

# 114 年度政府科技發展計畫

## 績效報告

(D006)

計畫名稱：核電廠運轉與除役安全管制及獨立驗證技術發展  
(2/4)

執行期間：

全程：自 113 年 01 月 01 日至 116 年 12 月 31 日止

本期：自 114 年 01 月 01 日至 114 年 12 月 31 日止

主管機關：核能安全委員會

執行機關：核能安全委員會核安管制組,核能安全委員會輻射防護組

## 114 年度政府科技發展計畫審查意見辦理情形表(檔案上傳)

序號	審查意見	辦理情形
壹、計畫實際執行與原計畫目標符合程度		
1	<p>本計畫大抵依規劃執行，績效報告(書)表格裡針對兩個計畫目標及其下三個預期關鍵成果，包括：</p> <p>(1) 精進國內核電廠除役期間對地震與海嘯危害；(2) 地下水防護安全管制技術；(3) 建立國內核電廠除役輻射偵測獨立驗證技術。皆為因應國內進入核能電廠進入除役階段，而且面對全球氣候變遷，極端氣候日漸頻繁而訂立。其中(1) 透過研析美、日機率式風暴潮水災及洪水危害評估技術研析，完成核電廠風暴潮水災與地震型之複合型水災之分析技術並提出管制建議。(2) 透過地下水監測井代表性水樣選取、洗井、採樣、樣品運輸及儲存等技術之研析，提出核電廠地下水防護管制建議。(3) 透過探討輻射偵檢儀器構造、靈敏度及固態基質中低活度核種之應用，完成精進核電廠除役輻射特性調查的能力。雖表格內「年度計畫目標達成情形(含重大效益)」所呈現各細部計畫成果鮮見亮點，但也無法讓人否決執行機關自評所提到的「本計畫 114 年已達成預期目標。」顯可接受。</p>	<p>感謝委員肯定。</p>
貳、計畫經費運用之妥適度		
2	<p>依據績效報告，本計畫年度預算 43,323 千元，實支 41,311 千元，節餘 2,012 千元，年度執行率 100%，年度經費表標註之一提到「節餘數：係指執行政府節約措施、辦理招標、匯率變動或工程完工，致經費節餘未辦理保留者。」報告裡的「經費支用說明」則提到：</p> <p>「一、有關本計畫分配數已於 115</p>	<p>感謝委員建議。有關績效報告內經費支用說明提及本計畫曾辦理兩次計畫變更，係因計畫結案前配合購置實驗設備所需，部分經費自經常門流用至資本門使用，將依委員建議於報告中增列說明。</p>

	<p>年 1 月 12 日申請計畫變更，然因後續仍有經費流用，申請辦理第二次計畫變更，以符合實際情形。</p> <p>二、第二次計畫變更後之年累計分配數經常門為 41952 千元、資本門為 1371 千元。」以上提到的數據與說明無法讓一般人全然瞭解，但執行機關長期執行此類計畫，想必符合法規且有其憑據，以後如果能多加說明更佳。</p>	
3	<p>細部計畫 1 經費之執行率為 93.47%，餘則均為 100%。唯細部計畫 2 材料費之決算數則逾預算數。雖略有差異，但仍可接受。</p>	<p>感謝委員肯定。</p>
<p>參、計畫主要成就及成果（重大突破）之價值、貢獻度及滿意度</p>		
3	<p><b>【量化績效指標達成情形】</b></p> <p>可能係 OKR 管理取代原有 KPI 管理方式，績效報告並未以特別段落呈現本計畫年度量化績效指標達成情形，但因計畫分三個細部計畫推動，各細部計畫產出報告一篇應係起碼量化成果，績效報告則另提到相關論文的產出，算是加碼的量化成果。</p>	<p>感謝委員建議。因國科會導入 OKR 管理制度，取代原有 KPI 管理方式，確實未特別要求個別細部計畫均須提出報告，僅由各子項計畫產出報告呈現研究成果。將參酌委員意見，於後續年度考量增加各細部計畫之推動說明或報告，以進一步顯示研究成果達成情形。</p>
4	<p><b>【學術成就(科技基礎研究)】</b></p> <p>1. 學術合作團隊養成爲 3 個，比原定多 2 個。學術論文的發表爲 3 篇，比原定多 2 篇。3 篇論文一篇在國內期刊發表，兩篇在國際研討會發表，未提到期刊名稱、期卷數、接受或出版日期等資訊，無法據以判斷計畫所獲實際學術成就。績效報告附表、佐證資料表中此兩篇的文獻類別爲 C，似乎應爲 F 國際研討會。（網路搜尋一篇 2024 年 12 月發表在 JCR rating 在 Q2 之國際期刊之論文，篇名爲 “The Corrosion Behavior of Carbon Steel Materials Used at Nuclear</p>	<p>1. 感謝委員建議。本計畫係依國科會所訂格式撰提績效報告，尚未能包括期刊名稱、期卷數、接受或出版日期等資訊。如委員有進一步瞭解論文發表資訊之需求，可另行提供。</p> <p>2. 另經與計畫主持人確認，該論文正確名稱應為「The Corrosion Behavior of Carbon Steel Materials at Nuclear Power Plants During Deactivation and Decommissioning Processes」。此外，兩篇論文內容有所差異，計畫主持人原於 2024 年投稿國際期刊(JCR rating)，後加入該年末之研究數據並精簡內容後，於 2025 年投稿至國際反應器材料環境輔助裂</p>

