

(自行列管)

行政院原子能委員會 99 年度
政府科技計畫期末(成果效益)報告

計畫名稱：核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用

執行期間：

全 程：自 96 年 01 月 01 日至 99 年 12 月 31 日止

本年度：自 99 年 01 月 01 日至 99 年 12 月 31 日止

主辦單位：核能研究所

目 錄

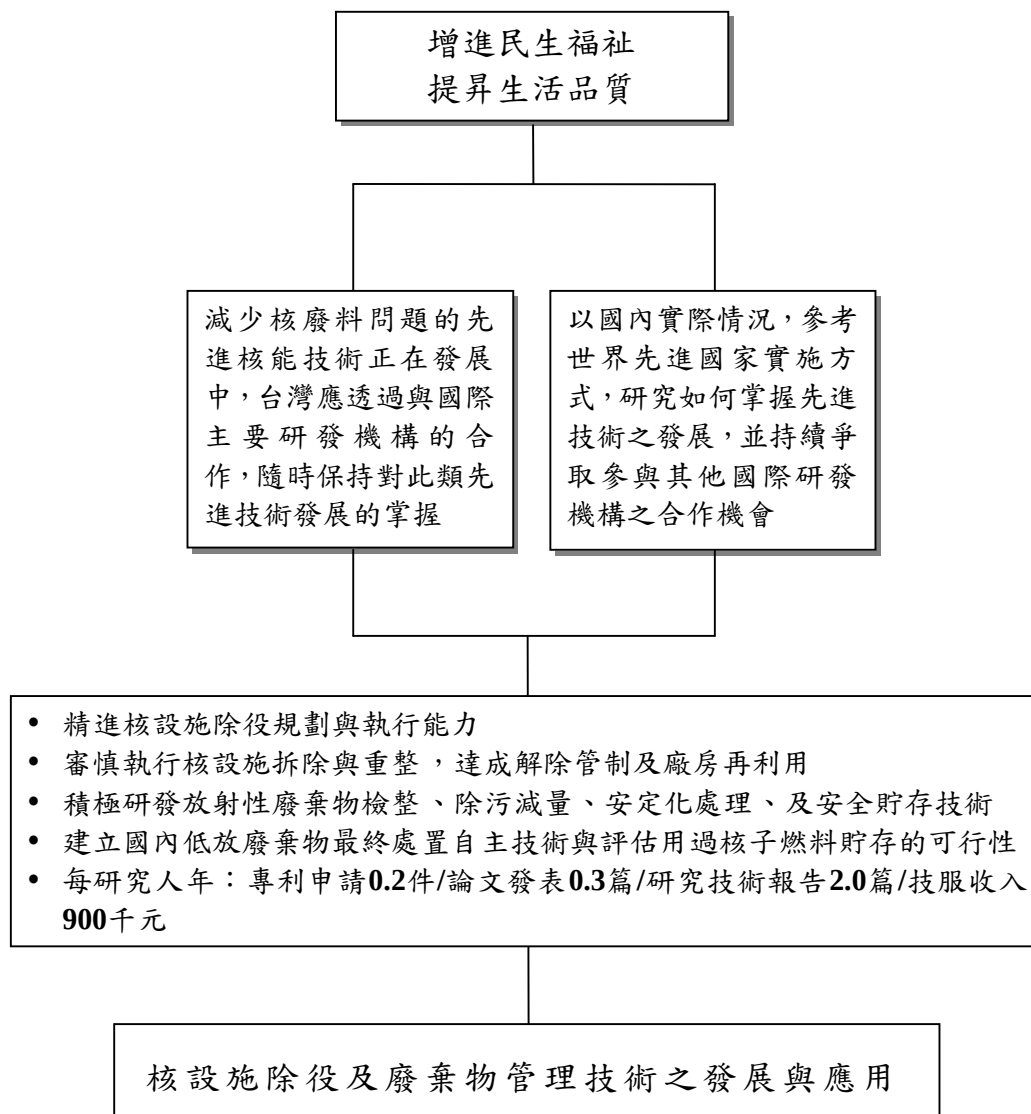
I、計畫成果效益摘要(Abstract).....	1
壹、科技施政重點架構圖	1
貳、基本資料.....	2
參、計畫目的、計畫架構與主要內容	2
一、計畫目的與預期成效	2
二、計畫架構(含樹狀圖).....	3
三、計畫主要內容	3
四、計畫全程執行成果概述	6
肆、計畫經費與人力執行情形	9
一、計畫經費執行情形：	9
(一)計畫結構與經費(千元).....	9
(二)經資門經費表	10
二、計畫人力運用情形：	11
(一)計畫人力(人年)	11
(二)主要人力投入情形(副研究員級以上)	12
伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破(含量化成果 output)	16
一、本計畫重要成果及重大突破	16
二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破	18
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	20
一、學術成就(科技基礎研究)(權重 5%).....	20
二、技術創新(科技整合創新)(權重 30%).....	20
三、經濟效益(產業經濟發展)(權重 30%).....	21
四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重 20%).....	22
五、其它效益(科技政策管理及其它)(權重 15%).....	24
柒、本計畫可能產生專利或可移轉之潛力技術說明	26
捌、與相關計畫之配合	27
玖、後續工作構想之重點	28
壹拾、檢討與展望	30

II、計畫成果效益報告	33
壹、期中回覆承諾改進強化項目之辦理情形	33
貳、工作進度	33
一、全程目標及執行成果	33
二、本年度目標及執行達成情形	51
參、計畫工作項目實施步驟或研究方法	57
肆、期末執行成果	60
伍、重點詳述計畫發展之重點技術或措施與國際之比較	64
陸、目前碰到困難以及因應對策	67
柒、已有重大突破及影響	67
捌、99 年度作業計畫績效評核項目達成情形	69
玖、計畫管理情形	71
附錄一、佐證資料表	73
附錄二、佐證照片圖表	82
附錄三、99 年度期末審查意見回覆	96

□ 、計畫成果效益摘要(Abstract)

壹、科技施政重點架構圖

策略績效目標-----績效衡量指標-----執行措施（綱要計畫）



計畫成果效益摘要(Abstract)

貳、基本資料

計畫名稱：核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用

主 持 人：陳鴻斌

審議編號：99-2001-02-05-02

計畫期間(全程)：96 年 01 月 01 日至 99 年 12 月 31 日

年度經費：88,223 千元 全程經費規劃：347,614 千元

執行單位：核能研究所

參、計畫目的、計畫架構與主要內容

一、計畫目的與預期成效

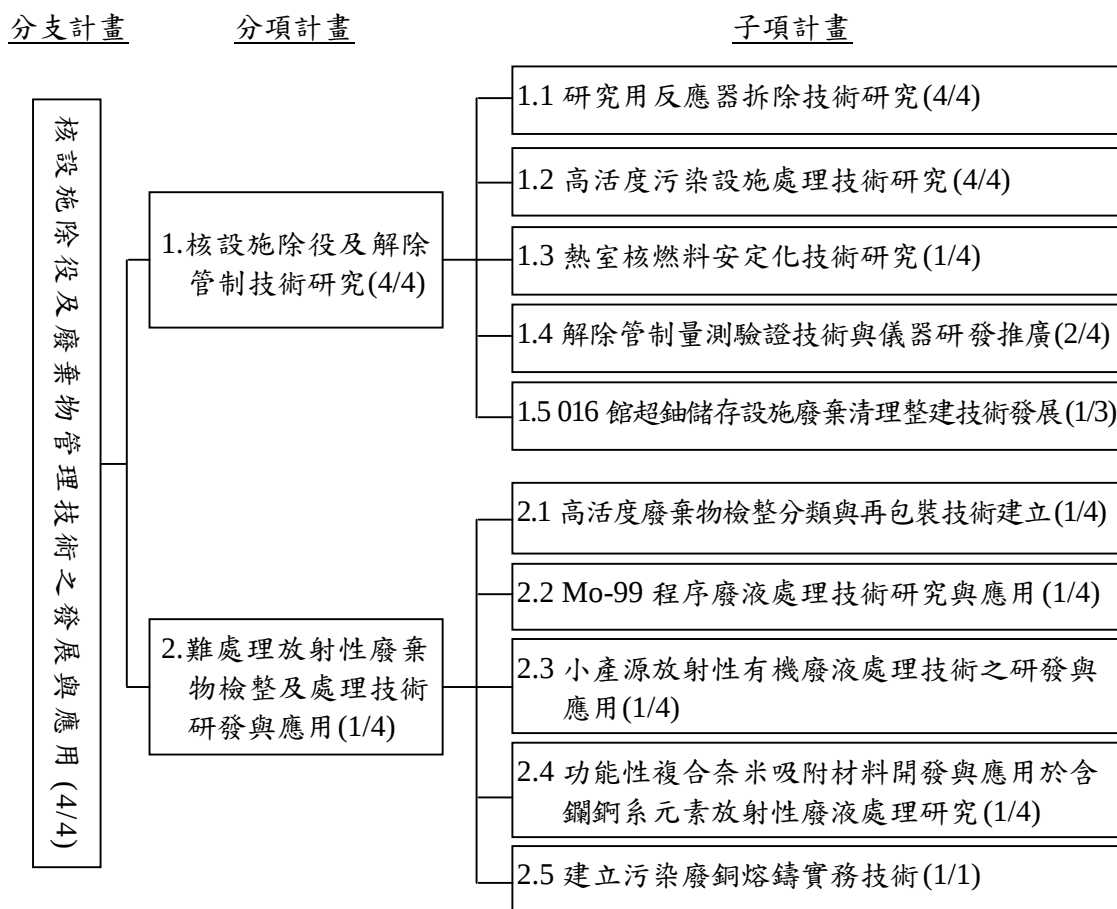
核設施除役技術發展是所有核能先進國家現階段共同關切及努力的議題；核電廠運轉及同位素研究與應用所產生之放射性廢棄物最終處置技術也是各國致力的研究重點。為因應台灣當前及未來發展之需要，核能研究所(以下簡稱本所)擬定「精進核設施除役規劃與執行能力」、「審慎執行核研所核設施拆除與重整，達成解除管制及廠房再利用」及「積極研發放射性廢棄物檢整、減量、安定化處理、及安全貯存技術」等總體計畫執行方向，旨在落實(1)核設施除役作業源頭減量，減少放射性廢棄物處置數量；(2)增進放射性廢棄物管理效能，妥善處理與安全貯存國內低放射性廢棄物；(3)提高核能安全，維護環境生態品質及確保民眾健康，消除社會大眾對放射性廢棄物管理安全疑慮。在既有之基礎上逐步推動核設施除役及廢棄物管理技術發展，持續提昇相關技術能量建立先進可靠之自主技術能力，並應用於本所實際之需求，期以應用於未來大型核設施除役工作，達成以下的階段性目標：

- 建立核設施除役技術，應用於本所研究用反應器之拆除，累積知識與實務經驗，以貢獻於下階段國內核設施除役之需要。
- 配合國內核設施除役之需求，建立核設施與放射性廢棄物解除管制技術，以降低管制之成本與負擔，促進資源充分應用。
- 建立高活度廢棄物遙控取出、檢視、傳送及再包裝技術，應用於本所地下庫高活度廢棄物與廢射源之檢整分類及再包裝，確保廢棄物貯存安全。

- 開發創新之難處理放射性廢棄物減容與安定化處理技術，有效解決該等廢棄物之減量與安全貯存問題，解除該類廢棄物管理上隱憂，確保環境安全。

二、計畫架構(含樹狀圖)

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，另為配合達成本所的任務需要相關法規要求，而擬定推動「核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用」計畫，進行「核設施除役及解除管制技術研究」及「難處理放射性廢棄物檢整及處理技術研發與應用」等二個分項計畫，分項計畫項下各包含五個子項計畫，計畫架構如下：



三、計畫主要內容

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，並應用建立技術逐一完成停用核設施拆清及積貯難處理放射性廢棄物處理，以確保環境安全；同時累積實務經驗與知識，提昇技術完

整性與成熟度，並達到經驗傳承與人才培訓目的，以養成未來市場需求人力資源。現階段分別聚焦於發展本所執行核設施除役實務之需求技術，以及解決各類積貯難處理放射性廢棄物處理問題開發針對性有效技術，以安全為第一考量，根據實驗與先導測試或 mock-up test 結果做改善與精進，務求技術合於落實應用，朝達成提昇自主之核設施除役規劃與執行技術、建立務實之核設施與廢棄物解除管制技術、建立高活度固體廢棄物取出檢整分類重裝技術，以及發展安全與完全之放射性廢棄物減容安定化處理先進技術等前瞻導向發展，並為未來協助核能電廠除役，儲備經驗與技術等項施政策略。計畫主要執行內容如下：

(一)核設施除役及解除管制技術研究

本分項計畫分成五個子項計畫，分別研究本所研究用反應器 (Taiwan Research Reactor，簡稱 TRR) 爐體拆除關鍵技術、高活度污染設施處理方法、超鈾儲存設施拆除技術，以及解除管制之量測與評估技術等，研擬清除工法並審慎執行，以確保高污染設施及未來爐體拆除工作之安全，抑低除役廢棄物量，並配合知識管理需求提升除役規劃及拆除技術。目標在於建立自主之除役規劃、拆除工法、3-D 動畫模擬技術、廢棄物管理等技術，其技術及經驗可為國內核反應器除役之範例。

1. 研究用反應器拆除技術研究：針對 TRR 爐體，建立除役工程支援系統、活化及污染組件核種和活度評估技術、大型切割機具及應用模式評估，及執行爐體拆除技術之安全評估與模擬操作，配合 3D 工程模擬系統，提供計畫管理及工程工法評估等之依據。
2. 高活度污染設施處理技術研究：針對本所相關高污染設施建立設備拆解、池水淨化與污染清除技術，以及高污染廢棄物包括用過燃料、廢樹脂、鈾粉等建立安定化與安全貯存技術，並審慎執行，降低污染擴散之風險，抑低除役廢棄物量。
3. 熱室核燃料安定化技術研究：配合 TRR 燃料池清理，須建立 TRR 燃料切割、安定化、裝罐、中子鈾銻量測及封焊外罐等技術；此外，針對清理出之鈾泥儲放在熱室，亦須發展鈾泥運入熱室內之處理設備及技術，同時熱室現有之設備也須配合更新改進，以配合計畫工作之推行。
4. 解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣：建立解除管制量測標準

以及大型量測儀具追溯技術、建立解除管制量測實驗室認證技術規範及推動解除管制量測技術認證作業、研發國內大型放射性廢棄物解除管制量測儀器與技轉並建立我國儀器製造能力，達成外釋或資源再利用之目的，以確保我國除役廢棄物管理之經濟性、安全性與可靠性。

- 5.016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展計畫：針對核化學實驗室殘存之各項阿伐污染設施之廢棄清理整建，審慎建立隔離操作空間、負壓通風系統、適切之輻射防護技術及作業程序，且深入研究阿伐污染之管路、廢液、水泥磚塊、高負壓通風系統的拆除、除污、固化、減容、廢棄物檢整分類技術，並據以完成 016 館清理整建，以提升館舍轉型再利用及零阿伐污染實驗室之目標。

(二)難處理放射性廢棄物檢整及處理技術研發與應用

本分項計畫分成五個子項計畫，分別發展地下庫高活度放射性廢棄物之檢整技術；研發 Mo-99 製程廢液針對性處理技術；開發有效之放射性有機廢液處理技術；研究含鋇銅系元素放射性廢液降級處理技術；建立放射性污染廢銅熔鑄實務技術等，達成減量及安全貯存之廢棄物管理要求。

1. 高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立：本所 TRR 及其他實驗室運轉產生高活度固體放射性廢棄物，由於長期暫存 015D 地下庫，至今未能有效處理，須發展遙控取出、屏蔽工程及再包裝之技術，徹底清點、檢整分類與再包裝，妥善處理後予以安全貯存。
2. Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用：Mo-99 製程所產生之廢液自民國 77 年貯存於不銹鋼桶中，年久有腐蝕外漏潛在危害，該廢液歸類為 GTCC(具高輻射劑量率及 TRU 核種)包括強酸及有機萃取劑，須發展針對性處理技術，設置建物負壓及偵測設施，建立強酸及廢萃取劑處理、TRU 安定化之方法與技術，逐桶的完成 18 桶廢液處理，以維環境安全。
3. 小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用：本所接收自全國小產源之放射性有機廢液，數量累積迄今已達約 100 立方米，且每年持續增加中，一直暫時貯存在液體廢棄物處理場，除佔用大量貯存空間外，貯存容器也因長期貯存而逐漸劣化，對環境已具有潛在之危害，有效處理技術之研發與應用刻不容緩，以增進輻

射防護安全。

4. 功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含銅銻系元素放射性廢液處理研究：針對廢液中難以分離之微量元素(核種)，研發一種簡單、有效率的處理程序與技術，藉由先分離銅銻系元素，將原有的廢液降級使達到一般放射性廢液處理標準，則可簡化處理流程，避免對於工作人員與環境所造成之危害及藉此達到輻射安全防護的目的。
5. 建立污染廢銅熔鑄實務技術：目前本所金屬熔鑄設施已建立的熔鑄設備及實務技術，只針對鋼鐵類，無法適用於目前既有及未來清理的放射性污染廢銅減容作業，須修改部份設備並實務運作，以建立日後標準操作條件，累積人員技術經驗。

四、計畫全程執行成果概述

本計畫自 96 年起至 99 年止，推動「核設施除役規劃及技術提昇」、「核設施及放射性廢棄物解除管制技術」及「放射性廢棄物處理及處置技術」之研究工作，全程四年執行成果概述如下：

- (一)發表期刊論文共 33 篇，包括國內期刊 16 篇、國外期刊論文 17 篇(含 SCI 期刊 16 篇)；會議論文發表共 45 篇，包括國內研討會論文 30 篇、國際研討會論文 15 篇；完成研究報告及技術報告共 331 篇。
- (二)專利申請 56 件(國內 31 件/國外 25 件)，專利獲得 27 件(國內 13 件/國外 14 件)。
- (三)委託國內大學研究計畫 10 項，共培育博士生 5 人、碩士生 11 人。
- (四)研發專利「放射性濕性廢棄物高效率處理技術」技術授權國內二家企業。授權金收入共 1,200 萬元，為放射性廢棄物處理技術產業化奠定重要里程碑。
- (五)執行接受外界委託技術服務案，全程實際收入共計 277,647 千元。
- (六)計畫執行工作達成情形：
 1. 完成 TRR 工程資料之電子化及資料檢索系統建置；完成爐體及爐內組件 3D 模型建立及爐體拆除工法概念數位模擬；完成爐內組件活度輻射劑量再評估作業；提出爐體除役整體規劃報告。
 2. 完成全部實驗棒高活度廢棄物之清理；完成燃料池中 65 桶雜項廢棄物清理及 97 罐鈾粉收集與重裝；完成高活度廢樹脂移貯設備安裝及移貯作業程序模擬測試；完成 6,800 公升廢樹脂之倒出清洗

- 及水下暫貯作業；完成高活度池水取樣分析及燃料池水面上池壁取樣及池壁結構與塗料相關資料調查。
3. 完成 18 根 TRR 燃料棒安定化處理，及完成 4 組 TRR 安定化燃料罐密封銲接安全運送至貯存護箱。
 4. 完成超鈾儲存設施 Unit 20 手套箱、5 個桶槽、分析線鉛室週邊設施與外圍鉛屏、各區域阿伐污染管線之拆除拆除、檢整分類、裝箱等作業，以及周邊環境清理、追蹤偵檢。
 5. 完成 SWAM-2 整桶計測系統建置及本土化 SWAM-3 加馬比活度量測儀器系統設計製作及整桶表面劑量率系統驗證量測；完成棒狀桶型校正假體製作、均勻度測試並建立效率校正曲線；完成除役廢棄物管理資訊管理系統建置及系統與知識管理系統資料整合；完成 1,200 公噸混凝土塊及 130 公噸廢金屬外釋與清運作業。
 6. 完成 012 館金屬廢棄物除污設備性能改善及除污劑再生與除污後含氟廢水處理技術精進；完成廢除污劑固化程序控制計畫主管機關核備；開發智慧型膠體除污劑除污技術。
 7. 完成超 C 類廢樹脂濕式氧化法處理可行性評估與最適化處理研究及超 C 類廢樹脂降級處理程序；擬定小產源放射性有機廢液處理策略及處理方法之可行性評估。
 8. 完成 Mo-99 程序廢液處理方法開發及遠端操控作業設備設計製作，並完成實際強酸廢液 70 公升處理。
 9. 針對廢水中鋇、鈾系元素及其它金屬離子如 Sr、Co、Cs 等開發合成多種無機吸附劑，吸附率可達 99% 以上。
 10. 完成 015D 館舊有鉛室機械作業系統改善；完成高活度廢棄物之遙控取出、傳送及再包裝技術整體規劃。
 11. 建立放射性污染廢銅熔鑄技術，完成熔銅用石墨坩堝爐建置作業及建立標準作業程序書，廢銅熔鑄納入熔鑄廠實務運轉。
 12. 完成坑道式最終處置場定率與機率評估技術；建立低放射性廢棄物除役廢棄物數量估算方法並完成國內四座核電廠之運轉與除役廢棄物數量估算；完成低放射性廢棄物處置場異常狀況之安全評估；完成混凝土承裝容器之性能標準作業程序與量產模式之建立及規範訂定；完成低放射性廢棄最終處置障壁系統材料物理特性分析；完成小產源放射性廢棄物型態與特性清查要

點研擬；完成小產源放射性廢棄物處置策略研究。

13. 完成我國用過核子燃料長期貯存設施功能需求及長期貯存作業概念研究；完成高放廢棄物長期貯存設施概念規劃；針對用過核子燃料與高放射性廢棄物的坑道式與廠房式設施概念方案，完成長期貯存可行性整合分析。

肆、計畫經費與人力執行情形

一、計畫經費執行情形：

(一)計畫結構與經費(千元)

細部計畫 (分支計畫)		研究計畫 (分項計畫)		主持人	執行機關	備註 (子項計畫)
名稱	經費	名稱	經費			
核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用	88,223			陳鴻斌	核能研究所工程組	
		核設施除役及解除管制技術研究	62,961	喬凌寰	核能研究所工程組	1.研究用反應器拆除技術研究-工程組(7,719) 2.高活度污染設施處理技術研究-工程組(24,393) 3.熱室核燃料安定化技術研究-燃材組(12,684) 4.解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣-保物組(11,557) 5.016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展-化學組(6,608)
		難處理放射性廢棄物檢整及處理技術研發與應用	25,262	蔡光福	核能研究所化工組	1.高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立-化工組(9,307) 2.Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用-化工組(3,401) 3.小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用-化工組(5,766) 4.功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含銅銻系元素放射性廢液處理研究-化工組(4,302) 5.建立污染廢銅熔鑄實務技術-燃材組(2,486)

(二)經資門經費表

會計科目 項目		預算數(執行數)/元			備註
		主管機關預算(累 計分配數)	自籌款	合計	
				流用後預算數 (實際執行數)	
一、經常支出					
1.人事費					
2.業務費		42,974,000 (42,974,000)		42,974,000 (42,974,000)	48.71% (100%)
3.差旅費					
4.管理費					
5.營業稅					
小計		42,974,000 (42,974,000)		42,974,000 (42,974,000)	48.71% (100%)
二、資本支出					
1.設備費		45,249,000 (45,249,000)		45,249,000 (45,249,000)	51.29% (100%)
小計		45,249,000 (45,249,000)		45,249,000 (45,249,000)	51.29% (100%)
合計	金額	88,223,000 (88,223,000)		88,223,000 (88,223,000)	100% (100%)
	占總經費%	100%		(100%)	
	(執行率=執行數 ÷流用後分配數)				

與原計畫規劃差異說明：

計畫於年度伊始即按月規劃計畫經費使用分配，本年度至 12 月份計畫經常支出分配數為 42,974 千元，資本支出分配數為 45,249 千元，經資門支出合計分配數為 88,223 千元；本年度經常支出實際結報數為 42,974 千元，執行率 100%，資本支出實際結報數為 45,249 千元，執行率達 100%，經資門支出合計實際結報數合計為 88,223 千元，總經費執行率 100% 支用情形良好。

二、計畫人力運用情形：

(一)計畫人力(人年)

人力統計截止日期：99.12.31

計畫名稱	執行情形	總人力	研究員級	副研究員級	助理研究員級	助理
分支計畫 核設施除役 及廢棄物管 理技術之發 展與應用	原訂 (全年)	37.60	1.81	9.19	19.90	6.70
	實際	32.69	1.31	8.32	17.71	5.35
	差異	-4.91	-0.50	-0.87	-2.19	-1.35
分項計畫 核設施除役 及解除管制 技術研究	原訂 (全年)	27.00	0.80	5.40	15.10	5.70
	實際	23.34	0.65	5.01	13.29	4.39
	差異	-3.66	-0.15	-0.39	-1.81	-1.31
分項計畫 難處理放射 性廢棄物檢 整及處理技 術研發與應	原訂 (全年)	10.60	1.01	3.79	4.80	1.00
	實際	9.35	0.66	3.31	4.42	0.96
	差異	-1.25	-0.35	-0.48	-0.38	-0.04

