

108 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(1/4)

執行期間：

全程：自 108 年 1 月 1 日 至 111 年 12 月 31 日止

本期：自 108 年 1 月 1 日 至 108 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

【108 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	1
第一部分	5
壹、目標與架構 (系統填寫)	6
一、總目標及其達成情形	6
二、架構	9
三、細部計畫與執行摘要	13
貳、經費執行情形	28
一、經資門經費表	28
二、經費支用說明	30
三、經費實際支用與原規劃差異說明	31
參、主要產出與關鍵效益	32
第二部分	38
壹、成果之價值與貢獻度	39
貳、檢討與展望	43
參、其他補充資料	45
一、跨部會協調或與相關計畫之配合	45
二、大型科學儀器使用效益說明	45
三、其他補充說明(計畫成果完整說明)	45
附件 1、108 年第 1 次工作會議紀錄	97
附件 2、108 年第 2 次工作會議紀錄	99
附件 3、108 年第 1 次工作會議紀錄	101
附表、佐證資料表	103

【108年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	108-2001-04-17-01				
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放射性物料管理局 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			
計畫類別	<input checked="" type="checkbox"/> 一般科技施政計畫 <input type="checkbox"/> 新興重點政策計畫 <input type="checkbox"/> 延續重點政策計畫 <input type="checkbox"/> 前瞻基礎建設計畫				
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"/> 文化创意產業科技創新 <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 35% 資通電子__% 工程科技 60% 人社科服__% 科技政策 5% 計畫可為單一群組或多群組，請依各群組所占比重填寫%，總計須為 100%。				
執行期間	108 年 1 月 1 日 至 108 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		43	
	110	41,900		45.5	
	111	41,900		47	
	合計	166,193		178	
	108 年度	經	經費項目	預算數(千元)	決算數(千元)
		人事費	0	0	0

		常門	材料費	7,000	4,255	61
			其他經常支出	28,645	28,170	98
			小計	35,645	32,425	91
		資本門	土地建築	0	0	0
			儀器設備	4,500	3,450	77
			其他資本支出	348	1,342	386
			小計	4,848	4,792	99
			經費合計	40,493	37,217	92
政策依據	<ul style="list-style-type: none"> ● 行政院 107 年施政方針：嚴格執行核電廠除役、核廢料處置及核電廠安全管制作業；強化國內輻射安全防護及海陸域環境偵測。 ● 行政院 106 年施政目標：「智慧國家」。 ● 總統政見：「非核家園」能源政策。 					
與國家科學技術發展計畫之關聯	<p>目標二「堅實智慧生活科技與產業」：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 策略 3「精進防災科技減少災害衝擊」措施 4「發展智慧防災科技」：善用輻射儀器之科學技術，啟動國土環境背景輻射調查，作為國土環境背景輻射之基限準則，提升環境安全。 ● 策略 4「發展綠色科技實現低碳永續社會」措施 5「發展核後端技術，邁向綠色永續社會」：為順利實現非核家園，亟需強化核電廠除役技術。 					
本計畫在機關施政項目之定位及功能	<p>原能會 106-109 年科技施政關鍵策略目標：</p> <p>「切實監督核電廠安全」、「穩妥放射性廢棄物管理」及「嚴密輻射防護安全管理」、「發展工程跨域整合技術」、「提升環境輻射監測機制」</p>					
計畫重點描述	<p>分項計畫一：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>分項計畫二：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 輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究</p> <p>2-2 除役作業場所輻射分析之審查技術研究</p> <p>2-3 精進除役期間輻射管制技術之研究</p> <p>2-4 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>分項計畫三：核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究</p> <p>3-1 國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制</p> <p>3-2 國際除役法規和指引彙整之管制研究</p>					

	<p>3-3 除污策略和技術彙整</p> <p>3-4 過渡期電廠安全分析</p> <p>分項計畫四：核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究</p> <p>4-1 臨界安全審查驗證研究</p> <p>4-2 結構安全審查驗證研究</p> <p>4-3 熱傳安全審查驗證研究</p> <p>4-4 輻射屏蔽安全審查驗證研究</p> <p>分項計畫五：海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估</p> <p>5-1 海陸域環境輻射調查</p> <p>5-2 國民輻射劑量評估</p>	
<p>主要績效指標</p>	<p>原設定</p>	<p>A.論文：8 篇</p> <p>C.培育人才：34 人</p> <p>H.技術報告：6 件</p> <p>II.辦理技術活動：1 次</p> <p>AA.決策依據：2 項</p>
	<p>達成情形</p>	<p>A.論文：8 篇</p> <p>C.培育人才：40 人</p> <p>H.技術報告：1 件</p> <p>II.辦理技術活動：3 次</p> <p>AA.決策依據：3 項</p>
<p>計畫效益與重大突破</p>	<p>一、提出核能研究機關避免利益衝突之內部自律原則及外部資訊透明機制，作為核研所承攬台電委託案利益迴避之具體參考。</p> <p>二、完成「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」及「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)」草案，作為台電公司核電廠輻射特性調查，以及原能會輻射安全管制及審查之規範。</p> <p>三、依法規類、技術類、非技術類之國際除役經驗研析，提出管制經驗回饋與建議，並依重要度分為 A、B、C 三個等級；另由美德日法等國之除役法規研析結果，提出法規面及執行面的管制建議，作為原能會核電廠除役管制之決策依據。</p> <p>四、完成核一廠室內乾貯假想設施臨界、結構、熱流與屏蔽案例之安全評估分析與平行驗證研究，提供物管局審查用過核子燃料中期貯儲設施申請案之平行驗證參考。</p> <p>五、完成海樣放射性核種分析共 433 件，調查結果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮，海漁產品也無食安之疑慮。</p>	
<p>遭遇困難與因應對策</p>	<p>一、核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究已完成階段性成果，109 年因預算刪減退場，後續相關工作項目將改由物管局 109 年「精進放射性廢棄物貯存與處置安全管制技術發展」</p>	

	<p>科技計畫執行。</p> <p>二、國民輻射劑量評估部分，在室內氬氣及室內地表輻射等部分調查項目須進入民宅或營業場所，一般民眾意願不高，醫療輻射調查亦遭逢多數醫療院所配合願意不高之問題，未來將加強與相關人員之溝通，或透過第3方公正人士建立互信。</p>			
後續精進措施	<p>國際合作部分，未來將加強與法國之互動，並進行國際原子能科技發展趨勢之蒐集；核電廠除役管制技術研究部分，將進行難測核種比例因數評估之審查導則及除役階段人員危害鑑別與輻射防護措施需求研究，並持續蒐集國際管制資訊與精進過渡期間電廠安全分析能力；海域輻射調查將針對銫 137 活度略高之魚類，以及東北、西南海域之深層海水加強取樣偵測，國民輻射劑量評估則以民生關切之消費產品列為後續重點。</p>			
計畫連絡人	姓名	林崴士	職稱	技正
	服務機關	行政院原子能委員會		
	電話	02-2232-2082	電子郵件	stan@aec.gov.tw

第一部分

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

壹、目標與架構 (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，建立國民輻射劑量基準，推動多元族群劑量評估，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，強化核電廠除役期間安全分析與驗證技術。	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。
第一年 用過燃料 妥適貯存	借鏡國際案例分析模式，透過可能採用之作業方式與核一廠燃料特性進行預先分析並克服技術瓶頸。	蒐集國際間相關貯存設施分析案例、建立分析驗證的方法與模式、執行審查導則中的要項安全分析，依台電公司核一廠除役計畫環境影響評估報告書內容，建立假想室內乾貯設施模型，進行臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等關鍵安全要項之評估技術建立與評估分析，並提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目。

<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、海生物採樣及放射性核種分析。</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慮。</p>
<p>第一年 建立國民 劑量基準</p>	<p>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品輻射調查。</p>	<p>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。</p>
<p>第二年</p>	<p>-</p>	<p>-</p>
<p>第三年</p>	<p>-</p>	<p>-</p>
<p>第四年</p>	<p>-</p>	<p>-</p>

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	2,249/ (1,507)	陳志平	行政院原子能委員會	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。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 透過「第5屆台日核能管制資訊交流會議」考察日方福島核電廠廢爐後除役現況，日方在拆除作業、核廢料、核廢水，以及針對爐心熔毀之污泥與熔毀物處理、分類、貯存與管理等，面對這些困難與挑戰，相關實務經驗與技術各方面的發展，可供我國在除役執行面與安全管理面之參考。另舉辦「2019台美民用核能合作會議」向美方分享我國除役規劃及管制現況，並就雙方未來核電廠除役及核廢料處理技術擴大合作進行交流。 2. 透過國際技術和科學支援組織(TSO)型態、任務、獨立性需求及避免利益衝突等趨勢研析，所提出TSO利益衝突迴避之自律及資訊透明機制等具體作法，有助未來核能

					研究所於支援原能會核安管制案及承攬台電委託案解決兩者間利益衝突，並藉由資訊透明化解大眾疑慮，增進民眾對於核安之信任。
核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究	9,744/ (8,721)	高熙玫	行政院原子能委員會 行政院原子能委員會核能研究所	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，並提出輻射安全管制建議。	<ol style="list-style-type: none"> 以 MARSSIM/MARSAME 所述之調查程序為基礎，並依據相關單位（包括：原能會、台電公司、核研所、清華大學）多次針對核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫討論會議，草擬完成「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)」草案。 因應國內核電廠除役工作之推行，撰擬「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」，作為原能會未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考，確保核電廠除役過程之輻射安全。
核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究	8,500/ (7940)	梁正宏	行政院原子能委員會	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	<ol style="list-style-type: none"> 研析國際上最新核電廠除役主要議題之經驗回饋、法規和指引，內容涵蓋除役策略、費用評估、安全風險評估、除污/拆除技術、廢料處理、遙控設備使用經驗、除役期間意外事故

				<p>安全分析能力，強化核電廠除役期間安全分析與驗證技術。</p>	<p>回顧、風險告知管制，以及廠區回復再利用等議題之成功與失敗經驗回饋，以及美國核管會(NRC)除役修法要項、執照終止審查要點與視察程序，德國核電廠除役有關除污、拆除指引報告等，對我國未來進行除役管制具有重大參考價值</p> <p>2. 針對美、俄、德、日等國所制定之除污標準與其操作程序，諸如污染溶液製備、量測系統規範、污染與除污流程以及除污效果測定等步驟進行完整的彙整與比較，另完成現有開發的化學除污技術用於除役階段的研析，提供管制作業執行的參考。</p> <p>3. 完成核一廠除役階段用過燃料池之熱水流安全分析模式，並進行相關暫態案例與靈敏度分析，評估結果有助於釐清暫態事故發展時序與潛在風險因子，並強化核電廠除役期間安全分析與驗證技術。</p>
核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究	6,000/ (5,608)	許榮鈞	行政院原子能委員會放射性物料管理局	借鏡國際案例分析模式，透過可能採用之作業方式與核一廠燃料特性進行預先分析並克服技	1. 參考台電公司核一廠除役計畫環境影響評估報告書內容，建立室內乾貯假想設施模型，進行臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等關鍵安全要項之

				術瓶頸。	<p>評估技術建立與評估分析。</p> <p>2. 蒐集國際間相關貯存設施分析案例、建立分析驗證的方法與模式、執行審查導則中的要項安全分析、並提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目，逐步建置關鍵安全議題分析與平行驗證技術能量。</p>
海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估	14,000/ (13,441)	徐明德	行政院原子能委員會輻射偵測中心	<p>一、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、海生物採樣及放射性核種分析。</p> <p>二、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品輻射調查。</p>	<p>1. 完成海水試樣 167 件、海生物試樣 178 件以及沉積物試樣(岸沙、河砂及海底沉積物)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慮。</p> <p>2. 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。</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	政策及制度之規劃與制訂
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	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。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	2,249 / 1,507 / 67.01%	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"> 3月12至14日派員參與美國核管會(NRC)舉辦之第31屆管制資訊研討會(RIC)，並就我國社群媒體核能溝通經驗進行分享，俾強化與美國及國際核能安全管理機構交流。 7月16至17日派員赴東京參加「第5屆台日核能管制資訊交流會議」，除與日方交流核電廠相關管制資訊，亦派員參訪福島核電廠了解當地災後復原情形。 10月13至15日與國際原子能總署於台北共同召開「2019年核子保防業務協調會議」，雙方就保防作業及成果進行交流，過程順利。 9月16至20日派員以觀察員身分赴維也納參與國際原子能總署(IAEA)第63屆會員大會，面對面與各國相關專家交流。 		原能會/國際組織/美國核管會、日本原子力規制委員會、國際原子能總署等國際機構

	5. 12月17至18日假台北舉行「2019台美民用核能合作會議」，與美方就核電廠除役、核廢料管制經驗及研究成果進行交流，並就雙方64項合作項目執行情形及未來合作方向進行研商。		
國際原子能法規及趨勢之研究	研析國際原子能總署 TECDOC-1835 文件中技術和科學支援組織(TSO)型態、任務、獨立性需求及利益衝突避免等要件，並導入德、日等國案例，探討 TSO 對於我國核安管制機關之定位及利益衝突迴避要件，歸納資訊公開設計是解決利益衝突或者確保 TSO 運作透明性與公正性最重要的機制，並提出 TSO 內部自律機制之建議原則，相關研究結論，可供未來核能研究所於支援原能會核安管制案及承攬台電委託案化解兩者間利益衝突之參考。		原能會/核能研究所/東吳大學
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	I1.辦理技術活動：1 I2.參與技術活動：2	達成情形	決策依據：1 研究報告：1 I1.辦理技術活動：2 I2.參與技術活動：3
補充說明	優於預期		
本年度效益、影響、重大突破			
<p>1. 原能會多年來已與歐、美、日建立原子能交流合作管道，對於國內核電廠除役經驗較為不足部分，透過相關技術活動之參與及舉辦，研習國際核電廠除役經驗及技術，逐步建立國內管制體制及安全規範，務實解決核電廠除役所面臨技術問題，進而將除役經驗分享國際，提高我國外交能見度。</p> <p>2. 透過國際技術和科學支援組織(TSO)型態、任務、獨立性需求及避免利益衝突等趨勢研析，所提出 TSO 利益衝突迴避之自律及資訊透明機制等具體作法，有助未來核能研究所於支援原能會核安管制案及承攬台電委託案排除利益衝突之可能，並藉由資訊公開及透明化解大眾疑慮，增進民眾對於核安之信任。</p>			

遭遇困難與因應對策

無。

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	應用與技術發展
主持人	高熙玫	執行機關	行政院原子能委員會
細部計畫目標	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，並提出輻射安全管制建議。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	9,744 / 8,721 / 89.50%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	7.5 人年 / (7.5 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
輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成遙控偵測載具原型機建置與初始功能測試，確認遠端遙控移動平台設計構想可行性，可遠端遙控地圖建模與監測環境資訊。 2. 完成「機器人於核電廠之應用與關鍵技術」報告，投稿台電工程月刊，介紹機器人在核電廠中的研究和應用。 3. 完成「多功能履帶載台架設與操作報告」技術報告，有助於後續規畫輻射場域之多元地形移動載台架設藍圖。 		原能會/台電公司/核能研究所
除役作業場所輻射分析之審查技術研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 參考並彙整 MARSSIM 等相關文件，針對核電廠除役所使用之輻射偵檢儀器審查與驗證程序提出建議。 2. 以 MARSSIM/MARSAME 所述之調查程序為基礎，並依據相 		原能會/台電公司/國立清華大學

	關單位（包括：原能會、台電公司、核研所、清華大學）多次針對核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫討論會議，草擬完成「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）」草案。	
精進除役期間輻射管制技術之研究	研析國際停機過渡階段放射性廢氣液體排放視察程序與計畫審查案例，協助輻射安全管制。	原能會/台電公司/核能研究所
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	<ol style="list-style-type: none"> 1. 參考美國環保署相關技術準則(EPA QA-4 及 EPA QA/G-9 等報告)，撰擬「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」，作為原能會未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考。 2. 藉國際中有關除役後廠址環境輻射偵測文獻(MARSSIM、NUREG-1757 及美國環保署 DQO/DQA 程序等報告)，併同我國核電廠除役計畫，針對除役電廠實際執行面或理論面，研究除役審查技術及重點，並辦理「核設施除役與輻射特性調查專業技術訓練課程」，以提升我國除役審查技術能力。 	原能會/台電公司/核能研究所
主要績效指標 KPI 達成情形		
原規劃	A.論文：2 C.培育及延攬人才：10 F.形成教材：1 H.技術報告：1	達成情形 A.論文：2 C.培育及延攬人才：0 D.研究報告：4 F.形成教材：2 H.技術報告：1 K.規範標準：2

補充說明	培育及延攬人才未能達標，係因本細部計畫主要委託核研所及清華大學原子科學技術發展中心執行，因兩者皆屬研究單位，非一般大專院校科系之教學單位，致無培育碩博士人才之產出。其餘指標優於預期。
------	---

本年度效益、影響、重大突破

1. 蒐集國際核能電廠遙控機器人應用資訊，彙整「機器人於核電廠之應用與關鍵技術」論著，投稿於台電工程月刊，並完成智慧型輻射與環境監測載具系統建置，載具搭載光學雷達與視覺里程計(Visual Odometry)輔助定位機制，提升地圖建模速度與精確度。另增加載具輪徑規格、搭載全向輪組機構，提升載具運動操控性能。此平台可遠端操控，支援輻射場域環境參數取樣與監測任務施行，減少危險場域作業之人員體外曝露危害。
2. 以 MARSSIM/MARSAME 所述之調查程序為基礎，並依據相關單位（包括：原能會、台電公司、核研所、清華大學）多次針對核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫討論會議，草擬完成「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)」草案。
3. 完成停機過渡階段放射性廢氣液體排放視察程序與計畫審查研究，協助輻射安全管制。
4. 因應國內核電廠除役工作之推行，撰擬「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」，提供原能會未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考，確保核電廠除役過程之輻射安全。

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	應用與技術發展
主持人	梁正宏	執行機關	行政院原子能委員會
細部計畫目標	國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制，就國內除役管制提出建議；國際除役法規和指引彙整之管制研究，為日後我國核電廠除役之參考；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，強化核電廠除役期間安全分析與驗證技術。		

計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	8,500 / 7,940 / 93.41%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	12 人年 / (12 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	
國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制	探討核電廠除役國際案例，主要內容包含：(1)已/即將除役核電廠之除役整體規劃內容；(2)歐美核能管制單位於審查核電廠除役規劃及監督除役作業面臨之議題；(3)最新除役技術發展及意外事故經驗回饋等。經與我國現行管制法規比較後，提出法規類、技術類及非技術類等三大類管制建議，在執行時機上也依照議題成熟度分為 A、B、C 三類，其中 A/B 類建議可由原能會評估後試行，C 類則建議觀察議題發展至更成熟後再考量是否採行，相關建議將納入核電廠除役管制參考。	原能會/台電公司/財團法人核能資訊中心、國立清華大學	
國際除役法規和指引彙整之管制研究	研析國際核電廠除役法規和技術指引，作為我國管制規範之借鏡及參考，內容包含(1)美、德、日、法核電廠除役法規架構；(2)2014 年後美國核電廠除役相關法規演進情形；(3)NUREG-1700 及德國除役相關法條；(4)美國 NRC Inspection Manual Chapter (IMC) 中涉及核電廠除役定期安全檢查相關法規資料。	原能會/台電公司/財團法人中華民國輻射防護協會、國立清華大學	
除污策略和技術彙整	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成對美、俄、德、日等國所制定之除污標準的彙整與比較。 2. 完成化學、電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污考量、原理及應用案例之彙整比較。並以其相對優點為基礎，建構一個選取之流程圖，適度縮小選取範圍，俾利管制單位迅 	原能會/台電公司/國立清華大學	

	<p>速掌握各項除污技術之優點，將相關成果落實到管制審查的參考。</p> <p>3. 完成現有開發的化學除污技術研析，包含 LOMI、CITROX、CAN-DECON、CORD 等技術。</p> <p>4. 完成不銹鋼表面氧化層的結構差異對於化學除污方式選擇的評估。</p>	
<p>過渡期電廠安全分析</p>	<p>1. 蒐集並摘要國際核電廠用過燃料池、地下水污染、輻射偵檢等相關文獻，借鏡國外經驗提出相關管制建議。</p> <p>2. 完成發展過渡期電廠用過燃料池熱水流安全分析模式，透過執行暫態案例與靈敏度分析，探討影響用過燃料池安全之重要參數與提出管制建議，以強化核電廠除役期間安全分析能力與驗證技術。</p> <p>3. 研究並整理 MARSSIM 手冊中有關 DQO 程序之相關內容以及相關統計方法，以提供管制單位人員對有關 DQO 程序管制審查的標準或做法之參考。</p> <p>4. 完成彙整國際間核電廠地下水之特性、法規、以及防護程序等相關文獻，有助益於釐清核電廠地下水污染之來源與特性之參考。並透過研析 NRC、EPRI、IAEA 等單位針對核電廠之地下水污染管制與經驗回饋，有助於國內核電廠在除役階段期間地下水污染管制重點與整治作業審查之參考。</p> <p>5. 研析核電廠運轉期與除役期廠址地下水特性管制之差異性，以釐清核電廠除役階段地下水相關之潛在風險因子與管制要項，以及了解污染物核種特性與整治作業程序，並提出相關管制建議供管</p>	<p>原能會/台電公司/國立清華大學</p>

	制單位參考。		
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	A.論文：2 C.培育及延攬人才：8 H.技術報告：3 AA.決策依據：2	達成情形	A.論文：2 C.培育及延攬人才：19 D.研究報告：4 H.技術報告：0 AA.決策依據：2
補充說明	原規劃技術報告 3 篇未達標，但產出研究報告 4 篇，其餘指標執行成果優於預期。		
本年度效益、影響、重大突破			
<ol style="list-style-type: none"> 1. 研析國際上最新核電廠除役主要議題之經驗回饋，與我國現行管制法規/作為進行比較後，提出相關精進建議並進行分類，內容涵蓋除役策略、費用評估、安全風險評估、除污/拆除技術、廢料處理、遙控設備使用經驗、除役期間意外事故回顧、風險告知管制，以及廠區回復再利用等議題之成功與失敗經驗回饋，對我國未來進行除役管制具有重大參考價值。 2. 國際除役法規和指引彙整之管制研究成果可提供主管機關進行我國除役法規修訂增補的參考，主要包括美國 NRC 除役修法要項與分析、執照終止審查要點摘述與視察程序資料收集，以及德國核電廠除役的除污、拆除指引報告，也對未來計畫執行有關各核能先進國家與國際除役法規指引的借鏡提出看法建議。 3. 除污策略彙整與技術：(1) 針對美、俄、德、日等國所制定之除污標準與其操作程序，諸如污染溶液製備、量測系統規範、污染與除污流程以及除污效果測定等步驟進行完整的彙整與比較。(2) 彙整比對各式除污技術之優缺點並列表呈現，俾利原能會瞭解核電廠實際採用之除污技術適切性及相關管制重點。(3) 完成現有開發的化學除污技術用於除役階段的研析，提供管制作業執行的參考。 4. 核電廠除役期間安全評估及相關特性研析：(1) 完成發展核一廠除役階段用過燃料池之熱水流安全分析模式，並進行相關暫態案例與靈敏度分析，評估結果有助於釐清暫態事故發展時序與潛在風險因子，並強化核電廠除役期間安全分析與驗證技術。(2) 完成《EPA QA/G-4 使用數據質量目標(DQO)程序進行系統規劃指南》、MARSSIM 手冊中有關 DQO 程序相關內容與統計方法、美國錫安核電廠《特性偵檢》與《最終輻射偵檢》中有關 DQO 程序相關章節之研析。透過彙整與研析 DQO 審查導則，提供原能會審查作業參考。(3)透過計畫所產出之 DQO 程序摘譯以及報告成果，可有效協助原能會深入了解 DQO 程序之內涵與應用，並 			

獲取有關審查作業執行細則的建議。(4) 彙整國際間電廠地下水相關法規與防護程序，以及地下水污染整治作業與經驗回饋，提出相關管制建議，有助於原能會審查之重點方向。

遭遇困難與因應對策

無。

細部計畫 4	核電廠除役之室內乾貯安全分析 平行驗證研究	計畫性質	應用與技術發展
主持人	許榮鈞	執行機關	行政院原子能委員會放射性物料 管理局
細部計畫目標	借鏡國際案例分析模式，透過可能採用之作業方式與核一廠燃料特性進行預先分析並克服技術瓶頸。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	6,000 / 5,608 / 93.46%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	11 人年 / (9 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
臨界安全審查驗證研究	<ol style="list-style-type: none"> 以 MCNP 6.1 以及 SCALE 6.2.3/KENO-VI 蒙地卡羅程式，完成以 ENDF/B-VII 連續能譜中子截面庫之 Babcock & Wilcox 公司臨界實驗之驗證與比對。兩套軟體差異僅 135 pcm(per cent mille; 10^{-5})，且與實驗結果相比亦僅有 269 pcm 左右，證實分析技術之可靠性。 針對所建立之 HI-STAR 100 護箱及設施進行各假想條件之臨界分析，其結果顯示，無論是正常無水、淹水、燃料偏移或是護箱移動等案例，均能確保此假想設施貯存之用過核子燃料可維 		放射性物料管理局/台電公司/國 立清華大學

