境監測技術發展

配合國內放射性廢棄物最終處置時程，發展高性能混凝土障壁材料；並配合最終處置場接收標準，精進處置整備難測核種鑑定技術。同時針對核設施場址進行全面與長期之環境水文地質監測，建立防堵措施阻絕污染擴散，維護環境輻射安全。

1. 混凝土技術於廢棄物貯存容器及工程障壁之應用研究：依據廢棄物性質及場址特性，選擇高性能混凝土材料進行耐久性與穩定性試驗，藉由實驗結果，提供工程障壁材料與廢棄物包封材料的多重選擇，以確保廢棄物體之處置安全。

2. 廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進：精進、整合廢棄物放射化學分析之核心技術研究，及小產源低放射性水泥固化廢棄物桶核種濃度評估計算與分類資料庫建立。
3. 場址水文地質復育技術之精進：精進場址水文地質復育技術，技術發展與應用案例將實施於研究場址之地下水及環境水文地質復育最適化模式之建立等應用案例。

二、實際達成與原預期差異說明

本計畫原規劃 TRR 燃料池池水排出後再清理池內池中池等大型物件，104 年原規劃排出 500 公秉池水。現因部分物件沾附高活度鈾粉之非預期因素，基於輻射安全清理時須利用池水作為屏蔽防護，俟優先清理大型物件後，再排池水及清理池壁，以致排水量須減少為 300 公秉，105 年排盡目標不變。因排出水量減少，在未涉及更動細部執行計畫書內容下，針對作業計畫中之年度工作項目分月工作摘要及進度需做部分調整。於 104 年 6 月 22 日簽奉原能會(會綜字第 1040017195 號函)核准本年度工作項目「特殊廢棄物減容與安定化技術開發」之年度目標及工作摘要及進度 12 月查核點由「完成處理 TRR 燃料池廢液 400 公秉」修正為「完成處理 TRR 燃料池廢液 300 公秉」，差異數量於全程計畫內完成。105 年燃料池內累計已處理 900 公秉之池水達本所放射性液體處理場接收標準之目標，為連結燃料池壁面及池底除污作業，並確保除污時人員空浮防護安全及二次廢棄物產生量最小化，將留存約 50 公秉已處理水作為池底污染屏蔽，待池底除污後即申請液體場接收排盡。

參、經費與人力執行情形

一、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

單位：千元；%

	105 年度					106 年度 預算數	107 年度 申請數 (無須填報)	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	56,139	56,077	0	56,077	99.89	66,000		
一、經常門小計	36,010	35,955	0	35,955	99.85	39,267		由經常門流出 3,529 千元
(1)人事費	—	—	—	—	—	—		
(2)材料費	12,172	12,150	0	12,150	99.82	11,780		
(3)其他經常支出	23,938	23,805	0	23,805	99.44	27,487		
二、資本門小計	20,129	20,122	0	20,122	99.97	26,733		由經常門流入 3,529 千元
(1)土地建築	—	—	—	—	—	—		
(2)儀器設備	13,254	13,250	0	13,250	99.97	16,040		
(3)其他資本支出	6,875	6,872	0	6,872	99.96	10,693		

(二) 經費支用說明

- 1.本年度原編列經常門業務費 39,539 千元，為配合全所保安監控系統及所區排放水監測系統等建置需求於 3 月份辦理經費流用，由經常支出流出 3,529 千元至資本支出，流用後經常門業務費為 36,010 千元，佔計畫總經費 64.14%。主要用途為支應計畫執行所需之實驗物品材料、設備設施維護、水電清潔、國內外公差、委託學術單位研究等費用。
- 2.本年度原編列資本門設備費 16,600 千元，由經常支出流入 3,529 千元至資本支出，流用後經常門業務費為 20,129 千元，佔計畫總經費 35.86%。主要用途為購置計畫執行所需之機儀設備，主要包括：燃料池放射性廢棄物清理、檢整及運送等容器及系統除污設備、高壓釜裝置及環路系統設備、熱室機械手組件、廢棄物量測設備、混凝土容器非破壞檢驗、耐久性試驗及工程障壁試驗偵測儀、環境量測及輻射劑量偵檢器等。

(三) 經費實際支用與原規劃差異說明

本年度計畫經費經常支出編列 39,539 千元，資本支出編列 16,600 千元，經資門支出合計編列 56,139 千元。為配合全所保安監控系統及所區排放水監測系統等建置需求於 3 月份辦理經費流用，由經常支出流出 3,529 千元至資本支出。流用後經常門業務費為 36,010 千元；流用後經常門業務費為 20,129 千元。計畫於年度伊始即按月規劃計畫經費使用分配，截至 105.12.31 之統計值，經資門支出合計實際結報數為 56,077 千元，執行率 99.89%，節餘 62 千元繳庫，支用情形良好。

二、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

計畫名稱	執行情形	105 年度							106 年度 總人力 (預算數)	107 年度 總人力 (申請數)
		研究員 級	副研究 員級	助理研究 員級	助理級	技術 人員	其他	總人力 (人年)		
<u>分支計畫</u> 核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發	原訂	1.40	16.26	15.36	6.15	18.33	0.60	58.10	64.0 (66,000)	63.0 (60,000)
	實際	1.62	16.24	15.00	4.96	17.90	0.51	56.23	—	—
	差異	+0.22	-0.02	-0.36	-1.19	-0.43	-0.09	-1.87	—	—
<u>分項計畫</u> 核設施除役拆解與高污染廢棄物減量技術開發	原訂	0.30	6.54	8.69	3.75	10.28	0.60	30.16	31.0 (27,388)	30.0 (24,970)
	實際	0.33	6.69	8.26	3.01	9.67	0.51	28.47	—	—
	差異	+0.03	+0.15	-0.43	-0.74	-0.61	-0.09	-1.69	—	—
<u>分項計畫</u> 特殊廢棄物減容與安定化技術開發	原訂	0.90	7.22	2.77	2.20	6.55	0.00	19.64	19.0 (20,675)	19.0 (18,090)
	實際	1.09	7.37	3.18	1.77	6.62	0.00	20.03	—	—
	差異	+0.19	+0.15	+0.41	-0.43	+0.07	±0.00	+0.39	—	—
<u>分項計畫</u> 最終處置及環境監測技術發展	原訂	0.20	2.50	3.90	0.20	1.50	0.00	8.30	14.0 (17,937)	14.0 (16,940)
	實際	0.20	2.18	3.56	0.18	1.61	0.00	7.73	—	—
	差異	±0.00	-0.32	-0.34	-0.02	+0.11	±0.00	-0.57	—	—

- 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

本計畫本年度規劃投入人力共 58.10 人年；本年度統計實際投入人力共 56.23 人年，實際人力執行率 96.78%，計畫整體人力運用情形良好。

肆、 已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003) (系統填寫)

一、 績效指標項目初級產出、效益及重大突破

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		106 年度目標值	107 年度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值				
學術成就 (科技基礎研究)	A.論文	期刊論文	國內(篇)	16	2	2		研究成果論文發表於國內、外重要期刊上，有助增進研發成果的可信度，及提供國內相關技術研究參考。	
			國外(篇)		7	3			
		研討會論文	國內(篇)		0	2			
			國外(篇)		7	2			
		專書論文	國內(篇)		0	0			
			國外(篇)		0	0			
	C.培育及延攬人才	博士培育/訓人數		1	2	1		未來國內從事核設施除役及放射性廢棄物處理與處置相關工作人才新血養成。	
		碩士培育/訓人數		3	2	3			
		學士培育/訓人數		0	2	0			
		學程或課程培訓人數		0	0	0			
		延攬科研人才數		0	0	0			
		國際學生/學者交換人數		0	0	0			
		培育/訓後取得證照人數		0	0	0			
	E.辦理學術活動	<u>國內</u> 學術會議、研討會、論壇次數		2	2	1		1.為提升高放射性廢棄物最終處置技術之實驗與研究能力，於 5 月 9~14 日邀請北京核地院專家陳亮副所長、謝敬禮博士至所進行「2016 年深層地質處置研	
		<u>國際</u> 學術會議、研討會、論壇次數		0	0	0			
		<u>雙邊</u> 學術會議、研討會、論壇次數		0	0	0			
		出版論文集數量		0	0	0			

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		106 年度目標值	107 年度目標值	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				
							究技術與經驗交流討論會」，研討會主要是依據花崗岩力學及多場耦合特性試驗技術、花崗岩力學模型建模和地下工程長期穩定性評價技術、膨潤土滲透特性和膨脹力等基本物理力學特性試驗技術、大陸高放廢物處置研究進展和地下實驗室工程工作計畫與多場耦合條件下膨潤土材料長期性能數值類比技術等進行技術交流。參加單位計有物管局、台電核後端、工研院、清華大學、中央大學、核協會、核研所等 54 人參加。本討論會促進技術研究與經驗交流，對後續工程障壁材料耐久性評估與感應器配置技術多有助益。 2.分別於 5 月 20 日及 9 月 29 日假核研所國家游離輻射標準實驗室舉辦「國內廢棄物解除管制量測比對研討會」，邀請台電公司放射實	

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		106 年度目標值	107 年度目標值	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				
								驗室、核三工作隊、核一廠、核二廠及核研所保物組等受測機構共同參加，原能會輻防處與物管局亦派員出席，共 60 人參與研討，目的為：(1)驗證儀器功能正常，(2)經由技術交流促進國內活度量測方法一致性，(3)提高廢棄物外釋活度量測之可靠性。本所針對受測儀器之性能評估、英國與美國的廢棄物量測比對經驗分享、3 次解除管制量測能力試驗回顧、本次測試樣製作與比對方法等進行討論。	
技術創新 (科技技術創新)	G.智慧財產	申請中	國內	發明專利(件)	2	3	3	開發自主技術應用於核設施除役及放射性廢棄物處理相關之技術服務案，利於國內外產業市場拓展。	
				新型/新式樣(件)		0	0		
				商標(件)		0	0		
				品種(件)		0	0		
			國外	發明專利(件)	1	3	0		
				新型/新式樣(件)		0	0		
				商標(件)		0	0		
				品種(件)		0	0		

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		106 年度 目標值	107 年度 目標值	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				
()		已獲准	國內	發明專利(件)	6	3			
				新型/新式樣(件)	0	0			
				商標(件)	0	0			
				品種(件)	0	0			
			國外	發明專利(件)	4	0			
				新型/新式樣(件)	0	0			
				商標(件)	0	0			
				品種(件)	0	0			
		著作/出版品	國內(件)		0	0	0		
			國外(件)		0	0	0		
		與其他機構或廠商合作智財件數		0	0	0			
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		72	75	68		供國內核設施除污除役與廢棄物處理等工作之經驗傳承及未來相關作業參考。	
		新檢驗方法數		0	0	0			
	S1.技術服務 (含委託案及工業服務)	技術服務件數		3	3	2		執行外界委託技術服務 3 案，實際收入 157,305 仟元。協助國內機關、國營單位與民間企業等解決核能應用相關廢棄物減量、減容與安定化處理，以及最終處置等問題。	
		技術服務家數		0	0	0			
		技術服務金額(千元)		50,000	157,305	30,000			

二、本計畫主要成果及重大突破

(一)學術成就

- 1.本年度預期績效指標值：發表論文 16 篇；辦理學術活動 2 場次；培育博碩士 4 人。本年年度實際產出：發表論文共 16 篇，包括國外論文 7 篇(含 SCI 期刊 6 篇)、國內期刊論文 2 篇、國際研討會論文 7 篇；辦理學術活動 2 場次；培育博碩士共 4 人，包括博士班研究生 2 人、碩士班研究生 2 人。
- 2.派員參加於美國鳳凰城舉辦之 2016 年 Waste Management 國際研討會，並口頭發表 Mo-99 二次廢液處理之研發成果一篇“Development of Treatment Process for Radioactive Wastewater Generated from Molybdenum-99 Study”。WM 研討會內容包括低/中放射性廢棄物管理、用過核子燃料與高放射性廢棄物管理、設施除污與除役、環境復育、環境管理及民眾參與等相關議題，藉由論文發表及與專家學者進行討論交流，可望提升我國放射性廢棄物處理能力及經驗。
- 3.派員參加於日本成田舉辦之 2016 年第十八屆 ICNST 國際研討會 (18th International Conference on Nuclear Science and Technology)，並口頭發表放射性有機廢液處理之研發成果一篇“Preparation of Heterogeneous Ferrite Catalysts and Their Application for Fenton-Like Oxidation of Radioactive Organic Wastewater”。藉由參加研討會並發表論文，以瞭解國際之發展現況、重要關心議題及未來趨勢挑戰，作為計畫執行參考。
- 4.有鑑於未來除役作業所產生之廢棄物在材質、密度與熱點分布上的多樣性，本所建置了數種不同材質密度與射源分布之桶型樣品，來測試 Q2 與 SWAM 系統在關鍵核種活度量測上的差異程度，並於 8 月 24 日至 26 日派員赴大陸西安參加“International Conference on Nuclear Science and Engineering (NSE 2016)”國際研討會，發表研發成果論文“HPGe and Scintillation Detectors Comparisons on Waste Drums Radioactivity Measurement”，並刊載於 Journal of Applied Mathematics and Physics 期刊。
- 5.利用國內考古文化遺址出土的金屬文物，建立非破壞性腐蝕率分析，並以相關科技考古方法理論與檢測技術，針對出土金屬古物理

藏環境之水文地質條件、腐蝕機制，進行形態、組織、結構，以及風化(腐蝕)產物之成分鑑定與組成元素等分析方法，進行彙整、剖析，進而推算遺址出土金屬文物的鏽蝕速率，以及其類比放射性廢棄物最終處置場的儲存銅罐(含內鑄鐵材質)，在自然環境條件下，於同類地質環境條件中之演育歷程，提供國內核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發長程計畫之工程障壁中廢棄物罐設計之重要依據，並了解處置場在天然環境中長期演化的評估結果與參考論述，以提高安全評估之可靠度與信心度。相關研究成果已於 105 年 4 月 40 日，假台博館舉辦的「2016 非破壞性文物材質檢測工作坊」研討會中，發表「利用 X 光斷層攝影技術分析金屬器具鏽蝕的初步研究」及「漢本遺址青銅器文物檢測與分析」兩篇專題演講。另一篇論文“A preliminary micro-CT study on corrosion of ironware discovered from Niao-Sung culture era, Taiwan”發表於 2015 EAFORM 國際研會。

