

111 年度政府科技發展計畫 績效報告書

計畫名稱：強化核能電廠除役管制技術及環境輻射
之研究(4/4)

執行期間：

全程：自 108 年 1 月 1 日至 111 年 12 月 31 日止

本期：自 111 年 1 月 1 日至 111 年 12 月 31 日止

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：行政院原子能委員會綜合計畫處

目錄

【111 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表】	1
第一部分	6
壹、目標與架構 (系統填寫)	7
一、總目標及其達成情形	7
二、架構	14
三、細部計畫與執行摘要	17
貳、經費執行情形	28
一、經資門經費表	28
二、經費支用說明	28
三、經費實際支用與原規劃差異說明	31
第二部分	32
壹、成果之價值與貢獻度	33
貳、檢討與展望	37
參、其他補充資料	39
一、跨部會協調或與相關計畫之配合	39
二、大型科學儀器使用效益說明	39
三、其他補充說明(計畫成果完整說明)	39
附表、佐證資料表	90

【111年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	110-2001-04-17-01					
計畫名稱	強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究					
主管機關	行政院原子能委員會					
執行單位	行政院原子能委員會(綜合計畫處、核能管制處、輻射防護處) 行政院原子能委員會核能研究所 行政院原子能委員會輻射偵測中心					
計畫主持人	姓名	陳志平	職稱	副處長		
	服務機關	行政院原子能委員會				
	電話	02-2232-2041	電子郵件	cpchen@aec.gov.tw		
計畫類別	<input type="checkbox"/> 政策計畫 <input checked="" type="checkbox"/> 一般計畫					
重點政策項目	<input type="checkbox"/> 亞洲·矽谷 <input type="checkbox"/> 智慧機械 <input type="checkbox"/> 綠能產業 <input type="checkbox"/> 生技醫藥 <input type="checkbox"/> 國防產業(資安、微衛星) <input type="checkbox"/> 新農業 <input type="checkbox"/> 循環經濟圈 <input type="checkbox"/> 晶片設計與半導體前瞻科技 <input type="checkbox"/> 數位經濟與服務業科技創新 <input type="checkbox"/> 文化創意產業科技創新 <input type="checkbox"/> 其他					
前瞻項目	<input type="checkbox"/> 綠能建設 <input type="checkbox"/> 數位建設 <input type="checkbox"/> 人才培育促進就業之建設					
計畫群組及比重	生命科技___% 環境科技 <u>36%</u> 數位科技___% 工程科技 <u>47%</u> 人文社會 ___% 科技創新 <u>17%</u>					
執行期間	111年1月1日至111年12月31日					
全程期間	108年1月1日至111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)	
	108	37,218			44.5	
	109	34,909			38.4	
	110	28,118			31.5	
	111	26,142			31.5	
	合計	126,387			146	
	111 年度	經費項目		預算數(千元)	決算數 (千元)	執行率(%)
		經常 門	人事費	0	0	0
材料費			2,000	1,925	96.25	
其他經常支出			22,714	21,210	93.38	

			小計	24,714	23,135	93.61
	資本門	土地建築	0	0	0	0
		儀器設備	2,900	2,900	100	100
		其他資本支出	107	107	100	100
		小計	3,007	3,007	100	100
		經費合計	27,721	26,142	94.30	
政策依據	<ul style="list-style-type: none"> • NSTP-20210403030000：國家科學技術發展計畫(民國 110 年至 113 年) 4-3-3.核能除役邁向綠色社會 • EYGUID-01100515000000：行政院 110 年度施政方針 十五、嚴密監督核電廠運轉與除役作業及核廢料管理，持續推動公眾參與及資訊透明，厚實輻安管制、環境輻射偵測及災害防救能量；拓展原子能技術跨領域應用，研發能源及核後端產業關鍵技術。 					
本計畫在機關施政項目之定位及功能	<p>一、持續加強與歐、美、日原子能事務國際合作，積極拓展合作空間及夥伴，推廣原子能科學教育及媒體傳播，促進國人科技認知及興趣，借鏡國際原子能科技發展趨勢，建立國內原子能科技民生應用重要技術。</p> <p>二、核電廠屆期除役是目前既定政策，計畫所發展核電廠除役所涉電廠安全分析、輻射劑量評估，將有助未來原能會管制核電廠除役所涉相關安全評估及技術支援，確保核電廠除役安全品質。</p> <p>三、善用現有環境輻射偵測技術及經驗，結合國家海洋研究團隊及政府各部會現有資源，啟動臺灣海域海水輻射監測及重點魚場之海生物產品輻射調查，並強化環境輻射監測能量，另重新評估國民輻射劑量，作為環境輻射監測之參考。</p>					
計畫摘要	<p>細部計畫一：國際合作及技術交流</p> <p>1-1 核電廠除役之國際合作與交流</p> <p>1-2 國際原子能法規及趨勢之研究</p> <p>細部計畫二：核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究</p> <p>2-1 除役作業場所輻射分析之審查技術研究</p> <p>2-2 精進除役期間輻射管制技術之研究</p> <p>2-3 除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練</p> <p>細部計畫三：核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究</p> <p>3-1 除污策略和技術彙整及過渡期電廠安全分析</p> <p>3-2 地下水防護管制特性研析</p> <p>細部計畫四：海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估</p> <p>4-1 海陸域環境輻射調查</p>					

4-2 國民輻射劑量評估			
計畫目標與預期 關鍵成果之達成 情形	原設定	計畫目標 1 支援核電廠除役管制	預期關鍵成果 1 透過國際經驗及案例探討，提供原能會採納實施管制建議 2 件
		計畫目標 2 健全國土輻射資料庫	預期關鍵成果 1 完成海域樣品 240 件放射性含量分析及國民輻射劑量評估。
	達成情形 請依原設定進行達成情形之說明	計畫目標 1 支援核電廠除役管制	達成情形 1 透過國際經驗及案例探討，提供原能會採納參考管制建議 3 件。 一、完成除役廢棄物離廠偵測國際規範研析與進行核電廠除役獨立驗證機構管理機制研究，以供原能會審查廢棄物離廠作業方案之參考。 二、執行雷射相關除污實驗、驗證剝蝕成效、分析試片表面與結構變化；探討混凝土表面除污之技術並選取相應技術所考量之因子；進行電化學除污條件測試及試片分析研析評估不同材料的除污特性等，做為原

			<p>能會審查與管制的重要參考。</p> <p>三、探討核二廠除役期間廠址地下水防護管制特性，提出地下水防護管制方案精進之管制建議，做為原能會審查與管制的重要參考。</p>
		<p>計畫目標 2</p> <p>健全國土輻射資料庫</p>	<p>達成情形 1</p> <p>完成海域樣品 378 件，分析結果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。</p>
<p>計畫效益與重大突破</p>	<p>一、辦理台美、台日交流會議，深化雙方原子能事務合作關係；因應全球低軌道通訊衛星趨勢，研蒐國際電子元件抗輻射測試技術，並先期完成國內太陽電池及晶片質子照射實驗及驗證環境。</p> <p>二、針對除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案，從管制規範、實務經驗、以及健康、環境與社會經濟影響等面向進行剖析，藉此研析核設施材料解除管制上可能面臨的挑戰，並提出國內可採行的建議做法；研析國際獨立驗證機構，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源、設備需求與執行案例等，以提供原能會建立我國核電廠除役獨立驗證機構管理機制之參考；研析 ANSI/HPS N13.12-2013 及 IAEADS-500 等有關表面污染容許量標準之訂定原則之相關文獻，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術；協助原能會進行除役輻射偵檢與廠址調查及輻射檢測驗證等教育訓練。</p> <p>三、執行雷射相關除污實驗、驗證剝蝕成效、分析試片表面與結構變化；探討混凝土表面除污之技術並選取相應技術所考量之因子；進行電化學除污條件測試及試片分析研析評估不同材料的除污特性；執行國內除役核電廠用過燃料棒衰變熱計算與研析，並比較不同評估模式；蒐集並研析美國核電廠實務上進行除役輻射偵檢作業相關之產出，另提出核二廠除役期間地下水傳輸模式與防護監測方案。</p>		

	<p>四、完成海域樣品 378 件放射性分析，調查結果顯示臺灣海域環境無輻射安全之疑慮，海漁產品也無食安之疑慮；完成整體國民輻射劑量評估，包含天然背景輻射、醫療輻射、消費性產品、職業曝露、產業活動等 5 類，總計年有效劑量為 4.481 毫西弗。</p>			
<p>遭遇困難與 因應對策</p>	<p>一、辦理國際會議因新冠肺炎疫情影響，改以視訊方式或延後辦理，惟仍持續與美、日、法維持良好互動及聯繫。</p> <p>二、為國內發展低軌道衛星抗輻射電子元件技術，原能會雖已整合核研所、台大、清大共同研究，針對太陽電池、晶片設計及製程技術進行抗輻射技術開發，國內對於高能粒子加速器設施進行太空輻射效應驗證資源相當有限，未來將積極強化與國內加速器設施機構及國家太空中心合作，以建構良好抗輻射電子元件研發及輻射驗證環境。</p> <p>三、整體國民輻射劑量評估計畫中，醫療輻射劑量評估受限 110 年 5 月國內新冠肺炎疫情爆發，實地採樣調查作業受到影響，壓縮到計算劑量與分析統整數據的時間，後已循行政程序計畫變更，並順利於 111 年 6 月完成劑量計算與數據統整分析。</p>			
<p>後續精進措施</p>	<p>一、國際合作部分，因應國際疫情趨緩，除基於疫情期間建立視訊交流方式，亦將逐步強化與各國實體會議交流，維持良好互動。</p> <p>二、核電廠除役管制技術研究部分，持續除污技術的精進研究，強化物件可以進行二次使用或是更經濟的處置，並提出核三廠除役階段地下水之防護監測方案，強化除役期間殘餘污染輻射量測驗技術研究，以及研擬獨立驗證機構認可管理辦法（草案），以因應原能會後續核電廠除役管制業務所需。</p> <p>三、海域輻射調查部分，持續參考歷年調查結果及鄰近國家海域監測方法，滾動檢討臺灣海域未來監測策略，包含取樣位置、種類、頻率及監測核種，並以開放資料方式供各界利用；國民輻射劑量調查部分，彙整國民輻射劑量各分類評估調查結果，規劃整體國民輻射劑量評估結果的資訊公開方式。</p>			
<p>計畫連絡人</p>	<p>姓名</p>	<p>何承軒</p>	<p>職稱</p>	<p>技士</p>
	<p>服務機關</p>	<p>行政院原子能委員會</p>		
	<p>電話</p>	<p>02-2232-2082</p>	<p>電子郵件</p>	<p>chhe@acc.gov.tw</p>

第一部分

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

壹、目標與架構 (系統填寫)

一、總目標及其達成情形

1. 全程總目標：借鏡國際核電廠除役經驗，拓展我國原子能國際合作空間；強化核電廠除役管制技術及平行驗證能力，確保除役作業安全無虞，引領國內智慧機械產業跨足輻射應用領域。完善環境輻射資料庫，更新國民輻射劑量基準，輔助政府施政及決策。
2. 分年目標與達成情形：請填寫為達成上述計畫總目標，各年度計畫分年目標及其達成情形。

年度	分年目標*	達成情形 [§]
第一年 強化國際 經驗交流	參與國際核電廠除役相關會議及交流，研析原子能事務國際情勢。	辦理「2019 台美民用核能合作會議」，與美方就核電廠除役、核廢料管制經驗、研究成果及未來合作方向進行交流研商。研析國際原子能總署 TECDOC-1835 文件，提出避免技術支援組織利益衝突之外部資訊透明原則及內部自律規範等建議，作為原能會組織改造推動參考。
第二年 強化國際 經驗交流	邀請國際專家訪臺並進行核電廠除役經驗交流；依據國際原子能科技發展趨勢，提出研發策略。	因應新冠肺炎疫情影響，改透過視訊辦理「第6屆台日核能管制資訊交流會議」，與日方交流核電廠相關管制資訊，亦就疫情下管制因應對策交換意見；研析國際原子能總署近年推廣原子能跨國

		計畫趨勢，對照國內產業發展需求，提出合於國情之原子能科技發展策略藍圖，作為原能會科研推動之參考。
第三年 強化國際 經驗交流	擴大辦理核電廠除役相關國際會議，分享我國核電廠除役經驗；評估國內產業發展趨勢，釐清具潛力之原子能技術發展方向。	受限新冠肺炎疫情影响持續，原訂台法交流會議未能如期召開，至台美、台日交流會議改以視訊方式辦理；因應全球低軌道通訊衛星趨勢，完成「太空用的積體電路」及「抗輻射之電池製程」專利分析，並提出其技術布局策略及輻射效應地面測試所需設施環境。
第四年 強化國際 經驗交流	配合各項防疫措施，持續與美、日、法維持良好互動及交流；整合國內學研機構研發能量，擬訂下階段原子能科技發展具體方案，並建立先期合作模式及技術能量。	如期召開台美合作會議、台日交流會議以視訊方式辦理，台法交流會議因疫情影响未能如期召開。已整合核研所、台大、清大規劃未來4年「衛星元件開發及輻射驗證環境建構」計畫，並建立先期電子元件抗輻射技術及輻射驗證環境。
第一年 輻射劑量 合理抑低	研析國際核電廠除役場所輻射分析調查技術、潛在風險及品質目標等，並提出輻射安全管理建議。	以國際 MARSSIM 及 MARSAME 調查程序為基礎，完成「核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢導則(及其審查導則)」及「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則與審查導則」草

		案，作為原能會未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考。
第二年 輻射劑量 合理抑低	研析國內核電廠除役之輻射分析、潛在風險及品質目標，並提出智慧載具整合方案。	完成除役階段危害鑑別與輻射防護措施需求方案研究，並建置遠端遙控輻射偵檢智慧載具。
第三年 輻射劑量 合理抑低	持續國內核電廠除役之輻射分析、潛在風險及品質目標探討，並強化輻射智慧載具之視覺技術及抗輻射能力研究。	完成國內核電廠除役常用輻射偵檢設備分析、數據品質目標(DQO)、數據品質評估(DQA)及統計方法適用性評估，並建立核一廠汽機廠房設備輻射評估模式，以及導入智慧載具空間輻射地圖建模及「目標優先模式」之路徑規劃方法，強化核電廠應用實務。
第四年 輻射劑量 合理抑低	著重拆除計畫所面臨之微量輻射劑量分析技術、潛在風險評估及合理抑低目標。	完成除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案研析、國際獨立驗證機構研析，及表面污染容許量標準研析，以建立國內核電廠除役相關之管制法規、技術規範及評估驗證技術。
第一年 除役作業 安全無虞	研析國際核電廠除役經驗，就國內除役管制提出建議；探討國際化學除污技術及標準，評估我國之適用性；建立過渡期電廠安全分析能力，強化核電廠除役	研析國際除役經驗，與我國現行管制法規比較後提出管制建議；蒐集國際標準化組織(ISO)、美國、俄羅斯、德國與日本所制定之除污標準，評估各項除污標準及技術用於我

	<p>期間安全分析與驗證技術。</p>	<p>國核電廠除役管制之適切性；建立過渡期電廠安全分析能力，透過暫態案例分析、靈敏度分析以及救援策略評估，探討影響除役期間用過燃料池安全之重要參數。</p>
<p>第二年 除役作業 安全無虞</p>	<p>研析國際除役流程、成本、民眾溝通等議題，提出管制建議；探討國際非化學除污技術優劣；執行核一廠除役期間嚴重事故下輻射源項分析與評估，提出除役階段核電廠廠址地下水相關之管制建議。</p>	<p>完成國際原子能總署及美國核電廠除役有關費用估算、安全規範、指引及技術報告等定期安全檢查資料比對分析；探討各國機械、熔融、電化學、泡沫、複合技術除污等方式，提出管制要項及建議；針對除役期間核一廠用過燃料池特定事件執行重要情境及關鍵參數分析與評估，探討美國核電廠數據品質評估實例，比較運轉與除役期間廠址地下水防護管制法規架構與導則文件涉及管制重要議題之差異性。</p>
<p>第三年 除役作業 安全無虞</p>	<p>評估對於管制作業執行之影響、分析封閉與開放系統所考慮的除污程序、建立核二廠除役過渡期間用過核燃料池之安全事件模擬能力，建立除役期間廠址高遷移率核種傳遞</p>	<p>完成各國核電廠除役金屬與混凝土表面雷射除污之技術應用、除役過程典型除污工作項目(封閉式系統與開放式系統)採取之除污技術和廢棄物管理、以及電化學分析技術應用於沸水式反應器</p>

	<p>至地下水之分析模型。</p>	<p>環境下不銹鋼表面之除污方法測試及評估；建立核二廠除役期間用過燃料池安全分析模式，探討核二廠護箱裝載池對喪失冷卻事故時序發展之影響；完成國內核一廠除役期間地下水傳輸模式與防護監測方案，並提出管制建議。</p>
<p>第四年 除役作業 安全無虞</p>	<p>研析國際上相關除污技術實務、用過燃料池安全分析、數據品質優化有助釐清核電廠除役管制重要議題及潛在危害；研析地下水特性可能之潛在危害因子，提出除役階段之管制建議。</p>	<p>執行雷射除污實驗、驗證剝蝕成效、分析試片表面與結構變化；探討應用於混凝土表面除污之技術、選取相應技術所考量之因子；進行電化學除污條件測試及試片分析研析評估不同材料的除污特性；執行國內除役核電廠用過燃料棒衰變熱計算與研析，並比較不同評估模式；蒐集並研析美國核電廠實務上進行除役輻射偵檢作業相關之產出及完成國內核二廠除役期間地下水傳輸模式與防護監測方案，並提出管制建議。</p>
<p>第一年 擴大海域 輻射調查</p>	<p>臺灣海域輻射監測建構作業：透過衛星歷史資料探討臺灣鄰近海域水團之季節性變化，並進行海水、海底沉積物、海生物採樣及放射</p>	<p>完成海水試樣 167 件、海生物試樣 178 件以及沉積物試樣 88 件，總計 433 件之取樣及放射性分析，研究成果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑</p>

	性核種分析。	慮。
第二年 擴大海域 輻射調查	持續臺灣海域輻射監測建構作業，洋流在臺灣鄰近海域持續海水、海底沉積物、海生物採樣及放射性核種分析。	完成海水試樣 312 件(含海水氚試樣 115 件)、海生物試樣 188 件以及沉積物試樣 83 件，總計 583 件之取樣及放射性分析。研究成果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。
第三年 擴大海域 輻射調查	持續臺灣海域輻射監測建構作業，完成台灣海域輻射污染來源漂流軌跡推估模擬，並持續維持重要海域主要點位之取樣監測，以監測大陸沿岸核電廠之異常排放與太平洋海域方面可能對臺灣海域的影響。	完成海水試樣 208 件、海生物試樣 250 件以及沉積物試樣 60 件，總計 518 件之取樣及放射性分析。研究成果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。
第四年 擴大海域 輻射調查	持續臺灣海域輻射監測建構作業，完成台灣海域輻射污染來源漂流軌跡推估模擬，並持續海域重要點位之取樣監測，以監測大陸沿岸核電廠之異常排放與太平洋海域方面可能對臺灣海域的影響。	完成海水試樣 55 件（包含銨-90 分析 5 件）、海生物試樣 301 件(包含銨-90 分析 46 件)以及沉積物試樣 22 件，總計 378 件之取樣及放射性分析。研究成果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。
第一年 建立國民 劑量基準	建立近五年食品飲水體內劑量及宇宙輻射劑量量測。進行室內外輻射劑量、醫療輻射、職業曝露與民生消費	對於氬氣劑量、地表與宇宙輻射體外劑量、食品體內劑量、消費產品抽菸劑量等已有初步評估結果；醫療劑量已取得健保資

	品輻射調查。	料庫開始規劃分析，並開始至各抽樣醫院進行現地劑量量測作業。
第二年 建立國民 劑量基準	完成食品飲水體內劑量及職業曝露評估。	完成吸菸與食品等體內劑量評估。完成近5年年「全國輻射工作人員劑量資料統計年報」職業曝露劑量評估。
第三年 建立國民 劑量基準	完成醫療輻射劑量、飛航輻射劑量及民眾關心之消費性產品輻射劑量評估。	醫療輻射劑量評估因於本土新冠肺炎疫情爆發影響醫療院所取樣調查工作，延至111年6月完成；另完成商用飛航輻射劑量評估約為0.012毫西弗/年，完成陶瓷耳環、貓砂、藍玉髓等物品所含微量天然放射性物質之活度濃度分析。
第四年 建立國民 劑量基準	完成國民輻射劑量調查報告與相關說明圖表。	完成整體國民輻射劑量評估，包含天然背景輻射、醫療輻射、消費性產品、職業曝露、產業活動等5類，總計年有效劑量為4.481毫西弗，及各類細分項之國民輻射劑量評估。

二、架構

細部計畫		主持人	執行機關	細部計畫目標	本年度效益、影響、重大突破
名稱	預算數/ (決算數) (千元)				
國際合作及技術交流	8,971/ (8,059)	陳志平	行政院原子能委員會	配合各項防疫措施，持續與美、日、法維持良好互動及交流；整合國內學研機構研發能量，擬訂下階段原子能科技發展具體方案，並建立先期合作模式及技術能量。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 透過台美民用核能合作會議、台日核安管制資訊交流會議之定期舉辦，除持續深化既有合作管道外，並透過管制經驗及技術研發等軟實力提升國際能見度，另為強化對日相關核安管制及福島含氫廢水排放資訊掌握，原能會已籌組觀察團分於1、4季赴日交流。 2. 因應國際低軌道通訊衛星趨勢，研蒐國際電子元件抗輻射測試技術，並先期完成國內太陽電池及晶片質子照射實驗及驗證環境。目前經1 MeV 質子照射後，太陽電池轉換效率可高於60%，並製作抗輻射比較器電路，實驗結果可有效防止太空游離輻射造成之單事件翻轉(SEU)，另製作抗輻射快閃記憶體，在1M rads 總游離劑量(TID)輻照後，元件仍保有73%的電荷保持

					力。
核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究	5,950/ (5,667)	蔡親賢	行政院原子能委員會 行政院原子能委員會核能研究所	著重拆除計畫所面臨之微量輻射劑量分析技術、潛在風險評估及合理抑低目標。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 針對除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案，從管制規範、實務經驗、以及健康、環境與社會經濟影響等面向進行剖析，藉此研析核設施材料解除管制上可能面臨的挑戰，並提出國內可採行的建議做法。 2. 研析國際獨立驗證機構，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源、設備需求與執行案例等，以提供原能會建立我國核電廠除役獨立驗證機構管理機制之參考。 3. 研析 ANSI/HPS N13.12-2013 及 IAEA DS-500 等，有關表面污染容許量標準之訂定原則之相關文獻，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。
核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究	5,900/ (5,656)	高 斌	行政院原子能委員會	研析國際上相關除污技術實務、用過燃料池安全分析、數據品質優化有助釐清核電廠除役管制重要議題及潛在危害；研析地下水特性潛在	<ol style="list-style-type: none"> 1. 執行雷射相關除污實驗、驗證剝蝕成效、分析試片表面與結構變化；探討應用於混凝土表面除污之技術、選取相應技術所考量之因子；進行電化學除污條件測試及試片分析研析評估

				<p>關鍵因子，提出除役階段之管制建議。</p>	<p>不同材料的除污特性；執行國內除役核電廠用過燃料棒衰變熱計算與研析，並比較不同評估模式；蒐集並研析美國核電廠實務上進行除役輻射偵檢作業相關之產出。</p> <p>2. 依據國際核電廠運轉與除役期間廠址地下水防護實務經驗，並檢視目前國內除役電廠地下水宿命傳輸模式以及防護監測方案，提出核二廠除役期間地下水傳輸模式與防護監測方案，提供原能會核電廠除役管制參考。</p>
海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估	6,900/ (6,760)	徐明德	行政院原子能委員會輻射偵測中心	<p>一、持續台灣海域輻射監測建構作業，完成台灣海域輻射污染來源漂流軌跡推估模擬，並持續維持重要海域主要點位之取樣監測，以監測大陸沿岸核電廠之異常排放與太平洋海域方面可能對台灣海域的影響。</p> <p>二、完成國民輻射劑量調查報告與相關說明圖表。</p>	<p>1. 完成海水試樣 55 件(包含鋇-90 分析 5 件)、海生物試樣 301 件(包含鋇-90 分析 46 件)以及沉積物試樣 22 件，總計 378 件之海域取樣及放射性分析。相關分析結果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。</p> <p>2. 完成整體國民輻射劑量評估，包含天然背景輻射(2.91 毫西弗)、醫療輻射(1.512 毫西弗)、消費性產品(0.058 毫西弗)、職業曝露(0.00118 毫西弗)、產業活動(0.000025 毫西弗)等五類，總計年有效劑量為 4.481 毫西弗。</p>

三、細部計畫與執行摘要

細部計畫 1	國際合作及技術交流	計畫性質	科技政策規劃與管理
主持人	陳志平	執行機關	行政院原子能委員會
細部計畫目標	配合各項防疫措施，持續與美、日、法維持良好互動及交流；整合國內學研機構研發能量，擬訂下階段原子能科技發展具體方案，並建立先期合作模式及技術能量。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	8,971 / 8,059 / 89.83%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	4 人年 / (4 人年)
其他資源投入	無		
主要工作項目	本年度重要成果		主要成果使用者/服務對象/合作對象
核電廠除役之國際合作與交流	<ol style="list-style-type: none"> 1. 台美民用核能合作會議業於 111 年 11 月 29 至 12 月 1 日舉行完畢，雙方於會中就核電廠營運管制、核電廠除役管制及技術研發、核廢棄物管制及管理技術研發、與緊急應變管理及民眾防護行動等議題進行經驗分享交流，並就來年雙方核能合作項目之規劃進行商討。 2. 第 8 屆台日核安管制資訊交流視訊會議業於 8 月 23 日舉行完畢，雙方除分享核電廠除役作業之管制現況外，日方亦將就福島第一核電廠核災含氫廢水排放之審查管制、監測作業等節向我方說明並交換意見，過程圓滿順利。 3. 因應日本政府福島核災含氫廢水海洋排放決策，已分於 111 年 3 月 23 至 27 日及 11 月 27 日至 12 月 1 日籌組專家觀察團赴日就相關議題進行交流，包含提出分享海洋監測數據、確認排 		原能會/國際組織/國際原子能總署、美國核管會、日本原子力規制委員會等國際機構