	<p>Power Plants During Deactivation and Decommissioning Processes” 比績效報告所載多出一個“used”字，第一作者則與績效報告所載相同，未悉與績效報告所指的一篇差異為何？)</p> <p>2. 完成研究報告12篇，及論文3篇。唯研究報告之承諾數為15篇，略有不足。</p>	<p>紋研究合作小組(ICG-EAC)研討會，將依委員建議改列為「F 國際研討會」，請委員參考。</p> <p>3. 另研究報告完成 15 篇，12 篇係屬誤植，已補列於績效報告。</p>
5	<p><b>【技術創新(科技技術創新)】</b></p> <p>1. 「完成更新核電廠風險告知視察管制工具 (PRISE)」，增加核二廠除役過渡階段後期定性風險分析評估功能，然內容並非新穎，難謂技術創新。</p> <p>2. 軟體開發達成 3 套，比原定多 1 套。</p>	<p>感謝委員建議。本項研究成果主要以提供風險告知視察管制工具(軟體光碟)及操作手冊為主，本年度主要係針對核二廠除役過渡階段後期之個廠特定組態，建置評估功能，可實質應用於核安會之核安管制紅綠燈制度，提供視察人員估算視察發現之安全風險及作為採取適當管制措施與決策之參考。</p>
6	<p><b>【經濟效益(經濟產業促進)】</b></p> <p>1. 績效報告所提以下文字可被接受：「本計畫係以核電廠管制需求而擬定之研究項目，非以創造經濟效益為目的。」</p> <p>2. 本計畫目標在增進核能電廠除役管制技術與效能，無直接之經濟效益，但提升核安，避免意外，具有一定之間接但不可或缺之經濟效益。</p>	<p>感謝委員肯定。</p>
7	<p><b>【社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)】</b></p> <p>1. 績效報告所提文字可被接受，但以本計畫性質而言，實可加強描述，扣合目前國內核電與核安需求的新趨勢。</p> <p>2. 本計畫有關除役管制技術與能力之增進，對提升、確保核電廠在面對風暴潮水災、洪水危害及地震之防護有正面貢獻。同時對地下水與廠址輻射監測的精進，增進核電廠除役</p>	<p>感謝委員建議。本計畫(114 年)研提時已參考國際管制經驗，並依我國核安管制實務需求擬定研究項目，就國內機組可能之技術議題預先加以評估，內容已涵蓋國際核電廠除役管制經驗、自然危害評估及設備老化議題等。另自 115 年起，計畫將研析核電機組再運轉之管制經驗，以及國際新型反應器法規發展等技術議題，以與國際接軌。</p>

	<p>及除役完成後民眾與環境之輻射安全。</p> <p>3. 所提各項管制建議，可增進民眾對核電廠防護能力之信心。</p>	
8	<p>【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)】</p> <p>1. 參與 CAMP、CSARP 等國際合作計畫，得與國際接軌。培育 1 個研究團隊，人才 14 名，並完成教育訓練 5 場次，增進人員之專業素養和技術能力。績效報告所提文字可被接受，但「本年度計畫共培育 1 個研究團隊」的說法則與報告提到國家原子能科技研究院、清華大學、成功大學、中央大學等數個團隊的參與有所不符，如培育 1 個研究團隊係指新團隊的參與或特定團隊的培育，則應加強說明。</p> <p>2. 本計畫各項教育訓練對除役管制人員的專業能力有所提升，有助於維持核能安全管理技術支援人力及傳承相關技術經驗。參與國際合作計畫方面對取得國外最新分析程式，保持我國核電廠安全管理技術能力，與國際接軌，有實質幫助。</p>	<p>感謝委員建議。培育 1 個研究團隊係指特定團隊的培育，已於報告第 14 頁增加相關說明。</p>
肆、後續工作構想及重點之妥適度		
9	<p>績效報告提到「本計畫無跨部會協調事項」，但本計畫研究內容既然與輻射防護、核電廠海嘯危害度、風暴潮及海嘯之複合型災害危害度等議題有關，難免令人想到國家災害防救科技中心及其主管機關，或許本計畫也可主動與該中心或其主管機關分享研究資訊與成果。</p>	<p>感謝委員建議。報告提及本計畫無跨部會協調事項，係指計畫經費來源僅由本會編列，無跨部會支應。另計畫研究項目主要依我國核安管制實務需求，並配合我國核能機組可能之技術問題預為規劃，側重於核安管制事務。本會另有保安應變組主責核災緊急應變事務，並執行相關研究計畫，請委員參考。</p>

註：請下載格式後，以 word 軟體撰寫編輯，再轉存成未加密之 pdf 檔上傳至系統。

格式中灰色字體說明部份，請於完成編輯後自行刪除。

# 目錄

【114 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	·1-1
壹、總目標	·····1-3
貳、經費執行情形	·····2-1
參、成果之價值與貢獻度	·····3-1
肆、檢討與展望	·····4-1
伍、其他補充資料	·····5-1
附錄、細部計畫	·····附錄-1
附表、佐證資料表	·····附表-1