6.本年度委託國內大學研究計畫 4 項，帶動國內學術單位參與放射性廢棄物處理與處置領域研究工作，並養成國內未來從事放射性廢棄物處理人才：

- (1)中原大學電機所張政元教授執行「大型核能組件內部管路遙控探測機具發展研究」，培育學士生 2 人。
- (2)清華大學原科中心周鳳英教授執行「高完整性混凝土處置容器之長期抗菌性研究」，培育博士生 1 人。
- (3)中央大學土木工程研究所黃偉慶教授執行「混凝土障壁材料品質劣化速率模式研究」，培育碩士生 2 人。
- (4)成功大學地球科學系吳銘志教授執行「本土天然類比案例分析之種類與埋藏環境條件之探討」，培育博士生 1 人。

(二)技術創新

- 1.本年度預期專利申請獲得 6 件；技術報告 72 篇；技術服務案收入 50,000 仟元。本年度實際產出：專利申請獲得共 16 件，包括獲得 10 件(我國 6 件/美國 3 件/日本 1 件)、申請 6 件(我國 3 件/美國 3 件)；完成技術報告 75 篇；執行接受外界委託技術服務案 3 項技服收入共計 157,305 仟元。

- 2.大型核能組件內部管路遙控探測機具發展研究主要為開發一款操作簡單、精確定位、靈活運動的非線性遙控機具(蛇型機器人)，內部管路得取樣更是為核設施除役前期規劃階段中一項重要的評估作業，故可應用此機具於探測與取樣人員無法抵達的高活度大型核能組件內部管路。該款蛇型機器人整合多樣性探測設備於遙控機具上，其創新技術為利用分析系統數學動態模式來規劃設計非線型控制器，並依據感測過程同時建立重要的地圖，使其可以在高活度大型核能組件內部管路中執行各式任務，例如直線爬行、左右轉彎以及探測與取樣等作業。
- 3.針對 TRR 爐體廢棄物之輻射現況，完成水下帶鋸切割機具與水下圓盤鋸切割機具等二款機具之概念設計，可分別用以切割 TRR 爐體內部的上熱屏蔽、下熱屏蔽與及反應槽等高活度組件。並考慮以 83 加侖桶作為貯存容器，完成(上熱屏蔽、下熱屏蔽及反應槽)的切割路徑規劃。
- 4.提出「環保水泥及其製法」申請中華民國及美國發明專利。本發明專利將原本需進行廢棄處理之廢棄物加以再利用，作成具有經濟價值之材料，建立一種新穎、環保之綠色水泥技術，可有效大幅度降低溫室氣體之排放，並可處理國內電廠多年來難以處理之廢棄保溫材料等。
- 5.提出「製備低放射性廢棄物混凝土處置容器之高性能混凝土配比」申請中華民國專利。本發明係關於一種混凝土之組成份，其用於製備低放射性廢棄物之混凝土處置容器，由特定配比之漿料、粒料、鋼纖維以及拌和水所組成，具有多種優異性質而適合製作容器，特別是其遲滯核種遷移的特性而適合製作盛裝低放射性廢棄物之處置容器。
- 6.為提升高放射性廢棄物最終處置技術之實驗與研究能力，於 5 月 9~14 日邀請北京核地院專家陳亮副所長、謝敬禮博士至所進行「2016 年深層地質處置研究技術與經驗交流討論會」，研討會主要是依據花崗岩力學及多場耦合特性試驗技術、花崗岩力學模型建模和地下工程長期穩定性評價技術、膨潤土滲透特性和膨脹力等基本物理力學特性試驗技術、大陸高放廢物處置研究進展和地下實驗室工程工作計畫與多場耦合條件下膨潤土材料長期性能數值類比技

術等進行技術交流。參加單位計有物管局、台電核後端、工研院、清華大學、中央大學、核協會、核研所等共 54 人參加。本討論會促進技術研究與經驗交流，對後續工程障壁材料耐久性評估與感應器配置技術多有助益。

- 7.於 5 月 20 日假核研所國家游離輻射標準實驗室舉辦「國內廢棄物解除管制量測比對研討會」，邀請台電公司放射實驗室、核三工作隊、核一廠、核二廠、核三廠及核研所保物組等受測機構共同參加，主管機關原能會輻防處與物管局亦派員出席，共 60 人參與研討，目的為：(1)驗證儀器功能正常，(2)經由技術交流促進國內活度量測方法一致性，(3)提高廢棄物外釋活度量測之可靠性。本所同仁係針對受測儀器之性能評估、英國與美國的廢棄物量測比對經驗分享、3 次解除管制量測能力試驗回顧、本次測試樣製作與比對方法等進行討論。並於 9 月 29 日舉辦「國內廢棄物解除管制量測比對試驗-總結研討會」，連同受測單位與主管機關共約 43 餘人參與研討，並以此次試驗作為國內廢棄物量測技術交流平台，來增進相關檢測機構對廢棄物量測作業的方法一致性並提高量測準確度。
- 7.精進放射性含氫有機廢液之處理技術，本所自行開發並製備磁性觸媒以進行廢液之總有機碳(TOC)降解試驗。透過高級氧化法進行 TOC 降解試驗後，原廢液 TOC 約 20000 ppm 反應後可降至 100 ppm 以下，達本所液體場接收標準。

(三)經濟效益

- 1.建立 TRR 燃料池吊掛搭乘設備搭配壁面除污與膠貼施作技術，具有便利、彈性及操作簡易等特性，已完成 TRR 燃料池池壁約 600 m² 壁面(總壁面積約 700 m²)除污，防治空浮發生；建立污泥離心脫水技術及設備，並完成 200 公升池內污泥脫水測試，可減少處理 TRR 燃料池池水所產生之凝集沈降污泥含水量及容積達 60% 以上；完成 TRR 燃料池冷卻水系統管線及桶槽現況調查，包含殘水量及核種活度濃度分析，已研擬熱交換器之拆除規劃工法。
- 2.針對解除管制量測實驗室長期接收所內拆除金屬廢棄物，並使用 SWAM 及 Q2 活度量測系統執行解除管制驗證量測，今年共完成 126 桶合計約 36 公噸重廢棄物，依現行金屬廢棄物處理、貯存收費

每公斤 432 元及最終處置收費每公斤 302 元標準估算，預期清潔外釋後約可省下後續處置費用達 2,642 萬元。亦可實現廢棄物減量與資源環保永續利用的目的。

- 3.開發廢活性碳最適處理技術以應用於本所目前積存之 8,300kg 廢活性碳，及降低本所該類廢棄物之庫存，確保環境之永續發展。除應用於本所既存之活性廢棄外，更進一步能將該技術應用於台電核三廠庫存 600 桶(約 120 噸)廢活性碳處理，以增加經濟效益並確保國內環境之安全。
- 4.建立濃縮廢液固化程序，其中水泥系固化劑含有抗鹽性增稠礦物摻料 palygorskite，可有效解決濃縮廢液水泥漿體中水漿相分離問題；與原固化流程控制計畫書比較，可減少固化劑用量約 24 wt%，固化劑成本低，接近於波特蘭水泥，約為原固化劑成本 1/8，修訂後計畫書業經主管機關准予核備(105 年 4 月 14 日核一字第 1050000914 號函)。
- 5.目前我國各單位所產生之放射性廢液(除核電廠以外)皆送至本所進行貯存。傳統利用芬頓法須持續添加大量鐵離子溶液，進行 TOC 降解反應，其缺點為反應後產生大量濕性污泥，後續須進行分離、脫水及安定化等繁雜程序，以致處理成本提高。針對上述問題，本所進行異相觸媒之開發及實際應用，目前自行製備磁性觸媒可透過磁性收集，並應用於放射性有機廢液之總有機碳(TOC)降解試驗。磁性觸媒可重複使用而無須再添加鐵離子溶液，節省後續濕性污泥之處理程序及成本。經 TOC 降解試驗後，原廢液 TOC 約 20000 ppm 反應後可降至 100 ppm 以下，達本所液體場接收標準。根據上述實驗成果，將進行放大試驗，以開發我國首套放射性有機廢液 TOC 降解處理設備，減緩我國放射性有機廢液之貯存壓力及處理成本之負擔。

(四)社會影響

- 1.完成 TRR 燃料池鈾粉運送作業管制程序書建立與核備，改善燃料池鈾粉運送作業之安全。
- 2.利用 SWAM 及 Q2 系統執行本所 DSP 金屬廢棄物之總活度與總比活度的量測作業，透過我國解除管制之規範，將符合核種活度限值

的廢棄物釋出以確保資源獲得有效利用，目前共量測 84 桶總重約 22 噸，外釋後可大幅減輕所內倉儲壓力。

- 3.開發焚化技術處理本所既存之廢活性碳具高減容效果，可降低本所放射性廢棄物倉貯壓力，對本所鄰近村里之環境生態安全有所助益。
- 4.針對本所長期接收所外小產源之放射性有機廢液，進行總有機碳(TOC)降解試驗，利用自行開發之磁性觸媒進行催化反應，取代傳統添加鐵離子溶液而產生濕性污泥之缺點，有利於後續液體廠接收及處理，並有效降低本所接收全國廢液之貯存數量壓力。

(五)其他效益

- 1.為解決本所既存之超鈾廢棄物，已於先前計畫中完成相關之檢測技術的開發，本年度之重點項目為本所超鈾廢棄物的檢整作業，期望透過此檢整的量測經驗，得以回饋於將來國內電廠除役與低放處置之應用上。
- 2.為處理本所既存之 30 公秉高導電度含氫廢液桶底污泥，本年度已完成建置桶底污泥壓濾設備，並已成功完成測試處理 5 公秉，規劃於下年度完成處理所有既存桶底污泥，提升貯存安全，期望透過此處理經驗，得以回饋於將來國內電廠除役與低放處置之應用上。
- 3.本計畫長期投入廢棄物分析及分類管理研究，經由現有資料分析發現部分問題，近幾年已陸續針對難測核種(如 Tc-99, I-129, TRU 等)，投入相關設備、儀器與人力等資源，持續進行量測技術精進與研究，以目前結果來看，確實可將 Tc-99 及 I-129 等 MDA 至少下降至 1-2 個級數，應用在廢棄物中可以降低分類級別。
- 4.本年度開始積極進行本所廢棄物處理廠廢棄物資料庫系統建置工作推動，持續維持既有各貯庫廢棄物資料，並進一步彙整成單一廢棄物資料庫將各類廢棄物資料妥善管理，將各類廢棄物資料妥善管理，作為處置設施規劃設計之用。目前已完成現場整桶計測設備整備與相關程序流程建立測試，並完成清大廢土固化體 32 桶整桶計測，建立 D to C 轉換因數，流程執行並無遭遇困難。

5.本計畫計畫主持人魏聰揚博士與「放射性物料熱室檢驗技術研發團隊」分別獲得原能會「105 年度放射性物料研究發展傑出貢獻獎」之個人獎與團體獎。

第二部分(自行上傳)

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)

- (一)利用生物可分解性與低成本的微膠囊包埋天然黏土礦物(如沸石、伊利石、蒙脫石、高嶺土)的合成方式，與離子交換原理，研究水相溶液之 Cs 的高選擇性吸附行為，發表“Study on Sorption of Cs from Aqueous Solution by Microcapsules Enclosing Natural Minerals”論文刊登於 “Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry” 國際 SCI 期刊，第 307 卷 3 期，1743-1748 頁。實驗結果顯示：微膠囊包埋沸石在 0.1-6 M HNO₃ 及 0.001-1 M NaCl 溶液的條件下，Cs 吸附率可達到 90% 以上。
- (二)派員參加於美國鳳凰城舉辦之 2016 年 Waste Management 國際研討會，並口頭發表 Mo-99 二次廢液處理之研發成果一篇(Development of Treatment Process for Radioactive Wastewater Generated from Molybdenum-99 Study)。藉由參與研討會，瞭解英國除役管理局(NDA)對於核電廠除役之政策管理、計畫制定、預算擬定、目標設定及進度檢核之議題，可作為我國未來首次進行核電廠除役之借鏡。
- (三)派員參加於日本成田舉辦之 2016 年第十八屆 ICNST 國際研討會(18th International Conference on Nuclear Science and Technology)，並口頭發表放射性有機廢液處理之研發成果一篇(Preparation of Heterogeneous Ferrite Catalysts and Their Application for Fenton-Like Oxidation of Radioactive Organic Wastewater)。藉由參加研討會並發表論文，以瞭解處理放射性廢液之處理技術進展及趨勢，會中並與韓國原子力研究所(Korea Atomic Energy Research Institute)及慶北大學之學者專家進行交流，並討論核種吸附材料之技術發展現況，可作為我國發展相關技術之參考。

二、 技術創新(科技技術創新)

- (一)「降低運算負荷的影像追蹤方法」分別獲得中華民國發明專利(發明第 I520896 號)及美國發明專利(US9,278,832B2)。本專利案目的在於透過減少影像資料處理量，以降低相關硬體設備的需求規格，進而節省設備購置成本。透過節省成本的優點，進而實現以即時影像追

蹤負載及天車之位置，以即時影像之移動量作為控制吊掛移行裝置的參數，改善負載搖擺的情形。

(二)TRR 燃料池之岸下池壁技術開發，係採用吊掛式搭乘設備來進行池壁除污與防護，具有高便利性與安全性。利用現有工具與淨化池水搭配，來對池壁進行除污，降低除礦水用量；而防護採用膠貼方式來阻擋污染物擴散，兩者產生的二次廢棄物量少，符合除役需求。