	<p>放符合安全標準以及公開審查資訊等 3 方面建議，並與「福島漁連」、「日本分析中心」以及「海洋生物環境研究所」等單位交流，實地了解東京電力福島第一核電廠含氚廢水排放相關設施與設備，有助於我國掌握本案相關核種分析、取樣監測等技術議題。</p> <p>4. 國際原子能總署(IAEA)公布「2021 年全球核子保防實施總結報告」(The Safeguards Statement for 2021)，我國連續第 16 年被宣告為「所有核物料均用於核能和平用途」國家之列，肯定我國確保國內所有核物料均用於核能和平用途之能力，有效提昇我國國際聲譽。</p>	
<p>國際原子能法規及趨勢之研究</p>	<p>1. 因應國際低軌道通訊衛星趨勢，研蒐國際電子元件抗輻射測試技術，並先期完成國內太陽電池及晶片質子照射實驗及驗證環境。目前經 1 MeV 質子照射後，太陽電池轉換效率可高於 60%，並製作抗輻射比較器電路，實驗結果可有效防止太空游離輻射造成之單事件翻轉(SEU)，另製作抗輻射快閃記憶體，在 1M rads 總游離劑量(TID)輻照後，元件仍保有 73%的電荷保持力。</p> <p>2. 為提升全民原子能科學素養，分於 2 月 25 至 28 日、7 月 15 至 18 日假台北華山 1914 文化創意產業園，以及 12 月 10 至 11 日假高雄文化中心圓形廣場舉辦共 3 場科普展，讓參加民眾認識原子能科學知識及安全管制資訊。</p>	<p>原能會/國內學研機構、一般民眾/核能研究所、臺灣大學、清華大學</p>
主要績效指標 KPI 達成情形		
<p>原規劃</p>	<p>發表論文 2 篇 培育及延攬人才 6 人</p>	<p>達成情形 發表論文 4 篇 培育及延攬人才 14 人</p>

	辦理技術活動 2 場		辦理技術活動 5 場
補充說明	1. 發表國外重要期刊 2 篇、國內及國際研討會論文各 1 篇，合計 4 篇論文。 2. 培育電子元件輻射效應相關人才 14 人，其中博士 3 名，碩士 10 名，學士 1 名。 3. 辦理台美、台日交流會議各 1 場，科普策展 3 場，合計 5 場技術活動。		
本年度效益、影響、重大突破			
1. 透過台美民用核能合作會議、台日核安管制資訊交流視訊會議之定期舉辦，除持續深化既有合作管道外，並透過管制經驗及技術研發等軟實力提升國際能見度，另為強化對日相關核安管制及福島含氫廢水排放資訊掌握，原能會已籌組觀察團分於 1、4 季赴日交流。 2. 因應國際低軌道通訊衛星趨勢，研蒐國際電子元件抗輻射測試技術，並先期完成國內太陽電池及晶片質子照射實驗及及驗證環境。目前經 1 MeV 質子照射後，太陽電池轉換效率可高於 60%，並製作抗輻射比較器電路，實驗結果可有效防止太空游離輻射造成之單事件翻轉(SEU)，另製作抗輻射快閃記憶體，在 1M rads 總游離劑量(TID)輻照後，元件仍保有 73 %的電荷保持力。			
遭遇困難與因應對策			
1. 因 111 年新冠肺炎疫情持續影響，除台美會議以實體會議辦理外，台日會議以視訊方式交流，台法會議則延後舉辦，惟仍持續與美、日、法維持良好互動及聯繫。 2. 為國內發展低軌道衛星抗輻射電子元件技術，原能會雖已整合核研所、台大、清大共同研究，針對太陽電池、晶片設計及製程技術進行抗輻射技術開發，國內對於高能粒子加速器設施進行太空輻射效應驗證資源相當有限，未來將積極強化與國內加速器設施機構及國家太空中心合作，以建構良好抗輻射電子元件研發及輻射驗證環境。			

細部計畫 2	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究	計畫性質	公共服務
主持人	蔡親賢	執行機關	行政院原子能委員會
細部計畫目標	著重拆除計畫所面臨之微量輻射劑量分析技術、潛在風險評估及合理抑低目標。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	5,950 / 5,667 / 95.24%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	8 人年 / (8 人年)
其他資源投入	無		
主要工作項目	本年度重要成果	主要成果使用者/服務對象/合作對象	
除役作業場所輻射分析之審查技術研究	<ol style="list-style-type: none"> 針對除役廢棄物解除管制的相關指引、管制規範、各國偵檢標準的變革、實績案例等進行分析與比較。 根據美國核管會所發布之 NUREG-1640 技術文件，針對鋼、鋁、銅、混凝土瓦礫等個別廢棄物解除管制之放射評估方法進行研析。 針對 NRC IE Circular 第 81-07 號通告偵檢限值的來源與依據進行深入研析，以確認該限值用於核設施材料解除管制離廠供無限制使用之特性偵檢標準的適切性。 	原能會/台電公司/核能研究所/國立清華大學	
精進除役期間輻射管制技術之研究	研析國際獨立驗證機構之運作機制，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源與設備需求等，以借鏡國際上執行核電廠獨立驗證偵檢經驗，建立國內本土化核電廠除役獨立驗證管理機制，以確保核電廠除役之輻射安全。	原能會/台電公司/核能研究所/國立清華大學	
除役期間與除役後廠址環	1. 研析 ANSIN13.12 及 IAEA DS-500 兩份報告關於表面污染容許量	原能會/台電公司/核能研究所	

境輻射偵測報告審查技術建立及訓練	標準之訂定原則，探討解除管制的劑量基準，與使用密度、厚度方式計算解除管制限值之方法。 2. 本年度派員擔任「111 年度輻射防護視察員訓練課程」講師，合計 10 小時，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。		
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	發表論文 1 篇 研究報告 1 份 決策依據 1 項	達成情形	發表論文 1 篇 研究報告 2 份 決策依據 1 項
補充說明	1. 發表國內重要期刊「核設施除役廢棄物解除管制之國際發展現況及其影響評估」1 篇。 2. 產出「除役廢棄物離廠偵測國際規範研析」、「除役廢棄物表面污染容許量標準研究」研究報告 2 份。 3. 形成「核設施除役廢棄物表面容許量與解除管制之放射評估方法」決策依據 1 項，供原能會採納參考。		
本年度效益、影響、重大突破			
1. 針對除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案，研析 NUREG-1640 技術文件，與 NRC IE Circular 第 81-07 號通告，並從管制規範、實務經驗、以及健康、環境與社會經濟影響等面向進行剖析，藉此研析核設施材料解除管制上可能面臨的挑戰，並提出國內可採行的建議做法，提供原能會做為未來管制之參考。 2. 研析國際獨立驗證機構，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源、設備需求與執行案例等，以提供原能會做為建立我國核電廠除役獨立驗證機構管理機制之參考。 3. 研析 ANSI/HPS N13.12-2013 及 IAEA DS-500 等，有關表面污染容許量標準之訂定原則之相關文獻，提供原能會作為未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考，並協助原能會進行除役輻射偵檢，與廠址調查及輻射檢測驗證等教育訓練。			
遭遇困難與因應對策			
無。			

細部計畫 3	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究	計畫性質	公共服務
主持人	高 斌	執行機關	行政院原子能委員會
細部計畫目標	研析國際上相關除污技術實務、用過燃料池安全分析、數據品質優化有助釐清核電廠除役管制重要議題及潛在危害；研析地下水特性潛在關鍵因子，提出除役階段之管制建議。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	5,900 / 5,656 / 95.86%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	11 人年 / (11 人年)
其他資源投入	無		
主要工作項目	本年度重要成果	主要成果使用者/服務對象/合作對象	
除污策略和技術彙整及過渡期電廠安全分析	<ol style="list-style-type: none"> 1. 執行雷射對不鏽鋼與碳鋼試片的除污實驗、驗證剝蝕成效、分析試片表面與結構變化。 2. 探討所有可應用於混凝土表面除污之技術、選取相應技術所考量之因子，並蒐集各國除役核電廠之相關應用實例提出重點成果及管制建議。 3. 進行電化學除污條件測試及試片分析研析評估不同材料的除污特性，提出管制參考事項。 4. 執行國內除役核電廠用過燃料棒衰變熱計算與研析，並比較不同評估模式之差異度。 	原能會/台電公司/國立清華大學	

	5. 蒐集並研析美國核電廠實務上進行除役輻射偵檢作業相關之產出。	
地下水防護管制特性研析	依據蒐集國際核電廠運轉與除役期廠址地下水防護實務經驗，精進我國核電廠除役期間個廠地下水特性評估的輸入參數，完成檢視目前國內除役核二廠地下水宿命傳輸模式以及防護監測方案，提出除役廠址地下水防護管制建議。	原能會/台電公司/國立中央大學
主要績效指標 KPI 達成情形		
原規劃	培育及延攬人才 6 名 研究報告 3 份 決策依據 1 項	達成情形 培育及延攬人才 9 名 研究報告 3 份 決策依據 2 項
補充說明	1. 培育核電廠除役工程領域相關碩士 9 人。 2. 產出「核電廠除役期間除污策略和技術彙整」、「核電廠除役期間安全評估技術強化及廠址取樣方法品質研析」、「核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析」研究報告 3 份。 3. 形成「核電廠除役期間除污策略和技術彙整」及「核二廠除役期間廠址地下水防護管制」2 項決策依據，供原能會採納參考。	
本年度效益、影響、重大突破		
1. 完成建立系統性量測雷射脈衝參數、決定雷射照射參數、與分析照射後試片之表面深度與形貌變化之方法。 2. 依據蒐集國際核電廠運轉與除役期廠址地下水防護實務經驗，精進我國核電廠除役期間個廠地下水特性評估的輸入參數，完成檢視目前國內除役核二廠地下水宿命傳輸模式以及防護監測方案，提出除役廠址地下水防護管制建議。		
遭遇困難與因應對策		
無。		

細部計畫 4	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估	計畫性質	公共服務
主持人	徐明德	執行機關	行政院原子能委員會輻射偵測中心
細部計畫目標	持續台灣海域輻射監測建構作業，完成台灣海域輻射污染來源漂流軌跡推估模擬，並持續維持重要海域主要點位之取樣監測，以監測大陸沿岸核電廠之異常排放與太平洋海域方面可能對台灣海域的影響。完成醫療輻射劑量、飛航輻射劑量及民眾關心之消費性產品輻射劑量評估。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	6,900 / 6,760 / 97.97%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	8 人年 / (8 人年)
其他資源投入	無。		
主要工作項目	本年度重要成果	主要成果使用者/服務對象/合作對象	
海陸域環境輻射調查	<ol style="list-style-type: none"> 1. 調查結果顯示臺灣海域海水之鈾-137 活度在 2.4 (mBq/L) 以下，海水鋇-90 活度為小於最低可測值(0.62 mBq/L)~1.12(mBq/kg)，皆在國際間海水背景活度變動範圍內。海生物鈾-137 含量以為大洋洄游魚類較高，活度範圍為小於最低可測值 (0.04 Bq/kg)~0.87(Bq/kg)，雖較於沿海魚類藻貝蝦等底棲類稍高，仍遠低於食藥署管限制值 100(Bq/kg)。 2. 111 年完成海水試樣 55 件(包含鋇-90 分析 5 件)、海生物試樣 301 件(包含鋇-90 分析 46 件)以及沉積物試樣 22 件，總計 378 件之取樣及放射性分析，研究成果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。 3. 111 年完成台灣北、中、南及東部山區土壤 126 件、核設施周圍 	輻射偵測中心/一般民眾/海洋委員會海巡署、國立中山大學、財團法人臺灣海洋保育與漁業永續基金會、國立嘉義大學	

	<p>土壤 151 件，西部稻米 200 件分析。</p> <p>4. 開發並建立海水鋁 90 分析方法及執行分析方法確效，最低可測活度可達 0.001 貝克/公升以下。</p>	
<p>國民輻射劑量評估</p>	<p>1. 【整體國民輻射劑量】：完成整體國民輻射劑量評估，包含天然背景輻射、醫療輻射、消費性產品、職業曝露、產業活動等 5 類，總計年有效劑量為 4.481 毫西弗。</p> <p>2. 【天然背景輻射】：完成天然背景輻射國民輻射劑量評估，年有效劑量為 2.91 毫西弗，佔整體 64.9%，包含：</p> <p>(1) 氬氣：1.02 毫西弗。</p> <p>(2) 地表輻射(含室內及戶外)：0.84 毫西弗。</p> <p>(3) 體內放射性核種(因攝食)：0.692 毫西弗。</p> <p>(4) 宇宙輻射：0.358 毫西弗。</p> <p>3. 【醫療輻射】：完成國民醫療輻射劑量評估，年有效劑量為 1.512 毫西弗，佔整體 33.7%，包含：</p> <p>(1) 電腦斷層檢查：1.02 毫西弗。</p> <p>(2) 心臟類介入性透視攝影檢查：0.19 毫西弗。</p> <p>(3) 核子醫學診斷檢查：0.16 毫西弗。</p> <p>(4) 一般傳統 X 光檢查：0.08 毫西弗。</p> <p>(5) 非心臟類介入性透視攝影檢查：0.05 毫西弗。</p> <p>(6) 傳統透視攝影檢查：0.01 毫西弗。</p> <p>(7) 乳房攝影檢查：0.001 毫西弗。</p> <p>(8) 牙科攝影檢查：0.001 毫西弗。</p> <p>4. 【消費性產品】：完成消費性產品國民輻射劑量評估，年有效劑量為 0.058 毫西弗，佔整體 1.3%，包含：</p>	<p>輻射偵測中心/一般民眾/行政院 農業委員會農業試驗所、財團法人 中華民國輻射防護協會</p>

	<p>(1) 吸菸行為：0.047 毫西弗。</p> <p>(2) 搭乘飛機：0.011 毫西弗。</p> <p>(3) 其他(含釉彩瓷器、陶瓷假牙、配戴台東產出藍玉髓寶石、溫泉等)：接近 0 毫西弗。</p> <p>5. 【職業曝露】：完成職業曝露國民輻射劑量評估，年有效劑量為 0.00118 毫西弗，佔整體 0.026%，包含：</p> <p>(1) 天然射源(主要為民航空勤人員)：0.0009 毫西弗。</p> <p>(2) 人工射源(含核燃料循環、醫學應用、工業應用、其他應用類之輻射工作人員)：0.00028 毫西弗。</p> <p>6. 【產業活動】：完成產業活動國民輻射劑量評估，年有效劑量為 0.000025 毫西弗，佔整體 0.001%，包含：</p> <p>(1) 農業活動(因肥料)：0.000025 毫西弗。</p> <p>(2) 燃煤電廠：接近 0 毫西弗。</p> <p>(3) 核設施：接近 0 毫西弗。</p>		
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	<p>發表論文 2 篇</p> <p>培育及延攬人才 6 名</p> <p>海域樣品放射性分析 240 件</p>	達成情形	<p>發表論文 4 篇</p> <p>培育及延攬人才 11 名</p> <p>海域樣品放射性分析 378 件</p>
補充說明	<p>1. 發表國內一般期刊 1 篇、國內研討會論文 3 篇，合計 4 篇論文。</p> <p>2. 海洋科學及放射核種分析人才 11 人，其中博士 2 名，碩士 5 名，學士 4 名。</p> <p>3. 完成海水試樣 55 件、海生物試樣 301 件及沉積物試樣 22 件，總計 378 件海域取樣及放射性分析。另完成北中南東部山區土壤 126 件、核設施周圍土壤 151 件，西部稻米 200 件，合計 477 件陸域取樣及放射性分析。</p>		

本年度效益、影響、重大突破

1. 調查結果顯示臺灣海域海水之鈾-137 活度在 2.4 (mBq/L) 以下，海水鋇-90 活度為小於最低可測值(0.62 mBq/L) ~1.12(mBq/kg)，皆在國際間海水背景活度變動範圍內。海生物鈾-137 含量以為大洋洄游魚類較高，活度範圍為小於最低可測值(0.04 Bq/kg) ~0.87(Bq/kg)，雖較於沿海魚類藻貝蝦等底棲類稍高，仍遠低於食藥署管限制值 100(Bq/kg)。111 年完成海水試樣 55 件(包含鋇-90 分析 5 件)、海生物試樣 301 件(包含鋇-90 分析 46 件)以及沉積物試樣 22 件，總計 378 件之取樣及放射性分析，研究成果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。完成台灣北、中、南及東部山區土壤 126 件、核設施周圍土壤 151 件，西部稻米 200 件分析，以健全國土輻射地圖資料庫。開發並建立海水鋇 90 分析方法及執行分析方法確效，最低可測活度可達 0.001 貝克/公升以下。
2. 完成整體國民輻射劑量評估，包含天然背景輻射(2.91 毫西弗)、醫療輻射(1.512 毫西弗)、消費性產品(0.058 毫西弗)、職業曝露(0.00118 毫西弗)、產業活動(0.000025 毫西弗)等五類，總計年有效劑量為 4.481 毫西弗。天然背景輻射包含氬氣、地表輻射、體內放射性核種(因攝食)、宇宙輻射；醫療輻射包含電腦斷層檢查、心臟類介入性透視攝影檢查、核子醫學診斷檢查、一般傳統 X 光檢查、非心臟類介入性透視攝影檢查、傳統透視攝影檢查、乳房攝影檢查、牙科攝影檢查；消費性產品包含吸菸行為、搭乘飛機、其他(含釉彩瓷器、陶瓷假牙、配戴台東產出藍玉髓寶石、溫泉等)；職業曝露包含天然射源(主要為民航空勤人員)、人工射源(含核燃料循環、醫學應用、工業應用、其他應用類之輻射工作人員)；產業活動包含農業活動(因肥料)、燃煤電廠、核設施所造成之劑量。整體國民輻射劑量評估相關成果可作為未來原能會修訂法規及優化醫療曝露品保相關法規之參考基礎。

遭遇困難與因應對策

110 年 5 月至 8 月曾因本土新冠肺炎疫情爆發，實地採樣調查作業受到影響，後已於 110 年 10 月後追回落後進度，並在 110 年底順利完成 96 個類次之取樣醫院檢查序列調查，雖壓縮到計算劑量與分析統整數據的時間，後已循行政程序將計畫展期至 111 年 6 月 30 日止；111 年 6 月業已完整計算八種類別之集體有效劑量，並更新至 96 個類次結果進行估算國民平均年劑量，彙整國民醫療輻射劑量資料，本項計畫過程中遭運困難已順利解決克服。

貳、經費執行情形

一、經資門經費表

單位：千元；%

	111 年度					112 年度 預算數	113 年度 申請數	備註
	預算數 (a)	初編決算數			執行率 (d/a)			
		實支數 (b)	保留數 (c)	合計 (d=b+c)				
總計	27,721	26,142	0	26,142	94.30%	-	-	
一、經常門小計	24,714	23,135	0	23,135	93.61%	-	-	
(1)人事費	0	0	0	0	-	-	-	
(2)材料費	2,000	1,925	0	1,925	96.25%	-	-	
(3)其他經常支出	22,714	21,210	0	21,210	93.38%	-	-	
二、資本門小計	3,007	3,007	0	3,007	100%	-	-	
(1)土地建築	0	0	0	0	-	-	-	
(2)儀器設備	2,900	2,900	0	2,900	100%	-	-	
(3)其他資本支出	107	107	0	107	100%	-	-	

		108 年度 決算數	109 年度 決算數	110 年度 決算數	111 年度 決算數 (執行率)	備註
綱要計畫總計		37,218	32,690	28,118	26,142 (94.30%)	
一、國際合作及技術交流	小計	1,507	4,464	4,432	8,059 (89.83%)	
	經常支出	1,465	3,409	4,028	7,952 (89.71%)	
	資本支出	412	1,055	404	107 (100.00%)	
二、核電廠除役階段之 輻射安全管理與規 劃技術研究	小計	8,721	8,925	6,978	5,667 (95.24%)	
	經常支出	7,221	7,426	5,990	4,667 (94.28%)	
	資本支出	1,500	1,499	988	1,000 (100.00%)	
三、核電廠除役各階段 工程技術與分析應 用研究	小計	7,940	7,764	6,011	5,656 (95.86%)	
	經常支出	7,940	7,764	6,011	5,656 (95.86%)	
	資本支出	0	0	0	0 (-)	
四、海陸域輻射調查及 國民輻射劑量評估	小計	13,441	11,636	10,696	6,760 (97.97%)	
	經常支出	10,190	9,780	8,997	4,860 (97.20%)	
	資本支出	3,251	1,856	1,699	1,900 (100.00%)	
五、核電廠除役之室內乾 貯安全分析平行驗證 研究	小計	5,608	-	-	-	
	經常支出	5,608	-	-	-	
	資本支出	0	-	-	-	

二、經費支用說明

(一) 經常門

- 1.材料費：主要用於支應研究所需實驗材料、光電零件、閃爍材料、液態射源、電腦耗材等消耗性材料費及實驗室維護費等約 192.5 萬元。
- 2.其他經常支出：主要用於支應委辦費，包含委託國立清華大學執行「除役廢棄物離廠偵測國際規範研析」122.5 萬元、「抗輻射電子元件開發與輻射效應評估」137.2 萬元、「核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析」約 474.2 萬元，委託國立屏東科技大學執行「海水鋁 90 方法開發及海陸域樣品鋁 90 初步調查」130 萬元，委託財團法人台慶科技教育發展基金會辦理「抗輻射晶片技術開發與輻射驗證平台」137.2 萬元，委託國立中央大學辦理「核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析」計畫 94.5 萬元，以及研究所需差旅費、審查費、行政管理費、海水取樣、勞務委託費等支出，共計約 2,121 萬元。

(二) 資本門

- 1.儀器設備：主要用以購置核電廠除役輻射驗證偵檢儀器用多頻道能譜計測組件 100 萬元，另執行環境輻射偵測所需偵檢設備及不斷電系統 190 萬元，計 290 萬元。
 - (1)核電廠除役輻射驗證偵檢儀器用多頻道能譜計測等相關組件：

包含多頻道輻射能譜計測 85.5 萬元、電源供應器 2.68 萬元、烘箱 3.12 萬元、樣品攪碎機 3 台 8.7 萬元等前處理設備。
 - (2) 環境輻射偵檢設備：

因應環境輻射偵測需求，購置低能量純鍺加馬能譜分析儀約 179 萬元及不斷電系統 2 台約 10 萬元。
- 2.其他資本支出：因應計畫管理需求，汰換筆電設備 3 台約 10.7 萬元。

三、經費實際支用與原規劃差異說明

(一) 經常門

1. 整體計畫：合於預期。

2. 細部計畫：「國際合作及技術交流」經常支出執行率 89.71%略低，主因為 111 年 COVID-19 疫情持續影響，原訂辦理台日交流會議改以視訊會議方式辦理，台法交流會議延後舉辦，場地費及雜費等相關支出減少所致，考量國際疫情已趨緩且基於國際交流合作為長期性工作，嗣後仍將視國際疫情及各項防疫措施積極推動。

(二) 資本門

合於預期。

第二部分

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

壹、成果之價值與貢獻度

一、學術成就(科技基礎研究)

研究產出太空科技、核電廠除役、海洋放射性核種分析及輻射劑量評估等領域期刊及研討會論文共 12 篇，其中刊登於國內期刊 2 篇，國外期刊 2 篇，另產出研究報告 23 份，養成太空科技、海洋調查及醫療輻射劑量評估等 5 個跨領域合作團隊，有助於我國相關領域之基礎研究發展。

二、經濟效益(經濟產業促進)

本計畫研究成果有助提供國內廠商與國外廠商合作機會，進而促進國內相關產業的經濟活動，如引入國際核電廠除役的最新資訊，開發雷射除污技術及電化學金屬除污技術、核電廠用過燃料池安全分析等，可應用於核電廠除役工程跨領域整合及管理；有關台灣周邊海域環境放射性核種含量背景資料，可提供未來環境輻射監測分析數據比對佐證之參考，確認臺灣臨近海域目前並無輻射異常現象，維護台灣漁業風評；完成國內電子元件抗輻射技術開發先期整合及太空輻射驗證環境初步架構，有助國內電子產業加速太空市場全球布局。

三、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

執行台灣周邊海域長期監測計畫，111 年所取得樣品及分析已完成海水試樣 55 件(包含銻-90 分析 5 件)、海生物試樣 301 件(包含銻-90 分析 46 件)以及沉積物試樣 22 件，總計 378 件海域取樣及放射性分析，另完成北、中、南及東部山區土壤 126 件、核設施周圍土壤 151 件，西部稻米 200 件，合計 477 件陸域取樣及放射性分析，研究成果有助了解日本福島含氫廢水排放對我國海域環境影響，同時針對中國大陸沿海核電廠等境外放射性污染進行監測，並持續確認我國核電廠周邊海域輻射安全，增進民眾對政府守護輻安的信心，相關放射性分析結果皆遠低於法規規範標準，顯示臺灣海陸域環境目前尚無輻射污染之安全疑慮。

完成國民輻射劑量調查，可讓民眾瞭解，隨著時代的進步我國醫療

輻射狀況，除可讓民眾知曉到醫院接受輻射診斷可能接受之劑量高低，亦可作為政府未來醫療品保優化施政之重要參考。本次調查所得之數據，未來將透過各種管道讓更多的民眾知曉，瞭解生活環境中可能接觸到的輻射。

四、其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

科技政策管理：

因應國際低軌道通訊衛星趨勢及政府太空產業政策發展，針對衛星小型化趨勢所需抗輻射晶片及太陽電池技術，完成先期抗輻射晶片、太陽電池研究，並初步架構太空輻射質子照射及雷射測試環境，有助我國發展衛星元件自主抗輻射技術，推動政府太空產業政策。