## 【114年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

<b>系統編號</b>	MP11302-0178			
<b>計畫名稱</b>	核電廠運轉與除役安全管制及獨立驗證技術發展 (2/4)			
<b>主管機關</b>	核能安全委員會			
<b>執行機關</b>	核能安全委員會核安管制組,核能安全委員會輻射防護組			
<b>計畫類別</b>	<input type="checkbox"/> 政策計畫 <input checked="" type="checkbox"/> 一般計畫 <input type="checkbox"/> 基礎研究			
<b>全程期間</b>	113 年 01 月 01 日 至 116 年 12 月 31 日			
<b>資源投入</b>	<b>年度</b>	<b>經費(千元)</b>		
	113	43,560		
	114	41,311		
	115	0		
	116	0		
	<b>合計</b>	<b>84,871</b>		
<b>計畫摘要</b>	<p>鑒於近年異常氣候發生頻率及強度趨勢逐漸增加，需強化我國核電廠對自然危害防範能力，114 年度規劃延續前年度研究成果，執行機率式海嘯危害度分析研究，就國際機率式風暴潮水災與地震型海嘯水災評估方法進行探討，研析複合型災害危害度分析程序，提升我國核電廠安全管制技術量能；另針對我國核電廠除役安全管制要項，蒐集研析國際技術資訊與管制經驗，就除役期間需運作設備狀況監測與維護技術進行研析，精進核電廠除役安全管制能力；另對於核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術部分，規劃進行除役廠址輻射偵檢儀器靈敏度探討研究，精進我國核電廠除役輻射特性調查機制，提供管制機關研擬管制策略及決策參考。</p>			
<b>計畫連絡人</b>	<b>姓名</b>	張禕庭	<b>職稱</b>	科長
	<b>服務機關</b>	核能安全委員會		
	<b>電話</b>	02-22322118	<b>電子郵件</b>	ytchang@nusc.gov.tw

## 壹、總目標

### 一、緣起

為強化我國核電廠安全管制技術能量，核能安全委員會（以下簡稱核安會）透過辦理科技研究計畫，藉由計畫資源結合國內學研界研發能力，並參與國際合作計畫及技術交流活動，針對國際間核電廠安全管制技術之最新發展，掌握核電廠除役安全管制關鍵技術要項，建立核電廠除役輻射偵檢獨立驗證機制及技術，精進我國核電廠運轉及除役安全管制技術能力。

### 二、總目標及其達成情形

#### 1. 全程總目標：

為強化我國核電廠安全管制技術能量，透過參與國際合作計畫及技術交流活動，掌握國際核電廠安全管制技術之最新發展，並提出核電廠除役安全管制關鍵技術要項，以及建立核電廠除役輻射偵檢獨立驗證機制及技術，精進我國核電廠運轉及除役安全管制技術能力，以落實「強化原子能安全管制，確保公眾安全」之施政目標。

#### 2. 分年目標與達成情形：

年度	目標	預期關鍵成果	年度計畫目標達成情形（含重大效益）
113	<p><b>O1.</b> 精進國內核電廠除役安全管制技術，強化我國核能電廠對於地震與海嘯危害防範能力</p> <p><b>O2.</b> 建立國內核電廠除役輻射偵測獨立驗證技術，確保核電廠除役人員及環境之輻射安全。</p>	<p><b>O1KR1：</b> 完成鄰近核電廠區域火山作用型海嘯危害度分析程序，並建立潮位及海嘯之複合型災害危害度分析程序，並產出報告1篇。</p> <p><b>O1KR2：</b> 完成核電廠除役期間廠址地下水防護管制廠址模型及監測作業技術要項研析，並產出報告1篇及提出管制建議。</p> <p><b>O2KR1：</b> 完成我國核電廠除役輻射特性調查機制精進研</p>	<p><b>O1KR1：</b> 掌握國際核電廠對於火山作用型機率式海嘯危害分析技術及管制作法，以及美、日兩國於地震型機率式危害分析方法之差異性，彙整為報告1篇並提出管制建議。</p> <p><b>O1KR2：</b> 完成國內外核電廠地下水防護方案之地下水防護管制廠址模型建置要項，以及地下水監測井建置及測試要項研析，另亦完成教育訓練課程，透過課程交流及經驗回饋，使同仁瞭解國際</p>

		究，並產出報告 1 篇。	核電廠地下水管制作法，精進管制人員的專業素養和技術能力。  <b>O2KR1：</b> 完成我國核電廠除役輻射特性調查機制精進研究，藉由完善的審查機制，確保除役期間殘餘放射性污染輻射量測驗證技術及核電廠除役放射性核種分析驗證技術可與國際接軌。
114	<b>O1.</b> 延續前年度研究成果，持續精進國內核電廠除役安全管制技術，並強化我國核電廠對於自然危害防範能力，以及除役期間廠址地下水監測技術量能。	<b>O1KR1：</b> 完成國際機率式風暴潮水災與地震型海嘯水災評估方法研析，以及探討複合型災害危害度分析程序，並產出報告 1 篇，提升管制技術能力。	<b>O1KR1：</b> 1. 完成美國及日本機率式風暴潮水災評估技術研析，並就核電廠風暴潮水災與地震型之複合型水災分析技術關鍵要項，提出管制建議。 2. 針對美國機率式洪水危害評估作法進行研析，並與傳統之可能最大降水(PMP)分析方法比對，提出比對結果及差異，並產出報告 1 篇，作為我國核電廠自然危害防護及評估之參考。
		<b>O1KR2：</b> 完成核電廠除役期間之地下水監測井代表性水樣選取、洗井、採樣、樣品運輸及儲存等流程，以及最低可檢測濃度之資料彙整及研析，並產出報告 1 篇及提出我國核電廠地下水防護方案管制建議。	<b>O1KR2：</b> 完成核電廠除役期間之地下水監測井代表性水樣選取、洗井、採樣、樣品運輸及儲存等流程，以及最低可檢測濃度之資料彙整及研析，提出我國核電廠地下水防護方案管制建議。
	<b>O2.</b>	<b>O2KR1：</b>	<b>O2KR1：</b>