說明：

研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正、若非以上職稱則相當於博士滿三年、或碩士滿六年、或學士滿九年之研究經驗者。

副研究員級：副研究員、副教授、總醫師、薦任技正、若非以上職稱則相當於博士、碩士滿三年、學士滿六年以上之研究經驗者。

助理研究員級：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、或學士滿三年以上之研究經驗者。

助理：研究助理、助教、實習醫師、若非以上職稱則相當於學士、或專科滿三年以上之研究經驗者。

(二)主要人力投入情形(副研究員級以上)

姓名	計畫職稱	投入主要工作 及人月數	學、經歷及專長	
陳鴻斌	副研究員 (主持人)	3.5 分支計畫規劃研擬與督導執行	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	電子電機工程
喬凌寰	副研究員 (共同主 持人)	4.0 核設施除役及解除管制技術研究分項 計畫督導執行	學 歷	學士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
蔡光福	研究員 (共同主 持人)	1.8 難處理放射性廢棄物檢整及處理技術 研發與應用分項計畫督導執行	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
李崙暉	助理 研究員 (子項負 責人)	7.3 負責執行研究用反應器拆除 技術研究計畫	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	電子電機工程
諸葛志春	副研究員 (子項負 責人)	8.3 負責執行高活度污染設施清理 技術研究計畫	學 歷	學士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
胥耀華	副研究員 (子項負 責人)	3.6 負責執行熱室核燃料安定化 技術研究計畫	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	材料科技
王正忠	副研究員 (子項負 責人)	5.5 負責執行解除管制量測驗證技術與 儀器研發推廣計畫	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學
李中新	研究員 (子項負 責人)	6.7 負責執行超鈾儲存設施廢棄清理整建 技術發展計畫	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
張峰榮	副研究員 (子項負 責人)	2.0 負責執行高活度廢棄物檢整分類與再 包裝技術建立計畫	學 歷	學士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
潘本立	副研究員 (子項負責人)	6.1 負責執行 Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用計畫	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
陳又平	副研究員 (子項負責人)	2.2 負責執行小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用計畫	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
鍾人傑	副研究員 (子項負責人)	6.7 負責執行含銅系元素放射性廢液處理研究計畫	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學
陳勝裕	副研究員 (子項負責人)	9.0 負責執行建立污染廢銅熔鑄實務技術計畫	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	礦冶工程
黃華泰	副研究員	2.3 TRR 爐體拆除技術研究及高活度廢棄物清理執行	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
羅文璉	副研究員	2.2 TRR 爐體拆除技術研究及高活度廢棄物清理執行	學 歷	學士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
黃君平	副研發師	10.9 TRR 爐體拆除技術研究及高活度廢棄物清理執行	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
袁明程	副研究員	0.6 核燃料安定化技術研究	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
沈安婷	副工程師	1.3 核燃料安定化技術研究	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學
曾訓華	研究員	1.1	學 歷	博士

姓名	計畫職稱	投入主要工作 及人月數	學、經歷及專長	
		大型檢測系統研發精進	經 歷	核能研究所
			專 長	電子電機工程
武及蘭	副研究員	5.6 量測系統校正及追溯技術研究	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
劉懋鑫	副研究員	7.0 大型檢測系統研發精進	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	電子電機工程
林琦峰	副研發師	5.4 量測系統校正及不確定度評估 技術研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
陳昭睿	副研發師	3.2 放射性有機廢液處理技術研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
羅仕瀚	副研發師	4.0 放射性有機廢液處理技術研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
張志清	副工程師	4.7 放射性有機廢液處理技術研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
魏聰揚	研究員	0.4 含銅鈾系元素放射性廢液 處理技術研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
陶鈞德	工程師	5.8 功能性複合奈米吸附材料開發研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	化學工程
劉玉章	副工程師	1.8 功能性複合奈米吸附材料開發研究	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所

姓名	計畫職稱	投入主要工作 及人月數	學、經歷及專長	
			專 長	化學工程
合計		122.9 人月		

與原計畫規劃差異說明：

本計畫本年度規劃投入研究人力共 37.6 人年；全年度統計實際投入研究人力共 32.69 人年，實際人力執行率 86.9%。差異原因為配合全所整體人力運用，調整參與其他計畫工作(執行如核燃料乾式貯存及濕性廢棄物處理等技術服務案)；另部分同仁離職與退休等因素所致。工作已安排接替人員，對計畫整體進度並未造成影響。

伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破(含量化成果 output)

一、本計畫重要成果及重大突破

(一)學術成就

- 1.本年度預期績效指標值：發表論文 15 篇；完成研究報告及技術報告 76 篇。本年度實際產出：發表期刊論文共 7 篇，包括國內期刊 3 篇、國外期刊論文 4 篇(含 SCI 期刊 4 篇)；會議論文發表共 14 篇，包括國內研討會論文 8 篇、國際研討會論文 6 篇；完成研究報告及技術報告共 77 篇。
- 2.本年度委託國內大學研究計畫 2 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)大葉大學材料科學與工程學系姚品全助理教授「六價鐵於高濃度頑抗有機廢液處理技術之研究」，培育碩士生 2 人。
 - (2)高雄應用科技大學化學工程與材料工程系楊文都教授「具金屬螯合功能之表面修飾奈米無機材料的製備與特性分析」，培育博士生 1 人、碩士生 1 人。
- 3.本年度辦理學術活動 3 場次，推動國內解除管制量測比對制度建立，帶動國內外釋計畫，發揮全面廢棄物減廢效益：
 - (1)99.05.20 舉行放射性廢棄物解除管制量測能力試驗說明會，參加人數共 62 人，其中所外 31 人及所內 31 人，共計五家實驗室參加比對。
 - (2)99.10.20 召開「99 年度游離輻射量測分析能力試驗總結研討」會議，包含解除管制、中低活度及環境領域共有 18 個單位、70 位技術專家出席、口頭報告 10 人及海報張貼 7 張。
 - (3)99.12.13-14 與輻射防護協會合作舉辦「2010 輻射劑量暨安全國際會議」，投稿 3 篇學術研究論文，其中一篇獲大會評選為優選獎；另於 99.12.16 邀請美國俞家禮博士及張賜元博士來所舉辦 Workshop 及進行專題演講。

(二)技術創新

- 1.本年度預期專利申請 8 件；專利獲得 4 件。本年度實際產出：專利申請 12 件(我國 5 件/美國 7 件)，專利獲得 9 件(我國 3 件/美國 4 件/日本 2 件)。

2. 本所研發專利「放射性濕性廢棄物高效率處理技術」成功技術授權國內企業，已與國內二家廠商完成簽約。每案授權金 600 萬元，權利金每建置一套系統 1,500 萬元，為放射性廢棄物處理技術產業化奠定重要里程碑。本年度 4 月份完成第二家授權廠商員工教育訓練及文件資料交付，收取第二期授權金 300 萬元。
3. 執行接受外界委託研究之技術服務案計 5 項，協助國內企業解決核能應用相關廢棄物減量、減容與安定化處理問題。年度實際收入共計 57,000 千元：
 - (1) 執行核二、三廠「高效率固化劑銷售」案，年度實際收入 1,370 千元。
 - (2) 執行全國各業界「放射性廢棄物接收處理服務(99 年度)」案，年度實際收入 7,000 千元。
 - (3) 執行台電龍門電廠「核能四廠放射性廢棄物固化流程控制計畫之驗證技術服務」案，年度實際收入 8,400 千元。
 - (4) 執行台電後端處「引進國外先進核廢棄物處理技術可行方案技術評估」案，年度實際收入 5,130 千元。
 - (5) 執行台電核二廠「粒狀廢樹脂濕式氧化暨高效率固化系統」案，年度實際收入 35,100 千元。

二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破

領域別：原子能

	績效指標	初級產出量化值	效益說明	重大突破
技術創新(科技整合創新)	A 論文	年度預期發表論文 15 篇，實際產出 21 篇： 1.期刊論文 7 篇(國內 3 篇/國外 SCI 刊登 4 篇)。 2.會議論文 14 篇(國內 8 篇/國際 6 篇)	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。	
	C 博碩士培育	年度預期培育 4 人，實際培育 4 人： 1.博士班研究生 1 人：高雄應用科技大學化學工程與材料工程系周青南。 2.碩士班研究生 3 人：大葉大學環境工程學系曾俊融、王韜融；高雄應用科技大學化學工程與材料工程系黃新雅。	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。	
	D 研究報告	年度預期完成 38 篇，實際產出數量 49 篇。	供國內核設施除役與廢棄物處理等工作參考。	建立自主之國內技術，減低對國外技術仰賴。
	E 辦理學術活動	年度預期辦理 2 場次，實際辦理 3 場次： 1.於 5 月 20 日辦理「99 年度解除管制量測能力試驗」說明會 1 場次。 2.於 10 月 20 日召開「99 年度游離輻射量測分析能力試驗總結研討」會議 1 場次。 3.於 99 年 12 月 13-14 日與輻射防護協會合作舉辦「2010 輻射劑量暨安全國際會議」1 場次。	推動國內解除管制量測比對制度建立，帶動國內外釋計畫，發揮全面廢棄物減廢效益。	

	績效指標	初級產出量化值	效益說明	重大突破
	G 專利	年度預期申請 8 件/獲得 4 件，實際產出： 1.專利申請 12 件(我國 5 件/美國 7 件)。 2.專利獲得 9 件(我國 3 件/美國 4 件/日本 2 件)。	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。	技術領先利於拓展國際市場。
	H 技術報告	年度預期完成 38 篇，實際產出數量 28 篇。	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。	建立自主之國內技術，減低對國外技術仰賴。
	J 技術移轉	年度預期收取權利金 3,000 千元，實際收取 3,000 千元： 研發專利「放射性濕性廢棄物高效率處理技術」技術授權國內企業，授權金 6,000 千元。授權金分二期，本年完成第二家授權廠商員工教育訓練及文件資料交付，收取第二期授權金 3,000 千元。	放射性濕性廢棄物高效率處理技術對技轉廠商將製造 15 億以上之商機，且因高效率固化技術具有高減容效果，國內目前粒狀樹脂之減容比達 3.0 以上，對最終處置經費，每一核電廠積貯與例行產量每年將有 9,000 萬之經濟效益。	研發專利成功技術授權國內企業，建立國內放射性廢棄物處理技術產業。
	S 技術服務	年度預期收入 50,000 千元，實際收入 57,000 千元： 執行接受外界委託研究之技術服務案計 5 項，實際收入共計 57,000 千元。	協助國內企業解決核能應用相關廢棄物減量、減容與安定化處理問題。	

陸、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)(權重5%)

- (一)本計畫之性質較偏重在實際執行工程項目，主要藉以建立及累積除役技術與實務經驗，有利於後續核設施除役規劃與執行，傳承在除污/除役工作上的心得、經驗及技術，增進除役作業與後端營運之安全性。相關之研究報告可應用本所 TRR 爐體之拆除及提供未來核電廠除役工作之參考。
- (二)與清華大學合作建立熱室內平行驗證 TRR 用過核燃料安定化粉末裝罐後之核子物料鈾鈾中子量測(BPCC)技術，完成量測裝置熱室安裝作業與量測實驗。俾利於建立國家自主之用過核物料中子量測分析基礎。
- (三)本計畫於 2010 年東亞放射性廢棄物管理論壇(EAFORM)研討會，發表之放射性廢水處理方法、TRU 污染高活度廢樹脂清洗等論文受到與會人士之注意，包括：
- 1.使用兩階段化學沈澱法處理含鈾氟廢水，分別將廢水中含量 900ppm 的鈾及 1000ppm 的氟去除，處理後淨水皆達液體廠接收標準，得到之鈾酸鈉固體回收貯存，而氟化鈣固體則當低放射性固體廢料存放。
 2. TRR 燃料池內的廢棄離子交換樹脂已知係屬於高活度，且遭超鈾元素污染之放射性廢棄物，但相關污染特性仍待探討；本研究成功進行罐內不同深度取樣並建立活度分佈數據，藉由沖洗法將廢樹脂表面沈積污泥去除，以及確認廢樹脂污染屬離子交換型態，核種無法藉由機械除污去除。

二、技術創新(科技整合創新)(權重30%)

- (一)研究爐體生物屏蔽混凝土切割，整合本所歷年來的工作經驗及國外最新技術發展，提出適用於爐體生物屏蔽切割方法，可降低施工困難度及減少二次廢棄物產生，未來如經測試驗證具可行性，可應用於核設施之混凝土切割技術需求；另完成爐體放射性存量評估，整合量測、取樣、分析和評估等技術，建立除役組件放射性存量評估技術，有利於除役廢棄物調查和除役工法之發展。

- (二)自行研發 $4\pi\text{NaI(Tl)}$ 井型偵檢器系統，完成效率計算程式之建立，並與國外 Cs-134 標準核種計數效率之計算相驗證，結果良好。另根據 Co-60、Mn-54 校正技術之需求，設計並製作外徑 30mm，厚度分別為 0.5、1.5、2.5mm 之鋁合金管型盛器用於 $4\pi\text{NaI(Tl)}$ 井型偵檢器系統，最終 Mn-54 點射源於標準位置之效率估算，可直接由效率曲線內插出來；而系統對 Co-60 點射源於標準位置之效率估算，校正結果與標準參考值一致(差異小於 1%)。
- (三)自行研製五種密度的 4 個個別核種 16 支棒狀及單一核種 9 支棒狀的桶型均勻體射源校正假體，分別提供閃爍體偵檢器及純鍺偵檢器效率校正，可提高核設施解除管制試樣量測準確度及校正便利性。
- (四)採用新開發密封式切割(分離)技術，完成超鈾實驗室 G28、G32、A5、A56 等各區域殘留的超鈾污染廢液管線之拆除與廢棄物檢測分類裝箱等作業。
- (五)完成 Mo-99 程序廢液處理遠端操控作業設備之設計與製作，程序採用傳統之酸鹼中和將強酸廢液調整到可處理之酸鹼度，將沈澱過濾後，結合特殊設計之核種吸附管柱將 Cs 及 Sr 核種去除，經實際處理驗證確實有效。
- (六)針對小產源放射性有機廢液，研發多種可行之降解處理技術如費頓濕式氧化、超音波輔助費頓氧化、固相觸媒催化氧化、超臨界水氧化以及熱催化降解劑氧化等方法，藉處理技術之整合與創新，建立放射性有機廢液的處理程序，並實際應用於所內積貯之放射性有機廢液。
- (七)針對廢水中銻、銅系元素及其它金屬離子如 Sr、Co、Cs 等所開發合成 MST、AS 及 ZrHP 等無機吸附劑，吸附率可達 99% 以上。未來可應用於 TRR 燃料池廢水、難處理放射性廢液、高導電度含氫廢液、洗衣廢液等之處理，可節省處理費用並達廢棄物減量之目的。

三、經濟效益(產業經濟發展)(權重 30%)

- (一)完成 TRR 爐內組件活度輻射劑量再評估作業，審慎預估廢棄物產出總量，減少放射性廢棄物貯存所需之社會成本。配合計畫執行，逐步建立自主的除役技術，實際運用於現場工作，降低對國外之技術依賴，可有效掌握時程，並節省作業成本。
- (二)國內自行設計車輛輻射偵檢系統與活度偵測系統雙用途之偵測計數

量測系統模組，可降低國外直接採購之成本。

- (三)桶型棒狀均勻體射源校正假體，可提供國內核設施產業如台電公司及醫院核醫部門之解除管制試樣量測儀器使用，解除管制之大量廢棄物外釋物質至社會可再生利用及降低核設施機構的庫存成本。
- (四)本年度完成廢金屬經量測及分析符合外釋一定比活度限值之第4批約9公噸，及第5批約30公噸之標售及外釋與清運作業。除了標售所得之直接收益外，間接之效益以本所接收廢金屬類之處理貯存費用為432元/kg，最終處置成本為302元/kg估算，累積外釋約130公噸所節省之貯存與處置成本達9,500餘萬元。有效解決本所廢棄物倉貯壓力，達廢棄減量及資源再利用之環保永續資源目的。
- (五)超鈾儲存設施清理計畫所發展的人員三層污染防護著裝、三道污染檢測技術與 γ 區域監測器、 α 空浮監測器等系統連線配置技術，是一套完整的 α 環境作業的最佳化規劃配置，可提供於國內相關核能工業參考應用。
- (六)自行開發Mo-99高活度強酸廢液之處理方法與設備，設計使用國產設備並與國內廠商與其商討製作細節，以合理低價建造完成並證實有效，相較於澳洲之大規模人員與資本投入甚為低廉。
- (七)開發小產源放射性有機廢液降解處理技術，不僅可降低貯存與管理費用，亦可將處理技術推廣至非放射性有機與無機混合廢液之處理，提供更大的經濟效益。
- (八)針對廢水中鋇、鈾系元素及其它金屬離子如Sr、Co、Cs等所開發合成MST、AS及ZrHP等吸附劑，其自行製備每公斤成本只約為直接向國外廠商購買售價的1/15~1/30。且皆為無機材質吸附劑，將有利於未來用過吸附劑之安定化及處置。
- (九)俾益未來完整且自主之國內放射性污染廢金屬熔鑄處理技術，建立熔鑄廠放射性污染廢銅熔鑄技術，熔鑄處理後減容因子8.9，亦即最終處置之體積減少近8倍。可應用本技術處理核設施除役及例行維修所產出之放射性污染廢銅，達到減容效果減低核設施暫存倉庫壓力且減少放射性污染廢金屬送至最終處置場掩埋的容積數量，節省最終處置費用最終處置經費。

四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重20%)

- (一)研究發展爐體拆除工法，配合輻安及工安之考量，選用或研發合適

工具設備，可提高未來爐體拆除之安全性，減少對環境之影響，對社會具有正面意義。

- (二)運用成熟工技執行高活度污染設施處理作業，降低工作人員輻射劑量之接受與曝露。採用嚴格管制策略以提昇作業安全，嚴格之品質管制、嚴謹之輻防設計與詳實之輻安管制，強制執行 ALARA 要求，訂定相關準則以保護工作人員，降低輻安及工安風險。
- (三)建立高放射性物質處理與密封焊接等技術，提供安全解決放射性廢棄物處置與核設施除役等問題，可消除民眾對於核能風險大於其優點之疑慮，有助於增長核能未來的發展。
- (四)完成除役資訊管理系統資料庫系統備份規劃與步驟撰寫，並配合綜計組規劃本所 eKM 平台，建立系統連接及匯入機制，首先成為本所 eKM 指標計畫；可避免人員退休或變動所造成之廢棄物資料流失及技術失傳；並精確掌握後續物料流向狀況，減少社會大眾對於放射性廢棄物管理及解除管制處理方式之疑慮。
- (五)完成國內 99 年參加解除管制量測能力試驗洽詢與統計，可透過桶型及箱型量測系統量測比對，提升解除管制量測技術能力，建立民眾對於量測結果之信心。
- (六)與主管機關、設施業者及全國認證基金會(TAF)組成工作團隊，合作撰寫「放射性廢棄物解除管制量測技術」規範，成為國內解除管制實驗室通過認證之技術要求，TAF 已於 99.06.11 公告實施，編號為 TAF-CNLA-T12(1)，可提升並維持國內解除管制量測實驗室之量測品質。
- (七)建立高效率 4 π 井型 NaI(Tl)閃爍體偵檢器加馬核種量測系統，對於放射性廢棄物解除管制量測之關鍵加馬核種具備高計測效率以及高精確度之優點，適合作為環境級核種活度之標準件，確保環境級核種活度量測數據品質之維護與追溯。
- (八)超鈾儲存設施清理所建立的穿牆管、穿樓板管污染取樣方法、阿伐污染防護、拆除工法等技術，落實應用於下半年度執行超鈾污染管線拆除作業中，朝向零污染 016 館房舍實驗室轉移再利用再邁進一大步。
- (九)高活度廢棄物具有高度危險性，已初步完成遙控取出、傳送及再包裝技術規劃，並完成初步安全防護可行性評估，以確保未來計畫執

行相關作業對設施所外一般人之輻射安全無影響，及維護環境生態並符合物管法及輻射防護法之要求。

(十)015D 地下庫係民國 60 年代所建用於貯存高活度廢棄物(含廢棄生源)，因早期廢棄物接收要求提供資訊較寬鬆，庫內既存廢棄物之資料未能符合現行廢棄物管理之要求。本計畫執行過程以其為標的研發高活度廢棄物整備分類與再包裝技術，完成後將建置此高活度固體廢棄物資訊管理系統，除可符合現行廢棄物管理之要求，並減少社會大眾對於放射性廢棄物管理之疑慮。

(十一)進行積貯高活度 Mo-99 程序廢液處理，防止桶槽經年累月受腐蝕損壞而造成意外洩漏等危害發生，消除潛在的環境污染威脅。

(十二)建立安全、有效及創新之小產源放射性有機廢液處理技術，可減少庫貯壓力以及對環境之潛在危害衝擊，增進社會大眾對於放射性廢棄物處理的信心，亦有助於環境之永續發展。

五、其它效益(科技政策管理及其它)(權重 15%)

(一)有效掌握爐體和爐內組件活化污染狀況，可保障未來爐體拆除期間之輻射安全。執行高活度污染設施清理，逐步將 TRR 燃料池內諸多高活度廢棄物經適當處理，如安定化或加設屏蔽包裝後，移置較完善廢棄物貯存設施，以提昇週遭環境輻射安全保障。

(二)核設施除役管理資訊系統，配合核研所知識管理資訊系統(KM2)建立除役知識樹及相關資料已近完成階段，有利於專業知識、技術、經驗之保留與傳承，未來亦可作為其他技術於 KM2 系統建立知識管理之參考。

(三)高活度污染設施內具高輻射劑量及高污染活度之用過核燃料棒、鈾粉、廢樹脂，近幾年來透明確可行之執行策略與開發成功之獨特處理技術(用過燃料棒安定化作業等)，在所內參與同仁群策群力下，逐漸建立自主之除役技術能力。對於降低高活度污染設施可能產生的輻射危害，具有實質的成果。未來在處理廢樹脂及 TRR 燃料池清理之策略與規劃具有值得借鏡與參考之處。

(四)完成 9 根 TRR 燃料棒熱室安定化處理，目前已執行 TRR 燃料棒安定化處理計劃總進度之 18/39 根；及完成 4 組 TRR 安定化燃料罐密封銲接，安全運送至貯存護箱。

(五)建立本土化解除管制量測技術及可追溯之國家量測標準；與認證機

構合作建立解除管制量測實驗室認證技術，推動廢棄物解除管制量測技術認證作業。藉此參與國際性研討會，掌握歐美日各國解除技術現況與發展趨勢，進行學術與研究心得交流，擴展視野並提昇研發水準。

- (六)依 016 館各區域(G28、G32、A55、A56 室)的不同穿牆管線、穿樓板管線、溝渠式管線建立不同切割(分離)技術與配置輻防監測等級，人員則採三層污染防護著裝、三道污染檢測技術與 γ 區域監測器、 α 空浮監測器等系統連線配置技術，據以建立作業程序書、進行人員工法、輻安、工安教育訓練、再依序推展實施拆除作業。
- (七)高活度廢棄物遙控取出、傳送及再包裝技術之建立，採本所自行研發設計國內製作，除可建立可靠自主技術能力及精進自我技術層次，亦可累積相關技術經驗能力，奠定核能科技產業化基礎能量。
- (八)面對積存難處理高活度廢棄物研發整備技術，一方面解決高活度廢棄物管理問題，另一方面展現妥善處理國內高活度放射性廢棄物之能力及決心。
- (九)完成「核二廠粒狀廢樹脂濕式氧化暨高效率固化系統工程建造」案簽約，預定於 3 年內完成建置，處理效能達成最終固化體之體積低於核二廠原廢樹脂體積的 1/3，並確保固化體品質符合法規要求，將有效解決其減容與安定化問題。另研擬完成「核二廠用控制棒葉片減容作業」委託工程案，執行後將使燃料池有多餘的空間，再供機組後續運轉產生之控制棒葉片貯存。
- (十)本所與日本中央電力研究所(CRIEPI)簽署「放射性廢棄物管理技術合作意願書 MOU」，有助於技術交流與國際合作。目前著重於核能安全領域合作，今年 10 月 27 日執行副總裁 Dr. Michio Suzuki、參事 Dr. Tetsuo Matsumura、副所長高橋由紀夫(Yukio Takahashi)、主任研究員三浦直樹(Naoki Miura)等來所參訪及技術研討。開始接觸之合作議題包括用過核燃料乾式貯存技術、緩衝材料核種遷移實驗研究、核電廠管路彈塑性破壞力學評估與疲勞評估技術，以及放射性濕性廢棄物高效率處理技術之推廣等。
- (十一)東亞放射性廢棄物管理論壇(EAFORM)研討會是由本所結合日本、韓國與美國 Snadia 國家實驗室所發起，針對放射性廢棄物管理技術交流之討論與技術交流。第 1 屆 2006 年於本所召開，第 2