	<p>持次臨界狀態($k_{eff,max} < 0.91588$)；顯示各分析案例與結果可滿足審查導則之要求。</p> <p>3. 比較 MCNP 與 SCALE 兩者計算工具的臨界分析以及燃料燃耗計算結果，發現 MCNP 計算之 k_{eff} 值較 SCALE 程式高，尤其是燃料經燃耗後之狀態；此差異雖不影響臨界分析之結果，但可作為未來執行設施申請案之細部審查的參考依據。</p>	
結構安全審查驗證研究	<p>1. 以 SAP2000 和 ANSYS 程式建置室內乾貯設施廠房之結構與護箱系統的有限元素分析模型，並依法規要求設定相關的負載形式與組合進行結構分析。</p> <p>2. 依照審查導則要求，以「建築物耐震設計規範及解說」之規定完成廠房耐震分析，提出廠房建築物的地震力分析與結構動力分析之技術要點與應檢核事項，分析結果顯示假想案例之廠房設施設計，可滿足審查導則之要求。</p> <p>3. 完成護箱系統的主要組件：燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)在設定負載組合下的應力分析，並依據 ASME 規範所定義的應力分類與接受準則完成檢核，經本案業建立相關分析評估與驗證技術，並提出審查要項建議，分析結果可滿足審查導則之要求。</p>	放射性物料管理局/台電公司/國立清華大學
熱傳安全審查驗證研究	<p>1. 針對貯存護箱與室內乾貯設施廠房完成評估模式之建置，建立整合廠房與護箱模式計算所需之評估方法論，並提出審查導則對於室內乾貯設施熱流分析之邊界條件與應檢視之技術項目。</p> <p>2. 利用 HI-STAR 100 安全分析報告，依循審查導則完成各假設狀態下之分析模式評估與驗證，並透過不同分析案例探討原安全分析所採用之保守假設，量化不考慮自然對流之假設條件對燃</p>	放射性物料管理局/台電公司/國立清華大學

	料護套溫度之餘裕度(~50°C)。 3. 針對審查導則要求，完成裝載作業、貯存、異常與意外事故(包含水災、火災、絕熱案例)等假設事件之安全案例分析評估，並據以完成內部壓力計算，結果顯示各案例結果均可滿足審查導則之要求。	
輻射屏蔽安全審查驗證研究	1. 完成 HI-STAR 100 護箱於正常貯存、護箱傾倒與中子吸收材散失兩意外事故下之護箱表面劑量率分布計算，其中該護箱側邊上下兩端區域劑量率較高，為輻射劑量的管制要點。 2. 完成 120 組護箱之大型室內乾貯設施輻射屏蔽模式之建立，該模式可針對大型輻射屏蔽分析問題進行一次性的運算計算，可探討直接由護箱內射源經深穿透、輻射滲流與天空散射等作用後對設施外廠界之劑量率影響，可作為國內未來室內乾貯申請案之屏蔽分析平行驗證用。 3. 完成廠房迷道和屏蔽結構牆對於設施周遭劑量率之貢獻探討，證實屏蔽結構牆有助於減少近 20 % 的劑量率貢獻；此外，分析結果亦證實室內乾貯設施的煙囪設計為對輻射滲流與天空散射的關鍵，可供未來強化設施結構、熱流與屏蔽之重要審查依據。	放射性物料管理局/台電公司/國立清華大學
主要績效指標 KPI 達成情形		
原規劃	A.論文：2 C.培育及延攬人才：10 H.技術報告：1	達成情形 A.論文：2 B.合作團隊養成：1 C.培育及延攬人才：10 H.技術報告：0 D1.研究報告：4 F.形成教材：1
補充說明	原規劃技術報告 1 篇未達標，但產出研究報告 4 篇，其餘指標執行成果優於預期。	

本年度效益、影響、重大突破

1. 針對國內尚未具備核電廠除役後廢棄物貯存規模之用過核燃料室內乾貯設施廠房案例，進行安全評估、分析及平行驗證技術能力的建立。本研究完成建立假想設施模型，並完成臨界、結構、熱流與屏蔽案例之安全評估分析與平行驗證研究，可供物管局作為實際申請案審查安全分析與驗證之參考依據。
2. 結合國內乾式貯存相關領域專家與資深審查委員共同探討分析與審查技術，並研提假想設施滿足「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」及關鍵安全要項需備要件之專業意見，可作為物管局審查實際案例之參考。
3. 本研究針對臨界、結構、熱流與屏蔽等關鍵安全議題之分析技術與經驗，建置完成相關訓練教材，可供物管局與學研單位訓練重點教材之用。

遭遇困難與因應對策

無。

細部計畫 5	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估	計畫性質	調查研究
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	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、海生物採樣及放射性核種分析；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品輻射調查。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	14,000 / 13,441 / 96.01%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	10 人年 / (10 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銫 137 (mBq/L)於水下 100 至 200 米處略高其他水層，但皆在背景變動範圍內。 2. 108 年完成海水試樣 167 件、海生物試樣 178 件以及沉積物試樣(岸沙、河砂及海底沉積物)88 件，總計 433 件，上述試樣放射性分析結果皆遠低於法規規範標準，顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。 	輻射偵測中心/一般民眾/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
國民輻射劑量評估	<ol style="list-style-type: none"> 1. 宇宙射線：完成 27 處不同海拔高度之宇宙射線輻射劑量評估，中子宇宙射線所造成國民每年人均有效劑量為 0.069 毫西弗/年，游離輻射成分所造成國民每年人均有效劑量為 0.172 毫西弗/年，合計宇宙射線所造成國民輻射劑量為 0.241 毫西弗/年。 2. 地表輻射：彙整近年陸續完成 421 處之戶外地表輻射劑量評估及 50 戶之室內地表輻射劑量評估，地表輻射之年有效劑量為 0.83 毫西弗/年。 3. 氬氣：彙整近年陸續完成 279 戶之室內氬氣量測結果，國內住宅氬氣平均濃度每立方公尺 19.3 貝克，並依 ICRP 103 報告建議的體內劑量模式換算，年劑量由之前評估之 0.64 毫西弗/年提升為 0.901 毫西弗/年。 4. 體內放射性核種：完成 16 類國人主要消費食品(包含稻米、麵粉、黃豆、高麗菜、地瓜、馬鈴薯、花椰菜、鳳梨、香蕉、柑橘、魚、豬肉、牛肉、雞肉、蛋、及鮮奶)輻射劑量評估，計算出因吸入鉀 40 全身有效劑量，體內放射性核種所造成年均有效劑量為 0.234 毫西弗/年。並探討食品飲水中人造核種銫 90 的體內劑量評估約 2.64×10^{-4} 毫西弗/年，遠低於天然核種所造成之劑量，基於 ICRP 103 報告建議的體內劑量模式尚未公布劑量 	輻射偵測中心/一般民眾/財團法人中華民國輻射防護協會

	<p>轉換因子，但由職業人員的劑量轉換因子修正幅度推估，未來可能調低約 15%。</p> <p>5. 消費產品-吸菸:引用衛福部國健署國人吸菸習慣統計資料與過去菸草分析結果，推算國人吸菸平均年劑量為 0.06 毫西弗/年。</p> <p>6. 醫療輻射：</p> <p>(1)取得衛生福利部人體試驗委員會的同意，歸類整理八大類醫療輻射診斷應用之健保資料庫代碼，編寫健保資料庫專用取樣程式，至衛生福利資料科學中心進行 3 次健保資料庫資料蒐集，共蒐集 105 至 106 年期間共 65,385,701 筆健保資料庫醫令資料。</p> <p>(2)取得 9 家醫療院所同意受訪調查(含 2 家已完成現場實測之醫院)。</p> <p>(3)完成檢查序列調查前測與實測取樣，包含：製作取樣表格、核子醫學藥物活度統計表，檢查項目人(頻)次調查。購買劑量模擬軟體，完成建構心臟類介入性透視攝影檢查、非心臟類介入性透視攝影檢查、傳統透視攝影檢查、牙科攝影檢查劑量評估模型，共計有 16 個類別醫院次，88 項次的檢查輻射劑量評估。</p> <p>(4)完成 2 家醫院之醫療輻射劑量調查及現場實測，共完成取樣 51577 筆資料。</p>		
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	<p>A.論文：2</p> <p>B.合作團隊養成：2</p> <p>C.培育及延攬人才：6</p> <p>H.技術報告：1</p>	達成情形	<p>A.論文：2</p> <p>B.合作團隊養成：2</p> <p>C.培育及延攬人才：11</p> <p>D1.研究報告：4</p>

	I2.參與技術活動：1 Z.調查成果：100		H.技術報告：0 I1.辦理技術活動：1 I2.參與技術活動：1 Z.調查成果：167
補充說明	原規劃技術報告 1 篇未達標，但產出研究報告 4 篇，其餘指標執行成果優於預期。另原規劃調查數量僅列海水樣品，實際作業結果比規劃順利，海水調查數 167 件遠高於預定數 100 件，經偵測中心內部檢討，建議改以海陸域各類樣品總數做為調查成果指標較為妥適，故改列 433 件，並於未來計畫執行亦將滾動檢討預估值。		
本年度效益、影響、重大突破			
<ol style="list-style-type: none"> 1. 臺灣四面環海，國人親海活動普及，習慣食用海鮮，本計畫研究成果顯示臺灣海域環境無輻射污染之安全疑慮，海漁產品也無食安之疑慮。 2. 因應新的劑量評估模式與調查資料，更新部分項目之國民輻射劑量評估結果，例如氬氣劑量調高，但吸菸所造成之劑量可能調低等，可提供國人參考，並依國人生活現況滾動式調整規劃後續之調查作業內容。 			
遭遇困難與因應對策			
<ol style="list-style-type: none"> 1. 醫療輻射因醫療專業考量委外執行，執行計畫過程中遭遇尚待克服之困難如下： <ol style="list-style-type: none"> (1) 大部分醫療院所配合願意不高：醫療院所臨床作業忙碌且流程繁複，為不影響取樣醫院臨床作業進行，取樣調查的時間安排需配合院方調度，若現場取樣過程遇到臨時突發狀況，即刻暫停取樣，必要時擇期重新安排；除此之外，取樣過程可能操作院方檢查設備，操作檢查設備需院方的人力協助，但院方人力有限且忙碌，取樣時一樣需配合院方安排與調度。 (2) 檢查項目定義的分歧，不易分項歸類：各醫療院所，檢查項目分類細緻程度不同；舉例來說：CT 腹部檢查程序，不僅有腹部檢查，還包含腹部到骨盆腔、胸部到腹部...等腹部至各部位的檢查，所以取樣資料還要經過分項重整才能進行模擬。為統一標準，將參考各家醫院分類方式，以最佳方式整理呈現。 (3) 不易取得明確的檢查人次的數據：部分醫療院所無法協助提供檢查人次的統計，需與其相關行政與管理人員溝通協調。 2. 室內氬氣及室內地表輻射等部分調查項目須進入民宅或營業場所，一般民眾意願不高，顯示民眾對於天然背景輻射認知不足，未來仍需要持續溝通。 			

貳、經費執行情形

一、經資門經費表

單位：千元；%

	108 年度					109 年度 預算數	110 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	40,493	37,218	0	37,218	91.91%	36,200	36,200	
一、經常門小計	35,645	32,425	0	32,425	90.97%	30,450	30,450	
(1)人事費	0	0	0	0	-	1,600	1,600	
(2)材料費	7,000	4,255	0	4,255	60.78%	5,850	5,850	
(3)其他經常支出	28,645	28,170	0	28,170	98.34%	23,000	23,000	
二、資本門小計	4,848	4,792	0	4,792	98.84%	5,750	5,750	
(1)土地建築	0	0	0	0	-	0	0	
(2)儀器設備	4,500	3,450	0	3,450	76.67%	4,200	4,200	
(3)其他資本支出	348	1,342	0	1,342	385.63%	1,550	1,550	由儀器設備費流入 994 千元

		106 年度決 算數	107 年度 決算數	108 年度 決算數 (執行率)	109 年度 預算數	110 年度 申請數	備註
綱要計畫總計		-	-	37,218 (91.91%)	36,200	36,200	
一、國際合作及技術交 流	小計	-	-	1,507 (67.02%)	4,554	4,554	
	經常支出	-	-	1,465 (66.56%)	3,604	3,604	
	資本支出	-	-	412 (85.77%)	950	950	
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 (89.50%)	9,746	9,746	
	經常支出	-	-	7,221 (87.59%)	8,246	8,246	
	資本支出	-	-	1,500 (100.00%)	1,500	1,500	
三、核電廠除役各階段 工程技術與分析應 用研究	小計	-	-	7,940 (93.41%)	8,400	8,400	
	經常支出	-	-	7,940 (93.41%)	8,400	8,400	
	資本支出	-	-	0 (-)	0	0	
四、核電廠除役之室內 乾貯安全分析平行 驗證研究	小計	-	-	5,608 (93.46%)	0	0	109 年起退場
	經常支出	-	-	5,608 (93.46%)	0	0	
	資本支出	-	-	0 (-)	0	0	
五、海陸域輻射調查及 國民輻射劑量評估	小計	-	-	13,441 (96.01%)	13,500	13,500	
	經常支出	-	-	10,190 (95.23%)	10,200	10,200	
	資本支出	-	-	3,251 (98.52%)	3,300	3,300	

二、經費支用說明

(一) 經常門

- 1.材料費：主要用以研究所需實驗材料、閃爍材料、光電零件、液態射源、印表機耗材等消耗性材料費及儀器設備及實驗室維護費等約 426 萬元。
- 2.其他經常支出：主要用以支應委辦費，包含委託東吳大學執行「國際核安管制與核能研究機構之組織分工及合作」研究約 68 萬元，委託國立清華大學執行「核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究」794 萬元、「核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」及「除役作業場所輻射分析之審查技術研究」224 萬元 560 萬元，委託國立中山大學執行「台灣海域輻射背景調查計畫」420 萬元，委託財團法人輻射防護協會辦理「國民醫療輻射劑量調查研究計畫」370 萬元，以及研究所需教育訓練、差旅費、審查費、行政管理費等支出，共計約 2,817 萬元。

(二) 資本門

- 1.儀器設備：主要用以購置自動偵測功能展示遙控偵測載具約 150 萬元，溴化鑷偵檢系統 195 萬元，計 345 萬元。

(1)自動偵測功能展示遙控偵測載具：

因應細部計畫「核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究」項下「輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究」需求，初期考量平整地形輻射場域偵測任務施行，為快速達成移動式輻射偵檢機具開發，擴展智慧機械應用入門，採購市面上商業產品 DASHGO E1 版載具為移動基礎平台，其具 2D 光學雷達作為載具定位與距離判讀，額外搭載即時影像與核研所自製塑膠閃爍體空間輻射偵檢器，架設智慧輻射偵測載具原型機組。另因現場實測應用，擴展原型機功能與操控性，架設智慧型輻射與環境監測載具系統，提升載具操控模式、速度與環境偵檢能力。

(2) 溴化鑷偵檢系統：

因應細部計畫「海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估」需求，購置 1 部溴化鑷(銻)型偵檢器放射性含量分析系統，可於常溫環境下針對常見人造核種(例如：銻 137、銻 134、鈷 60、及碘 131 等)進行樣品放射性含量定量分析。整組設備採移動式設計，附有配合偵檢器外型及待測試樣容器之移動式鉛屏蔽推車，可配合現場分析作業之進行。

2.其他資本支出：因應研究所需購置數位多頻分析儀約 92 萬元、蒙地卡羅分析軟體約 28 萬元，以及高真空抽氣系統、樣品均質機等雜項設備費，共計約 134 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：整體計畫材料費執行率 60.78% (整體原概估 700 萬元，實際執行 426 萬元) 偏低，主因為細部計畫「核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究」高估其材料費 (原概估 400 萬元，實際執行僅 191 萬元) 致整體執行率降低，將納入後續 109 年計畫經費分配檢討改善。

2.細部計畫：「國際合作及技術交流」經常支出執行率 66.61% (原概估 220 萬元，實際執行 146.5 萬元) 偏低，主因為「國際核安管制與核能研究機構之組織分工及合作」委託研究 (原概估 105 萬元，實際執行 68 萬元) 及雜項支出高估所致，因本細部計畫經常門佔比不高，故對於計畫整體經常支出影響不大。

(二) 資本門

整體計畫：整體計畫儀器設備費執行率 76.67% 偏低，主因為細部計畫「海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估」高估溴化鑷偵檢系統 (原概估 300 萬元，實際執行僅 195 萬元)，致整體執行率降低 (整體原概估 450 萬元，實際執行 345 萬元)，另因該計畫流用結餘款約 99 萬元至其他資本支出使用，致整體其他資本支出執行率 385.63%(原概估 35 萬元，實際執行達 134 萬元)，將納入後續 109 年計畫經費分配檢討改善。

參、主要產出與關鍵效益

屬性	績效指標類別	績效指標項目		108 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
學術成就 (科技基礎研究)	A.論文	期刊論文	國內(篇)	8	4	<p>一、產出核電廠除役、機器人應用、海洋放射性核種分析及醫療輻射劑量評估領域期刊及研討會論文共 8 篇，其中刊登於國內重要期刊 4 篇，國外重要期刊 1 篇，有助我國相關領域之基礎研究發展。</p> <p>二、探討除役核電廠之除污技術及過渡階段之用過燃料池模型與嚴重事故分析，相關結果可做為我國未來精進核電廠除役之審查與管制的重要參考，有助於確保核電廠除役安全。</p> <p>三、利用先進之混合式遷移計算程式，針對大型室內乾貯設施之輻射場特性與屏蔽參數之影響進行探討分析，有助於釐清輻射屏蔽之關鍵影響機制與特性，並對人員防護與偵測之精進有所助益。</p>	1 篇論文發表於國際重要期刊論文，有助提升我國國際能見度。
			國外(篇)		2		
		研討會論文	國內(篇)		1		
			國外(篇)		1		
		專書論文	國內(篇)				
			國外(篇)				

屬性	績效指標類別	績效指標項目	108 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
	B.合作團隊(計畫)養成	機構內跨領域合作團隊(計畫)數	2	3	與財團法人中華民國輻射防護協會、國立清華大學、國立中山大學、海洋委員會、行政院環境保護署形成跨領域合作團隊 3 個，有助跨領域經驗交流及資訊共享。	無
		跨機構合作團隊(計畫)數				
		跨國合作團隊(計畫)數				
		簽訂合作協議數				
		形成研究中心數				
		形成實驗室數				
	C.培育及延攬人才	博士培育/訓人數	34	6	一、培育碩、博、學士共 40 人，相關技能有助學生畢業後從事核電廠營運、原能會管制、輻射偵測、海洋研究及放射醫療行業等工作。 二、核電廠除役作業牽涉極為複雜且多元的程序，無論是國際經驗、法規、除污技術、安全分析方法建立等都是除役核電廠之安全審查與管制工作必須補強的面向，本計畫執行使參與其中的學生熟悉國際除役現況、除役法規架構、除役廠址特性調查作業的程序與規範、拆除和除污專業技術等，並建立除役安全分析的能力，藉此強化學生在反應器工程、輻射安全及除役實務作業等方面的專業知識與能力，除可協助培植國內在核電廠除役技術的專業人力之外，也可避免國內未來在核電廠除役安全管制人才方面的斷層。	無
		碩士培育/訓人數		32		
		學士培育/訓人數		2		
		學程或課程培訓人數				
		延攬科研人才數				
		國際學生/學者交換人數				
	培育/訓後取得證照人數					

屬性	績效指標類別	績效指標項目	108 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
	D1.研究報告	研究報告篇數	0	17	<p>一、針對國際技術和科學支援組織之型態、任務、獨立性需求及利益衝突避免等要件，提出核能研究機關避免利益衝突之內部自律原則及外部資訊透明機制，作為核研所承攬台電委託案利益迴避之具體參考。</p> <p>二、針對國際除役案例及相關風險、除役法規、除役關鍵技術與實務經驗、除役期間相關的安全技術及除役過程面臨的物質與設備處置問題等面向進行研析，並提出值得參採之管制建議，可據此精進除役作業安全審查與管制技術，以深化安全管理技術，並確保核電廠除役作業安全。</p> <p>三、針對室內乾貯安全分析驗證審查所需之工具、技術、模式、參數選定先行探查並以假想設施為標的進行案例研析，有助於作為國內未來安全分析、評估或驗證之準繩，令各方所採用技術可持續精進。</p>	產出研究報告 17 篇，成果豐碩。
	F.形成課程/教材/手冊/軟體	形成課程件數		3	辦理 3 場次教育訓練，用以提升我國核電廠除役管制審查技術能力，製作核電廠除役相關教材，縮短未來人員教育訓練及經驗傳承時間。	無
製作教材件數		1	3			
製作手冊件數						
自由軟體授權釋出教材件數						

屬性	績效指標類別	績效指標項目	108 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
技術創新 (科技技術創新)	H.技術報告及檢驗方法	新技術開發或技術升級開發之技術報告篇數	6	1	「多功能履帶載台架設與操作報告」，說明多功能履帶載台裝置之操作程序與方法，可供未來規劃機器人於多元地形移動載具平台之操作基礎。	無
		新檢驗方法數				
	I1.辦理技術活動	辦理技術研討會場次	1	3	一、辦理「2019 台美民用核能合作會議」，參加人數 111 人。 二、辦理「2019 年核子保防業務協調會議」，參加人數 93 人。 三、辦理放射診斷醫療輻射劑量評估技術研討會，參加人數 14 人。	辦理國際研討會進行技術經驗交流，深化與美國及國際原子能總署之合作關係。
		辦理技術說明會或推廣活動場次				
		辦理競賽活動場次				
	I2.參與技術活動	發表於國內外技術活動(包含技術研討會、技術說明會、競賽活動等)場次	3	4	一、派員參與美國核管會(NRC)舉辦之第 31 屆管制資訊研討會(RIC)，並就我國社群媒體核能溝通經驗進行分享。 二、派員赴東京參加「第 5 屆台日核能管制資訊交流會議」，與日方交流核電廠管制資訊，並參訪福島核電廠了解當地災後復原情形。 三、派員以觀察員身分赴維也納參與國際原子能總署(IAEA)第 63 屆會員大會，面對面與各國相關專家交流。 四、與日本分析中心(JCAC)進行海水銫 137 分析比較實驗，實驗結果比對通過，顯示我國分析能力與國際級分析實驗室相當。	無

屬性	績效指標類別		績效指標項目	108 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
社會影響	XY. 人權及性別平等促進	性別比例差異以 25% 為目標	25%	26%	改善理工科系研究人員多以男性為主之現況。	無	
		活動參與人數					
	Z. 調查成果	調查筆數	100	167	原規劃調查海水樣品筆數 100 筆，108 年共計完成海水 167 件、沉積物 88 件及海產物 178 件，共計 433 筆，調查結果顯示臺灣海域環境無輻射污染之安全疑慮，海漁產品也無食安之疑慮。	無	
		調查圖幅數					
		調查面積					
	影像資料筆數						
	調查物種數						
其他效益 (科技政策管理及其他)	K. 規範/標準或政策/法規草案制訂	參與制訂政府或產業技術規範/標準件數	0	2	完成「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」及「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)」草案，可供台電公司做為場址輻射特性調查及原能會輻安管制審查之基礎。	「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」業經原能會採行實施。	
		參與制訂之政策或法規草案件數					
		草案被採納或認可通過件數					
		草案公告實施或發表件數					
	AA. 決策依據	新建或整合流程數			一、「核能研究機關之利益衝突迴避機制」可供原能會做為核研所承攬台電公司委託案及支援原能會審查台電公司申請案之利益衝突迴避規範基礎。 二、「國際除役經驗與風險分析」及「國際除役技術指引和法規彙整」可供原能會做為核電廠除役管制參據。	「核能研究機關之利益衝突迴避機制」有助核研所解決外界質疑該所同時承攬台電公司委託案及支援原能會審查台電公司申請案引致之「球員兼裁判」疑慮。	
		提供政策建議或重大統計訊息數					
		政策建議被採納數	2	3			
	決策支援系統及其反應加速時間(%)						

108 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：(若 KPI 目標值有修改，亦須在此說明)

- 一、原訂「H.技術報告」6 篇產出未能達成，主要原因係本計畫多數委託學研機構執行，產出多以研究報告型式為主（11 篇），惟研究報告內容多屬核電廠除役管制研究均多（記 11 篇），並已提出實務所需管制技術方法，足以提供原能會及物管局作為未來核電廠除役審查參考及安全評估之依據。
- 二、「XY.人權及性別平等促進」指標名稱原為「確保國際參與及人才培育受益者之性別衡平性」，於 108 年 6 月 28 日第 1 次工作會議依性平專家意見修正為「性別比例差異以 25% 為目標」，以資明確，本指標係以學研團隊男女比例差異低於 25% 為目標，108 年度男性比率 63%，女性 37%，性別差異 26% 已相當接近目標值，未來將持續朝 25% 目標努力。

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)

本研究產出核電廠除役、核電廠機器人應用、海洋放射性核種分析及醫療輻射劑量評估領域期刊及研討會論文共 8 篇，其中刊登於國內重要期刊 4 篇，國外重要期刊 1 篇，有助我國相關領域之基礎研究發展。

二、技術創新(科技技術創新)