	<p>建立國內核電廠除役輻射偵測獨立驗證技術，確保核電廠除役人員及環境之輻射安全。</p>	<p>完成除役廠址輻射偵檢儀器靈敏度探討研究，精進我國核電廠除役輻射特性調查機制。確保核電廠除役人員及環境之輻射安全。</p>	<p>執行除役廠址輻射偵檢儀器靈敏度探討研究，精進核電廠除役核種分析驗證技術。</p>
115	<p><b>O1.</b> 持續精進國內核電廠除役安全管制技術，強化我國核電廠對於地震與海嘯危害防範能力，以及除役期間廠址地下水防護分析技術能力。</p> <p><b>O2.</b> 精進國內核電廠除役輻射偵測獨立驗證技術，確保核電廠除役人員及環境之輻射安全。</p>	<p><b>O1KR1：</b> 研析標準差及標準差上限截尾數量對核電廠廠址水災危害之影響及與相關物理約束，以及局部強降雨與降雨延時曲線對核電廠廠址水災危害之影響，並產出報告 1 篇，作為管制參考。</p> <p><b>O1KR2：</b> 參考國際管制作法，研析地下水流動與核種遷移模式於核電廠地下水防護與管理策略評估之應用作法，並產出報告 1 篇，作為核電廠地下水防護管制參考。</p> <p><b>O2KR1：</b> 完成除役期間離散放射性粒子輻射調查與劑量評估技術研究，作為國內核電廠除役輻射偵測獨立驗證技術參考，確保核電廠除役人員及環境之輻射安全。</p>	<p>本年執行中</p>
116	<p><b>O1.</b> 精進國內核電廠除役安全管制技術，強化我國核電廠對於自然危害防範能力，以及除役期間廠址地下水防護分析技術能力。</p>	<p><b>O1KR1：</b> 完成不同機率式海嘯危害度分析結果之差異研究，並建立核三廠風暴潮及海嘯之複合型災害危害度分析程序。</p>	<p>本年尚未執行</p>

	<p><b>O2.</b> 完成除役期間場址加馬掃描驗證技術研究，深化國內核電廠除役輻射偵測獨立驗證技術，確保核電廠除役人員及環境之輻射安全。</p>	<p><b>O1KR2：</b> 綜整計畫過去年度完成之核電廠除役期間廠址地下水防護方案，研提適用於核電廠地下水防護管制作法，並提出管制要項。</p> <p><b>O2KR1：</b> 完成除役期間場址加馬掃描驗證技術研究，精進核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術能力。</p>	
--	---	--	--

說明：114 年已達成預期目標。

### 三、 主要工作項目推動具體成果

1. 完成美國 Peach Bottom Atomic Power(PBAPS)及 Columbia Generating Station(CGS)核電廠之 SPRA 報告內容研析，針對同行審查及美國核管會審查意見，就廠址、參考點最大地動加速度、分析軟體及結構體動力分析等內容進行比對，提供管制參考。
2. 完成日本更新後之核電廠設計地震動基準內容研析，並就柏崎刈羽核電廠於 2007 年中越沖地震後之耐震重評作業進行探討，比較新舊制之差異性，提供管制參考。
3. 完成國際核電廠除役期間反應器壓力槽拆除案例蒐集及管制實務研究，並就除役拆除各階段期程規劃、拆除作業管理及人員進出管制等進行研析，提供管制參考。
4. 完成風險告知視察管制工具（PRiSE）之核二廠除役過渡階段後期定性風險分析評估功能，更新核一、二及三廠評估工具視察指引及使用手冊，並辦理完成教育訓練，透過講師授課、經驗交流及案例回饋，使視察同仁熟習工具程式使用，以供估算視察發現之安全風險及作為採取適當管制措施與決策之參考。
5. 完成核電廠除役期間用過燃料池水質對低合金鋼材料之影

- 響研析，提供我國核電廠水質管制建議。
6. 研析國際經驗，完成核三廠用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機等系統主動件維護方式探討，並就核三廠用過燃料池吊車之設計、運作、維護相關技術規範研析，及與國際案例及實務經驗比對，提供管制參考。
  7. 完成核電廠除役期間碳鋼及不銹鋼鉀件伽凡尼腐蝕行為研析，並就不同冷加工處理不銹鋼之腐蝕行為進行探討，完成論文 1 篇，篇名為「The Corrosion Behavior of Carbon Steel at Nuclear Power Plants During Deactivated and Decommission Processes」；另完成美國核電廠建物結構與組件非破壞檢測及處理方法經驗研析，完成論文 1 篇，篇名為「不銹鋼桶表面遠端目視影像檢測與 AI 辨識系統」，提供管制參考。
  8. 完成辦理「核電廠輻射特性調查偵檢儀器」教育訓練，針對影響輻射偵檢儀器最低可測濃度(MDC)因素、歷次執行核一廠離廠偵檢作業驗證情形、方式與重要發現及加馬影像儀器工作原理與輻安管制應用等議題進行簡報說明，增進人員技術能力與經驗傳承。
  9. 完成拆分式機台開發。分析高靈敏準直器相關性能數據後，以「Usability Study of GaSerEye with Large-square-hole