屆 2008 年於日本召開，2010 年為第 3 屆輪由韓國舉辦，參與的國家亦從原先四個國家地區迅速擴增，除中國大陸加入外，亦有法國、瑞典與澳洲等國之學者專家與會，同時亦有 IAEA 國際原子能總署派員參加，顯示逐漸獲得放射性廢棄物管理相關議題之學者肯定，本計畫發表之放射性廢水處理方法、TRU 污染高活度廢樹脂清洗等論文亦受到與會人士之注意。第 4 屆將於 2012 年在中國大陸召開，由於放射性廢棄物管理屬長程性工作，而區域合作是國際趨勢，可藉由此會議和大陸進行技術交流與合作。

(十二)核研所以非 NEA 會員國參加 OECD/NEA 除役合作計畫(CPD)，參與為 CPD 正式會員，建立技術交流管道與吸收國際經驗。核設施除役及相關廢棄物處理在世界各國中仍為相對敏感之議題，不易直接取得較深入之資訊。核設施除役合作計畫(CPD)於 1985 年，依據 OECD (NEA)章程第 5 章所成立，已由原 9 個組織 10 項計畫，成長為目前的 23 個組織 42 項計畫。我國不是 NEA 會員國，能以 TRR 計畫加入 CPD 實屬不易。除了從各會員國除役經驗中汲取經驗及最新技術(如 TRR 除役運用成熟之鑽石索鋸切割技術)，亦提供 TRR 較獨特的除役經驗回饋(如燃料池清理)。於持續參與 CPD 過程中，本所除役計畫已陸續完成多項困難任務，包括 014 館鈾-99 系統拆除、016 館污然設備清理等，目前燃料池清理工作中，如用過燃料安定化等程序、高污染廢樹脂處理程序、反應爐內放射性石墨廢棄物拆除及處置等，仍持續與各會員國保持聯繫。

柒、本計畫可能產生專利或可移轉之潛力技術說明

- 一、研發「一種區分不同方向劑量的量測方法」申請我國專利及美國專利。
本方法以簡易的方法區分量測點來自不同方向的輻射劑量率，在有需要量測來自不從方向的劑量的場合或需求時，皆可依此以簡單及方便的方法完成量測目地。
- 二、以我國放射性廢棄物類型及核種型態為依據，開發大型放射性廢棄物量測儀器及性能評估，建立符合國內法規及國際標準之相關量測儀具性能驗證技術，促使我國核儀開發產業的關鍵技術升級，有助擴展核能產業量測儀具之國際商機，已向美國申請「具旋轉台設計之桶輻射活度檢測裝置」專利。此專利提供一種具旋轉台設計之桶輻射活度檢

測裝置，其係利用設置可以旋轉待測物之機構，不但可以在檢測過程中旋轉待測物，以得到正確射源的活度量測值，更可以在檢測完畢之後將待測物輻射射源強度最高之位置旋轉至特定位置以利作業人員辨識，達到快速檢測分類以及可檢測高重量廢棄物之目的。此外，本發明並將承載、荷重與旋轉整合一體，可大量節省機械結構所需之成本；方便快捷操作方式，有效增加產出(throughput)。另外，因為箱體內的機構減少，可以降低偵檢器被遮蔽的問題，而提高系統整體的偵測效率(cps/Bq)，進而降低系統活度量測低限 MDA(minimum detectable amount)。

三、自行研發國內解除管制量測系統適用之桶型棒狀均勻體射源校正假體，適用國際上已商用化之桶型及箱型儀，成為國內量測追溯之標準，研發成果可提供國內核設施產業如台電公司及醫院核醫部門之解除管制試樣量測儀器使用；同時並取得美國發明專利許可，未來可行銷推廣國際；且「金屬體射源校正假體及其校正方法」已申請我國發明專利。

四、所研發之無機吸附劑 MST、AS、ZrHP、CuFC 等，配合自行開發設計之吸附裝置，可有效處理放射性廢液。國內核電廠有意採用及美國 DTS (Diversified Technologies Services) 公司有興趣代銷，待量產程序確認後將提供樣品供其進行測試。

捌、與相關計畫之配合

一、以鑽石索鋸切割技術及解除管制技術，提供「執行老舊核設施清理作業」，實際應用於緊急水塔之拆除與後續廢棄物處理，預計分二年執行完畢。

二、協助完成約 5 噸含氟/鈾廢水之處理，回收鈾約 7.5 公斤：核研所於 036 館貯存約 5 噸之含鈾(U)氟(F)廢水。廢水分析後超過排放標準之主要成份為鈾(約 980 ppm)、氟(約 950 ppm)，該廢水 IAEA 核子保防環境視察列入追蹤項目，因氟對貯存槽造成金屬腐蝕，多年下來廢水有洩漏之虞，對周遭環境具威脅性。經 Mo-99 程序廢液處理計畫研究開發兩階段之處理流程，處理單元為化學沉澱與過濾，使用藥品有氫氧化鈉(NaOH)、氫氧化鈣[Ca(OH)₂]、鹽酸(HCl)及助濾劑如活性碳等，處理後之廢水符合排放限值，氟降至 10 ppm(符合放流水排放標準 15ppm)，鈾降至 1 ppm(換算符合游離輻射防護標準 1E+05 Bq/M³)。回收之鈾為

$\text{Na}_2\text{U}_2\text{O}_7$ 固體，難溶於水但酸可溶，實際獲得約 7.5 公斤，以不銹鋼桶盛裝登錄貯存。處理期間 IAEA 人員到場檢視，一切符合申報內容。

三、協助 016 館清理計畫工作人員進行體內劑量評估及環境監測，共完成人員尿樣核種分析 38 件次，環境試樣 12 件次，未發現 α 核種污染，確保工作人員及環境之輻射安全。

玖、後續工作構想之重點

接續本計畫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，自 100 年起至 103 年止，規劃「核電能源系統生命週期之放射性廢棄物管理技術發展與應用」分支計畫，執行「除役拆除廢棄物減量技術研究」、「特殊放射性廢液安定化處理技術研究」及「放射性廢棄物最終處置技術研發與應用」等三個分項計畫，建立核心技術應用於國內核能電廠現有及機組更新與增建，以及未來除役等相關之廢棄物管理技術所需。同時累積實務經驗與知識，提昇技術完整性與成熟度，並達到經驗傳承與人才培訓目的，以養成未來市場需求人力資源。各分項計畫工作構想如下：

一、除役拆除廢棄物減量技術研究

(一)大型核能組件拆除工法及安全評估技術研究：

針對大型核能組件，建立拆除工法及數位工程模擬，執行拆除工程安全評估，完成水質過濾淨化及遙控切割吊運技術之研究發展，並對大型核能組件拆除所需之設施和設備提出概念設計，提供適合之拆除工法及拆除機具技術。

(二)用過核子燃料廠內濕式貯存設施污染處理技術研究：

針對本所相關高污染設施建立設備拆解、燃料池池水淨化與污染清除技術，以及高污染廢棄物安定化與安全貯存技術，並審慎執行，降低污染擴散之風險，抑低除役廢棄物量。

(三)用過核子燃料熱室處理技術研究：

配合國內核能電廠提升核子燃料運轉績效與本所 TRR 燃料池清理等規劃，熱室須配合更新改進現有用過核子燃料處理之設備與技術，建立用過核子燃料切割、重新裝罐與焊接密封及洩漏測試、TRR 用過核燃料與燃料池鈾泥安定化處理、中子鈾銻量測等技術；同時配合計畫工作推行之新設備開發及新技術的研究。

(四)解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣：

建立解除管制貝他核種量測標準、建立大型物件及建物之現場量測校正標準件製作方法與校正技術，有效協助本所持續執行核設施除役/清理計畫，落實資源及空間再利用之規劃，以確保我國除役作業之經濟性、安全性與可靠性。

(五)高活度廢棄物分類與再包裝技術建立：

本所 TRR 及其他實驗室運轉產生高活度固體放射性廢棄物，長期暫存於 015D 地下庫，現以此庫既存廢棄物為標的，開發高活度廢棄物整備分類與再包裝所需遙控取出、屏蔽工程及再包裝之技術，徹底清點、整備分類與再包裝，妥善處理後予以安全貯存。

二、特殊放射性廢液安定化處理技術研究

(一)放射性無機廢液處理技術研究：

持續 Mo-99 製程所產生之廢液，發展針對性處理技術，建立強酸及廢萃取劑處理、TRU 安定化之方法與技術，逐桶完成 18 桶廢液處理。另針對本所待處理之高導電度無機含氫廢液，開發移動式節能蒸發濃縮程序，建立非氫核種去除處理技術，確保貯存安全。並研擬含氫廢液符合放流水排放值標準之處理模式，去化長期積貯可能造成的風險。

(二)放射性有機廢液處理技術之研發：

擬定小產源放射性有機廢液處理策略，以多段程序分層處理，結合所內既有設施並開發效率高且維護簡易之處理方法，擬將廢液先行分離為有機及無機兩相，無機相利用高級氧化法處理使之符合排放標準，有機相則以焚化程序進行減容處理，以有效紓解該類廢液之積貯壓力，增進環境與輻射防護安全。

(三)鑷鈾系廢水處理技術研究：

針對廢液中難以分離之微量元素(核種)，研發一種簡單、有效率的處理程序與技術，藉由先分離鑷鈾系元素，將原有的廢液降級使達到一般放射性廢液處理標準。配合既有放射性廢液處理設施，改變吸附劑形態、粒徑等，進行選擇合適之載體，並與吸附劑混合後造粒、煅燒等，以利直接適用於現有放射性廢水處理設施使用。

三、放射性廢棄物最終處置技術研發與應用

(一)最終處置前廢棄物整備管理技術研究：

國內低放射性廢棄物最終處置正進行選址工作，預定在民國

100 年選定場址。本計畫以開發國內小產源放射性廢棄物處置問題為任務目標，發展最終處置障壁系統模擬實驗與分區處置安全分析驗證技術，以及進行建置廢棄物檢整分類設施為重點工作，據以開發最終處置前之分類管理技術。相關技術研究除提供做為國內即將誕生唯一之低放處置場應用外，所開發之技術並可精進至用過核子燃料最終處置之研發。

(二)放射性廢棄物特性鑑定及核種分析技術研究：

針對用過核子燃料廠內之高活度放射性污染廢棄物，包括廢樹脂、鈾粉、池水及池壁，建立污染核種及相關特性分析及前處理技術，提供完整之活度盤存調查資料及分析數據，作為設施清理、貯存及處理作業過程決策依據，使相關廢棄物管理工作能於符合法規要求及輻射作業安全前提下完成。並針對最終處置場設計之需進行安全評估之重要關鍵核種之建立分析技術或改良分析方法，達到更佳之偵測下限及更高可信度，於應用於廢棄物分類接收標準或最終處置場工程障壁設計時，可以更為精準並減少因分析不確定度造成之保守估算。

(三)場址水文地質環境監測與評估技術研究：

針對環境設施場址，發展全面與長期之環境水文地質監測與評估技術，以適時提供阻絕設施影響環境水文地質不利因子之評估方法與程序，將針對現有可能污染案例建立評估方法與程序，並實際演練評估防堵與避免輻射物質污染擴散之展示案例。將提供環境設施水文地質監測有效之系統分析技術，達成保護優質地域之目標。

壹拾、檢討與展望

- 一、研究用反應器爐體工程資料、廢棄物估算及爐內取樣等工作，已完成放射性盤存和廢棄物調查，並提出拆除工法概念和整體規劃，未來將針對大型核能組件執行拆除工程安全評估和數位工程模擬，水質過濾淨化及遙控切割吊運技術之研究發展，並對大型核能組件拆除所需之設施和設備提出概念設計，提供適合之拆除工法及拆除機具技術，未來將依據工法概念規劃製作工程數位模擬並進行相關實驗，為爾後實體拆除奠定良好基礎。
- 二、高活度廢樹脂經整體評估，確認 TRU 核種污染型態與前置清洗技術，規劃在安定化程序確定前移至一貯庫暫貯；池水及池壁完成污染活度

調查，持續進行池水淨化與池壁除污程序規劃。

- 三、TRR 用過燃料熱室安定化作業已完成比例為 45%，目前已執行燃料棒安定化處理總進度之 18/39 根；及完成 4 組 TRR 安定化燃料罐密封銲接，安全運送至貯存護箱。後續依規劃將陸續完成其餘用過燃料以及 TRR 燃料池池內鈾泥之安定化處理與包封運貯，達到長期安全貯存目標。執行須規劃改善放射性粉塵擴散與集塵裝置，避免排風過濾系統阻塞與熱室污染等問題，同時同步建立中子量測分析設備及能力，以及精進高 α 活度物質處理及防護設備能力。
- 四、持續推動一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋作業，建立大型物件及建築物解除管制量測技術，推廣應用於我國核電廠例行運轉或設備更新產生放射性廢棄物減量與資源回收再利用，大幅減少低放處置費用。
- 五、精進本土型大型放射性廢棄物量測儀器之核種分析與辨識功能，經由標準校正與驗證程序，確保放射性廢棄物的量測精準度與品質，並推廣與技轉國內廠商，增進產業競爭力。
- 六、與主管機關及實驗室認證體系合作，持續推動我國放射性廢棄物解除管制量測能力試驗計畫，建立量測追溯體系，確保放射性廢棄物活度量測分析結果的品質，使具公信力。
- 七、016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展年度內所發展之密封式管線切斷工法，防制阿伐污染外洩、達成減少容積及利於廢棄物後續裝箱等作業，未來可供類似污染作業參考引用。超鈾儲存設施拆除與清理總進度已達 80%，日後將納入清理計畫繼續執行後續工作，以達成實驗室零阿伐污染目標。
- 八、在既有輕量型廢棄射源整備檢驗設備技術基礎上，繼續研發重型遙控取出等整備檢驗裝置，完成後可提昇國內業者製作高活度放射性廢棄物整備檢驗相關設備之能力，未來可應用於核電廠產生高活度放射性廢棄物之整備檢驗或處理。
- 九、Mo-99 製程廢液已開始進行實際廢液處理，並完成 5 桶強酸廢液，接續二、三年將全部積貯廢液處理完畢，由此等廢液性質類同乏燃料再處理，因此有一定的難度，比如硝酸根之分解及超鈾核種之去除，後續研究重點為開發去除廢液中 α 核種之吸附與薄膜過濾技術，硝酸根則以達到 50ppm 排放水限值為目標。

- 十、貯存於核研所之小產源廢液為成分複雜之有機與無機混合廢液，現階段若以單一技術或程序處理，難以獲得令人滿意的結果。期望利用整合已開發之多種成熟技術處理此類廢液，但仍有許多實際操作上的瓶頸尚待克服，因此未來將朝此方面進行檢討與改良，以達成順利減容排放之目的。
- 十一、針對廢水中鋇、銻系元素及其它金屬離子如 Sr、Co、Cs 等，自行合成多種無機吸附劑，經測試吸附率可達 99%以上，吸附容量較市售之效果更佳，製備成本亦較低廉。未來精進後可廣泛應用於 TRR 燃料池廢水、放射性難處理廢液、含氫廢液、洗衣廢液等之處理。
- 十二、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，與美國 DOE 多處實驗室合作。用過燃料安定化等工作已顯現成效，目前與 LANL 就物料盤存技術(SPCC、BPCC)緊密合作。
 - (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，建立技術交流管道與吸收國際經驗。
 - (三)持續參與「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)對於技術推廣除持續協助國內核電廠建立減容與安定化商轉實蹟，亦對大陸方面加強進行技術宣傳，以及輔導技術授權廠商開發拓展相關市場。

□、計畫成果效益報告

壹、期中回覆承諾改進強化項目之辦理情形

期中回覆承諾改進強化項目	辦理情形
1. TRR 工程資料之重建、廢棄物之估算、爐內取樣等工作在計畫完成後之百分率完成度為何？燃料安定化及 016 除役之完成比例為？建請在年度報告中說明。	已遵照於本報告 I、計畫成果效益摘要，壹拾、檢討與展望章節說明。
2. 與 CRIEPI 之交流合作有無具體項目？EAFORM 之成效討論亦宜說明，CPD 的效益宜於年度總結報告中說明。	已遵照於本報告 I、計畫成果效益摘要，陸、主要成就及成果之價值與貢獻度，五、其它效益(科技政策管理及其它)章節說明。

貳、工作進度

一、全程目標及執行成果

全程目標	執行成果	差異分析
一、建立自主的除役技術能力，並執行不適用核設施之拆除與重整、高活度污染設施之清理與再利用，以及進行 TRR 爐體拆除技術研究。	96 年度 1.TRR 爐體拆除作業規劃研究 (1)完成 TRR 資料電子化之架構規劃，並建立資料搜尋系統。蒐集整理 TRR 之設計、建造、運轉和停止運轉相關資料，累計完成 2,500 張建廠藍圖、152 本裝置說明書和 31 本試車手冊、操作手冊及及安全分析報告電子化及系統資料連結。 (2)蒐集約 900 張與爐體及爐內組件相關之工程圖，做為建立 3D 數位模型之依據。並完成 TRR 爐體之上熱屏蔽、下熱屏蔽、反應槽、反射體組件、旁熱屏蔽及水平實驗管組件之 3D 數位模型建置。 2.高活度污染設施處理技術研究 (1)完成「TRR 燃料池高活度廢樹脂移貯作業安全評估報告」原能會審查意見回覆及修訂。完成高活度廢樹脂移貯作業程序模擬測試計畫。 (2)完成「破損金屬鈾用過燃料熱室內	符合預期進度 1.為確保高活度廢樹脂移貯系統建置品質，全案改以異質採購統包方式辦理；並就移貯安全及減少二次

全程目標	執行成果	差異分析
	安定化作業程序書」，職安會同意備查。完成金屬鈾用過燃料氧化程序測試及粉末內罐裝填，並完成撰寫「TRR 燃料安定化未照射棒模擬測試及熱室內試運轉報告」。完成 5 根 TRR 破損燃料罐運送至熱室，及 4 根 TRR 破損燃料罐安定化與裝罐作業。 (3)完成「TRR 燃料安定化產物運送裝載作業程序書」，經職安會同意備查。完成「暫貯護箱屏蔽驗證」及「NCC 定速傳送裝置」功能測試作業。完成暫貯護箱真空密封測試作業。「TRR 燃料安定化產物暫貯護箱作業計畫」原能會審查。 (4)完成全部實驗棒高活度廢棄物之清理，並由原預估 10 桶減量為 6 桶；另完成 31 桶燃料池中雜項廢棄物之清理。 (5)完成 35 罐鈾粉收集並持續進行池水淨化。 3.超鈾儲存設施拆除技術發展 (1)完成 Unit 20 手套箱與 5 個桶槽除役之各項前置準備工作，包括隔離帳篷、負壓通風系統之設計、建置、測試與連續運轉；7 本作業程序書職安會准予備查；輻防、錄影、負壓監控及人員儀具、供氣等支援系統之規劃、安裝、測試；啟動阿伐輻傷醫護機制。 (2)完成 Unit 20 手套箱除役與 5 個桶槽移位之輻防教育訓練與聯合演練。 (3)完成 Unit 20 手套箱與 5 個桶槽管線拆除、裝箱、運貯等拆除工作。較預定提前 5 個工作天，減少 5 個盛裝容器使用，期間無人員體內外阿伐污染及環境空浮；並進行環境去污、清理與追蹤偵檢，達綠區標準。 (4)完成 016 館分析線鉛室拆除工作之鉛屏起吊方法評估、鉛室污染取樣、檢測，隔離操作室概念設計與細部設計，並規劃撰寫「016 館分析線鉛室除役計劃書」。	廢棄物產量等重行檢討概念設計。延後高活度廢樹脂移貯設備建置時程。 2.因設備老化故障維修困難及作業空間不足，延後至 97 年完成用過燃料安定化產物之封裝、運送及裝入暫貯護箱。 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	97 年度 1.研究用反應器拆除技術研究 (1)完成 TRR 工程資料之蒐集彙整、紙本整理及電子化，累計約 4,000 張藍圖及 1,070 份文件。 (2)建立 TRR 資料檢索系統，完成系統建置，並完成與除役資訊管理系統連結測試。 (3)完成 TRR 爐體及爐內組件 3D 模型建立，工程數位模擬規劃和軟體評估、並應用於拆除程序研究發展。 (4)完成爐內組件輻射劑量率量測及活度評估資料彙整，並做拆除時之工程估算。 (5)完成爐內組件拆除產生之放射性廢棄物貯存分類及數量概估。 (6)提出爐體拆除程序之概念規劃。 2.高活度污染設施處理技術研究 (1)完成高活度廢樹脂移貯設備安裝於 012 館 023 房內。 (2)完成 TRR 燃料池高活度廢樹脂移貯作業程序模擬測試。 (3)完成「TRR 燃料池鈾粉罐包裝及運送規劃」報告。 (4)完成用過燃料安定化產物暫貯護箱作業前測試。 (5)完成修訂「用過燃料安定化產物粉末外罐銲道洩漏測試程序書」。 (6)完成收集 35 罐鈾粉及 25 桶廢棄物清理。 3.超鈾儲存設施拆除技術發展 (1)完成「016 館大型超鈾設備廢棄清理計畫」結案報告及光碟 4 片，原能會 97 年 7 月 25 日物一字第 09700016461 號函同意備查。 (2)完成「016 館分析線鉛室除污計畫書」，原能會 97 年 9 月 16 日會輻字第 0970015173 號函同意核備。 (3)完成「016 館運轉安全分析報告」，職安會 97 年 7 月 18 日安會字第 0970000124 號函准予備查。 (4)分析線鉛室污染狀況取樣，α：~20 Bq/100cm²、β：3.7×10³	符合預期進度 因熱室空間執行台電燃料檢驗作業，故尚未進行燃料安定化產物罐封銲檢測及運貯，於 97 年 12 月 22 日開始執行。 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	Bq/100cm²、γ：900 Bq/100cm²。 (5)建置 3 個隔離操作區，包括 G32 室拆除分離作業區、A55 室切割減容作業區與 A43 室包裹、裝箱、裝桶處置作業區。 (6)完成六只盛裝容器之木箱移位與保養及隔離操作區輻防儀器規劃與配置及測試。 (7)完成「016 館分析線鉛室除污(拆除)作業程序書 5 份，職安會同意備查。 (8)完成 016 館分析線鉛室鉛屏拆除教育訓練與輻射工作人員聯合演練。 (9)完成 016 館分析線鉛室週邊設施與外圍鉛屏拆除、除污，將 25 塊總重 26 噸鉛牆送化工組 031 館貯存。 98 年度 1.研究用反應器拆除技術研究 (1)完成生物屏蔽 17 處取樣點共 298 份樣品之取樣分析及評估報告。 (2)完成爐內組件和生物屏蔽特性調查及拆除廢棄物之分類概估，並完成「TRR 爐體除役廢棄物調查」報告。 (3)完成 TRR 爐底管線密封現場查證，發展爐體拆除程序及拆除策略規劃。 (4)建立 3D 工程模擬技術及工作站，完成爐體拆除程序模擬影片。 (5)完成 TRR 附屬緊急水塔拆除之廢棄物調查及拆除規劃。 2.高活度污染設施處理技術研究 (1)完成高活度廢樹脂移貯系統全程模擬測試作業。 (2)「用過燃料安定化產物粉末外罐鐳道洩漏測試程序書」獲職安會同意備查。 (3)「粉末貯存罐傳入清潔罐及鉛罐之熱室操作程序與測試」程序書，職安會准予備查。 (4)完成 2 組安定化粉末外罐封鐳檢測作業；並完成 2 組安定化粉末外罐由熱室移入 074 館暫貯護箱。 (5)完成 7 支用過燃料運送至熱室。 (6)本年度完成收集 11 罐鈾粉及重裝	符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	罐 5 罐；與 13 桶廢棄物清理。 (7)執行 6 罐暫貯之高活度廢樹脂水下取樣技術建立與分析結果獲得。 3.超鈾儲存設施拆除技術發展 (1)完成鉛室手套箱切割、減容、裝箱、運貯。 (2)完成 G32 室環境清理、追蹤偵檢。分析線鉛室周邊達低輻射、低污染標準以下。 (3)「分析線鉛室除污計畫結案報告」原能會同意核備。 (4)完成 016 館阿伐污染管路(含地下管溝槽之管路、穿牆、穿樓板管路等)之編號、長度、外徑、位置之普察標示，並分段取樣、偵檢、分析、表面除污、遮閉包裹污染。 (5)完成 016 館阿伐污染管路之拆除工法規劃；係採阿伐等級安全維護，完全密閉操作、完整 α、β、γ 輻防監控下進行，確保安全無虞。 (6)完成超鈾污染管線隔離密閉之「管線內取樣工法」、「管線切割工法」、「法蘭拆卸工法」等操作程序書，並現場實地進行模擬操演練。 (7)完成 016 館中負壓通風系統整建及高負壓通風系統拆除方法確立。 99 年度 1.研究用反應器拆除技術研究 (1)完成爐內中央實驗管內壁輻射劑量率量測及取樣樣品分析；完成爐內組件活度輻射劑量再評估作業。 (2)完成爐體拆除所需吊運切割技術及作業空間之評估及概念規劃；完成爐體拆除程序修訂及拆除工法概念規劃，提出 TRR 爐體除役整體規劃報告。 (3)建立動態模型技術，完成機械手臂及天行吊車動態模型；完成拆裝廠房與 TRR 爐體部分之數位模擬環境建置；爐體拆除工法概念數位模擬。 (4)完成 3D 工程設計工作站建置及進行使用能力訓練，完成核二廠二號廢棄物貯存庫之廠房工程模型。 2.高活度污染設施處理技術研究	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
	(1)完成 15 罐 20 ft³ 樹脂罐內取樣、清洗及放化分析。完成 6,800 公升廢樹脂之倒出清洗及水下暫貯作業。 (2)完成 16 罐鈾粉重裝及收集作業。進行移貯熱室安全分析評估模擬操作及報告撰寫。 (3)完成高活度池水不同區域深度、不同區間池水取樣分析。 (4)完成燃料池水面上池壁取樣及池壁結構與塗料相關資料調查。 (5)完成 344 系統流程現場勘查。進行 344-FR-1 反洗操作程序及矽藻土特性相關資料建立及管線設備 3D 立體影像建立。 (6)完成燃料池外牆及屋頂整建防漏作業規劃，設計監造服務招標作業。 (7)完成燃料池獨立負壓通風系統建置規劃相關技術探討，並就原有通風系統整合與空調技師協調討論；完成招標技術規範草案撰提。 (8)進行高活度廢樹脂未來暫貯期間，可能有氫氣產生與壓力變化之量測系統設計規劃。並蒐集相關資料以因應未來暫貯期間之解決方案。 3.熱室核燃料安定化技術研究 (1)完成 9 根 TRR 燃料棒熱室安定化處理作業，及 4 組安定化粉末外罐封罐銲接測漏合格後安全移入暫貯護箱儲存。 (2)完成熱室鈾泥（粉）安定化之設備與運貯機具。撰寫鈾泥（粉）安定化作業安全分析報告。 4. 016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展 (1)完成 G28、G32、A55、A56 室穿牆管線穿樓板管線等阿伐污染管線拆除之各項前置準備工作，包括負壓通風系統功能測試、A55、A43 室隔離帳篷操作間、建置、測試與連續運轉；3 本作業程序書職安會准予備查；輻防、錄影、負壓監控及人員儀具、供氣等支援系統之規劃、安裝、測試；並配合阿伐輻傷醫護機制。	符合預期進度 符合預期進度