(三)TRR 燃料池水淨化程序所產生的凝集沈降污泥，使用遠心式脫水機可有效去除污泥>60%的水分，達到固液分離的效果，實際作業後污泥量由 5 m^3 大幅減少至 0.8 m^3 。

(四)開發「取出重砂屏蔽桶 Mo-99 放射性廢液之裝置」，獲得中華民國發明專利(發明第 I525640 號)。本專利包括具有容置空間之負壓箱體，該負壓箱體內裝載有升降台、旋轉台及旋轉馬達，並以活動箱門作扣鎖，且於外側設有與該升降台、該旋轉台及該旋轉馬達電性連接之控制箱。本裝置內含洩除屏蔽桶內之氣壓系統，亦可安全地取出固定量放射性廢液，裝載鉛屏蔽及重砂屏蔽桶，以利於未來人員安全操作且避免受放射性物質污染，進而使處理放射性無機廢液之過程可以更順利及有效保護操作人員之安全。

(五)「吸附劑之造粒方法及該方法所製得之吸附劑顆粒」申請中華民國發明、美國、日本、歐盟專利，並已獲得中華民國、日本、美國專利。本發明專利使用偏矽酸鈉、偏高嶺土及無機離子交換材料於水中進行混煉形成漿料，隨後將完成之漿料傾洩於 300~400 網目之尼龍布上，於常溫自然乾燥至硬化，接著將硬化後之成品打碎並利用篩目為 0.2~2.5 mm 之篩網進行振動過篩，可獲得具有良好吸附能力之吸附劑顆粒，可用於國內外放射性廢水處理。

(六)自行開發磁性異相觸媒，可針對放射性有機廢液進行總有機碳(TOC)之降解反應，透過可重複使用異相觸媒之催化，無須以傳統方法添加鐵離子溶液，因此並無產生鐵系濕性污泥，節省後續二次廢棄物所需之處理成本。放射性有機廢液原始 TOC 濃度約為 20000 ppm，經使用異相觸媒進行氧化反應後，其濃度可降至 100 ppm 以下。此外，顆粒化無機吸附劑研發成果「放射性核種顆粒化之無機吸附劑的製備方法」專利申請經專利局審查通過，於 104 年 12 月 1 日獲得

中華民國專利證書(發明第 I510286 號)，本技術對於降解後之廢液可進行後續處理，進行廢液之核種吸附，以妥善處理廢液。

(七)開發 1/4 縮尺緩衝材料塊體的壓製技術的先期是模具的設計與製作，要將粉狀膨潤土直接壓至 2 kg/m^3 ，模具需要能夠抗高壓(約 50MPa)，在此高壓下，塊體壓成後是與模具緊密附著，為了不使塊體崩壞，還需要有脫模的設計，可以想見模具設計、製作之艱難。目前已順利完成圓形、環形與扇型模具的設計、製作，亦完成塊體壓製，再依據緩衝材料在處置坑的配置，完成 1/4 縮尺塊體組立。主要成果在建立緩衝材料塊體壓製技術，奠定後續執行處置設施主要影響作用(熱-水-力-化)的實驗基礎，組立的緩衝材料塊體可做為向公眾說明處置設施多重障壁安全性的實體模型。

(八)放射性廢棄物中 TRU 核種分析之電鍍參數最適化研究，成功改良過去分析放射性廢棄物中的 TRU 核種 (Am 與 Pu) 的電沉積步驟，提高 TRU 核種回收率與數據穩定性。將樣品溶於 2M 的 HNO_3 與 0.3M 抗壞血酸水溶液，利用 TRU 樹脂管柱吸附 Am 與 Pu 核種之特性，配合適當的沖提溶液萃取得測核種純化含量，再以改善後的電沉積步驟濃縮待測核種，利用阿伐能譜進行超鈾元素的分析。相較於過去之分析方法，其 Am 與 Pu 回收率顯著提高，方法偵測極限由 2.33 mBq/ml 降為 1.5 mBq/ml，本研究成功精進 TRU 核種的電鍍效率，且將系統參數最佳化，可取代我國目前正在使用的傳統超鈾元素分析技術，提高量測準確度。

三、經濟效益(經濟產業促進)

(一)TRR 燃料池池水凝集沈降處理之污泥可藉由脫水技術大幅減容 60%，有效減少廢料體積與未來貯存與處置成本。

(二)為有效降低所內相關設施之廢棄物存量，將持續發展自製之輸送帶式污染快速篩檢系統，目前已完成箱體內部 NaI 偵檢器裝設與輸送帶自動送樣系統之聯動設計，預估量測結果可達 MDA 小於 10 Bq/Kg 的標準，並可減輕相關維護之成本。

(三)「低放射性廢棄物高性能混凝土處置容器製造技術」授權案，於 103 年 10 月 23 日與授權廠商聯曜實業有限公司完成簽約手續。本案授權金 2,500 仟元，每期權利金以授權產品前一年度總銷售淨額之 3%

計算。本案已輔導國內廠商建立該項技術製作能力，估計未來核二廠將有 8,000~10,000 只低放射性廢棄物高性能混凝土處置容器之需求，及核三廠、蘭嶼貯存場與核一除役後之需求，估計價值 10 億元以上，對產業發展與經濟成長具有正面之效，可創造新的就業機會。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

- (一)開發之 TRR 燃料池池水淨化處理單元已成功處理 900 公秉池水符合本所液體場接收標準，池內 ^{137}Cs 與 ^{90}Sr 活度濃度亦去除約 90%，消除 TRR 廠內濕式貯存設施多年來的潛在洩漏風險，減少二次廢棄物體積，確保環境及人員健康與安全。並隨池內水位下降後執行壁面除污迄今無發生空浮。
- (二)放射性物質經民生使用後產生之小產源廢棄物經本所收回處理後先暫存於本所。目前政府正積極在推動低放射性廢棄物最終處置場的興建，本計畫亦規劃並執行暫存廢棄物交運至最終處置場前的整備研究，將不同類型的廢棄物以系統的方式整備成最終處置場可接收的標準，以利這些民生使用之放射性廢棄物可順利交運。
- (三)持續精進輻射防護作業精緻化，針對所內排放水、管制區排氣監控等作業，除長期提供樣品分析服務外，並協助職安會與使用單位建立合適有效之監控方案，本年度針對所內排放分析之最低可測濃度進行盤點，彙整所內各核種與取樣載體相關資訊，並對輻射排放取樣管理提供規劃建議。相關作業仍在持續精進，對於所內及國內相關單位之輻射防護、管制及設施安全均有所助益，亦能提升國民對於輻射安全之信任。

五、其他效益(科技政策管理及其它)

- (一)當今國際在進行放射性廢棄物最終處置時，莫不利用多重障壁概念確保處置設施的安全，其中工程障壁最重要的組件—緩衝/回填材料扮演相當重要的安全角色，對於關心核廢處置議題民眾而言，若能具體展現政府有壓製緩衝材料的技術能力，並有壓製完成的模型予以實體解說，對民眾的接受度的影響將能大增。本研究已完成緩衝材料塊體模具設計(盤形、環形、扇形)。此項技術的發展，提供本土 1/4 尺度緩衝材料模型建置的基礎，以及相關實驗的運用，大幅推動我國緩衝材料塊體製作與實驗的進程。

- (二)為使國內除役計畫順利進行，本所就未來國內核設施除役後，所產生之大量廢棄物活度量測需求，建立相關量測技術，目前除了使用既存之 Q2 與 SWAM 活度量測系統外，未來亦可能加入多核種活度量測系統(EMMA)來執行廢棄物解除管制活度量測。EMMA 系統有著高準確性與低維護成本的特性，且已經完成對金屬放射性廢棄物活度量測的應用測試，將來亦可用於支援 Q2 與 SWAM 執行廢棄物解除管制量測作業，增進實驗室運作效能與減輕儀器負載。
- (三)「廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進」計畫導入「實驗室資訊管理系統(LIMS)」，提供放射化學分析實驗室有關人員、樣品、分析方法、數據、儀器、藥品等整體資源管理的資訊平台，其效益包含工作規範標準化；提供即時、可靠與完整的資訊，以提高實驗室主管的決策速度與準確度；自動傳輸儀器數據與自動數據計算、判斷，降低人為錯誤與時間延誤；分析流程資訊透明化與嚴謹的權限控管，提高數據品質可靠度；提供最新與歷史數據，使實驗室人員能即時追蹤與準確的運用這些數據；有效管理儀器校正、維護等資料，提高儀器檢驗精確度等效益。
- (四)為了強化我國核設施廢棄物的量測技術，本所建置了多核種活度量測系統(EMMA)，在經過長期的運轉測試後，發現偵檢器的老化對於量測結果僅有些微的影響，因此只需要執行一般維護與校驗作業，即可獲得高準確性的量測結果，將其應用於廢棄物減量與解除管制之量測上，應可有效降低維護成本，並增進民眾對於檢測結果的信心。
- (五)本所與比利時 SCK•CEN 核能研究所於 105 年 12 月 12 日完成簽署雙邊 MOU (合作範疇包含核反應器安全、ADS 次臨界爐心設計、散射靶材、核分裂反應器之材料/燃料及其他工程相關領域之研究)之正式簽核文件，自本(105)年度 11 月 30 日開始生效，效期為五年。

貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合

- 一、與中原大學電機所合作「大型核能組件內部管路遙控探測機具發展研究」計畫，在核設施除役工程中的重要工作項目之一為拆解與切割大型核能組件包含管路。然而，核設施內外佈有眾多且複雜的管路，且人員無法抵達管路內部，而部分組件更具有較高活度放射性。為了有效降低工作人員後續在執行拆解作業時身上所承受的輻射劑量，預前需要對所有的管路進行取樣與檢測，以分類放射性廢棄物的等級，方可確定除役工法與程序，以維護現場作業人員的輻射安全。本研究計畫為開發一款操作簡單、精確定位、靈活運動的非線性遙控機具(蛇型機器人)，該款蛇型機器人整合多樣性探測設備於遙控機具上，其創新技術為利用分析系統數學動態模式來規劃設計非線型控制器，並依據感測過程所得到的資訊，同時建立重要的地圖，使其可以在高活度大型核能組件內部管路中執行各式任務，例如直線爬行、左右轉彎以及探測與取樣等作業。
- 二、與清華大學原科中心合作「高完整性混凝土處置容器之長期抗菌性研究」計畫，本計畫以較長期程進行微生物對高完整性容器之耐生物劣化研究，成果將提出具體數據，提供本所研製之 HIC 用於放射性廢棄物處置安全評估之驗證參數。
- 三、與中央大學土木工程學系合作「混凝土障壁材料品質劣化速率模式研究」計畫，本研究將利用鋼纖維混凝土為處置場工程障壁材料，探討混凝土配比抵抗氯離子入侵之能力，求取預定使用混凝土配比之氯離子擴散係數及時間因子，用以提供國內興建低放射性廢棄物最終處置場之指標參考，提升低放射性廢棄物最終處置設施之安全性。
- 四、與成功大學地科系合作「本土天然類比案例分析之種類與埋藏環境之探討」計畫，進度說明如下：(1)資料的蒐集部份，本計畫業已收集綜整約 60%國內出版與天然類比相關的資料；其中，關於金屬文物的研究約 10 篇，其中有 2 篇是針對臺灣地區出土銅器文物做文物型態推測或成份分析研究，另外 7 篇針對非臺灣出土之金屬器物進行相關分析，其分析檢測技術將為本研究後續實物研究之參考。另外，大陸文獻已收集約 15 篇，將進一步研讀後並分類。國外文獻，除了 H12、H17、2012-2014 芬蘭等重要文獻外，亦持續蒐集綜整；(2)針對金屬文物出

土的地質環境演化，目前業已經確認其中出土之地理位置及所屬岩層特徵，後續將進行 SEM/EDS 與 XRD 分析，並以其分析的元素種類與地質環境礦物相(或次生礦物的結構)，繼續探討環境因子對於銅器文物埋葬礦化與保存狀況的影響；(3)已向台南樹谷文化基金會商借出土銅器文物 7 件(銅幣，大龍峒遺址)，並已進行初步的光學顯微鏡觀察分析。後續將繼續利用不同固相分析儀-拉曼散射分析，斷層掃描分析等進行了解大龍峒遺址出土銅器的腐蝕狀況。並於 105 年 4 月 40 日在台博館舉辦的「2016 非破壞性文物材質檢測工作坊」研討會中，口頭發表「利用 X 光斷層攝影技術分析金屬器具鏽蝕的初步研究」。

參、 後續工作構想之重點

接續藉由本所執行核設施除役開發實務需求技術，以及面對國內研究用核設施及核能電廠相繼除役，為妥善管理除役過程所產生的各類放射性廢棄物，自 104 年起至 107 年止在既有基礎下持續研發實務關鍵技術，解決各類放射性廢棄物處理與處置問題，達到維護環境生態品質及確保民眾健康之目標，並消除社會大眾對放射性廢棄物管理之安全疑慮；同時累積實務經驗與知識，提昇技術完整性與成熟度，進而應用於核電廠除役所產生廢棄物之處理與處置技術需求：

一、大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術研究

(一)TRR 爐體爐內部有各式組件，如上生物屏蔽、上熱屏蔽、反應槽與下熱屏蔽，在拆解過程需要吊離出 TRR 爐體，以利後續的切割、減容、檢整及包裝等作業，因此發展合適的機具執行吊運，並同時考慮吊運過程的工安及輻安，將是後續工作的重點之一。

(二)TRR 爐體除役工程中較困難的工作之一為處理爐內高活度組件，初步估計包含上熱屏蔽、反應槽與下熱屏蔽，需要在水下環境拆除與切割這些高活度組件。水下切割系統之設計與開發，主要包括切割設備與其它輔助設備(例如切割用水槽、吊運機具與夾具、水質過濾系統、切屑收集系統等)。目前已完成水下切割系統中最主要的切割機具之概念設計，後續將持續規劃吊運機具、夾具、水質過濾系統、切屑收集系統等其它輔助設備。