人才培育：

- (一) 核電廠除役作業係為一跨領域多元之程序，無論就國際經驗、技術規範、輻射偵檢作業之數據品質評估、除役階段風險管理、人員劑量、除污技術、廠址地下水防護、除役期間安全分析等均與核電廠除役之安全審查與管制工作習習相關，本計畫之執行使參與成員更深入瞭解國際除役現況、除役廠址特性之數據品質評估的程序與規範、除污專業技術、廠址地下水防護等議題，並強化除役安全分析能力，藉此促進研究人員及學生相關專業知識與能力，除可協助培植國內在核電廠除役技術的專業人力外，也可強化核電廠除役安全管理人才的技術能力。
- (二) 環境輻射研究部分，透過引進國外輻射偵測與分析儀器，並與國內海洋相關部會及學術機構合作，實務進行海域放射性分析及醫療輻射劑量評估，可培養參與人員輻射度量與劑量評估的能力，提升國內輻射科學專門人員之能力與量能；參與計畫人員可了解國內醫療輻射運用之執行細節與其他國民輻射劑量來源的分布現況，有助於提供明確的資訊給民眾，強化溝通說明的公信力。藉由提升量測技術與系統分析能力建立，培育國民輻射劑量評估、海洋研究與輻射偵測之領域研究人才。

- (三) 原子能科技轉型部分，我國核電廠雖已逐步退場，惟原子能技術已廣泛應用於醫、農、工業及環境保護領域，目前國內發展太空科技在電子元件輻射效應分析及處理人才相對不足，透過整合國內輻射應用、半導體工程、太陽光電等領域培育原子能科技跨域人才，將有助解決未來國內面對太空自主所面臨技術瓶頸。

國際合作：

原能會多年來已與歐、美、日建立原子能交流合作管道，近年因國際貿易保護趨勢及半導體供應鏈議題，我國逐漸成為國際關注焦點，亦為我國拓展原子能國際合作之良好契機，本計畫執行無論在核電廠除役技術交流、國際原子能資訊蒐集、核子保防工作推動等，除持續性深化既有國際原子能總署、美、日、法合作管道外，尋求新國際組織事務之參與機會，以建立良性且關鍵之國際人脈，並透過核電廠除役管制經驗及原子能科技研發等軟實力提升國際能見度。

支援核電廠除役管制：

- (一) 對雷射除污技術發展相關量測雷射脈衝參數之方法並建立照射參數估算之原則。所執行的雷射除污實驗也驗證雷射照射量對不鏽鋼與碳鋼試片的剝蝕深度與重量損失之關係，並建立對試片表面形貌和成分分析之方法，作為原能會往後評估雷射除污技術之參考基礎。
- (二) 廣泛蒐集可應用於混凝土表面除污之技術，並研析彙整各該技術之性能與優、缺點，另輔以相應技術於實際情況應用時之重點考量，涵蓋層面遍及一般性考量、通風與過濾、輻射防護及工業危險等各方面，有助原能會迅速掌握各該技術之應用時機與相應之管制重點。
- (三) 採用電化學除污技術來進行拆除後的組件的除污，因應不同的材料面積及形狀等找尋最適合我國沸水式反應器除役時使用的除污參數，用以降低除污後放射性廢棄物的產生量。

- (四) 國內核電廠將陸續進入除役階段，透過蒐集國際間對於用過核子燃料衰變熱計算模式進行研析以及探討其適用範圍與特性，並於事故後的燃料護套溫度上升變化趨勢研析成果中，執行了全黑事故 (Station breakout, SBO) 與喪失冷卻水事故 (Loss of coolant accident, LOCA) 兩種情境評估，且針對鋁合金於高溫環境下產生鋁-水反應之效應計算，得到不同情境事故下關鍵時序與燃料護套溫升率之變化。綜合以上之研究成果，有助於協助管制單位對於用過燃料不同貯存階段之特性與衰變熱採用之依據有明確的界定，衰變熱公式適用性與限制也有明確的說明，作為原能會核安管制案之審查參考依據。
- (五) 核電廠完成除役前，須透過最終狀態偵檢調查來證明廠址的殘餘輻射量符合法規之外釋規範，以確保核電廠除役後廠址作為其他用途之安全。最終狀態偵檢調查透過取樣或其他量測方式取得廠區之輻射相關數據，權責單位再根據數據的分析結果，決定廠址可否外釋作無限制或限制使用。由於最終狀態偵檢所得到的數據將做為廠址可否外釋之決策的依據，數據是否具備足夠的可信度至關重要。本計畫所提供有關除役偵檢程序相關規範之彙整研析與審查建議可支援原能會核電廠除役輻射偵檢之管制。
- (六) 探討核二廠除役期間廠址地下水防護特性，就潛在污染源評估、地下水位監測、審查項目、分析參數等議題提出管制建議，做為原能會未來審查與管制的重要參考。
- (七) NUREG-1640 報告提供廢棄物解除管制之放射評估方法與結果，涵蓋核設施除役可能產生之廢棄物，包含廢金屬（鋼、鋁、銅）及混凝土瓦礫等。該分析藉由考量美國當前的工業實務及民生應用等條件選擇可能的曝露情節，用以確認各類解除管制材料的關鍵群體，並可做為原能會管制考量的技術基礎。
- (八) 參考國際作法，並參考國內目前人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作執行經驗，建議可由主管機關訂定獨立驗證機構認可管理辦法，業者自行委託符合主管機關認可資格

之驗證機構執行輻射偵檢，再由驗證機構提交驗證結果予主管機關及業者以供備查，確保除役廢棄物殘餘放射性符合各階段輻射量測之預定標準。

- (九) 研析 ANSI/HPS N13.12-2013 報告，與 IAEA DS-500 報告，有關表面污染容許量標準之訂定原則，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

貳、檢討與展望

一、國際合作及技術交流

- (一) 核一廠已於 108 年陸續展開相關除役工作，核二廠除役計畫亦於 109 年通過原能會審查，至核三廠除役計畫台電公司已於 110 年提交原能會進行審查，在核電廠除役國際交流部分雖因新冠肺炎疫情影響，原規劃法國交流活動延後舉辦，與美、日交流活動仍如期舉行，112 年全球疫情已趨緩，將強化相關實體交流活動，亦藉由疫情期間雙方已建立遠端視訊模式，持續加強交流核電廠除役和管制經驗交流，並增加與歐洲國家交流、場次及討論議題。
- (二) 因應我國原子能科研轉型所需，109 年已借鏡國際原子能總署科研推動重點及國內產業發展趨勢提出原子能科技民生應用發展策略藍圖，110 年基此策略藍圖，完成太空抗輻射晶片及太陽電池專利分析，並提出其技術布局策略及輻射效應地面測試所需設施環境需求。111 年已整合國內學研機構晶片研發能力及核研所質子照射設施、太陽光電技術，就國內電子元件所需輻射照射及量測環境完成先期規劃及研發，並促成未來 4 年「衛星元件開發及輻射驗證環境建構」計畫，俾建構我國抗輻射晶片科研環境。

二、核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

- (一) 111 年已完成除役廢棄物離廠偵測國際規範研析研究，其中包含材料解除管制之放射性評估方法研析，與材料解除管制離廠偵測限值之來源與依據研析。後續將進行強化除役期間殘餘污染輻射量測驗證技術研究，進行核電廠除役輻射驗證技術之開發，俾支援原能會後續核一廠除役第一階段「過渡階段」及第二階段「拆廠階段」輻安管制業務所需。
- (二) 111 年已完成核電廠除役獨立驗證機構管理機制研究，後續規劃建立核電廠除役獨立驗證執行程序，進行國外核電廠除役獨立驗證執行程序及規範研究，並研擬獨立驗證機構認可管理辦法(草案)，俾支援原能會後續核一廠除役第一階段「過渡階段」、第二階段「拆廠階段」，及第三階段「最終偵測階段」輻安管制業務所需。
- (三) 111 年已完成除役廢棄物表面污染容許量標準研究，並辦理除役廠址輻射偵檢審查技術教育訓練，後續規劃進行精進核電廠除役放射性核種分析技術驗證研究，俾支援原能會後續核一廠除役第二階段「拆廠階段」，及第三階段「最終偵測階段」輻安管制所需。
- (四) 本細部計畫已完成 4 年階段性工作，嗣後相關研究將併入「核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究」計畫賡續推動。

三、核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究

- (一) 111 年蒐集之錫安核電廠除役輻射偵檢作業相關文獻，數量眾多內容豐富，未來將更廣泛及深入的研析探討，另在既有雷射實驗技術的基礎上，可繼續執行對銅、鋁與鎳基合金等電廠常用金屬材料的剝蝕研究，以進一步了解雷射除污應用於不同材料時的特性差異。期望透過除污技術的精進研究，強化物件可以進行二次使用或是更經濟的處置。
- (二) 111 年已提出國內核二廠除役期間地下水防護監測方案。後續將持續研析地下水特性潛在關鍵因子，提出核三廠除役階段地下水之防護監測方案，以因應原能會對於核三廠除役各階段(過渡階段、拆廠階段、最終偵測階段及復原階段)安全管制業務所需。

- (四) 本細部計畫已完成 4 年階段性工作，嗣後相關研究將併入「核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究」計畫賡續推動。

四、海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

- (一) 111 年度海域調查結果顯示臺灣海域環境輻射數值在歷年變動範圍之內，無輻射安全之疑慮，將持續參考近年調查結果及國際文獻資料，滾動檢討臺灣海域未來長期監測策略，包含取樣位置、種類、頻率及監測核種，另進行臺灣山區土壤及核電廠周圍土壤之取樣分析，俾更加有效掌握臺灣環境輻射地圖之全方位分布。
- (二) 因應日本福島第一核電廠含氚廢水將於 112 年排放入海洋，本計畫建立之海陸域環境輻射背景，可作為後續我國環境輻射監測分析比對基準，藉由了解海陸域輻射變化狀況及趨勢，評估含氚廢水排放後對我國環境之影響，同時也可作為國內核電廠及境外輻射異常之評估依據。
- (三) 國民輻射劑量評估部分，已彙整歷年國民輻射劑量各分類評估調查結果，進行整體國民輻射劑量評估，完成國民輻射劑量評估調查研究報告。

參、其他補充資料

一、跨部會協調或與相關計畫之配合

本計畫可獨立執行。

二、大型科學儀器使用效益說明

本計畫未購置 1000 萬元以上之大型科學儀器。

三、其他補充說明(計畫成果完整說明)

強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究

111 年計畫成果完整說明

(一)國際合作及技術交流

1. 核電廠除役之國際合作與交流

- (1) 「2022 台美民用核能合作會議」順利於 111 年 11 月 29 日至 12 月 1 日假美國阿岡國家實驗室舉行(Argonne National Laboratory, ANL)，台美雙方在會中針對核電廠營運管制、核電廠除役管制及技術研發、核廢棄物管制及管理技術研發、與緊急應變管理及民眾防護行動等議題進行經驗分享交流，並就來年雙方核能合作項目之規劃進行商討。



圖 1.1.1 台美民用核能合作會議

- (2) 第 8 屆台日核安資訊交流會議於 111 年 8 月 23 日以視訊方式舉行，會中雙方除分享核電廠除役作業之管制現況外，日方亦將就福島第一核電廠核災含氚廢水排放之審查管制、監測作業等節向我方說明並交換意見，過程圓滿順利。另因應日本政府福島核災氚水排放議題，原能會已分於 111 年 3 月 23 至 27 日及 11 月 27 日至 12 月 1 日籌組專家觀察團赴日就相關議題進行交流，包含提出分享海洋監測數據、確認排放符合安全標準以及公開審查資訊等 3 方面建議，並與「福島漁連」、「日本分析中心」以及「海洋生物環境研究所」等單位交流，實地了解東京電力福島第一核電廠含氚廢水排放相關設施

與設備，有助於我國掌握本案相關核種分析、取樣監測等技術議題。

- (3) 原訂與法國輻射防護暨核能安全研究所(IRSN)111 年舉行之交流會議，因新冠肺炎疫情影響，經協調延至 112 年辦理。
- (4) 國際原子能總署(IAEA)公布「2021 年全球核子保防實施總結報告」(The Safeguards Statement for 2021)，我國連續第 16 年被宣告為「所有核物料均用於核能和平用途」國家之列，肯定我國確保國內所有核物料均用於核能和平用途之能力，有效提昇我國國際聲譽。

2. 國際原子能法規及趨勢之研究-原子能科技發展趨勢及產業應用潛力

因應國際低軌道通訊衛星趨勢，研蒐國際電子元件抗輻射測試技術，並先期完成國內太陽電池及晶片質子照射實驗及及驗證環境。目前經 1 MeV 質子照射後，太陽電池轉換效率可高於 60%，並製作抗輻射比較器電路，實驗結果可有效防止太空游離輻射造成之單事件翻轉(SEU)，另製作抗輻射快閃記憶體，在 1M rads 總游離劑量(TID)輻照後，元件仍保有 73 %的電荷保持力。

(1)抗輻射太空太陽電池技術開發

在抗輻射太陽能電池磊晶研究方面，藉由 MOCVD 磊晶系統調整磊晶時之「V 族/III 族」與「III 族/III 族」氣流比，控制材料間之晶格匹配度與材料能隙，另外優化膜厚與載子濃度，最終完成高效率太陽電池晶片製作。於實驗型(受光面積 $0.8 \times 1.0 \text{ cm}^2$)最高效率可達 30.77%，量產型(受光面積 $4 \times 8 \text{ cm}^2$)最高效率亦達到 29.1%(平均 28%)，已具國際商售太空電池水準。圖 2.1.1 為切割前之太陽電池；圖 2.1.2 為太陽電池成品。其中效率最高的一片達 29.1%，其電流-電壓特性曲線，如圖 2.1.3 所示。



圖 2.1.1 切割前之 4 吋太陽電池(2 片)



圖 2.1.2 太陽電池成品(面積 8 cm X 4 cm)

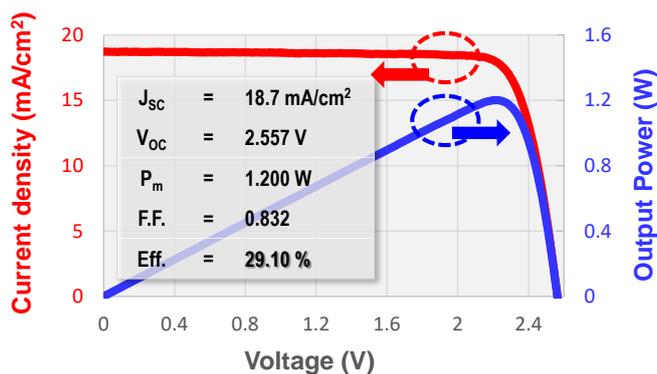


圖 2.1.3 轉換效率達 29.1%電池之電流-電壓特性曲線

在抗輻射太陽能電池元件製程方面，為降低電池元件之內部阻抗，避免電子-電洞對在傳輸到外部電極的過程中產生不必要的損耗，故良好的金屬與半導體接觸非常重要。本研究藉由優化金屬歐姆接觸層的磊晶條件、調整金屬電極厚度以及回火條件來降低元件之內部阻抗，提升電池之轉換效率。實驗結果如表 2.1.1 所示。由樣品 A 與 B 可比較不同正面電極銀(Ag)厚度之電性差異，經比較銀厚度 2 μm 之電性較好；而樣品 B 與 C 可比較不同 RTA 退火時間之電性差異，經比較正面 2 min / 背面 1 min 之電性較好。

表 2.1.1 調整金屬厚度與 RTA 退火時間之結果

樣品	A	B	C
正面 Ag 層 電極厚度	2 μm	3 μm	3 μm
背面 Ag 層 電極厚度	2 μm	2 μm	2 μm
RTA (385°C)	正 2 min / 背 1 min	正 2 min / 背 1 min	正 4 min / 背 2 min

電 性 測 試 結 果	Isc (A)	0.09	0.09	0.09
	Voc (V)	2.82	2.83	2.80
	Im (A)	0.10	0.09	0.09
	Vm (V)	2.34	2.48	2.42
	Pm (W)	0.22	0.22	0.21
	F.F.	0.84	0.86	0.86
	Eff. (%)	29.98	29.20	28.29

在抗輻射太陽能電池元件特性量測方面，我們以試片大小 1 cm x 1 cm、質子能量 1 MeV、fluence $1 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2}$ 做測試，結果如表 2.1.2 所示。由實驗結果可發現，在質子照射後，在太陽電池之剩餘轉換可高於 60%。

表 2.1.2 質子照射實驗之結果

Sample #	Eff.(Before)	Eff.(After)	Remaining Eff.
1	26.9%	17.8%	66.2%
2	26.5%	18.2%	68.7%
3	27.7%	17.8%	64.3%

(2) 抗輻射晶片技術開發與輻射驗證平台

關於抗輻射晶片設計的部份完成了抗輻射比較器及抗輻射類比數位轉換器之設計，分別用於探討不同電路設計對於抗單事件效應 (SEE) 能力的比較，以及台積電 180nm 及 90nm 不同製程對於抗 SEE 能力的差別探討。而短脈衝雷射光點大小控制的部份目前則是進行了文獻資料的蒐集，且分析了文獻上的實驗方式，並針對現有的架設找出可以對於控制雷射光點大小的部份進行了雷射架設的優化及

改良。晶片雷射照射結果如圖 2.2.2 所示，可將 C1 與 C2 分為一組，C3 與 C4 分為另一組，分別對應到沒有使用抗輻射設計之比較器電路之輸出(C1、C2)以及有使用 Triple-modular redundancy (TMR)架構之抗輻射設計之比較器電路之輸出(C3、C4)，其照射結果可以看到在紅框處的部分，沒有加上抗輻射設計之比較器電路(C1、C2)有發生 SEU 的現象，而有使用 TMR 架構之抗輻射設計之比較器電路(C3、C4)則是維持正確的波形輸出，這也表示了在輻照射範圍擴及整個電路時，TMR 架構之抗輻射比較器電路有效抵抗了 SEU 對電路所帶來的影響，也驗證了雷射輻射照射平台在對於抗輻射電路設計的幫助上有不錯的效果。



圖 2.2.1 研究使用之 SEE 實驗設備

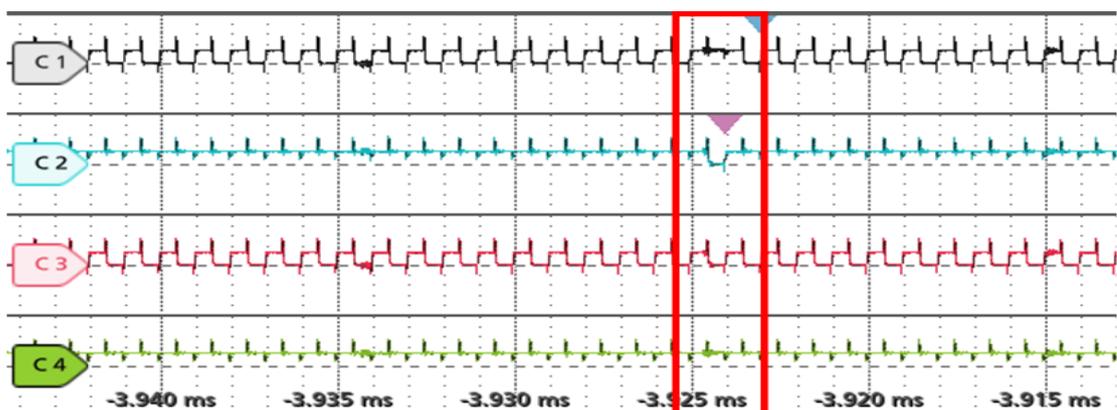


圖 2.2.2 晶片抗輻射雷射照射實驗結果

(3) 抗輻射電子元件開發與輻射效應評估

在抗輻射之金氧半場效電晶體與快閃記憶體元件之製程研究上，

探討 MOSFET、FinFET 元件受 Co-60 輻射傷害後，對於可靠度的影響。經輻射總劑量 10 kRad 照射後，MOSFET 的飽和電流呈現崩潰現象，轉換特性的 I_{off} 增加；而 FinFET 飽和電流有些微的劣化，轉換特性幾乎不變，呈現較佳的抗輻射能力。經輻射總劑量 100 kRad 照射後，MOSFET 的串阻變大使得汲極電流的斜率變小，已無電晶體基本轉換特性；FinFET 飽和電流僅有些微的劣化，轉換特性幾乎沒有變化。因此 FinFET 很抗輻射，除了在先進 CMOS 技術是主流元件，應用到衛星電子系統也很有潛力。另探討 Si₃N₄/ZrON 堆疊式電荷儲存層之元件其受 Co-60 輻射傷害後，對於多晶矽無接面式快閃記憶體的寫抹速度及可靠度的研究。結果顯示，ZrON 樣品無論是無照射輻射，或是隨著輻射照射劑量從 10k 增加至 1M，皆具有相近的導通電流及開關電流比；且 ZrON 樣品的寫入及抹除的速度也不因輻射效應而改變，同時具有相當的記憶窗。在耐久力特性上，無論有無輻射傷害，在經過經過 10^5 次反覆的寫/抹操作後，記憶窗的變化具有相似的表現。對於電荷保持力方面，雖然輻射後會隨著輻射劑量增大而劣化，即使經過 1M 輻射劑量照射後，元件仍保有 73% 的電荷保持力。因此，電荷儲存式快閃記憶體元件具有很好的抗輻射能力，可應用到衛星電子系統的非揮發性記憶體裝置。

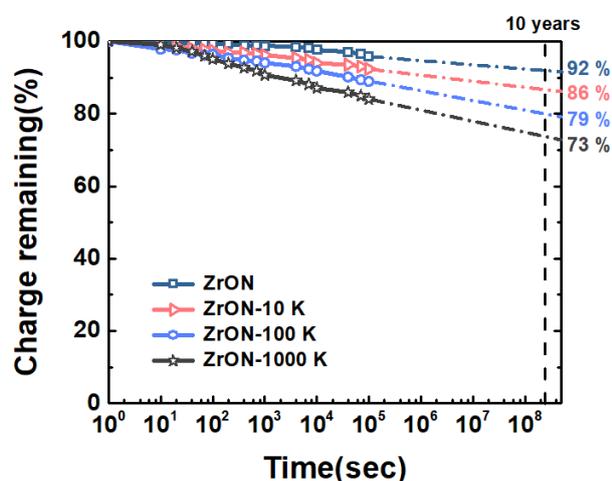


圖 2.3.1 ZrON 樣品受不同輻射劑量傷害後在室溫下量測之電荷保持力測試

在抗輻射之新興記憶體元件開發上，第一階段以 NH₃ 電漿進行介面改善，透過電漿處理可抑制介面氧空缺並提升介電常數，可減少施加電壓過程對介面層的破壞，因此，以 NH₃ 電漿處理後的 FeFET 鐵電記憶體其記憶視窗大幅提升，與對照組相比，耐久度不僅提升一個數量級更維持可用之記憶視窗，此外，減少的氧空缺也有利提升 FeFET 鐵電記憶體切換速度，此研究成果將有助於改善現有 FeFET 鐵電記憶體可靠度不佳相關問題。而第二階段，探討質子輻

射對基於 HZO 之 FeFET 鐵電記憶體特性影響，透過直流偏壓掃描，發現質子輻射對於 FeFET 鐵電記憶體的記憶視窗影響不大，受質子輻射照射的元件甚至在小電壓掃描下具有更高的記憶視窗，此項發現可能和照射質子輻射後改變的氧空缺分布情形有關。接著，透過電壓脈衝對 FeFET 鐵電記憶體進行測試，照射不同流量的質子輻射後，在寫入速度以及 endurance 等特性皆無出現明顯改變，而進一步量測 FeFET 鐵電記憶體 retention 特性，照射質子輻射之 FeFET 衰退趨勢僅微幅增加，與未照輻射元件相比，在 10 年預測下仍保有 90% 以上的記憶視窗。綜合上述研究結果可驗證 FeFET 鐵電記憶體具有極佳的抗質子輻射能力。

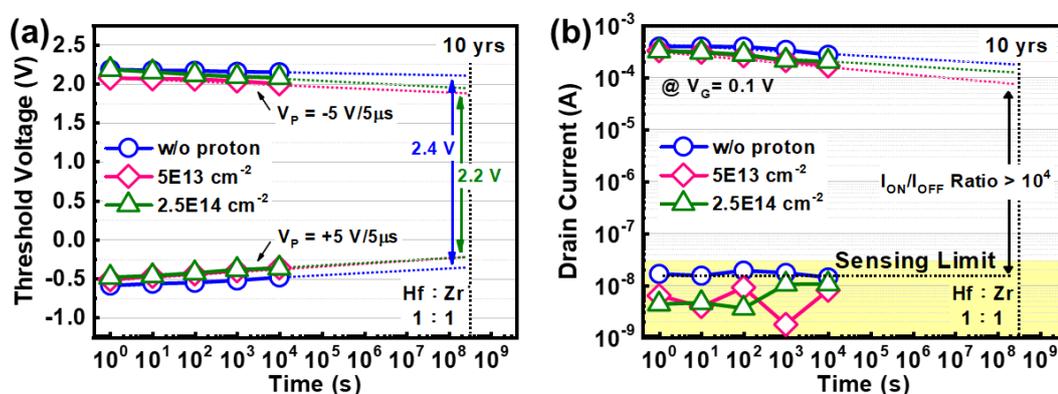


圖 2.3.2 FeFET 鐵電記憶體質子照射之 retention 特性表現

在下世代半導體材料與元件之輻射效應評估上，主要針對寬能隙材料與元件之輻射效應進行研析，除了先行深入瞭解輻射損傷基本機制之外，也針對國際上目前 SiC 與 GaN 元件相關的研究成果進行統整比較，另也完成 SiC MOS 電容的製作及其 TID 輻射效應的初步分析。此外，為了正確評估輻射效應的影響，也針對 MIL-STD 與 ESCC 等國際機構所建立的電子元件測試標準進行研析，重要結論如下：

- TID 效應測試主要採用 Co-60 γ -ray 射源，少數研究則採用 X-ray，所施加之劑量範圍介於 0~1000 Mrad 之間。相較於接面型元件，MOSFET 元件對於 TID 輻射效應較為敏感。而適當的製程條件控制可提升 SiC MOSFET 的輻射耐受性，如：較薄的閘極氧化層、氮濃度較低的氧化層氮化製程、較高的 p-well 表面濃度等。
- 為使輻射照射更貼近元件實際的操作環境，TID 輻射效應的照射條件必須適當地考量溫度、濕度、偏壓、劑量率等參數的影響。