[illegible]

全程目標	執行成果	差異分析
	制量測技術規範」並通過主管機關審核。 (2)完成 SWAM-2 總加馬量測系統性能測試，執行廢金屬外釋作業，完成 SWAM-2 總加馬比活度量測 600 桶；Q2 比活度驗證量測 252 桶；協助職安會抽驗量測 12 桶。 (3)完成輸送帶篩檢系統建立與性能測試報告，配合設施除役現場作業，進行貨櫃改裝及各類不同高度樣品量測效率校正檔建立。 (4)解除管制量測實驗室參加並全數通過國內首屆解除管制試樣量測與分析能力試驗。 (5)完成品質手冊 1 份、品保程序書 23 份及作業程序書 10 份之符合 ISO 17025 品質系統的解除管制量測實驗室，TAF 並於 11 月 13 日進行現場評鑑。 (6)完成 SWAM-2 總加馬量測系統性能測試，執行廢金屬外釋作業，及協助職安會抽驗量測。完成 SWAM-2 場邊高靈敏度污染計測閃爍體桶型計測系統與辨識儀具精進設計。 (7)完成 4 偵檢頭型桶型表面劑量率偵測系統製作及測試。 (8)完成廢金屬 600 桶(約 90 公噸)初測篩選，均符合標準。完成前後二次標售作業及外釋清運資源回收，共外釋有廢金屬 501 桶(共 80.9 公噸)。 (9)完成除役專案資訊管理系統建置，包括完成解除管制資訊管理系統介面設計、完成廢棄物管理資訊系統及完成人員劑量管理系統。 (10)完成 RESRAD-BUILD 及 COMPASS 應用程式之研究及試運算測試，並建立建物解除管制範例；完成「核設施建物解除管制量測作業規範之劑量評估」報告。 (11)完成一般性混凝土廢棄物及廢金屬外釋計畫書送主管機關審查。 98 年度 解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	(1)解除管制量測實驗室獲得 TAF 證書並通過 98 年能力試驗比對。 (2)通案性外釋計畫獲原能會審查通過。完成核研所通案性混凝土及廢金屬外釋作業程序書。 (3)完成本土化量測儀器系統 SWAM-3 加馬比活度量測儀器系統之硬體設計製作、測試、校正及整桶表面劑量率系統驗證量測。 (4)完成 98 年解除管制試樣量測能力試驗之桶型及箱型各 5 個試樣活度測試及系統不確定度評估。 (5)完成除役資料庫可靠度提升技術建置及除役管理系統與知識管理系統資料整合機制。 99 年度 解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣 (1)設計並製作外徑 30mm，厚度分別為 0.5、1.5、2.5mm 之鋁合金管型盛器用於 4πNaI(Tl)井型偵檢器系統。完成 4πNaI(Tl)井型偵檢器系統效率計算程式之建立，並完成 Cs-134、Mn-54 及 Co-60 核種效率比對，校正結果與標準參考值一致。 (2)完成解除管制量測能力試驗標準件製作及 99 年度「解除管制量測能力試驗」活動。 (3)完成五桶 16 支棒狀桶型校正假體及五桶 9 支棒狀桶型校正假體製作、均勻度測試並利用 SWAM2 與 SWAM3 建立 Co-60、Mn-54、Cs-137 及 Co-57 效率校正曲線及完成測試報告。 (4)利用 Q2 系統進行不同密度 Eu-152 棒狀體射源效率計測及效率校正曲線建立。 (5)完成大面積閃爍體型系統之熱點判別後，自動旋轉到位連動程式之設計與測試。 (6)完成南管制哨、北管制哨、出所、入所的舊有車輛輻射偵測系統改善更新工作及設計門框型偵檢系統與活度偵測系統雙用途的偵測計數量測系統模組。	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	(7)完成 10 組碘化鈉偵檢器暨 FNS99 模組量測系統，對金屬廢棄物中的核種活度量測由原先的鈾、錳、鈷三種增加為鈾、錳、鈷、鉀四種，設計新的演算法則，並進程式設計。 (8)本所通案性混凝土與廢金屬外釋計畫通過職安會審查通過。 (9)與主管機關、設施業者及 TAF 組成工作團隊，合作撰寫「放射性廢棄物解除管制量測技術」規範，成為國內解除管制實驗室通過認證之技術要求，全國認證基金會(TAF)已於 99.06.11 公告實施，編號為 TAF-CNLA-T12(1)。	
三、開發高效可靠之特殊放射性廢棄物減容與安定話處理技術，有效解決該等廢棄物之減量與安全貯存問題，以確保管理之安全。	96 年度 輻射致效光觸媒處理超 C 類廢樹脂之研究 (1)完成二氧化鈦奈米管光觸媒之合成、BET 分析與降解亞甲基藍實驗，證實其吸附亞甲基藍的效益優於降解效益。 (2)完成以超音波輔助合成輻射致效光觸媒 $\text{TiO}_2/\text{BaF}_2$、$\text{TiO}_2/\text{YAP}(\text{Ce})$，利用 BET、SEM、XPS 和 XRD 等儀器進行觸媒特性分析，確認其混成方式為物理吸附而非化學鍵結，且各自維持原有化合物之晶型結構。並完成其降解亞甲基藍之之效能測試，轉換率約為 60%。同時完成其分解陽離子交換樹脂之實驗，確認有破壞效果，但效率仍需更進一步研究改善。 (3)完成「輻射致效光觸媒處理超 C 類廢樹脂評估報告」報告。 97 年度 超 C 類放射性廢樹脂處理技術研究 (1)完成濕式氧化法處理超 C 類廢樹脂可行性評估報告與超 C 類廢樹脂處理最適化研究報告。 (2)完成以溫度、壓力等操作變因，利用 SCWO 設備對不含金屬廢液之破壞率之影響與含金屬廢液的長期操作穩定性調查，完成破壞率達成 99.5%以上之操作條件建立，並建立一種可連續操作的進料方式，並連續試驗 48 小時	符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	而且不發生管路阻塞。以及相關操作人員參加「高壓氣體特定設備操作人員」及「第一種壓力容器操作人員」訓練並獲得證照。 (3)完成新鮮樹脂飽和吸附模擬放射性物質如 Co、Sr、Ce 及 Nd 等實驗；並完成以硝酸、硫酸及磷酸等酸脫附飽和吸附於陰、陽混合樹脂中之 Co、Sr、及 Nd 等離子實驗。 (4)完成利用所合成之氧化矽粒子進行表面改質、利用濕式修飾法進行萃取劑 (CMPO) 鍍層及層析分離條件之建立等工作。 (5)進行以 $\text{Fe}(\text{OH})_3$ 為沈澱劑，與 Co、Sr、及 Nd 等混合離子(含低濃度)之共沈澱實驗。 98 年度 超 C 類放射性廢樹脂處理技術研究 (1)完成「超 C 類廢樹脂降級處理程序」報告。自離子交換樹脂中脫除模擬 TRU 離子實驗，脫除率可達 95%以上，並解決實驗結果偏差問題。共沉澱實驗 Nd 離子去除率>98.7%。 (2)完成氨轉化觸媒之使用壽命實驗，觸媒經 550 小時測試後，仍維持原有活性並不會衰減。 (3)完成「超臨界水氧化技術於有機廢棄物處理之應用發展」報告。模擬廢液降解測試，75%甲醇溶液與模擬有機廢液之破壞率分別為 96.8% 與 89.9%。 99 年度 1.高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立 (1)完成地下既存高活度廢棄物之遙控取出、傳送及再包裝技術整體規劃報告。 (2)完成 015D 館舊有週邊設備重新整頓與 015D 避雷系統興建以及鉛室機械作業系統改善。 2.Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用 (1)建立符合輻防規定之作業設施。 (2)確定處理強酸廢液批次中和、過濾與 Cs 及 Sr 核種吸附程序並完成處理設	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
	備建造。 (3)完成實際強酸廢液 70 公升處理。 3.小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用 (1)彙整近十年來核研所接收小產源放射性廢液資料與完成「小產源放射性廢液特性分析報告」,可提供未來處理該廢液方法之重要依據。 (2)擬定小產源放射性有機廢液處理策略,並完成小產源放射性有機廢液處理方法之可行性評估報告。 4.功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含銅銻系元素放射性廢液處理研究 (1)完成吸附劑 MST、AS、ZrHP、CuFC 等之製備,針對模擬廢水中銅、銻系元素及其它金屬離子如 Sr、Co、Cs 等,吸附率可達 99%以上。完成吸附裝置建立,經測試運轉順利且過濾效果良好。 (2)完成建置熱重分析儀、傅立葉轉換紅外線光譜儀、動態雷射光散射儀、掃描式電子顯微鏡、X 射線電子能譜儀、X 光繞射儀、感應耦合電漿儀等載體分析設備。 5.建立污染廢銅熔鑄實務技術 (1)完成 1,370kg 放射性污染廢銅熔鑄前處理拆解、切割、分類、異類材質去除。 (2)建置熔銅用石墨坩堝築爐作業,執行完成八爐次放射性污染廢銅熔鑄測試並建立污染廢銅熔鑄標準作業程序書,將新建污染廢銅熔鑄技術納入熔鑄廠實務運轉。	符合預期進度 符合預期進度 符合預期進度
四、研發具減廢效能之除役大件(量)廢棄物與系統設備除污技術,以提高符合清潔標準之除役廢棄物比例,降低廢棄物數量,並增進除役作業之安全。	<u>96 年度</u> 除役大件(量)廢棄物與系統設備除污技術精進與設施性能改善研究 (1)完成具顯色功能之可剝式膠體除污劑對不同濃度之污染元素之除污性能測試,對於表面污染金屬物件之除污效率達 80%以上。 (2)完成 2%硝酸以超音波輔助進行水泥塊污染除污研究,除污效率可達 88%以上,可有效脫除水泥塊上之吸附	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	Co、Sr 等金屬離子。欲達到解除管制外釋標準，需再經電解法、微波法等測試後評估最佳方法。 (3)技術支援 012 館除污設施性能改善，解決技術問題計 13 項。 (4)用過氟硼酸除污劑再生以硫酸亞鐵結晶法測試，最佳條件為 4℃ 15wt% H₂SO₄ 下，金屬離子(Fe,Ni)移除率約 60%。 (5)完成用過磷酸除污劑放射性核種銫(Cs)移除研究，以亞鐵氰化銅之銫移除率可達 90%。 97 年度 除役大件(量)廢棄物與系統設備除污技術精進與設施性能改善研究 (1)完成無機水性乳膠(EH-5)製備，此膠體於靜置時呈凝膠態，攪拌呈流體態即可使用，方便運送及保存，且此膠體對模擬試片上 Co、Sr 之去除效率實驗，顯示 EH-5 膠體可去除 80%以上之污染，若添加 Citric acid、Oxalic acid、H₂SO₄ 除污劑，平均除污效率>93%以上。 (2)完成 EH-5 無機成份膠體含量比例確認，以 15%為最佳，且添加 EDTA、H₃PO₄ 等成份進行測試，其中 H₃PO₄ 除污效率可達到 95%以上。 (3)完成水泥碎塊污染去除之電化學除污法之功率影響、化學浸漬溶液配方、作用時間等除污操作條件測試，結果顯示水泥碎塊污染之電化學除污於 60 hr 由 425Bq/Kg 下降至 80Bq/Kg 以下。 (4)完成 012 館除污設備性能改善計 12 件。 98 年度 除役大件(量)廢棄物與系統設備除污技術精進與設施性能改善研究 (1)完成除污劑再生所需之銫吸附劑亞鐵氰化銅量產製備，成本 1,200 元/Kg，比芬蘭 Fortum 公司販售銫吸附劑亞鐵氰化鈷 10 萬元/Kg 更經濟。 (2)完成膠體除污劑製備程序，製備後於 042 館模擬塗佈、剝除演練，並實際	符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	運用於本所廢棄物處理場 015D 館地下貯存庫之水泥屏蔽蓋板污染除污，除污效率達 96%以上。 (3)完成膠體除污劑特性分析如黏度、pH 值、乾燥時間、除污效率等 11 項，每公斤成本約 1,117 元，使用量每 m² 約需 0.5kg 之膠體除污劑；並完成噴塗壓力可達 7,000psi 的機器塗佈設備建置及膠體除污劑除污技術研究報告。 (4)完成廢除污劑固化程序控制計畫書共 8 個章節。 (5)精進除污後含氟廢水處理技術，除可循環再用外，並符合本所廢棄物處理場廢水接收標準。	
五、發展本土化最終處置場之安全審查技術與工程障壁系統功能驗證技術，用以評估並確保籌建中之低放射性廢棄物處置場安全。	<u>96 年度</u> 低放射性廢棄物最終處置場安全審查技術研究 (1)完成固化、脫水、可燃、可壓縮與其他等五大類廢棄物之數量更新，提供安全評估源項分析應用。 (2)對最終處置後廢棄物經由洗刷、擴散與溶解等釋出機制，進行模組之修訂與試跑。 (3)完成選址階段廢棄物接收標準包括對廢棄物體、包裝容器及包件之一般準則擬定。 (4)針對國內外近斷層因子進行彙整，並參考美國 UBC 規範近斷層因子之設計規範，探討地震因素對處置場安全之影響。 (5)利用區塊模式模擬放射性廢棄物處置場之核種釋出濃度與時間的關係，以法規規定之個人劑量值為目標，模擬生物圈以灌溉情節及飲水情節之發展下，於 5000 年內所造成的可能劑量值。 (6)建立「傅立葉振幅敏感度測試法 (FAST)」的參數敏感度分析技術與數值方法，以精進原有安全評估之不確定性與參數敏感度分析技術。 (7)利用 BLT-MS 程式與 GoldSim 程式進行坑道式處置定率式安全評估之分析，完成安全評估流程之建立，做為	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	審查之依據。 (8)改進高完整性承裝容器模具在桶蓋溝槽之設計，以及鋼纖維與石英砂配比的試驗設計精進，完成設計之最終確認。進行 HIC 離型桶機械初步強度測試，獲得表面無損害的滿意結果。 (9)參考國際間低放射性廢棄物最終處置發展之現況及趨勢，研議可能之處置替代方案選項，作為國內選址及安全評估階段之重要考量。 (10)完成生物圈情節曝露途徑與核種外釋潛在路徑分析，及探討影響生物圈傳輸之重要參數。 97 年度 低放射性廢棄物最終處置場安全審查技術研究 (1) 參考 IAEA REFERENCE DATA SERIES No. 2 文獻，配合國內已運轉各核電廠之機組型態，進行除役後放射性廢棄物數量估算方法之比較與估算方法，完成國內四座核電廠之運轉與除核四廠外之核一、二、三廠之除役廢棄物數量估算。 (2)進行工程障壁異常情節安全因素群 (FEPs)之彙整，及完成安全評估參數列表，並進行參數數值合理性分之評析，同時進行異常情節評估程式之聯結測試，完成「發展簡化且具代表性安全評估模式建立技術」技術報告，並據以進行模擬案例之案例驗證程序，所得結果撰寫成「建立與驗證 GoldSim 平台的離散裂隙網路技術」技術報告。 (3)完成混凝土承裝容器申請使用執照之時程與實驗項目之規劃。在容器製作規範方面，完成「高完整性容器一般規範」及「高完整性容器製造規範」之內容大綱共 20 項規劃。 (4)分別針對不同之鋼纖維混凝土材料參數、內盛物材料等參數進行電腦模擬測試，完成測試後，進行並完成不同年限之混凝土障壁壽命對核種外釋之預估模式。	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	(5)完成模擬評估潛在場址未來若低放射性廢棄物最終處置場在運轉時之異常事件(包含火災、自由落體散落、氣動懸浮)的工作人員與民眾的輻射劑量，經評估結果顯示，該設施於運轉異常時，對於工作人員與民眾所造成最大輻射劑量，分別為 0.389、8.05E-4 mSv，均遠小於法規限值。本項成果並完成「低放射性廢棄物最終處置場運轉異常之輻射劑量評估」技術報告。 (6)分別針對廢棄物罐、回填材料、結構材料與襯砌、排水材料與覆蓋材料等五項材料及其功能進行探討，並完成「低放射性廢棄物處置場工程障壁材料之耐久性影響因子分析」技術報告。同時針對可能之坑道與近地表處置方式進行工程障壁材料敏度分析，完成「On the Distribution Type of Uncertain Input for Probabilistic Assessment」技術報告並投稿 SCI 期刊，並由後續分析得到材料對核種之分配係數對核種釋出之影響最為顯著，其他因素為環境地下水對核種之溶解度亦顯得相對重要。 98 年度 低放射性廢棄物最終處置障壁設施模擬實驗與驗證技術之研究 (1)參考各國提報 IAEA 之國家報告中各類 M.I.R.廢棄物(Waste from Medicine, Industry and Research)為清查要項研擬之參考，並依據核研所倉貯現況與除役設施現況與範圍等相關資訊，進行小產源放射性廢棄物型態與特性清查與數量統計，並依國際廢射源處置貯存與處置容器等數量方析方法，進行核研所廢射源之清查與數量估算，提出「小產源放射性廢棄物數量推估方法之建立」之研究報告。及完成「小產源廢棄物處置策略」研究報告，內容包含類別、數量估算及其統計表格，並針對不同類別，追溯來源及對應之處置策略與設施需求等。 (2)完成工程障壁試驗材料選擇、物性試	符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	驗流程後，據以黏土與硬頁岩碎級配物理性質試驗(包括自然含水量、比重試驗、土壤粒徑分析試驗、阿太堡限度試驗)，同時進行上述材料在不同配方下拌合之改良式夯實試驗、自由回脹應變試驗、定體積回脹壓力試驗以及剛性壁與三軸柔性壁之滲透試驗。求得在不同配方下之最大乾密度及最佳含水量。分析不同種類及不同體積比例之膨潤土對回填材料工程性質的影響，可知選擇低放處置場之膨潤土與碎石粒料配方時，物理性質的考量應以低水力傳導度、不超額回脹壓力、及高均勻而不易析離等為主要考慮因素。在低水力傳導度的要求下，以日興土作為回填材料膨潤土較佳體積比例應在 30%以上，而以 BH 膨潤土作為回填材料則至少為 25%。 (3)配合障壁材料之驗證行為，以已發展安全評估分析之基礎，進行分區處置設計之安全分析程式精進，主要參考日本六所村處置場與 IAEA 之 DSSHW 案例，依廢棄物活度特性之不同配置方式，進行分類與分區處置之探討，探討混凝土障壁厚度和廢棄物容器壽命之影響。	
六、探討用過核子燃料長期貯存的可行性，作為我國用過核子燃料在深地層最終處置選擇外的選項參考。	<u>96 年度</u> 用過核燃料長期貯存可行性分析 (1)蒐集整理歐美主要核能國家對於用過核燃料長期管理與貯存之相關資料。完成用過核燃料長期貯存國際研發現況探討，確認用過核燃料長期貯存之目標與所面臨之課題。 (2)探討用過核燃料長期貯存環境需求與安全影響因素，完成用過核燃料長期貯存環境條件之評析。 <u>97 年度</u> 用過核燃料長期貯存可行性分析 (1)完成長期貯存監測的議題釐清，及探討監測的角色、基本原則、類別、必要資訊、引起貯存環境變化要因、貯存系統行為。 (2)歸納長期監測的項目分成六類，包含	符合預期進度 符合預期進度

全程目標	執行成果	差異分析
	貯存場結構退化、廢棄物包件行為、貯存場範圍的化學變化、周遭岩體的變化、環境資料、核子保防等。 (3)完成我國用過核子燃料貯存與處置概況分析、國際用過核子燃料長期貯存概念分析、我國用過核子燃料長期貯存設施功能需求研究及長期貯存作業概念研究。 <u>98 年度</u> 用過核子燃料及高放廢棄物長期貯存可行性分析 (1)完成再處理程序國際發展現況研究與資訊彙整。 (2)完成若採行再處理措施，高放廢棄物可能數量與特性分析。 (3)完成高放廢棄物長期貯存設施概念規劃。 (4)完成燃料循環方案變更對用過核子燃料/高放廢棄物長期貯存影響性綜合分析報告。 (5)完成可行性方案建立與影響因素分析。 (6)針對用過核子燃料與高放射性廢棄物的坑道式與廠房式設施概念方案，完成長期貯存可行性整合分析。	符合預期進度

二、本年度目標及執行達成情形

年度預期目標	達成情形	差異分析
一、核設施除役及解除管制技術研究 (一)研究用反應器拆除技術研究 1.完成 TRR 爐內組件活度輻射劑量再評估 2.完成 TRR 爐體之拆除工法概念規劃 3.建立拆除工法 3D 工程模擬 4.3D 工程設計工作站建置完成	1-1.TRR 爐內中央實驗管輻射劑量量測工作及分析作業完成(使用偵檢器及 TLD 量測)；非鈷六十核種造成的劑量率影響之量測與分析。 1-2.完成取樣作業程序書經職安會核定(安會字 0990000085 號)，完成 TRR 中央實驗管取樣作業及核種比活度分析。 1-3.完成 TRR 爐內組件活度輻射劑量再評估。 2-1.完成爐體拆除所需吊運及切割技術之評估及概念規劃。 2-2.完成爐體拆除所需作業空間概念規劃。 2-3.完成爐體拆除程序修訂及拆除工法概念規劃。 3-1.建立動態模型技術，完成機械手臂及天行吊車動態模型。 3-2.完成拆裝廠房與 TRR 爐體部分之數位模擬環境建置。 3-3.建置機具設備數位模型，爐體拆除工法概念數位模擬。 4-1.完成 3D 工程設計工作站建置及使用環境建置。 4-2.執行人員訓練以建立使用能力，完成核二廠二號廢棄物貯存庫之廠房工程模型。	達成度：<u>100%</u>
(二)高活度污染設施處理技術研究 1.完成水下各類廢樹脂罐暫貯之廢樹脂取樣分析作業、及分析結果獲得、進行評估與未來處理規劃作業 2.完成鈾粉移送程序模擬作業與安全分析報告	1-1.完成燃料池 15 罐廢樹脂之倒出清洗及水下暫貯作業。 1-2.完成 TRR 廢樹脂以超 C 類盛裝容器送庫暫貯評估作業及進行輻射劑量防護、盛裝程序、設備規劃概念與基本設計。 2-1.完成製作鈾粉運送熱室之傳送台車，並已確認尺寸及功能符合運送模擬作業要求。	達成度：<u>100%</u>