(一) 針對國際核電廠除役經驗回饋方面屬於較整體性的研讀分析，研讀分析後並與國內現行管制法規/作為進行比較後提出相關建議，為方便管制單位對所提建議可快速掌握其主要內容、評估是否採納、以及決定落實之最佳時機，將建議區分為法規、技術、非技術(管理)等三類，在執行時機上也依照議題成熟度分為 A、B、C 三類，其定義分別為：

A 類：本類請管制單位優先考慮試行，並視執行效益再評估是否納入管制法規或例行管制作為。

B 類：本類屬核電廠經營者自行決策範圍，建議管制單位透過適當管制措施督促經營者試行。

C 類：本類建議由於國際間尚未形成共識或發展成熟，建議密切觀察後續發展情況再考慮是否試行。

(二) 採用商業級平台建立智慧輻射偵測載具原型機，整合環境感測、偵檢器及無線通訊等模組，因應輻射場域屏蔽無線訊號問題，應用商業級電力橋接通訊模組，成功由遠端遙控操作移動載具，進行偵測場域地圖建模與空間輻射劑量監測作業。

(三) 建立室內乾貯設施廠房與貯存護箱之熱流邊界耦合分析技術與能力，將其對流與輻射熱傳以 UDF(User Defined Function)程式結合，可克服因考慮大設施尺度分析時，只能以均質化分析護箱內部組件之缺點。另所建立場界劑量分佈之技術，可用以評估廠房設施、

隔間牆、迷道、出氣口設計對輻射屏蔽之貢獻。

三、經濟效益(經濟產業促進)

智慧機械應用方面研發工作鏈結國內精密機械產業資源，導引業者跨足核能領域應用市場，契合當前政府創新產業政策，並促進業者朝向智慧機械技術升級，於未來我國核設施除役工程中可自給自足，降低進口依賴，免除國外廠商技術壟斷與技術剝削。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

臺灣海域輻射調查計畫調查樣品包含海水、海生物及沉積物(岸沙、河砂、海底沉積物)，調查範圍含括台灣沿岸地區及離島地區(金門、馬祖、澎湖、蘭嶼、東沙及南沙)，108年所取得樣品及分析已完成海水試樣167件、海生物試樣178件以及沉積物試樣(岸沙、河砂及海底沉積物)88件，總計433件；上述試樣放射性分析結果皆遠低於法規規範標準，顯示台灣海域環境目前尚無輻射污染之安全疑慮。

五、其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

人才培育：

核電廠除役作業牽涉極為複雜且多元的程序，無論是國際經驗、法規、除污技術、安全分析方法建立等都是除役核電廠之安全審查與管制工作必須補強的面向，本計畫執行使參與其中的學生熟悉國際除役現況、除役法規架構、除役廠址特性調查作業的程序與規範、拆除和除污專業技術等，並建立除役安全分析的能力，藉此強化學生在反應器工程、輻射安全及除役實務作業等方面的專業知識與能力，除可協助培植國內在核電廠除役技術的專業人力之外，也可避免國內未來在核電廠除役安全管理人才方面的斷層。

法規制度：

- (一) 透過國際技術和科學支援組織(TSO)型態、任務、獨立性需求及避免利益衝突等趨勢研析，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，所提出 TSO 利益衝突迴避之自律及資訊透明機制等具體作法，有助未來核能研究所於支援原能會核安管制案及承攬台電委託案解決兩者間利益衝突，並藉由資訊透明化解大眾疑慮，增進民眾對於政府核安管制之信任。
- (二) 完成「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」及「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)」草案，並針對核電廠除役所使用之輻射偵檢儀器規格審查與驗證程序提出建議，以利原能會進行相關輻射安全管制及審查。

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，近年國際現實與外交困境已大幅壓縮我國原子能國際合作空間及彈性，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，除持續性深化既有合作管道，尋求國際組織事務之參與機會，建立良性且關鍵之國際人脈，並可透過管制經驗及技術研發等軟實力提升國際能見度。

支援核電廠除役管制：

- (一) 經由國際經驗研析提出法規類、技術類、以及非技術類等管制建議，共計 82 項，並針對各項建議屬性定義其優先順序，以方便管制單位評估與參採，另針對法規面與執行面分別提出 4 項及 6 項管制建議，可做為原能會未來精進管制法規之參考。
- (二) 完整蒐集除污技術相關資料，研析國際實例及管制要項，因應我國核電廠除役管制之實際狀況與需求，對除污管制技術之相關資訊有更完整而全面之掌握，藉此強化原能會的審查能量。

- (三) 已建立核電廠除役階段用過燃料池安全分析技術、評估電廠除役期間輻射偵檢與廠址調查計劃之 DQO 程序、以及評估核電廠除役期間地下水特性之管制規範與污染處置措施，藉此協助原能會建構除役期間之安全分析能力與平行驗證技術，同時也根據廠址取樣方法之品質研析及地下水特性管制之差異性分析結果研擬相關除役作業的管制策略與視察方案。
- (四) 國內尚未具備用過核燃料室內乾貯設施廠房案例，進行安全評估、分析及平行驗證技術能力的建立，本計畫完成建立假想設施模型，並完成臨界、結構、熱流與屏蔽案例之安全評估分析與平行驗證研究，可供物管局作為台電公司實際申請案審查安全分析與驗證之參據。
- (五) 核一廠室內乾貯假想設施研究結果顯示，其設計可確保在有限且合理的場界範圍內，符合法規所要求之 0.25mSv /劑量限值，且經過參數影響研析後確認，主要貢獻劑量與出氣口之設計方式有關，可供未來物管局審查、管制，甚至進一步要求輻射強度合理抑低之考量依據。

貳、檢討與展望

一、國際合作及技術交流

- (一)我國核一廠已於 108 年進入除役期間，並陸續展開相關除役工作，109 年除廢續推動與美、日及國際原子能總署之合作交流，分享我國核電廠除役管制經驗及相關研究成果，鑒於 108 年國際交流於歐洲已有突破性進展，並與法國輻射防護暨核能安全研究所 (IRSN) 於 10 月中旬完成簽署「輻射防護與核能安全領域之合作架構協定」，未來台法雙方交流亦將納入工作事項。
- (二)另為立法院近年預算審查決議呼籲原能會應依原子能法，積極推動原子能技術非發電應用及科學教育普及，以因應非核家園能源政策之轉型，109 年起將納入原子能科技民生應用之國際發展趨勢研究，俾作為相關原子能科技發展政策之擬訂參據及科普推廣教材。

二、核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

- (一) 108 年度完成輻射區域自走載具可行性研究及技術基礎建立，未來將朝向載具與封閉廠區智慧自走能力發展。
- (二) 108 年已完成「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)」草案，109 年將針對執行中之核一廠除役輻射特性調查計畫，進行難測核種比例因數評估之審查導則研究。
- (三) 108 年已完成停機過渡階段放射性廢氣液體排放視察程序與計畫審查研究，109 年將針對除役階段人員，進行危害鑑別與輻射防護措施需求之研究。
- (四) 108 年已完成「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」，109 年將持續進行核電廠除役輻射偵測數據品質評估技術研究及辦理除役廠址輻射偵檢審查技術教育訓練。

三、核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究

- (一) 除役管制所涵蓋範圍甚廣，為能有效聚焦所關注的議題，計畫執行前應就重點進行規劃與討論，在執行成果的展現上，也可在屬性與優先度上進行分類，以利落實於安全管制。109 年度議題將以除役成本進行考量，先行研讀國際最新資訊，並提初步構想以利聚焦。
- (二) 為有效利用國內現有之資源與專業人力達成除役的目標，目前先以美國的除役法規與技術規範為主，IAEA 的安全技術規範為輔，對日、德、法等國家的除役法規則視符合我國需要或值得探究部分先進行研析，109 年度將依需求朝全面性的除役法規進行整理與比較。
- (三) 108 年已針對化學、電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 列表呈現各式除污技術之優缺點，並就 LOMI、CITROX、CAN-DECON、CORD 等現有化學除污技術進行研析，另對不銹鋼表面氧化層的結構差異對於化學除污方式的選擇進行評估。109 年規劃針對已除役或是正處於除役階段的電廠，進行實際組件與其採用的除污技術進行選擇探討，並藉由國際上表面除污之管制原則，作為我國審查除污技術可接受標準的參考依據。
- (四) 109 年將延續 108 年度之規劃，執行建立過渡期電廠安全分析能力，強化核電廠除役期間安全分析與驗證技術，包含核電廠用過燃料池安全評估與除役階段數據品質評估程序研析。

四、核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究

- (一) 針對未來國內室內乾貯設施所需之安全審查及管制技術需求，透過臨界、結構、熱流與輻射屏蔽之技術整合分析，並結合國內相關領域專家之經驗交流與同儕審查，成功建立適用的分析評估與驗證技術與能力，研究成果有利於相關人才的訓練，並精進國內乾貯安全分析與審查的能力。
- (二) 本細部計畫 108 年已完成階段性成果，109 年因預算刪減退場，後續相關工作項目將改由 109 年「精進放射性廢棄物貯存與處置

安全管制技術發展」科技計畫執行。

五、海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

- (一) 108 年度海域調查結果顯示臺灣海域環境目前無輻射安全之疑慮，109 年將針對銫 137 活度略高之魚類，以及東北、西南海域之深層海水加強取樣偵測，另強化河川沖刷入海相關核種傳輸機制之取樣分析，俾更加有效掌握海域樣品輻射核種分布之來源與環境傳輸行徑。
- (二) 國民輻射劑量評估部分，108 年在氬氣、宇宙射線、地表輻射、吸菸行為與醫療輻射等項目上取得初步評估成果。109 年在地表與宇宙輻射劑量將納入外島與北部山區之量測數據，並探討食品中天然核種鈾系列與鈾系列之量測方法，另強化食品中人造核種之分析能力，消費產品部分（包括吸菸、飛航宇宙輻射劑量及負離子產品量測等）雖佔國民輻射劑量比例較小，因屬民眾關切議題，仍列為後續重點，並持續與其他部會協調合作之事項，醫療輻射劑量評估將持續進行資料蒐集與現場量測確認。

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

108 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) 3 月 12 至 14 日派員參與美國核管會(NRC)舉辦之第 31 屆管制資訊研討會(RIC)，並就我國社群媒體核能溝通經驗進行分享，俾強化與美國及國際核能安全管理機構交流。



圖 1.1.1 派員參與第 31 屆管制資訊研討會

- (2) 7 月 16 至 17 日派員赴東京參加「第 5 屆台日核能管制資訊交流會議」，除與日方就室內乾貯、除役輻安管制及核災應變及復原等議題進行交流，並赴福島核電廠進行現勘。



圖 1.1.2 派員參與第 5 屆台日核能管制資訊交流會議

- (3) 10月13至15日與國際原子能總署於台北共同召開「2019年核子保防業務協調會議」，雙方就保防作業及成果進行交流，與會人數93人，過程順利。



圖 1.1.3 辦理 2019 年核子保防業務協調會議

- (4) 9月16至20日派員以觀察員身分赴維也納參與國際原子能總署 (IAEA) 第63屆會員大會，面對面與各國相關專家交流。



圖 1.1.4 派員參與國際原子能總署第63屆會員大會

- (5) 12月17至18日假台北舉行「2019台美民用核能合作會議」，與美方就核電廠除役、核廢料管制經驗及研究成果進行交流，與會人數111人，並就雙方64項合作項目執行情形及未來合作方向進行研商。



圖 1.1.5 辦理 2019 台美民用核能合作會議

2. 國際原子能法規及趨勢之研究

因應原能會組改後規劃（如圖 1.2）成立內部技術支援單位「核能安全管制研究中心」，以及所屬核能研究所改制為外部行政法人「國家龍潭原子能科技研究院」，為釐清兩者同時作為核能安全委員會技術和科學支援組織(TSO)之分工及競合，以及 TSO 同時承攬被管制業者台電公司委託案時，如何避免利益衝突，化解民眾疑慮，爰借鏡國際原子能總署 TECDOC-1835 文件，研析 TSO 之型態、任務、獨立性需求及利益衝突避免等要件，並導入德、日 TSO 等國議案例，探討 TSO 對於我國核安管制機關之定位及利益衝突迴避要件，研究成果已提出以下具體可行建議，可供原能會組織改造參考：

- (1) 核能管制機關若能有隔絕外部利益衝突疑慮的內部 TSO，可能才是比較符合臺灣管制文化的作法。
- (2) 為避免外部 TSO 利益衝突問題，至少在外部 TSO 需明確劃分專責支援核能管制機關的科學技術資源單位，其次，則是在其內部建立自己應該有的利益衝突迴避自律規則，其自律原則至少應該包含：
 - a. 行政法人內部執掌應分工，針對管制機關建立獨立專業的科學技術支援機制。
 - b. 凡執行委託單位委託計畫之人員，不得參與管制機關交辦協助稽核或審查委託單位之管制工作。
 - c. 行政法人執行受託計畫與提供管制機關科學技術支援工作，應避免兩者之間進行相同的分析或利用相同之設備。

- d. 有利益衝突迴避疑義時，由公正多元之委員會進行衝突與否之認定，並公開相關資訊。
- (3) 資訊公開設計是解決利益衝突或者確保 TSO 運作透明性與公正性最重要的機制，可在行政法人「國家龍潭原子能科技研究院」之績效評鑑辦法中另定評鑑結果的公告制度，透過公眾監督，去除大眾對於利益衝突的疑慮。

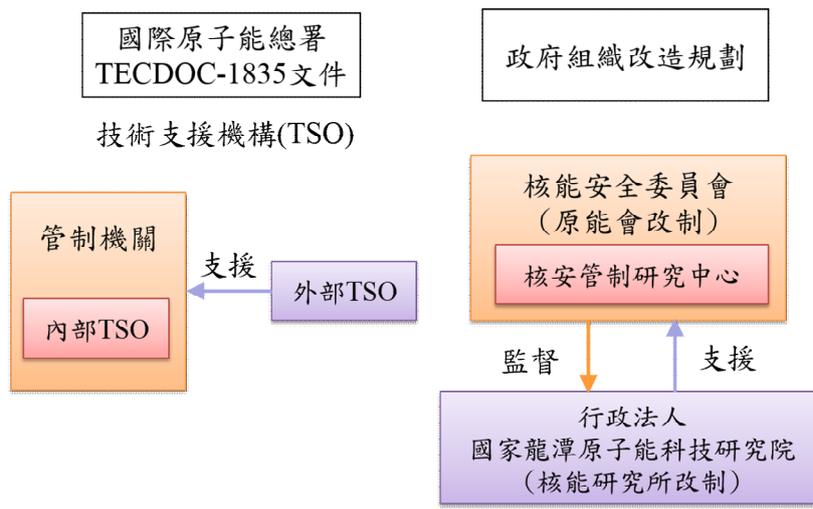


圖 1.2 原能會組織改造規劃

(二)核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

1. 輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究

(1) 遙控地行輻射偵測可行性與技術解決方案研究

研究國內外輻射與非輻射領域地行機應用實例，如福島電廠污染區探測、消防用/反恐用爆裂物處理等，瞭解各應用例的技術施行方案，並連結國內產、學界技術資源，規劃符合應用標的之地行機解決方案及應用發展路徑。另外，考量地行機自走技術發展尚未成熟，108年度工作尚需整合、評估地行機的遠端遙控功能，以確保實際應用上的錯誤容忍特性。

機器人應用於核電廠的實際案例研究，引進了包括美國 Remotec 公司開發的 SURBOT 輻射檢測機器人、法國 CEA 和 Cyberia 公司共同合作開發的 RICA 機器人、印度巴巴核能研究中心(BARC)開發的一種帶有輻射偵檢設備的機器人等，相關研析結果彙整於研究論文「機器人於核電廠之應用與關鍵技術」中，並提出自製智慧偵測載具的預期架構，如圖 2.1.1，訂定初始版載具原型機特性與規格：

- 2D SLAM 建模
- 塑膠閃爍體輻射偵檢器
- 多角度即時影像監測模組
- 已知地圖點對點移動
- 電力線網路通訊模組
- 最高移動速度：0.5 m/s。
- 最高越障高度：10 mm。
- 連續使用時間：3 hr。
- 自重：20 Kg、最大載重：50 Kg。
- 攝影機解析度：1280×720(影像串流)。
- 採用所內自製輻射偵檢器。
- 直徑 420 mm×高 250 mm

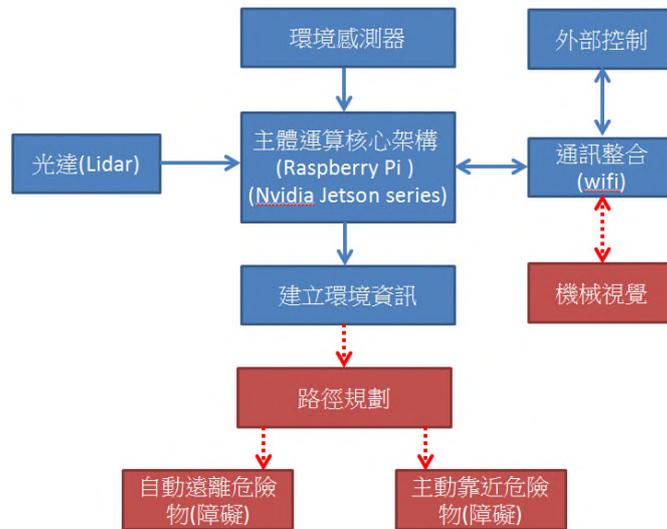


圖 2.1.1 智慧輻射偵測載具架構圖

其後並完成此一初始版原型機之開發，如圖 2.1.2。



圖 2.1.2 智慧輻射偵測載具原型機

現有原型機功能架構僅至圖 2.1.1 之藍色區塊，紅色區塊部分需在後續擴增路徑規劃與定位模組單元後之產物。主體運算核心架構採用嵌入式系統，運用開源架構之機器人作業系統(Robot Operating System，簡稱 ROS)編輯移動載具操控模式，導入即時定位與地圖建構(Simultaneous localization and mapping，簡稱 SLAM)演算法。SLAM

經常使用許多不同類型的傳感器來獲得地圖數據，這些傳感器可以是光學的，比如 1D（單波束）、2D 的（掃描）、3D LIDAR、聲納或多個 2D/3D 攝像頭傳感器。智慧輻射偵測載具原型機受限於經費與時程問題，採用 2D 光學雷達及人工操控模式遙控載具偵測盲區地圖，待完成偵測場域平面地圖建模作業後，即可在已知建模地圖中操控載具至地圖中的任意位置。

(2) 核設施高輻射區域界定及機器行走需求研究

一般在核電廠溫和環境 40 年輻射累計劑量為 2×10^3 rad，且商業級馬達與電纜等組件在輻射場域的應用，也都平均可達 10^8 rad 累積劑量率。半導體元件通常僅能承受 10^4 rad 累積輻射照射劑量，且隨著太空科技腳步推展，及半導體元件製程技術提升，相關光電元件耐輻射可靠度將是重要議題。

在核能電廠除役計畫中，定義之高污染區輻射劑量率為 1 mSv/h。根據數位輻射監測系統測試經驗，核電廠定義事故環境 30 天內，需要能承受 10^5 rad 累積輻射劑量，數位輻射監測系統仍能正常運作。2011 年 3 月 11 日，日本東北部沿海發生了 9 級地震，地震引發的海嘯導致濱海的福島核電廠發生了核事故。由於事故現場為高溫與高輻射環境，日本救援當局不得不求助於機器人參與救援活動，世界各國也盡力協助事故處置和救援行動，當下進入事故現場偵查的機器人，在此高溫及高輻射環境下都無法正常運轉超過 1 小時。

日本千葉工業大學、東北大學和 JAEA 共同開研發 Quince 機器人，該款機組原專為災害環境下的人員搜索及救援設計款式。在福島核事故發生 3 個月後交付 TEPCO 使用，執行探測任務。在初始機型設計並未考慮耐輻射特性，然在交付 TEPCO 前，特別針對高輻射環境探測任務需求，進行了重新設計和大量的環境可靠度測試。Quince 機器人之耐輻射能力超過了 100 mGy/h，可在這樣的輻射環境下工作 100 小時左右，機組亦考慮防水、防塵與耐震動機制。在福島事故處置期間(2011 年 6 月 20 至 2011 年 10 月 20 日)，共計執行了 6 次的任務，可參考表 2.1。[註：當 Quality Factor (Q=1)時，1 Gy=1 Sv=100 rad]

輻射防護問題是輻射場域使用機器人的重要課題，機器人為機電整合系統，其運作於輻射環境中，若無任何輻射防護措施，容易導致機器人內部感測器、電子元件及信號傳輸等系統失靈，以輻射場域常被使用的影像監視器組件為例，其內部之光電感測元件受到光脈衝干擾和輻射干擾極易損壞，其絕緣材料、潤滑劑、粘合劑及密封部件等周邊附屬也容易老化。因此於高輻射之作業場所，機器人的輻射防護至關重要，不容忽視。核電廠用機器人的輻射防護需要先從受輻射影

響較大的元件和材料方面開展研究，以提高部件的抗輻射水準。

表 2.1 Quince 執行的任務清單(2011.6.20~2011.10.20)

項次	任務	所用時間 [min]	行走距離 [m]	環境劑量 [mGy/h]
1	在 2 號機組反應爐底層的放射性污染水池安裝水位計(空間過小，未成功)	95	182	65
2	測量 2 號機組反應爐廠房底層以上的放射性劑量，對反應爐廠房內空氣中的固體顆粒進行取樣	195	230	50
3	查看 3 號機組反應爐爐芯噴霧系統的損壞情況，測量反應爐周圍的劑量水準	105	130	54
4	查看 2 號機組 1 樓的損害	80	100	N/A
5	查看 3 號機組 1 樓的損害	90	160	N/A
6	查看 2 號機組 3 樓的損害情況，5 樓的燃料水池(纜線卡住，未能返回)	138	408	250

一般而言，機器人上常用的輻射防護方式有傳統的屏蔽防護、元件塗覆防護及電路抗輻射加固等方式。針對移動式載具而言，受限於載具裝載空間與操控能力，無法全尺度採用屏蔽方式進行輻射防護，且現階段因應市場需求量不足原因，除非是不計成本考量進行新式抗輻射元件設計與生產。當下較為可行的方式是評估現有載具各式光電元件輻射耐受度，依現有空間，採用重點局部屏蔽，脆弱點採取可靠度分析，最佳化零組件定期更換作業，以維持輻射場域智慧機械應用之最佳化壽期效益。

(3) 輻射區域即時數據傳輸技術可行性研究

核能電廠中應用的機器人除有耐輻射的特殊需求外，機器人系統與控制端的通訊可靠度是輻射場域應用重要關鍵問題。對於現場資訊的採集，如輻射量、影像及環境資訊等，是核電廠用機器人所應具備的重要功能，現場資訊有效傳回主控端，對於各項任務執行及決策判斷至關重要。目前常用的通訊系統為有線和無線兩種，而將機器人搭配這兩種系統應用於核電廠時，都衍生了對應的問題。採用有線通訊系統時，纜線除了會增加機器人的負載外，由於複雜的現場環境，極易引起通訊纜線纏繞現象，進而影響機器人運行。而採用無線通訊雖

能免除傳輸纜線阻礙問題，但由於核能電廠內，機器載具作業於圍阻體區域內，為阻隔輻射物質外洩，其牆體厚度為1公尺以上的混凝土，甚至是金屬礦砂混凝土牆面，這對於無線通訊信號有極強的屏蔽效應，讓機器移動載具無法與控制端建立可靠的無線通訊。因此如何設計開發一個良好且實用的通訊系統，而可供機器人應用於核電廠，為輻射場域使用機器移動載具控制重要課題。

為模擬輻射場域智慧機械載具遠端操控現況，以核研所 067 館第 3 貯存庫為輻射場域測試場址，此廢料貯存區具有微量輻射劑量，但無輻射塵等污染物，主控室與廢料貯存區中間有 80 公分金屬礦砂混凝土牆隔間，出入門口有 10 公分厚鉛門隔離(參考圖 2.1.3)，當鉛門封閉時，廢料貯存區與控制室內之無線訊號將會被遮蔽，使得主控端與移動載具無法通訊連結。因應試驗場域建築牆面與鉛門屏蔽隔離，採用電力橋接方式連結試驗場域與監控室間的訊號傳輸(參考圖 2.1.4)，而移動載具與電力橋接後的基地台，採取 WIFI 無線傳輸方式連接，達到遠端遙控作業需求。載具原型機上搭載商用級 2D 光學雷達，乘載能力最大為 50 kgf，其移動機構，採用輪式，適合室內平整地面場域，並外掛影像監測模組。載具透過 WIFI 無線訊號由遠端操控運行與偵檢資料傳輸，可進行盲區地圖建模，完成後(參考圖 2.1.5)，可於主控室下達指令，讓移動載具自動避障，到達地圖上任意點執行空間輻射偵檢任務，並即時回傳蒐集資訊。