- c. 位移損傷(DD)輻射效應可藉由中子或其它高能粒子進行評估，DD 效應造成元件劣化的主要因為位移損傷造成元件通道區及飄移區的載子移除現象，同時也降低載子遷移率及載子生命週期。採用較高摻雜濃度的元件可有效抑制 DD 效應的發生。
 - d. SiC 功率元件的 SEE 效應主要的失效模式為單一事件燒毀 (SEB)，輻照效應實驗的高能粒子涵蓋中子、質子以及其它重粒子，甚至地面中子也可作為觸發源，且須建置測試電路或電荷收集量測系統來進行偵測。SiC 功率元件的 SEB 失效機率或發生截面隨外加偏壓而增加，且與元件製造商和元件結構有關。
 - e. 藉由 SiC MOS 電容的 Co-60 gamma rays 之 TID 效應的初步分析可知，gamma rays 照射會產生游離電荷並造成 C-V 特性曲線往左飄移，此係介電層捕獲電洞而形成帶正電的氧化層陷阱電荷所致。
 - f. 針對電子元件或電路之 TID 或 SEE 效應的測試與驗證，目前國際上已有部分機構針對特定的效應制訂共同認可的測試標準可供遵循。為建構可靠的測試平台以正確評估電子系統的輻射效應，應考慮參採各測試標準中所規範的測試方法與流程，依此產出具代表性的結果。
 - g. 針對 DD 及 SEE 效應所需的高能粒子加速器設施，目前國內相關的資源較為欠缺，建議未來應構思籌建適用的加速器設施，或整合目前可用資源發展開放式使用平台，以因應未來可能的需求。
3. 國際原子能法規及趨勢之研究-推廣原子能科技普及與資訊傳播。
- (1) 111 年原能會第 1 場「原子總動員 科技樂無限」活動於 2 月 25 至 28 日假台北華山 1914 文化創意產業園區舉辦，總計吸引了 6,162 人次的民眾入場參觀。活動設計了「輻射應用」、「緊急應變」、「除役核廢」及「綠能科技」四大主題展區，參觀民眾可依自身興趣選擇參觀路線，更搭建雲霧室、電腦斷層(CT)、核一廠廠房、室內乾貯及微電網等多款互動式小模型，輔以遊戲體驗及「廉政轉盤」闖關遊戲，讓參與者除認識原子科學知識及其應用外，也瞭解「反貪倡廉」的重要性。此外，為擴大「原子總動員 科技樂無限」的科普效益，也將四大主題展區擇一個展項，於 2 月 27 日至 3 月 5 日期間以影片型式在「原能會 輻務小站」臉書粉絲頁同步辦理線上科普。



圖 1.3.1 「原子總動員 科技樂無限」科普展-台北場

- (2) 111 年原能會第 2 場「原子 GO 探險趣」活動於 7 月 15 日至 18 日假台北華山 1914 文化創意產業園區舉辦，約 7,199 參觀人次。這次科普展運用模型、互動闖關遊戲，設計了毛小孩動物 X 光室、核醫藥物製造流程及輻災防救小英雄等職場體驗遊戲，除讓親子在玩中看見生活中的原子能及核電廠緊急應變與除役的知識；也透過親身體驗，讓小朋友看見原子能應用與職業多元性，增進未來對科學領域的嚮往與視野。另現場還設置廉政宣導攤位，使民眾了解再生能源與反貪的概念，凝聚社會廉能共識。此外，為提高科普教育效果、延長此次科普展的成效，並結合今年是基礎科學促進永續發展國際年(IYBSSD)的活動，促進民眾認識生活中的原子能知識與永續發展的關聯，於 7 月 17 日至 8 月 6 日間在「原能會 輻務小站」臉書粉絲頁同步辦理線上科普。



圖 1.1.2 「原子 GO 探險趣」科普展-台北場

- (3) 111 年原能會第 3 場「原子 GO 探險趣 量子就在生活中」活動於 12 月 10 日至 11 日假高雄文化中心圓形廣場舉辦，約 4,166 參觀人次。本次科普活動與國立中山大學共同合作舉辦，也提供高雄在地高中生學習歷程，讓對科學有興趣的學子，藉由原能會同仁說明遊戲背後的原子能知識，以及與民眾溝通互動的回饋中，獲得生活化的科學知識，並透過服務人群，體驗付出的喜悅與感動。此外，現場針對

民眾關心的日本排放氚廢水議題，也設置「海水取樣」、「氚水輻射偵測」等展項，另有毛小孩 X 光室、核廢料裝載容器及固態氧化電池等多款互動模型，輔以遊戲體驗，讓參與者除認識原子科學知識及其應用外，也啟發學生探索新能源的學習興趣。



圖 1.1.3 「原子 GO 探險趣 量子就在生活中」科普展-高雄場

(二)核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

1. 除役作業場所輻射分析之審查技術研究

(1) 除役廢棄物離廠偵測國際規範研析

為了能夠更有效地執行廢棄物解除管制的管制活動與決策、增加公眾的信心及降低非必要的管制負擔，美國核管會過去也積極致力於開發能用以評估廢棄物解除管制的放射性分析技術，藉由嚴謹的材料流程模型及曝露情境分析，嘗試確認可能遭受影響的關鍵群體及其可能接受的劑量，其結果並可用以支援管制機關執行管制決策的技術基礎。此外，美國核管會過去也曾制訂用於放射性污染材料表面活度偵檢的指引，該指引中的標準目前也已被許多機構採用做為核設施材料表面污染特性偵檢的限值，針對此限值的之來源或依據實有必要進行進一步地釐清，以做為國內執行材料解除管制時的參考。因此，為了因應未來核設施材料解除管制可能面臨的劑量評估與特性偵檢需求，本研究收集與國際目前針對材料回收及再利用的管制規範及執行實務，並將聚焦於材料解除管制的放射性評估方法及偵檢標準進行研析，藉此預先獲知核設施材料解除管制上可能面臨的挑戰並提出國內可採行的建議做法。

廢棄物解除管制國際管制規範與案例研析

根據 OECD/NEA 除役合作計畫團隊針對國際上已完成或正在進行除役的設施所執行的調查資料顯示，除役廢棄物經解除管制而採取回收/再利用的做法普遍受限於不一致的釋出標準，目前大部分的解除管制案例僅限於個別國家或個案，國際上或各國並無一體適用的標準與程序。雖然解除管制的概念為完全解除廢棄物的監管控制，然實務上的做法仍依個案的條件及差異而有不同的替代性釋出方案，包含無條件的使用、無放射性限制處置、核設施內有條件的再利用、有放射性限制的處置、以及有條件的釋放到特定的熔爐等。圖 2.1.1 所示即為廢棄物經解除管制釋出之分層系統(tiered system)概念示意圖，圖中係將監管環境中的廢棄物依其回收/再利用屬性分為 A 至 D 四個層級，可涵蓋解除管制釋出的可能情境：

- 層級 A：金屬材料具表面污染或僅受到輕微活化，能經由除污程序盡可能地移除污染，並無條件釋放以供再使用或熔煉。
- 層級 B：金屬材料屬體積型的污染，必須先在受監管的环境中進行熔化以完成除污，然後在商業冶煉廠或工廠進行金屬回收，最後加工用於消費品，屬有條件式的解除管制(conditional clearance)。
- 層級 C：金屬材料含有短半化期核種，必須在受控環境中熔化及鑄造，並釋出用於特定的初始工業用途(如：鋼橋)。此類僅限於

被短半化期放射性核種污染或活化的材料，其半化期則應取決於終端產品的使用壽命。

- 層級 D：此類材料屬於無法由監管控制釋出的材料，將在受監管的核工業中回收或再利用(如：用於廢棄物最終貯存容器)。層級 D 的材料實際上並未解除監管控制。

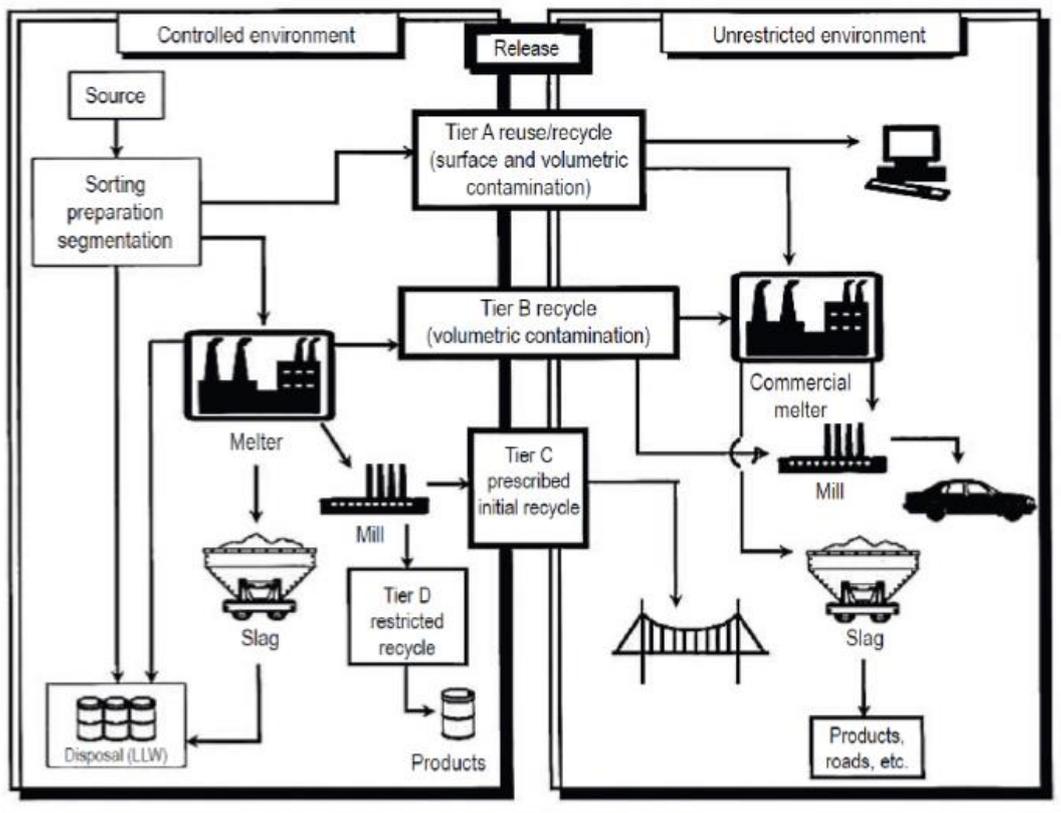


圖 2.1.1、廢棄物經解除管制釋出之分層系統概念示意圖

由於國際上缺乏一致性的解除管制標準，致使上述的概念應用可能會依個別國家或個別計畫而有所差異，這也使得解除管制的材料並無法在不同國家之間輸送，並且也造成離廠偵檢要求與程序上的差異，如：儀器選擇、量測頻率、取樣規則、文件、以及品保要求等。目前國際上已有幾份基礎文件可做為主管機關制訂解除管制釋出標準的重要指引，包含：RS-G 1.7、IAEA GSR Part 3、RP 89、RP 101、RP 113 與 RP 122 等。基於上述的國際規範與指引，許多國家已經發展出該國家特定的規範，少數國家甚至直接採用國際規範做為其國家法規或個案監管的準則(如：日本、西班牙、義大利等)。表 2.1.1 與表 2.1.2 即比較國際上不同國家所採用的解除管制標準，由表可知各國所採用的限值確實仍存在一些差異性，早期大部分係採用 β/γ 總比活度的限值，近期則逐漸引入核種相依的

值一法則的做法，並且部分國家也開始考慮採用 α 發射體的限值。

表 2.1.1、各國用於廢棄物解除管制之表面活度限值

國家	1996年以前	2016年
德國	0.37 Bq/cm ² (適用於面積>100 cm ² 的表面污染)	核種特定(值一法則)
芬蘭	0.40 Bq/cm ² (適用於面積>0.1 m ² 的表面污染)	Alpha: 0.4 Bq/cm ² Strong beta/gamma emitter: 4 Bq/cm ² Weak beta/gamma emitter: 0.4 Bq/cm ²
比利時	0.40 Bq/cm ² (適用於面積> 300 m ² 的表面污染)	Alpha: 0.04 Bq/cm ² Beta/gamma emitter: 0.4 Bq/cm ²
美國	0.83 Bq/cm ² (適用於面積> 1 m ² 的表面污染) 2.5 Bq/cm ² (適用於面積< 100 cm ² 的表面污染)	Alpha: 核種特定 Beta/gamma emitter: 0.83 Bq/cm ²
瑞典	4 Bq/cm ² (適用於面積> 100 cm ² 的表面污染) 40 Bq/cm ² (適用於面積< 10 cm ² 的表面污染)	Alpha: 0.4 Bq/cm ² Beta/gamma emitter: 4 Bq/cm ²
義大利	N.A.	核種特定(值一法則)
西班牙	N.A.	核種特定(值一法則, 僅適用於混凝土)

表 2.1.2、各國用於廢棄物解除管制之比活度限值

國家	1996年以前	2016年
德國	0.1 Bq/g 1.0 Bq/g (適用於一般 熔化設施中金屬的再 利用)	核種特定(值一法則)
瑞典	0.1 Bq/g (適用活度超 出天然活度含量的商 品)	核種特定(值一法則)
英國	0.4 Bq/g (適用密封射 源外的固體總活度)	核種特定(值一法則)
美國	無	核種特定(值一法則)
比利時	N.A.	核種特定(值一法則)
義大利	N.A.	核種特定(值一法則)
法國	N.A.	無
芬蘭	N.A.	核種特定(值一法則)
西班牙	N.A.	核種特定(值一法則)
日本	無	核種特定(值一法則)

金屬為目前除役核設施中最常被進行回收與再利用的材料，這是由於金屬相較於建築材料較易於除污，且金屬材料的回收與再製的程序在傳統的廢棄物管理中已是相當成熟的做法，特別又以鋼鐵最為普遍。鋼鐵是除役廢棄物中佔比最高的金屬，為最常見被回收及再利用的金屬，其它銅、鉛、鋁等金屬同樣也有類似的做法。德國的 Stade 核電廠除役之後也拆除數以萬噸的廢金屬，這些廢棄物如果可以藉由合理的除污程序而達到無條件釋出的標準，一般會選擇在現場處置完後即釋出進行熔化。然而，如當材料超出無條件釋出標準時，則會優先考慮採用在受監管的熔煉設施中進行熔化的有條件式解除管制。西班牙的 Vandellos-1 核電廠除役從受影響區域釋出了約 8,000 噸的材料(大部分為金屬)，並從非受影響區域/組件中釋出額外的 8,000 噸，大部分的這些材料也已被送去回收及再利用。此外，也有一些未解除管制的金屬在核工業中回收和再利用的案例，某些設施使用這些材料重製作為輻射屏蔽材料或用於製造放射性廢棄物貯存容器，如：法國的 Socodei 使用核設施中的廢金屬生產輻射

防護用的廢棄物封裝容器、比利時的 SCK•CEN 核能研究中心和法國的薩克雷加速器設施使用回收和再利用的鉛作為屏蔽材料、西班牙的 Vandellos-1 核電廠則將受污染的含鐵金屬材料回收並用於芝加哥費米實驗室的屏蔽材料等。

表 2.1.3 所列則為國際核設施之除役廢棄物採用回收與再利用的實施情形，表中涵蓋了各類金屬與混凝土釋出的案例，並依專案名稱、廠址、國家、材料種類、重量、物理型式、釋出情境、終端應用等進行比較。由表可知，釋出的案例以混凝土佔最大宗，其次為鋼鐵，亦有少部分的銅、鋁、鉛等其它類金屬材料。釋出情境主要以層級 A 的無條件解除管制為主，另有少數則採取有條件的層級 B 及未解除管制直接在廠使用的層級 D。因此，無條件解除管制確實已在大多數的除役專案中被採用，有條件解除管制及在核工業內部的回收使用也是可能的做法。由此可知，雖然解除管制的釋出限值可能對於量測上會是一大挑戰，但應不至於構成除役廢棄物釋出與回收的阻礙。

表 2.1.3、國際核設施除役廢棄物回收與再利用之案例比較

專案	廠址	國家	材料	數量 (噸)	物理型式/製程	層級 ¹	終點
BWR 渦輪轉子 Ringhals NPP	Ringhals NPP	瑞典	鋼鐵	360	大/整個組件	A	傳統回收業者
Berkeley 鍋爐	Berkeley NPP	英國	鋼鐵	3200	切割組件/熔化	A, B ²	傳統回收業者
來自可拆卸屏蔽中的鉛	BR3 NPP	比利時	鉛	34	封裝用鉛/熔化	A, D	新的熱室
燃料再處理廠	Eurochemic	比利時	混凝土/鋼鐵	25166/2439	建築結構/碎石	A	傳統回收業者
PWR 圍阻體之混凝土	Ringhals NPP	瑞典	混凝土	200	1 噸的混凝土塊	A	現場施工
Sorting plant 除役	Ranstad 鈾處理廠	瑞典	混凝土	15000	建築結構/碎塊	B	廠址復原
電纜釋出	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)	德國	銅	4.15	離廠電纜剝除機	A	傳統回收業者
混凝土碎塊回收	JRR-3 研究用反應器	日本	混凝土	1800	混凝土碎塊	A	廠址復原
氣體離心機	Ningyo-Toge 中心	日本	鋁	11	導管	D	現場施工
廢氣廠房除役	Caorso NPP	義大利	混凝土/鋼鐵	7200/908	碎混凝土/廢金屬	A	現場施工
渦輪機廠房	Caorso NPP	義大利	混凝土/鋼鐵	--/8272	整棟建築/廢金屬	A	再利用
Calder Hall 冷卻塔	Calder Hall NPP, Sellafield	英國	混凝土	5200	碎混凝土	A	傳統回收業者/廠址復原
Windscale pile 煙囪	Windscale, Sellafield	英國	混凝土	3000	碎混凝土	A	廠址復原
廢棄物管理廠房	MZFR, WAK, Karlsruhe	德國	混凝土	3530	整棟建築	A	傳統回收業者
核電廠除役	NPP Vandellós-1	西班牙	混凝土	78962	混凝土結構	D	現場再使用

1. 層級概念被延伸應用至金屬材料以外

2. 材料被允許採無條件及有條件的解除管制

NUREG-1640 劑量評估方法

除了 IAEA 與歐盟委員會所制訂的放射性廢棄物解除管制的標準與輻射劑量評估相關指引之外，美國 NRC 於 2003 年也發布了 NUREG-1640 技術報告。該報告係針對核設施廢棄物解除管制之放射劑量評估，在進行輻射曝露情節與模型的設計時，完整且縝密地考量美國當前工業實務的實際處理流程與情節，並且也納入更貼近於美國群眾生活習性的數據，其目的是為了降低劑量曝露評估時非必要的保守度或高估可能的劑量。該報告的分析結果雖不能被視為代表任何管制政策或管制決策，但可作為支援管制考量的技術基礎。具體而言，其結果可用於判定各類材料解除管制之回收或處置作業流程中的關鍵群體，並可藉此求得各關鍵核種以劑量為基準的比活度或表面活度標準。對於通用法規的制訂，各情節中具有最大平均歸一化劑量的個體，在核種相依的基礎上可被判定為該類材料解除管制的關鍵群體，而涉及個體劑量的監管決策通常會基於此關鍵群體的平均劑量，只要限制關鍵群體的潛在劑量，即可確保任何其他群體的平均潛在劑量不會超出限值。NUREG-1640 報告中的劑量評估即廣泛地考慮材料在回收與處置流程中所有可能的情節，除了可精準掌握關鍵群體之外，這些大量的曝露情節、計算模型、建模參數、數學公式等也可能可實際應用於某些特定的個案，當曝露情節與個案分析的情況足夠相似時，對應的方法即可用於劑量重建。

NUREG-1640 的劑量評估分析分別計算一年曝露期間的有效等效劑量(effective dose equivalent, EDE) 或有效劑量(effective dose)，前者係基於 1977 年 ICRP 26 號報告的建議，後者的計算係數則是採用 1991 年所出版的 ICRP 60 號報告的建議。由於材料解除管制時，殘餘活度可能會留在表面或分布於整個塊體之中，個體會遭受整批材料的曝露，包含不同尺寸及形狀的組件，藉由假設活度平均分布於整個塊體或表面進行分析，並以單位活度進行歸一化，即可求得以比活度或表面活度歸一化的劑量值，即 $\mu\text{Sv}/(\text{Bq}/\text{g})$ 或 $\mu\text{Sv}/(\text{Bq}/\text{cm}^2)$ 。

其中，所考慮的廢棄物種類涵蓋鋼鐵、銅、鋁、以及混凝土等材料的回收與處置流程，總計共納入 86 種曝露情節及 115 個關注核種。任一曝露情節需藉由一組參數及數學關係式來描述，這些參數包含與核種無關的參數，亦即可適用於所有放射性核種的參數(以廢鋼鐵的分析為例即有超出 300 個此類參數)、與回收及處置流程相關的製程參數、與核種物理特性相關具固定值的參數(如：半化期或劑量轉換因子)等，其中所採用的許多參數值係源自於已發表的論文或技術報告，或經由工業聯繫及實地參訪所取得。

針對核電廠除役常見核種，如： ^3H 、 ^{14}C 、 ^{63}Ni 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^{235}U 、 ^{241}Am 、 ^{239}Pu ，本研究整理這些核種於各類材料中的關鍵曝露情節

及其單位活度造成的有效劑量於表 2.1.4 之中，此表也可作為未來核電廠除役廢棄物解除管制時的參考。

表 2.1.4、核電廠常見核種於各類材料中的關鍵曝露情節及其均一化劑量

核種	材料	曝露情節	均一化劑量
有效劑量			
H-3	廢鋼鐵	在工業掩埋場處理廢鋼鐵	0.02 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.004 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在工業掩埋場處理廢銅	1.1E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	2.9E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.2E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	0.069 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.5E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
C-14	廢鋼鐵	在工業掩埋場處理廢鋼鐵	0.033 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 6.5E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	熔爐廢氣排放	2.5E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.8E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	4.6E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 5.1E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.2E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Ni-63	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	3.7E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 7.3E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	3.4E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 6.6E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	鋁製炊具使用	3.4E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.8E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	2.0E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 7.0E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Co-60	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	52 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 10 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	1.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²

	廢鋁	駕駛鋁製引擎組件的計程車司機	0.25 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.28 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	使用再生混凝土修建道路	270 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.97 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Cs-137	廢鋼鐵	卡車司機在自卸拖車中拖運EAF 粉塵	15 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在廢棄物場處理廢銅	0.2 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.38 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	7.4E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 8.2E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	使用再生混凝土修建道路	57 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.2 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Sr-90	廢鋼鐵	爐渣儲存堆之滲濾液	0.42 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.088 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	9.4E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.018 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	1.9E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.1E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	1.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.8E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
U-235	廢鋼鐵	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	5.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.99 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	0.51 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.99 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	8.4E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 9.3E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	公立垃圾掩埋場滲濾液	17 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.06 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Am-241	廢鋼鐵	處理鋪路用之爐渣	1.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	2.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.034 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.038 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	7.5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g

			2.7E-2 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
Pu-239	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	12 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 2.4 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	0.65 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 1.3 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.041 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.046 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	8.5 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.03 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$

IE Circular No. 81-07: Control of radioactively contaminated material

此為一份由 NRC 檢查和執法辦公室 (office of inspection and enforcement) 在 1981 年所發布的通知 (Circular)，主要是針對放射性污染材料的控制。在 Information Notice No. 80-22 中描述了關於核動力反應器持有者，可能將放射性污染物外釋到不受管制的區域的原因，主要包括：調查技術的不足 (inadequate survey techniques)、人員的訓練不夠 (untrained personnel performing surveys)、以及法規限值的不恰當 (inappropriate material release limits) 等，而這些問題基本上可以經由實施有效的污染控制計劃來加以糾正 (例如：適當的行政控制和調查技術)。因此，美國 NRC 才會針對此一問題發布 81-07 號通知，為放射性污染的控制提供了指導。

- 本通知 (Circular) 主要是提供一種實用的方法或指引，可將未受管制的材料從管制區內以“無限制使用放行”的方式外釋到一般環境。其中所需考慮的因素包括：進行污染調查的可行性、儀器的偵測能力、以及未檢出污染的釋放對個人或公眾所造成的潛在輻射劑量。
- 本通知所建議的篩查水平為：
針對 Gross Beta/Gamma：5000 dpm/100 cm^2 ；針對 Removable：1000 dpm/100 cm^2 ；如果懷疑有 α 污染，則應針對 α 活度進行適當的測量，其標準為：針對固定污染：100 dpm/100 cm^2 ；針對非固著污染：20 dpm/100 cm^2 。
- 本報告也引用 NUREG-0613 和 NUREG-0707 的研究，認為在表面均勻污染水平為 5000 dpm/100 cm^2 (beta-gamma) 的情況下，外釋所導致的潛在劑量影響將低於 5 mrem/y (50 $\mu\text{Sv/y}$)。

本通知主要是參考 J.F. Sommers 所發表的研究結論，主要是針對新

一代便攜式輻射測量儀器的開發和“可執行的盡可能低 (As Low As Practicable, ALAP)”理念的應用，提出了遵守放射性污染控制指南的問題。新儀器被用來檢測隔離的(isolated)、低水平的 (low-level)、離散粒子(discrete particle)的 β - γ 污染。為了確定實用性的限度，反過來又需要確定這些表面污染物的檢測限度，在其研究中所包含的數據和計算結果顯示使用新一代便攜式測量儀器針對輻射源所進行的量測頻率是可以達成的。此外，作者依據其研究成果所得出的結論是，在離散顆粒的低污染水平群組中，每個顆粒約 5000 dis/min.的 β 活性是每個顆粒的最低活性水平，可適用且滿足於表面污染控制指南。當然，若是能透過額外的儀器開發、或通過高成本改變輻射系統和污染控制方法來降低控制水平也是可能的。

總括來說，IE No. 81-07 通知對於離散粒子的低水平污染，大約 5000 dpm 的 β 活度是常規利用直接測量方法所能偵測到的最低活度水平；但對於非固著(removable)的污染，若能採用間接量測方法(如：擦拭試驗、10 cm \times 10 cm 擦拭面積)，其偵測極限可以比直接量測更低，偵測能力可達到1000 dpm (1000 dpm/100 cm²)。所以，考慮到進行表面污染調查(偵檢)的可行性，污染控制限值針對總合污染不應低於 5000 dpm/100 cm²；針對非固著污染則不應低於 1000 dpm/100 cm²。當然針對微量污染離散顆粒的檢測能力仍取決於活度水平、背景環境、儀器時間常數、以及表面掃描速度等。