年度預期目標	達成情形	差異分析
3.建立高污染池水不同深度、不同區間取樣技術與分析結果獲得及評估；池水處理淨化技術與實驗設施建置 4.高污染設施水面上、下不同深度、不同區間污染池壁取樣分析技術建立；國際間相關技術資訊蒐集 5.完成高污染設施獨立負壓通風系統細部規劃設計暨採購規範書 6.進行過濾器內高劑量與高活度矽藻土取出規劃作業	2-2.完成鈾粉運送安全評估報告。 3-1.完成高活度池水不同深度、不同區間取樣與分析。 3-2.完成建置試驗用池水處理實驗裝置。 3-3.完成淨化實驗(過濾)改善水質濁度與 U 含量。 4-1.完成燃料池池壁材質及塗料調查。 4-2.完成水面上池壁取樣。 4-3.進行水底池壁除污技術資料蒐集。 4-4.完成燃料池池底池壁結構調查。 5-1.完成燃料池通風空調系統改善初步規劃。 5-2.完成空調技師現場勘查燃料池通風現況。 5-3.完成高污染設施獨立負壓通風系統細部規劃設計暨採購規範書。 6-1.完成 344 系統流程現場勘查。進行 344-FR-1 反洗操作程序及矽藻土特性相關資料建立及管線設備 3D 立體影像建立。 6-2.完成 344-FR-1 周圍作業空間及設備輻射劑量率量測。 6-3.完成 344-FR-1 矽藻土各種取出方式優、缺點評估。	
(三)熱室核燃料安定化技術研究 1.建立鈾泥運送貯存設施與安定化處理之技術 2.執行 9 支 TRR 用過燃料及 2 罐 TRR 鈾泥(粉)熱室安定化作業	1-1.熱室 92 之 2 罐高活度硝酸溶液合併後安全移貯至熱室 91，完成熱室 92 淨空。因新計畫需求需再審慎規劃其用途。 1-2.撰寫鈾泥移貯熱室之安全分析報告。 1-3.完成鈾泥鉛罐台車固定座與傳送機具製作，並完成由熱室 90 接收鈾泥罐運送與接收測試。 2-1.執行完成 9 支燃料棒之熱室高溫安定化作業，產出 24 只安定化粉末罐，並完成 BPCC 量測銻鈾成分分析與罐銲接作業。 2-2.執行完成年度規劃 4 組安定化粉末外罐安全運送至暫貯護箱存放。 2-3.執行鈾泥熱室安定化安全分析報告撰寫	達成度： <u>100%</u>

年度預期目標	達成情形	差異分析
(四)解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣 1.完成高效率 4π 閃爍體量測系統 Co-60、Mn-54 校正技術發展及校正曲線建立 2.建立解除管制量測實驗室品質認證能力試驗技術 3.完成棒狀與面狀標準件校正曲線建立 4.完成常見核種量測效率與活度計算之程式軟體設計	及送物管局審核備查準備。 1-1.設計並製作外徑 30mm，厚度分別為 0.5、1.5、2.5mm 之鋁合金管型盛器用於 4πNaI(Tl) 井型偵檢器系統。完成 4πNaI(Tl)井型偵檢器系統效率計算程式之建立，並驗證於 Cs-134 核種計數效率之計算。 1-2.進行 4π NaI(Tl)井型偵檢器系統修正因子評估，Mn-54 點射源於標準位置之效率估算，可直接由效率曲線內插出來；而系統對 Co-60 點射源於標準位置之效率估算，校正結果與標準參考值一致。 2-1.完成解除管制量測能力試驗標準件製作及 99 年度「解除管制量測能力試驗」活動，共計五家實驗室參加測試，包含 5 組箱型、3 組桶型量測系統參加測試，測試結果皆通過 TAF 要求。 2-2.於 99.10.20 召開游離輻射量測分析能力試驗總結研討會議，包含解除管制、中低活度及環境領域共有 18 個單位、70 位技術專家出席、口頭報告 10 人及海報張貼 7 張。 2-3.解除管制量測實驗室完成本所 16 公噸廢金屬 SWAM2 量測及 Q2 抽測，有效達到廢棄物再利用。 3-1.完成五桶 16 支棒狀桶型校正假體及五桶 9 支棒狀桶型校正假體製作、均勻度測試並利用 SWAM2 與 SWAM3 建立 Co-60、Mn-54、Cs-137 及 Co-57 效率校正曲線及完成測試報告。 3-2.利用 Q2 系統進行不同密度 Eu-152 棒狀體射源效率計測及效率校正曲線建立。 3-3.完成金屬校正假體與校正方法我國專利申請。 4-1.完成大面積閃爍體型系統之熱點判別後，自動旋轉到位連動程式之設計與測試。 4-2.執行南管制哨、北管制哨、出所、入所的舊有車輛輻射偵測系統改善更新工	達成度：<u>100%</u>

年度預期目標	達成情形	差異分析
(五)016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展 1.完成中負壓通風系統之整建與除污、分類、運貯 2.地下穿牆、穿樓板管路50餘支之拆除、檢整、裝箱、運貯 3.建立水泥磚塊、廢液處理、減廢、清運技術	作，完成8套PRM-5A車輛監測系統安裝，並進行輻射監測影像連鎖記錄系統連動設計。 4-3.設計門框型偵檢系統與活度偵測系統雙用途的偵測計數量測系統模組。 4-4.完成10組碘化鈉偵檢器暨FNS99模組量測系統，對金屬廢棄物中的核種活度量測由原先的銻、錳、鈷三種增加為銻、錳、鈷、鉀四種，設計新的演算法則，並進行程式設計。 4-5.完成「具旋轉台設計之桶型輻射活度檢測裝置」，申請美國發明專利。 1-1.完成管制作業區中負通風壓系統污染濾層更新整建與濾層箱體阿伐污染除污作業。 1-2.完成中負壓通風系統運轉功能測試。 1-3.完成A55室超鈾污染廢液管線切割減容作業區隔離操作間負壓系統整建與梯度建立功能測試。 2-1.完成A43室TRU廢棄物檢測分類作業區隔離操作間負壓系統整建與梯度建立功能測試。 2-2.完成拆除作業區間(α、β、γ)輻防監測、錄影監視系統配置與功能測試。 2-3.完成超鈾污染管線拆除、輻安等三本作業程序書撰寫與職安會核定(安會字0990000051號)。 2-4.完成管路之拆除之工安、輻安、切割工法等教育訓練與演練。 2-5.完成地下穿牆、穿樓板等管線之拆除、廢棄物檢整、裝箱、運貯等作業。 3-1.完成阿伐廢液安定化處理之廢液污染核種活度、劑量率、體積等背景資料等之前置準備作業。 3-2.完成阿伐污染水泥塊污染層鉍除器具與包裹材料等前置準備作業。	達成度：<u>100%</u>

年度預期目標	達成情形	差異分析
二、難處理放射性廢棄物檢整及處理技術研發與應用 (一)高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立 1.完成地下既存高活度廢棄物之遙控取出、檢視、傳送及再包裝技術整體規劃報告 2. 015D 館舊有週邊設備重新整頓及完成 015D 避雷系統改善	1-1.完成高活度廢棄物遙控取出、傳送及再包裝技術初步規劃，及屏蔽安全防護可行性評估。 1-2.完成高活度廢棄物遙控取出技術、作業程序，及整體作業規劃書報告。 2-1.完成舊有週邊設備遙測式高輻射核種分析系統、鉛室及機械傳送裝置系統整修規劃，並完成測試。 2-2.為提昇高活度廢棄物重要設施(如鉛室、天車系統、改良型機械手)運轉安全性，已完成 015D 避雷系統改善及突波吸收器安裝。	達成度：<u>100%</u>
(二)Mo-99程序廢液處理技術研究與應用 1.完成 015L 館廢酸處理作業設施屏蔽及負壓符合輻防規定 2.建立強酸廢液處理程序及設備並處理強酸廢液 5 桶 3.提出破壞或分解廢萃取劑方法 4.提出 TRU 安定化方法	1-1.完成 Mo-99 強酸處理操作設備之鉛屏蔽設計案，並完成設備製作。 1-2.完成 α β 抽氣自動偵測儀器購置以確保 015L 實驗區之輻射安全。 2-1.完成每批次處理 5 公升廢液量之遠端操作設備，經空白測試及實際廢液測試，其設備性能可正常運作。 2-2.完成 5 桶實際強酸廢液共 70 公升處理。 3-1.蒐集國外廢萃取劑處理資料文獻。 3-2.參考國外含超鈾元素廢萃取劑真實樣品處理及安全性驗證測試資料，完成研擬合適廢萃取劑處理方法與策略。 4-1.蒐集超鈾廢棄物處理及安全性驗證測試文獻資料。 4-2.尋求合適固化劑配方，研擬出 TRU 安定化固化配方準備測試。	達成度：<u>100%</u>
(三)小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用 1.完成小產源放射性有機廢液之特性調查	1-1.完成 T-61 桶槽中之有機廢液取樣，樣品之核種種類、活度與水質分析，以及離心、升溫及蒸餾等多相液體分離實驗。 1-2.彙整近十年來核研所接收小產源放射性廢液資料與完成特性分析報告，可提供	達成度：<u>100%</u>

年度預期目標	達成情形	差異分析
2.完成小產源放射性有機廢液處理方法之可行性評估	未來處理該廢液方法之重要依據。 1-3.蒐集國內、外處理有機廢液(含放射性)相關文獻，並對處理方法進行評估。 2-1.分別以 Fenton、超音波輔助 Fenton、熱催化降解、光催化輔助固相觸媒結合 Fenton 等方法完成模擬廢液之處理實驗，所得到的最佳操作條件可應用於實際廢液之處理。 2-2.完成 T-61 貯槽上層與底層有機廢液之批次焚化處理，焚化後廢氣符合排放標準。 2-3.擬定小產源放射性有機廢液處理策略，並完成小產源放射性有機廢液處理方法之可行性評估報告。	達成度： <u>100%</u>
(四)功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含銅銻系元素放射性廢液處理研究 1.完成不同型態之無機載體製備 2.建立無機載體材料之分析技術	1. 已完成三氧化二鋁、四氧化三鐵、矽酸鋁、鈦酸鈉等無機載體製備。 2. 已建置完成熱重分析儀、傅立葉轉換紅外線光譜儀、動態雷射光散射儀、掃描式電子顯微鏡、X 射線電子能譜儀、X 光繞射儀、感應耦合電漿儀等載體分析技術。	達成度： <u>100%</u>
(五)建立污染廢銅熔鑄實務技術 1.完成放射性污染廢銅熔鑄前處理拆解、切割、分類、異類材質去除 2.完成污染廢銅熔鑄標準作業程序書	1. 完成 6 桶計 1,370kg 放射性污染廢銅熔鑄前處理拆解、切割、分類、異類材質去除。 2-1.完成新舊爐體拆裝及熔銅用石墨坩堝築爐作業。 2-2.執行完成八爐次放射性污染廢銅熔鑄測試並建立污染廢銅熔鑄標準作業程序書，將新建污染廢銅熔鑄技術納入熔鑄廠實務運轉。	達成度： <u>100%</u>

參、計畫工作項目實施步驟或研究方法

工作項目	實施步驟及方法
(一)研究用反應器拆除技術研究	1.完成爐內中央實驗管輻射劑量量測及取樣分析，結果並與原始資料進行比對分析及完成修正評估值，完成 TRR 爐內組件活度輻射劑量再評估。 2.執行爐體各組件拆除、吊運及切割方法研究，完成爐體拆除工法規劃，做為後續技術發展及設備建置之依據。 3.發展動態模型技術及建置動態模型，用於輔助拆除工法之發展。 4.建置 3D 工程設計工作站及建立使用能力，提供未來除役或新建核設施整廠模型的建立與使用。
(二)高活度污染設施處理技術研究	1.廢樹脂：(1)執行廢樹脂取樣及劑量量測，建立廢樹脂輻射資料及分析數據；(2)執行廢樹脂水下浸洗之物理脫除法，以清洗廢樹脂上之污泥；再生試劑化學脫附法，以確認廢樹脂活度來源及輻射強度，再集中水下暫貯，待後續規劃方式處理；(3)執行廢樹脂取樣及劑量量測，建立廢樹脂輻射資料及分析數據。 2.鈾粉：(1)執行 TRR 燃料池鈾粉蒐集作業；(2)規劃鈾粉罐運送至熱室安定化作業及相關運送設備之建置，並完成鈾粉移送程序模擬作業；(3)完成鈾粉運送熱室作業之安全評估報告。 3.池水淨化：(1)燃料池不同區域不同深度水質調查；(2)水中雜質定性分析；(3)水質淨化試驗系統（沈澱、過濾系統）建置規劃。 4.池壁除污：(1)燃料池池壁結構、材質及塗料調查；(2)水面上池壁輻射污染調查；(3)燃料池傳統及水下除污技術之蒐集；(4)水底塗漆測試。 5.建立高污染設施獨立負壓通風系統細部規劃技術，確保汙染不致擴散。 6.規劃高污染設施大型過濾器處理策略與技術建立：執行現場設備配置、輻射劑量率量測及矽藻土特性調查，評估採最佳方式將高活度矽藻土取出、過濾及收集。
(三)熱室核燃料安定化技術研究	1. TRR 燃料安定化依照之前所建立之技術完成燃料棒安定化作業，目前燃料棒安定化作業程序依序為：重裝罐傳送進熱室 90→取出燃料棒傳入熱室 91→燃料棒秤重作業→切割燃料棒取出鈾棒(或鈾粉或殘段)→收集鈾料秤重→高溫安定化(共兩階段：第一階段 400℃ 48 小時、第二階段 500℃ 6 小時)→秤重→再次高溫安定化(接收標準)→裝罐秤重→中子鈾銻量測作業→裝入粉末外罐→封釐及測漏作業→傳入清潔罐→運送至工程組貯存護箱。 2.參照燃料棒運送規範訂定鈾泥罐運送至熱室之程序建立，配合鈾泥鉛罐運輸作業製作熱室傳送通道之配合儀

工作項目	實施步驟及方法
	具，以便使鈾泥能順利運進熱室並完成安定化作業。
(四)解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣	1.參照我國各核設施單位現有放射性廢棄物解除管制量測系統之設備特性，規劃製作可追溯國家標準之 200L 桶型量測系統棒狀標準件(五類材質密度)。建立並驗證 16 支棒狀校正假體 3 混合核種計測效率及 9 支棒狀校正假體 1 核種計測效率。 2.建立 4π NaI(Tl)井型偵檢器系統之載具製作、計算模式及運算程式，設計並外製外徑 29.9(-0.1)mm，厚度分別為 0.5、1.5、2.4mm 之鋁合金管型盛器以減少干擾，用以建立低活度 ^{60}Co、^{54}Mn 標準校正技術，並追溯至國家標準。 3.透過本土化比活度量測系統之大面積閃爍體型系統之熱點判別及自動旋轉到位連動程式之設計與測試，有利於熱點判別。 4.自行設計車輛輻射偵檢系統與活度偵測系統雙用途之偵測計數量測系統模組，由國內組裝機體及性能測試。 5.解除管制量測實驗室 SWAM2 量測及 Q2 抽測，有效達到廢棄物再利用。
(五)016館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展	1.自行設計密封式內切法應用於管線拆卸作業中，杜絕管內污染液體外漏。 2.建立具備梯度負壓的隔離操作間，利用為污染管線切割與包裹作業區域，可有效把污染粉塵控制於作業區域內，防止空污氣體外排污染實驗室。 3.建立阿伐污染管線拆除人員污染防護技術。 4.建立阿伐污染管線拆除人員進出動線管制與污染檢測管制等。
(六)高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立	1.研發遙控夾取高活度廢棄物技術 (1)高活度廢棄物遙控取出傳送概念設計與基本設計。 (2)整體作業規劃書撰寫。 2.開發遙控夾取技術 (1)開發高活度廢棄物遙控取出傳送再包裝設施技術。 (2)地下庫早期老舊設施重新整修精進其功能，充分發揮設施之再利用。
(七)Mo-99程序廢液處理技術研究與應用	1.建立作業館舍 α β γ 核種輻射安全，如二層次負壓系統及偵測儀器等，以維護工作人員及環境的安全。 2.依照規劃及實驗後之處理程序，先以中和及過濾搭配核種吸附以去除廢酸中之 β γ 核種，剩下的弱鹼與 α 核種 (TRU)另行以不需屏蔽之薄膜過濾去除。 3.建立廢酸 5 公升處理量之遠端操作設備，設備四周以鉛材屏蔽，此項系統研發具挑戰性質，為後續處理之重要事項。 4.進行模擬廢酸遠端操作設備之性能測試並修正，之後，展開真實廢酸之處理，處理時程約 2 年。

工作項目	實施步驟及方法
	5.中性溶液含 TRU 核種之去除技術同時研究中，估計於民國 100 年可獲得成果，得以承接處理已去掉 $\beta \gamma$ 核種之廢液。 6.去除 TRU 核種之套手箱設備已初步完成。 7.中和及去除 TRU 核種之廢液，經分析符合本所廢水場接收標準及辦理移送，是為完成廢酸之處理。 8.處理產生之固體廢棄物估計數量很少，先予暫存；待開發密封方法以及併同數量大之類同廢棄物一起處理。 9. Mo-99 程序廢液處理完成，其盛裝桶及處理設備進行除污與除役，同時 015L 館舍除污成為非輻射區。
(八)小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用	1.針對本所接收之小產源放射性有機廢液進行內容物分析與特性調查。 2.建立將廢液中有機相與無機相分離之前處理程序，以利後續減容安定化處理。 3.研發 Fenton 法、超音波結合 Fenton 法、固相觸媒結合 Fenton 法、超臨界水氧化及熱催化降解劑等高級氧化技術以降解不同 TOC 濃度之模擬有機廢液。 4.利用 Fenton 濕式氧化程序，進行 T-61 桶槽之含氫有機廢液中間層降解處理實驗。 5.提出小產源放射性有機廢液處理之可行性方案評估，建立多段分層處理積貯廢液之最適化程序。
(九)功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含銅系元素放射性廢液處理研究	1.吸附載體之製備 (1)蒐尋適用之吸附載體材料及其製備方法。 (2)完成吸附載體製備如 Fe_3O_4、Al_2O_3、MCM41 等。 (3)載體分析方法建立與特性分析。 2.吸附裝置建立 (1)依吸附劑及載體特性設計吸附裝置。 (2)吸附裝置建立及性能測試。
(十)建立污染廢銅熔鑄實務技術	1.從金屬類放射性污染廢棄物中篩選出含銅廢棄物，再從含銅廢棄物中拆解分離出純廢銅金屬；密封類廢銅須切開清除內容物；金屬表面有異類披覆材時，須剝除；再將尺寸過大者切割成適合進料的尺寸。 2.依照熔爐操作說明書拆卸熔銅鐵之爐體，再將熔銅之爐體吊裝定位，連結水電纜線、油壓管線，測試連結正常後，吊裝石墨坩堝，填補耐火爐襯，完工後陰乾，最後送電加熱以排除爐襯水份至測漏電流低於 3mA 即完成築爐作業。 3.依照熔爐操作說明書開爐，先低功率送電，再根據爐壓及測漏電流值決定送電大小，直至廢銅完全熔解後，造渣除渣，測溫後澆鑄。過程中詳細記錄數據以掌握熔銅特性做為下一次開爐參考。

肆、期末執行成果

本年度分支計畫量化績效指標產出包括：期刊論文 7 篇(國內 3 篇/國外 4 篇含 SCI 刊登 4 篇)、研討會論文 14 篇(國內 8 篇/國外 6 篇)、研究報告及技術報告 77 篇、專利申請 12 件(國內 5 件/國外 7 件)、專利獲得 9 件(國內 3 件/國外 6 件)、技服收入 57,000 千元、技術授權金 3,000 千元；各計畫工作主要執行成果如下：

一、核設施除役及解除管制技術研究

(一)研究用反應器拆除技術研究

- 1.完成爐內中央實驗管內壁輻射劑量率量測及取樣樣品分析；完成爐內組件活度輻射劑量再評估作業。
- 2.完成爐體拆除所需吊運切割技術及作業空間之評估及概念規劃；完成爐體拆除程序修訂及拆除工法概念規劃，提出 TRR 爐體除役整體規劃報告。
- 3.建立動態模型技術，完成機械手臂及天行吊車動態模型；完成拆裝廠房與 TRR 爐體部分之數位模擬環境建置；爐體拆除工法概念數位模擬。
- 4.完成 3D 工程設計工作站建置及使用能力訓練，完成核二廠二號廢棄物貯存庫之廠房工程模型。

(二)高活度污染設施處理技術研究

- 1.完成 TRR 燃料池廢樹脂整體處理程序規劃報告，包括移出暫貯之包裝程序規劃、包裝程序相關設備包含盛裝廢樹脂網籃、內襯桶、鉛屏蔽桶、密封貯存箱之細部設計及可更換濾罐採購規範。
- 2.完成撰寫 TRR 燃料池鈾粉運送熱室作業安全評估報告。
- 3.完成池水水質污染調查，並盤存水中污染成份及活度。
- 4.完成水面上池壁不同區域污染及去污後取樣初步計測。
- 5.完成高污染設施獨立負壓通風系統細部規劃設計暨採購規範書撰寫。
- 6.完成 344-FR-1 過濾器內高劑量與高活度矽藻土污染活度調查。且完成 TRR 燃料池冷卻水系統 344-FR-1 矽藻土取出規劃書報告撰寫。

(三)熱室核燃料安定化技術研究

- 1.完成 9 支 TRR 用過燃料棒之熱室高溫安定化作業，共產出 24 只粉末內罐。移送 9 支 TRR 用過燃料棒進入熱室。
- 2.完成 4 組用過燃料安定化粉末外罐之密封銲接、銲道洩漏測試及移至貯存護箱。
- 3.執行與清華大學合作建立熱室內平行驗證 TRR 用過核燃料之核子物料鈾鈾中子量測技術，完成量測裝置熱室安裝作業與量測實驗。

(四)解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣

- 1.自行研發 4π NaI(Tl)井型偵檢器系統，完成效率計算程式之建立，並與國外 Cs-134、Co-60 及 Mn-54 標準核種計數效率之計算相驗證，結果良好。
- 2.自行研製棒狀的桶型均勻體射源校正假體，分別提供閃爍體偵檢器及純鍍偵檢器效率校正，提高核設施解除管制試樣量測準確度及校正便利性。可提供國內核設施產業如台電公司及醫院核醫部門之解除管制試樣量測儀器使用。
- 3.完成本土化比活度量測系統之大面積閃爍體型系統之熱點判別及自動旋轉到位連動程式之設計與測試，有利於熱點判別。
- 4.國內自行設計車輛輻射偵檢系統與活度偵測系統雙用途之偵測計數量測系統模組，可降低國外直接採購之成本。
- 5.核設施除役管理資訊系統，配合核研所知識管理資訊系統(KM2)建立除役知識樹及相關資料已近完成階段，有利於專業知識、技術、經驗之保留與傳承。

(五)016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展

- 1.完成阿伐污染管路拆除工法、人員與環境輻射防護、廢棄物污染檢測分類等三本作業程序書核定(安會字 0990000051 號)。
- 2.完成 016 館(G28、G32、A44、A56 等區域)之阿伐污染管路穿牆、穿樓板、等地下 17 根廢液管路之拆除、切割作業及原址周邊環境清理與除污作業。
- 3.於 A43 室隔離操作間內完成本次廢液管路之拆除、切割產出各類廢棄物污染檢測、分類、減容、包裝作業。
- 4.完成污染水泥磚塊污染層面污染狀態分佈確認、阿伐污染廢液安定化處理(體積、核種、活度、劑量率)取樣分析確認與統計

等前置作業。

- 5.完成水泥磚塊污染層面鉍除技術建立及阿伐污染廢液安定化技術建立規劃。

二、難處理放射性廢棄物檢整及處理技術研發與應用

(一)高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立

- 1.完成舊有週邊設備遙測式高輻射核種分析系統、鉛室及機械傳送裝置系統整修規劃，目前已全部整修完成。
- 2.為提昇高活度廢棄物重要設施(如鉛室、天車系統、改良型機械手)運轉安全性，已完成 015D 避雷系統改善及突波吸收器安裝。
- 3.完成地下庫高活度廢棄物處理用多節式伸縮套管裝置、壓縮裝置、各種不同夾具及鉛室機械手夾具更換刀具等初步設計及繪圖。

(二)Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用

- 1.建立符合輻防規定之作業設施。
- 2.確定處理強酸廢液批次中和、過濾與 Cs 及 Sr 核種吸附程序並完成設備建造。
- 3.完成處理 70 公升強酸廢液。

(三)小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用

- 1.彙整近十年來核研所接收之小產源放射性有機廢液資料，並完成「小產源放射性廢液特性分析報告」，提供未來處理該廢液方法之重要依據。
- 2.完成多項高級氧化法處理模擬有機廢液實驗，獲得重要操作參數。此外，進行 T-61 桶槽之中間層廢液濕式氧化降解實驗，以及上層廢液之焚化程序試驗，其處理後之廢液及廢氣皆符合排放標準。
- 3.結合所內既有焚化設施及開發低成本、簡易維護之處理程序，擬定小產源放射性有機廢液處理策略，並完成「小產源放射性有機廢液處理方法之可行性評估報告」。