圖 2.1.3 智慧輻射偵測載具(原型機)測試場域配置

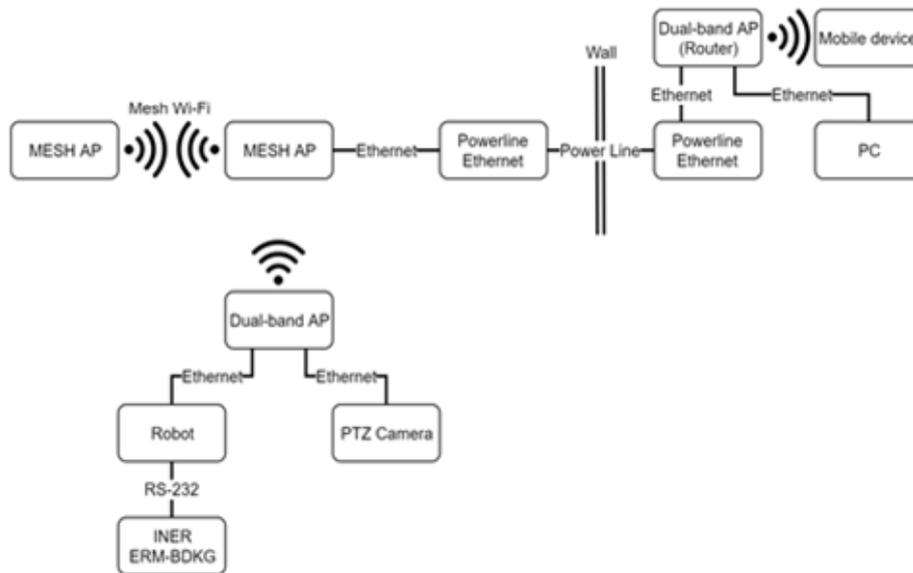


圖 2.1.4 智慧輻射偵測載具遠端通訊介面架構圖



圖 2.1.5 原型機於輻射場域偵測任務之地圖建構圖

2. 除役作業場所輻射分析之審查技術研究

(1) MARSSIM 相關的偵檢儀器特性評估

一般選擇儀器 MDC 值介於 DCGL 值的 10~50% ，對於可能有殘餘放射性污染的受影響區之第 1 級地區的偵檢作業，一般建議選擇儀器 MDC 值需小於 DCGL 值的 50% ；而受影響區之第 2 級地區與第 3 級地區則建議選擇儀器具較低 MDC 值，約為 DCGL 值的 10% 者較佳。

核電廠於除役初期提出特性調查計畫，將會提供初步 DCGL 值，以此作為土地分級與現場儀器之 MDA 設定，若於最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)階段，重新評估之 DCGL 值變動後調整至較小值，因此使得原先測量之偵測儀器的 MDC 會大於新的 DCGL 的 50%，則

該儀器應被視為不適合於偵測使用；其所測得之原數據，應重新選擇使用 MDC 小於新 DCGL 值的 50% 之適當儀器，重新再進行偵測。

研究亦針對 MDC 的計算、MDCR 之計算以及包括現場量測儀器設備與實驗室之量測儀器設備等，進行應用實例說明。同時參考 MARSSIM 等相關文件，提出輻射偵檢儀器審查與驗證程序的建議，並彙整於計畫成果內容。

(2) 物質與設備的偵檢設計與審查導則之研究(MARSAME)

完成並提出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)草案，內容以 MARSSIM/MARSAME 所述之調查程序為基礎，並納入本研究歸納建議的相關事項以及多次核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則討論會議的討論內容(相關會議由原能會、核研所、台電、清大等單位共同參與)，對導則規定之偵檢計畫範圍、執行方法、接受標準等項目，進行意見交換並取得共識。

另完成 MARSAME 路線圖 1 至路線圖 15 的彙整，其中依照 MARSAME 路線圖 2 可知在處置選項被選定之後，若無既有可用的偵檢設計，才需依所選的處置選項制定新的決策規則，其中包括對關注核種決定對應的行動基準，現行「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫(放行作業)」及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫(外釋計畫)」均可用於行動基準的規範，但須依照不同的處置選項與以參考選用，若廢棄物的處置選項為執行離場放行後再進行特定處置，則處置偵檢的標準應考量放行作業標準作為行動基準；若處理選項係以廢棄物外釋進行考量，則依外釋計畫訂定行動基準；一般如欲將廢棄物進行回收使用，通常採取更為嚴格的標準，逕以掃描最小可偵測濃度(Scan MDC)作為行動基準。

我國目前關於放射性物質外釋與解除管制的法規為「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，並無類似 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23 或 ANSI/HPS N13.12 (2013) 對於表面活度的相關規範，在制定行動基準決定處置選項時，除了必須符合我國法規外，應可參照 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23 及 ANSI/HPS N13.12 (2013) 的相關規範，並審酌放射性廢棄物處置場所的處置能力與廢棄物進出規範，做細部的設定。

游離輻射防護法有輻射源豁免管制(第 53 條)標準之相關規定，因物質所造成輻射劑量未達到輻防法規限值而不予管制，不必進入輻防法規體系；另應參照「放射性物質安全運送規則」及其豁免管制量辦

理相關放射性物質移動之事項。有關物質與設備運送的部分，亦在 MARSAME 路線圖 7 中制定行動基準的參考依據中列為選項之一。

(3) 教育訓練

針對除役過程所面臨的物質與設備處置問題，也參考國外電廠的實際案例，撰寫「美國 Humboldt Bay 電廠的 MARSAME 應用簡介」文稿，投稿國內期刊（核能月刊），希望藉由研發成果的發表，可以增加國內除役相關人員的觸及率及後續相關議題的討論。目前該篇文稿已被接受，並預計發表在核能月刊 444 期的內容。

為了順利執行本研究、並進行除役相關人才培育工作，除了不定期舉行讀書討論會之外，同時鼓勵團隊成員參加相關訓練課程及演講討論會，主要包括如下，希望可以透過持續性的讀書討論會、專題演講、訓練課程、以及技術問題的交流會談，達到人才培育及教育訓練的目的。

- 6/17：RESRAD-onsite 訓練課程（黃坪吉博士）
- 6/20：RESRAD-build 訓練課程（劉鴻鳴博士）
- 6/24~6/28：RESRAD 進階訓練課程（余家禮、鄭靜枝博士）
- 7/1~7/3：除役技術座談討論會（張似璫董事長主持）
- 8/27：MARSAME 的基本方法與應用經驗（吳全富博士）
- 11/5：「除役作業場所輻射分析之審查技術研究」教育訓練（研究團隊）

3. 精進除役期間輻射管制技術之研究

(1) 停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放團隊視察程序

首先釐清視察目的：維持放射性氣體廢棄物、液體處理系統合理抑低、監測與分析放射性廢棄物對民眾造成的輻射曝露：當流程輻射監測器故障時，異常的放射性氣體廢棄物、液體仍依可用之程序受到控制；確保放射性氣體廢棄物、液體取樣與分析已適當的量化分析所有外釋途徑的放射性廢棄物；確認因放射性氣體廢棄物、液體造成之民眾劑量。

依視察目的訂定視察要求，主要分為 5 類：巡視與觀察設施經營者時之要求、檢視設施經營者實施校正與測試(流程監測器)之要求、檢視設施經營者進行取樣與分析之要求、檢視設施經營者相關儀器與設備之要求、檢視設施經營者劑量計算報告之導則。

根據上述視察要求，建議準備團隊視察計畫應包含：

- a. 檢視放射性物質排放報告與環境輻射監測報告
- b. 檢視終期安全分析報告與環境輻射監測計畫
- c. 檢視程序書、特殊報告以及其他文件
- d. 檢視 Post-Accident High Range Effluent Monitors

根據上述視察要求，參考美國核管會在 2013 年對 Grand Gulf 核電廠，以及 2015 年對 Palisades 核電廠之視察報告，擬定視察導則草案提供管制單位參考，內容如停機過渡階段放射性廢氣液體排放團隊視察導則草案。

(2) 除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查導則

審查基本考量在於確認除役階段發電用反應器設施排放至周圍限制區域外之放射性氣、液體廢棄物，對廠區、周圍環境及民眾造成之輻射影響，均符合「核能電廠放射性物質排放管理規範」之要求。

根據基本考量列出計畫審查基準，包含敘述反應器設施除役階段實施之放射性氣、液體廢棄物處置工程說明；計畫附件審查要求則參考 2016-2017 年日本原子力規制委員會對敦賀電廠除役計畫審查之公開文件說明，與敦賀電廠送交之報告書，建議包含除役期間各階段劑量管理、放射性氣、液體廢棄物產生量評估、平時民眾劑量評估說明與數據報告，擬定計畫審查導則草案提供管制單位參考，內容如停除役各階段放射性廢氣液體排放計畫審查導則草案。

4. 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

(1) 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究

我國核電廠除役計畫主要參考由美國環保署(EPA)、核管會(NRC)、能源部(DOE)及國防部(DOD)針對潛在放射性污染場址釋出，所提出的多部會輻射偵測與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)之建議，進行國內核電廠除

役的調查程序及評估。本研究參考美國環保署相關導則，協助主管機關撰擬「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」(如圖 2.4.1 及圖 2.4.2)，以利主管機關後續審查作業之推行。

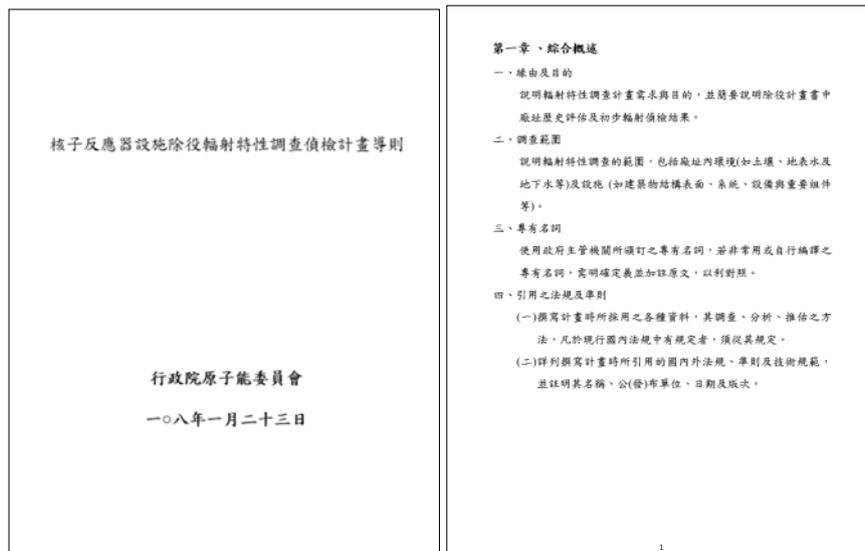


圖 2.4.1 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則

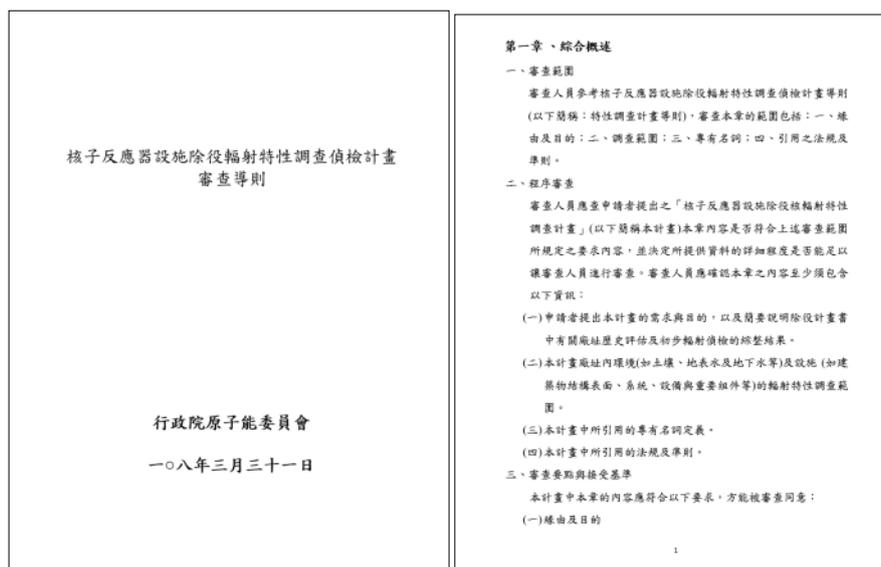


圖 2.4.2 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫審查導則

「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」為提供核子反應設施經營者規劃輻射特性調查計畫之參考依據，主要內容分為六個章節，如圖 2.4.3 所示。由綜合概述描述核子反應器設施執行輻射特性調查計畫之始末和目的，在輻射特性調查偵檢設計面上，依據數

據品質目標 DQO 程序進行偵檢規劃並執行，以確保核子反應器設施除役期間所得到之數據及資料滿足品質標準，並以數據品質評估 DQA 程序，評估輻射特性調查偵檢結果之數據品質是否滿足偵測目標以提供最終決策。其中數據品質目標 DQO 程序及數據品質評估 DQA 程序，分別參考美國環保署 DQO(7 步驟)及 DQA 程序(5 步驟)，運用於「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」中，如圖 2.4.4 及圖 2.4.5 所示。本研究所完成「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究」研究報告，可作為原能會未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考。



圖 2.4.3 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則內容



圖 2.4.4 輻射特性調查偵檢規劃對應 DQO 7 步驟

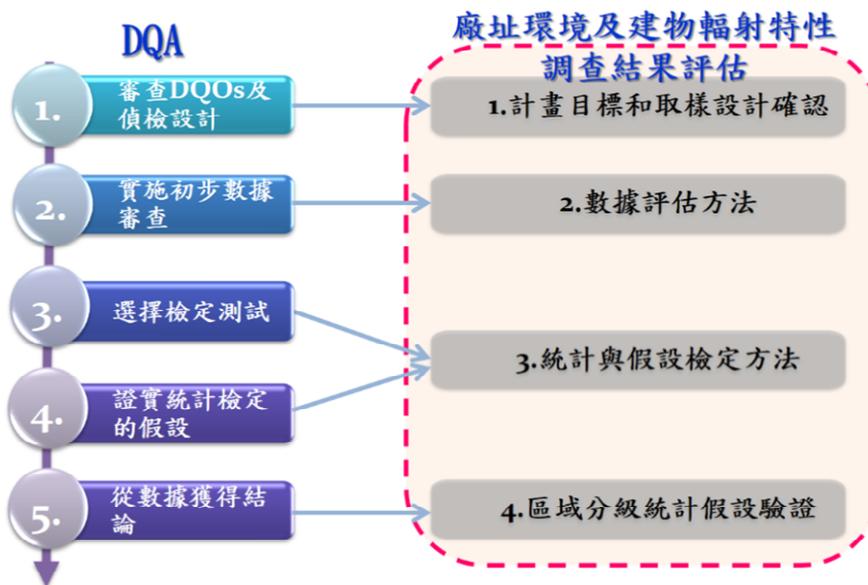


圖 2.4.5 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估對應 DQA 5 步驟

(2) 應用於核電廠除役輻射偵測數據品質目標(DQO)技術研究

核設施除役過程中，需藉由輻射偵檢評估偵檢單元(survey unit)之殘餘放射性水平是否符合除役廠址釋出再利用之預定標準，但由於輻射偵檢結果具不確定度存在，因此必須採取相關行動處理輻射偵檢

結果中所含的不確定度，以做出正確之決策。此類行動被整合於資料生命週期(Data Life Cycle)中，其分為四個階段，分別為規劃階段、執行階段、評估階段與決定階段，用以說明各類輻射偵檢數據之流向，如圖 2.4.6 所示。其中，規劃階段中之數據品質目標程序(Data Quality Objective, DQO)為美國環保署所發展用於數據蒐集之系統化規劃程序，使用 DQO 程序來規劃輻射偵檢計畫，可提升輻射偵檢之有效性(effectiveness)及效率(efficiency)，使最終得以做出正確及有效的決策。

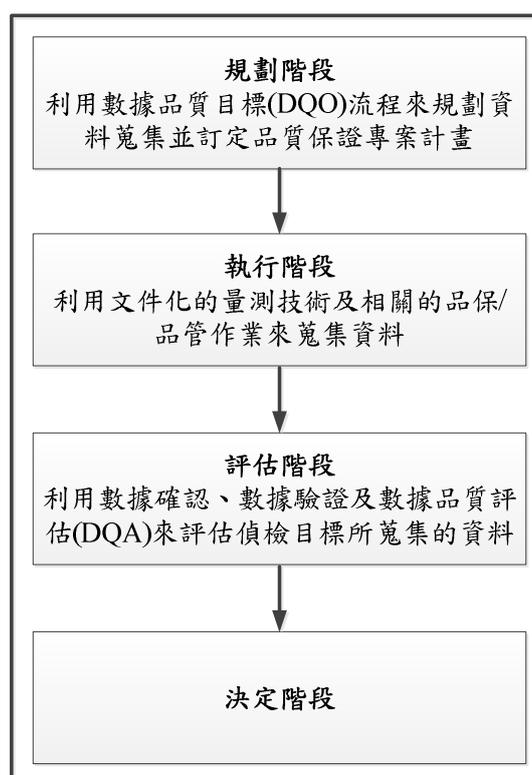


圖 2.4.6 資料生命週期(Data Life Cycle)

美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)亦建議各除役偵檢階段均應導入 DQO 程序，如圖 2.4.7 所示，DQO 為一迭代之程序，分為 7 個步驟，依序為：(1)陳述問題：在此步驟中首要目標為組成規劃團隊並對欲解決問題進行簡要描述；(2)陳述需做出之決策：此步驟主要目的為針對嘗試解決問題進行定義；(3)陳述決策之輸入資料：確認處理決策聲明所需的輸入資訊，以及確認將要蒐集數據之資料來源；(4)陳述決策之邊界：縮小欲解決問題之範圍，定義問題之空

間、時間與邊界，將有助於確定需要蒐集之數據；(5)陳述決策規則：此步驟之目的為將步驟 1~4 討論之問題量化，指定感興趣之參數，並決定行動基準，以提出決策規則；(6)陳述可接受之錯誤容忍限值：鑒於取樣點數量及偵檢儀器具不確定度，因此須訂定錯誤容忍限值，此值需要由 DQO 程序中所涉及的利益相關者來進行談判和決定，某些情況下，可能由主管機關決定；(7)優化偵檢設計：此步驟之目的為使用步驟 1~6 中所提供之所有資訊提出偵檢設計。上述任一步驟之產出可能會導致須重新考慮先前之步驟，其可確保最後之偵檢設計更為有效，並減少錯誤之產生。

除探討 DQO 之基本原則外，研析 ANSIN13.59 報告中，所提供 3 個應用 DQO 程序進行特性輻射偵檢設計案例，分別為：(1)利用 DQO 程序設計特性輻射偵檢階段之取樣數目；(2)利用 DQO 程序設計建築物取樣點數並計算成本；以及(3)利用 DQO 程序設計土壤取樣數目並決定處置方法。此外，本研究分析美國環保署於 EPA QA/G-4HW 報告中，利用 DQO 程序進行非輻射類有害廢棄物之整治設計案例。經由上述案例，除可了解 DQO 程序之實際應用外，亦可發現使用 DQO 程序進行偵檢設計時，其所產出之數據型態、質與量，可符合決策之需求，並降低成本及減少不可接受之決策錯誤發生。

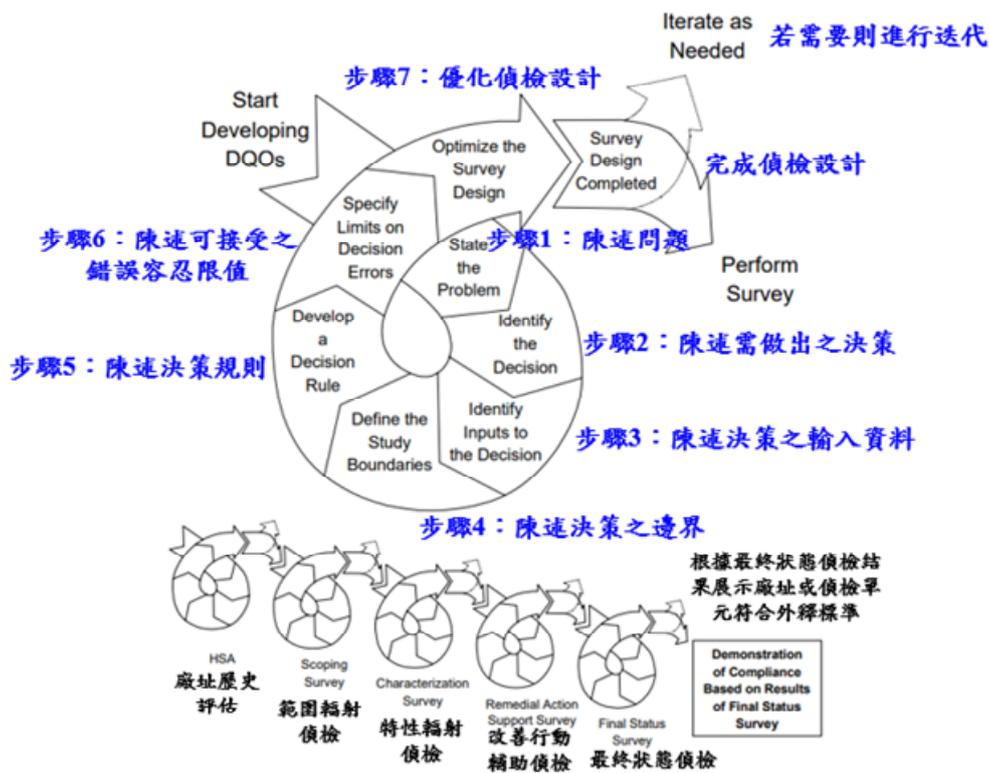


圖 2.4.7 DQO 程序於 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序之應用

(三)核電廠除役各階段工程技術與分析應用研究

1. 國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制

規劃於 108 年至 111 年分別針對世界各主要國家除役工作規劃執行整體經驗回饋 (108 年)、除役財務規劃 (109 年)、利害關係人溝通 (110 年)、除役計畫風險評估 (111 年) 進行報告研讀，並依計畫執行成果做滾動式檢討。相關探討之結果將回饋檢視國內現有法規，並提改善建議以供原能會精進法規及管制作為的參考。108 年度研討主題為世界各主要國家除役工作規劃執行之經驗，並與我國現行管制法規比較後提出可考慮採行之經驗回饋，主要研讀報告內容及進度如下：

- (1) 2012 年出版之 Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience 一書，彙整當時全球已/將除役核電廠之除役整體規畫內容，並針對各電廠除役規畫之除役策略 (立即或延後實質除役)、費用評估、安全風險評估、除污/拆除技術、廢料處理、以及廠區回復再利用等議題進行整理，以為各國除役規畫之參考。
- (2) OECD 於 2003 年發行之 The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors，此報告由其下轄之核能署 (Nuclear Energy Agency, NEA) 蒐集瑞士、法國、德國、西班牙、瑞士、英國、美國等國家核能管制單位，在審查核設施除役規畫並監督除役工作執行時面臨的輻射/一般安全、對環境影響、組織/人員改變之衝擊、民眾參與/溝通等議題，並彙整應如何做好必要的準備以迎接挑戰。另延伸閱讀報告: Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices (NEA No. 6401)。此報告由 OECD/NEA 下設之核廢料管理委員會 (Radioactive Waste Management Committee, RWMC) 的除役暨拆除工作小組 (Working Party on Decommissioning & Dismantling, WPDD)，彙整 2005-2008 年召開之工作小組會議的討論成果，焦點為各會員國當年在核設施 (主要是核電廠) 除役管制作為的關注重點: 風險告知 (risk-informed) 管制。
- (3) Waste Management 2013 年研討會論文集集中之 The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea，此會議論文是韓國管制單位針對韓國即將面對之核電廠除役，在管制法規與作為上所提出之法規修正規劃。
- (4) 2017 年出版之 Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning 係為補充前述之第 1 項專書發行後，各國在除役技術的最新發展 (如較大量使用遙控設備等)，以及由除役相關意外事故學習到的經驗回饋資訊。本專書已完成所有章節之研讀工作並於此報告呈現其成果。

針對本年度研讀的 4 份專書及報告，除彙整其內容重點，並與我國現行法規進行初步比對，提出可供我國除役法規精進或管制作為之國際經驗回饋建議，為方便原能會可進一步系統性評估各項建議之適用性，特別將相關建議依議題屬性分為法規類、技術類、以及非技術類等三大類彙整呈現。另為使原能會在落實各項建議時，能在執行優先順序訂定下有所參考，也針對建議事項分別在建議之敘述最後給予 A、B、C 三類優先度，其中 A 類請原能會優先考慮試行，並視執行效益再評估是否納入管制法規或例行管制作為；B 類屬核設施（電廠）經營者自行決策範圍，建議原能會透過適當管制措施督促經營者試行；C 類則為國際間尚未完全達成共識或未完全發展成熟者，值得密切觀察其發展情況後，再考慮是否試行。

2. 國際除役法規和指引彙整之管制研究

執行國際除役技術指引與法規彙整的管制研究，以蒐集核電廠除役有關文件報告進行研析，提供原能會管制建議，包含美國核管會(NRC)近期除役法規修訂重點，NUREG-1700 報告，德國原子能法第 7 條有關核電廠拆除的指引，也對除役過程的視察作業的指引文件資料，IMC 2515 附錄 G -核電廠停機過渡階段之視察指引及 IMC 2561-核電廠除役視察計畫之相關資料彙整。