結語

因應國內核電廠即將進行的除役與拆除作業，勢必產生大量的廢棄物，但其中大部分的材料並不具有放射性、或僅具有非常低的放射性污染殘留，若無法從管制區內進行移除到外界一般環境，勢必造成廠區的庫存壓力、甚至影響除役時程的進行。本研究主要針對管制區內的固體廢棄物，比較國內外相關法規或指引的“解除管制標準”所延伸的篩查水平，主要結論敘述如下：

- 將管制區內的放射性廢棄物視為解除管制物件外釋到一般環境必須符合篩查水平，訂定篩查水平除了必須評估其外釋可能造成之個人或公眾的輻射劑量與風險之外，量測儀器的最低可測能力、以及現場作業的可執行性，也是重要因素。
- 美國 NRC 檢查和執法辦公室在 1981 年所發布的 81-07 號通知 (IE Circular No. 81-07)，為放射性污染的控制提供指引。該通知所納入考慮的因素包括：進行污染調查的可行性、微小污染外釋的可能性、以及未檢測的污染釋放對公眾個人造成的潛在輻射劑量影響。該通知引用由 J.F. Sommers 所發表的研究，其建議的篩

查水平與 RG 1.86 相似。

- 因應未來國內核電廠除役所必須面臨的放射性廢棄物從管制區內解除管制、並外釋到一般環境的需求，現行法規仍與國際規範相符合，但考量現場實際執行作業的可行性，針對個案依據物件之質量面積比(mass to surface ratio)適度調整表面篩查水平似仍有其必要性。

2. 除役作業場所輻射分析之審查技術研究

(1) 核電廠除役獨立驗證機構管理機制研究

美國核設施除役獨立驗證主要由橡樹嶺科學與教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE)執行，ORISE 係由橡樹嶺大學聯盟(Oak Ridge Associated Universities, ORAU)管理，為美國能源部(DOE)清理計畫(cleanup projects)之獨立驗證承包商，並為美國核管會唯一之驗證承包商。1980 年至今，ORISE 已參與超過 600 個場址之驗證調查作業。在環境與輻射驗證偵檢領域，ORISE 指出執行獨立驗證之益處包括：確保廠址依據核准之標準進行改善或外釋、有效防止不符合標準之外釋、提高公眾及利害關係者之信任，及為 DOE 及主管機關提供技術建議等。德國 TÜV SÜD 集團為德國之獨立驗證單位，其服務項目包含功能安全認證、產品認證、風險管理與技術諮詢等，亦提供核電廠除役之相關服務，包含提供拆除策略、審查除役報告及廢棄物評估等，其中廢棄物評估為確保廢棄物符合解除管制、運輸與最終處置等要求。本研究藉由研析上述獨立驗證機構，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源與設備需求等，並配合主管機關至國內核電廠進行輻射驗證偵檢與取樣分析等作業，以及開發獨立驗證所需放射性核種檢測與分析技術，以提供主管機關建立我國核電廠除役獨立驗證機構管理機制之參考。

德國外釋程序

德國外釋係依據輻防條例之程序，過程中將有管制機關之參與，管制機關將針對設施經營者之量測技術、技術方法與核種比例進行管制與測試。在設施經營者提出相關量測文件後，管制機關將審視其合理性，進行現場量測與取樣，並進行實驗室量測分析，其中，實驗室分析可透過官方實驗室(Labormessungen des Landesamt für Umwelt)或委託獨立驗證機構(TÜV)執行，量測結果經評估符合標準後，設施經營者方能交付外釋材料，如圖 2.2.1 所示。

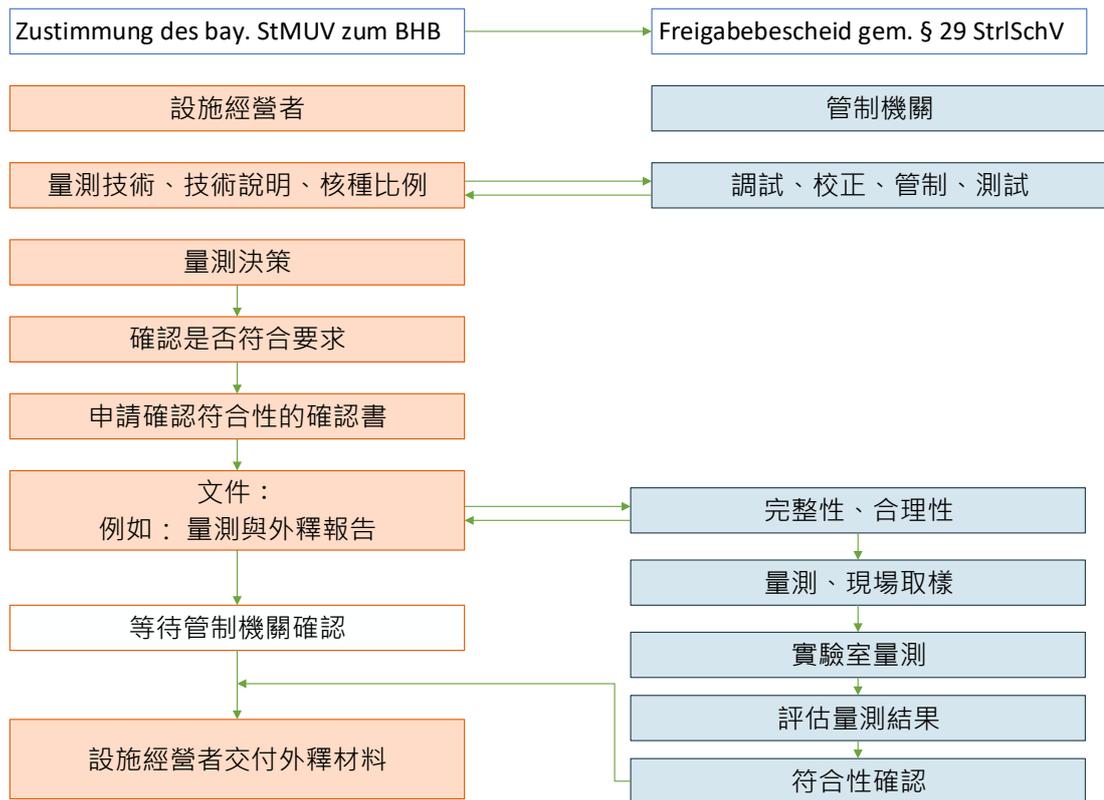


圖 2.2.1、德國外釋程序

美國獨立驗證機構合作機制

美國獨立驗證機構之合作機制，可參考美國核管會視察程序書(NRC IP 87104)，符合以下標準之一項或多項時，主管機關可考慮委託獨立驗證機構來執行獨立驗證調查：

- 當設施經營者的最終狀態偵檢涉及獨特或複雜的技術問題。
- 當驗證調查的工作預計將需要超過一個人週的時間才能完成現場實地調查和取樣。
- 當驗證調查為非常重要且高優先度的工作，主管機關的工作人員可能無法及時完成。其主要內涵仍是在於考量到主管機關可能沒有充足的偵檢資源(包含儀器與人力)。

NRC 執行驗證之篩選原則，可參考美國核管會視察程序書(IP 83890)，其中，需要進行驗證之條件，包含：該廠址或區域過往有重複違規之情形；公眾或社會對於現場整治或調查作業嚴重缺乏信心的區域；在設施經營者執行最終狀態偵檢的過程中，由主管機關所執行的過程中視察已發現存在重要且有未解決的問題。不需進行驗證之條件，包含：設施經營者已針對該設施進行足夠的最終狀態偵檢；該設施中僅存在少量的放射性核種，且其半化期為 120 天或更短時間；該設施中僅使用密封射源，

且其洩漏測試小於 0.005 Ci；該設施對於公眾的健康和安全風險很小。

ORISE 經費來源與任務

ORISE 可直接透過與 DOE 簽約獲得經費(每年總金額約 3 億美元)，以進行科學教育和研究活動。該合約經費附有 DOE 之工作授權，詳細說明要執行的工作範圍。另外 ORISE 也可透過備忘錄採購訂單(memorandum purchase orders, MPOs)與實體工作訂單(inter-entity work orders, IWOs)從其他能源部承包商或外地辦事處獲得經費，上述兩種方式可加速 ORISE 與其他 DOE 承包商之合作，MPOs 適用於 100 萬美元以下之經費，可由承包商直接授權。IWOs 適用於超過 100 萬美元之經費，在提出 IWOs 前後，皆須 DOE 承包商或外地辦事處簽約授權。

ORISE 主要經費來源由 DOE 簽約提供，主要任務為：培育人才、執行 DOE 相關研究之同儕審查、營運輻射緊急救助中心及訓練中心、提供現職或離職員工之長期健康監測、提供獨立評估環境改善之能力。與 DOE 之合約內容寫明，承包商(ORISE)應依據要求為放射性污染場址之清理提供專業知識並進行獨立驗證，包括提供專家建議與諮詢，並協助處理數據問題，且要保持組織獨立性。

而 ORISE 與 NRC 之合作關係，由 ORISE 獨立驗證報告中的內容顯示，係基於 NRC 與 DOE 間之機構間協議所編寫(interagency agreement)。目前蒐集到較相關的協議文件為 NRC 與 DOE 簽訂之協議(NO. 31310018N0014)，該協議內容包含 ORISE 需協助 NRC 進行除役相關文件技術審查、過程中偵檢(in-process inspections)及確認偵檢(confirmatory surveys)，提供輻射偵檢及實驗室分析技術。該協議附錄指出實驗室執行 NRC 工作須依據 DOE 合約進行，另外因應部分特殊事項(如：進入核電廠等需求)NRC 提供補充條款及指引。綜整上述內容 ORISE 與管制機關之關係，整理如圖 2.2.2 所示。

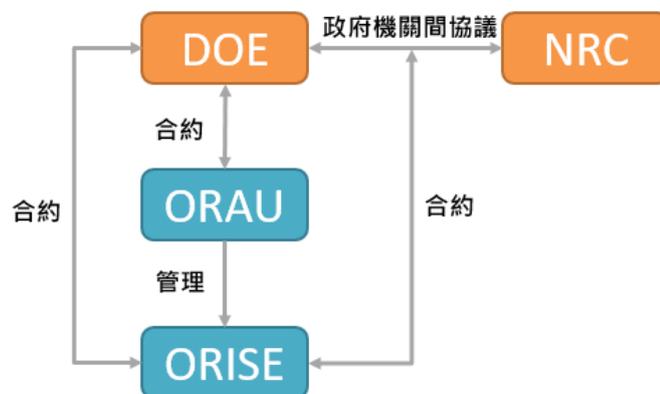


圖 2.2.2、ORISE 與管制機關間之關係

ORISE 獨立驗證執行政序

若需進行驗證，可參考 ORISE 獨立驗證執程序，主要可分為 6 個步驟，如圖 2.2.3 所示。在初步審查作業中，獨立驗證單位將審查設施經營者之除役計畫、執照終止計畫或除污計畫，其中包含基本資料、廠址環境與歷史描述及重大事件等資訊等；在審視最終狀態偵檢計畫與報告階段，將藉由視察設施經營者最終狀態偵檢計畫的實施情形，從中研擬有疑慮或分級較高的偵檢單元優先進行視察；在準備驗證調查階段，將事先擬定調查計畫，並敘明調查範圍、調查程序、測量方法與儀器；執行驗證調查時，需決定由管制機關執行或委由獨立驗證機構執行，除了必須依循管制機關的視察指引之外，執行單位也應備妥獨立驗證相關的程序書及品質保證手冊並據以執行；並進行調查記錄與分析比較，將與導出濃度指引水平(DCGL)或管制標準進行比對，據以評估驗證結果是否與業者之最終狀態偵檢結果相符，得以安全外釋；最後，驗證單位需提出最終的調查報告，做為執照終止的正式文件，作為管制機關決定廠址是否安全外釋的參考基礎。



圖 2.2.3、ORISE 執行獨立驗證之過程

ORISE 於執行驗證調查中，大多採用表面偵檢配合取樣實驗室分析之技術，表面污染驗證偵檢所使用之儀器大部分為使用手持式 NaI 閃爍偵檢器或氣體比例計數器；實驗室分析所使用之儀器大多為高純鍺偵檢器(HpGe)、液體閃爍計數器與氣體比例計數器等。其品保程序包含：1.每日進行儀器背景和檢查射源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計變動範圍之內。2.參與混合分析物性能評估計畫(mixed-analyte performance evaluation program)和比對試驗計畫(intercomparison testing program)。3.對所有執行程序的人員進行訓練與認證。4.定期進行內部與外部稽核。

我國獨立驗證機制規劃

我國獨立驗證機制仍於發展階段，參考我國體外劑量評定機構與輻射偵測業者之執行經驗，訂有「人員輻射劑量評定機構認可及管理辦法」及「輻射防護服務相關業務管理辦法」進行規範及管理，其中「人員輻射劑量評定機構認可及管理辦法」規範申請評定機構具備之文件、主管機關現場檢查、認可證書換發、補發、人員異動等事項，並規定評定機構應依規定提出報告，及文件及紀錄保存等；而「輻射防護服務相關業務管理辦法」說明輻射防護服務相關業務之定義、申請認可之資格條件及應檢附之文件、人員資格要求、認可證效期、換發、補發、業務執行及品保規定等。現行人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作方式，可大致以圖 2.2.4 表示，即由主管機關訂定相關法規要求設施經營者應執行人員劑量監測或輻射偵測，並由主管機關訂定相關認可及管理辦法認證實驗室或偵測業者，再由設施經營者委託合格之實驗室或偵測業者提供服務及報告。

另外可參考「核子反應器設施監查工作範圍及監查機構認可辦法」，其規範核子反應器設施興建及運轉期間，安全相關結構、系統及組件之設計、製造、安裝、檢測及測試等監查作業及監查機構認可之管制。核子反應器設施監查機構之權責包含：接受經營者之委託，依該辦法規定，聘請監查督導員、監查員執行監查作業，及建立監查作業品質保證計畫及程序，並執行監查作業人員之管理。其作業範圍包含審查經營者之品質保證方案，並查證其執行；在核子反應器設施興建期間，監查機構須進行見證或查證製造與安裝製程、銲接、熱處理及非破壞檢測作業等；在運轉期間，監查機構須進行查證檢測作業及系統壓力測試作業，及審查目視檢測報告及查證目視檢測結果等。其認可、管理與運作方式，以圖 2.2.5 表示，上述架構亦可應用於後續獨立驗證規劃之參考。

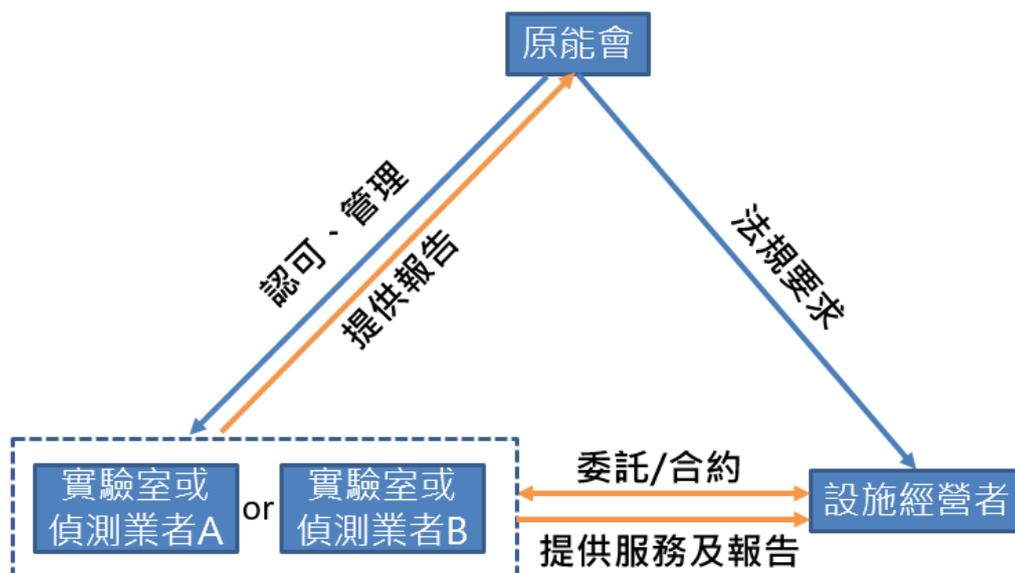


圖 2.2.4、現行人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作方式

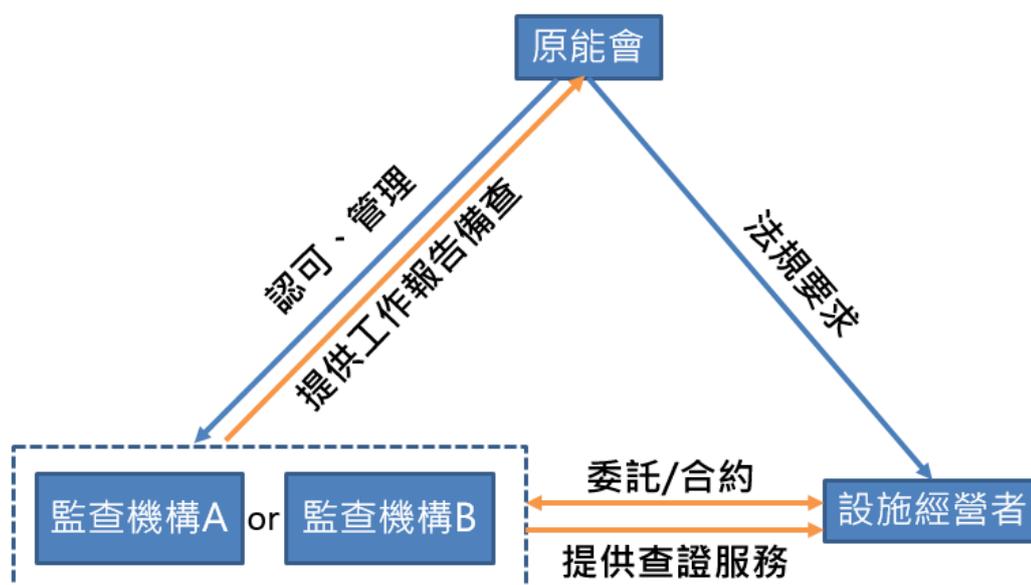


圖 2.2.5、現行核子反應器設施監查機構之認可、管理與運作方式

參考國際作法，及國內目前人員劑量計實驗室、輻射防護偵測業者，及核子反應器設施監查機構之認可、管理與運作執行經驗，本研究建議可由主管機關訂定獨立驗證機構認可管理辦法，業者自行委託符合主管機關認可資格之驗證機構執行輻射偵檢，再由驗證機構提交驗證結果予主管機關及業者以供備查(如圖 2.2.6)，在此管理架構下，主管機關將可全面監督受輻射影響之除役廢棄物自出輻射管制區，乃至於符合離廠標準釋出再利用之整體檢測流程，確保除役廢棄物殘餘放射性符合各階段

輻射量測之預定標準。

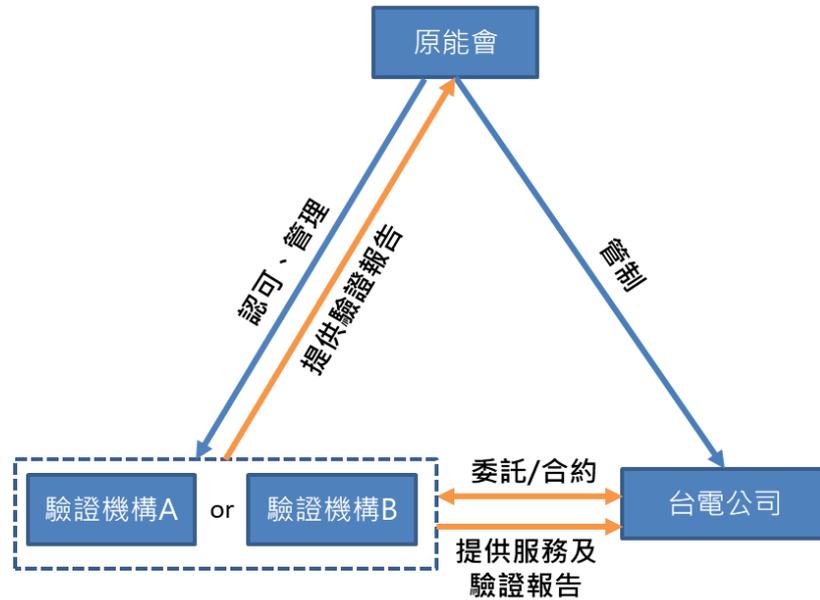


圖 2.2.6、我國獨立驗證架構建立規劃

未來規劃建議

就目前規劃由業者委託獨立驗證機構執行輻射偵檢之方案，未來待持續研究之議題如下：

- 法規授權委託及認可：現階段我國尚無相關法源要求業者須針對除役廢棄物離廠，委託獨立驗證機構執行輻射偵檢，以及獨立驗證機構認可管理辦法亦待建立。
- 驗證合格廢棄物之處置：研析國際上各國針對除役廢棄物離廠處置方式各有不同，例如美日對於符合離廠標準廢棄物，採留置廠內貯存或再利用方式處理；德國方面則允許釋出再利用，因此有必要考量我國國情研擬符合離廠標準廢棄物之處置方案。

3. 精進除役期間輻射管制技術之研究

(1) 除役廢棄物表面污染容許量標準研究

對於廢棄物之輻射偵檢，一般係參考 MARSAME 之程序進行偵檢。針對核設施除役產生放射性廢棄物解除管制，我國訂有「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，殘餘放射性活度達可外釋標準之廢棄物，一般須置於金屬屏蔽量測系統進行計測，始可得到較精準量測結果，因此在進行廢棄物殘餘放射性量測前，一般需將廢棄物進行切割以便填

裝於箱型或桶型承裝容器中進行後續計測，故較適用於小型、可切割廢棄物活度量測。對於無法切割裝桶進行比活度量測之大型廢棄物，將以偵測人員手持表面污染偵檢器貼近設備或組件表面，以固定距離與固定量測速度來進行貝他/加馬輻射偵檢。目前國際上除役廢棄物表面污染容許量標準之訂定，可參考 ANSI/HPS N13.12-2013 及 IAEA DS-500 等報告，其中，ANSI/HPS N13.12-2013 報告係透過輻射劑量標準與導出篩選基準，以保護人類健康免受輻射曝露，且符合國際原子能機構(IAEA)關於解除管制的建議；IAEA DS-500 報告雖目前為草案，但其提供解除管制程序和解除管制標準限值應用之指引，供會員國之業者與管制機關使用。本研究藉由研析上述兩份報告關於表面污染容許量標準之訂定原則，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

ANSI/HPS N13.12-2013

數十年來，人們已意識到需為具表面或體積放射性之物品、設備與設施訂定解除管制標準。制定此標準始於 1964 年，範圍僅限於考慮表面放射性物質，而體積放射性(如：中子活化及土壤等)不在當初的範圍。直到 1999 年，此標準之最終版本正式發布，其提供表面與體積之篩選基準(screening levels)。然而此標準之 1999 年版本並未被美國聯邦或州政府完全採用，原因為標準之技術基礎為引用文獻，而不是進行情節與曝露途徑分析，因此無法確保能廣泛適用。IAEA 於 2004 年與 2005 年發布 RS-G-1.7 與 SRS No.44 號報告，此兩份報告提供明確之建議，用於授權之輻射作業中含有放射性物質之物件或材料之解除管制，避免進一步之輻射管制。為響應 IAEA 的建議，本標準於 2005 年進行改寫，並著重於解除管制，不涉及豁免和排除，另需注意的是，IAEA 的建議是使用國際輻射防護委員會(ICRP)在 ICRP 60 號報告(ICRP 1991)中的劑量模型。編寫小組考慮過使用較新的 ICRP 103 號報告(ICRP 2007)中的劑量建議，但由於缺乏特定情節下的劑量轉換係數，當時還無法做到。

本標準之目的旨在保護人體健康，並建立劑量標準及推導放射性物品解除管制的篩選基準，其標準符合 IAEA 關於解除管制的建議。

ANSI/HPS N13.12(以下簡稱本標準)適用範圍包含：

- 適用於從管制區中將物件或材料解除管制，以保護個人免於輻射或放射性物質曝露。
- 本標準建立放射性核種的表面和體積放射性的輻射劑量標準和導出篩選水平(screening levels)。
- 本標準目的不在取代除役或干預的放射性標準，而是對解除管制物件或材料，提供了保護公眾健康的篩選水平。

主要劑量標準定義為由管制區解除管制之物件，對一般大眾關鍵群

體劑量總有效劑量(total effective dose, TED)限制在 10 $\mu\text{Sv/y}$ (1.0 mrem/y)以解除管制監管控制的材料。

若考量個案基礎之情況，可合理地保證多種輻射來源(包括超出本標準範圍的那些)的曝露，在保持符合合理抑低(ALARA)原則下，可低於既定的公眾劑量限值(如 1 mSv/y(100 mrem/y)之總有效劑量)，則可以允許在更高的劑量標準下進行解除管制。

表 2.3.1 提供了表面活度與體活度的解除管制篩選基準，其不考慮解除管制後未來之使用情況，即無條件解除管制。技術增強天然放射性物質(technologically enhanced naturally occurring radioactive material, TENORM)之篩選基準相當於 ANSI/HPS N13.53-2009 中提供的表面和體積活度外釋基準。ANSI/HPS N13.12-2013 所導出表面活度與體活度之解除管制篩選水平如下表 2.3.1 所示，依據篩選基準之相似性，將放射性核種分為五組，範圍從 0.1 至 1,000 Bq/cm² 或 Bq/g，取決於所考慮之群體，其中以 Bq/cm² 為單位之表面活度篩選水平，是以表面質量轉換因子(即 cm²/g=1)所推導出來的。對於表面質量比率顯著不同之材料，則應對應其質量面積比調整表面活度篩選水平。