(三)特定爐內組件如上熱屏蔽、反應槽與下熱屏蔽，皆具有高活度放射性，其切割工法與詳細的執行步驟不容許失誤，事前的模擬演練是必要的。因此，本研究規劃製作下熱屏蔽與反應器壓力槽的全尺寸實體模型(因上熱屏蔽與下熱屏蔽的形狀類似，故擇一即可)，以進行實際的吊運及切割測試，以確認拆除工法及切割機具的可行性。此外，亦可藉此改善水下切割機具與輔助設備之設計。

二、濕式高活度污染系統清理技術發展

(一)至 106 年度完成燃料池池壁塗漆層剷除。

(二)完成池水前處理後廢淨化媒包含吸附劑、污泥及濾材活度盤存並移除單元及裝桶。

(三)完成燃料池冷卻水系統之熱交換器單元移除與建立矽藻土單元移除工法程序。

三、用過核子燃料處理與長期貯存技術研究

- (一)依規劃完成 TRR 用過燃料池鈾粉安定化處理，建立並進行安定化鈾粉之核物料量測與封裝運至暫貯護箱安全存放。
- (二)完成燃料棒鋁合金護套氫含量氧化行為實驗，針對溫度與水氣等變數進行試驗。
- (三)精進改進 UO_2 實驗燃料棒燃料丸安定化氧化過程監測實驗系統，加強氧化過程中指標氣體如氧氣氣體濃度等測量精準度。
- (四)規劃運用高壓釜環路系統進行放射性試樣實驗。

四、低放射性廢棄物容器開發研究

- (一)執行 B-25 低放射性廢棄物容器模型製作工作。
- (二)執行 B-25 容器測試用設備及環境建置，以便進行堆積、震動、墜落等測試。

五、核設施除役廢棄物減量活度量測技術發展

- (一)支援本所一貯庫超 C 類廢棄物之整桶活度量測作業。
- (二)完成燃料乾儲場污染泥土分類活度量測系統驗證分析。

六、難固化廢棄物減容技術開發

- (一)已建立廢活性碳焚化處理的最佳程序，後續將放大每批廢活性碳焚化處理量，以減輕倉貯壓力。
- (二)繼續以焚化技術處理本所既存之有機廢液，以降低倉貯存量。

七、放射性廢水處理與安定化技術精進

- (一)撰寫 064 液體場固化系統變更報告，並經主管機關核備後精進放大固化系統，提升固化處理效能。
- (二)依主管機關核准之 064 液體場固化流程控制計畫書，固化處理本所既存之蒸發濃縮液。
- (三)依計畫進度，蒸發濃縮處理 TRR 燃料池廢液。
- (四)已完成高導電度含氫廢液桶底污泥分離設備建置及已測試處理 5 公秉，持續處理所有既存桶底污泥，提升貯存安全。

八、二次廢棄物處理技術研究開發

- (一)完成針對本所小產源放射性有機廢液進行總有機碳降解試驗，並建置 2L 級以上之夾套式反應器系統，擴大批次處理能力。
- (二)完成 400 公升之 Mo-99 二次廢液之處理，進行汞離子移除程序，以利液體廠後續接收。

(三)完成 015B 館放射性實驗室之通風過濾系統(HEPA)及更新，符合 PAO 測試，改善輻射作業場所之環境。

九、無機聚合安定化技術開發

(一)進行本所積存小量多樣廢棄物(磷酸、草酸、磷酸三丁酯)處理。

十、混凝土技術於廢棄物貯存容器及工程障壁之應用研究

(一)進行低放射性廢棄物處置容器盛裝核二廠較高劑量廢棄物桶之檢整表面劑量評估計算。

(二)持續進行 Cs-137 核種遷移、透水、透氣、氯離子侵蝕、硫酸鹽侵蝕及碳酸化等在混凝土障壁材料中的擴散實驗與建立耐久性評估模式。

十一、廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進

(一)持續進行執行小產源廢棄物整桶計測、難測核種取樣分析精進作業流程建立。

(二)完成放射實驗室排放過濾系統更新，並提升其輻射防護，以滿足管制機關的要求。

十二、場址水文地質復育技術之精進

(一)持續進行環境資訊採樣監測。

(二)進行抽/處理/灌設備系統擴充之現地整合運轉測試。

(三)發展利用井群地下水位變動延遲推導水文地質參數之理論研究。

肆、 檢討與展望

- 一、大型核能組件拆除工法及安全評估技術研究，以台灣研究用反應器之爐體為大型核能組件，發展拆除工法及安全評估技術，建立遙控吊運技術，同時亦發展數位工程模擬技術，可輔助除役作業規劃執行，獲致之成果未來亦可適用於核設施之除役。
- 二、用過核子燃料廠內濕式貯存設施污染處理技術研究，已完成過核燃料移除，建立鈾粉收集及安定化程序與高活度廢樹脂包裝運貯技術；並於 102 年建置池水淨化處理單元(包含吸附、凝集沈降及過濾裝置)，熱試車結果成功移除主要放射性核種達本所液體廠接收標準。未來將持續進行燃料池池水淨化處理與逐步排出，以及後續設備拆解與高活度濕式廢棄物處理技術，並審慎執行。103 年已完成高活度廢樹脂清理，並成功處理 200 公秉池水符合接收標準並已輸出至本所液體場，池內¹³⁷Cs 與⁹⁰Sr 活度濃度亦顯著降低。後續淨化設備拆解與高活度廢淨化媒的取出技術已建置，將陸續測試工法與效率並審慎執行。104 年處理 300 公秉(累計 500 公秉)池水符合接收標準並輸出至本所液體場；完成池壁除污及污染隔離工法建置。105 年處理 400 公秉(累計 900 公秉)池水符合接收標準並輸出至本所液體場；完成池內凝集沈降污泥之脫水減容作業。
- 三、完成 TRR 燃料池鈾粉安定化處理及與美國 LANL 實驗室合作建立安定化鈾粉核物料量之中子量測分析技術，並執行安定化鈾粉之鈾含量中子量測及後續封裝貯存作業，達成長期安全貯存目標。
- 四、依據 TRR 設施除役計畫書，爐體將配合國內低放射性廢棄物最終處置場之設置期程，再進行細部拆解，在此之前，必須先研究可盛裝爐體相關廢棄物之中大型容器，以確保後續爐體廢棄物之儲存安全及儲存空間之有效利用。
- 五、為因應我國未來除役作業需求，本所解除管制實驗室將繼續投入大型檢測系統的研發與現有技術之精進，期望藉由準確的分析結果與有效的廢棄物分類，來節省後續不必要之處置成本與減輕國內貯庫之倉儲壓力，達到廢棄物減量與資源有效利用之目標。
- 六、為使國內活度量測檢驗機構之量測結果得以具有可靠性，未來亦將持續投入新型比對試樣的開發，並透過各機構間的技術交流，來提高國內量測實驗室對廢棄物中關鍵核種外釋活度量測之準確度。

- 七、焚化具高減容效果，是處理可燃廢棄物最好的方法之一，可燃固體廢棄物以焚化處理，最近亦將本所既存有機廢液以焚化處理，獲得良好減容效果與肯定，期能在最短的期程內完成本所積存之廢活性碳與廢有機溶液等可燃廢棄物處理，以降低倉貯壓力及確保環境安全。
- 八、針對二次廢棄物及本所貯存之少量難處理廢液為重點，依廢棄物來源、產生過程及物理化學特性，建立前處理技術，處理至符合本所既有蒸發濃縮及焚化法之接收標準，並依其濃縮液特性開發安定化程序，依規劃進度及運作程序逐步處理，以減緩國內放射性廢棄物之積存壓力，並提升自行處理廢棄物之能力，以因應未來我國核電廠之除役任務。
- 九、對於破損固化體及毀損盛裝桶的重整再包裝，將產生更多廢棄物體積及浪費更多人力，若採用高性能混凝土容器盛裝(HPC)，即可維持結構之完整性，及確保盛裝之低放射性廢料不致外逸與擴散，進而達到長固久安的目的。本研究依據廢棄物性質及場址特性，選擇高性能混凝土材料進行耐久性與穩定性試驗，藉由實驗結果，提供工程障壁材料與廢棄物包封材料的多重選擇，以確保廢棄物體之處置安全。
- 十、持續精進核種鑑定之能力與產能，支援所內設施除役及清理作業，提供更完整之輻射特性調查結果，提升設施除役或清理的品質及效率。
- 十一、開發地下水抽/處理/灌處理設施與程序，並進行含水層灌注，已發揮明顯的處理效果，未來將持續配合環境資訊監測，確認環境監測結果維持於較低水平；透過分析井群地下水位延遲變動現象，嘗試推導含水層水文地質參數；並透過抽水試驗、示蹤劑傳輸試驗等進行交叉驗證。處理與回注系統的整合運用將可推廣至核能相關設施的地下水整治問題；水文地質參數的推估技術可運用於低放射性廢棄物最終處置場址的含水層參數推導，或環境污染場址的特性研究。場址特性研究技術，配合現地處理經驗，發展全系統的整合運用技術，將可推廣並協助解決核能相關設施的地下水整治問題。
- 十二、持續推動國際合作，吸收國際經驗，培育長程人力
- (一)在台美核能合作會議下持續進行技術交流，規劃訓練新生代同仁與美國 DOE 多處實驗室合作，從事核燃料檢驗與照射過材料性質研究，研擬派員前往美國 Idaho 國家實驗室參加相關研究實習，增廣研究視野與國際接軌。

- (二)參加 OECD/NEA 除役合作計畫(CPD)，核研所以非 NEA 會員國而能參與為 CPD 正式會員，並派員出席每年召開之會議，以建立技術交流管道與吸收國際除役經驗。
- (三)持續參與及辦理「東亞放射性廢棄物管理論壇(EAFORM)」，建立與日本、韓國及中國大陸等相關單位機構之區域技術合作平台。
- (四)與大陸方面輪流舉辦「兩岸核電放射性廢棄物管理研討會」，促進兩岸在核電放射性廢棄物管理的技術交流與應用合作，以提昇兩岸核電放射性廢棄物管理技術與水準，達成核電放射性廢棄物最小化，以及確保放射性廢棄物管理安全。
- (五)透過台電公司用過核子燃料最終處置計畫執行同儕審查時機，與來台之國外專家中瑞典與芬蘭相關人士接洽，協助聯繫並爭取派員前往瑞典核子燃料及廢棄物營運公司(SKB)、瑞典 SKB 公司之廢棄物罐實驗室(Canister Laboratory)、瑞典 Äspö 島的地下實驗室(Äspö Hard Rock Laboratory, Äspö-HRL)、芬蘭放射性廢棄物專責公司(Posiva)、芬蘭 ONKALO 地下實驗室(ONKALO-URL)等機構，觀摩實習相關實務技術與經驗的機會。

填表人：魏聰揚 聯絡電話：03-4711400 轉 2752 傳真電話：03-4711411

E-mail：tywei@iner.gov.tw

主管或主持人簽名：_____

附錄一、佐證資料表

計畫名稱：核設施除役產生放射性廢棄物處理與處置技術研發

【A 論文表】

中文題名	第一作者	發表年 (西元年)	文獻類別	引用情形	獲獎情形	論文出處
台灣放射性廢物桶活動測定比對演練 Comparison exercise on activity determination of radioactive waste drums in Taiwan	朱葦翰	2016	D 國外重要期刊 SCI	N	N	Applied Radiation and Isotopes, 第 109 卷, 頁 74-77.
以微膠囊封裝天然黏土礦物質吸附水相溶液中銫研究 Study on sorption of Cs from aqueous solution by microcapsules enclosing natural minerals	李傳斌	2016	D 國外重要期刊 SCI	N	N	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 第 307 卷 3 期, 頁 1743-1748.
核二廠燃料棒在 HWC 環境下鏽垢沉積污物的特徵 Characterization of crud deposited on fuel rods under HWC environment in Kuosheng Nuclear Power Plant	蔡翠玲	2016	D 國外重要期刊 SCI	N	N	Nuclear Science and Techniques, 第 27 卷 1 期, 頁 1-8.
超臨界二氧化碳抗溶劑結晶層析純化岩藻褐素 Supercritical carbon dioxide anti-solvent crystallization of fucoxanthin chromatographically purified from Hincksia mitchellae P.C. Silva	陳昭睿	2016	D 國外重要期刊 SCI	N	N	Journal of Supercritical Fluids, 第 119 卷, 頁 1-8.
Cs 在碎沉積岩與花崗岩中之批次和連續的吸附和擴散實驗比較研究 A comparative study on sorption and diffusion of Cs in crushed argillite and granite investigated in batch and through-diffusion experiment	李傳斌	2016	D 國外重要期刊 SCI	N	N	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, First Online: 30 September 2016, DOI: 10.1007/s10967-016-5010-3, 頁 1-8.
利用電芬頓法溶解與礦化離子交換樹脂：動力學與最適化研究	鄭梓涵	2016	D 國外重要期刊 SCI	N	N	Chemical Engineering Journal, 第 308 卷 1 期, 頁 954-962.