Collimation Settings」為題撰文，並提出檢討與改進方向建議，投稿至 IEEE ICEIB 2025 年會發表。

10.完成 114 年度固態基質中低活度核種比較實驗，參加之三間實驗室皆通過測試並於 10 月 14 日舉辦比較實驗總結會議，並完成金屬基質添加 Cd-109 及樹脂基質添加 I-129 製備，以及核種均勻度測試。

11.完成 IAEA 技術報告彙整及重點摘錄，包括策略規劃、準備作業、除污及拆除等，並就國際核電廠受輻射影響之水池拆除案例，完成案例研析及管制要項探討，提供管制參考。

12.完成美國 Zion、La Crosse 核電廠第 1 級受輻射影響區最終狀態偵測之作法研析，提供管制參考。

13.研析核電廠除役期間之地下水監測井代表性水樣選取、洗井、採樣、樣品運輸及儲存等技術要項，並就最低可檢測濃度資料進行彙整，提出我國核電廠地下水防護方案管制建議。

## 貳、經費執行情形

### 一、全程經費

單位：千元；%

各年度	預算數 (F)	實支數 (G)	節餘數 (H)	保留數 (I)	年度執行數 (J=G+H)	年度達成率(%) (K=J/F)	決算數 (G+I)
113	46,600	43,560	3,040	0	46,600	100.00%	43,560
114	43,323	41,311	2,012	0	43,323	100.00%	41,311
115	0	-	-	-	-	-	-
116	0	-	-	-	-	-	-

## 二、年度經費

單位：千元；%

	114 年度						備註
	預算數(a)	初編決算數			節餘數(e)	執行率 (d/a)	
		實支數(b)	保留數(c)	合計 (d=b+c)			
總計	43,323	41,311	0	41,311	2,012	95.36%	
一、經常門小計	41,952	39,973	0	39,973	1,979	95.28%	
(1) 人事費	0	1,500	0	1,500	0	-	
(2) 材料費	5,884	8,078	0	8,078	0	137.29%	
(3) 其他經常支出	36,068	30,395	0	30,395	1,979	84.27%	
二、資本門小計	1,371	1,338	0	1,338	33	97.59%	
(1) 土地建築	0	0	0	0	0	%	
(2) 儀器設備	1,000	1,000	0	1,000	0	100.00%	
(3) 其他資本支出	371	338	0	338	33	91.11%	

註：

1. 初編決算數：因績效報告書繳交時，審計機關尚未審定決算，故請填列機關初編決算數。
2. 實支數：係指工作實際已執行且實際支付之款項，不包含暫付數。
3. 保留數：係指因發生權責關係經核准保留於以後年度繼續支付之經費。
4. 預算數：原則填寫法定預算數，如立法院尚未通過總預算，則填寫預算案數。
5. 執行率：係指決算數佔預算數之比例
6. 節餘數：係指執行政府節約措施、辦理招標、匯率變動或工程完工，致經費節餘未辦理保留者。

## 1. 經費支用說明

一、有關本計畫分配數已於 115 年 1 月 12 日申請計畫變更，然因後續仍有經費流用，申請辦理第二次計畫變更，以符合實際情形。

二、第二次計畫變更後之年累計分配數經常門為 41,952 千元、資本門為 1,371 千元。

## 2. 經費實際支用與原規劃差異說明

無差異情形。

## 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。

# 核電廠運轉與除役安全管制及獨立驗證技術發展

## 114 年度計畫成果說明(第二部分)

一、本章節就計畫工作項目研究成果摘述如下（其他研究成果請至本會對外網站參閱報告）：

### (一) 精進核電廠嚴重事故分析及熱流分析程式應用研究

針對國際原子能總署(IAEA)舉辦「用過燃料池嚴重事故模擬」技術會議，就各國於用過燃料池嚴重事故分析技術經驗、討論重點及建議事項進行探討，主要成果如下：

1. 法國研究團隊使用 MELCOR 程式進行用過燃料池嚴重事故分析，並以不同控制體積節點劃分方式探討靈敏度分析。研究顯示不同控制體積節點劃分方式將影響程式對於自然對流與蒸汽產生速率之計算結果，而以兩控制體積分別模擬用過燃料池及上方廠房空間，並使用至少兩個節點連接(如圖 1)，能有效貼近實際物理現象。
2. 德國研究團隊提出模組化之用過燃料池冷卻系統設計，特點是採浸沒式設計，可直接安裝在用過燃料池燃料架間，於正常運轉時透過強制對流維持冷卻，而在喪失電源時(如電廠全黑事故)，則利用池水密度差轉換為自然對流模式移除衰變熱，研究成果可作為管制參考。
3. 韓國原子能研究院整合重水式反應器用過燃料池熱流、燃料組件與輻射劑量等多項模組，該模組可根據池水蒸發速率與水位下降趨勢，推導出補水或冷卻系統啟動時間，可用於事故分析，作為管制機關決策之參考。