表 2.3.1、解除管制篩選基準

Radionuclide groups ^b	SI units	Conventional units	
	Surface (Bq/cm ²) Volume (Bq/g)	Surface (dpm/100 cm ²)	Volume (pCi/g)
Group 1 High-energy gamma, radium, thorium, transuranics, and mobile beta-gamma emitters: ²² Na, ⁴⁶ Sc, ⁵⁴ Mn, ⁵⁶ Co, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ⁸⁴ Nb, ¹⁰⁶ Ru, ^{110m} Ag, ¹²⁵ Sb, ¹²⁹ I, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu, ¹⁵⁴ Eu, ¹⁸² Ta, ²⁰⁷ Pb, ²¹⁰ Po, ²¹⁰ Pb, ²²⁶ Ra, ²²⁸ Ra, ²²⁸ Th, ²²⁹ Th, ²³⁰ Th, ²³² Th, ²³² U, ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴² Pu, ²⁴⁴ Pu, ²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁴⁵ Cm, ²⁴⁶ Cm, ²⁴⁷ Cm, ²⁴⁸ Cm, ²⁴⁹ Cf, ²⁵¹ Cf, ²⁵⁴ Es, and associated decay chains ^d , and others ^b	0.1	600	3
Group 2 Uranium and selected beta-gamma emitters: ¹⁴ C, ³⁶ Cl, ⁵⁹ Fe, ⁵⁷ Co, ⁵⁸ Co, ⁷⁶ Se, ⁸⁵ Sr, ⁹⁰ Sr, ⁹⁵ Zr, ⁹⁹ Tc, ¹⁰⁵ Ag, ¹⁰⁶ Cd, ¹¹³ Sn, ¹²⁴ Sb, ^{123m} Te, ¹³⁸ Ce, ¹⁴⁰ Ba, ¹⁵⁵ Eu, ¹⁶⁰ Tb, ¹⁸¹ Hf, ¹⁸⁵ Os, ¹⁹⁰ Ir, ¹⁹² Ir, ²⁰⁴ Tl, ²⁰⁶ Bi, ²³³ U, ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ U, natural uranium ^e , ²³⁷ Np, ²³⁸ Pu, ²⁴³ Cm, ²⁴⁴ Cm, ²⁴⁸ Cf, ²⁵⁰ Cf, ²⁵² Cf, ²⁵⁴ Cf, and associated decay chains ^d , and others ^b	1	6,000	30
Group 3 General beta-gamma emitters: ⁷ Be, ⁷⁴ As, ^{93m} Nb, ⁹³ Mo, ⁹³ Zr, ⁹⁷ Tc, ¹⁰³ Ru, ^{114m} In, ¹²⁵ Sn, ^{127m} Te, ^{129m} Te, ¹³¹ I, ¹³¹ Ba, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁵³ Gd, ¹⁸¹ W, ²⁰³ Hg, ²⁰² Tl, ²²⁵ Ra, ²³⁰ Pa, ²³³ Pa, ²³⁸ U, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Cm, and others ^b	10	60,000	300
Group 4 Low-energy beta-gamma emitters: ³ H, ³⁵ S, ⁴⁵ Ca, ⁵¹ Cr, ⁵³ Mn, ⁵⁹ Ni, ⁶³ Ni, ⁸⁶ Rb, ⁹¹ Y, ^{97m} Tc, ^{115m} Cd, ^{115m} In, ¹²⁵ I, ¹³⁵ Cs, ¹⁴¹ Ce, ¹⁴⁷ Nd, ¹⁷⁰ Tm, ¹⁹¹ Os, ²³⁷ Pu, ²⁴⁰ Bk, ²⁵³ Cf, and others ^b	100	600,000	3,000
Group 5 Low-energy beta emitters: ⁵⁵ Fe, ⁷³ As, ⁸⁸ Sr, ^{125m} Te, ¹⁴⁷ Pm, ¹⁵¹ Sm, ¹⁷¹ Tm, ¹⁸⁵ W, and others ^b	100 (surface) ^f 1,000 (volume)	600,000 ^f	30,000

經由比較發現 ANSI N13.12-1999 與 IAEA RS-G-1.7 相似之處為：

- 個人劑量兩者均以 10 $\mu\text{Sv/y}$ (1.0 mrem/y) 為考量基礎；
- 皆使用情節與曝露途徑分析，將結果四捨五入並加以判斷，以決定核種活度濃度之大小；
- 均有以 Bq/g 作為活度濃度之單位；
- 兩者對大批量(超過 1 公噸)之物質會另外限制；
- 兩者排除項目相似(食品、污染氣體或液體及環境中之放射性殘留物)；
- 兩者皆使用值一法則方法計算混合物。

將 ANSI/HPS N13.12-2013 之體活度解除管制篩選水平與 IAEA RS-G-1.7(2004)比較，如下表 2.3.2 所示，除 I-129 核種除外，所考慮的大多數放射性核種，兩個標準之解除管制水平相當一致。然而當考慮潛在的地下水問題，預計將 I-129 排放到垃圾填埋場或直接排放到土壤中時，ANSI/HPS N13.12 建議將 I-129 之篩選水平降低一個數量級，此時則與 IAEA RS-G-1.7(2004)標準相當。

表 2.3.2、ANSI/HPS N13.12 與 IAEA RS-G-1.7 體活度篩選水平比較

Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/g)	IAEA ^b (Bq/g)	Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/g)	IAEA ^b (Bq/g)
¹⁰⁵ Ag	1	1	²³⁸ Pu	0.1	0.1
^{110m} Ag	0.1	0.1	²³⁹ Pu	0.1	0.1
¹⁰⁹ Cd	1	1	²⁴⁰ Pu	0.1	0.1
^{115m} Cd	100	100	²⁴¹ Pu	10	10
^{114m} In	10	10	²⁴² Pu	0.1	0.1
^{115m} In	100	100	²⁴⁴ Pu	0.1	0.1
¹¹³ Sn	1	1	²⁴¹ Am	0.1	0.1
¹²⁵ Sn	10	10	²⁴³ Am	0.1	0.1
¹²⁴ Sb	1	1	²⁴² Cm	10	10
¹²⁵ Sb	0.1	0.1	²⁴³ Cm	1	1
^{123m} Te	1	1	²⁴⁴ Cm	1	1
^{125m} Te	1,000	1,000	²⁴⁵ Cm	0.1	0.1
^{127m} Te	10	10	²⁴⁶ Cm	0.1	0.1
^{129m} Te	10	10	²⁴⁷ Cm	0.1	0.1
¹²⁵ I	100	100	²⁴⁸ Cm	0.1	0.1
¹²⁹ⁱ c	0.1	0.01	²⁴⁹ Bk	100	100
¹³¹ I	10	10	²⁴⁸ Cf	1	1
¹³⁴ Cs	0.1	0.1	²⁴⁹ Cf	0.1	0.1
¹³⁵ Cs	100	100	²⁵⁰ Cf	1	1
¹³⁷ Cs	0.1	0.1	²⁵¹ Cf	0.1	0.1
¹³¹ Ba	10	10	²⁵² Cf	1	1
¹⁴⁰ Ba	1	1	²⁵³ Cf	100	100
¹³⁹ Ce	1	1	²⁵⁴ Cf	1	1
¹⁴¹ Ce	100	100	²⁵⁴ Es	0.1	0.1
¹⁴⁴ Ce	10	10			

另外將 ANSI/HPS N13.12-2013 之表面活度解除管制篩選水平與 Regulatory Guide 1.86 比較，如下表 2.3.3 所示，兩個標準之間幾乎沒有一致性，主要是因為 ANSI/HPS N13.12 係以劑量為基礎，而 Regulatory Guide 1.86 主要基於儀器可檢測性，以及與 10 CFR part 20 之空氣或水中最大允許濃度有關。

表 2.3.3、ANSI/HPS N13.12 與 Reg. Guide 1.86 表面活度篩選水平比較

Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/cm ²)	Regulatory Guide 1.86 (Bq/cm ²) ^b	Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/cm ²)	Regulatory Guide 1.86 (Bq/cm ²) ^b
¹²⁴ Sb	1	0.83	²⁴² Cm	10	0.017
¹²⁵ Sb	0.1	0.83	²⁴³ Cm	1	0.017
^{123m} Te	1	0.83	²⁴⁴ Cm	1	0.017
^{125m} Te	1,000	0.83	²⁴⁵ Cm	0.1	0.017
^{127m} Te	10	0.83	²⁴⁶ Cm	0.1	0.017
^{129m} Te	10	0.83	²⁴⁷ Cm	0.1	0.017
¹²⁵ I	100	0.017	²⁴⁸ Cm	0.1	0.017
¹²⁹ I	0.1	0.017	²⁴⁹ Bk	100	0.017
¹³¹ I	10	0.017	²⁴⁸ Cf	1	0.017
¹³⁴ Cs	0.1	0.83	²⁴⁹ Cf	0.1	0.017
¹³⁵ Cs	100	0.83	²⁵⁰ Cf	1	0.017
¹³⁷ Cs	0.1	0.83	²⁵¹ Cf	0.1	0.017
¹³¹ Ba	10	0.83	²⁵² Cf	1	0.017
¹⁴⁰ Ba	1	0.83	²⁵³ Cf	100	0.017
¹³⁹ Ce	1	0.83	²⁵⁴ Cf	1	0.017
¹⁴¹ Ce	100	0.83	²⁵⁴ Es	0.1	0.017
¹⁴⁴ Ce	10	0.83			

由於 IAEA RS-G-1.7 並無提供表面之解除管制標準，並表明此為未來之議題。而 N13.12-1999 假設表面活度與體活度之間之關係為 1:1，意即物質之表面積(cm²)與質量(g)大致相同。此假設與 IAEA 早期建議(1988、1992、1996)相同。大多數之偵檢程序是依據表面活度進行設計，但表面活度會依據物品與材質產生差異，例如，存在於混凝土或木頭表面之放射性核種之深度可能會比存在鋼鐵或塑膠淺，且射源分布可能為分散式(distributed source)。然而，在許多情況下，表面活度與體活度之間之關係難以描述。USNRC 嘗試評估表面活度與體活度間之關係，在其“Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities”(NUREG-1640)報告中提供回收鋼、銅、鋁與混凝土之文獻蒐集數據。其提供反應器除役期間會接觸之之物品之質量-面積比。在某些情況下，使用蒙地卡羅法模擬不同大小或幾何形狀之金屬，如表 2.3.4 所示。

在 N13.12-2013 中，得出之結論為透過乘上質量-面積比(g/cm²)，可將體活度轉換為表面活度之解除管制標準，意即質量-面積比越低，表面解除管制標準越低；反之則越高。對於操作期間與除役期間之物品，以

及大部分超過 1 公噸之材料，其質量-面積比大於 1，意即預設質量-面積比選用 1.0 為保守的。而在特殊情況下，如金屬薄板，使用質量-面積比為 0.2 通常為保守且可被接受的。但是若有其他資訊可證明其合理之質量-面積比，則可進行修改。

表 2.3.4、USNRC 彙整之質量-面積比資訊^註

材料/物品	質量-面積比(g/cm ²)	討論
金屬(鐵)		
鋼筋		
Metric #10	1.87	一般而言，隨著鋼筋的截面增加，質量-面積比也將增加
Metric #22	4.36	
Metric #43	8.44	
管道吊架		
37 kg	1.81	管道吊架在反應器中很常見，依據不同應用，其尺寸範圍很廣。一般而言，都是表面積較小的大型物件
168 kg	9.96	
1177 kg	19.90	
平均值	4.53-5.34	
混凝土		
反應器建築		反應器建物混凝土通常提供屏蔽與結構
混凝土結構	1846	
圓柱型牆面	351	
圓頂	264	
室內結構	297	
渦輪機建築		
混凝土填充物	37	渦輪機建物混凝土包含結構與支撐，與填充混凝土
混凝土結構	292	
上層結構	81	

反應器輔助設備		
混凝土結構	245	室內牆面與地板
燃料貯存		
混凝土結構	424	室內牆面、地板、屏蔽與支撐區域
上層結構	142	
平均值	280	反映出反應器之高密度與小表面之應用
鋁板		
片狀		
0.160 cm	0.432	低密度金屬
0.203 cm	0.549	
0.245 cm	0.686	
0.406 cm	1.097	
0.635 cm	1.715	
平均值	0.90	蒙地卡羅產生數個密度之平均值
銅		
平均值	0.52	蒙地卡羅產生數個項目之平均值，包括匯流排與導線
筆記型電腦	0.45-0.66	考慮所有表面與兩種替代之電源供應器尺寸
油漆罐(滿)	3.7	僅限外部表面
油漆罐(空)	0.2	僅限外部表面
膠合板板材	0.21-0.61	標準 118 × 235 cm(4 英尺 x 8 英尺)的板材，厚度從 0.63 cm(四分之一英寸)到 1.9 厘米(四分之三英寸)
錘子(木工)	1.25	標準 0.45 kg(1 磅)鐵鎚，含握把

錘子(大槌)	6.76	標準 4.5 kg(10 磅)鐵鎚， 含握把
手推車(大木頭)	0.5	包含 4 個輪子
鉛酸電池	12.2	12 伏特

註：僅適用非集裝箱(non-containerized)之材料

IAEA DS-500

IAEA DS-500 提供解除管制程序和解除管制標準限值應用之指引，其可應用於解除管制程序、制定國家法規、規劃、組織與執行，並使利益相關者參與及提高公眾的理解。其支援 IAEA GSR Part 3 及 IAEA GSR Part 6 報告，目標為針對 GSR Part 3 規定的物質、物體和建築物的解除管制或解除管制概念的應用提供詳細的指導，其中包含解除管制程序、解除管制標準的推導、固體、液體和氣體物質解除管制、質量解除管制標準比活度和表面解除管制標準等。DS-500 提供的導則適用於設施除役以減少放射性廢棄物。

報告中提及 IAEA GSR Part 3 之解除管制準則為物質產生的輻射危險足夠低以至於不需要進行監管控制，並且絕不可能有不符報告中一般準則所列的情況，由於任何合理的控制措施都不會再減少個人劑量或在健康危險方面取得值得的回報，對其持續監管控制將不產生任何淨效益。解除管制的劑量基準為 $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ ，使用此基準推導通用解除管制標準。

DS-500 中提及輻射作業之固體物質解除管制之選項，如圖 2.3.1 所示，比活度之解除管制標準可參考 GSR Part 3 表 I.2(人工核種)和表 I.3(天然核種)用於大量的固體物質解除管制。另可參考 IAEA SRS No.44 號報告，考量情節包括直接與間接之體外曝露、粉塵吸入和攝入。限值推導可使用實際情節，採每年 $10 \mu\text{Sv}$ 之有效劑量標準；或使用低機率情節推導，採每年 1mSv 的有效劑量標準與每年 50mSv 的皮膚等效劑量限值。由上述二者採較低者作為標準。

有關表面解除管制標準，係考量對於放射性可能集中於表面之物件，若僅考量比活度量測可能是不夠的，還需量表面解除管制標準。例如：1. 表面積與體積比值大的表面污染物品如紙、卡片、塑膠布和衣服以及低至中等密度的玻璃和薄金屬片等，應僅在符合表面特定的標準時才能解除管制。2. 表面受污染物品的質量與表面積比值很大，其中未受污染的內部物質的質量會有效地稀釋比活度(Bq/g)，若能證明污染物無滲透到大部分物質中，可採用表面污染進行解除管制。故業者應導出適用的表面解除管制標準由管制機關進行審查核准。其亦須符合每年 $10 \mu\text{Sv}$ 之有效劑

量標準。表面解除管制標準可透過物質之密度與厚度轉換而得。對於同時適用比活度與表面污染標準之物件，可能產生之情況及結果如表 2.3.5 所示。

歐盟委員會發布之 RP 89 與 RP 101 的表面解除管制標準適用於金屬物質的再使用或熔化回收再利用，然而，推導時假設條件和參數不同導致國際間不同研究所推導的表面解除管制標準不同，如：材質、物品大小、幾何形狀、曝露情節等，故應要於不同之情況下謹慎的應用。

並非 IAEA 所有的會員國均有定表面解除管制標準可將表面污染活度轉換為比活度，同時必須考慮到表面以下材質之總質量。DS-500 中提出之轉換範例，為一塊厚度為 0.8 cm、密度為 7.8 g/cm^3 的金屬板在其一側有表面污染(僅有 ^{60}Co 污染)，對其表面活度進行量測結果為 0.4 Bq/cm^2 除以密度和厚度得 0.064 Bq/g 小於 ^{60}Co 的解除管制標準(0.1 Bq/g)，故可解除管制。

對於表面污染之量測，若擬解除管制物質中的污染僅限於表面，即對於不可滲透的物質可以應用表面污染量測執行解除管制。針對可滲透的物質解除管制要考慮質量面積比之修正，需考慮厚度、密度和污染表面的數量等因素。若量測結果不符合通用解除管制標準，業者仍可考慮申請有條件或專案解除管制，管制機關應評估此類申請，同時考慮與進一步管理或處置物質相關的輻射風險。

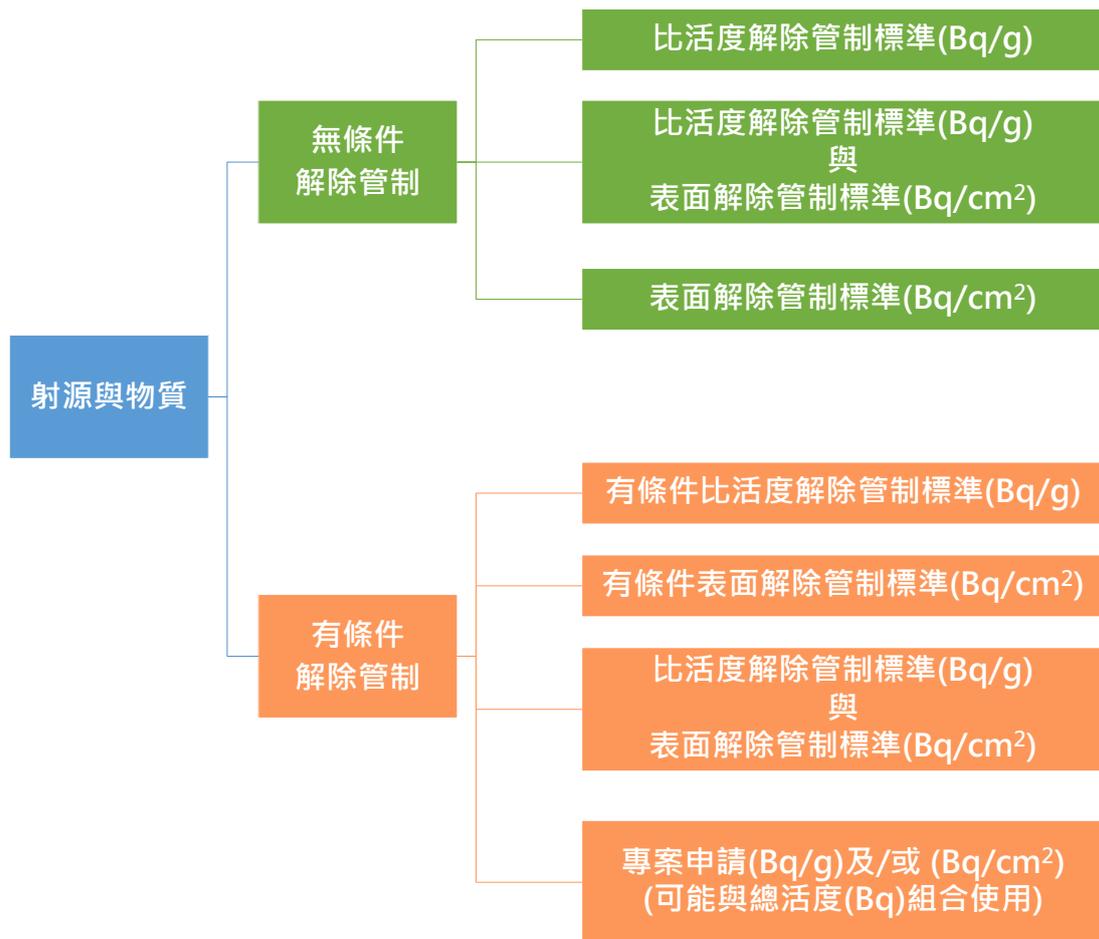


圖 2.3.1、輻射作業之固體物質解除管制選項

表 2.3.5、表面污染物品同時適用表面和比活度解除管制標準時可能產生之結果案例

表面活度解除管制標準 (Bq/cm ²)	比活度解除管制標準 (Bq/g)	結果
平均值<相關限值	平均值<相關限值	在解除管制前，無分離與隔離之輻射要求。
平均值>相關限值	平均值<相關限值	應進行分離和隔離，除非有理由證明移除工作是不合理的，支出與獲得的安全和環境效益

		嚴重不成比例，而且處置的總體影響低於每年 10 μ Sv。
平均值<相關限值	平均值>相關限值	除非表面層的商業考慮例如回收或再利用選項足以證明分離和隔離的安全和環境影響是合理的 否則預計這種配置中的物品或物質將按照國家放射性廢棄物管理策略作為放射性廢棄物進行管理。
平均值>相關限值	平均值>相關限值	按照國家放射性廢棄物管理策略作為放射性廢棄物進行管理。

(2) 除役廠址輻射偵檢審查技術教育訓練

本計畫於 111 年 7 月 19 日、7 月 20 日及 8 月 9 日派員擔任「111 年度輻射防護視察員訓練課程」講師，訓練排程如表 2.3.6，訓練內容包含最小量測決策取樣點估算原理、核設施廢棄物外釋離場偵測及獨立驗證簡介、TAF 認證、不確定度評估及 MDCR 計算與應用，及輻射偵檢儀器校正與加馬能譜分析等，合計 10 小時，藉由上述教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

表 2.3.6、111 年度輻射防護視察員訓練課程

111 年度輻射防護視察員訓練課程

時間	課程名稱	時數	授課講師
7/19 (二) 10:00~11:50	最小量測決策取樣點估算原理	2	核研所 詹仲逸
7/19 (二) 13:30~15:20	食品輻射與生物氫檢測	2	核研所 黃珮吉
7/19 (二) 15:30~16:20	我國游離輻射防護法修正說明	1	原能會 吳思穎
7/20 (三) 10:00~11:50	核設施廢棄物外釋離場偵測及獨立驗證簡介	2	核研所 林士軒
7/22 (五) 13:30~15:20	重粒子放射治療與輻射安全	2	臺北榮民總醫院 劉隆翔
7/22 (五) 15:30~16:20	通關作業單證比對與實務作業	1	原子能委員會 黃振榮
7/26 (二) 9:00~11:50	國民醫療輻射劑量評估研究	3	國立清華大學 蔡惠予
7/26 (二) 13:30~15:20	既存性曝露之國際管理趨勢研析	2	國立清華大學 許芳裕
7/26 (二) 15:30~16:20	鋼鐵輻射異常物相關回收與熔煉作業人員之輻射劑量及風險評估研究	1	國立清華大學 許芳裕
7/29 (五) 10:00~11:50	飛航輻射劑量的評估與分析	2	國立清華大學 許榮鈞
7/29 (五) 13:30~15:20	毒化物運送即時追蹤系統法律制定及相關實務管理	2	環境保護署 許思亮
8/2 (二) 10:00~11:50	TAF 認證	2	核研所 朱健豪
8/2 (二) 13:30~15:20	移動型高風險輻射源之安全管制	2	核研所 朱健豪
8/5 (五) 10:00~11:50	中子輻射安全評估與度量實務	2	量子輻射科技有限公司 陳皇龍
8/5 (五) 13:30~15:20	核醫藥物國際新趨勢與輻射安全考量	2	高雄榮民總醫院 譚鴻遠
8/9 (二) 10:00~11:50	不確定度評估及 MDCR 計算與應用	2	核研所 朱華翰
8/9 (二) 13:30~15:20	輻射偵檢儀器校正與加馬能譜分析	2	核研所 鄒騰泓

4. 結論與建議

(1) 除役作業場所輻射分析之審查技術研究

經由核設施的除役與拆除，預期全球在可預見的未來將會產生相當大量的除役廢棄物，大部分的這些廢棄物都未遭受或僅具有微量的放射性污染，並且仍保有其本質的價值。過去國際上處理這些廢棄物大多採用低放廢棄物處置設施之處置/替代做法，但目前已有許多個案開始採用回收/再利用方案。本研究係先針對除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案，從管制規範、實務經驗、以及健康、環境與社會經濟影響等面向進行剖析。國內目前正面臨核電廠除役的階段，有關單位也應檢視及因應上述材料回收/再利用的各項挑戰及建議，以確保可提出安全且有效的除役廢棄物解除管制的實施方案。

(2) 精進除役期間輻射管制技術之研究

本研究藉由研析美國 ORISE，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源與設備需求等，結果顯示，ORISE 可直接與 DOE 簽約，或透過工作訂單方式，與其他 DOE 承包商或外地辦事處簽約而獲得經費。而 ORISE 與 NRC 之合作關係基於 NRC 與 DOE 間之機構間協議(interagency agreement)進行簽約，且指出 ORISE 實驗室執行 NRC 工作必須依據 DOE 合約進行，協助 NRC 進行除役相關文件技術審查、過程中偵檢(in-process inspections)及確認偵檢(confirmatory surveys)，並提供輻射偵檢及實驗室分析技術。我國獨立驗證機制仍於發展階段，參考國際作法，並參考國內目前人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作執行經驗，建議可由主管機關訂定獨立驗證機構認可管理辦法，業者自行委託符合主管機關認可資格之驗證機構執行輻射偵檢，再由驗證機構提交驗證結果予主管機關及業者以供備查，確保除役廢棄物殘餘放射性符合各階段輻射量測之預定標準。

(3) 除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

本研究研析 ANSIN13.12 及 IAEA DS-500 兩份報告關於表面污染容許量標準之訂定原則，其中 ANSIN13.12 針對由管制區解除管制之物件，對一般大眾關鍵群體劑量總有效劑量(total effective dose, TED)限制在 10 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ (1.0 mrem/y)以解除管制監管控制的材料。而表面活度篩選水平，是以表面質量轉換因子(即 $\text{cm}^2/\text{g}=1$)所推導出來的，對於表面質量比率顯著不同之材料，則應對應其質量面積比調整表面活度篩選水平。IAEA DS-500 延續 IAEA GSR Part 3 報告之精神，將解除管制的劑量基準訂為 10 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ，並使用此基準推導通用解除管制標準。限值推導可使用實際情節，採每年 10 μSv 之有效劑量標準；或使用低機率情節推導，採每年 1 mSv 的有效劑量標準與每年 50 mSv 的皮膚等效劑量限值，由上述二者採較低