(四)功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含鐳銅系元素放射性廢液處理研究

- 1.完成吸附劑 MST、AS、ZrHP、CuFC 等之製備，針對模擬廢水中鐳、銅系元素及其它金屬離子如 Sr、Co、Cs 等，吸附率

可達 99% 以上。完成吸附裝置建立，經測試運轉順利且過濾效果良好。

2. 完成載體(膨潤土)與吸附劑(CuFC)混合造粒煅燒成型，並經 TGA 及其它實驗等特性分析，此載體適用於煅燒 900°C。
3. 完成建置熱重分析儀、傅立葉轉換紅外線光譜儀、動態雷射光散射儀、掃描式電子顯微鏡、X 射線電子能譜儀、X 光繞射儀、感應耦合電漿儀等載體分析設備。

(五)建立污染廢銅熔鑄實務技術

1. 完成放射性污染廢銅熔解用石墨坩堝爐體建置。
2. 完成放射性污染廢銅熔鑄測試。
3. 根據熔鑄實務測試，建置污染廢銅熔鑄作業程序書，將放射性污染廢銅熔鑄技術納入熔鑄廠實務運轉。

伍、重點詳述計畫發展之重點技術或措施與國際之比較

計畫之重點技術或措施	與國際之比較	與計畫目前成果之比較
核反應器除役工法	歐盟從 1979 年開始以五年一期的計畫投入除役技術研發。除了除役策略、除役管理、拆除技術、減廢技術等研發之外，亦以除役示範計畫之執行，整合除役技術之實際應用。已建立：(1) AT1 in La Hague, (2) WAGR in Windscale, (3) KRB-A in Germany, (4) BR-3 in Belgium, (5) VVER in Germany, 等除役示範計畫。 目前歐盟執行至第六期除役研發計畫，研發目標著重於除役資訊 e 化彙整及經驗交流，以及發展除役決策支援及管理系統。 美國 NRC 下有 24 座商用和研究用反應器正在除役，此外 DOE 亦有許多核設施除役，僅 Savannah River Site 研究中心即規劃有一千多棟建物必須除役，規模非常龐大。 世界第一座工業級反應器-Hanford B 反應器已成功除役並列為「美國國家歷史地標」。	近年來國內在核設施除役也累積了一些經驗，例如：台電核能二廠污染衣物除污中心，清華大學移動式教學用核子反應器，本所的水鍋式核子反應器、台灣研究用反應器部份不適用系統與濕貯槽及部份放射性實驗室等設施，雖已建立部分技術能量及經驗，但仍屬有限。
高活度污染設施清理	核能先進國家用過核子燃料之處置，除再循環回收處理外，均採用工程障蔽之觀念將用過核子燃料與外界隔絕以達到長期安全貯存之目的。 加拿大 AECL 之 NRX 實驗用反應器與本所 TRR 型式相同，其燃料池與本所 TRR 燃料池亦相同，加拿大 NRX 之燃料池尚未完成除役；同時，因使用狀況不同，其燃料池除役之內容亦與 TRR 燃料池面臨之問題不同。	TRR 燃料池內，最重要之貯存核物料為 35 支用過燃料及 4 支試驗棒；其他之廢棄物則有廢射源、廢樹脂、廢燃料護套、容器、工具及結構物等等。此外，燃料池內之污染池水、水中散布十分均勻之 UO_x 粉屑均須謹慎處理。經核研所持續清理，目前池內主要廢棄物包括用過燃料、廢樹脂、鈾粉、及池水。為消除燃料池因洩漏造成污染擴散之可能性，目前之執行策略為儘速循序移出池內廢棄物，並安定化處理貯存。TRR 燃料池清理面臨之技術問題，在國際上亦具有其獨特性。
超鈾污染設施拆除	歐洲早期之燃料處理實驗設施已經有許多進入除役階段。近年仍持續進行超鈾污染設施拆除者包括比利時 Eurochemic 公司之燃料再處理廠，主要廠房長 80m，寬 27m，高 30m，分成 7 個樓層。廠房拆除總體積 56,000m³；法國 ATUE 鈾燃料生產設施，近年主要拆除目標為大型程序設備及其支撐結構。歐洲超鈾污染核設施之拆除清理經驗豐富，目前仍持續進行中。	1. 本所曾有移除中、小型 (<10 m³) 超鈾手套箱之經驗與技術，本所 Unit21 大型手套箱拆除為國內首次大型超鈾設施 (30 m³) 之拆除經驗。 2. 由於國內對大型超鈾設施之除役缺乏經驗，除自行研發所欠缺之關鍵性除役技術外，另則與法國核設施除役知名公司 (STMI) 合作，並委託其提供本所 Unit 21 大型超鈾手套箱除役程序設計文件審查之技術服務。

計畫之重點技術或措施	與國際之比較	與計畫目前成果之比較
		2.委託三軍總醫院建立體內銻污染之醫療處理程序，確保除役人員之安全。 3.本所於 95 年度順利自行完成 Unit 21 大型起鈾手套箱拆除、裝箱與運貯作業。96 年完成 Unit20 大型手套箱及 5 個大型儲槽之拆除。97~98 年度完成分析線鉛室與 5 個小手套箱之除污(拆除)。 4.於 99 年度內自行發展完成地下管線(穿牆管線、穿樓板管線)拆除技術,並完成館舍內所有具阿伐污染管線拆除清理。
設施及廢棄物解除管制	1.IAEA 早在 1980 年代即著手解除管制相關研究，陸續出版 SS-89、SS-115、TECDOC-855 及 TECDOC-1000 等報告；並於 2004 年 8 月出版 RS-G-1.7，提出固體廢棄物之解除管制限值建議，建議各國將它納入法規體系內。 2.歐盟亦先後出版 RP-89、RP-113、RP-122 等報告，規範固體廢棄物之解除管制限值。 3.德國依據 EURATOM 的基本安全標準，制定其輻射防護法，為最早正式將解除管制標準納入法規之國家。 4.英國於 1993 年發布放射性物質法(RSA 93)，計算 330 核種之無條件解除管制標準，並於 1998 年英國環境運輸與區域部，提出英國固體放射性物質解除管制標準之建議。 5.法國由於過去有失敗之案例導致民怨，故其政策為無外釋。 6.日本於 2005 年 5 月，參考 IAEA RS-G-1.7，由國會通過相關法令，主管機關並於同年 12 月公佈相關行政辦法，即外釋限值。核設施提出申請後，逐步實施。 7.美國 NRC 於 1974 年 6 月公佈 RG 1.86 "Termination of Operating License for Nuclear Reactors"(10)，針對四類核種之無限制使用外釋的除污限值。採個案審查方式執行外釋作業。 8.英國國家物理實驗室(NPL)依據國際原子能總署(IAEA)公佈放射性廢棄物外釋限值之要求(RS-G-1.7)，於 2007 年度完成加馬核種試樣活度比對活動。	1.86 年 6 月，物管局擬定「可忽略微量放射性之固體廢料及廢金屬暫行管制規範」，提出固體廢棄物之解除管制限值建議。 2.93 年 12 月 29 日，由物管局公布「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，固體廢棄物外釋限值採用 RS-G-1.7 建議值，與 IAEA 同步。 3.95 年 10 月 19 日物管局發布「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」。 4.本所於 95.04.20 及 95.10.31 分別獲物管局審核通過「TRR 濕貯槽拆除產生之混凝土塊外釋計畫」及「核能研究所極低微放射性廢棄物暫存區廢金屬外釋計畫」，為國內第一個通過外釋計畫之單位。 5.本所於 95 年配合法規需求，進行解除管制劑量評估之國內輻射曝露情節研究，並發展劑量評估程式。 6.於 96 年依據主管機關核准之外釋計畫，以量測技術為準，完成混凝土塊外釋 1,200 公噸，96-99 年完成廢金屬外釋累計 130 公噸。 7.我國國家游離輻射標準實驗室(NRSL)於 97 年度，依據行政院原子能委員會放射性物料管理局「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，完成 98 年解除管制活度量測能力試驗比對，為我國首例。 8.本所通案性混凝土塊及廢金屬外釋計畫於 98 年 2 月獲原能會審查通過。

計畫之重點技術或措施	與國際之比較	與計畫目前成果之比較
		9.本所解除管制量測實驗室於 98 年 1 月獲得國內 TAF(ISO 17025)首張認可。 10.與主管機關、設施業者及 TAF 組成工作團隊，合作撰寫「放射性廢棄物解除管制量測技術」規範，成為國內解除管制實驗室通過認證之技術要求，全國認證基金會(TAF)已於 99.06.11 公告實施，編號為 TAF-CNLA-T12(1)。
除役廢棄物與系統設備除污	各國發展放射性污染除污技術，不外乎採用化學除污、電化學除污、機械除污、超高壓水除污、超音波除污、混凝土塊除污、超臨界二氧化碳除污、擦拭除污、膠體除污劑除污、衣物除污、人體除污等等，利用各種除污技術，約可將低放射性污染廢棄物回收再利用約 92%，達成國際共識之放射性污染廢棄物減量之目的。	國內本所已於 95 年建置完成低放射性污染金屬廢棄物處理設備，包含化學除污、電化學除污、機械除污等，目前已進入運轉階段，初始以先達成本所低放射性金屬廢棄物 70 %之回收再利用為目標；本所亦積極開發新的除污技術，如混凝土塊除污技術及膠體除污劑除污技術，並精進現有除污技術。
放射性有機廢液處理技術	國際間對放射性有機溶劑的處理分為破壞性與非破壞性之方法。非破壞性的方法有乾燥與蒸發濃縮法、蒸餾法、除污以及吸附法等。破壞性的方法有焚化、熱裂解、蒸汽重組、熱融鹽氧化、電化學處理、濕式氧化等。不論使用破壞性或非破壞性的方法，其處理對象均為單純之有機溶劑，亦即僅含有一種或二種之有機化合物，可針對個別有機化合物特性進行有效處理，但對於多種有機成分形成之混合物，在國外被歸類為難處理之廢棄物 (problematic radioactive waste)，亦是令人頭痛的難題且並無一有效處理方法。各國已進行相關之實驗階段研究，雖有初步成果，但目前皆尚未能成功商用。	本所自接收小產源放射性有機廢液以來，曾嘗試直接以焚化及濕式氧化的方法處理，但前者因無法克服霧化進料問題，焚化不完全，後者因進行濕式氧化反應時之有機相與水相接觸面積有限，反應不完全，導致不能順利處理該廢液。然而本計畫擬先行將廢液進行分離，水溶部分以濕式氧化法處理，脂溶部分以分批進料方式進行焚化處理，目前兩者皆獲得不錯之降解效果，若能繼續精進該技術，必能對處理小產源放射性有機廢液大有助益。
含鎳銅系元素放射性廢液處理技術研究	各國發展放射性污染廢液除污技術，目前最常使用於核種或金屬去除之方法，包括沉澱、溶劑萃取、電解和離子交換，針對於成份簡單、容易處理的廢水有效，但對於成份複雜且不易處理的廢水，例如含 α -核種污染的放射性廢水，則效果有限。對於此類含微量難處理廢液的處理，各國亦正積極發展技術中，例如 IAEA 於 2007 年 12 月所發表之報告 IAEA-TECDOC-1579 中指出利用吸附劑進行研究測試顯示有效果，但僅為實驗室型，需再進一步探討。	針對一般性除污除役等放射性廢液國內亦已發展完成許多有效之處理技術且並應用於相關廢棄物處理中。但對於成份複雜且不易處理的廢水，例如含鎳銅系等微量難處理元素的污染放射性廢水，國內尚未發展合適之處理技術，目前仍暫存於廢料儲存庫中。

陸、目前碰到困難以及因應對策

- (一)以合理(ALARA)觀念，改善中高輻射作業區方式，降低人員劑量率：針對廢樹脂清理吊掛、傾倒釋出與用過重裝罐清理檢整等作業，避免因吊具轉換或工作人員趨近拉抬之工法，以硬材質水管拉長距離，降低人員劑量；廢棄物切割提供適用之鋸床，避免人員手動切割與扶持，接受非必要劑量。
- (二)熱室安定化處理後 TRR 燃料之銻銻含量量測分析數據確定，因受美國 LANL review 進度延誤，無法依規劃期程運出熱室送往貯存護箱作業，將造成因熱室空間不足而無法持續執行作業。已發函請 LANL 協助改善中。
- (三)未來本所各核設施除役作業陸續進行，相關建物及大型物件之解除管制現場量測需求將會增加，唯缺乏可追溯至我國國家標準之技術；目前由於配合本所管理政策經費縮減，而相關建物及大型物件之解除管制現場量測研究及追溯技術尚待建立，實驗室人力運用及設備維持仍需維持一定之水準，開源節流及合理資源分配為實驗室運作之重點。
- (四)小產源廢液為成分複雜之有機與無機混合廢液，若以單一程序處理，難以達到減容排放之目的。因此需整合多種高效率的降解技術，建立多段分層處理之最適化程序，以解決長年來小產源放射性有機廢液之積貯問題。
- (五)所研製之無機吸附劑形態上為固體粉末，顆粒細 0.2mm 以下，直接使用於既有放射性廢液處理設施較不適宜，如本所洗衣廢水(採用樹脂床設計)、核三廠廢水處理設施(採用方形槽設計)等，故尚需改變吸附劑形態、粒徑等，以滿足大眾化需求，目前正積極進行選擇合適方法，如吸附劑與載體混合後造粒、煅燒或製程上結合載體等，以利廣泛適用於放射性廢水處理使用。

柒、已有重大突破及影響

- (一)建置 TRR 燃料池高活度 α 污染廢樹脂污染型態鑑定研究與清洗技術，證實 α 核種污染型態，利於後續安定化程序發展建立；執行清洗作業，脫除廢樹脂表面之污泥雜質，利於在安定化程序確定前，包裝移出暫貯以利燃料池持續清理。

- (二)本計畫致力於我國放射性廢棄物外釋技術之建立已有多數年之經驗，成功開發符合我國法規標準之大型廢棄物活度量測儀器，並獲得多項發明專利。
- (三)順利完成我國首例混凝土塊 1200 公噸及廢金屬 130 公噸之廢棄物外釋；並已建立國內唯一之解除管制量測專業實驗室，且通過 TAF(ISO 17025)之認證；並與國家游離輻射標準實驗室合作自 2008 年起舉辦國內解除管制量測能力試驗，提供追溯至國家標準之參考物質，建立國內解除管制量測校正與追溯技術，並獲得多項國內外專利。
- (四)與主管機關、設施業者及 TAF 組成工作團隊，合作撰寫「放射性廢棄物解除管制量測技術」規範，成為國內解除管制實驗室通過認證之技術要求，全國認證基金會(TAF)已於 99.06.11 公告實施，編號為 TAF-CNLA-T12(1)。
- (五)超鈾儲存設施地下污染管線拆除作業，由於屬於阿伐污染、分佈面積廣泛等困難，經自行發展、經作業人員多次模擬修訂，完成地下管線(穿牆管線、穿樓板管線)拆除清理技術，館舍內所有埋設於地下具阿伐污染管線悉數完成拆除清理作業。
- (六)Mo-99 高活度強酸廢液積存多年未處理，透過自行設計之簡單、便宜且可遠端操作處理設備，經空白測試及實際處理後證實可行，未來經由此設備可將積貯之廢液處理完畢，防止儲存桶槽長年受腐蝕損壞而造成意外洩漏等危害發生，減輕潛在的環境污染威脅，展現妥善處理國內高活度放射性廢棄物之能力及決心。
- (七)已發展之吸附劑 MST、AS 等，對難處理廢液中之鋇、銻系元素，吸附率可達 99%以上，吸附容量可達 188 mg/g，且自製之吸附劑價格便宜，屬無機材料有利於後續安定化處理。

捌、99 年度作業計畫績效評核項目達成情形

績效評核項目	達成情形
一、年度目標	
(一)研究用反應器拆除技術研究	1.完成取樣作業程序書及取樣分析作業，完成爐內組件活度輻射劑量再評估作業。 2.完成爐體拆除所需吊運切割技術及作業空間之評估及概念規劃；完成爐體拆除程序修訂及拆除工法概念規劃，提出 TRR 爐體除役整體規劃報告。 3.建立動態模型技術，完成機械手臂及天行吊車動態模型；完成拆裝廠房與 TRR 爐體部分之數位模擬環境建置；爐體拆除工法概念數位模擬。 4.完成 3D 工程設計工作站建置及使用能力訓練，完成核二廠二號廢棄物貯存庫之廠房工程模型。
(二)高活度污染設施處理技術研究	1.完成 15 罐 20 ft³ 樹脂罐內取樣、清洗及放化分析。完成 6,800 公升廢樹脂之倒出清洗及水下暫貯作業。 2.完成 16 罐鈾粉重裝及收集作業。完成移貯熱室安全分析評估模擬操作及報告撰寫。 3.完成 344 系統流程現場勘查。進行 344-FR-1 反洗操作程序及矽藻土特性相關資料建立及管線設備 3D 立體影像建立。 4.完成燃料池外牆及屋頂整建防漏作業規劃，設計監造服務招標作業。 5.完成燃料池獨立負壓通風系統建置規劃相關技術探討，並就原有通風系統整合與空調技師協調討論；完成招標技術規範草案撰提。
(三)熱室核燃料安定化技術研究	1.完成 9 支 TRR 用過燃料棒(#10 - #18)之熱室高溫安定化作業，共產出 24 只粉末內罐。移送 9 支 TRR 用過燃料棒(#15 - #23)進入熱室。 2.完成 4 組用過燃料安定化粉末外罐之密封銲接、銲道洩漏測試及移至貯存護箱。 3.執行與清華大學合作建立熱室內平行驗證 TRR 用過核燃料之核子物料銻鈾中子量測技術，完成量測裝置熱室安裝作業與量測實驗。
(四)解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣	1.完成 4πNaI(Tl)井型偵檢器系統鋁合金管型盛器與效率計算程式之建立，並驗證於 Cs-134 核種計數效率之計算。驗證於 Mn-54 與 Co-60 單能加馬射源活度校正，與標準參考值一致(偏差小於 1%)。 2.完成五桶 16 支棒狀桶型校正假體及五桶 9 支棒狀桶型校正假體製作、均勻度測試並利用 SWAM2、3 建立 Co-60、Mn-54、Cs-137 及 Co-57 效率校正曲線並完成測試報告。 3.完成 Q2 系統進行不同密度 Eu-152 棒狀體射源效率計測及效率校正曲線建立。 4.完成大面積閃爍體型系統之熱點判別後，自動旋轉到位連動程式之設計與測試。

績效評核項目	達成情形
(五) 016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展	5.設計門框型偵檢系統與活度偵測系統雙用途的偵測計數量測系統模組。並完成 8 套 PRM-5A 車輛監測系統安裝及進行輻射監測影像連鎖記錄系統連動設計。 6.完成解除管制量測能力試驗標準件製作及 99 年度「解除管制量測能力試驗」活動。 7.全國認證基金會(TAF)於 99.06.11 公告實施「放射性廢棄物解除管制量測技術 (TAF-CNLA-T12(1))」為解除管制實驗室之技術要求。 8.完成 031 館第 5 批廢金屬約 29 公噸外釋清運標售。 1.完成阿伐污染管路拆除密封式切割工法建立、建立人員污染防護體系(含環境污染監測、人員污染檢測)等技術。 2.完成阿伐污染管路拆除工法、人員與環境輻射防護、廢棄物污染檢測分類等三本作業程序書核定。 3.完成 016 館(G28、G32、A55、A56 等區域)之阿伐污染管路穿牆、穿樓板等地下廢液管路之拆除、切割作業及原址周邊環境清理與除污作業。 4.完成廢液管路之拆除、切割產出各類廢棄物污染檢測、分類、減容、包裝作業與相關作業區域清理除污作業。
(六)高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立	1.對地下庫高活度廢棄物數據研判分析，以作為遙控取出、傳送、再包裝技術規劃之依據。 2.擬定高活度廢棄物之遙控取出作業程序，並初步完成遙控取出等技術方法與規劃。 3.完成 015D 避雷系統改善及突波吸收器安裝，確保高活度廢棄物整備重要設施運轉安全性。 4.完成更新遙測式高輻射核種分析系統及效率、能譜校正。 5.完成地下庫高活度廢棄物處理用多節式伸縮套管機械手等初步設計。 6.完成地下庫週邊設備重新整頓(如傳送屏蔽桶、滾輪輸送系統、鉛室作業系統等，可充分發揮既有設備功能，並配合後續研發設備安裝。
(七) Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用	1.完成萃取劑 DEHPA 特性資料蒐集與進行廢萃取劑取樣及 TRU 核種及放射性劑量量測。 2.完成製作中和攪拌槽、負壓過濾器及操作控制箱，並串聯進料、中和攪拌槽、負壓過濾器、鉛屏蔽罐、二支核種吸附管柱及收集桶，處理完成 70 公升實際廢液，水樣核種濃度符合液體場接收標準。
(八)小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用	1.完成 T-61 桶槽中之有機廢液取樣，樣品之核種種類、活度及水質分析；對貯存槽中取樣出之放射性廢液，完成離心、升溫、蒸餾等多相液體分離之實驗。 2.完成以 Fenton、超音波輔助 Fenton、熱催化降解、光催化輔助固相觸媒結合 Fenton 及超臨界水氧化等方法處理模擬廢液之實驗，所得最佳操作條件可應用於實際廢液之處理。 3.完成 T-61 貯槽上層與底層有機廢液之批次焚化處理，以及

績效評核項目	達成情形
(九)功能性複合奈米 吸附材料開發與應 用於含銅銅系元素 放射性廢液處理研 究 (十)建立污染廢銅熔 鑄實務技術	中間層廢液濕式氧化降解處理，焚化後廢氣與氧化後廢液皆符合排放標準。 4.完成小產源放射性有機廢液處理策略之擬定，並完成小產源放射性有機廢液處理方法之可行性評估報告。 1.完成吸附劑 MST、AS、ZrHP、CuFC 等之製備，針對模擬廢水中銅、銅系元素及其它金屬離子如 Sr、Co、Cs 等，吸附率可達 99%以上。完成吸附裝置建立，經測試運轉順利且過濾效果良好。 2.完成載體(膨潤土)與吸附劑(CuFC)混合造粒煅燒成型，並經 TGA 及其它實驗等特性分析，此載體適用於煅燒 900℃。 3.完成建置熱重分析儀、傅立葉轉換紅外線光譜儀、動態雷射光散射儀、掃描式電子顯微鏡、X 射線電子能譜儀、X 光繞射儀、感應耦合電漿儀等載體分析設備。 1.完成 6 桶計 1,370kg 放射性污染廢銅熔鑄前處理拆解、切割、分類、異類材質去除及整桶度量。 2.完成污染廢銅熔鑄用石墨坩堝築爐。 3.完成八爐次放射性污染廢銅熔鑄測試。 4.根據熔鑄實務測試完成污染廢銅熔鑄作業程序書編寫。
二、指定指標 (一)工程勞安控管 (二)學術成就 (三)技術創新 (四)採購作業辦理進度	年度內無發生勞安意外、人員傷亡等事故。 年度預定目標論著發表於國內外期刊與會議論文 15 篇、技術報告 77 篇；實際完成期刊論文 7 篇(國內 3 篇/國外 SCI 期刊刊登 4 篇)、研討會論文 14 篇(國內 8 篇/國外 6 篇)、技術及研究報告共 76 篇。 年度預定目標申請國內、外專利合計超過 8 件；實際完成專利申請 12 件(我國 5 件/美國 7 件)；專利獲得 9 件(我國 3 件/美國 4 件/日本 2 件)。 年度採購案件均依預定之期程、數量及金額完成採購。

玖、計畫管理情形

(一)本計畫各項管考報告(季報、期中報告等)均依時程完成並準時提報。

(二)本計畫為達成年度目標採取下列之管理方式：

- 1.每月向核安中心報告進度，為計畫之工作討論與技術交流提供平台，藉以掌握工作進度及執行成果，由討論中瞭解工作執行上所面臨的困難與釐清技術界面的問題，使困難獲得妥適之因應方案予以克服，以及讓問題得到充分之解決，並對於資源運用提供人力互助及經費支援之調配應用，使資源發揮最大效益，工作推展更順利。

2.以參與計畫之科技人力分配每分項量化績效應提報之目標值，訂出著作名稱及預定完成日期。依據既定時程應產出之文件，定期(每月)與不定期追蹤查核。

3.以統籌調撥方式執行預算管理，相互支援調配經費支用，隨時上網查看預算管理系統稽核之預算支用狀況。

(三)鼓勵計畫人員接受專業訓練：

1.本年度計畫同仁(1)派 4 人參加放射性廢棄物處理設施高級運轉員、3 人參加放射性廢棄物處理設施運轉員訓練，經主管機關測試獲得高級運轉員證書 3 張及運轉員證書 3 張；(3)派 2 人參加行政院原子能委員會舉辦之「輻射防護專業測驗」，並考試通過獲頒「輻射安全證書」；(4)派 1 人參加「管理員工安全衛生訓練」。符合法規對於輻射工作人員操作之要求，及確保實驗室操作人員之工作安全及衛生。