中文題名	第一作者	發表年 (西元年)	文獻類別	引用情形	獲獎情形	論文出處
Dissolution and mineralization of ion exchange resins by electro-Fenton process: Kinetic study and optimization						
純鍺與閃爍體偵檢器量測桶型廢棄物活度性能比較 HPGe and Scintillation Detectors Comparisons on Waste Drums Radioactivity Measurement	葉俊賢	2016	C 國外一般期刊	N	N	Journal of Applied Mathematics and Physics, 第 4 卷, 頁 1480-1487.
在 GoldSim 安全評估平台上發展生物圈劑量評估技術 The Development of Biosphere Dose Assessment Technique on GoldSim Platform	陳智隆	2016	A 國內一般期刊	N	N	台電工程月刊, 104 年 12 月號, 第 808 期, 頁 21-33.
龍門電廠放射化學實驗室品質系統精進 Quality System Improvement for Radiochemistry Laboratory of Lungmen Nuclear Power Plant	陳亮丞	2016	A 國內一般期刊	N	N	台電工程月刊, 105 年 1 月號, 第 809 期, 頁 18-23.
利用新型吸附劑移除廢水中之鏷系離子 Removal of Lanthanides ions from wastewater using the novel adsorbent	徐兆祺	2015	F 國際研討會	N	N	4th International Conference on Energy and Environmental Protection, Shenzhen, China.
受污染土壤以洗滌法達廢棄物減量 The Waste Reduction by Washing Process for Contaminated Soil	甘金相	2015	F 國際研討會	N	N	5 th East Asia Forum on Radwaste Management, Taichung, Taiwan.
核設施除役場址現地調查與輻射偵測方法 Radiation survey and site investigation methods for decommissioning of radiological site	戴啟夫	2015	F 國際研討會	N	N	5 th East Asia Forum on Radwaste Management, Taichung, Taiwan.
通過擴散柱評估碎裂花崗岩中 Tc-99 的吸附和擴散行為 Evaluation of sorption and diffusion behavior of technetium-99 (tc-99) in the crushed granite by through-diffusion column	施宇鴻	2016	F 國際研討會	N	N	International Conference on Radioanalytical and Nuclear Chemistry (RANC-2016), Budapest

中文題名	第一作者	發表年 (西元年)	文獻類別	引用情形	獲獎情形	論文出處
多相鐵氧體催化劑製備及其應用於放射性有機廢液的濕式氧化 Preparation of Heterogeneous Ferrite Catalysts and Their Application for Fenton-Like Oxidation of Radioactive Organic Wastewater	謝賢德	2016	F 國際研討會	N	N	18th International Conference on Nuclear Science and Technology, Japan
在小區域移動蛇行機器人的使用 Movement in a Small Area Using Snake Robot	黃崇豪	2016	F 國際研討會	N	N	2016 IEEE International Conference on System Science and Engineering, Nantou County, Taiwan
利用中央氣象局新一代地震觀測網以頻譜比值法估算場址經驗放大函數 Assessment empirical site amplification in taiwan by ratio methods with cwb next generation seismic network	劉玉華	2016	F 國際研討會	N	N	5th IASPEI / IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Seismic Motion, Taipei Taiwan

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；引用情形分成 Y1 被論文引用、Y2 被專利引用、N 否；獲獎情形分成 Y 有獲獎、N 否；論文出處列出期刊名稱，卷期，頁(如科學發展月刊，409 期，頁 6-15)

【C 培育人才表】

姓名	機構名稱	學歷	指導教授	性質
黃昱翔	清華大學原科中心	A 博士	周鳳英 教授	C
吳桂卿	中央大學土木工程學系	B 碩士	黃偉慶 教授	C
廖文佑	中央大學土木工程學系	B 碩士	黃偉慶 教授	C
許家禎	成功大學地球科學系	A 博士	吳銘志 教授	C

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 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

【E 學術活動表】

研討會名稱	性質	舉辦(起-迄)日期 (YYYY/MM/DD)	主/協辦單位
2016 年深層地質處置研究技術與經驗交流討論	A	2016/05/09-2016/05/14	核能研究所
2016 年國內廢棄物解除管制量測比對研討會	A	2016/05/20-2016/05/20 2016/09/29-2016/09/29	核能研究所

註：性質分成 A 國內研討會、B 國際研討會、C 兩岸研討會

【G 智財資料表】

專利名稱	智財類別	授予國家	證書號碼	發明人	專利權人	有效(起-迄)期間 (YYYY/MM)
降低運算負荷的影像追蹤方法	A	中華民國	發明第 I520896 號	賴硯農; 李崙暉; 黃崇豪; 張政元; 古松志	核能研究所	2016/02/11-2033/09/01
取出重砂屏蔽桶 Mo-99 放射性廢液之裝置	A	中華民國	發明第 I525640 號	胡長良; 蕭憲明	核能研究所	2016/03/11-2034/07/28
降低運算負荷的影像追蹤方法	A	美國	US9,278,832B2	賴硯農; 李崙暉; 黃崇豪; 張政元; 古松志	核能研究所	2013/11/26-2033/11/26
吸附劑之造粒方法及該方法所製得之吸附劑顆粒	A	日本	特許第 5934738 號	江勝偉; 簡光勵; 鍾人傑; 黃士哲; 廖啟宏; 林國明	核能研究所	2014/04/21-2034/04/21
Mo-99 放射性廢液之處理方法	A	中華民國	發明第 I537981 號	胡長良; 蕭憲明	核能研究所	2016/06/11-2034/10/01
奈米銅基觸媒之製備方法	A	中華民國	發明第 I542410 號	李文成; 魏聰揚; 甘金相; 王詩涵; 梁明在; 杜佳簇; 吳裕文; 李彥勳	核能研究所	2016/07/21-2032/06/25
超鈾元素之自動萃取分析方法	A	中華民國	發明第 I543939 號	吳欣潔; 蘇德晏; 林宗儀; 蔡翠玲; 蔡弘毅	核能研究所	2016/08/01-2034/10/20

專利名稱	智財類別	授予國家	證書號碼	發明人	專利權人	有效(起-迄)期間 (YYYY/MM)
吸附劑之造粒方法及該方法所製得之吸附劑顆粒	A	美國	US9,409,147B2	江勝偉; 簡光勵; 鍾人傑; 黃士哲; 廖啟宏; 林國明	核能研究所	2014/08/07-2035/03/05
三維天車系統之適應模糊滑動影像追蹤控制裝置	A	中華民國	發明第 I554463 號	李崙暉; 賴硯農; 黃崇豪; 張政元; 古松志	核能研究所	2016/10/21-2034/05/27
放射性核種顆粒化之無機吸附劑的製備方法	A	美國	US9,480,965B2	莊禮璟; 廖啟宏; 鍾人傑; 林國明; 江勝偉; 簡光勵; 蔡文啟; 胡哲誠	核能研究所	2014/10/30-2034/10/30
環保水泥及其製法	A	中華民國	申請案號 105107597	江勝偉; 徐兆稹; 簡光勵; 林國明; 鍾人傑	核能研究所	申請中
環保水泥及其製法	A	美國	申請案號 15/174,104	江勝偉; 徐兆稹; 簡光勵; 林國明; 鍾人傑	核能研究所	申請中
放射性廢樹脂物料抽取裝置	A	中華民國	申請案號 105122505	莊禮璟; 周子鑫; 郭任淵; 梁國超	核能研究所	申請中
運用擴增實境技術之導航系統	A	美國	申請案號 15/256,791	黃崇豪; 李崙暉; 何前程; 賴祖浩	核能研究所	申請中
以步態偵測方法進行慣性定位的導航系統	A	美國	申請案號 15/256,864	黃崇豪; 李崙暉; 何前程; 賴祖浩	核能研究所	申請中
製備低放射性廢棄物處置容器之混凝土配比	A	中華民國	申請案號 105134342	張清土; 陳鈺沛; 楊孟北	核能研究所	申請中

註：智財類別分成A發明專利、B新型/設計專利、C商標、D專書著作、E品種

【H 技術報告檢驗方法表】

報告名稱	性質	作者姓名	出版年 (西元年)	頁數	出版單位	INER 編號
未受壓含水層地層分佈與導水係數分析研究	A	陳智隆	2016	47	核能研究所	INER-12419H

報告名稱	性質	作者姓名	出版年 (西元年)	頁數	出版單位	INER 編號
臺灣本土天然類比案例之探討與分析	A	許家禎；李傳斌；吳銘志	2016	46	核能研究所	INER-A3162R
高完整性混凝土處置容器之長期抗菌性研究	A	周鳳英；鍾曉萍；王雅亭； 李佳津	2016	35	核能研究所	INER-A3175R
高活度大型核能組件內部管路之遙控探測技術研究	A	張政元	2016	51	核能研究所	INER-A3155R
無機聚合材料萃製及成型技術研究	A	江康鈺	2016	85	核能研究所	INER-A3172R
參加歐洲經濟合作組織核能署 2015 年除役及拆除工作團隊會議 (WPDD-16)及核設施除役合作計畫管理委員會議(CPD-MB-34)	A	魏聰揚	2016	59	核能研究所	INER-F1012
除役作業中場址外劑量評估技術研究	A	黃文治；黃珏吉	2016	49	核能研究所	INER-12407
台灣研究用反應器爐體廢棄物之特性調查及評估	A	黃崇豪；郭子晉；帥如傑； 李崙暉	2016	200	核能研究所	INER-12457R
核設施除役之遙控操作技術	A	王藝龍	2016	113	核能研究所	INER-12531
核能研究所 064 低放射性廢液處理場固化流程控制計畫書(105 年 3 月版)	A	林忠永；黃婉婷	2016	85	核能研究所	INER-12469R
核一乾式貯存混凝土護箱鋼材銲件及其零組件之製造規範書	A	藍振發	2016	53	核能研究所	INER-OM-2120R
赴大陸北京參加 2015 海峽兩岸放射性廢棄物地質處置技術研討會 與參訪中國原子能科學研究院 放射化學研究所	A	蔡翠玲	2016	30	核能研究所	INER-F1006
參加 2016 年放射性廢棄物管理國際研討會(WM symposium)與拜訪 德州 WCS 及新墨西哥州 URENCO 公司	A	胡長良	2016	56	核能研究所	INER-F1036
赴美國太平洋西北國家實驗室參訪環境整治復育出國報告	A	張明發	2016	98	核能研究所	INER-F1042
低放射性廢棄物混凝土盛裝容器使用申請	A	張清土；陳鈺沛	2016	114	核能研究所	INER-K0051H
2016 放射分析及核化學國際研討會(RANC-2016)出國報告	A	蔡弘毅	2016	53	核能研究所	INER-F1048

報告名稱	性質	作者姓名	出版年 (西元年)	頁數	出版單位	INER 編號
不同應力狀態下 spv200 膨潤土力學特性與破壞模式研究	A	蕭宇翔；張清土	2016	35	核能研究所	INER-12509R
放射性廢棄物中 TRU 核種分析之電鍍程序優化研究	A	吳欣潔；蘇德晏	2016	28	核能研究所	INER-12547R
放射性污染場址之緊急整治技術研究	A	江勝偉；簡光勵；徐兆稹； 胡哲誠；林國明；鍾人傑	2016	83	核能研究所	INER-12573R
064 液體場蒸發濃縮系統運轉作業程序書	A	張明發	2016	65	核能研究所	INER-SOP-0577R
TRR 燃料池池壁除污與防護作業程序書(二版)	A	林偉翔；黃君平；吳佳穎	2016	58	核能研究所	INER-SOP-0578
澳洲放射性廢棄物管理之發展	A	洪毓翔	2016	36	核能研究所	INER-12602
奧地利與丹麥研究用反應爐除役研究	A	張秉宏	2016	69	核能研究所	INER-12604
微電腦斷層掃描技術應用古文物鏽蝕程度研究	A	施宇鴻；陳亮丞	2016	42	核能研究所	INER-12616
核一廠除役廢棄物營運(包括分類、除污、減容、包裝、貯存等)方法及程序規劃	A	蕭憲明；謝賢德；沈錦昌； 陳智隆；吳禮浩	2016	179	核能研究所	INER-12619H
低放射性廢棄物盛裝容器測試規劃	A	程貴仁	2016	60	核能研究所	INER-12626
無機聚合物之製備及性質研究	A	徐兆稹；江勝偉；簡光勵； 胡哲誠；林國明；鍾人傑	2016	43	核能研究所	INER-12630R
核一廠除役之大組件及混凝土結構拆解程序研究	A	任天熹	2016	191	核能研究所	INER-12634R
赴日本參加「2016 年核能科學與技術國際研討會」出國報告	A	謝賢德	2016	37	核能研究所	INER-F1065
低放射性廢棄物碳-14 的分析	A	趙君行；陳逸綸；蔡弘毅	2016	33	核能研究所	INER-12650R
氣體於膨潤土緩衝材料之遷移特性探討	A	邱筠捷；張清土	2016	51	核能研究所	INER-12661
工程障壁緩衝材料設計對於硫酸鹽還原菌活性抑制效果之探討	A	李思偉；張清土	2016	50	核能研究所	INER-12662
腐蝕氣體於緩衝材料之傳輸特性探討試驗規劃	A	邱筠捷；張清土	2016	53	核能研究所	INER-12664

報告名稱	性質	作者姓名	出版年 (西元年)	頁數	出版單位	INER 編號
瑞典長半衰期廢棄物處置場其容器及搬運設備之可行性研究	A	吳帝韻；陳彥穎	2016	62	核能研究所	INER-12665
Plant 3D 自動管路建置程式開發及操作	A	郭子晉	2016	41	核能研究所	INER-12669R
碘化鈉偵檢器在放射性廢棄物解除管制之應用	A	林國楨；劉懋鑫；林崇智	2016	47	核能研究所	INER-12674R
Quantulus GCT 液體閃爍計數器操作程序書	A	林建功	2016	29	核能研究所	INER-SOP-0589R
入所端 VRM-2 輻射監測系統建造工程	A	劉懋鑫；林國楨	2016	51	核能研究所	INER-12683R
Vista 2000 多頻道低背景 α/β 計測系統操作程序書	A	林建功	2016	34	核能研究所	INER-SOP-0590R
放射性廢棄物解除管制量測不確定度評估	A	李碧芬；邱鎧盛	2016	29	核能研究所	INER-12695
鈾粉罐及粉末貯存外罐熱室傳送作業管制程序書	A	林俊良；胥耀華；張承漢	2016	15	核能研究所	INER-SOP-0591
低放射性廢棄物高性能混凝土處置容器	A	張清土；楊孟北；陳鈺沛	2016	203	核能研究所	INER-K0058R
國際除役成本估算之成本元素、估算實務及報告要求的概觀	A	林春雲；周曉武；李振弘	2016	40	核能研究所	INER-12724H
核設施除役之大型組件管理	A	吳尚緯；李學源	2016	102	核能研究所	INER-12726
除役之保健物理作業簡介	A	武及蘭	2016	47	核能研究所	INER-12733R
除役計畫核一廠新建低放射性廢棄物貯存庫環境輻射影響評估報告	A	黃昭輝	2016	132	核能研究所	INER-12735R
廢放射性活性碳熱處理技術精進	A	陳永枝；李文成	2016	30	核能研究所	INER-12736
虛擬實境於核設施除役之應用	A	劉建佑；吳尚緯；王藝龍	2016	53	核能研究所	INER-12737R
B-25 低放射性廢棄物容器墜落分析報告	A	林英瑋	2016	32	核能研究所	INER-12740
無機聚合技術應用於固化放射性廢棄物保溫棉研究	A	林國明；徐兆稹；胡哲誠	2016	41	核能研究所	INER-12741
B-25 低放射性廢棄物容器基本設計報告	A	楊玉堂	2016	51	核能研究所	INER-12742