NRC 此次除役規範的增修，用意不是現行管制在安全考量上的不足，而是就澄清除役作業的風險與疑義，簡化除役作業程序與提高彈性，建立一套與風險相符的管制規範，也對管制調整就利害關係人的影響與除役過程的利益進行分析，以強化調整的正當性。核電廠除役作業與運轉階段比較，因風險降低與差異，在安全管制設計上是應該調整的，但這過程管制機關如何有效視察管理，與對最後的執照終止審核的指引，期待達成將廠址以無限制使用的目標在法規執行上的疑義，另借鏡德國核電廠拆除的指引，提供原能會建議：

- (1) 法規面上，對於強化國內除役相關法規、技術規範及指引，在參考國外經驗上，建議以美國的除役法規與技術規範為主，國際原子能總署(IAEA)的安全技術規範為輔，進行除役法規調整時，可考慮美國做法，除放射性廢棄物之外，除役期間也應關注非屬放射性毒害物質的管制、管制機關應從除役初期階段持續關注與核電廠執照終止有關的重要議題等。
- (2) 執行面上，建議應比較核能先進國家與我國在除役管制實務上的差異、固體物料的外釋作業應適當規劃、除役過程中，工作人員的專業知識與資格及完善的紀錄保存是很重要的、應強化國人了解以風險相符的方式進行有效能的除役管制策略、應持續關注美國在除役法規修訂的最新動態、應審慎評估國內除役過程所產生的放射性廢棄物之處置問

題等。

核電廠除役的順利完成，對執行過程的法規、技術規範指引與執行的安全管理，宜由利害關係人的角度來考量建構，包括設施經營者，中央政府機關，地方政府機關，民眾與非政府利害相關的機構團體。對民眾關心的放射性物料輻射曝露影響的風險，也需要以正當性，最適化與限制性的原則規劃進行除役作業。管制機關就放射性物質與輻射曝露進行法規導則與指引的制訂，透過稽查輔助與督導設施經營者能妥適的完成除役。而與環境保護有關以及非屬游離輻射的有毒害物質的管理，相關管制單位也要扮演好角色，設施經營者善盡責任負責做好完成除役，不論是技術、管理、資金的運用，建立流暢的訊息流通管道，地方政府在行政控管與非放射性安全有關的協助，國人知的權利與資訊公開透明，都是未來除役過程應留意的。

3. 除污策略和技術彙整

- (1) 彙整比較國際除污標準，目標國家包含但不限於俄羅斯、美國、德國及日本等，評估用於我國電廠除役管制之適切性，以作為制訂我國電廠除役工作時之管制作業要項的參考。

在待除污的電廠環境中，各表面使用的漆(paint)或塗層 (coating) 其是否易於除污(ease of contamination)之特性決定是否可以達成快速並有效除污的理想操作準則以降低除役工作的風險。放射性污染物質除對塗層的物理吸附與化學吸附特性外，污染物質也會藉由擴散效應而滲透進入多孔性材料之表面。因此，核電廠操環境需選用特製之表面漆與塗層以儘量減少放射性污染物質因滲透進入材料孔隙而增加後續除污工作的困難度。基於原能會對多國除污標準操作程序，諸如污染溶液製備、量測系統規範、污染與除污流程以及除污效果測定等步驟皆需有全盤的了解，研究係以 L. C. Hao, et. al., “Comparison of decontamination standards” 文獻及 ISO 8690:1988 標準為依據與美國 ANSI N5.12-1974 與 ASTM D5144 - 08(2016) 標準、俄羅斯 GOST 25146-82 標準、德國 DIN 25415 標準及日本 JIS Z 4507:1998 標準進行除污測試標準的比較及彙整。

所研討的除污標準中 ISO、俄羅斯、德國與日本之除污標準皆為實驗室環境下的標準操作流程、量測方法與量測結果的分析。而美國的 ANSI N5.12-1974 與 ASTM D5144 - 08(2016) 標準則會考量電廠環境下，適當選用的塗層可助於保護設備表面免於銹蝕或放射物質之污染，因此除了定義除污測試步驟外，還會明確規範測試塗層之輻射耐受性、化學抗性、物理性質、防火性與品保等相關標準。當今的美國 ASTM D5144 - 08(2016)標準彙整 ASTM 目前與核電廠塗層相關的

測試標準以及包含美國電力研究所與美國核管會所制定之相關準則與法規指引規範，可作為原能會的重要參考文獻，各除污標準重點如下：

- a. ISO 8690:1988 標準對污染液製備、量測特定放射性計數率、污染試片流程、除汙流程到決定殘留放射性計數率和塗層除污因子等重要步驟皆提供相當完整的描述與操作指引。此 ISO 8690:1988 標準相當適合原能會作為訂定相關標準時的參考依歸。
- b. 美國 ANSI N5.12-1974 標準訂定三個連續的步驟，依序以水、室溫下混合酸液與 80 °C 加溫酸液作為除污液來量測相對應的除污因子，其結果可作為利用較侵蝕性溶液除污時的參考。然而 ANSI N5.12-1974 已被取消，接續有效的 ASTM D5144-08(2016)標準內文並未明確規定除污程序與標準操作。
- c. 俄羅斯 GOST 25146-82 標準詳細規範再利用貝他射源做測試時，相應的試片尺寸、格架材質、鋁濾片密度、鉛屏蔽與使用蓋革計數器或閃爍偵檢器量測時的適當量測操作要點。此標準也依統計模型建立系統穩定度測試規範與量測低限值測定的依據，並提供理論公式讓實驗者測定實驗量測時間。此標準並訂定幾何修正係數與貝他吸收修正因子以最終決定正確的除污因子數值。此標準可作為原能會在制定標準時訂定實驗量測流程的重要參考文獻。
- d. 德國 DIN 25415 標準實質上與 ISO 8690:1988 標準中所描述的程序相同。標準中所介紹的中子活化方法產生污染溶液的計算輔助工具尚具參考價值。
- e. 日本 JIS Z 4507:1998 標準中評價方法 A 對放射線測定用試料皿、污染試片操作、適用的輻射度量儀器與放射性計數率測定、試片除污測試操作與耐污染指數(或除染指數)計算皆有明確定義。評價方法 B 則與 ISO 8690:1988 標準相同。

表 3.3.1 各國除污標準所規範之污染操作摘要比較

標準	污染液所含之放射同位素	試片尺寸	試片上之污染規範
ISO 8690:1988	銫-137 (^{137}Cs)與鈷-60 (^{60}Co)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度= $10^{-5} \text{ mol dm}^{-3}$ ，pH= 4， $\text{Co}(\text{NO}_3)_2$ 與 CsNO_3 溶液。	50x50 公釐	1.污染液體積： 1 cm^3 。 2.時間：2 小時 3.溫度：室溫 4.污染面積：直徑 25 公釐之圓
匈牙利 MSZ-05 22.7662-83	銫-137 (^{137}Cs)與鈷-60 (^{60}Co)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度= $10^{-5} \text{ mol dm}^{-3}$ 。另加入 $10^{-4} \text{ mol dm}^{-3} \text{HNO}_3$ ，pH= 4	40x40 公釐	1.污染液體積： 0.6 cm^3 。 2.時間：2 小時 3.溫度：室溫 4.污染面積： 12 cm^2
美國 ANSI N5.12	製備含混合分裂產物，莫耳濃度 8 mol dm^{-3} 的 HNO_3 前驅放射性溶液。此前驅污染液需與 8 mol dm^{-3} 的 NH_4OH 混合成 pH = 4 的污染液執行測試	50x100 公釐	1.污染液體積： 0.2 cm^3 。 2.時間：無規範 3.溫度：室溫 25°C 4.污染面積： 1 cm^2
德國 DIN 25415 (與 ISO 8690 相同)	銫-137 (^{137}Cs)與鈷-60 (^{60}Co)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度= $10^{-5} \text{ mol dm}^{-3}$ ，pH= 4， $\text{Co}(\text{NO}_3)_2$ 與 CsNO_3 溶液。	50x50 公釐	1.污染液體積： 1 cm^3 。 2.時間：2 小時 3.溫度：室溫 4.污染面積：直徑 25 公釐之圓
日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 A	含銫-137 (^{137}Cs)或銫-134 (^{134}Cs)、鈷-60 (^{60}Co)、鈾-144(^{144}Ce)或鉕-147(^{147}Pm)之鹽酸或硝酸污染液。pH = 2 – 4。計數率達 $1 \times 10^3 \sim 5 \times 10^4 \text{ min}^{-1}/0.1\text{ml}$ 或使用含核分裂產物之硝酸溶液。 pH = 1 – 2。計數率達 $1 \times 10^3 \sim 5 \times 10^4 \text{ min}^{-1}/0.1\text{ml}$	未指定。僅敘述適合偵測器尺寸。	1.污染液體積： $0.1 \text{ ml (cm}^3)$ 2.時間：1 ~ 數日 3.溫度：室溫 4.污染面積：未指定
日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 B (與 ISO 8690 相同)	銫-137 (^{137}Cs)與鈷-60 (^{60}Co)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度= $10^{-5} \text{ mol dm}^{-3}$ ，pH= 4， $\text{Co}(\text{NO}_3)_2$ 與 CsNO_3 溶液。	50x50 公釐	1.污染液體積： 1 cm^3 。 2.時間：2 小時 3.溫度：室溫 4.污染面積：直徑 25 公釐之圓

表 3.3.2 各國除污標準所規範之除污操作摘要比較

標準	偵測放射粒子	除污步驟與方法	除污液
ISO 8690:1988	加馬光	一個步驟。利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒。	浸泡在 900 ml / 23 °C 的去離子水中。
匈牙利 MSZ-05 22.7662-83	加馬光	三個連續步驟。每一步驟中試片浸沒至除污劑中 150 秒。	第一步驟：水。 第二步驟：類清潔劑。 第三步驟：1 mol dm ⁻³ 鹽酸
美國 ANSI N5.12	加馬光	三個連續步驟。每一步驟中試片浸沒至除污劑中 10 分鐘。	第一步驟：25 °C 水。 第二步驟：25 °C 混合酸。 第三步驟：80 °C 混合酸。 混合酸成份： 0.4 mol dm ⁻³ 草酸(oxalic acid) + 0.05 mol dm ⁻³ 氟化鈉(sodium fluoride) + 0.03 mol dm ⁻³ 過氧化氫(Hydrogen peroxide)
德國 DIN 25415 (與 ISO 8690 相同)	加馬光	一個步驟。利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒。	浸泡在 900 ml / 23 °C 的去離子水中。
日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 A	加馬光與貝他粒子	一個步驟。將試片放進裝有除污劑的玻璃製容器中並充分攪拌 10 分鐘。	浸泡在 200 -300 ml / 30±1 °C 的去離子水或蒸餾水中。也可為試驗者使用的除染劑。
日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 B (與 ISO 8690 相同)	加馬光	一個步驟。利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒。	浸泡在 900 ml / 23 °C 的去離子水中。

(2) 參考技術報告比較各式化學，電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污技術，進一步綜合評估及建議各項除污標準及技術用於我國核電廠除役管制之適切性，提供原能會對於相關除役作業的安全管制參考。

相較於運轉階段，因為核電廠組件已不再負擔運轉任務，除役除污主要著重在除去組件的污染物，大幅度降低組件表面的放射性物質。對於損壞限制的唯一要求，是這些組件在除污操作過程中，必須保持完整以防止洩漏，且必須維持結構堅固，通常基材金屬移除薄層即可符合這些要求。減少總體廢物量通常是選取除污方法的主要考量，除役除污中很重要的目標，就是將二次放射性廢棄物最小化。

表 3.3.3 除污技術彙整表

##	除污方法	應用	優點	缺點
1	化學除污			
1a	1 種試劑	碳鋼/不銹鋼/塑膠	DF 高	大量廢棄物，更適合零散的設備
1b	2 種以上試劑	碳鋼/不銹鋼/塑膠	DF 高，適用深度滲透的污染	
2	水/蒸汽噴射			
2a	搭配界面活性劑	金屬表面上的非固定式污染、陶瓷及塑膠、上漆的表面	使用簡單	產生大量氣溶膠、只適用非固定式污染、會產生泡沫
2b	搭配化學品	去除重度污染	除污類型廣泛	產生大量氣溶膠、需高溫應用（60-120°C）
2c	搭配研磨料	混凝土、磚、上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼		
3	泡沫	金屬表面上的非固定式污染、陶瓷及塑膠、上漆的表面	少量廢棄物	難以傳輸泡沫的運輸能、有使用時效限制、且當泡沫破壞後，可能使表面被放射性核種再次污染
4	超音波	金屬及塑膠的非固定式污染	廢棄物少	產能小
5	電化學除污			
5a	桶槽浸泡	碳鋼、不銹鋼、零散的設備		產生腐蝕性液體廢棄物
5b	外部電極	碳鋼、不銹鋼	廢棄物少、應用廣泛包括：未切割設備、地板、牆	
6	可剝裂層	除了外觀複雜的設備，可適用所有表面	固體廢棄物少	聚合物薄膜機械性能低
7	熱除污	混凝土、磚、上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼	廢棄物少	可能只適用於混凝土與磚的水平表面，以及腐蝕性/上漆的金屬表面
8	機械除污			
8a	研磨材	上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼、混凝土、磚		需採用特殊及最適化的工具
8b	Scrabblers	混凝土、磚、上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼、上漆的表面		
9	乾冰噴射	外形複雜的設備、碳鋼、不銹鋼、上漆的表面	廢棄物少	產生大量氣溶膠

核電廠除役規劃拆除之組件包含熱交換器、汽機組件、泵、桶槽、閥類、管件、鋼材、電纜槽、電力組件、通風元件及雜項製程組件等各類材質廢棄物；另一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機廠房之結構、牆面、地面及天花板等混凝土材質亦可能受到污染。待除污的廢棄物，依種類材質可大致分為兩類，第一類為金屬材質廢棄物，通常可採用化學、電化學及機械除污技術；第二類為混凝土材質，則可採用機械除污，藉由這些技術，將設施、設備區域或表面的污染移除。目前實際可用在除污作業的技術，彙整如表 3.3.3 所示。

依據研究所蒐集的相關文獻資料，先將除污技術區分為機械除污與化學除污(包括化學、電化學、泡沫及凝膠)兩大類，經過統一彙整，依其個別優點建構出幫助選取之流程圖(如圖 3.3.1 及圖 3.3.2 所示)，根據實務上的應用需求，利用該流程圖能適度縮小除污技術選取範圍，俾利原能會迅速掌握各項除污技術之優點。

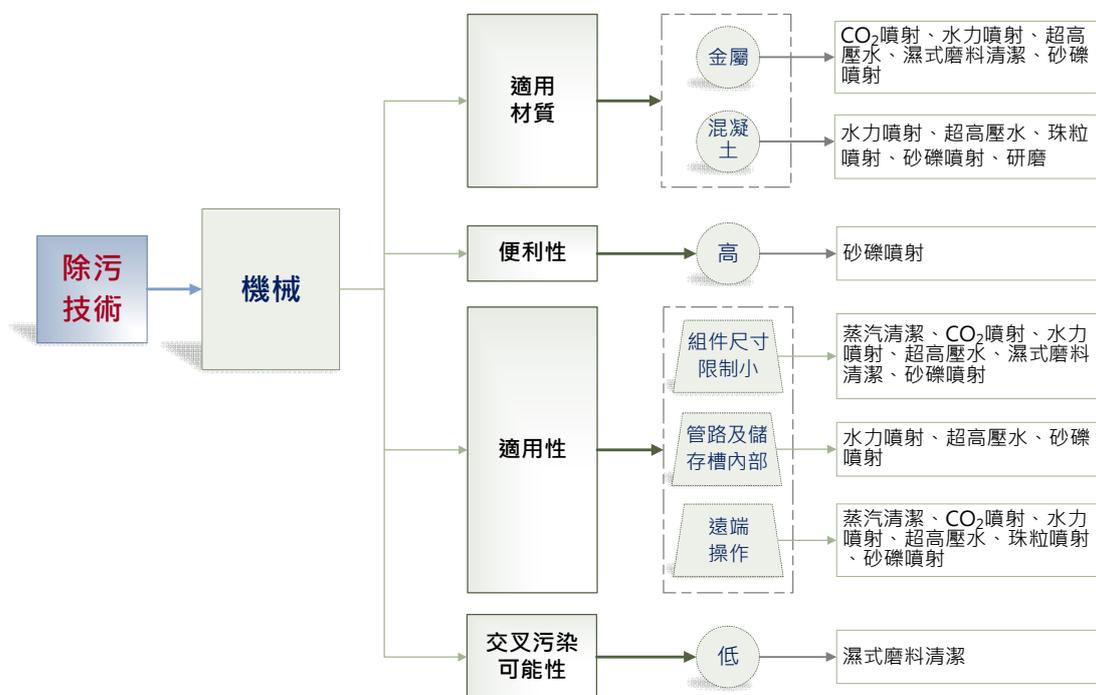


圖 3.3.1 機械除污選取建議

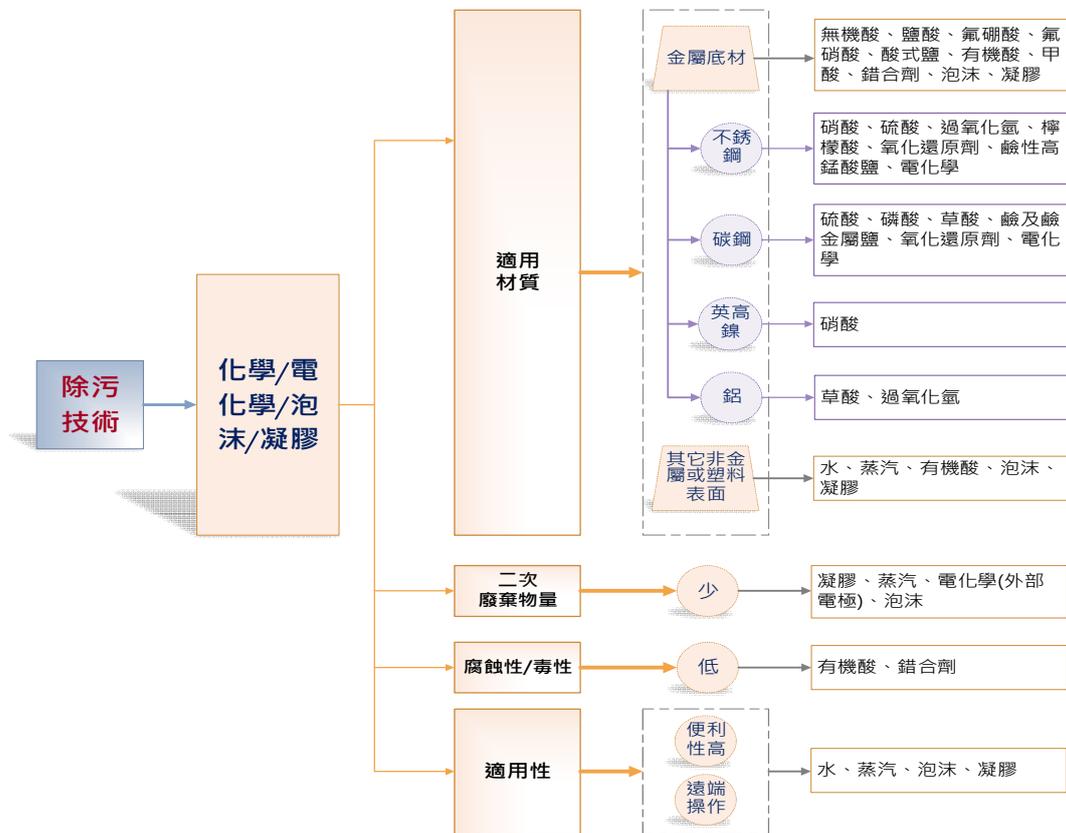


圖 3.3.2 化學除污技術選取建議

選擇除污方法時，應考量除污作業本身所造成的二次廢棄物，是否對後續處置時帶來額外挑戰，這些作業都必需經過審查。而各項除污技術的缺點與限制，亦將是核電廠在選取除污技術及原能會共同關注的議題，故藉由蒐集除污技術報告及國際應用案例，並綜整前述各項技術之缺點與限制，作為原能會未來審查重點的參考。另外，除役及除污作業，因為有新的承包商及工人進入電廠，在臨時模式下作業，可能將過去運轉程序中沒有規劃到的風險帶入，這些風險分為放射性風險及非放射性風險。一般而言，放射性危害運用遠端處理及機器人技術，雖可大幅降低其風險，但若選用的除污方法無法搭配這些技術，則必需謹慎管理員工曝露。非放射性危害則包括火災、爆炸、有毒物質以及電氣與物理性危害，建議應採用工業及商業上的標準安全措施來解決這些問題。

- (3) 針對現有開發的化學除污技術進行研析，含 LOMI process、CITROX process、CAN-DECON process、CORD process 等。另亦進行不銹鋼表面氧化層的結構差異對於各化學除污方式之管制評析，提供管制作業執行的參考。

輕水式反應器經多年運轉後，其主冷卻水迴路中的金屬組件表面因多孔性氧化層的形成，會導致大量來自爐心且具放射性的腐蝕產物在其表面沈積，使非爐心區域的組件也因而具有極高的輻射劑量率。核電廠如準備進入除役階段，除役最重要工作是進行除污 (decontamination)，不同的目標物、除污標準和周遭工作環境均會影響除污方式的選取。針對金屬組件的部分，比較常使用的除污技術為化學除污，像是在運轉期間，通常採取除污效果較溫和之化學試劑來進行系統除污，除污過程需考慮對於組件材料的完整性不會造成影響，像是有些除污技術可能造成材料發生 Intergranular Attack (IGA)。而結構組件解體前之系統化學除污程序，亦大多採用與運轉中系統化學除污相同原理，與運轉期間除污要求的考慮較為不同，主要著重在除去組件的污染物，大幅度降低組件表面的放射性物質，本研究即針對現有開發的化學除污技術進行研析。

BWR 與 PWR 中職業輻射劑量主要是來自於腐蝕產物的活化核種： ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{51}Cr 與 ^{59}Fe ，也有微量因燃料而釋出的分裂產物。主要的部分是來自於管件與設備的氧化層，除污過程通常會連同氧化層與核種一起溶解去除。對於 BWR 與 PWR 而言，氧化層結構是相當不同的，BWR 氧化層主要 80%~90% 是鐵，BWR 使用不銹鋼與碳鋼作為冷卻水與飼水管路，因屬於氧化性的水環境，氧化層主要為 $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ 、 Fe_3O_4 與 NiFe_2O_4 。PWR 則是使用大量鎳基合金作為蒸氣產生器管路，PWR 還原性的環境則是以富含 Cr 的氧化層為主 ($\text{Ni}_x\text{Fe}_{3-x-y}\text{Cr}_y\text{O}_4$)。

不鏽鋼與鎳鉻合金表面氧化層主要因金屬離子傳遞速率 ($\text{Fe}^{2+} > \text{Co}^{2+} > \text{Ni}^{2+} \gg \text{Cr}^{3+}$) 之差異，造成移動速率慢 Cr^{3+} 的離子傾向停留在內層，形成較緻密的富鉻氧化層；外層為較鬆散的鐵鎳氧化層，在不同的操作環境下而有不同的氧化層，在氧化性的環境下，如一般水化學 (Normal Water Chemistry, NWC) 狀態下，外層氧化膜結構為 Fe_2O_3 (hematite)、 $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ (maghemite) 與 Nickel Ferrite ($\text{Ni}_x\text{Fe}_{(3-x)}\text{O}_4$)。在還原性的環境下，如加氫水化學 (Hydrogen Water Chemistry, HWC) 狀態下，氧化膜則是形成 Fe_3O_4 與 NiFe_2O_4 (或是 $\text{Ni}_x\text{Fe}_{(3-x)}\text{O}_4$)。

現有的化學除污技術主要可分為 CORD、CAN-DECON/CAN-DEREM 和 LOMI 三大類。部分適用於封閉系統 (Closed system)，如反應器主冷卻水迴路的全系統除污或是封閉迴路的部分除污，有些則是適用於開放系統 (Open system)。彙整如表 3.3.4：

表 3.3.4 化學除污技術對於封閉系統或開放系統之適用性

CORD	CAN-DECON/ CAN-DEREM	LOMI
Closed system 或 Open system 皆可	Open system	Closed system

化學除污技術三大類中，CORD 與 CAN-DECON 可依據改善 AP 步驟衍生出 HP/CORD UV 與 CAN-DEREM。另外，以 LOMI 為基礎衍生出 DFD 和 CITROX 方式。以上化學除污法之關係如圖 3.3.3。