2.編製工法、工安、輻安教育訓練教材，完成超鈾污染管線拆除人員共 21 小時教育訓練。

3.舉辦「核設施除役技術」及「廢棄物管理技術」工作圈研習活動，每月各工作圈選定主題分由 3~4 位各相關技術同仁發表專題報告，涵括研發成果、科技新知、國內外發展現況及期刊閱讀心得等內容，使計畫參與人員了解國際除役及廢棄物管理最新知識及執行經驗，強化本職技術，應用於除役及廢棄物管理各項工作，精進核設施除役規劃與執行能力，提升除役作業之安全及效率。

(四)落實主管機關放射性廢棄物減量政策，推動建立我國放射性廢棄物外釋活度量測品質保證制度，獲原子能委員會放射性物料管理局頒發 99 年度放射性物料安全營運績優團體獎及放射性物料研究發展傑出貢獻個人獎。

填表人：陳鴻斌 聯絡電話：03-4711400 轉 3600 傳真電話：03-4711452

E-mail：hbchen@iner.gov.tw

主管簽名：

張亞漢

附錄一、佐證資料表

計畫名稱：核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用

【A 學術成就表】

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
Kolmogorov-Smirnov 統計測試技術	朱信忠	2009	a	N	N	台電核能月刊，324 期，頁 56-66
脈衝源放射性核種最大濃度對應時間解析與參數敏感度分析	陳智隆	2009	a	N	N	台電核能月刊，323 期，頁 27-44
國際低放射性廢棄物坑道處置資訊分析	陳誠一	2010	a	N	N	台電核能月刊，326 期，頁 28-49
西太平洋海底深層處置潛能之研究 Potential volume for CO ₂ deep ocean sequestration - an assessment of the area located on western Pacific Ocean	施清芳	2010	d	N	N	Stochastic Environmental Research and Risk Assessment, 24 卷，5 期，頁 705-711
選擇之熱帶和亞熱帶核設施周邊土壤對銫和銣的吸附 Cesium and strontium sorption by selected tropical and subtropical soils around nuclear facilities	王正忠	2010	d	N	N	Journal of Environmental Radioactivity, 101 卷，6 期，頁 472-481
非破壞中子量測法分析 TRR 用過核燃料中銻含量 Determination of plutonium content in TRR spent fuel by nondestructive neutron counting	陳彥甫	2010	d	N	N	Nuclear Instruments & Methods in Physics Research Section A-Accelerators SP, 619 卷，1-3 期，頁 470-474
拉曼光譜研究二氧化鈦緻密層於 N3 染料與二氧化鈦間之電荷轉移影響 Effect of the Compact TiO ₂ Layer on Charge Transfer between N3 Dyes and TiO ₂ Investigated by Raman Spectroscopy	王炫富	2010	d	N	N	Journal of Physical Chemistry C, 114 卷/7 期/頁 3185-3189
參加 2009 解除管制量測能力試驗	邱鎧盛	2010	e	N	N	2010 年第八屆海峽兩岸計量與品質研討會
參加 2009 年環境試樣放射性核種分析能力試驗報告	彭恩琪	2010	e	N	N	2010 年第八屆海峽兩岸計量與品質研討會
輸送帶式活度篩選系統在解除管制的應用研究	邱鎧盛	2010	e	N	N	2010 游離輻射量測能力試驗研討會
建立核能研究所之氡量測能力	林琦峰	2010	e	N	N	2010 游離輻射量測能力試驗研討會
菇類參考試樣配置方法建立	彭恩琪	2010	e	N	N	2010 游離輻射量測能力試驗研討會
物質及設備之處置偵檢與評估簡介	武及蘭	2010	e	N	N	2010 游離輻射量測能力試驗研討會

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
液體閃爍計數系統之性能驗證與比較	李碧芬	2010	e	N	N	2010 游離輻射量測能力試驗研討會
碘化鈉偵檢器量測能譜分析及應用	林國楨	2010	e	N	N	2010 游離輻射量測能力試驗研討會
台灣牡蠣中的鈷-210 活度 Radioactivity of Po-210 in oysters collected in Taiwan	李繡偉	2010	f	N	N	European IRPA congress, Helsinki 2010 年歐洲國際輻射防護學會研討會
環境監測之銦-89/90 分析方法研究 A Study of Strontium 89/90 Analysis Method in Environmental Monitoring	林琦峰	2010	f	N	N	55th HPS Annual and 22nd Biennial Campus Radiation Safety Officers Meeting, Salt Lake City, Utah
台灣固體廢棄物外釋經驗 Solid waste clearance experience in Taiwan	武及蘭	2010	f	N	N	The 18th 2010 W N G lobal Annual Meeting 全球核能婦女會 2010 年會
熱室貯存罐遠端焊接系統開發 Development of A Remote Welding System for Storage Canister Used in a Hot Laboratory	邱琬琇	2010	f	N	N	2010 LW R Fuel Performance / Top Fuel / W R FPM
以沖洗法處理 TRR 燃料池內高活度、TRU 污染之混床離子交換樹脂 Flush treatment of high activity and transuranic contaminated mixed-bed ion-exchange resin in TRR spent fuel pool	黃君平	2010	f	N	N	2010 第三屆東亞放射性廢棄物管理論壇 (EAFORM) 研討會, 韓國慶州
放射性廢水分別去除鈾及氟之研究 A Study on the Removal of Uranium and Fluorine Separately from Radwaste water	潘本立	2010	f	N	N	2010 第三屆東亞放射性廢棄物管理論壇 (EAFORM) 研討會, 韓國慶州

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 著作專書；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	學歷	機構名稱	指導教授
曾俊融	b	大葉大學環境工程學系所	姚品全
王驍融	b	大葉大學環境工程學系所	姚品全
周青南	a	高雄應用科技大學化學工程與材料工程系	楊文都
黃新雅	b	高雄應用科技大學化學工程與材料工程系	楊文都

註：學歷分成 a 博士、b 碩士

【D 研究報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
MARSAME 偵檢結果的評估	王正忠	2010	核能研究所
矽酸銻吸附放射性核種研究發展	莊禮璟、鍾人傑、 廖啓宏	2010	核能研究所
MARSAME 處置準則	邱鎧盛	2010	核能研究所
儀器與設備背景輻射的來源	邱鎧盛	2010	核能研究所
超音波費頓試劑於廢樹脂氧化衍生物 酚之氧化最適條件研究	沈錦昌、楊素玉、 陳昭睿	2010	核能研究所
TRR 燃料池廢樹脂罐內取樣清洗測試 研究	黃君平、張國源	2010	核能研究所
美國多部會物質與設備輻射偵檢與評 估手冊簡介	武及蘭	2010	核能研究所
能譜高壓自動校準程式	林崇智、劉懋鑫、 林國楨、邱淑鈴	2010	核能研究所
碘化鈉偵檢器暨 FNS99 組件基本能譜 分析	林國楨、林崇智、 劉懋鑫、邱淑鈴	2010	核能研究所
016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技 術發展計畫 ---分析線鉛室除污(拆除) 計畫結案報告	李中新、吳江纘、 陳繼偉、蔡振鐸、 林春生、李映園、 張堂淼、李文章	2010	核能研究所
016 館分析線鉛室廢棄清理 ---鉛屏拆 除工作實錄	李中新、吳江纘、 林春生、李映園、 蔡振鐸、李文章	2010	核能研究所
016 館分析線鉛室廢棄清理 ---手套箱拆 除工作實錄	李中新、吳江纘、 陳繼偉、蔡振鐸、 林春生、李映園、 張堂淼、李文章	2010	核能研究所
以射頻濺鍍法製備 TiO_2 光觸媒並應用 於水分解產氫之研究	廖啓宏、黃朝偉、 劉玉章	2010	核能研究所
碘化鈉偵檢器效率計算程式設計	邱淑鈴、林崇智、 林國楨、劉懋鑫	2010	核能研究所
MARSAME 執行偵檢設計	楊崇伍	2010	核能研究所
參加九十八年環境試樣放射性核種分 析能力試驗報告	彭恩琪、王正忠	2010	核能研究所
污染金屬熔鑄廠安全分析報告	陳勝裕	2010	核能研究所
參加輻射偵測中心九十八年環境試樣 放射性核種分析比較實驗報告	李繡偉	2010	核能研究所
小產源放射性廢液特性分析報告	張志清、陳又平	2010	核能研究所
九十八年環境試樣放射性核種分析能 力試驗總結報告	王正忠、彭恩琪	2010	核能研究所

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
用於實驗室間比對能力試驗的統計方法	王正忠	2010	核能研究所
鐳系與鈾系金屬元素分離技術簡介	陶鈞德	2010	核能研究所
外釋物質與設備之量測儀器與量測技術	黃友禮	2010	核能研究所
MARSAME 由輸入選項確立決策	林琦峰	2010	核能研究所
電力諧波對功因補償器之影響與探討	石有成、李崙暉、張偉清	2010	核能研究所
氟硼酸用過除污劑以結晶法再生之研究	甘金相、鍾人傑	2010	核能研究所
有機廢液處理方法的介紹與文獻回顧	羅仕瀚、陳又平	2010	核能研究所
MARSAME 偵檢的統計基礎	武及蘭	2010	核能研究所
美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊(MARSAME)的最初評估	李繡偉	2010	核能研究所
模擬放射性泥土之處理技術研究與發展	莊禮璟、鍾人傑、林國明、方正賢、廖啓宏、吳明興	2010	核能研究所
TRR 燃料池水質調查及淨化試驗	黃君平、林宗儀	2010	核能研究所
有機吸附劑於模擬放射性鐳系金屬廢液中吸附金屬離子之效率評估	陶鈞德、鍾人傑	2010	核能研究所
輻射風險溝通、執行合理抑低計畫及輻射安全訓練的目標	黃友禮、林琦峰、邱鎰盛	2010	核能研究所
5 公升/批之廢酸處理設備設計及測試	潘本立、曹國浩、李詩義、蕭憲明	2010	核能研究所
美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估之範例說明	李碧芬	2010	核能研究所
液體閃爍計數系統之驗證與比較 Perkin Elmer Tri-Carb 2900 TR & Quantulus TM 1220	李碧芬	2010	核能研究所
TRR 爐體組件拆除之吊運技術研究	帥如傑	2010	核能研究所
TRR 爐內組件輻射劑量率之量測	李凌霄、陳怡昌	2010	核能研究所
型態管理應用於核能電廠之探討	郭子晉	2010	核能研究所
手持式儀器量測污染土壤中活度	黃友禮、楊崇伍、彭恩琪	2010	核能研究所
台灣沿海牡蠣中鈾 210 放射性活度	李繡偉、王正忠	2010	核能研究所
真空油脂對於核電廠用過燃料池池水水質之影響研究	高鈺涵	2010	核能研究所

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
高分子與高分子 / 氧化鋁粉末應用於 CM PO 金屬吸附劑載體之評估	陶鈞德、鍾人傑	2010	核能研究所
高效率井型 NaI(Tl)偵檢器加馬核種總和效率之計算	葉堅勇、袁明程、王正忠	2010	核能研究所
超鈾廢棄物處理安全性驗證測試報告	沈錦昌、潘本立	2010	核能研究所
高級氧化法處理有機廢液之研究	廖啓宏、陳昭睿、陳又平	2010	核能研究所
氡量測系統 RAD7 之性能測試報告	林琦峰、王正忠	2010	核能研究所
台灣魚類 Sr90 遷移係數的研究	李碧芬	2010	核能研究所
熱活化降解劑氧化有機廢液之研究	陳昭睿、陳又平	2010	核能研究所

【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
99 年度解除管制量測能力試驗說明會	a	2010/05/20	核能研究所
2010 游離輻射量測能力試驗研討會	a	2010/10/20	核能研究所
2010 輻射劑量暨安全國際會議	a	2010/12/13-14	輻射防護協會 / 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	專利類別	授予國家	證書號碼	發明人	專利權人	有效(起-迄)期間 (YYYY MM)
可調變的小型高頻高壓電源供應器	a	a	發明第 I318491 號	胡鴻才、黃偉庭、陳又平	核能研究所	2009.12.11 - 2026.10.30
放射性污染金屬自動化機械除污方法	a	a	發明第 I318900 號	甘金相、魏聰揚、林國明	核能研究所	2010.01.01 - 2027.08.22
核廢棄物桶檢測程序之貯存桶上下棧板之作業方法	a	b	US 7,621,713B2	潘本立、曹國浩、晏子中、王大屏	核能研究所	2009.11.24 - 2028.01.28
廢離子交換樹脂的處理方法	a	d	特許第 4414214 號	黃慶村、劉增明、田景光	核能研究所	2003.12.24 - 2023.12.24
棒狀射源及其校正假體結構	a	b	US 7,686,510B2	葉俊賢、袁明程	核能研究所	2008.08.28 - 2028-08.28

專利名稱	專利類別	授予國家	證書號碼	發明人	專利權人	有效(起-迄)期間 (YYYY MM)
電動操作閥之紅外線閥桿位移偵測發射裝置	a	a	發明第 I324231 號	張國源、許伍雄、馬力、鄭祖漢、陳忠生	核能研究所	2010.05.01 - 2027.11.14
一種水底高放射性鈾粉之收集方法	a	b	US7,776,223B2	張國源	核能研究所	2008.07.15 - 2028.07.14
低微放射性污染表面除污裝置	a	b	US7,798,951B2	張國源	核能研究所	2007.08.31 - 2027.08.30
利比多磁流體及其製備方法	a	d	特許第 4594901 號	鍾人傑、陳敏男、黃慶村	核能研究所	2006.05.18 - 2026.05.18
一種可沉澱粉末物質收集罐及其使用方法	a	b	12/636,799	朱信旗、諸葛志春、任天熹、馮上燦、鄭祖漢、黃其文	核能研究所	申請中
可吸附放射性物質之特殊結構的製備方法	a	b	12/591,756	王詩涵、梁明在、張志清、廖啓宏、陳朝鈺、陳又平	核能研究所	申請中
放射性廢棄物深層地質處置安全評估系統	a	b	12/727,388	朱信忠	核能研究所	申請中
具旋轉台設計之桶輻射活度檢測裝置	a	b	12/820,261	劉懋鑫、林崇智	核能研究所	申請中
金屬體射源校正假體及其校正方法	a	a	099120752	葉俊賢、袁明程	核能研究所	申請中
放射性廢棄物之儲存桶傾倒裝置及放射性廢棄物處理方法	a	a	099124173	吳明興、林國明	核能研究所	申請中
水中微粒固體收集裝置及其方法	a	a	099129832	黃君平、張國源	核能研究所	申請中
輔助進料機構	a	a	099132798	邱鎰盛、李繡偉、林琦峰	核能研究所	申請中
金屬體射源校正	a	b	12/883,768	葉俊賢	核能研究所	申請中

專利名稱	專利類別	授予國家	證書號碼	發明人	專利權人	有效(起-迄)期間 (YYYY MM)
假體及其校正方法				袁明程		
一種區分不同方向劑量的量測方法	a	a	099133230	陳怡昌、 李崙暉	核能研究所	申請中
一種區分不同方向劑量的量測方法	a	b	12909,063	陳怡昌、 李崙暉	核能研究所	申請中
水中微粒固體收集裝置及其方法	a	b	12905,455	黃君平、 張國源	核能研究所	申請中

註：專利類別分成 a 發明專利、b 新型新式樣、c 商標、d 著作、智財；授予國家分成 a 中華民國、b 美國、c 歐洲、d 其他

【H 技術報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
利用異相觸媒及高級氧化技術降解除污廢液中有機成份效能研究	李豐穎	2010	核能研究所
016 館分析線鉛室除污(拆除)---廢棄物檢測與分類作業程序書	李文章、張堂森、 徐穩成、吳江纘、 李映園、李中新	2010	核能研究所
整桶表面劑量監測系統操作程序書	劉懋鑫、林國楨、 林崇智、邱淑鈴	2010	核能研究所
066 館低微污染廢土地下暫存設施積水肇因分析與改善探討	張國威、謝禎倫、 蔡光福	2010	核能研究所
赴瑞典參加 OECD NEA 核設施除役合作計畫(CPD)第 48 屆技術諮詢組(TAG)會議	陳鴻斌	2010	核能研究所
石墨除役一處理、回收、處置與安全相關議題	黃君平、廖浩然	2010	核能研究所
參加全球核能婦女會 2010 年會及參訪韓國核能及重工業設施	武及蘭、羅彩月	2010	核能研究所
012 館除污設備操作程序書-固化系統	林國明、陶鈞德、 吳明興、鍾人傑	2010	核能研究所
混凝土塊外釋作業程序書	楊崇伍、武及蘭、 王正忠	2010	核能研究所
機械除污噴砂研磨設備操作程序書	甘金相	2010	核能研究所
SmartPlant3D 系統架構與安裝	帥如傑、黃培祥	2010	核能研究所
TRR 燃料池廢樹脂整體處理程序規劃	張國源、黃君平	2010	核能研究所
核廢棄物桶檢測程序之貯存桶上下棧板之作業方法	潘本立、曹國浩、 蕭憲明	2010	核能研究所

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
TRR 爐內中央實驗管取樣作業程序書	李凌霄	2010	核能研究所
能譜熱點程式	林崇智、劉懋鑫、林國楨	2010	核能研究所
移動式活度量測系統 (ISOCART) 標準作業程序書	邱鎧盛	2010	核能研究所
移動式活度量測系統 (ISOCART) 校正程序書	邱鎧盛	2010	核能研究所
ORTEC® Alpha Vision 5.5 阿伐能譜分析軟體中文操作手冊	蔡翠玲、黃君平、魏華洲、門立中	2010	核能研究所
鋼系金屬分析方法建立	莊禮璟、廖啓宏、鍾人傑	2010	核能研究所
TRR 爐內組件劑量率評估與分析	陳怡昌、李崙暉	2010	核能研究所
016 館超鈾污染廢液管線拆除 ---廢棄物檢測與分類作業程序書	李文章、張堂森、李中新	2010	核能研究所
016 館超鈾污染廢液管線 --拆除作業程序書	李中新、吳江纘、李映園、林春生、李文章、蔡振鐸	2010	核能研究所
016 館超鈾污染廢液管線拆除 --輻射防護作業程序書	李中新、張堂森、李文章	2010	核能研究所
污染廢銅熔鑄作業程序書	陳勝裕	2010	核能研究所
TRR 爐體金屬組件之切割方法研究	黃培祥、李崙暉、黃志中	2010	核能研究所
TRR 燃料池池壁污染調查與研究	廖浩然	2010	核能研究所
核一廠燃料匣鎖緊螺栓受損斷離螺帽試樣運送計畫書	呂文豐、張承漢	2010	核能研究所
參加第十屆兩岸核能技術交流研討會	陳鴻斌	2010	核能研究所

【J 技術移轉表】

技術名稱	類別	授權單位	被授權廠商或機構	權利金(千元)	合約有效起-迄期間 (YYYY MM)
放射性濕性廢棄物高效率處理技術	c	核能研究所	南寧工程股份有限公司	6,000	2009/9/19-2010/7/31

註：類別分成 a 先期技術移轉、b 軟體授權、c 技術移轉、d 新技術/新品種引進數

【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)
高效率固化劑銷售	台電核二、三廠	c	1,370
放射性廢棄物接收處理服務	全國各業界	a, c	7,000

技術服務名稱	服務對象名稱	服務對象類別	服務收入(千元)
放射性廢棄物固化流程控制計畫之驗證技術服務	台電龍門電廠	c	8,400
引進國外先進低放射性廢棄物處理技術可行方案評估	台電後端處	c	5,130
廢粒狀離子交換樹脂濕式氧化暨高效率固化系統	台電核二廠	c	35,100

註：服務對象類別分成 a 國內廠商、b 國外廠商、c 其他

附錄二、佐證照片圖表

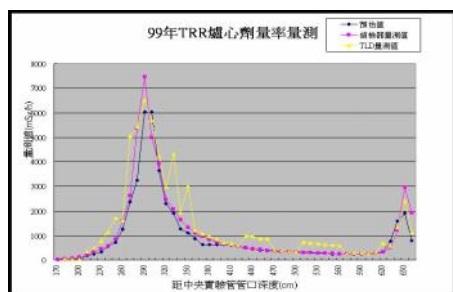
一、研究用反應器拆除技術研究



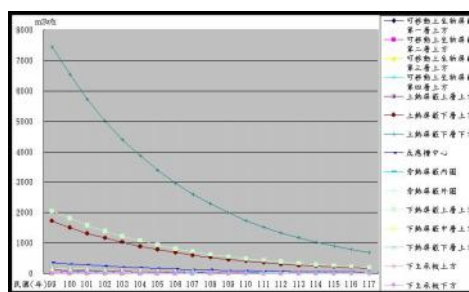
圖一、TRR 爐體偵檢器量測作業



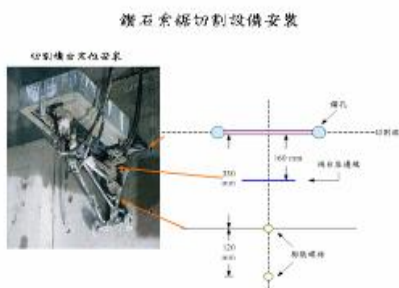
圖二、TRR 爐體取樣作業



圖三、爐內輻射劑量率預估值與量測值比較



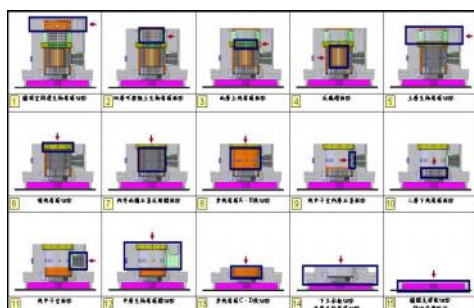
圖四、爐內輻射劑量率預估衰減圖



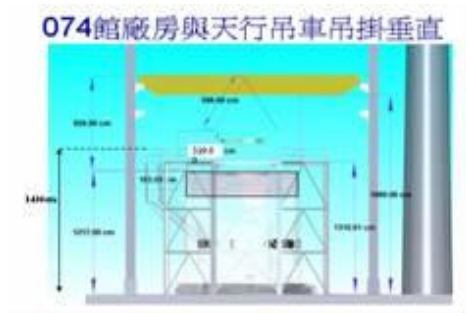
圖五、鑽石索鋸切割設備研究



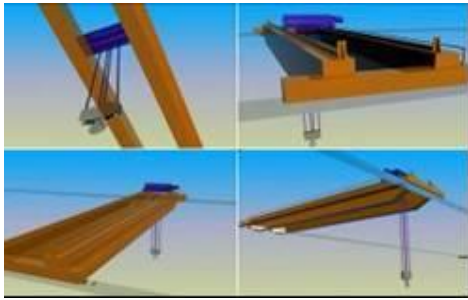
圖六、金屬切割機具設備評估研究



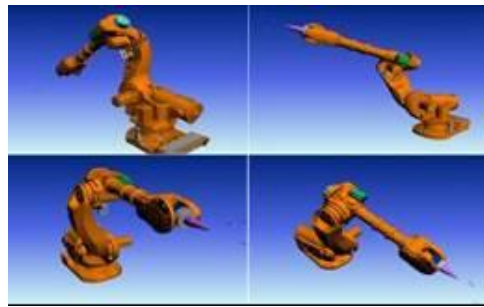
圖七、爐體拆除程序



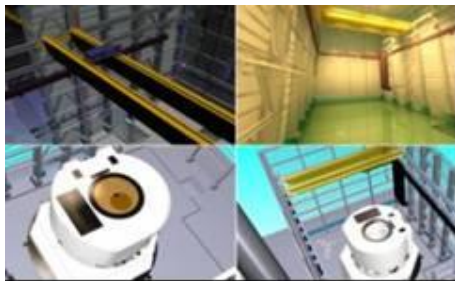
圖八、拆除作業吊運空間高度評估



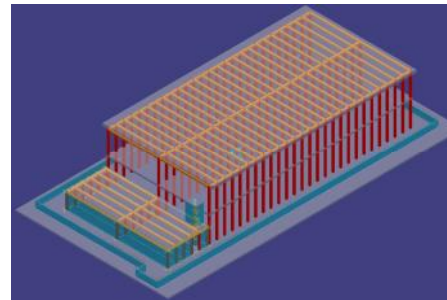
圖九、廠房吊車動態模型



圖十、機械手臂動態示意模型



圖十一、拆除工法概念數位模擬



圖十二、3D 工程設計(核二廠二號廢棄物貯存庫)