報告名稱	性質	作者姓名	出版年 (西元年)	頁數	出版單位	INER 編號
B-25 低放射性廢棄物容器結構應力分析報告	A	林書睿	2016	35	核能研究所	INER-12750
TRR 燃料池冷卻水系統熱交換器清理作業程序書	A	鍾東益；吳佳穎；黃君平	2016	66	核能研究所	INER-SOP-0592
高放處置場熱-力耦合 FLAC3D 數值模擬	A	王宣叡；張清土	2016	46	核能研究所	INER-12763R
核一廠除役期間系統安全運轉管理評估程序建立	A	詹明賢；劉如峯	2016	35	核能研究所	INER-12778H
放射性含氫有機廢液處理程序研究	A	沈錦昌；陳昭睿；謝賢德；劉增明	2016	50	核能研究所	INER-12784R
高性能混凝土品質試驗程序書	A	陳鈺沛；張清土	2016	50	核能研究所	INER-SOP-0594R
第五屆東亞放射性廢棄物管理論壇會議(EAFORM)籌辦經驗分享	A	蕭憲明；簡光勳	2016	156	核能研究所	INER-12791
TRR 爐體廢棄物高活度內部組件之切割規劃	A	陳彥穎；任天熹；馮上燦	2016	63	核能研究所	INER-12800R
瑞典用過核子燃料最終處置風險評估方法簡介	A	王正忠	2016	79	核能研究所	INER-12846R
TRR 燃料池池水淨化處理操作程序書(第二版)	A	李宜靜；吳佳穎	2016	89	核能研究所	INER-SOP-0598R
放射性廢棄物運送案例	A	王誌瑋	2016	33	核能研究所	INER-OM-2162H
核一廠除役放射性廢棄物運送輻射劑量評估	A	王誌瑋	2016	37	核能研究所	INER-A3235R
緩衝材料熱傳導性能之研究	A	張清土；楊孟北；蕭宇翔；莊怡芳	2016	36	核能研究所	INER-12866R
TRR 燃料池池中池廢棄物調查及拆解報告	A	吳佳穎；黃君平	2016	38	核能研究所	INER-12880H
英國 6 立方米混凝土箱的使用與概述	A	帥如傑	2016	65	核能研究所	INER-12883R
受損之用過核子燃料的乾式貯存	A	吳晃昭；陳英鑒	2016	60	核能研究所	INER-12890R
核電廠除役初期規劃階段之研究	A	楊佩穎；劉如峯	2016	38	核能研究所	INER-12894H

報告名稱	性質	作者姓名	出版年 (西元年)	頁數	出版單位	INER 編號
核能電廠除役之系統除污技術及國際案例評析	A	謝賢德；陳永枝；蕭憲明	2016	68	核能研究所	INER-12900R
瑞典 Forsmark 核電廠除役計畫報告	A	陳建富；劉至剛	2016	149	核能研究所	INER-12901H
Oskarshamn 核能電廠除役報告	A	劉至剛；陳建富	2016	169	核能研究所	INER-12903H
除污劑廢液之處理研究	A	劉增明；林國明	2016	38	核能研究所	INER-12922R
赴大陸甘肅與北京參加第六屆廢物地下處置學術研討會暨參訪研究單位	A	邱筠捷；張淑君；施建樑	2016	30	核能研究所	INER-F1092
材料的解除管制	A	邱鎧盛	2016	53	核能研究所	INER-OM-2168
低放射性用過廢無煙煤熱處理技術探討	A	陳永枝；李文成	2016	41	核能研究所	INER-12937

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法

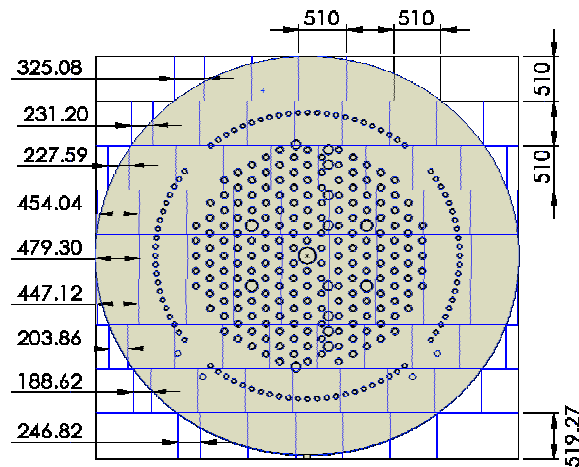
【S 技術服務表】

技術服務名稱	服務對象名稱	服務對象類別	服務收入(千元)
放射性廢棄物接收處理服務	全國各業界	A	6,700
用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段-發展初步功能/安全評估技術	台電後端處	C	70,954
核一廠除役許可申請及除役作業規劃工作	台電後端處	C	79,651

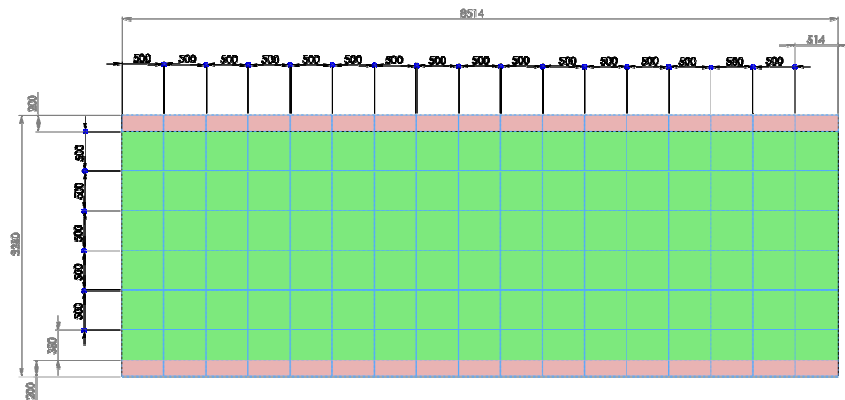
註：服務對象類別分成 A 國內廠商、B 國外廠商、C 其他(請序明)

附錄二、佐證照片圖表

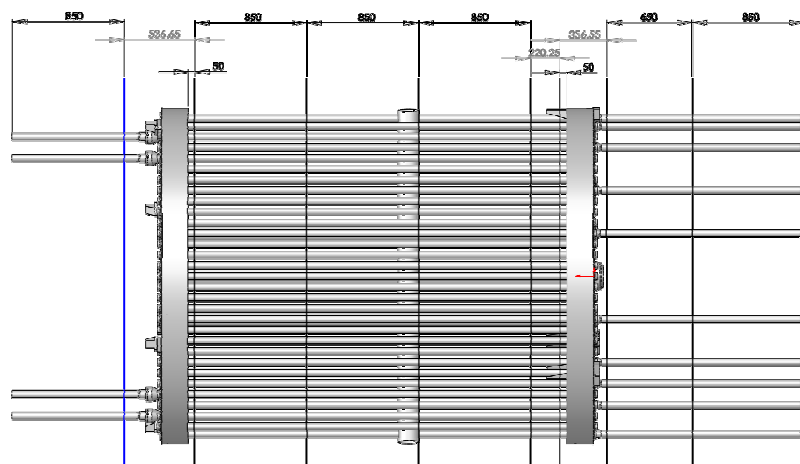
◆ 大型核能組件安全貯存及拆解工程支援技術研究



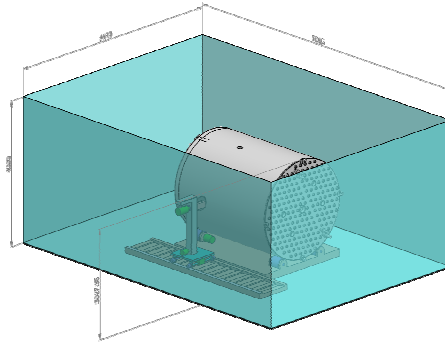
下熱屏蔽切割規劃



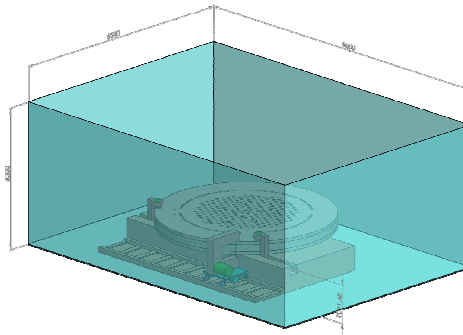
反應槽槽身邊板切割規劃



反應槽管件切割規劃



水下圓盤鋸切割機具



水下帶鋸機切割機具

◆ 濕式高活度污染系統清理技術發展



岸上吸附單元



污泥脫水減容

◆ 用過核子燃料處理與長期貯存技術研究

	102	103	104	105	累計
熱室接受鈾粉罐數量	4	30	92	74	200
安定化處理鈾粉罐數量	4	-	81	80	165
安定化產物粉末內罐數量	2	-	25	26	53
BPCC 測量粉末內罐數量	-	-	-	44	44

TRR 燃料池鈾粉安定化作業進度

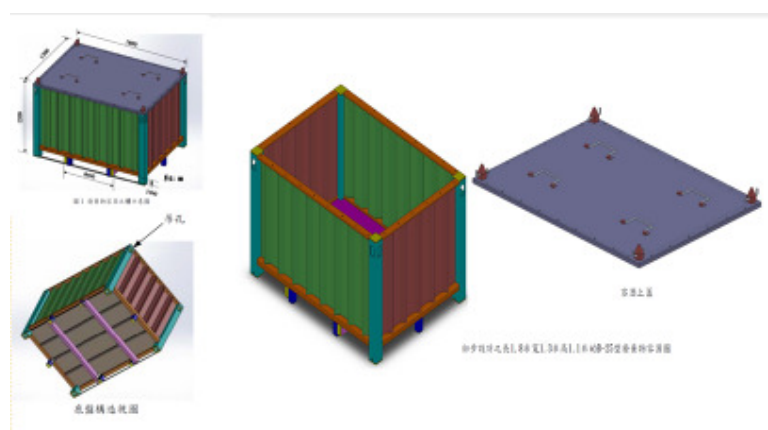


開發製作熱室遠端操控主從式機械手



高壓釜環路系統

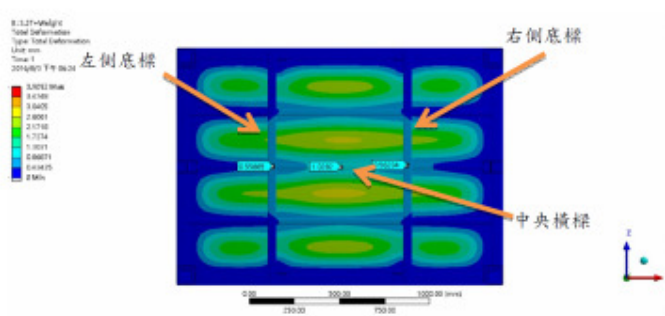
◆ 低放射性廢棄物容器開發研究



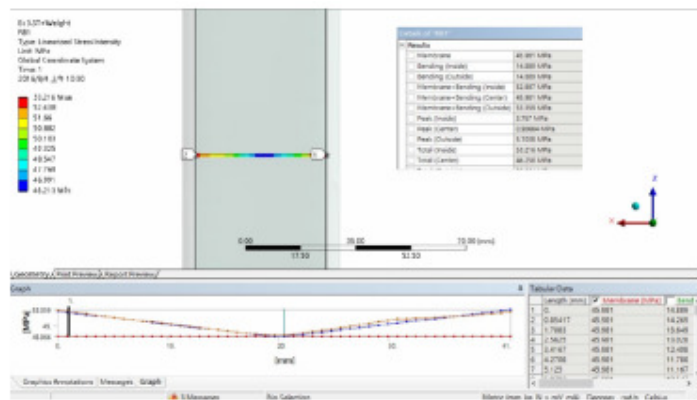
B-25 容器外觀圖

項目/編號 (參考圖 7.)	Primary membrane stress (MPa) P_m	Primary bending stress (MPa) P_b	Primary stress (MPa) $P_m + P_b$	Safety Margin (250MPa)/3 Yielding stress	Safety Margin (460MPa)/5 Ultimate stress	通過 檢覈	備註
柱	10.004	34.368	44.372	1.878	2.073	Yes	
右側底 梁 (最下層)	45.981	14.889	60.870	1.370	1.5114	Yes	
左側底 梁 (最下層)	46.095	14.330	60.425	1.379	1.523	Yes	
中央橫 梁	50.432	0.664	51.096	1.631	1.801	Yes	