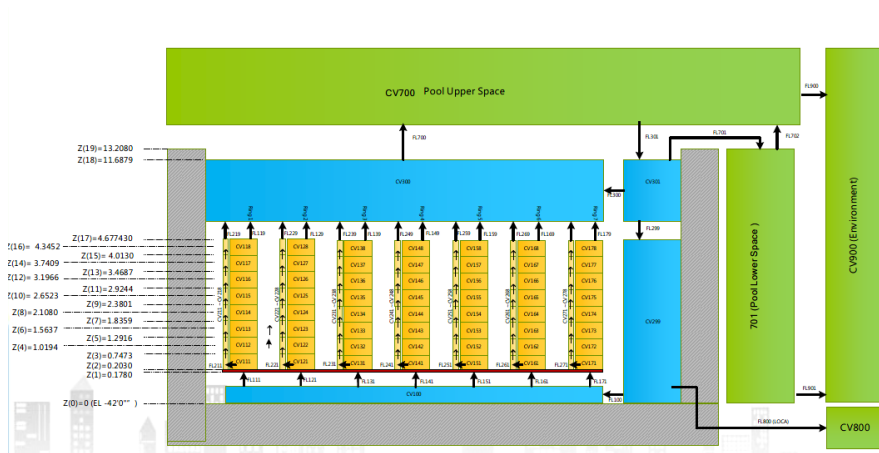


圖 1 核二廠除役期間用過燃料池模擬溫度與控制體積示意圖

## (二) 精進核電廠機率式海嘯分析及複合式水災危害之管制技術研究

### 1. 子項 1 美、日核電廠之機率式風暴潮水災與地震型海嘯水災評估方法之研析：

本研究係參考美國管制作法，就 EPRI 所提出之機率式風暴潮危害度評估分析架構，可量化外部洪水並生成危害度曲線，並依資料特性可採用氣象參數法或歷史資料法，適用於不同廠址。另就日本 NRA 技術報告(編號 NTEC-2018-4001)所提方法進行研析，該方法提出日本進行地震型機率式海嘯分析評估流程，以及考量滑移空間分布不均勻性的方式及其對於海嘯危害度曲線的重要性。研究成果有助於掌握國際執行海嘯危害度分析流程觀念及對分析時不確定性之瞭解(如圖 2)，並釐清美國與日本於機率式海嘯危害度分析流程在台灣廠址應用時之差異性，提供安全審查之技術參考。

### 2. 子項 2 美國新一代核設施水災危害評估方法及標準之管制技術關鍵分析

本研究參考美國新一代水災危害評估作法，就新一代評估技術內涵加以探討，包括將氣候變遷對極端降水的影響納入「可能最大降水量」(probable maximum precipitation, PMP)估計之方法，修正傳統評估方法未納入長期氣候趨勢、緩化情境下極端雨頻率、假設降水量視為有上限值及取樣採用有限且不規則的降水觀測資料等問題，並於評估方法加入不確定性。另就美國 ANSI/ANS-2.8-2019 技術標準文件進行研析，該標準建立一套流程，使用機率方法評估核設施洪水風險 (PFHA)，採用機率方法評估洪水頻率與規模，全面考量外部洪水來源。分為下列評估流程：

- (1) 外部水災危害分析(XFHA)包含洪水機制之鑑別與篩選及 PFHA，基於場址特定之機率式評估，統性評估某一特定參數或一組代表洪水嚴重度（例：洪水高程）之參數，在特定場址被超越之頻率。XFHA 由以下幾點組成：(a)於場址發展一份可能的洪水危害機制清單；(b)對該清單進行篩選，以排除不適用於該場址或與場址相關之風險足夠低的機制；(c)最終確認要納入 PFHA 的機制清單；(d)對每一個機制（或機制組合）執行 PFHA，包括不確定性的特性化與處理；(e)同儕審查；(f)文件化。
- (2) 外部水災脆弱度分析(XFFR)的目的在於著重識別那些易受外部洪水影響之 SSCs(結構、系統、組件)，並評估其失效機率作為洪水嚴重程度的函數。在界定洪水脆弱度時提供了相當大的彈性，因為很難去計算真實的脆弱度，保守作法是一旦水流衝擊到 SSCs 即視為失效，真實做法則是 SSCs 可能能夠承受

有限程度的洪水衝擊。XFFR 由以下幾點組成：(a)建立需要進行脆弱度評估之 SSCs 名單；(b)將現地巡檢發現納入 SSCs 評估，包括識別 SSCs 的狀況與布局、與電廠響應模型相關失效模式相對應的外部洪水失效機制，以及 SSCs 之間可能的物理交互作用等；(c)評估洪水水位、相關效應，以及洪水事件持續時間之潛在影響；(d)為電廠響應模型中相關 SSCs 的失效模式建立脆弱度函數；(e)評估相關共存危害之潛在影響；(f)文件化。

(3) 外部水災電廠反應分析(External Flood Plant Response Analysis, XFPR)之主要目標為：(a)建立外部洪水電廠反應模型，該模型可基於內部事件 PRA 的方法進行擴展與發展；(b)根據電廠配置及起始事件與故障，發展事故序列與事故進程；(c)將 XFHA 與 XFFR 與電廠反應模型整合，以評估 CDF (爐心熔損頻率) 與 LERF (早期大量外釋頻率)。

研究成果有助於掌握國際執行水災評估流程及關鍵要項，並釐清美國新舊版本於可能最大降水量分析流程應用時之差異性，提供安全審查之技術參考。

### 3. 子項 3 日本核電廠水災防護結構計算案例探討

參考日本核電廠水密門組件強度評估資料，研析洪水所造成之靜態水壓載重及餘震造成之動態水壓載重，並依各載重施加方式與傳遞路徑組合結果進行強度評估(如圖 3)。分析時應提出災害源(如洪水和地震等)之載重依據和組合(外力需求)；依作用於水密門之載重形式和傳遞路徑提出評估對象，再建立足夠保守之分析模型；