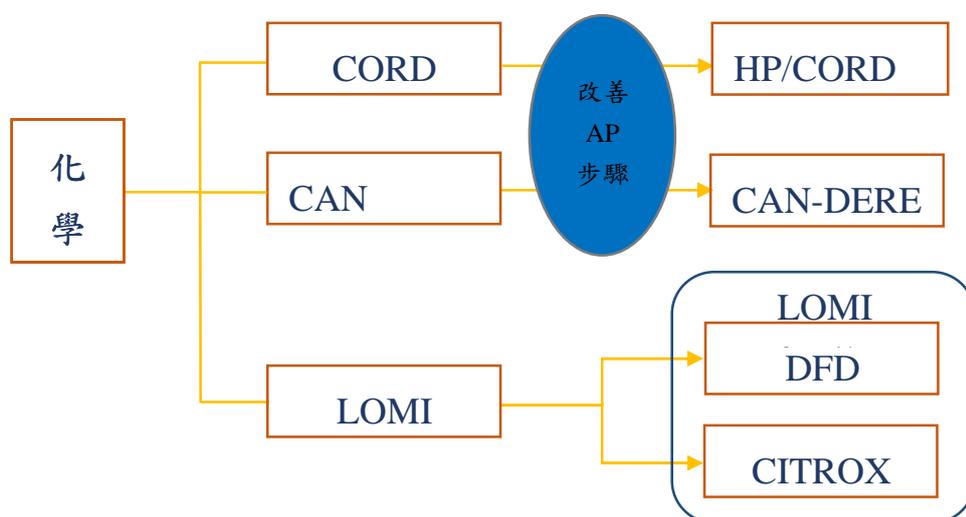


圖 3.3.3 化學除污技術之關係圖

化學除污技術三者共同點為若金屬組件有富鉻氧化層在表面生成，由於氧化層上的 Cr^{3+} 很難溶解，都可以透過鹼性過錳酸鉀預氧化，稱為 AP(alkaline permanganate, 鹼性高錳酸鹽)步驟，使 Cr^{3+} 氧化成 Cr^{6+} 以利溶解。但過多的過錳酸會造成二氧化錳(MnO_2)沉澱產生，會造成二氧化錳沉澱的產生，其很有可能吸收其他的金屬物質、阻塞系統硬體設備。目前只有 CORD 有較進步的預氧化鉻的技術改善此問題。另外，三者都可利用樹脂再生試劑，但效果可能不同，特色如下：

- a. **CORD** (Chemical Oxidation Reduction Decontamination) :CORD 除了有產生最少廢棄物的優勢外，目前只有 CORD 有較進步的預氧化鉻的技術，可以克服二氧化錳沉澱產生的問題。原因為 CORD 會搭配草酸進行除污，草酸的濃度過高，二氧化錳能夠被溶解，但金屬的溶解度也會隨之上升，使之在陽離子交換樹脂中更難去

除。草酸能夠透過以下方法被去除，一是在草酸反應時間足夠後，加入過氧化錳；另外一個方法是使用 UV 光，使用過氧化氫或是過氧化氫加入鐵的催化劑來去除草酸，也因為 CORD 程序加入了 UV 光，將除污用化學物質分解成水及二氧化碳，以至於在 CORD® Family 中，HP/CORD UV (H Permanganic acid/ Chemical Oxidation Reduction Decontamination Ultra Violet light) 為目前最新並廣泛使用之化學除污方法，此法能夠應用在混合材料的系統除污上。

b. **LOMI (Low-Oxidation-state Metal Ion)**：LOMI 特色為將組件上氧化層中的 Fe^{3+} 還原為 Fe^{2+} ，並將 Fe^{2+} 與適當的配位基結合，使之保留在溶液內，LOMI 又可分為 DFD 與 CITROX，個別特色為：

(a) **DFD(Decontamination for Decommissioning)**：以稀釋氟硼酸為基礎藥劑，除污後以陽離子交換樹脂將溶劑內的活性物質移除，並還原溶劑除污能力，氟硼酸可有效溶解矽鋁化合物，除污完畢後再以陰離子樹脂移除藥劑中的氟硼酸，應用 DFD 程序可降低電廠除役作業人員輻射劑量及降低廢棄物處理成本，同時有助於避免組件切割作業過程 α 粒子逸散。

(b) **CITROX (Citric and Oxalic acids)**：CITROX 為含有有機螯合劑和酸類的組合，有機酸溶解並複合腐蝕產物，螯合劑則與腐蝕產物結合。通常 CITROX 方法還是包含用高錳酸鹽溶液預處理表面步驟。在 AP 之後，表面使用聯氨沖洗，AP 溶液必須清除乾淨，否則會與 CITROX 方法中的化學物質發生反應，降低去污效果。因此 CITROX 方法後，會再以硼酸沖洗。

(c) **(AP/)CAN-DECON™**：為加拿大的重水反應器 (CANDU-PHWRs) 及之後的 BWR、PWR 所設計之化學除污方式，通常與 AP 一起使用。後來以 (AP/)CAN-DEREM™ 改良了原技術。改良方法為將氧化鐵溶解在當作螯合劑的有機酸中 (檸檬酸+EDTA)，接著使用氧化的鹼性過錳酸氧化並溶解鉻，接著使用稀釋的草酸沖洗 (AP 步驟)，此方法與 CAN-DECON™ 的主要差異在於其溶液中不含被視為會提高 IGA/IGSCC 敏感的草酸。

表 3.3.5 化學除污技術之優缺點比較

方法	優缺點比較		
	LOMI	CAN-DECON	HP/CORD UV
DFs	如為 Fe ₃ O ₄ ，則有高DFs	普通 DFs	普通 DFs
沉澱物	使用較多的AP，會有二氧化錳沉澱	可能有二氧化錳，但不会有草酸鹽沉澱	可能有草酸鹽的形成
事前步驟	溶液必須除氧，有應用上的風險，造成設備成本上升	沒有先進的預氧化步驟	較進步、具有專利的預氧化步驟
主要使用國家/地區	美國	加拿大、美國	歐洲、日本
廢棄物體積	體積大	預氧化步驟造成之廢棄物體積大	體積小
缺點	主要使用的化學物質價格高。	如果沒有加入鐵離子，會有使IGA敏感性提高的問題	IGA敏感性提高的問題

除污決策與程序在核電廠除役扮演重要角色，目標在於降低或減少職業及公眾輻射曝露，隔離物質表面或表面下的污染，使廢棄物管理或處置能經濟有效率。再者，減少剩餘需防護貯存的污染；使得設備、材料儘可能做最大的回收再利用；減少放射性廢棄物貯存體積(減廢、減容)；以及減少需防護貯存或長期監控之期間。化學試劑的選擇明顯決定了除污過程中產生二次廢棄物的化學特性，不斷更新溶液可以提高除污效果，但是處理和處置用過溶液的數量也會急劇增加。近年來，化學試劑的再生已成為所有化學除污過程的基本。幾種常規化學方法可用於再生廢棄溶液，例如離子交換，蒸發/蒸餾和電滲析(electrodialysis)結合使用。限制由除污過程產生的二次廢棄物的問題可能導致選擇其他類似過程，例如使用化學物質進行電解拋光或超音波處理，而不僅僅是化學除污。只有詳細的成本/效益分析可以提供針對特定除污任務選擇最佳的方式。

4. 過渡期電廠安全分析

(1) 核電廠除役期間安全評估技術強化

在核電廠除役之過渡階段，因用過燃料棒存有剩餘之衰變熱，仍需放置在用過燃料池中，依靠冷卻系統移出用過燃料棒餘熱。因此，研究著重用過燃料池在除役期間之安全分析，並透過建立國內自主的安全分析能力，強化原能會進行核電廠除役之安全評估與審查技術。研究工作項目包含蒐集並摘要國際上除役核電廠用過燃料池安全之相關文獻(如 NUREG-1738、NUREG-2161、NUREG/CR-6451、

NSIR-2015-001 和 NUREG-2157 等)，並依照文獻所假設之研究方法與假設條件，完成 NUREG-1738 與 NSIR 2015-001 文獻之案例再現，強化審查技術能力。

- a. NUREG-1738 評估報告：此報告認為用過燃料池發生事故之風險很低。然而，即使風險很低，但是因為散熱能力對於各種原因皆有很大的關聯性，且在地震及各種災害下，各種條件如燃料組件之幾何形狀及組件配置等，皆會產生無法預測之變化，因此仍然不能排除發生銹水反應之可能性。
- b. NUREG-2161 評估報告：此篇報告之結果與過去文獻之結果一致，即無論從發生機率或是對結構造成的損傷，亦或是後續可能造成的核種釋放之觀點來看，因為用過燃料池擁有堅固之結構，足以承受嚴重地震而不易造成洩露，因此此文獻認為地震對於用過燃料池的危害是較低的。
- c. NUREG/CR-6451 評估報告：根據不同的階段，並且探討不同意外事故的狀況下，階段 1 遭遇事故造成的後果最為嚴重。然而此報告中的結果又較過往之研究更為嚴重，這可以歸咎於此篇論文使用更高的人口假設，其次的原因是燃料池燃耗及容量的假設較高於先前研究。
- d. NSIR-2015-001 評估報告：此報告認為格架可以有效地減緩用過燃料的升溫狀況。對於 10 小時的加熱時間就達到 900°C 的案例，BWR 之平均組件所需的冷卻時間會落在 0.73-1.03 年，而最熱組件則是在 1.06-1.39 年；PWR 之平均組件所需的冷卻時間則是在 1.17-1.65 年之間，最熱組件則是在 1.48-2.12 年之間。

除此之外，使用美國核管會所認可之審查工具 TRACE 熱水流分析程式成功建立建立核一廠用過燃料池模式。由於衰變熱之多寡將直接地影響用過燃料池之安全，研究團隊已根據計算衰變熱文獻，建立核一廠用過燃料棒之衰變熱計算公式，且根據不同週期之擺放年度進行計算，評估目前核一廠之衰變熱。於本研究中，假設觀測日期為 2019.02.10，核一廠一號機停機日期為 2014.12.10。在此條件下，所有用過燃料束(包含全爐退出之 408 束)之總衰變熱估計值約為 7.35×10^5 W，與全爐退出僅七天之衰變熱已不可同日而語。

由於核電廠除役過渡階段中，須考量用過燃料池之安全性，在此使用本研究團隊建立的核一廠用過燃料池模型，完成針對用過燃料池全黑事故與喪失冷卻水事故作後續安全分析，並根據 NEI 06-12 報告內所建議之救援措施，探討核一廠實施救援措施之有效性分析。由結果顯示，即使用過燃料池發生外電喪失以及冷卻水流失事故(初始冷

卻水流量為 600gpm)同時發生之嚴重事故，仍有將近 65 小時之餘裕時間可準備後續之救援措施及尋找水源。且由執行救援措施之案例顯示，若能成功執行 NEI 06-12 所建議之救援措施，即使發生外電喪失與冷卻水流失同時發生之嚴重事故，仍然能快速且有效的控制用過燃料束的升溫狀況。

綜合上述所研讀之文獻、文獻案例再現以及核一廠暫態安全分析等結果，研究團隊研提核電廠除役階段之通用性管制建議，重點如下：

- a. 國際間已詳盡探討用過燃料池可能發生之事故以及其造成之後果，並將其概率與後果分別量化，探討何種事故對用過燃料池尤為重要。綜合討論後，國際間認為超出設計基準之地震事故對用過燃料池有較大危害性之可能，因此在安全管制方面，應特別注重此項目。
- b. NUREG-1738 與 NRC 其餘研究報告中認為用過燃料池發生意外事故，甚至造成用過燃料池火災(鋳合金火災)之可能性非常低。然而，其眾多文獻中仍然未排除此可能性，NRC 亦無法提出一確定之冷卻年數後，便可排除鋳合金火災之發生；NUREG-1738 亦明確指出，管制上仍需注意鋳合金火災的發生。
- c. 綜合分析技術強化、文獻再現性案例以及文獻摘要等結果，影響用過燃料池安全之關鍵因子為 1.衰變熱多寡 2.冷卻水存量 3.有無格架(熱傳性)4.空氣冷卻條件 5.救援措施。
- d. 根據本研究分析結果，救援措施之執行直接地影響用過燃料池安全，若成功執行便能有效的控制用過燃料池之升溫。因此，救援設備與執行需符合 NEI 06-12 研究報告所述。
- e. 根據本研究分析結果。即使用過燃料池發生外電喪失以及冷卻水流失事故同時發生之嚴重事故，仍有將近至少 65 小時之餘裕時間可準備後續之救援措施及尋找水源。因此，在核能安全管制方面的應變策略與程序之管制需考量此條件。

(2) 核電廠除役期間廠址取樣方法之品質研析

108 年度的研究重點為翻譯數據品質目標(DQO)文件、研析如何實作符合 DQO 程序規範之電廠除役輻射偵檢與廠址調查計劃，並提供有關評估核電廠除役期間輻射偵檢與廠址調查計劃是否符合 DQO 程序之管制建議。

- a. DQO 程序簡介以及 DQO 程序在電廠輻射偵檢和廠址調查中的角色

DQO 程序是一系列邏輯步驟，共包含 7 個步驟，包含 1.說明問題、2. 確立決定、3.確立輸入、4.定義邊界、5. 發展決定法則、6. 限定決策錯誤率和 7. 發展數據收集計畫等。DQO 的 7 個步驟的指引，可以幫助規劃人員製定環境數據收集計畫。美國原子能機構建議當要根據環境數據做出決策（例如，符合或不符合標準）或估計時（例如，確定污染物的平均濃度水平）時，應採用 DQO 程序來進行研究設計及規劃。

DQO 程序具有彈性及迭代性等特性。使用 DQO 程序可以達到 1.有效率及效益的利用資源，2.就完成計畫目標所需的數據類型，品質和數量達成共識，以及 3.將計畫發展與進行作業的所有活動完整紀錄於文件等益處。

在除役核電廠的輻射偵檢和廠址調查，應依照 DQO 程序進行偵檢設計及規劃，多機構電廠輻射偵檢和廠址調查手冊(MARSSIM) 為一實做依照 DQO 程序進行輻射偵檢計畫規劃之指引及範例。

b. 美國錫安核電廠特性偵檢調查計畫簡介

根據美國 NRC 網站的介紹，美國錫安核電廠（Zion Nuclear Generating，Station）的 1 號和 2 號機組已於 1998 年 2 月 13 日永久停機。錫安核電廠於 2011 年開始進行除污和拆除工作，並於 2011 年 11 月 2 日至 2013 年 10 月進行並完成電廠輻射初始偵檢調查，其特性偵檢調查工作會在除役階段繼續進行。

錫安電廠的特性偵檢計畫共有 12 章，其中第七章說明特性偵檢規劃方法以及 DQO 程序各步驟於特性偵檢計畫應產出之資訊內容。在此計畫之期末報告中包含此計畫各章節之內容概要說明以及有關 DQO 程序各步驟於特性偵檢計畫應產出之資訊內容之摘譯。

c. 電廠輻射偵檢調查計畫審查要點建議

根據 DQO 程序指引、MARSSIM 手冊以及錫安電廠特性偵檢計畫內容，整理有關電廠輻射偵檢調查計畫審查之建議事項，提供管制單位作為審核判斷電廠輻射偵檢計畫是否符合 DQO 程序規範之參考。

d. MARSSIM 手冊內容簡介

《多機構輻射偵檢和廠址調查手冊(MARSSIM, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)》是由一份由美國多個機構達成共識並合作發展之文件，提供核電廠為完成除役，對建築物表面和土壤進行輻射偵檢工作之指引。

MARSSIM 中建議使用一系列偵檢調查，包含廠址識別、廠址

歷史評估、範圍偵檢、特性偵檢、整治行動支持偵檢以及最終狀態偵檢等，期末報告中提供以上偵檢之流程圖。為顧及使用有限資源的效率及效能，最終狀態偵檢會依據偵檢單元之區域污染分級來規劃取樣設計，潛在污染可能愈高之區域投入之取樣工作量愈多。MARSSIM 建議透過[廠址歷史評估]、[範圍偵檢]及[特性偵檢]等偵檢結果來決定受影響區域的污染分級。期末報告中 MARSSIM 所建議之區域分級流程圖。若透過[特性偵檢]確認某個區域殘餘放射性濃度超過 DCGL，則應制定除污計畫，並在進行除污行動時執行 [整治行動支持偵檢]。

e. MARSSIM 中所運用的統計方法

MARSSIM 建議當污染物存在背景中用 WRS(Wilcoxon Rank Sum)檢定法，當污染物不存在背景中則用 Sign Test 檢定法。此外，可透過圖形，提供放射性核種分佈的直觀呈現，做為審查數據是否符合假設之輔助資料。

f. DQO 程序指引文件 (EPA QA/G-4)

研析《運用數據品質目標(DQO)程序進行系統性規劃指引摘譯》，瞭解 DQO 程序的設計邏輯，以及於各步驟應產出資料，並了解有關如何製定及執行品質控制、監督數據收集活動，以及執行數據品質評估等工作。

(3) 核電廠除役期間廠址地下水特性研析

核電廠運轉執照屆齡到期後，將進入核電廠除役階段，而在核電廠除役階段，考量洩漏可能導致放射性物質外釋進入地下水系統中，或者因為廠內肇始事件與廠外肇始事件可能會造成洩漏而導致放射性物質外釋的情形發生，若當核種進入地下水系統等傳輸路徑，則會加速遷移且可能影響對外擴散的時間與範圍。地下水是一極為複雜的系統，牽涉廠址地質環境、岩石型態與結構、以及水文等，任何一個因子皆會造成地下水特性的變化，因此核電廠不論在建造前、運轉階段期間、或除役階段都需要進行廠址地下水特性之監測與管制，當有放射性核種外釋並經遷移進入土壤甚至地下水系統時，透過電廠地下水監測系統便能掌握地下水污染情形並且進行應變處理與管制作業。因此，為國內核電廠除役工作順利進行以及防範地下水污染情事發生，有必要針對核電廠廠址地下水之特性進行調查與評估，參考國內外相關文獻蒐集與彙整，並提供相關廠址地下水管制要件與管制建議給原能會作為審查參考之依據。而廠址地下水取樣須依當地地質、次表面污染可能性與法規等要求執行，國際間因為不同單位管制地下水污染情形有不同方法。透過蒐集國際相關文獻可以深度瞭解地下水特性，

並且藉由污染物特性，可估算污染物擴散範圍與分布、地下水遷移的速率與方向、來評估抽取地下水的潛在影響。

研究工作項目主要分為三個面向，1.蒐集國際間核電廠有關廠址地下水特性評估文獻與相關法則，以瞭解核電廠在除役期間地下水特性以及管制要件與法規；2.蒐集國際間核電廠地下水污染事件，以及相關處置程序與管制要點，以供國內核電廠除役階段污染意外預防與相關審查工作參考；3.研析核電廠運轉期與除役期廠址地下水特性之差異性，尋找潛在風險因子，協助核安管制工作。

國際之間的法規，不論是 NRC 或是 IAEA，也開始重視污染對地下水造成的影響，在法規中加入 subsurface、groundwater 等單字，將原本污染僅考量到土壤、地表的範圍往地下擴張，並且包含了土質、水文的觀念，但目前發展時間較短、案例不多，以及各電廠有條件上的差異，因此法規目前少有較硬性的規定，以除役計畫導則為例，除了在 2011 年導入地下(subsurface)的觀念外，其他的規範與先前執照終止導則時期差不多，多是要求運轉單位在營運設計及程序上需盡可能減少污染及促進除役，並未針對運轉設計及程序上的直接指導。相較於 NRC 的法規，IAEA 對於地下水的規範較少，大多在提到土壤、沉積物及地表水的部分加入了地下水(groundwater)這個單字，並無找到特定針對地下水的章節。因此在法規的制定上，建議可以將目前需要監測土壤、地表水等法規上加入地下水的元素，並讓持照者自行判斷、研究該電廠的地質、水文特定來制定專屬於該電廠的地下水除役方針，再交由管制機關審查即可。

核電廠因意外洩漏造成的地下水污染事件，因氚移動性高的特性，從用過燃料池、管線聚集處、真空斷路器等結構洩漏後，氚容易隨著地下水流到洩漏地點之外，造成較大規模的污染。參考美國核電廠洩漏的經驗，由於長期微量的洩漏量較難檢測，但仍會對地下水造成重大影響，因此定期性的對容易洩漏點進行檢測，除了預防洩漏外，若能即早發現污染，污染則可以得到控制。除了定期檢測及設立監測控制之外，洩漏趨勢與追蹤程序可以更有效的強化洩漏監控系統，並提供洩漏變化的資訊。除此之外，任何無法解釋的洩漏變化(如：洩漏減少)，都必需仔細評估。

因為各核電廠區域特性不一，因此廠區內觀測井之數量、深度、和位置必須合乎廠址情況。監測計畫必須反映水平和垂直的地下水流動，一般來說，監測井必須設在上坡處(建立背景水平和偵檢來自其它來源的污染)、污染流內(追蹤溶質移動和濃度的變化)、及下坡處(證明預期污染流的活動或偵檢非預期的反應)。

管制機關可督促除役之持照單位針對地下水參數持續監測，持照單位成員可包含熟悉核電廠運轉、輻射安全、保健物理、地理地質等專家，審慎評估除役計畫中各項採取的行動，建立一套屬於該電廠完善安全的除役計畫，以保證核電廠除役間地下水遭污染的可能性降到最低。

(四)核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究

1. 臨界安全審查驗證研究

- (1) 以 MCNP 6.1 以及 SCALE 6.2.3/KENO-VI 蒙地卡羅程式，完成以 ENDF/B-VII 連續能譜中子截面庫之 Babcock & Wilcox 公司臨界實驗之驗證與比對。兩套軟體差異僅 135 pcm，且與實驗結果相比亦僅有 269 pcm 左右，證實分析技術之可靠性(表 4.1)。

表 4.1 與 B&W 臨界實驗進行 MCNP 與 SCALE 的驗證計算比較

Core I				
CASE	k_{eff}	Δ to expt. (pcm*)	Δ to K-4 (pcm)	Δ to MCNP (pcm)
BAW-1484-7 expt.	$1.00020 \pm 5.0 \times 10^{-4}$	-	-	-
BAW-1484-7 K-4	$0.99800 \pm 6.0 \times 10^{-3}$	-220	-	-
MCNP	$1.00188 \pm 3.2 \times 10^{-4}$	168	388	-
SCALE	$1.00053 \pm 3.9 \times 10^{-4}$	33	253	-135
Core II				
CASE	k_{eff}	Δ to expt. (pcm)	Δ to K-4 (pcm)	Δ to MCNP (pcm)
BAW-1484-7 expt.	$1.00010 \pm 5.0 \times 10^{-4}$	-	-	-
BAW-1484-7 K-4	$1.00700 \pm 4.0 \times 10^{-3}$	690	-	-
MCNP	$1.00155 \pm 3.0 \times 10^{-4}$	145	-545	-
SCALE	$1.00193 \pm 3.7 \times 10^{-4}$	183	-507	38
Core III				
CASE	k_{eff}	Δ to expt. (pcm)	Δ to K-4 (pcm)	Δ to MCNP (pcm)
BAW-1484-7 expt.	$1.00000 \pm 5.0 \times 10^{-4}$	-	-	-
BAW-1484-7 K-4	$0.99900 \pm 4.0 \times 10^{-3}$	-100	-	-
MCNP	$1.00269 \pm 3.1 \times 10^{-4}$	269	369	-
SCALE	$1.00186 \pm 3.3 \times 10^{-4}$	186	286	-83
Statistical Results				
Code	k_{eff}	Mean/Standard Deviation		
BAW-1484-7 K-4		1.00133 / 0.00493		
MCNP		1.00204 / 0.00059		
SCALE		1.144 00079		

*pcm (per cent mille)= 10^{-5}

(2) 針對所建立之 HI-STAR 100 護箱及設施進行各假想條件之臨界分析，其結果顯示，無論是正常無水、淹水、燃料偏移或是護箱移動等案例，均能確保此假想設施貯存之用過核子燃料可維持次臨界狀態($k_{eff,max} < 0.91588$)；顯示各分析案例與結果可滿足審查導則之要求。