B-25 容器吊卸測試應力分析結果



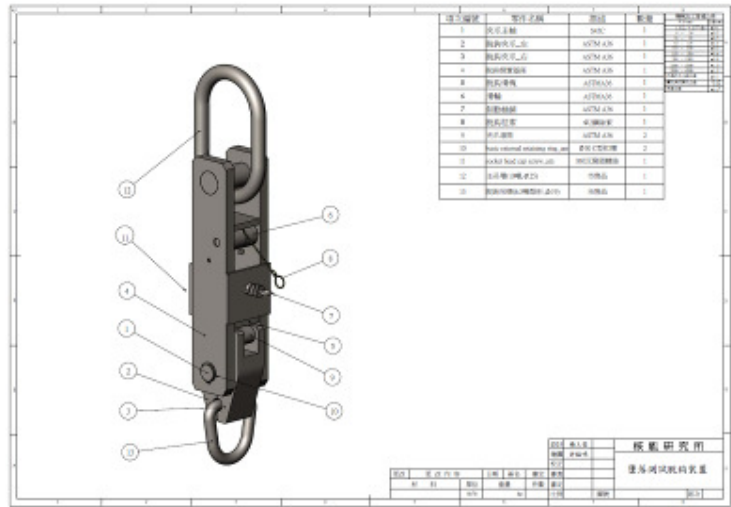
B-25 容器吊卸測試底盤受力變形分佈圖(仰視)



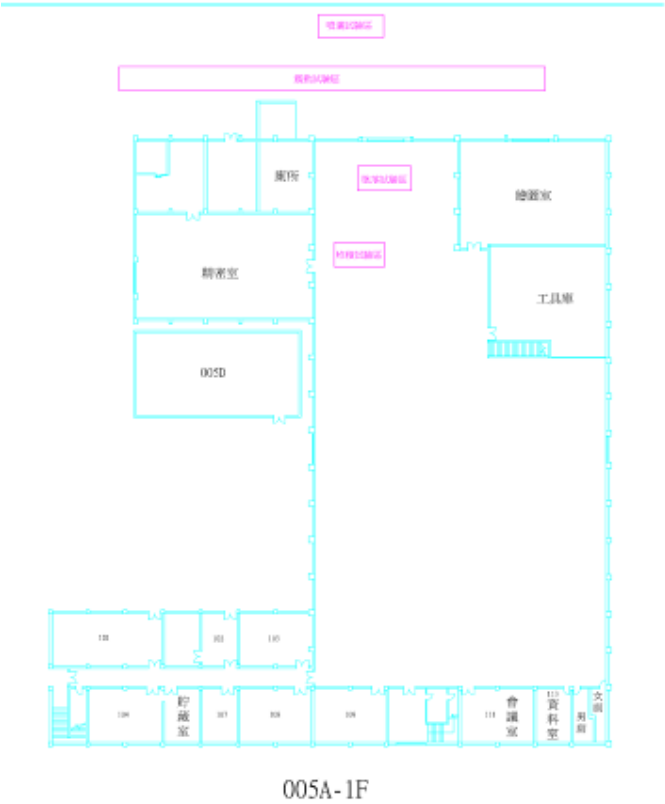
B-25 容器吊卸測試右側最下層橫梁之應力線性化結果(最大應力 60.870 MPa)

項目 / 編號 (參考圖 7.)	Primary membrane stress (MPa) P_m	Primary bending stress (MPa) P_b	Primary stress (MPa) $P_m + P_b$	Safety Margin (250MPa) Yielding stress	Safety Margin (460MPa) Ultimate stress	通過檢 驗	備註
柱	56.255	8.079	64.334	3.886	N. A.	Yes	
柱底部	31.681	7.108	38.789	6.445	N. A.	Yes	
右側底 樑 (最下 層)	29.415	13.369	42.784	5.843	N. A.	Yes	
左側底 樑 (最下 層)	29.370	12.943	42.313	5.908	N. A.	Yes	
中央橫 樑	76.507	16.501	93.008	2.688	N. A.	Yes	

B-25 容器堆積測試應力分析結果

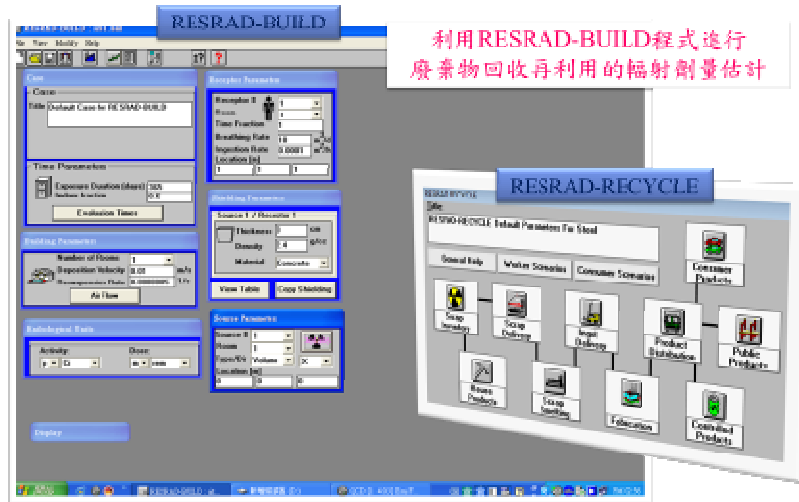


B-25 低放廢棄物容器墜落測試用脫鉤裝置設計圖



B-25 低放廢棄物容器測試區域規劃圖

◆ 核設施除役廢棄物減量活度量測技術發展



RESRAD-BUILD 於除役廢棄物再利用之應用研究



(a)



(b)

105 年解除管制量測比對試驗 (a)比對樣本-箱型 (b)受測儀器

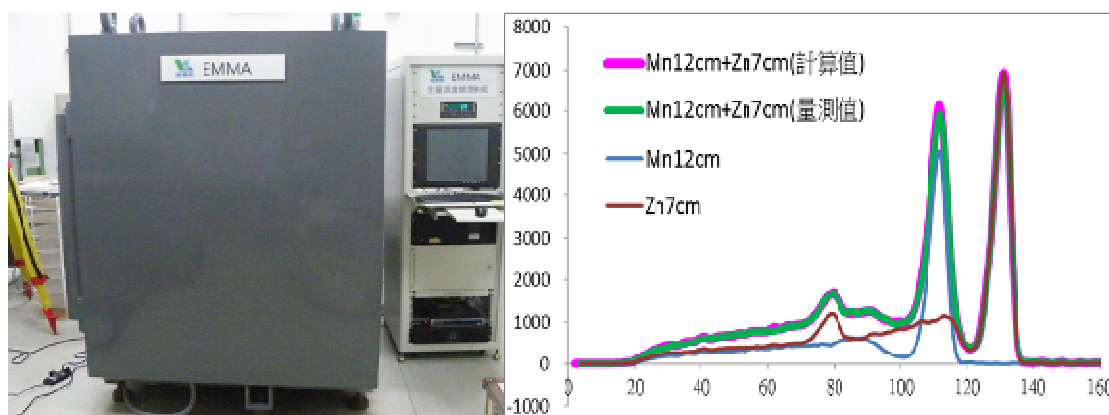


(a)



(b)

105 年解除管制量測比對試驗 (a)比對樣本-桶型 (b)受測儀器



EMMA 系統對混合射源之評估模型

◆ 難固化廢棄物減容技術開發

Sample No.	W1	W2	Weight Reduction
1.1	1000	68.6	14.6
1.2	1000	79.6	12.6
1.3	1000	74.7	13.4
1.4	1000	67.9	14.7
1.5	1000	71.7	13.9
1.6	1000	72.3	13.8
1.7	1000	73.9	13.5
1.8	1000	74.8	13.4
1.9	1000	76.4	13.1
1.10	1000	77.9	12.8
2.1	1000	75.8	13.2
2.2	1000	73.4	13.6
2.3	1000	72.8	13.7
2.4	1000	72.5	13.8
2.5	1000	73.4	13.6
2.6	1000	70.4	14.2
2.7	1000	72.1	13.9
2.8	1000	70.1	14.3
2.9	1000	74.2	13.5
2.10	1000	73	13.7

註:樣品編號第一碼為批次碼,第二碼為流水號

w1為未焚化前重量,w2為焚化後重量

註:高溫爐溫度700℃,持溫3小時,空氣流量16LPM

廢活性碳處理方法再現性

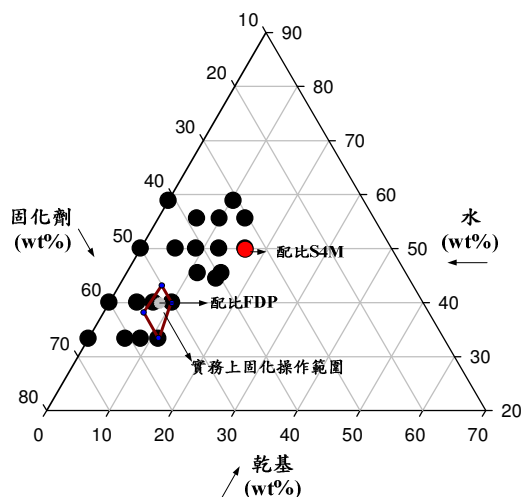


廢活性碳焚化前



廢活性碳焚化後

◆ 放射性廢水處理與安定化技術精進



064 液體場濃縮液固化操作範圍

檔 號：
保存年限：

行政院原子能委員會放射性物料管理局 函

地址：23452新北市永和區成功路1段80號2樓
承辦人：唐大聰
聯絡電話：02-(02)8231-7919分機
傳真：02-
電子信箱：davidtang@aec.gov.tw

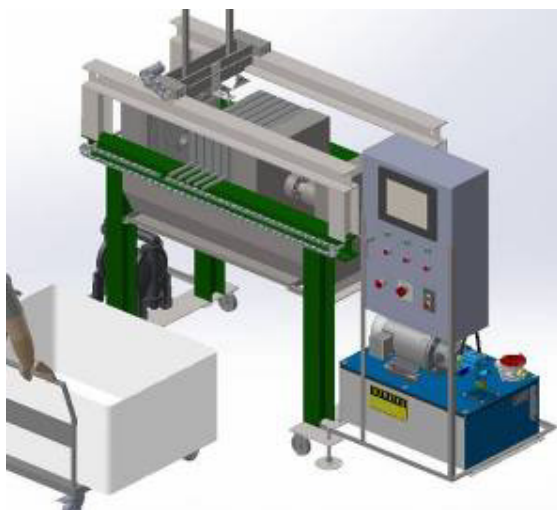
受文者：行政院原子能委員會核能研究所
發文日期：中華民國105年4月14日
發文字號：物一字第1050000914號
類別：普通件
密等及解密條件或保密期限：
附件：核能研究所064低放射性廢液處理場固化流程控制計畫書審查意見暨答覆說明
(10520200180_10502000126-01.doc)

主旨：貴所「064低放射性廢液處理場固化流程控制計畫書(105年3月版)」，本局經審查後准予核備，請查照。

說明：復貴所105年4月1日核化工字第1050001945號函。

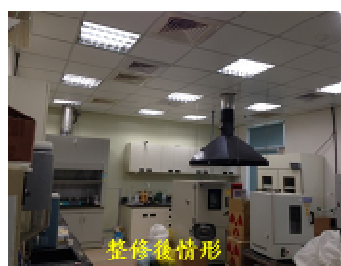
正本：行政院原子能委員會核能研究所
副本：
局長 邱賜聰

准予核備函



高導電度含氫廢液桶底污泥分離設備示意圖

◆ 二次廢棄物處理技術研究開發



015B 館放射性實驗室通風過濾系統建置情形

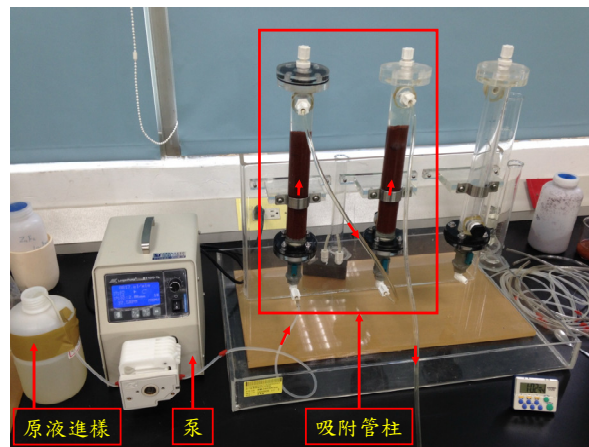
[illegible]

核能研究所保健物理組 防護面具與空氣濾器檢測中心				
檢 測 紀 錄 表				
檢測名稱：空氣濾器系統現場檢測				
檢測日期：民國 105 年 07 月 01 日		報告編號：RAFTC-105053		
現場系統型式		空氣濾器系統		
檢 測 地 點		化工組 015B 館		
檢 測 結 果：				
項次	建 置 位 置	遮除效率 (%)	煙棚流速 (公尺/分)	壓 差 mmH ₂ O
1	二樓實驗室	99.99	36-42	39
		【以下空白】		
!為確保操作人員安全請依輻射安全評估報告執行定期檢測				
說明：				
1. 依本所 74-95B37413-SOP-004-02 檢測作業程序書執行檢測。 2. 濾器系統應定期更換濾器單元，以確保濾器系統之性能。一旦更換濾器後建議再申請檢測。 3. 本項檢測結果，僅針對(化工組 015B 館受檢之放射性實驗室)空氣濾器系統現場檢測負責。 4. 依據 ANSI NS10 規範。(系統≥99.95%)				