評估組件之載重和應力分析；探討待評估組件之極限強度；最後得出待評估組件之安全程度(如安全係數等，圖4)，作為管制參考。

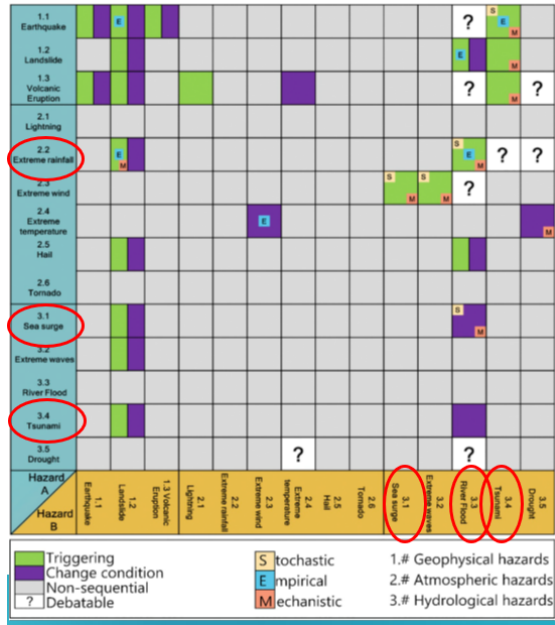


圖 2 以矩陣進行核電廠複合型水災危害度分析方法示意圖

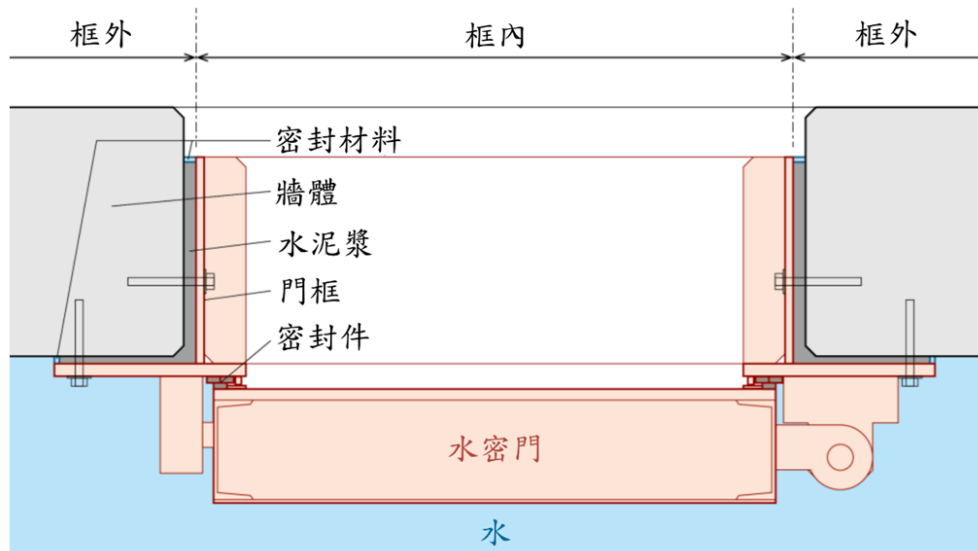


圖 3 水密門分析形式示意圖

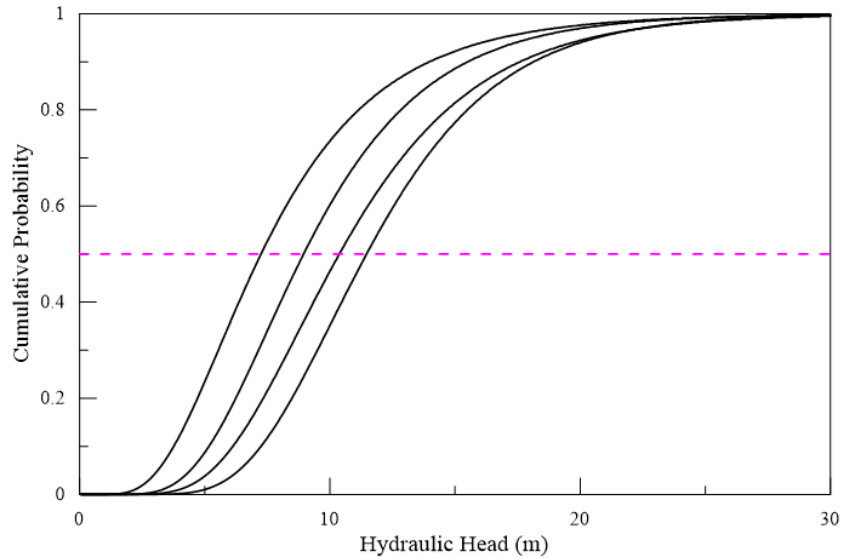


圖 4 水密門卸載和加載時不同門檻漏水率總計之  
95%信心水準易損性曲線

### (三) 114 年核電廠機率式地震安全度評估管制技術研究

#### 1. 子項 1 美國沸水式核電廠 SPRA 實務案例研析：

本年度延續過去研究成果，就美國 Peach Bottom Atomic Power(PBAPS) 及 Columbia Generating Station(CGS)兩座核電廠之 SPRA 報告、同行審查及美國核管會審查意見進行研析，前述電廠係被篩濾為第 1 群，且 PBAPS 與我國核一廠形式相同，故作為研析對象。在兩廠 SPRA 報告、同行審查及美國核管會審查意見比較部分，係依廠址、參考點最大地動加速度、分析軟體及結構體動力分析等項進行比對，詳細比對結果請參閱結案報告；此外，在 SPRA 標準高階要求之 PSHA 技術要項比對部分，計畫亦針對 ASME/ANS RA-Sa-2009 及 ASME/ANS RA-Sa-1.1-2024 兩版之差異進行比對，顯示 ANS RA-Sa-1.1-2024 版本所提 HLR 及 SR 之敘述較符合當前知識水準，亦較精準及深化，研究成果可做為管制機關審查之參考，詳細比對結果請參閱結案報告。