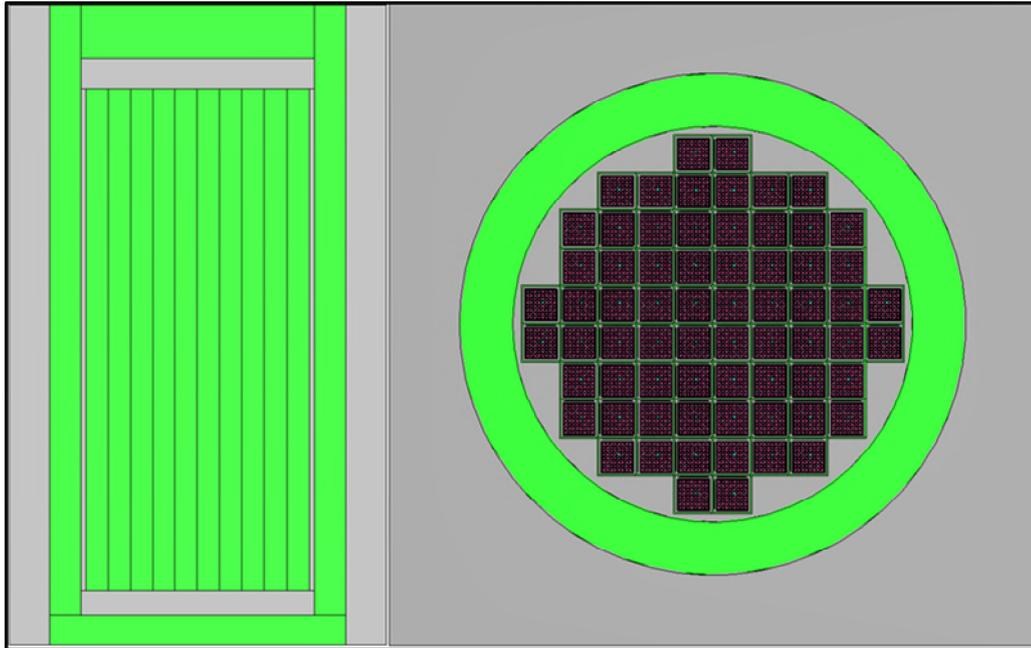


圖 4.1.1 HI-STAR 100 護箱臨界分析模式

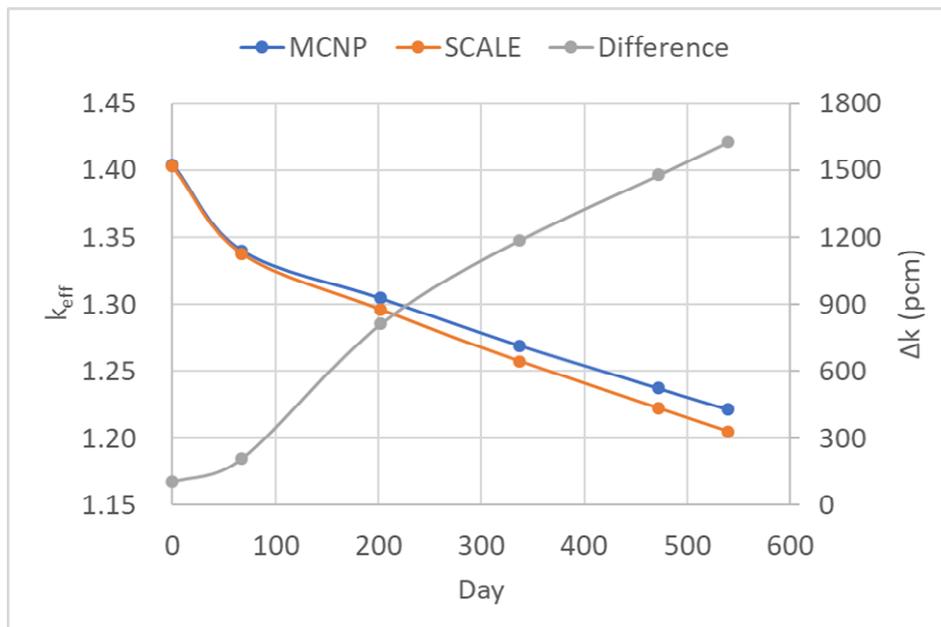


圖 4.1.2 MCNP 與 SCALE 計算不同燃耗下之 k_{eff} 差異圖

(3) 比較 MCNP 與 SCALE 兩者計算工具的臨界分析以及燃料燃耗計算結果，發現 MCNP 計算之 k_{eff} 值較 SCALE 程式高，尤其是燃料經燃耗後之狀態；此差異雖不影響臨界分析之結果，但可作為未來執行社失申請案之細部審查的參考依據。

2. 結構安全審查驗證研究

(1) 分別以 ANSYS(圖 4.2.1)和 SAP2000 (圖 4.2.2)程式建置室內乾貯設施廠房之結構與護箱系統的有限元素分析模型，並依法規要求設定相關的負載形式與組合進行結構分析。

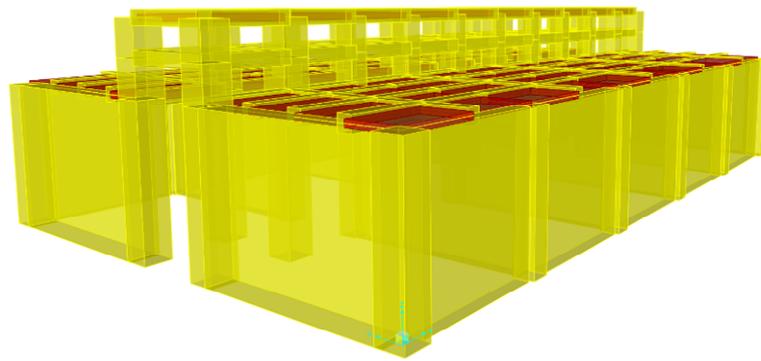


圖 4.2.1 廠房結構分析模型

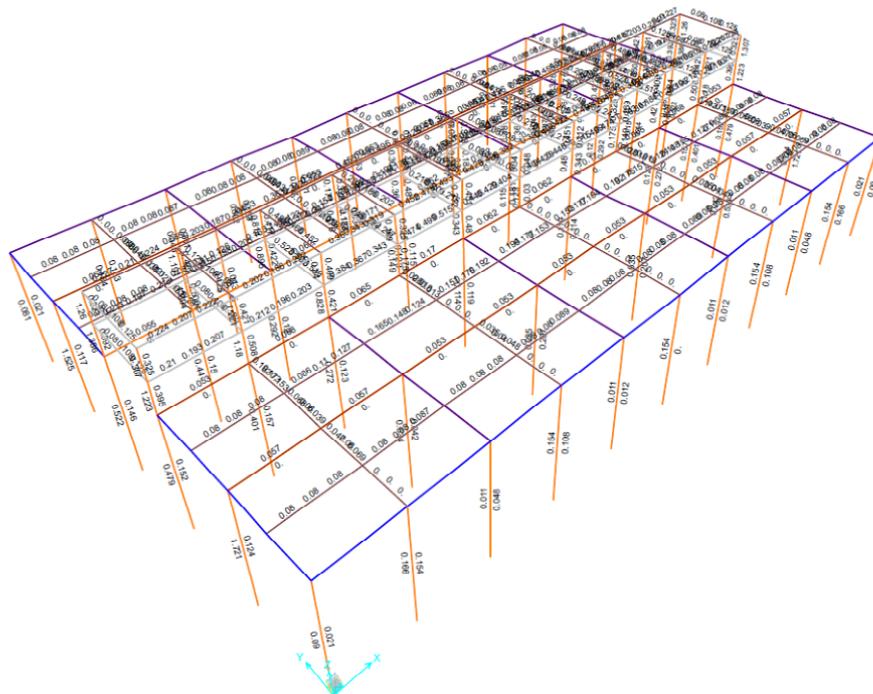


圖 4.2.2 廠房結構耐震分析結果

- (2) 依照審查導則要求，以「建築物耐震設計規範及解說」之規定完成廠房耐震分析，提出廠房建築物的地震力分析與結構動力分析之技術要點與應檢核事項，分析結果顯示假想案例之廠房設施設計，可滿足審查導則之要求。
- (3) 完成護箱系統的主要組件：燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)在設定負載組合下的應力分析(圖 4.2.3)，並依據 ASME 規範所定義的應力分類與接受準則完成檢核，經建立相關分析評估與驗證技術，並提出審查要項建議，分析結果可滿足審查導則之要求。

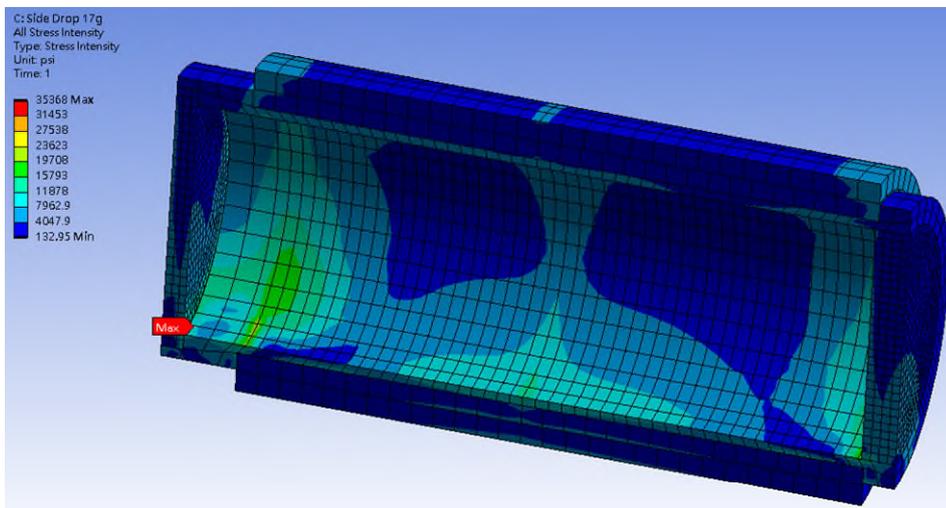


圖 4.2.3 護箱結構應力分析結果

3. 熱傳安全審查驗證研究

- (1) 針對貯存護箱與室內乾貯設施廠房完成評估模式之建置，建立整合廠房與護箱模式計算所需之評估方法論(圖 4.3.1)，並提出審查導則對於室內乾貯設施熱流分析之邊界條件與應檢視之技術項目。

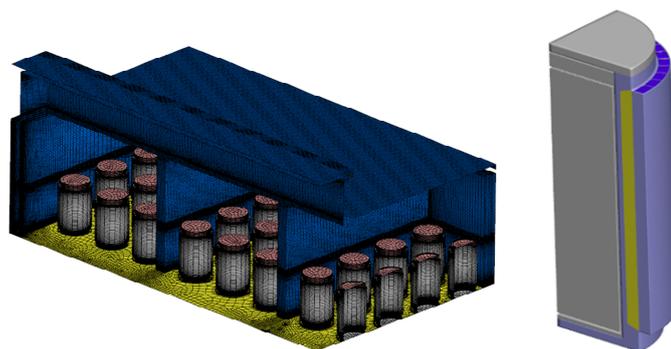


圖 4.3.1 廠房與護箱熱流分析模型

- (2) 利用 HI-STAR 100 安全分析報告，依循審查導則完成各假設狀態下之分析模式評估與驗證，並透過不同分析案例探討原安全分析所採用之保守假設，量化未考慮自然對流之假設條件對燃料護套溫度之餘裕度(~50°C)(表 4.3)。

表 4.3、HI-STAR 考慮自然對流與否之分析結果比對

元件名稱	未考慮自然對流 (°C)	考慮自然對流 (°C)
Fuel Cladding	393.0	340.9
MPC Basket	383.4	332.4
MPC outer Shell	158.1	123.1
HOLTITE-A	129.2	118.7
Overpack Inner Surface	112.4	111.0
BOLTED PLATE	69.3	117.6
Overpack bottom	108.9	72.4

- (3) 針對審查導則要求，完成裝載作業、貯存、異常與意外事故(包含水災、火災、絕熱案例)(圖 4.3.2)等假設事件之安全案例分析評估，並據以完成內部壓力計算，結果顯示各案例結果均可滿足審查導則之要求。

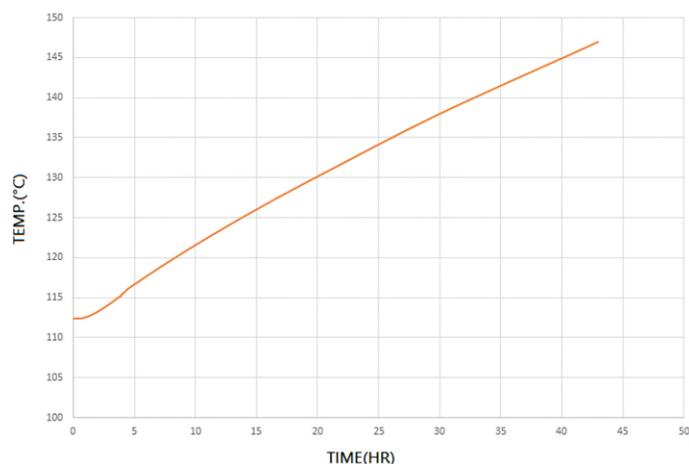


圖 4.3.2 假想性絕熱事故下之護箱中子吸收材溫升趨勢

4. 輻射屏蔽安全審查驗證研究

- (1) 完成 HI-STAR 100 護箱於正常貯存、護箱傾倒與中子吸收材散失兩意外事故下之護箱表面劑量率分布計算，其中該護箱側邊上下兩端區域劑量率較高，為輻射劑量的管制要點，分析結果亦顯示各劑量率結果皆可滿足審查導則之要求。
- (2) 完成 120 組護箱之大型室內乾貯設施輻射屏蔽模式之建立，該模式可針對大型輻射屏蔽分析問題進行一次性的運跑計算，可探討直接由護箱內射源經深穿透、輻射滲流與天空散射等作用後對設施外廠界之劑量率影響(圖 4.4)，可供物管局作為未來室內乾貯申請案之屏蔽分析平行驗證之用。
- (3) 完成廠房迷道和屏蔽結構牆對於設施周遭劑量率之貢獻探討，證實屏蔽結構牆有助於減少近 20 % 的劑量率貢獻；此外，分析結果亦證實室內乾貯設施的煙囪設計為對輻射滲流與天空散射的關鍵，可供作為未來強化設施結構、熱流與屏蔽之重要審查依據。

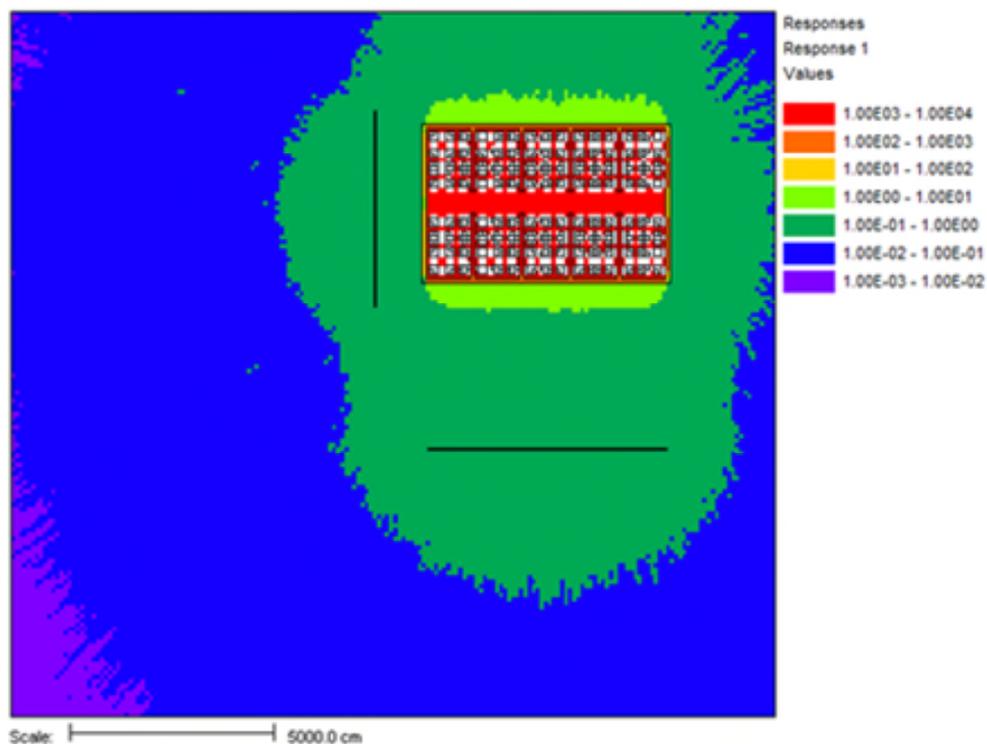


圖 4.4、乾貯廠房與廠界劑量分佈

(五)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

採集臺灣海域之海水、海生物以及沉積物(岸沙、河沙及海底沉積物)等樣品，由原能會輻射偵測中心負責分析樣品之放射性活度，並配合海洋物理模式、海洋化學等參數，探討臺灣鄰近海域之輻射現況的影響因子。此外，將輔以海洋洋流、氣候、季節等資訊，以模式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，108年已於臺灣海域內執行取樣及分析作業，共計有海水167件、沉積物(含岸沙、河沙及海底沉積物)88件及海產物178件，放射性分析測值彙整如表5.1，分析結果皆在環境背景變動範圍內，無輻射異常現象。

臺灣海域輻射背景調查策略，可分為海水、沉積物(岸沙、河沙及海底沉積物)、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，並積極追蹤人工放射性核種之來源，以健全臺灣海域環境輻射背景全貌並建立追蹤鑑別人工放射性核種來源的能力。

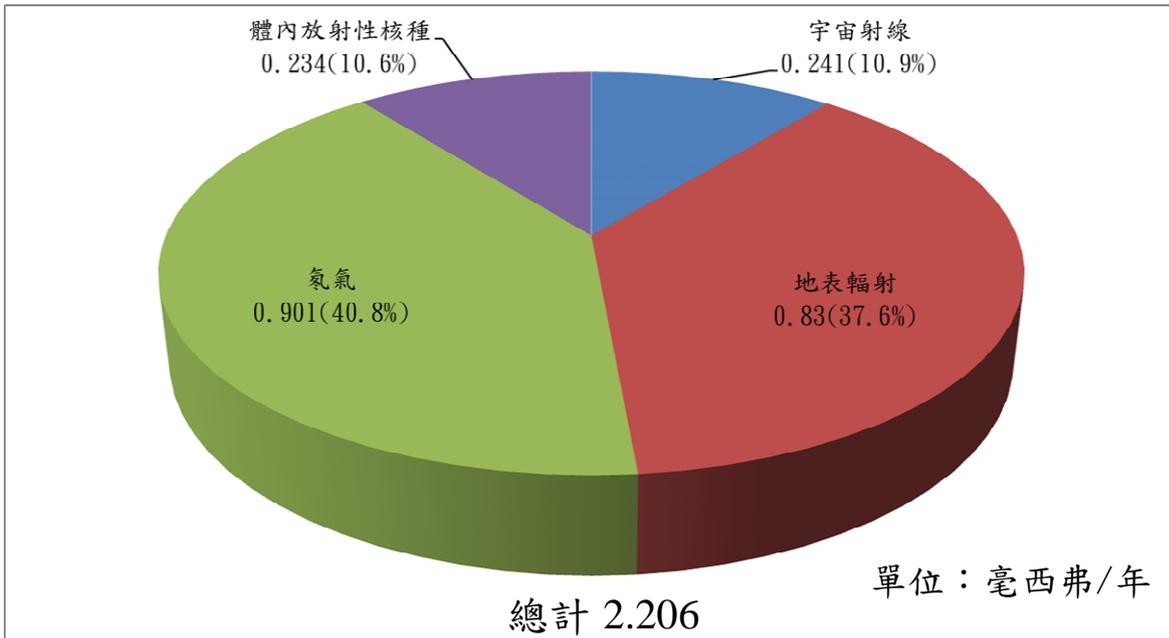
表5.1 臺灣鄰近海域樣品加馬能譜分析結果

	海水 (Bq m ⁻³)	沉積物 (Bq kg ⁻¹)	海生物 (Bq kg ⁻¹)
Cs-134	-	-	-
Cs-137	0.68~2.20	0.06~0.88	MDA ~0.74

註：“-”表示小於最低可測活度(MDA，海水Cs-134 MDA=0.5 Bq m⁻³、沉積物Cs-134 MDA值為0.09 Bq kg⁻¹，海生物Cs-134 MDA=0.03Bq kg⁻¹，海生物Cs-137 MDA=0.04Bq kg⁻¹)。

2. 國民輻射劑量評估

108 年度國民輻射劑量評估計畫，包含天然游離輻射及醫療輻射，目前調查所得之天然游離輻射造成國民輻射劑量總計 2.206 毫西弗/年，各來源占天然游離輻射劑量之貢獻比例如圖 5.2.1。後續除再補充量測補強部分區域之數據外，也會持續探討其他人造核種的影響，醫療輻射劑量評估尚在進行中，整體初步結果如下：



圖

5.2.1 初步再評估天然游離輻射造成之國民輻射劑量

- (1) 宇宙射線：宇宙射線劑量包含中子宇宙射線及游離輻射成分，綜整 27 處不同海拔高度之量測結果，中子宇宙射線所造成國民每年人均有效劑量為 0.069 毫西弗/年，游離輻射成分所造成國民每年人均有效劑量為 0.172 毫西弗/年，宇宙射線所造成國民輻射劑量為 0.241 毫西弗/年，占天然游離輻射之 10.9%；後續規劃增加北部山區之量測，再將數據納入，以提高評估結果的代表性。
- (2) 地表輻射：地表輻射包含戶外地表輻射及室內地表輻射，綜整 421 處戶外及 50 處室內的量測結果，地表輻射之年有效劑量為 0.83 毫西弗/年，占天然游離輻射之 37.6%。後續將補強外島之調查量測，再納入現有數據重新評估。
- (3) 氡氣：依據目前已完成之 279 處室內氡氣量測結果，國內住宅氡氣濃度平均每立方公尺 19.3 貝克，依國際輻射防護學會(ICRP)基於 103 號報告新公布之劑量轉換因子，換算年劑量為 0.901 毫西弗/年，占天然游離輻射之 40.8%。由於國外資料顯示地下室較容易累積偏高的氡

氣，而住宅調查數據以臥房及客廳為主，沒有地下室數據，因此今年度也對地下室空間進行調查，但考慮國人的活動特性，主要調查地點都是營業場所，共完成 17 處之地下室室內氬氣量測；調查結果顯示地下室空間氬氣濃度約為 41 貝克/立方公尺，高於住宅調查結果，但因營業空間占用因子較少，推估所導致之劑量應不致影響前述國民平均年劑量值。

(4) 體內放射性核種：考慮核種代表性，本計畫主要評估消費性食品吸入鉀 40 全身有效劑量等，計算出體內放射性核種所造成年均有效劑量為 0.234 毫西弗/年，占天然游離輻射之 10.6%。後續擬探討鈾、鈾系列核種可能造成的體內劑量。

(5) 醫療輻射：

a. 了解健保資料庫的人數取得與八大類子項對應：於 108 年 4 月取得衛生福利部人體試驗委員會核可同意本研究之進行，7 月取得衛生福利資料科學中心健保資料庫使用同意。為對應本計畫的八大類醫療輻射分類，完成健保資料庫代碼整理(表 5.2.1)，針對健保資料庫資料編寫專用程式(圖 5.2.2)，分次於 10 月 5 日、10 月 25 日、11 月 22 日至健保資料庫進行資料庫數據收集(表 5.2.2)。

b. 醫療院所實地量測與調查：已完成 2 家取樣醫院的 16 個類別醫院次之前測與實測數據。取樣作業內容繁瑣，須完成包含：(i)全台北、中、南、東各級醫療院所名單整合並聯絡徵詢有意願合作的取樣醫院，(ii)拜訪取樣醫院，現場說明及場勘，需配合院方行政流程，(iii)預約取樣時間，不影響臨床作業為主，(iv)製作核醫藥物活度統計表及各類設備取樣表格，經前測取樣以修改、簡化並精進取樣表格，(v)現場量測不同設備之劑量顯示值包括：介入性透視攝影(心臟類)設備、介入性透視攝影(非心臟類)設備、傳統透視設備、一般 x 光設備、牙科設備...等不同階段的工作，方能使得實測取樣順利進行。其中取樣作業階段(i)聯絡醫院之部分，需耗時 3 個月，以符合並完備該院同意取樣的行政與管理程序；取樣作業階段(ii)與(iii)的現場取樣與相場量測，需配合實際臨床業務的空檔，因此完成 1 個類別醫院次約需 2 個月。本計畫努力與取樣醫院協調，盡可能於最有效率且不干擾醫院作業的狀況下完成所有作業，今年度已完成 16 個類別醫院次的取樣資料收集。目前全台北、中、南、東同意合作之醫療院所共 9 家醫院，含 2 家已完成取樣的醫院，持續徵詢其他醫療院所加入取樣合作醫院之意願。

表 5.2.1、健保資料庫代碼整理表(檢查代碼與簡化)：以一般 X 光攝影檢查為例

32001C	胸腔檢查 (包括各種角度部位之胸腔檢查)	Chest PA & Lat.
32002C	胸腔檢查 (包括各種角度部位之胸腔檢查)	
32003C	胸腔後前位及兩側斜位檢查 (銀餐)	
32004C	胸鎖關節檢查, 單側	Clavicle AP
32005C	胸鎖關節檢查, 雙側	
32006C	腎臟、輸尿管、膀胱檢查	KUB
32007C	腹部檢查 (包括各種姿勢之腹部檢查)	Skull AP & Lat
32008C	腹部檢查 (包括各種姿勢之腹部檢查)	
32009C	頭顱檢查 (包括各種角度部位之頭顱檢查)	
32010C	頭顱檢查 (包括各種角度部位之頭顱檢查)	C-spine AP T-spine AP L-spine AP
32011C	脊椎檢查 (包括各種角度部位之頸椎、胸椎、腰椎、薦椎、尾骨及薦髂關節等之檢查)	
32012C	脊椎檢查 (包括各種角度部位之頸椎、胸椎、腰椎、薦椎、尾骨及薦髂關節等之檢查)	
32013C	肩部骨頭及關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	Shoulder AP
32014C	肩部骨頭及關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	
32015C	上肢骨各處骨頭及關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	模擬假體無上肢
32016C	上肢骨各處骨頭及關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	
32017C	下肢骨各處骨頭及關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	Femur AP & Lat Knee AP & Lat Tibia AP & Lat
32018C	下肢骨各處骨頭及關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	
32019C	關節測量術	
32020C	分層關節測量術	Ankle AP & Lat Foot AP & Lat
32021B	長骨普查攝影	Pelvis AP Hip AP
32022C	骨盆及髖關節檢查 (包括各種角度與部位之檢查)	