高效率空氣濾器(HEPA)單元及空氣濾器系統檢測通過結果



放射性乙二醇之貯存情形及取樣作業



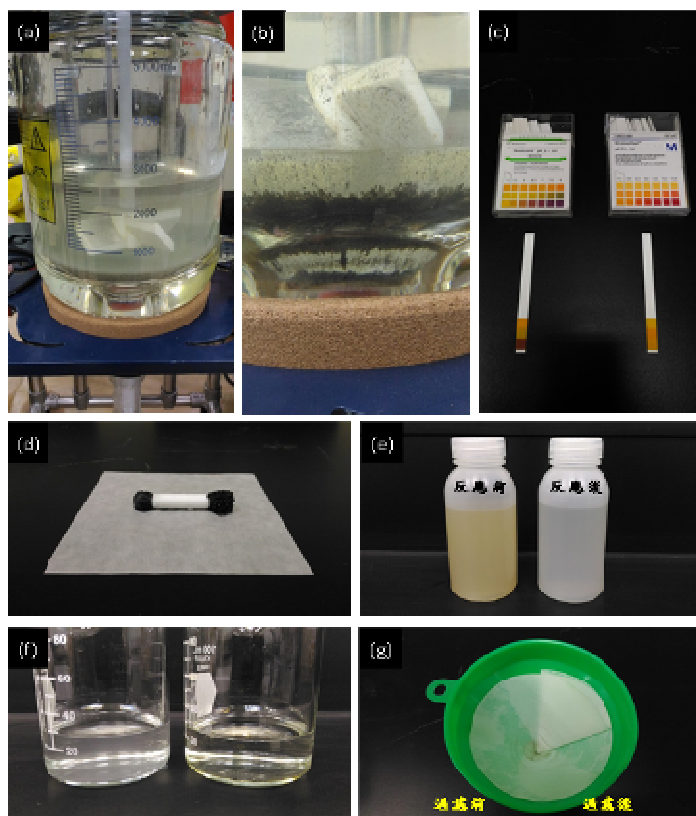
放射性乙二醇之核種吸附處理設備及作業情形



015B 館建置 5 公升級夾套式玻璃反應槽、冷凝、溫控、連續進料及攪拌單元



自行製備磁性觸媒進行濕式氧化之 TOC 降解試驗情形



有機含氫廢液水相層(無含油)之濕式氧化反應結果：(a)反應結束之廢液、(b)反應槽底部之沉澱觸媒、(c)反應後 pH 水質測試、(d)回收之觸媒、(e)反應前後之廢液、(f)反應後廢液過濾情形及(g)反應後廢液過濾殘渣

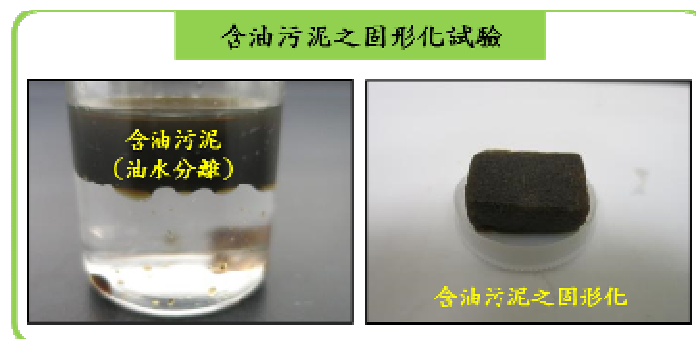


含油污泥開桶取樣作業情形

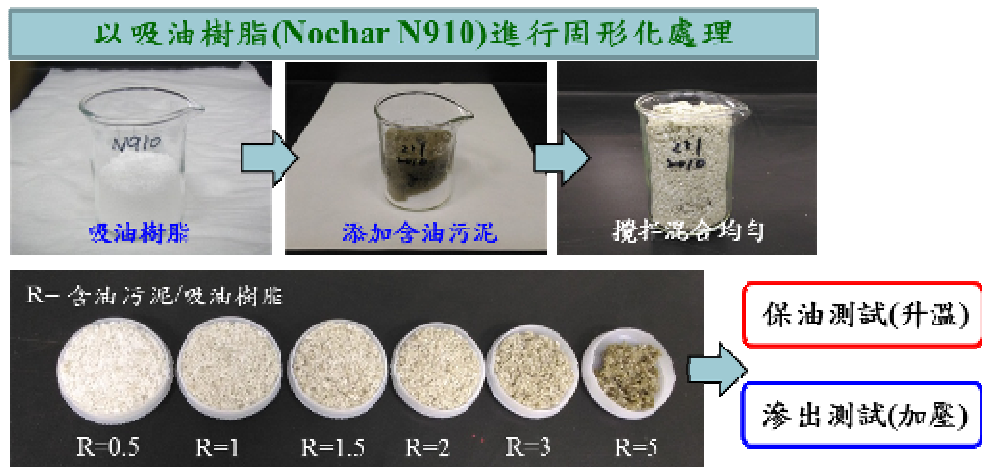
Melamine resin (三聚氰胺發泡樹脂)



測試項目	來源	吸油率(g/g)
甲苯	試藥級	68.8
廢油	T-61槽上層廢油	66.7
含油污泥	燃料組含油污泥	65.8



多孔性材料之疏水化改質及放射性含油污泥之吸收情形



含油污泥使用高分子吸油樹脂之固形化處理測試



參加 2016 年放射性廢棄物管理國際研討會及論文發表情形



參加 ICNST 2016 國際核能科學及技術研討會及論文發表情形

◆ 無機聚合安定化技術開發



轉化中和前開蓋



轉化中和場所(015L館)



轉化中和前



廢磷酸轉化中和後 廢草酸中和後及裝桶 轉化中和後運送

廢磷酸、草酸轉化中和處理作業



廢TBP處理設備

完成含 α 污染之廢TBP一桶萃取處理

- 採用2M Na_2CO_3 及1M NaOH 溶液萃取1次後，使廢TBP之Gross α <MDA，符合變化處理接收標準並移交變化處理廠處理。
- 處理後之鹼液進行TOC降解。



廢TBP鹼液水解處理



鹼液降解TOC處理設備

廢磷酸三丁酯處理

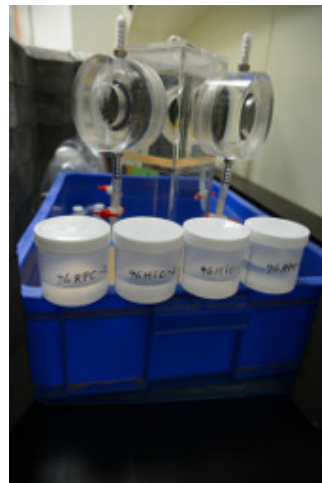
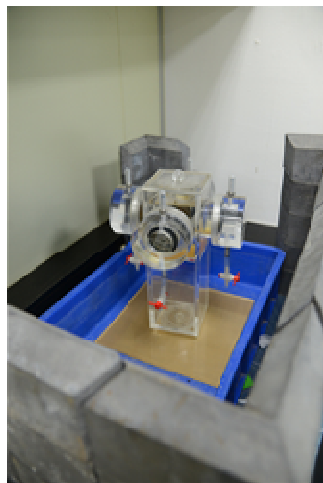
◆ 混凝土技術於廢棄物貯存容器及工程障壁之應用研究



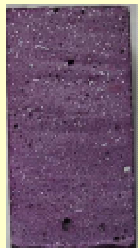
混凝土耐久性試驗(氯離子)-試體浸泡前置圖



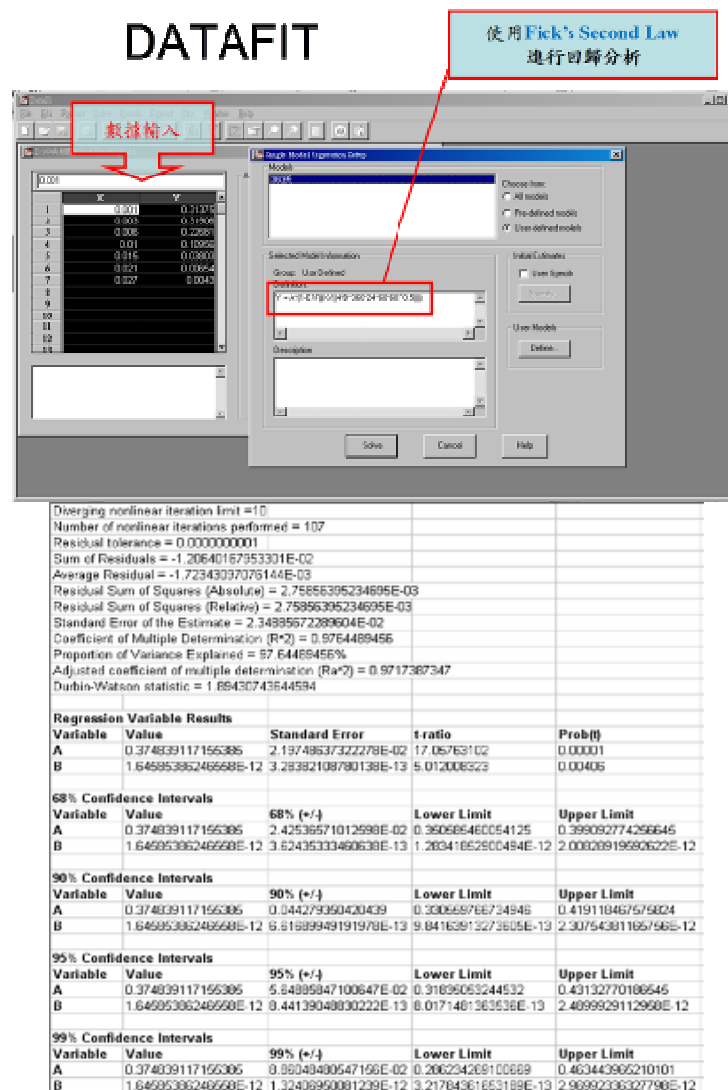
混凝土耐久性試驗(氯離子)-粉末採樣研磨機



混凝土耐久性試驗-核種遷移

溫度°C	相對濕度 RH %	CO ₂ 濃度%	
25	70	20	
   			
HPC	RPC	HPC	RPC

混凝土耐久性試驗-中性化

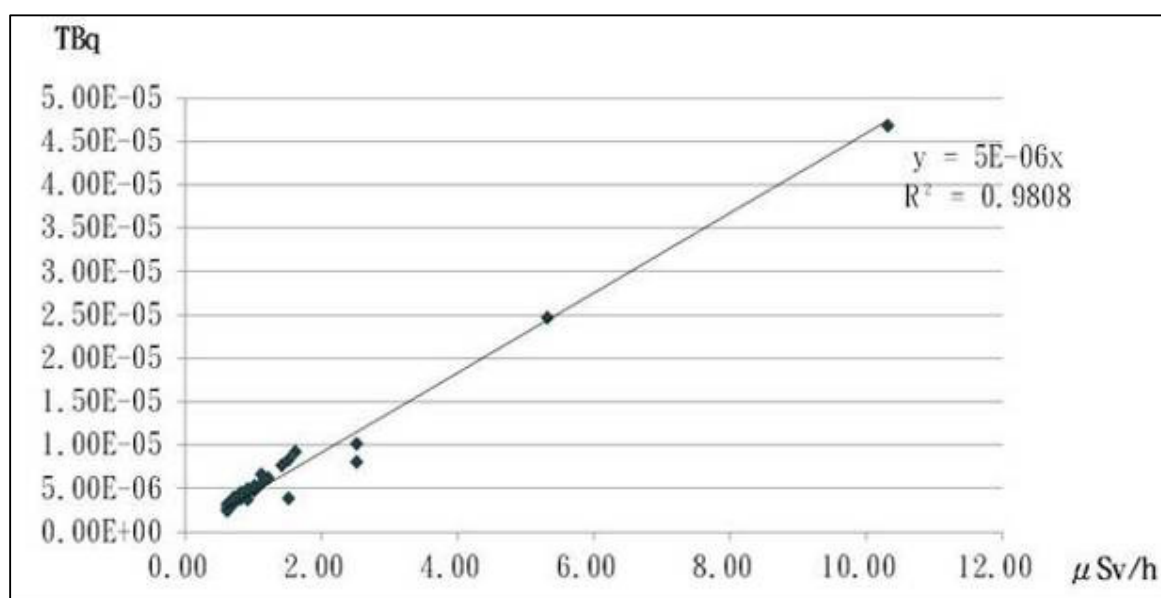


使用壽命評估程序

◆ 廢棄物處置整備難測核種鑑定技術精進

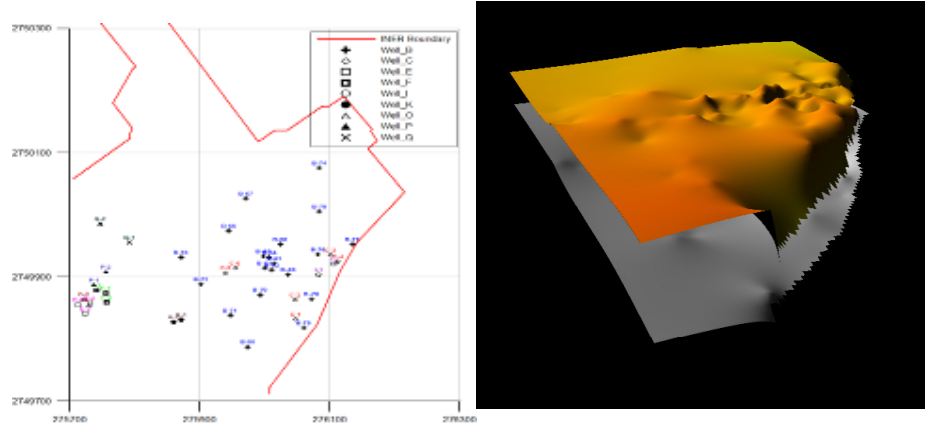


小産源廢棄物現場整桶計測設備建立測試

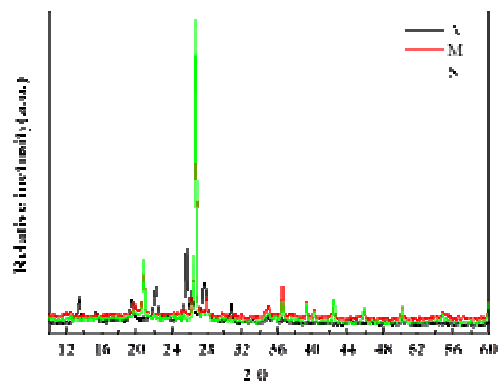


32 桶清大廢土固化體整桶計測結果建立 D to C

◆ 場址水文地質復育技術之精進



試驗區地層鑽探資料彙整與地層分佈分析



分析結果確認在下游抽水井內並無明顯含有注入之懸浮物成分