二、高活度污染設施處理技術研究



廢樹脂罐內取出作業



廢樹脂抽至清洗過濾箱



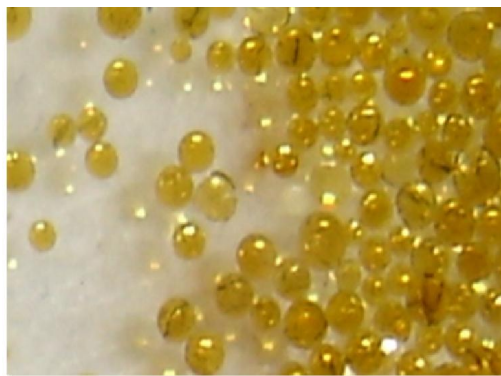
廢樹脂超音波清洗



廢樹脂高壓沖洗

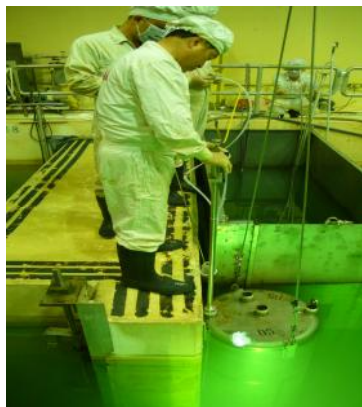


廢樹脂清洗完排水作業



廢樹脂物理脫除後之狀態

圖一、 α 污染廢樹脂污染型態鑑定研究與清洗技術



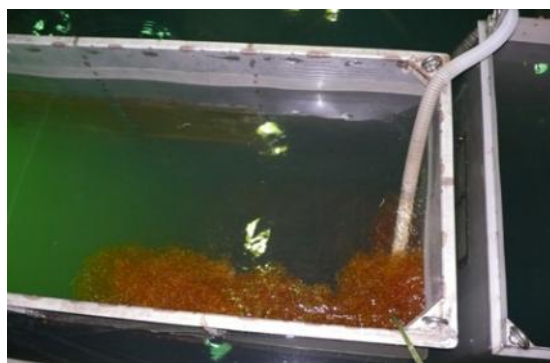
廢樹脂取樣作業



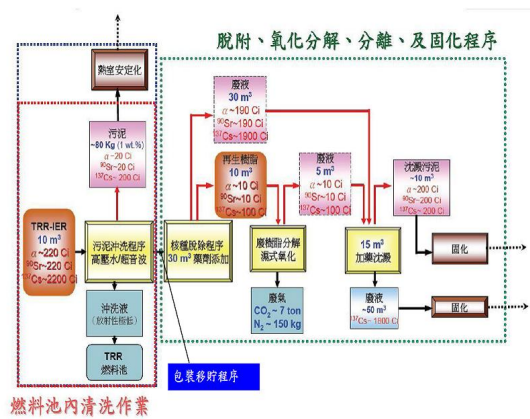
廢樹脂倒出作業



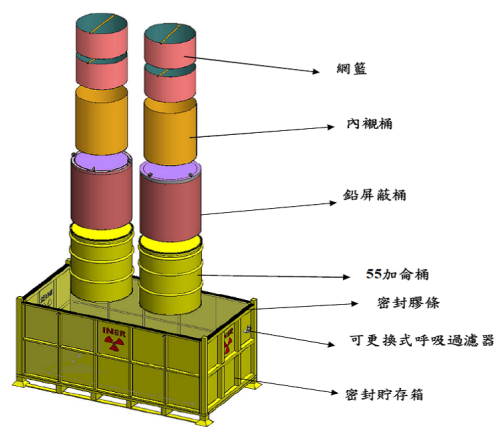
廢樹脂罐頂閥件拆除作業



廢樹脂泵送暫貯作業



廢樹脂整體處理程序規劃



廢樹脂包裝程序規劃

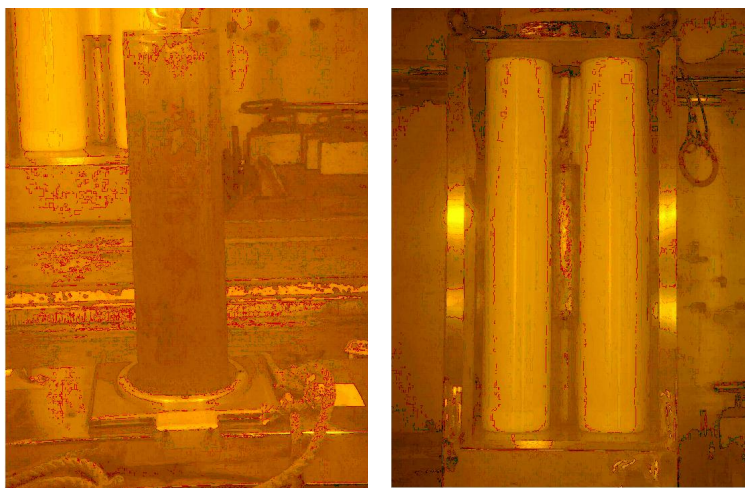
圖二、廢樹脂燃料池處理作業及整體規劃

三、熱室核燃料安定化技術研究表一、TRR 燃料棒熱室安定化處理總進度

燃料類型	待處理數量(支)	已運至熱室數量(支)	已安定化處理數量(支)	完成銲接封罐數量(組)	完成運送貯存數量(組)
用過燃料 SFC	12	11 (5)	8 (4)	6 (4)	6 (4)
用過燃料 LFC	23	12 (4)	10 (5)		
Test rod	2	0	0		
Th rod	2	0	0		

()括弧內數字表示今年(99 年)執行數量

表一、TRR 燃料棒熱室安定化處理總進度



圖一、熱室內 TRR 用過核燃料之 BPPC 中子測量系統
(左圖:LANL 裝置 右圖:清華大學裝置)

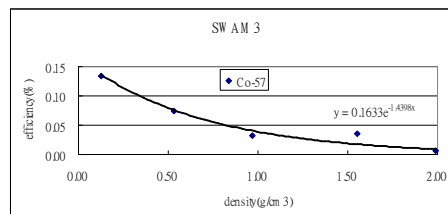
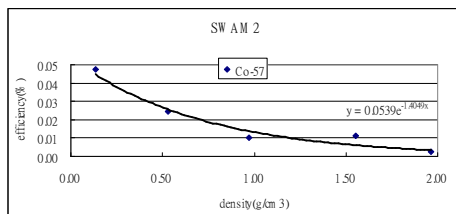
四、解除管制量測驗證技術與儀器研發推廣



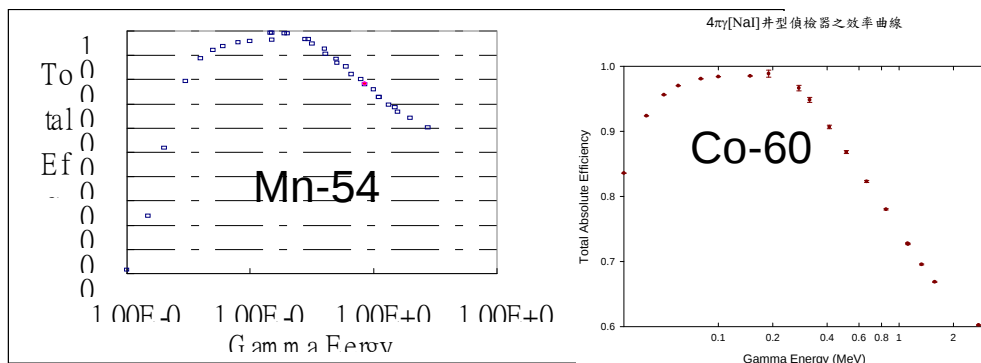
圖一、五種密度 16 支棒狀桶型校正假體

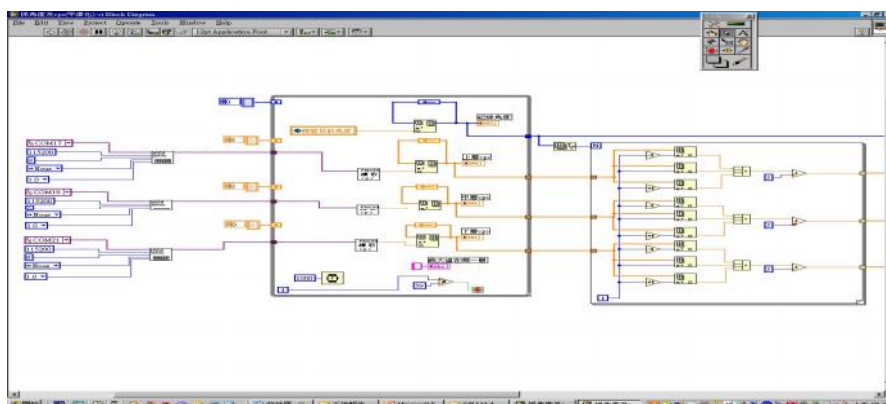


圖二、五種密度 9 支棒狀桶型校正假體

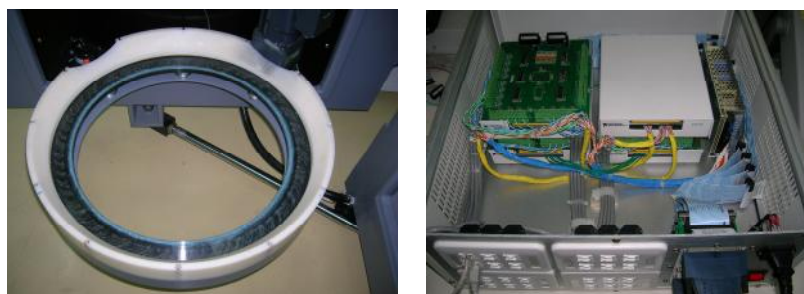


圖三、SWAM2 與 SWAM3 系統棒狀體射源之效率比較

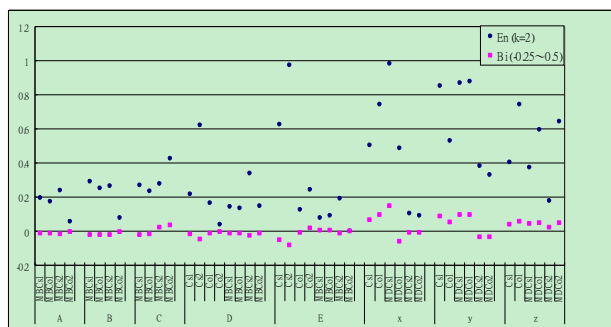
圖四、4 π NaI(Tl)井型偵檢器系統與效率校正曲線修正用鋁合金盛器套套件圖五、4 π NaI(Tl)井型偵檢器系統點射源活度校正之初步評估結果與標準參考值一致



圖六、熱點判別自動旋轉到位連動程式設計

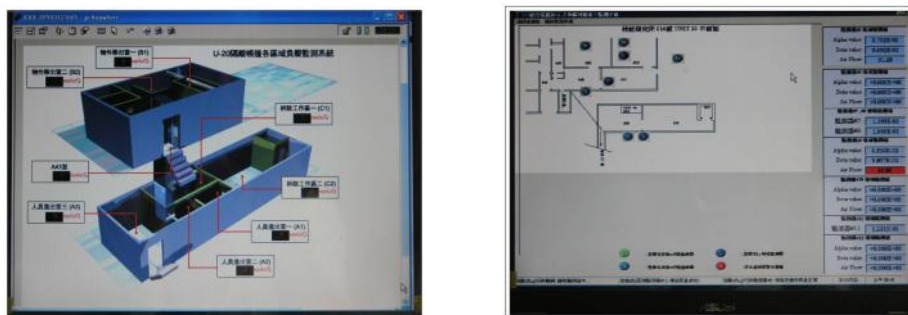


圖七、具旋轉台設計之桶輻射活度檢測裝置及雙用途之偵測計數量測系統模組設計



圖八、99 年解除管制能力試驗說明會及總結研討會

五、016 館超鈾儲存設施廢棄清理整建技術發展



圖一、隔離操作間負壓(左)及輻射防護(右)系統監控



圖二、A55 室管線切割作業



圖三、A43 室 TRU 廢棄物吊掛作業



圖四、TRU 廢棄物傳送、包裹作業

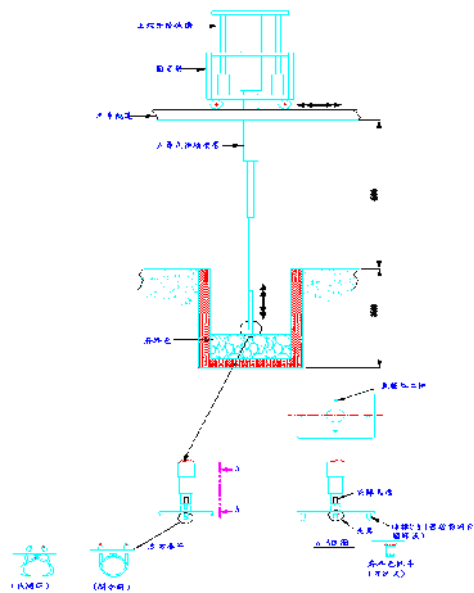
六、高活度廢棄物檢整分類與再包裝技術建立



圖一、地下庫週邊設備重新整頓：廢棄射源夾取傳送系統、遙測式高輻射核種分析系統



圖二、015D 地下庫避雷系統改善及突波吸收器安裝



圖三、天車遙控多節式伸縮套管附載之廢棄物包件夾具

圖三、天車遙控多節式伸縮套管附載之廢棄物包件夾具

七、Mo-99 程序廢液處理技術研究與應用



圖一、Mo-99 廢液處理設備

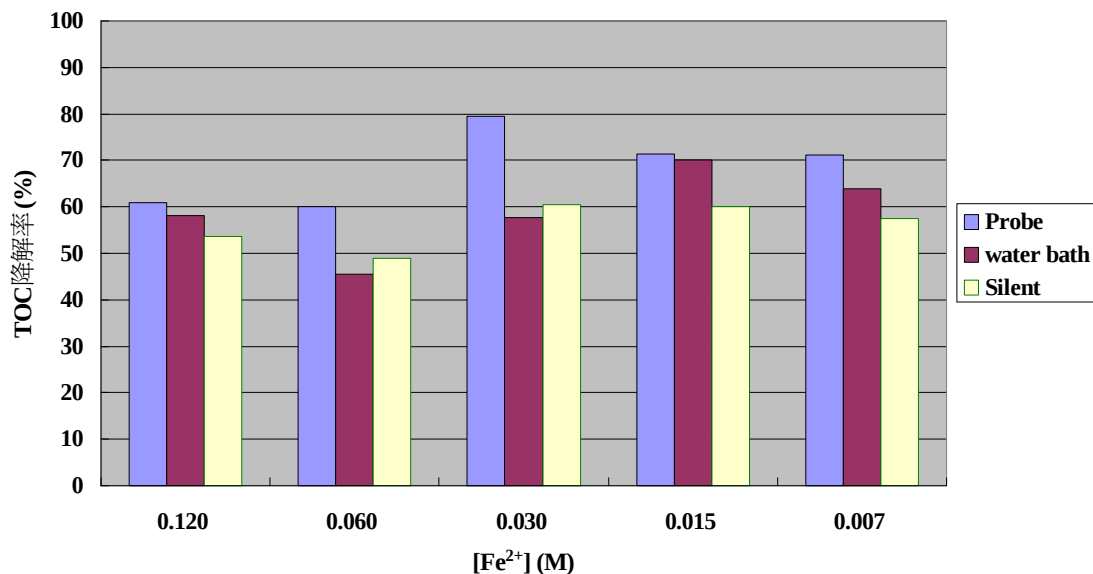


圖二、Cs 核種(左)及 Sr 核種(右)吸附設備



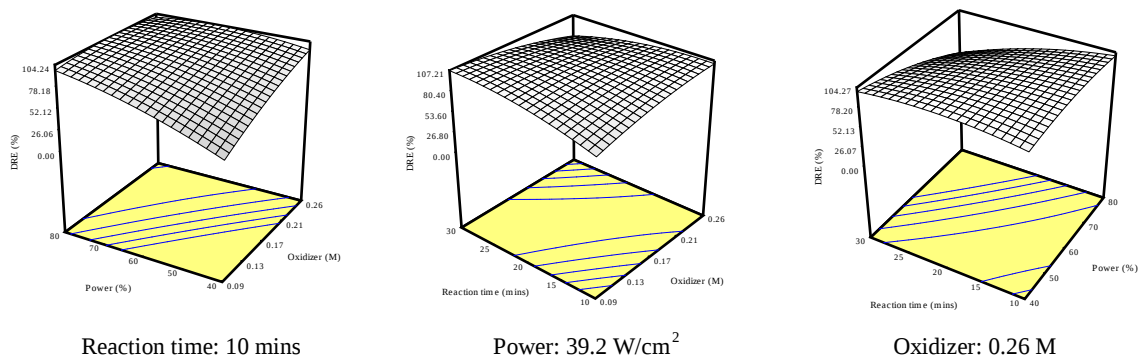
圖三、廢液經中和反應後過濾而得之濾餅

八、小產源放射性有機廢液處理技術之研發與應用



模擬廢液體積：200 mL; TOC起始濃度：150 ppm; 反應時間：1 hour; H_2O_2 (50 wt%)用量：20 mL

圖一、超音波輔助 Fenton 法降解模擬有機廢液實驗



- 由 ANOVA 統計表得知，在處理低濃度廢液的情況下，氧化劑濃度並非主要的影響因素，較為顯著的變因為反應時間及超音波功率。
- 利用反應曲面實驗設計法(RSM)回歸得到之最佳之實驗條件為：降解劑濃度 0.26 M、超音波輸出功率 48.8 W/cm²、反應時間 20.5 分鐘，其降解率可達 99.99%。
- 由實驗結果可得：1 g 之降解劑可處理 9.375 mg 之總有機碳。

圖二、熱催化降解劑法處理模擬有機廢液實驗



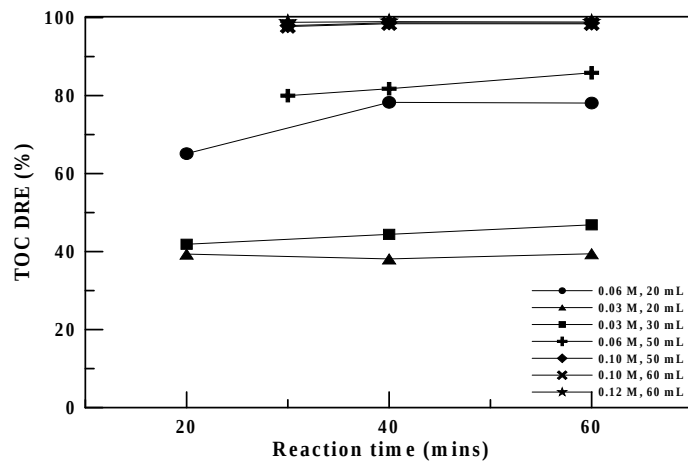
COD 37600 ppm
TOC 11520 ppm



H₂O₂ 進樣



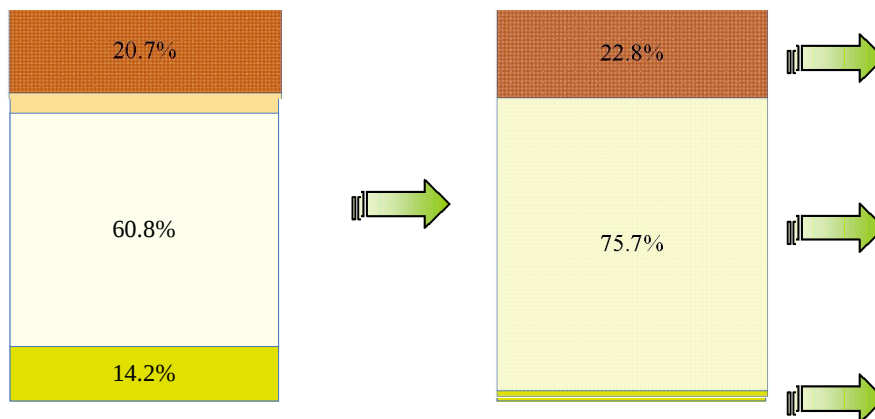
Temp. = 90~ 100 °C



圖三、濕式氧化法處理放射性有機廢液之中間層

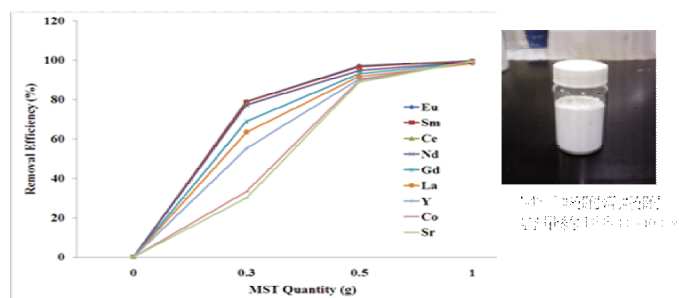
廢液升溫破壞乳化後將分為三層，經分離後再個別處理：

- 有機層(上層，約佔 22.8%):利用焚化爐直接焚化處理
- 水層(中間層，約佔 75.7%):利用費頓濕式氧化方法處理
- 膠狀有機層(下層，約佔 1.5%):利用焚化爐直接焚化處理

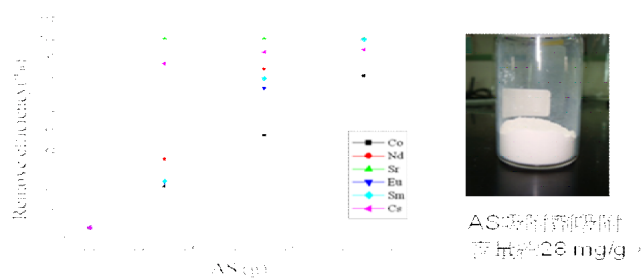


圖四、小產源放射性有機廢液處理策略

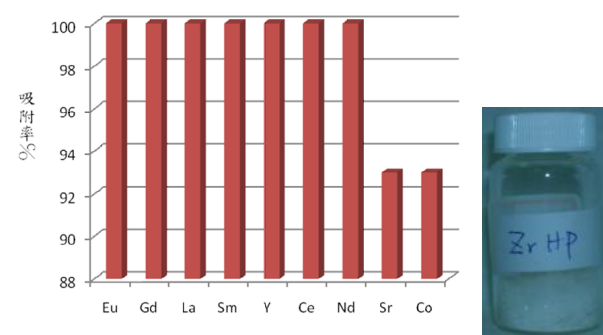
九、功能性複合奈米吸附材料開發與應用於含鑷鈣系元素放射性廢液處理研究



圖一、鑷鈣系廢液以自製 MST 吸附劑吸附結果



圖二、鑷鈣系廢液以自製 AS 吸附劑吸附結果



圖三、鑷鈣系廢液以自製 ZrHP 吸附劑吸附結果



圖四、吸附裝置設計及製作

十、建立污染廢銅熔鑄實務技術



圖一、由污染金屬廢棄物中篩選、分離所取得待熔鑄測試之廢銅備料



圖二、熔銅用石墨坩堝爐體築爐作業



圖三、放射性污染廢銅熔鑄作業及熔鑄後銅錠

附錄三、99 年度期末審查意見回覆

核能研究所 99 年度科技計畫(期末)成果效益報告審查委員意見及回復表

計畫名稱：核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用	
審查單位：核能研究所 (A)	
審 查 委 員 意 見	回 復 說 明
1.本分支計畫為四年期程之最後一年，建議於第 I 部分應就四年之整體成果作一概述，以展現計劃全程績效。	遵照意見補上四年之整體成果概述。
2.至 12 月 22 日經常門執行率達 93%、資本門達 99.28%，執行成效優異。	謝謝肯定。經統計至年底預算執行情形，經常門執行率達 99.77%、資本門達 99.9%，總經費執行率達 99.84%。
3.請於績效指標初級產出與效益表 (PAGE 16、17)之績效指標增列預定目標值。	遵照辦理。
4.PAGE 18(三)-(六)均屬技術研討而非學術成就，建議移至社會影響或其他效益說明。本部份則可就發表之論文加強闡述。	遵照意見調修及闡述發表之論文。
5.PAGE 19-20 技術創新部份亦請檢討確有技術創新事項，如可就專利申請部分成果加以說明，至於僅敘述作業規劃部分則可刪除。	遵照意見調修。
6.PAGE 25-27 建議說明新分支計畫之概略規劃及與原計畫之關連性。另 27 頁第三部份非原分支計畫之執行項目，是否為新分支之規劃？若亦非屬新分支計畫之規劃內容，則請刪除。	遵照意見補充說明新分支計畫之概略規劃及與原計畫之關連性。第三部分則屬新分支計畫之規劃內容。

核能研究所 99 年度科技計畫(期末)成果效益報告審查委員意見及回覆表

計畫名稱：核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用	
審查單位：核能研究所 (B)	
審查委員意見	回覆說明
1.計畫目標合理達成，預算支用達成度良好。	謝謝肯定。經統計至年底預算執行情形，經常門執行率達 99.77%、資本門達 99.9%，總經費執行率達 99.84%。
2.計畫研究論文選題方向良好，涵蓋技術層面有相當水準。	謝謝鼓勵與肯定。
3.產生之專利其效益潛力宜再加評估，一般而言，材料或製程效益較高，量測方法、佈置、設計等效益不易達成，本計畫多項專利之效益性分析宜更詳實。	遵照意見補充專利之效益性分析。
4.年度內授權金及技服收入皆表現水準以上，但近、中程的規劃未見具體。	謝謝肯定。在技推相關工作重點未來 3-5 年將著重於已簽約案之執行，包括核電廠廢樹脂安定化系統、混凝土處置容器研製及 CRB 減容作業等案件，確保如期如質履約。
5.研發之偵檢量測系統在推廣應用方面，期盼能創造佳績。	謝謝鼓勵。