者作為標準。針對表面污染解除管制之限值，亦建議可由密度與厚度方式計算，並與比活度限值比較，以判定是否能解除管制。藉由研析上述兩份報告，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。此外，本計畫派員擔任「111 年度輻射防護視察員訓練課程」講師，合計 10 小時，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

(三)核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究

1. 除污策略和技術彙整及過渡期電廠安全分析

(1) 核電廠除污技術研究

本計畫對雷射除污技術建立系統性量測雷射脈衝參數、制定雷射照射參數計算原則、建立分析照射後試片之表面深度與形貌變化之方法。研究並執行實驗以解析使用不同雷射照射能量密度下對不鏽鋼與碳鋼試片之剝蝕深度與重量所失的影響，並用以估算單位面積照射速率。實驗結果確認雷射脈衝強度需達 10^7 W/cm^2 以上始能符合剝蝕金屬材料之基本要求，並累積使用封閉式集塵腔的經驗以及利用高溫爐於不鏽鋼與碳鋼試片成長表面氧化層的操作程序。

實驗使用商售 300 瓦功率之 Q 開關雷射執行對 304 不鏽鋼與碳鋼的雷射剝蝕實驗。研究使用快速二極體光偵測器量測雷射脈衝時寬之可行性，並成功解析所使用的 Q 開關雷射系統在輸出雷射脈衝時，脈衝的寬時會隨著所設定的脈衝重複頻率和雷射功率而變化。而由於輸出之雷射脈衝尚會以 50 Hz 以上的縱向掃描頻率改變位置，故必須以曝光(快門)時間可短至數十微秒的高速攝影機才足以成功解析單一脈衝於聚焦點的強度分佈與焦點尺寸。由量測可決定在實驗中設定使用 300 瓦雷射功率和 15 kHz 脈衝重複頻率時可使能量為 20 mJ 的雷射脈衝具有 137 ns 的最短脈衝，在聚焦點直徑為 780 微米時可達到 $2 \times 10^7 \text{ W/cm}^2$ 的尖峰強度執行剝蝕實驗。相比使用時 200 瓦雷射功率時脈衝強度將為 $9.5 \times 10^6 \text{ W/cm}^2$ 而不利於剝蝕操作。

由對不鏽鋼試片的剝蝕實驗結果可知雷射功率為 200 瓦時由於脈衝強度不足因此無法有效剝蝕不鏽鋼與碳鋼基材試片。而在使用 300 瓦雷射功率與 15 kHz 脈衝重複頻率下，實驗結果顯示對試片的剝蝕深度主要隨在材料表面達成的累積照射能量密度改變，在照射量 400 J/cm^2 無法剝蝕材料，而後剝蝕深度與累積照射能量密度約成線性變化。因此在除污應用上，若預計移除表面下 1.5 微米的不鏽鋼基材則照射量須達 3200 J/cm^2 ，除污速率於 300 瓦雷射功率可估算為 $0.034 \text{ m}^2/\text{h}$ ，若使用 1000 瓦雷射可提高至 $0.113 \text{ m}^2/\text{h}$ ，此時每平方公尺可移除 12.45 g 的不鏽鋼材。若需移除至 3 微米的深層污染物則照射量須達 5200 J/cm^2 並使除污速率下降。

在以高溫爐製備含約 4 微米厚氧化層之不鏽鋼試片並執行雷射剝蝕的實驗結果中，使用 300 瓦雷射功率時照射量達 3200 J/cm^2 時可移除 2.4 微米厚的不鏽鋼氧化層，則除污速率於使用 300 瓦與 1000 瓦雷射功率可估算為 $0.034 \text{ m}^2/\text{h}$ 與 $0.113 \text{ m}^2/\text{h}$ 。此時每平方公尺可移除 17.33 g 的氧化層材料。照射量達 5200 J/cm^2 時應可移除氧化層但除污速率於使用 1000 瓦雷射功率時下降至 $0.069 \text{ m}^2/\text{h}$ 。此時每平方公尺可移除 31.33 g 的氧化層材料。

使用 300 瓦雷射功率對碳鋼材的剝蝕實驗則顯示可於較低的 1600 J/cm^2 雷射照射量即達到 10 微米剝蝕深度，然而繼續增高照射量 ($>3200 \text{ J/cm}^2$) 並不會持續增加剝蝕深度也為碳鋼材與不鏽鋼材剝蝕結果的主要差異之處。剝蝕含約 10 微米之碳鋼氧化層的結果則顯示使用照射量 400 J/cm^2 時可移除約半數 5 微米厚的氧化層，則除污速率在使用 300 瓦與 1000 瓦雷射功率為 $0.27 \text{ m}^2/\text{h}$ 與 $0.9 \text{ m}^2/\text{h}$ ，且每平方公尺可移除 20.67 g 的氧化層材料。提高照射量至 1600 J/cm^2 時可剝蝕 9 微米的碳鋼基材或 10.7 微米的含氧化層碳鋼試片，除污速率在使用 1000 瓦雷射功率時為 $0.225 \text{ m}^2/\text{h}$ ，而每平方公尺可分別移除 50g 和 42 g 的基材與氧化層材料。需注意上述於 1000 瓦雷射功率的照射速率為基於使用 300 瓦雷射功率的測驗結果以線性推估而得，為相當粗略的估算數值。建議在使用不同雷射與試片材料時，實驗者可參考本計畫所發展之方法量測脈衝參數與決定照射參數，並依所彙整之步驟校正雷射參數與工件剝蝕厚度之關係作為除污操作準則。

本報告所列之脈衝參數與剝蝕結果即為專屬於所使用 300 瓦雷射對剝蝕不鏽鋼與碳鋼之表現，由於雷射強度為決定剝蝕結果之重要參數，使用不同雷射系統時預期在相同光束照射量下可能有明顯的剝蝕結果差別。因此對雷射系統之評估可依本報告所示之方法量測雷射參數以確認脈衝強度達 107 W/cm^2 以符合剝蝕金屬材料之要求。而對不鏽鋼與碳鋼的實驗結果也顯示在相同照射量下，不同材料的剝蝕深度也會有相當大的差異，因此對雷射除污的評估也必須考量材料差別與照射量範圍，以確保雷射照射後可達到預期的剝蝕深度與除污結果。

核電廠進入除役階段所進行的除污，可有效降低金屬組件或混凝土結構表面的放射性活度，除了能避免工作人員接受過高之劑量曝露外；另一方面，亦能增加自由外釋的材料量，達成資源再利用之目標。

本研究今年廣泛蒐集可應用於混凝土的除污技術，經彙整研析後，提供各相應技術的性能及優、缺點，另輔以各項技術之照片說明；對於技術應用上可能涉及的工業安全議題，亦分類彙整說明，並持續更新各國除役核電廠之相關應用實例，相關重點成果及管制建議如下。

- 一般性考量

- A. 在進行任何表面清潔或表面移除作業前，必須先進行表面準備及安全預防措施，待處理的表面必須沒有障礙物(例如，管道及支架應先拆除或分段)，並進行真空處理，以盡量減少進行表面移除作業時，將污染物釋放至外部環境中。
- B. 在含有可燃物的區域進行除污時，必須採取預防措施以防止爆炸，應先中和、穩定或移除所有可燃物，並應考慮與使用這些技術相關的工安危害，以及這些危害可能造成的損害。
- C. 必須收集、處理及/或處置受污染的碎片，且必須處理/回收清除過程中使用的任何液體。

- 通風與過濾

- A. 進行混凝土清理作業時，通常必須對工作區域進行局部封閉，並提供充份的獨立通風。
- B. 通風系統的設計應能提供從乾淨、從非放射性區域到放射性污染區域的氣流，並確保氣流依序通過乾淨區域、低污染區域，最後通過高污染區域並排出。
- C. 為了除役計畫選擇或設計適當的通風及過濾系統，應確定產生的氣溶膠或顆粒材料的性質。不同的除污處理會產生不同數量及不同物理特性的粉塵，可以對氣溶膠進行採樣，以評估比活度、顆粒大小分佈及數量。

- 輻射防護

- A. 當存在 α 污染物時，應著穿著通風服。
- B. 在乾式噴砂過程中產生的大量細粉塵，可能會導致顆粒過濾器快速堵塞。在這種情況下，最好使用自動流程系統或通風服。
- C. 當空氣中的氧氣含量低於 17%(體積)或有毒氣體濃度高於 1%(體積)時，應使用專用呼吸器。
- D. 曝露於危險放射性物質的操作人員，以及因為工作環境惡劣，使面罩密封性可能受到影響的情況下，應使用(全罩式)面罩、空氣過濾器及外加供應呼吸空氣的組合。
- E. 操作員應先經由醫生確認身體狀況是否適合穿著防護衣工作，且應接受培訓合格，才能在各種工作環境下穿著防護衣工作；穿著防護衣工作時，操作員應與工作場所內的其他操作員，或工作場所外的操作員

有視覺接觸，在緊急情況下，應具有必要設備可支援操作員。

- F. 工作結束後，操作人員應由穿著防護服的合格人員協助，小心脫下工作服，以避免污染擴散，並由負責輻防及工業安全的人員執行適當的污染控制。
- G. 如果防護服失去密封性或空氣供應，操作員應盡快離開工作場所；處於恐慌狀態或生病的操作員，應由工作場所內或外的同事協助撤離；如果發生事故導致操作員受傷，操作員應在不脫衣服的情況下離開或移出工作場所（只有在生命受到威脅時，才應打開及/或脫下通風服）。

- 工業危險

- A. 在有墜落物或物品墜落風險的區域，都需要佩戴安全帽。操作員有可能從 2m 以上高度跌落的工作區域內，應提供防墜保護。
- B. 在無法透過其他方式減少過量噪音的區域，如果每天曝露在高於適用法規的噪音水平時，應佩戴護耳裝置。
- C. 應限制異常條件下的工作時間，使用特殊系統(即安裝在過濾面罩上的獨立空氣系統，將呼吸空氣連接到全罩式面罩並將冷卻空氣輸送到全身)降低熱應力風險。
- D. 為了保護操作員免受過度振動負荷的影響，可以考慮採取以下 4 種措施，包括：技術性措施(例如：遙控工具、防振握把等)、個人防護措施(例如：防震手套)、組織性措施(例如：合適的工法、定期並且充分維護使用過的工具與機器、減少曝露時間等)，及醫療監督(例如：每年接受一次醫療檢查)。

而對於拆除後的組件因除污的需求，切割成不同大小與形狀的除污件，透過模擬 BWR 電廠運轉環境下形成的氧化層，在不銹鋼試片上成長類似的氧化層結構，來進行電化學除污技術的精進研究，探討面積大小與形狀對於除污特性的影響。結果顯示：

- 在定電流的情況下，隨著材料電解的表面積增加，單位時間內基材、高溫氧化層、電鍍氧化層的重量損失會隨之增加。
- 在定電流的情況下，隨著材料電解的表面積增加，也就是電流密度降低，單位時間內基材、高溫氧化層、電鍍氧化層的單位面積重量損失會隨之減少。
- 兩吋管試片雖然電解表面積大於平板 60×60×2 mm 試片，但單位時間內的重量變化依然較低，這可能是因為電解處與對電極間有

著障礙物，影響了電子遷移。

- 電解經過電鍍處理的 304 不銹鋼基材時在重量損失與厚度變化方面都高於純 304 不銹鋼基材，這可能是因為在電解電鍍氧化膜時就有部分基材裸露導致基材出現孔蝕現象，因此加速了後續的蝕刻。
- 改變對電極的設計即電場的分佈，進而改善平板試片面積的影響，而除污面積與形狀的差異確實影響了除污的效果。
- 整體氧化層的剝除效果，以兩吋管內側的去除速率來評估除污效果，去除 20 μm 的厚度還是可控制在 1 小時內。

(2) 除役期間電廠安全分析

本計畫主要目的為研析國際間對於用過核子燃料衰變熱計算模式進行研析以及探討其適用範圍與特性。針對四種衰變熱計算模式: ASB 9-2、ANSI/ANS 5.1、RG 3.54、以及 ISO 10645 進行研析，其衰變熱計算模式之適用性與差異比較;於事故後的燃料護套溫度上升變化趨勢研析成果中，執行了全黑事故(Station breakout, SBO) 與喪失冷卻水事故(Loss of coolant accident, LOCA)兩種情境評估，並針對鋳合金於高溫環境下產生鋳-水反應之效應計算，得到不同情境事故下關鍵時序與燃料護套溫升率之變化。綜合以上之研究成果，以及美國、韓國除役電廠之經驗，有助於協助管制單位對於用過燃料不同貯存階段之特性與衰變熱採用之依據有明確的界定，衰變熱公式適用性與限制也有明確的說明，能作為核安管制案之審查參考依據，發揮本計畫之最大研究價值與效益。

完成的成果包含：

- A. 針對國際常見四種衰變熱計算模式: ASB 9-2、ANSI/ANS 5.1、RG 3.54、以及 ISO 10645 進行研析，其中在發展衰變熱計算初期因為考量應用的領域不同而有不同的假設條件，例如 ASB 9-2 發展初期主要是針對爐心運轉停機後，事故初期的暫態衰變熱的變化，而 RG3.54 則為針對用過燃料貯存期間之衰變熱變化，因此主要用於反應器停機長時間下的用過燃料衰變熱計算；而 ANSI/ANS 5.1 與 ISO 10645 則以通用性發展為主。
- B. 根據美國除役核電廠衰變熱評估經驗與本研析結果得知，ASB 9-2 內

涵過大之保守度，基於用在爐心暫態事故下之安全評估，是可被接受。但是如果用於長時間用過燃料貯存設施評估時，則會因為過於保守，而對後續不論是設施規劃、救援設備額定值、救援策略擬定等等，皆會有失真之情形。

- C. 針對國內除役核電廠用過燃料池之衰變熱評估，隨著我國核電廠除役作業持續地進行，不論用過燃料棒是濕式貯存還是乾式貯存，其系統中可能產生衰變熱之因子需詳細提出並做討論。例如除役過渡階段初期，爐心內活化結構材料之衰變熱貢獻，隨著停機冷卻時間越久，其佔比是否越來越高，需要業主提出說明，且爐心內結構材料與用過燃料池會有差異，相關格架或組件之活化衰變熱須納入考量，建議可以採用 RG3.54 之方式進行評估。
- D. 用過燃料棒於事故下之溫升評估與靈敏度分析；用過燃料於事故下之護套溫升率評估，需考量金屬與水反應之放熱現象，尤其是鋳-水反應釋放之熱能會使護套溫度加速上升。一般用簡易冷卻水熱容量與衰變能量做計算時，超過溫度 1000K 即不再適用，原因為此時可能會產生鋳-水反應並釋放熱能。
- E. 本研究開發不同情境事故下關鍵時序與燃料護套溫升率之變化公式，藉此公式可用於推估後續停機冷卻時間下，燃料護套溫升率的值。
- F. 本研究採用 TRACE 進行用過燃料棒溫升計算，且 TRACE 程式中針對鋳-水反應模型估算燃料護套局部氧化多寡，以等效護套反應 (Equivalent Clad Reacted, ECR) 的百分比來表示，未來能應用於用過燃料棒事故安全分析評估，分析結果提供給管制單位作為審查參考之依據，發揮最大價值。

此外，對於美國核管會(NRC)針對除役輻射偵檢調查數據品質之相關指引及規範，以及美國核電廠實務上進行除役偵檢作業相關的產出和 NRC 的審查報告，共蒐集了(1) NRC 所著與除役輻射偵檢相關指引與導則、(2) Zion 核電廠最終狀態偵檢程序規範、(3) Zion 核電廠最終狀態偵檢報告、(4) NRC 對 Zion 核電廠之執照終止計畫以及最終狀態偵檢報告之審查評估，以及(5)原能會與除役輻射偵檢相關委託案成果報告等五類文獻，將所蒐集文獻內容研析彙整於期末報告中，並提供相關管制建議給相關管制單位參考。完成的成果包含：

- A. 彙整說明 NRC 建議採用的輻射偵檢及廠址調查程序(RSSI)有關數據品

質的規範，包含 RSSI 簡介、數據品質目標(DQO, Data Quality Objective)程序、數據品質評估(DQA, Data Quality Assessment)程序，以及輻射偵檢規劃時應產出之數據品質指標(DQOs)。

- B. 摘譯 NUREG-1757 Vol.2 附件 A，有關 MARSSIM 所描述實作最終狀況偵檢的方法，包含區域分級、偵檢單元之尺寸大小、背景參考區域的選擇、偵檢結果的評估、儀器的選擇和校準、掃描涵蓋率和調查基準、決定所需取樣點、決定取樣位置，以及確認是否符合除役輻射標準等。
- C. 彙整說明 NRC 對除役輻射偵檢作業之審查規範。審查包含接受審查及安全評估兩類。接受審查僅確認業者提交的資料包含所需項目，安全評估的目的則為驗證偵檢設計和偵檢結果能提供充分的資訊證明符合執照終止的輻射標準。報告中涵蓋了有關特性偵檢與最終狀態偵檢之規劃與結果報告的審查規範與評估標準之說明。
- D. 針對(1)Zion 電廠最終狀態偵檢作業程序規範、(2)Zion 最終狀態偵檢報告、(3)NRC 對 Zion 核電廠的 LTP 的安全評估報告，和(4)NRC 對 Zion 核電廠最終狀態偵檢報告(FSSR)之審查結果(安全評估報告)等文獻進行摘譯及彙整。
- E. 提出核電廠除役輻射偵檢數據品質相關之管制建議。

2. 地下水防護管制特性研析

鑑於核一廠的 2 部機組的除役許可自 108 年 7 月 16 日生效、核二廠 1 號機自 110 年 12 月 28 日起也進入除役期間，在此期間核電廠須持續掌握監測區及廠址周圍環境地下水之放射性核種變化狀況，確認除役作業無放射性物質污染地下水之外釋顧慮。針對國內核電廠除役期間地下水污染情事之防範，有必要了解及掌握核電廠廠址地下水防護之特性與評估，除既有監測管制作業外，持續蒐集及彙整美國業界相關核電廠地下水防護計畫之管制資訊，提出相關廠址地下水防護管制要件與重要參數之管制建議，並彙整原能會前三年相關委託研究案成果，俾供作為審查管制之參考依據，並精進我國除役期間核電廠地下水防護管制監督之技術能力。

核電廠在運轉和除役期間須建立廠址地下水防護計畫，以監測地下水相關特性之參數，掌握廠址若在發生放射性核種之外釋情境，進入土壤、甚至地下水系統之狀況，可藉由核電廠地下水監測系統確認並建立防範地下水污染或擴大情形之應變處理機制。

除役核電廠地下水防護最主要工作為掌握可能進入地下水而改變地

下水特性的危害物質洩漏來源，釐清危害物質洩漏後進入至非飽和層或更進一步遷移到地下水飽和含水層後的行為。當危害物質進入地下環境後，了解危害物質在地下環境的遷移機制並掌握危害物質的時間與空間分布，對於除役電廠的地下水的防護工作非常重要。為了解危害物質在地下環境的遷移機制並掌握危害物質的時間與空間分布，就須發展場址概念模型，場址概念模型主要是建立放射性核種由「放射性核種來源」經由「環境介質」、「曝露途徑」最後到達「受體」的過程的模型。

核電廠於運轉期間已參考美國核能工業界與電廠相關經驗，建立地下水傳輸概念模式與防護監測方案，藉由對廠區地下水放射性物質含量的監測，以了解是否有放射性物質外釋至廠區地下水之情形，達到即時預警之功能。核能電廠運轉執照屆期後即進入除役階段，除役期間作業之樣態可能與運轉期間不同。參考國外核電廠除役期間作法，其除繼續執行既有之防護監測方案之外，另再就除役作業之情境，檢視相關作業程序。

為掌握國際間除役電廠地下水傳輸模式與防護監測方案等資訊，參考國內過去原能會與台電公司過去的相關文獻報告，同時也研析美國核能電廠依除役期間地下水防護相關指引文件與資訊所採行之實務作法，以地下水污染物遷移理論與模式為基礎，檢視目前國內除役電廠地下水傳輸模式與防護監測方案，並研擬除役廠址地下水防護管制建議，以強化我國對除役電廠地下水防護管制技術與能力。

當發生地下水污染時，了解相關地下水化學或輻射物質的遷移機制，掌握地下水中化學或輻射物質分布範圍，對於地下水系統的防護非常重要。由於地下水系統是由固體的礦物顆粒疊組為骨架，在礦物顆粒疊組的骨架間就會形成許多相互連通或相互不連通的孔隙空間(pore space)，地下水則在相互連通的孔隙空間穿梭移動。目前對於地下水的遷移機制並未採微觀描述個別孔隙空間的穿梭移動行為，而係以巨觀的 Darcy 定律來描述地下水的流動行為，在 Darcy (1956) 定律的基礎下，地下水的遷移行為主要以包括「移流(advection)」、「水力延散(hydrodynamic dispersion)」、「吸附(sorption)與「衰變(decay)」等 4 個主要機制來描述。其中，移流為溶質以平均滲流的遷移，延散則為地質異質性所造成的溶質遷移的分散行為，吸附則為溶質與固體礦物顆粒的結合、而衰變則為溶質因衰變或造成量的減少。

經由上述地下水特性遷移理論的基礎下，參考「109 年核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析」研究報告及「110 電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析」，及國際核電廠運轉與除役期廠址地下水防護實務經驗，依我國核電廠除役期間廠址特性，探討水文地質參數試驗或評估方法之可行性，並提出調查技術與方法建議。

我國核電廠在運轉期間以及依運轉執照屆期開始之除役期間，針對地下水防護措施之管制，可再檢視以下事項並視需要精進：

- (1) 以地下水領域之水文地質參數調查方法為基礎，應用於後續擴增水文地質參數調查。
- (2) 針對核電廠地下水防護方案，建立公版的 EPRI 導則的中文文件，並依此文件詳實落實地下水防護相關工作。
- (3) 從美國 Zion 電廠與南韓 Kori 電廠計算 DGCLs 的經驗，應確實掌握關切核種，並納入地下水傳輸模式的建立或 DCGLs 的計算。
- (4) 台灣環保署地下環境模式平台建置有污染場址管理工具、領先全球最前瞻的地下水傳輸快速評估工具與進階地下水傳輸工具，可納入核電廠參卓使用。

(四)海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

1. 海陸域環境輻射調查

臺灣海域輻射背景調查策略，可分為海水、沉積物、海生物之監測。參考鄰近各國之策略(包含不固定點採樣、沿岸調查、離島採樣)，並考量臺灣現況，將臺灣鄰近海域分為西北區、西區、西南區、東南區、東北區五個採樣區域，目標以了解臺灣海域中人工放射性核種之時間與空間分佈範圍，以及受影響之層面，包含採集海水、沉積物及海生物樣品並分析其放射性核種活度，以健全臺灣海域環境輻射背景全貌。

透過跨部會單位合作採集臺灣海域之海水、海生物以及沉積物等樣品，由原能會輻射偵測中心(簡稱偵測中心)負責分析樣品之放射性活度，探討臺灣鄰近海域環境之輻射現況。此外，將輔以海洋洋流、氣候、季節等資訊，整合海域樣品的分析結果，研判中國沿岸核電廠與福島核災排放之放射性物質漂流至臺灣鄰近海域之可能情形，111年已於臺灣海域內執行取樣及分析作業，完成海水試樣 55 件(包含海水銳-90 樣品 5 件)、海生物試樣 301 件(包含海生物銳-90 樣品 46 件)以及沉積物試樣 22 件，總計 378 件，放射性分析測值彙整如表 4.1，分析結果皆在環境背景變動範圍內，無輻射異常現象。

表4.1 臺灣鄰近海域樣品分析結果

	海水 (Bq/m ³)	沉積物 (Bq/kg)	海生物 (Bq/kg)
Cs-134	-	-	-
Cs-137	<MDA~1.73	<MDA	<MDA ~0.87
Sr-90	<MDA~1.12	*	<MDA~0.027

註："—"表示小於最低可測值(MDA，海水Cs-134及Cs-137 MDA=0.5 Bq/m³、海水Sr-90 MDA=0.62 Bq/m³、沉積物Cs-134 MDA值為0.09 Bq/kg、沉積物Cs-137 MDA值為0.05 Bq/kg，海生物Cs-134 MDA=0.03 Bq /kg、海生物Cs-137 MDA=0.04Bq/kg、海生物Sr-90 MDA=0.02 Bq/kg)，"*"表示未檢測。

2. 國民輻射劑量評估

偵測中心為了瞭解台灣民眾在生活環境中所接受到天然與人造游離輻射曝露的輻射劑量，從 108 年至 111 年，執行為期四年之國民輻射劑量調查，計畫依來源及應用層面分成五類調查研究，包含(1)天然背景輻射、(2)醫療輻射、(3)消費性產品、(4)產業活動-含工業、安全檢查、醫療、教學、研究等應用與(5)職業曝露等五類，迄 111 年底，計畫已完成整體國民輻射劑量範圍的調查與評估，如表 4.2。



圖 4.1 國民輻射劑量調查研究計畫評估範圍

(1)天然背景輻射

A. 氡氣：

氡氣是一種無色無味的惰性氣體，具放射性，主要是從土壤及岩石中的鈾系及釷系元素衰變後形成，因是氣態所以會逸散釋放在空氣中。引用偵測中心民國 104-110 年委託調查及自行量測之住宅氡氣數據，臺灣地區的室內氡氣平均活度濃度為每立方公尺 21.9 貝克(Bq/m³)，採用 2017 年 ICRP 第 137 號報告的劑量轉換因子，評估氡氣造成國人之年有效劑量為 1.02 毫西弗(mSv)，較全球及美國之氡氣造成劑量為低，推測為臺灣釷、鈾系元素含量上並無特殊性且臺灣建築物重視通風等因素造成，如表 4.3。

B. 地表輻射：

偵測中心自 108 年起在國內各縣市量測地表環境輻射，住宅室內部

分，以碘化鈉偵檢器型直接測量 50 戶住宅及客廳之加馬輻射劑量率；戶外地表輻射部分，使用純鍺偵檢器量測地表天然放射性核種活度濃度，再參考美國能源部標準分析 HASL-300 現場度量方法及聯合國原子輻射影響科學委員會(UNSCEAR)2000 報告核種活度濃度轉換地表輻射劑量率之方法計算戶外地表輻射劑量率，截至 111 年底共計完成 497 處之量測作業，戶外地表加馬輻射劑量率範圍從 0.0066 至 1.9 微西弗($\mu\text{Sv/h}$)，室內地表加馬輻射劑量率範圍從 0.0077 至 0.177 $\mu\text{Sv/h}$ ，再引用社會發展趨勢調查報告(計畫已停、最近期資料為民國 93 年)，該報告提供室內與戶外之占用因子，區分成 4 個年齡層，再收集內政部所公佈 107 年底 4 個年齡層之人口數(合計 23,588,932 人)，分別納入不同年齡層之室內與戶外占用因子，計算結果，戶外地表加馬輻射為及室內地表加馬輻射所造成國民每人平均有效劑量，如表 4.3。