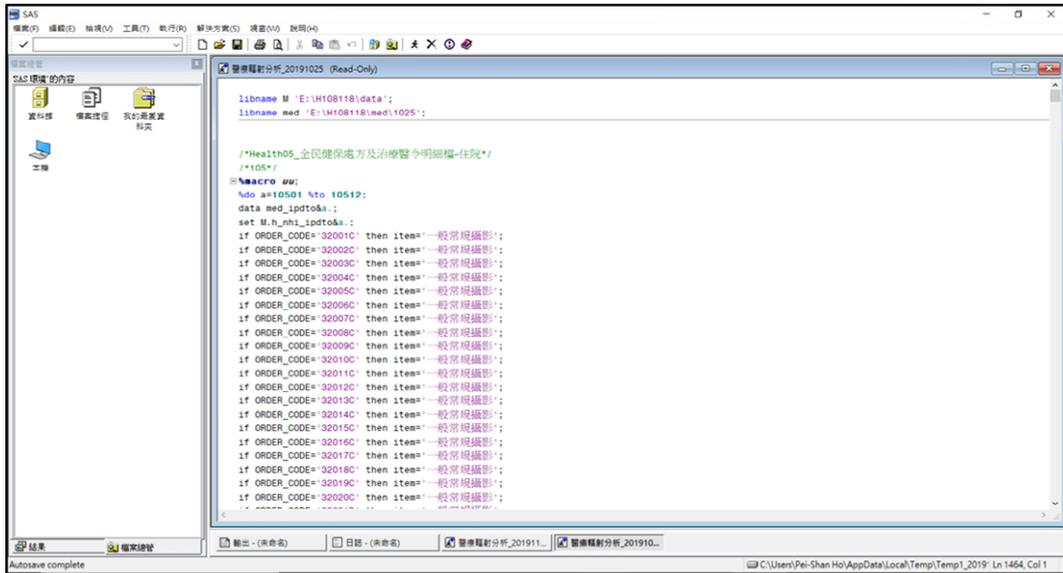


圖 5.2.2 SAS code demo

表 5.2.2 健保資料庫資料

年度	住院醫令		牙科醫令		西醫醫令	
	105	106	105	106	105	106
一般常規攝影	4610210	4814192	7593	8024	21968048	22660188
以電腦斷層測	422366	451282	7704	7568	1469468	1605748
心因性介入透視	213524	230570	--	--	2761	2573
非心因性介入	136762	144795	182	177	86480	93000
核子醫學(NM)	121258	132518	4540	4309	446934	478458
常規透視 X 光	100883	107549	7	5	254516	260926
牙科攝影	15491	16947	1938765	2084349	10048	10493
乳房攝影	3731	4188	--	--	211660	234911
總計	5624225	5902041	1958791	2104432	24449915	25346297

c. 建構劑量評估模型：108 年已完成心臟類介入性透視攝影檢查、非心臟類介入性透視攝影檢查、傳統透視攝影檢查、牙科攝影檢查劑量評估模型之建置。劑量評估模型建構流程如圖 5.2.3，前置流程包含：蒐集、閱讀、整理國際相關文獻資料，購置、交貨、驗收劑量模擬軟體，使用劑量模擬軟體模擬建立介入性透視攝影（心臟類）、介入性透視攝影（非心臟類）、傳統透視攝影、牙科

攝影劑量評估模型。

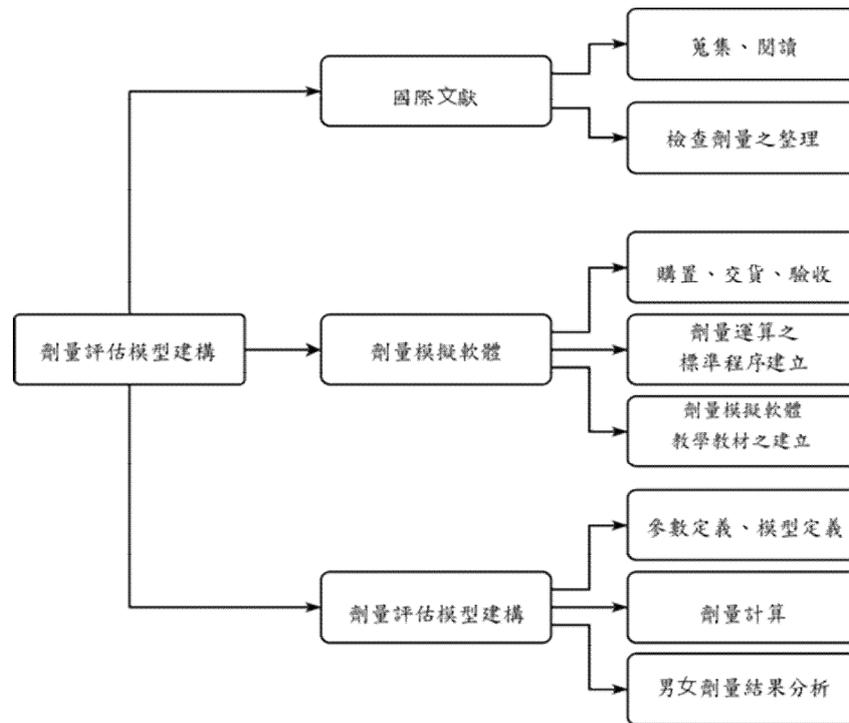


圖 5.2.3 劑量評估模型建構流程

(6)消費性產品：吸菸輻射劑量先期評估

衛生福利部國民健康署於民國 92 年開始進行「國人吸菸行為調查」計畫，並自 105 年開始調查抽菸人口每天抽菸根數，目前統計資料公布到 106 年。根據國健署取得的調查結果(圖 5.2.4)，抽菸習慣部分，男性以每天一包的人數最多，女性則為每天半包。

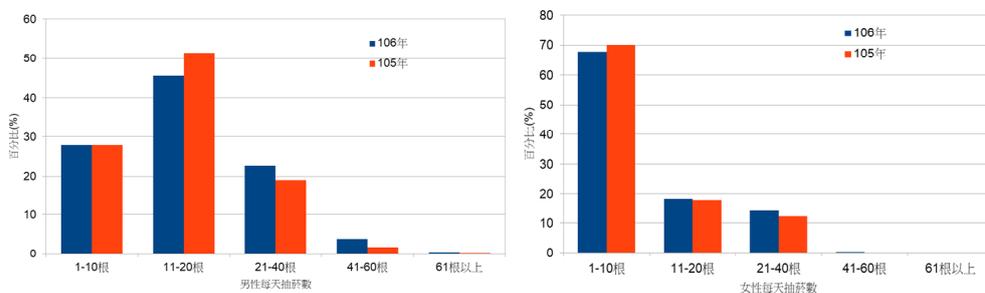


圖 5.2.4 國人抽菸人口每天抽菸根數統計結果(左)男性(右)女性

此外，國健署統計結果資料也顯示，近 10 年的抽菸人口比例如圖 5.2.5 所示，不論男女都呈下降的趨勢，且男性抽菸人口比例約為女性的 10 倍。由此可預期吸菸造成國人平均輻射劑量的結果，女性遠低於男性。

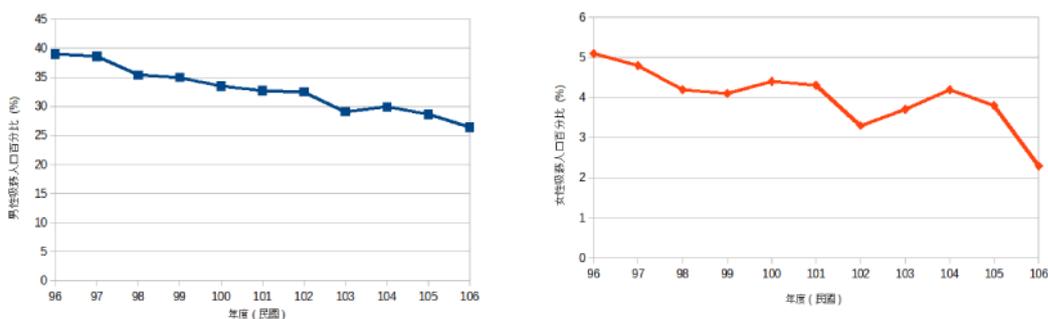


圖 5.2.5 近 10 年國人抽菸比率(左)男性(右)女性。

輻射偵測中心於民國 98 年購買國內常見 22 種香菸品牌，分析其鈾 210 濃度範圍在每公斤 16.44 到 24.17 貝克。每根香菸重量約 0.7 克，換算每根香菸鈾 210 含量範圍在 11.51 到 16.92 毫貝克之間，平均為 14 毫貝克。假設鉛 210 與鈾 210 達平衡，換算國人因吸菸平均年輻射劑量男性為 0.119 毫西弗，女性為 0.006 毫西弗，全體國民人口平均年劑量 0.062 毫西弗。

目前基於 ICRP 103 號報告的體內劑量轉換因子，僅公布輻射工作人員的部分，鈾 210 及鉛 210 相較於目前的職業曝露劑量轉換因子降低了一半左右。預期未來公布的一般民眾劑量轉換因子也會降低約 50%。目前先期劑量評估結果仍是基於 ICRP 60 號報告的現行劑量轉換因子，將持續注意劑量轉換因子之調整、吸菸習慣調查結果之趨勢以及香菸中鈾 210 含量之確認。

(7) 食品中人造核種銻 90 輻射劑量先期評估

銻是環境中常見的鹼土族元素，其穩定同位素包括銻 84(0.6%)；銻 86(9.9%)；銻 87(7.0%)及銻 88(82.5%)。其化學特性與同樣為鹼土族的鈣元素相似。放射性銻包括半化期 29.1 年的銻 90；半化期 50.52 天的銻 89 及半化期 64.84 天的銻 85，都是自核工業開始發展後才在環境中出現。環境中的放射性銻來源，可分為全球性落塵與設施區域性排放兩大類。

民國 104 到 108 年五年期間針對市場上 10 大類主要消費食品取樣銻 90 分析結果，整理如表 5.2.3。劑量轉換因子採用基於 ICRP 60 號報告的現行劑量模式，推算國人經由攝食銻 90 造成的年劑量為 2.64×10^{-4} 毫西弗，主要劑量來源為水果，其次是米與麵粉。相較於其他天然輻射核種所造成之體內輻射劑量如上述氬氣與吸菸之劑量，食品中的人造核種銻 90 所造成的劑量幾乎可忽略。目前基於 ICRP 103 號報告的體內劑量轉換因子，僅公布輻射工作人員的部分，相較於目前的銻 90 職業曝露劑量轉換因子，新的轉換因子降低了約 15%。預期未來公布的一般民眾劑量轉換因子也會調降。

表 5.2.3 台灣地區消費市場主要食品銻 90 含量與年劑量評估

類別	銻 90 濃度 (鮮奶:貝克/升，其餘貝克/公斤)			年食用量 (鮮奶:升/年， 其餘:公斤/年)	年劑量 (毫西弗)
	最大值	最小值	中位值		
米	0.0628	小於偵測極限	0.0313	45.43	3.98E-05
葉菜	0.0865	小於偵測極限	0.0216	42.93	2.60E-05
鮮奶	0.0665	小於偵測極限	0.0210	18.74	1.10E-05
水果	0.0775	小於偵測極限	0.0238	129.6	8.64E-05
豬肉	0.0331	小於偵測極限	0.0116	36.50	1.19E-05
雞蛋	0.0507	小於偵測極限	0.0243	18.48	1.26E-05
雞肉	0.0873	小於偵測極限	0.0151	34.26	1.45E-05
根(莖)類	0.1388	小於偵測極限	0.0173	40.24	1.95E-05
魚肉	0.0382	小於偵測極限	0.0082	12.42	2.85E-06
麵粉	0.0603	小於偵測極限	0.0373	38.05	3.97E-05
合計					2.64E-04

(六)性別主流化推動

為落實計畫性別主流化，改善理工科技以男性居多現象，108年召開工作會議時，亦邀請性平專家學者與會，對於各工作小組成員之性別比例、委外廠商落實性平要求、工作事項之性別友善、以及資料庫欄位涉及多元族群標記等進行諮詢討論（詳如附件 1~3 會議紀錄），並就性平待辦事項列管追蹤，於每季執行進度檢討會議或實地查證時進行檢核確認，以務實將性別主流融入計畫執行各項環節，具體推動措施如下：

1. 工作團隊成員應力求提升女性的參與機會，以培養弱勢多元人才。
2. 研究團隊人員於出國交流時，可從性別觀點協助統計各國與會代表之性別比例作為我國借鏡參考。
3. 招標廠商時，廠商落實性別平等工作法等相關法案情形亦應一併納入考量。
4. 國民劑量評估部分，可蒐集國際間對於不同族群劑量評估（如人種、地域、性別、敏感器官、成人兒童等差異）之文獻，以彌補國內資料及研究之不足，並評估健保署納入族群之識別資訊，或透過其他政府機關之統計資訊進行交叉分析。

附件 1、108 年第 1 次工作會議紀錄

108 年「強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究」

第 1 次工作會議會議紀錄

會議日期：108 年 3 月 26 日星期二

會議時間：AM 10:00~11:00

會議地點：行政院原子能委員會 2 樓會議室

主持人：陳志平副處長

性平委員：吳嘉麗教授

出席人員：高莉芳科長、劉祺章技正、林琦峰技正、

江庚晏副研究員、李博修技士、楊偉鑫技士

紀錄：林歲士技士

報告及討論事項：

- 一、年度工作事項及執行概況
- 二、列管事項及查核點
- 三、性別主流化推動

會議決議：

- 一、本計畫屬會管制計畫，後續執行情形、實地查證及績效評估作業，請各分項計畫主政單位協助資料填報及會議出席作業，另計畫內各委託研究計畫請依規定確實登載 GRB 系統，並配合期中查核、研究報告公開及成果發表事宜。
- 二、計畫委託研究經費佔大宗，各委辦計畫單位請確實掌控委外進度及經費撥款時程，避免因撥款延宕造成進度落後之情事。

三、案內涉及性別主流化推動事項，請各單位務必納入後續執行及參考：

- (一) 國民劑量評估部分，建議蒐集國際間對於不同族群劑量評估（如人種、地域、性別、敏感器官、成人兒童等差異）之文獻，以彌補國內資料及研究之不足，另可建議健保署納入族群之識別資訊，或透過其他政府機關之統計資訊進行交叉分析。
- (二) 工作團隊成員應力求提升女性的參與機會，以培養弱勢多元人才，請各單位於第 2 次工作會議前提供研究團隊及人才培育之性別統計資料。
- (三) 研究團隊人員於出國交流時，可從性別觀點協助統計各國與會代表之性別比例。
- (四) 招標廠商時，廠商落實性別平等工作法等相關法案情形亦應一併納入考量。
- (五) 性別指標「確保國際參與及人才培育受益者之性別衡平性」建議修正為「性別比例差異以 25% 為目標」，以資明確，另對於性別參與比率可觀察長期趨勢變化提出精進目標。

四、有關環境輻射調查資料庫建置，包含資料庫欄位定義及參數設定等，因涉及未來政府環測資料整合，請偵測中心於第 2 次工作會議簡報執行現況及後續規劃，俾討論可行性作法。

附件 2、108 年第 2 次工作會議紀錄

108 年「強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究」

第 2 次工作會議紀錄

會議日期：108 年 6 月 28 日星期五

會議時間：AM 10:00~11:00

會議地點：行政院原子能委員會 7 樓會議室

主持人：陳志平副處長

性平委員：吳嘉麗教授

出席人員：蔣焜淵技正、林琦峰技正、吳東岳副研究員、

劉任哲技士

紀錄：林歲士技士

報告及討論事項：

- 一、追蹤事項暨執行檢討
- 二、海域輻射調查及國民輻射劑量評估簡報
- 三、海域輻射資料庫建置規劃及整合討論

會議決議：

- 一、第 1 季執行進度落後主因為委託研究第 1 期款未能如期撥付，請各單位加強控管後續第 2、3 期款經費撥款時程，另 109 年各委辦案請於 108 年底前完成前置規劃，避免類似情事再發生。
- 二、委託研究計畫尚未完成 GRB 登錄者，請各委託單位儘速通知計畫主持人補登，內容如有異動，亦應即時更新。另尚未繳交計畫期中查核表者，請於 8 月 31 日前繳交綜計處彙辦。

三、海域輻射調查：

- (一) 海域調查所建置資料建議可考量長期趨勢及民眾關切議題，如福島核災、大陸沿海核電廠或蘭嶼貯存場之影響，進行時間曲線變化分析，藉由調查結果驗證，強化民眾信心。
- (二) 海水取樣作業應確保取樣人員安全及防護措施，如避免落海、救生衣穿戴等。
- (三) 請偵測中心強化與海委會及國內海研機構之協調與合作，俾利後續國內海洋資料庫之介接與共享，另納入國際海域輻射調查經驗(如 IAEA MARiS)參考，並於下次工作會議就辦理情形進行簡要說明。

四、國民劑量評估：

- (一) 國民輻射劑量評估遭遇受測單位意願不高問題，請偵測中心加強溝通及隱私保護，或透過第三方單位協助處理，俾澄清受測單位之疑慮。
- (二) 國民輻射劑量評估建議多方參考國際資料格式及評估方法，俾進行結果比較及驗證。
- (三) 國民劑量評估涉及性別族群者，如乳房攝影，可考量就其分布及趨勢進行分析。
- (四) 受限健保資料庫資訊不足無法進行族群差異分析，建議可就其遭遇困難及建議事項回饋於研究成果說明，俾供政府有關部門參考。

- 五、本計畫核電廠除役管制技術研究部分，請綜計處協調有關單位於第3次工作會議進行簡報。另提出研究團隊主持人、研究人員及助理等之性別分析資料。

附件 3、108 年第 1 次工作會議紀錄

108 年「強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究」

第 3 次工作會議紀錄

會議日期：108 年 8 月 20 日星期二

會議時間：AM 10:30~ PM 3:00

會議地點：國立清華大學綠能館 204 室、核能研究所 008 館 2 樓
會議室

主持人：陳志平副處長

性平委員：吳嘉麗教授

出席人員：梁正宏教授（趙得勝博士代理）研究團隊、
許榮鈞教授（曾永信博士代理）研究團隊、
劉鴻鳴博士研究團隊、梁鑫京博士研究團隊、
吳景輝科長、鄭永富科長、林駿丞技士
李博修技士、楊偉鑫技士

紀 錄：林歲士技士

報告及討論事項：

- 一、追蹤事項暨執行檢討
- 二、核電廠除役管制技術研究執行現況簡報
- 三、綜合討論及現地勘查

會議決議：

- 一、第 2 季執行進度及經費支用率符合原預期目標，感謝研究團隊之努力，各委託研究計畫第 3 季應撥付第 2 期款者，請相關單位確實於期限內完成撥款事宜。

- 二、各分項計畫應於年底達成關鍵績效指標(KPI)，請於會後盤點是否可於年底前達標，尤其論文、人才培育及技術報告部分，如有相關困難請逕洽綜計處協處。
- 三、本計畫第4季應完成績效報告，嗣後請各單位依綜計處通知時程研提主要績效成果，邇來外界關切本會研究成果對於原子能安全管制政策之助益及應用實績，務請相關管制單位屆時強化研究成果之於機關管制需求及具體作為之效益論述。
- 四、各委託研究計畫期末報告如有引用招標規範及本計畫中長程個案計畫內容者，請註明引用出處。
- 五、請核研所於會後補充計畫研究團隊及保健物理組性別統計資料。

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
機器人於核電廠之應用與關鍵技術	許怡儒	2019	B	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
美國 Humboldt Bay 電廠 MARSAME 應用簡介	蔣安忠	2019	B	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
核能電廠除役之 304 與 304L 不銹鋼電化學除污研究	曾柏鈞	2019	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
使用 TRACE 模擬程式建立金山核能電廠除役過渡階段之用過燃料池模型與嚴重事故分析	沈柏如	2019	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
Dose Rate Evaluation of Two Modified Options for the Dry Cask Storage at Chin Shan Nuclear Power Plant Using a Hybrid Deterministic/Monte Carlo Method	Po-Chen Lai(賴柏辰)	2019	F	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
Comparing the Performance of Two Hybrid Deterministic/Monte Carlo Transport Codes in Shielding Calculations of a Spent Fuel Storage Cask”, Nuclear Engineering and Technology	Po-Chen Lai(賴柏辰)	2019	D	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
Spreading of Fukushima Cs-137 to north of Taiwan by way of recirculated Kuroshio Tropical Water.	陳鎮東	2019	E	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
Occupational radiation dose to the eye lens of physicians from departments of interventional radiology	蔡惠予	2019	C	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
核能研究機關之利益衝突迴避機制	核安管制技術支援機構利益衝突迴避之自律及資訊透明機制。	B	是	國際合作及技術交流
國際除役經驗與風險分析	依法規類、技術類、非技術類之國際除役經驗研析，提出管制經驗回饋與建議，並依重要度分為 A、B、C 三個等級。	C	是	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
國際除役技術指引和法規彙整	由美德日法等國之除役法規研析結果，提出法規面及執行面的管制建議。	C	是	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

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
室內乾貯安全分析技術團隊	國立清華大學	B	A	2019	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
海洋調查團隊	國立中山大學、海洋委員會、環保署	B	A	2017	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估

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
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

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
王建傑	國立清華大學 工程與系統科學系	A	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
房博文	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
林玄侃	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
陳威佑	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
江政鉉	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
羅揚	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
卓峰毅	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
陳亦鎮	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
高偉陞	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
曾柏鈞	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

姓名	機構名稱	學歷	性質	成果歸屬
黃仁暉	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
吳維陞	國立清華大學 工程與系統科學系	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
沈柏如	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
林子翔	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
姜治嘉	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
林上智	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
葉思恩	國立清華大學 核子工程與科學研究所	A	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
江秉修	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
林瑋勛	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	B	核電廠除役管制 各階段工程技術 與分析應用研究
賴柏辰	國立清華大學 核子工程與科學研究所	A	C	核電廠除役之室 內乾貯安全分析 平行驗證研究
黃昱翔	國立清華大學 原子科學技術發展中心	A	C	核電廠除役之室 內乾貯安全分析 平行驗證研究
楊子毅	國立清華大學 核子工程與科學研究所	A	C	核電廠除役之室 內乾貯安全分析 平行驗證研究
王文豫	國立清華大學 核子工程與科學研究所	A	C	核電廠除役之室 內乾貯安全分析 平行驗證研究

姓名	機構名稱	學歷	性質	成果歸屬
李慈安	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
陳立軒	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
潘昭銘	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
溫妍婷	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
蔡柏澍	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
李郁萱	國立清華大學 核子工程與科學研究所	B	C	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
林晉生	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
詹前軒	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
李孟泰	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
廖于萱	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
簡佳玉	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
宋其勳	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

姓名	機構名稱	學歷	性質	成果歸屬
				評估
黃偉智	國立海洋大學 環境生物與漁業科學系	B	C	海陸域輻射調查 及國民輻射劑量 評估
田維婷	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
謝佳穎	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
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

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
國際核安管制與核能研究機構之組織分工及合作	程明修	2019	B	國際合作及技術交流
除役作業場所輻射分析之審查技術研究	劉鴻鳴	2019	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
停機過渡階段放射性廢氣液體排放計畫審查與視察程序研究	許玉霞	2019	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究	盧苡欣、黃珮吉	2019	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
核設施除役輻射偵測數據品質目標技術研究	黃珮吉	2019	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制	黃毓皓、郭瓊文、林庭安	2019	D	核電廠除役管制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
國際除役技術指引和法規彙整之管制研究	劉代欽、張似璫、陳瑋	2019	D	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
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、王美雅	2019	D	核電廠除役管制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及相關特性研析	許文勝、楊融華、沈柏如、陳韶萱、吳忻融、吳尚謙、趙得勝、梁正宏	2019	D	核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究
臨界安全審查驗證研究報告	林宗逸	2019	D	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
結構安全審查驗證研究報告	范政文	2019	D	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
熱流安全審查驗證研究報告	曾永信	2019	D	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
屏蔽安全審查驗證研究報告	許榮鈞、賴柏辰	2019	D	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究
國民醫療輻射劑量調查研究報告(1/4)	蔡惠予、張似璫、陳拓榮、吳威德	2019	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
國民輻射劑量評估報告(天然游離輻射)(1/4)	劉任哲、劉祺章	2019	C	海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估
108 年台灣海域輻射背景調查計畫報告	陳鎮東、李明安、詹森、楊穎堅、黃蔚人	2019	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108 年度執行成果報告	周政毅、李明達、蔡文賢	2019	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
「核設施除役與輻射特性調查」專業技術訓練課程	A	A	2019	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
「除役作業場所輻射分析之審查技術研究」教育訓練	A	A	2019	國立清華大學	否	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
「乾貯設施安全分析驗證研究」教育訓練	A	A	2019	國立清華大學	否	核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究

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
多功能履帶載台架設與操作報告	A	李耀民	2019	核能研究所	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 技術報告、B 檢驗方法；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【K 規範標準及政策法規草案制訂表】

名稱	類別	制定及參採情形	應用範圍	成果歸屬
「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)」草案	A	B	D	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究
「核子反應器設施除役輻射特性調	A	C	B	核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

查偵檢計畫 導則與審查 導則」				
-----------------------	--	--	--	--

註：類別分成 A 規範、B 標準、C 法規、D 政策；制定及參採情形分成 A 參與草案或建議方案制訂、B 草案經採納或認可通過、C 發表或公告實施、D 草案存參、E 其他；應用範圍分成 A 機構內、B 國內、C 國際、D 未發表；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
海域樣品輻射調查			433	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。