C. 宇宙輻射：

偵測中心自 108 年~111 年開始重新調查評估國民輻射劑量現況，研究使用高壓游離腔、純鍺偵檢器及球型中子偵檢器三種儀器，共測量國內 64 處不同海拔高度的游離輻射成分與中子宇宙射線，量測點的海拔高度從 3 至 3263 公尺，量測垂直高度的宇宙射線差異，再配合海拔高度與宇宙射線劑量率的關係、各縣市人口數及各縣市人口居住密集區的平均海拔高度，算出各縣市的集體有效劑量，加總後除上總人口數，最後計算出宇宙射線造成之年國民輻射劑量。調查結果：中子宇宙射線造成國民每人年平均有效劑量為 0.052 mSv，游離輻射成分宇宙射線造成國民每人年平均有效劑量為 0.306 mSv；室內宇宙射線造成國民每人年平均有效劑量為 0.282mSv，戶外宇宙射線造成國民每人年平均有效劑量為 0.076mSv；總計，宇宙射線共造成國民每人年平均有效劑量為 0.358 mSv，如表 4.3。

D. 因攝食所導致的輻射曝露：

食品中放射性核種造成的體內曝露劑量之評估，必須知道食品中的放射性物質活度，再由食品攝食量推算經由食品攝入的活度，以及不同核種的體內劑量轉換因子，進而推算食品所造成的體內劑量。本研究彙整偵測中心 106-110 年間「台灣地區放射性落塵與食品調查半年報」報告中之檢測數據為統計母數；劑量轉換因子採用現行之游離輻射防護安全標準公告之劑量轉換因子，且依不同年齡層的族群評估；攝食情境的部分，採用衛生福利部食品藥物管理署所建置之「國家攝食資料庫」所提供的國人飲食習慣的調查結果，以更貼近國人的飲食習性，完成鉀-40、鈾-210、鈾-232、鈾-238、銫-137 及銥-90 等 6 個核種之體內劑量評估。

經綜整國外重要文獻及本中心 87 年之評估報告，國人經由攝食途徑導致之體內輻射曝露年有效劑量為每年 0.692mSv，如表 4.3。以鈾-210 之 0.518mSv/年最高，其次是鉀-40 之 0.161 mSv/年，在整體攝食曝露劑量之占比分別為 74.9%、23.3%，兩者都是天然核種；銫-137 及銈-90 兩個人造核種所造成之攝食劑量為 0.41 微西弗/年，在整體攝食曝露劑量的占比約只有 0.06%，與 87 年評估之 1.2 微西弗/年相比已有明顯的下降。我國在攝食曝露低於日本的 0.98 mSv/年，但高於全球及美國的平均 0.29mSv/年，主要的差異來源在鈾-210 的攝取劑量，台灣和日本都是喜食海鮮和有食用動物內臟習慣的國家，故呈現這樣的評估結果；鈾系列及銈系列核種的攝取主要是與地質有關，透過食物鏈累積在各類食品中，我國的評估結果較日本及全球都低。

(2)醫療輻射：

醫療輻射包含(A)電腦斷層、(B)心臟類介入性透視攝影、(C)核子醫學診斷、(D)一般傳統 X 光、(E)非心臟類介入性透視攝影、(F)傳統透視攝影、(G)乳房攝影、(H)牙科攝影等八項放射診斷檢查，不含放射治療與核子醫學治療；偵測中心委託專業團隊(財團法人中華民國輻射防護協會)執行「國民醫療輻射劑量調查研究計畫」，歷經三年六個月(108 年 1 月至 111 年 6 月)的時間，透過分析全民健保資料庫資料、到取樣醫院進行實地調查、量測各檢查序列輻射劑量、建構劑量評估模型、用軟體進行模擬評估及劑量計算等步驟，共完成 14 萬多筆的醫療輻射曝露資料蒐集，與其相應檢查的有效劑量評估，是目前國內醫療輻射曝露最完整的資料，也是國際間罕見的醫療輻射劑量調查；醫療輻射所導致的輻射劑量為平均每位國民每年 1.512mSv，佔整體國民輻射劑量的 33.74%，其中電腦斷層檢查為 1.02mSv、心臟類介入性透視攝影檢查為 0.19mSv、核子醫學診斷檢查為 0.16mSv、一般傳統 X 光檢查為 0.08mSv、非心臟類介入性透視攝影檢查為 0.05mSv、傳統透視攝影檢查為 0.01mSv、乳房攝影檢查為 0.001mSv、牙科攝影檢查為 0.001mSv，如表 4.4。

(3)消費性產品

A.吸菸行為：

本報告引用偵測中心對國內常見香菸品牌之檢測分析結果，再參考衛生福利部之國人吸菸行為調查報告，採用國際體內輻射劑量評估模式，評估國人因吸菸所造成之國民輻射劑量。分析方法主要參考美國能源部標準分析方法 HASL-300 中，Po-210-RC 係針對水、蔬菜、土壤、空氣濾紙樣品中鈾之分析方法，以游離輻射防護安全標準為基礎，採用基於 ICRP 第 60

號報告之劑量轉換因子，評估體內劑量，再收集 107 年人口統計資料，總人口數為 2,358 萬 8,932 人，計算出各年齡層之總集體有效劑量為 1,110,452 人-mSv，推算香菸中鈾 210 造成國人平均國民輻射年劑量為 0.047mSv。國內調查所測得香菸中鈾 210 濃度結果，與國外文獻數據相比差異不大，但是由於國內歷年來菸害防治行動推行成效顯著，國人抽菸人口比率逐年下降。因此，本報告以 107 年人口數及吸菸比例推估所得之國民輻射年劑量約為 0.047mSv，如表 4.5。

B. 搭乘航空器行為：

本研究引用交通部民航局所提供國人飛航行為調查結果，針對國際線、兩岸線與國內線三個部分的旅遊人次進行熱門航線探討，再分別以台灣之 NTHU FDC 與法國開發之 SIEVERT 飛航劑量評估軟體執行飛航劑量計算，以評估國人因搭乘飛機所造成之國民輻射劑量。考量 109 年至 111 年因 COVID-19 疫情關係影響全球航空業，研究僅彙整 104 年至 108 年間台灣地區的熱門航線進行國人飛航行為之調查結果，選定國際線 65 條航班、兩岸線 75 條與國內線 23 條航班之熱門航線進行評估，國際線部分利用 NTHU FDC 與 SIEVERT 之飛航劑量評估軟體進行劑量計算；兩岸線與國內線則只採用 NTHU FDC 軟體進行計算。評估結果國際線 NTHU FDC 計算之總有效劑量範圍為 1.8 至 157.9 微西弗(μSv)，國際線 SIEVERT 計算之總個人年有效劑量 (去程與回程)範圍為 2 至 189.2 μSv ；兩岸線之總個人年有效劑量(去程與回程)範圍為 1.7 至 20.5 μSv ；國內線之總個人年有效劑量 (去程與回程)範圍為 0.11 至 0.25 μSv ，如表 4.5。

依台灣熱門航線分析可發現歐美航線因飛行距離較其他航線遠，導致其受宇宙輻射曝露的時間相對較長，因而其輻射曝露劑量評估結果比其他航線高；而亞洲地區之國家大多分布於赤道附近或位於低緯度，再加上距離台灣較近，飛航時間較短，所以劑量評估結果之曝露劑量相對較低。本研究計算所得之民用航空宇宙輻射所造成之國民輻射劑量為 0.011 mSv/年，如表 4.5。

(4) 產業活動

A. 工業-核設施：

本研究採用各項核設施(包括：核能一廠、核能二廠、核能三廠、清華大學研究用反應器、核能研究所、低放貯存場等)之氣體、液體排放放射性物質結果對民眾造成之輻射劑量進行評估，核能電廠周圍關鍵群體年集體有效劑量為 0.00917 人-西弗/年，其他核設施量測結果均小於儀器偵檢低限，其造成之劑量可忽略，推估核設施所造成的國民輻射劑量 3.9×10^{-10} 人-西弗

/年，如表 4.5。

B. 工業-燃煤電廠：

本研究篩選 3 座台灣大型燃煤電廠，分別為雲林麥寮發電廠、高雄興達發電廠與台中火力發電廠周圍民眾常使用之公共空間，共 10 個量測點。規劃以電廠廠區為中心，距離約 5 公里範圍進行現場度量，經結果分析鉀-40 所量測活度濃度範圍在每公斤 496 到 635 貝克；鈾系所量測活度濃度範圍在每公斤 18 到 39 貝克；鈾系所量測活度濃度範圍在每公斤 31 到 59 貝克，如表 4.5。

參考國外相關文獻之結果，發現可透過天然放射性核種鈾系、鈾系與鉀-40 三者之活度濃度比例粗略確認土壤中是否含有飛灰沉降於土壤中，量測結果顯示皆無飛灰之沉降，表示所量測之土壤輻射劑量量測結果即為一般地表加馬輻射。其燃煤電廠周圍土壤量測平均加馬劑量率為 0.054 $\mu\text{Sv/h}$ 小於全台地表之平均加馬劑量率 0.080 $\mu\text{Sv/h}$ ，故居住於該地區的居民並不會因此獲得較高的輻射劑量，如表 4.5。

C. 農業-因施作肥料所導致的輻射曝露：

本研究評估國內市售肥料對農民造成之輻射劑量，使用高純度鍮輻射偵檢器測量國內製造的 13 件市售肥料，分析所含鐳-226、鈾-232 和鉀-40 的放射性核種活度濃度。其中 9 件複合肥料樣品所含鉀-40 和鐳-226 的平均活度濃度分別為 3339.4 ± 22.9 、 126.9 ± 2.8 Bq/kg；2 件磷肥樣品所含鐳-226 平均活度濃度為 552.3 ± 3.3 Bq/kg；2 件鉀肥樣品所含鉀-40 和鐳-226 平均活度濃度為 3279.6 ± 46.4 、 141.7 ± 11.8 Bq/kg，均有相對較高的平均活度濃度，但所有樣品所含鐳-226、鈾-232 和鉀-40 核種活度濃度均小於天然放射性物質管理辦法的基準值，再分別計算 13 件肥料樣品施作於農地後所造成農民之鐳當量濃度、體外風險指數、體內風險指數、空間吸收劑量、年有效劑量及加馬射線係數，均遠低於歐盟委員會指導方針或 UNSCEAR 2000 年報告所提出的建議值。計算所得使用肥料造成國民之年有效劑量平均值為 0.025 微西弗($\mu\text{Sv/y}$)，遠低於一般民眾每年 1 毫西弗之劑量限值，結果顯示國內正常施作肥料時不需進行輻射防護措施，如表 4.5。

(5) 職業曝露

職業曝露包含天然射源及人工射源之工作人員，我國人工射源類之輻射工作人員可分為核燃料循環、醫學應用、工業應用、其他應用類等四類，天然射源類的以民用航空為主，以及少量與天然放射性物質作業相關

的工作人員。人工射源的職業曝露，主要依據行政院原子能委員會 104 年至 109 年之「全國輻射從業人員劑量資料統計年報」之劑量監測數據，我國目前進行輻射劑量監測之職業曝露人口約有 53000 人，職業曝露之集體有效劑量為每年 6.67 人-西弗，輻射工作人員之個人年有效劑量平均值為每年 0.13mSv。民用航空的從業人員會因職業的關係有較高的宇宙射線劑量，本中心參採 UNSCEAR、美國國家輻射防護與測量委員會 (NCRP) 及日本之做法，以國際認可評估方式結合本土數據進行民用航空職業曝露劑量之推估；國內 104~109 年民用航空飛航工作人員約有 10,780 人，我國飛航人員之個人年有效劑量約為 1.97mSv，據以推算出民用航空之集體有效劑量(S)約為每年 21.236 人-西弗。職業曝露國民輻射劑量為平均每位國民每年 0.001182mSv，佔整體國民輻射劑量的 0.026%，其中，由天然射源(民航空勤人員) 職業曝露所貢獻的劑量為 0.000901mSv，人工射源職業曝露所貢獻的劑量為 0.000281mSv，如表 4.5。

表 4.2 國民輻射劑量評估結果(五大類)

項目	年有效劑量(mSv)	百分比(%)
天然背景輻射	2.91	64.938
醫療輻射	1.512	33.741
消費性產品	0.058	1.294
職業曝露	0.00118	0.026
產業活動	0.000025	0.001
總計	4.481	100

表 4.3 天然背景輻射國民輻射劑量評估結果

項目	年有效劑量(mSv)	百分比(%)
天然背景輻射-氬氣	1.02	35.1
天然背景輻射-地表輻射	0.84	28.9
天然背景輻射-(因攝食)體內放射性核種	0.692	23.8
天然背景輻射-宇宙輻射	0.358	12.3
天然背景輻射	2.91	100

表 4.4 醫療輻射國民輻射劑量評估結果

項目	年有效劑量 (mSv)	百分比 (%)
醫療輻射-電腦斷層檢查	1.02	67.5
醫療輻射-心臟類介入性透視攝影檢查	0.19	12.6
醫療輻射-核子醫學診斷檢查	0.16	10.6
醫療輻射-一般傳統 X 光檢查	0.08	5.3
醫療輻射-非心臟類介入性透視攝影檢查	0.05	3.3
醫療輻射-傳統透視攝影檢查	0.01	0.7
醫療輻射-乳房攝影檢查	0.001	0.1
醫療輻射-牙科攝影檢查	0.001	0.1
醫療輻射	1.512	100

表 4.5 國民輻射劑量評估結果(細項)

項目	年有效劑量 (mSv)	百分比 (%)
醫療輻射-電腦斷層檢查	1.02	22.762
天然背景輻射-氡氣	1.02	22.762
天然背景輻射-地表輻射	0.84	18.745
天然背景輻射-(因攝食)體內放射性核種	0.692	15.442
天然背景輻射-宇宙輻射	0.358	7.989
醫療輻射-心臟類介入性透視攝影檢查	0.19	4.240
醫療輻射-核子醫學診斷檢查	0.16	3.570
醫療輻射-一般傳統 X 光檢查	0.08	1.785
消費性產品-吸菸	0.047	1.049
醫療輻射-非心臟類介入性透視攝影檢查	0.05	1.116
消費性產品-飛航	0.011	0.245
醫療輻射-傳統透視攝影檢查	0.01	0.223

醫療輻射-乳房攝影檢查	0.001	0.022
醫療輻射-牙科攝影檢查	0.001	0.022
職業曝露-天然射源(主要為民航空勤人員)	0.0009	0.020
職業曝露-人工射源(含核燃料循環、醫學應用、工業應用、其他應用類之輻射工作人員)	0.00028	0.006
產業活動-農業	0.000025	0.001
總計	4.481	100%

附表、佐證資料表

【A 論文表】

題 名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別	成果歸屬
Single Event Upset Induced by Femtosecond Pulse Laser on Digital Circuits	Pei-Kai Liao	2022	F	國際合作及技術交流
A radiation hardened triple-module-redundancy comparator circuit using a short-pulse laser for radiation testing	Chun-Hao Liang	2022	E	國際合作及技術交流
Single Event Effects in Double Latch Comparator and Triple Modular Redundancy Comparator with and without Resistors Decoupling Techniques under Femtosecond Pulse Laser Irradiation	Yu-Lin Chen	投稿審核中	C	國際合作及技術交流
Electrical Deterioration of 4H-SiC MOS Capacitors Due to Bulk and Interface Traps Induced by Proton Irradiation	Ya-Xun Lin	2023	D	國際合作及技術交流
Radiation hardness of InWZnO thin film as resistive switching layer	Chih-Chieh Hsu	2022	D	國際合作及技術交流
核設施除役廢棄物解除管制之國際發展現況及其影響評估	趙得勝	2023	B	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
探討電解面積對於 304 不銹鋼組件電化學除汗特性的影響	王復生	2022	E	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
用過核子燃料衰變熱模式研析與適用性評估	林宗暉	2022	E	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
國內農業用肥料對農民造成輻射劑量的調查評估	劉任哲	2022	A	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

題名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別	成果歸屬
核一廠周圍土壤中人工放射性核種污染評估	尤建偉	2022	E	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
台灣海域中海產物鈾-210含量之分析	陶良榆	2022	E	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
海水中鋇-90之濃縮純化與分析方法建立	龔得安	2022	E	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

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；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【AA 決策依據表】

名稱	內容	類別	是否被採納	成果歸屬
核電廠除役期間除污策略和技術彙整	執行雷射照射實驗以解析雷射參數差別對剝蝕不鏽鋼與碳鋼材料的影響，並建立量測雷射脈衝參數、決定照射量與分析照射後試片表面之方法。 廣泛蒐集可應用於混凝土表面除污之技術，並研析彙整各該技術之性能與優、缺點，另輔以相應技術於實際情況應用時之重點考量，涵蓋層面遍及一般性考量、通風與過濾、輻射防護及工業危險等各方面，有助管制機關迅速掌握各該技術之應用時機與相應之管制重點。	B	B	111 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析
核二廠除役期間廠址地下水防護管制	探討核二廠除役期間廠址地下水防護管制特性，提出地下水防護管制方案精進之管制建議，做為我國未來精進核電廠除役之審查與管制的重要參考，強化核電廠除役安全。	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
核設施除役廢棄物表面容許量與解除管制之放射評估方法	研析有關核設施除役廢棄物表面污染容許量標準之訂定原則之相關文獻，及核設施材料解除管制上可能面臨的挑戰，並提出國內可採行的建議做法。	A	B	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

註：類別分成 A 新建或整合流程、B 重大統計訊息或政策建議報告；是否被採納分成 A 院級採納、B 部會署級採納、C 單位內採納、D 存參；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【B 合作團隊(計畫)養成表】

團隊(計畫)名稱	合作對象	合作模式	團隊(計畫)性質	成立時間(西元年)	成果歸屬
衛星元件抗輻射研究小組	核能研究所、臺灣大學、清華大學	B	A	2022	國際合作及技術交流
晶片抗輻射研究小組	臺灣大學、國家太空中心	B	A	2022	國際合作及技術交流
晶片質子照射研究小組	臺灣大學、臺大癌醫中心	A	A	2022	國際合作及技術交流
劑量評估團隊	財團法人中華民國輻射防護協會、國立清華大學	B	A	2019	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
建立海水鋇-90分析技術研究團隊	國立屏東科技大學	B	A	2022	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

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

【C 培育及延攬人才表】

姓名	機構名稱	學歷	性質	成果歸屬
廖培凱	國立臺灣大學	B	C	國際合作及技術交流
陳昱霖	國立臺灣大學	B	C	國際合作及技術交流
梁淳皓	國立臺灣大學	B	C	國際合作及技術交流
蔡孟智	國立臺灣大學	B	C	國際合作及技術交流
余世博	國立臺灣大學	B	C	國際合作及技術交流
洪建平	國立臺灣大學	B	C	國際合作及技術交流
吳彥廷	國立臺灣大學	C	C	國際合作及技術交流
李建霖	國立臺灣大學	A	C	國際合作及技術交流
蔡佳勳	國立臺灣大學	A	C	國際合作及技術交流
許馥帆	國立清華大學 工程許系統科學系	B	B	國際合作及技術交流
宋柏諭	國立清華大學 工程許系統科學系	B	B	國際合作及技術交流
彭皓楷	國立清華大學 工程許系統科學系	A	B	國際合作及技術交流
賴亭潔	國立清華大學 工程許系統科學系	B	B	國際合作及技術交流

姓名	機構名稱	學歷	性質	成果歸屬
李凱旋	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	國際合作及技術交流
林亞勳	國立清華大學 生醫工程與環境科學系	B	C	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
陳孟渝	國立清華大學 生醫工程與環境科學系	B	C	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
鍾岳均	國立清華大學 生醫工程與環境科學系	B	C	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
余岳倫	國立清華大學 生醫工程與環境科學系	B	C	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
王浚浚	國立清華大學 生醫工程與環境科學系	B	C	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
楊博勛	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
楊承杰	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
劉昆妮	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
詹維倫	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
賴承澤	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
鄭煒哲	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
王復生	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
黃謙煜	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
陳玄哲	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
練蒙恩	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
何佩珊	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

姓名	機構名稱	學歷	性質	成果歸屬
林雍傑	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
何俊逸	國立清華大學 核子工程與科學研究所	C	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
王光予	國立清華大學 核子工程與科學研究所	C	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
陳威全	國立清華大學 核子工程與科學研究所	C	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
黃信雄	國立中山大學 海洋科學系	C	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
黃貴楨	國立中山大學 海洋科學系	B	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
龔得安	國立屏東科技大學 食品安全管理研究所	A	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
高愷嶸	國立海洋大學 環境生物與漁業科學系	A	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
廖哲瑄	國立臺灣大學 海洋研究所	B	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估

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；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【D1 研究報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年(西元年)	是否被採納	成果歸屬
太空太陽電池輻射測試	葉彥顯	2022	C	國際合作及技術交流
抗輻射晶片技術開發與輻射驗證平台	李佳翰 陳信樹 蔡坤諭 陳昱霖 廖培凱 蔡佳勳 洪建平 李建霖 梁淳皓 蔡孟智 余世博	2022	B	國際合作及技術交流
抗輻射電子元件開發與輻射效應評估	巫勇賢 張廖貴術 趙得勝	2022	B	國際合作及技術交流
NR9-6000PY 負光阻之製程參數建立	楊凱翔	2022	C	國際合作及技術交流
太空太陽能電池之 JMP 數據分析	方正豪	2022	C	國際合作及技術交流
磊晶再成長技術開發磷化銦鎵太陽電池之研究	林秉閔	2022	C	國際合作及技術交流
高效率太空用太陽電池磊晶技術開發	施圳豪	2022	C	國際合作及技術交流
除役廢棄物離廠偵測國際規範研析	趙得勝	2022	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
除役廢棄物表面污染容許量標準研究	黃珮吉 林士軒	2022	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
核電廠除役期間除污策略和技術彙整	歐陽汎怡 林明緯 王本誠 李進得 葉宗洸	2022	D	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
核電廠除役期間安全評估技術強化及廠址取樣方法品質研析	許文勝 楊融華 陳玄哲 陳韶萱	2022	D	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究
核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析	陳瑞昇 梁菁萍 何佑婕	2022	C	核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究

報告名稱	作者姓名	出版年(西元年)	是否被採納	成果歸屬
宇宙射線國民輻射劑量評估	劉任哲	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
地表輻射輻射劑量評估	劉任哲	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
國內農業用肥料對農民造成輻射劑量的調查評估	劉任哲	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
職業曝露國民輻射劑量評估報告	高薇喻	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
攝食體內曝露之輻射劑量評估	高薇喻	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
核設施周圍環境輻射強度調查與民眾劑量評估	柯亭含	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
飛航劑量國民輻射劑量評估報告	柯亭含	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
燃煤電廠輻射劑量評估	柯亭含	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
國人吸菸輻射劑量評估	林品均	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
國人住宅氡氣輻射劑量評估	林品均	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
台灣海陸域環境輻射調查計畫111年度執行成果報告	陶良榆 方鈞屹 尤建偉 陳婉玲	2022	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

註：是否被採納分成 A 院級採納、B 部會署級採納、C 單位內採納、D 存參；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【F 形成課程教材手冊軟體表】

名稱	性質	類別	發表年度 (西元年)	出版單位	是否為自 由軟體	成果歸屬
111 年度輻射防護視察 員訓練	B	A	2022	核能研究所	否	核電廠除役階段 之輻射安全管理 與規劃技術研究

註：性質分成 A 課程、B 教材、C 手冊；類別分成 A 文件式、B 多媒體、C 軟體(含 APP)、D 其他(請序
明)；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【H 技術報告檢驗方法表】

技術或檢驗方法名稱	性質	作者姓名	出版年(西元年)	出版單位	成果歸屬
研磨機與上蠟機操作手冊	A	陳孟忻	2022	核能研究所	國際合作及 技術交流

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【I1 辦理技術活動表】

技術活動名稱	活動 性質	活動屬性	舉辦日期 (YYYYMMDD)	參與 人數	成果歸屬
2022 台美民用核能合 作視訊會議	A	B	20221129-20221201	30	國際合作及技術交流
第 8 屆台日核安管制 資訊交流視訊會議	A	B	20220823	50	國際合作及技術交流
「原子總動員 科技 樂無限」-台北場	C	A	20220225-20220228	6,162	國際合作及技術交流
「原子 GO 探險趣」- 台北場	C	A	20220715-20220718	7,199	國際合作及技術交流
「原子 GO 探險趣 量子就在生活中」-高 雄場	C	A	20221210-20221211	4,166	國際合作及技術交流

註：性質分成 A 技術研討會、B 競賽活動、C 技術說明會或推廣活動、D 其他；屬性分成 A 國內技術活
動、B 國際技術活動；成果歸屬請填細部計畫名稱。

註：性質分成 A 技術研討會、B 競賽活動、C 技術說明會或推廣活動、D 其他；屬性分成 A 國內技術活
動、B 國際技術活動；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【I2 參加技術活動表】

成果名稱	技術活動名稱	活動性質	活動屬性	活動日期 (YYYYMMDD)	主辦單位	是否獲獎 (Y/N)	成果歸屬
演講題目” 抗輻射晶片 技術開發”	長庚大學教育部高 教深耕計畫，2022 雙智慧講座系列	C	A	20221124	長庚大學	N	國際合作 及技術交 流

註：性質分成 A 技術研討會、B 競賽活動、C 技術說明會或推廣活動、D 其他；屬性分成 A 國內技術活動、B 國際技術活動；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【Z 調查成果表】

調查項目名稱	調查面積	圖幅數	調查點筆數	成果歸屬
醫療輻射健保資料庫調查			42,750,195	海陸域輻射調查及 國民輻射劑量評估
海域樣品輻射調查			378	海陸域輻射調查及 國民輻射劑量評估

註：成果歸屬請填細部計畫名稱。