2. 子項 2 蒙地卡羅方法與其他易損性標準差評估方法之研析：

本研究主要係評估蒙地卡羅方法在核電廠耐震易損性分析之可行性與精確度，並與其他常用標準差估算方法進行比較。透過統計理論與方法進行剪力牆案例計算，並運用有限元素方法建模及地震反應，進行易損性曲線分析，詳細流程請參閱結案報告。本研究除初步建立蒙地卡羅模擬與最大概似(MLE)整合流程外，已成功再現 EPRI 報告內剪力牆案例之易損性分析結果，並可作為傳統方法之外具備可重現性與可擴展性之替代方案，以及擴大應用於多層級不確定性分析範疇，研究成果可做為管制機關審查之參考。

3. 子項 3 國際間最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計參考標準之研析：

研析美國土木工程師協會之「核能設施中結構、系統和組件的抗震設計標準」(ACSE/SEI 43-19)，該標準採用基於風險的分級方法，核心是為不同結構、系統及組件設定相應的標的性能目標，設計的嚴格程度取決於組件失效後可能造成的後果嚴重性，並透過抗震設計類別及極限狀態來量化，共同構成抗震設計基準；另研究團隊亦針對「核安全相關混凝土結構規範要求」(ACI 349-23)，該規範由美國混凝土學會頒布，在設計體系中，ACI 349 規範可將 ACSE/SEI 43 之抗震性能目標轉化為具體之混凝土設計與構造要求，確保設計結構完整性及有效性，詳細研究結果請參閱結案報告。

4. 子項 4 日本核電廠之更新設計地震動基準與耐震評估內容之案例探討：

針對日本更新核電廠設計地震動基準與耐震評估內容之案例進行探討，主要係日本耐震設計體系更新係以基準地震動為主，並考慮特定震源地震動與未特定震源地震動兩類輸入參數，以邏輯樹法處理不確定性，與舊制有所不同。另於實際電廠案例分析可觀察到新舊制間的實質差異，如柏崎刈羽核電廠於 2007 年中越沖地震後進行耐震重評作業，新版與舊制比較顯示，耐震評估趨向可驗證性與機率化發展，其特色為明確化之地震動設定流程、工程化的反應譜與波形校驗，以及針對不同震源條件之地盤放大修正模型。研究成果有助於掌握日本更新設計地震動基準之概念，深化我國耐震評估技術能力。

(四) 114 年度風險告知視察管制應用研究暨評估工具更新

本研究參考國際風險告知技術報告及執行經驗，依我國機組現況，更新我國風險顯著性確立程序與評估工具，針對核二廠除役過渡階段後期定性風險評估功能，就餘熱移除、爐心補水、反應度控制、圍阻體完整性與電源供應等安全功能進行定性評估，建立定性風險分析架構及風險模式。該成果可用以輔助視察員評估視察發現之風險顯著性，並強化管制機關風險告知視察管制技術及彈性。

(五) 核子反應器設施除役期間作業管制實務個案研究

1. 子項 1 碳酸根離子、氯離子與硫酸根離子對於沸水式反應爐低合金鋼組件影響探討

針對沸水式反應爐壓力槽及噴嘴等低合金鋼組件，參考 EPRI 水化學要求，設計實驗探討在不同濃度下之碳酸根離子、氯離子與硫酸根離子，透過平板試片測試與 U-bend 測試，並利用質量變化與電子顯微鏡表面分析，評估特定溶氧濃度(分別為 1,000ppb 碳酸根離子、1,000ppb 氯離子與 1,000ppb 硫酸根離子，於測試環境 500、1000 及 1500 小時)對於低合金鋼之腐蝕程度，並提出三種不同離子濃度下，影響低合金鋼組件之管制要項及建議，作為核電廠除役過渡期間反應器水質管制參考。

## 2. 子項 2 除役期間核電廠火災危害視察之管制研究

參考美國核管會管制指引(RG 1.189、1.120 及 1.191 等文件)，以及視察程序書(60704)「永久停機反應器火災防護計畫」，就美國除役核電廠之火災案例進行研析，包括肇因、後續改善及應對措施。並參考核二廠除役計畫書，更新核二廠火災風險度評估，提出除役電廠與運轉中電廠火災防護管制重點差異，提供管制參考。

## 3. 子項 3 核電廠除役過渡階段與除役拆廠階段之管制實務研析

針對各廠用過核子燃料安全管制部分，為確保用過核子燃料安全，在其移出反應器或用過燃料池前，核安會要求台電公司比照運轉期間規定，持續執行與用過核子燃料安全相關系統設備之維護管理作業。除核三廠兩部機反應器內用過核子燃料已於運轉執照屆期停止運轉後，全數移至用過燃料池外，目前尚有核一廠 2 號機及核二廠兩部機組爐心尚未退出用過核子燃料，仍需持續

以研究計畫瞭解國際作法，妥善監督台電公司執行用過燃料池安全維護作業。

本研究主要研析日本濱岡核電廠 1、2 號機、玄海核電廠 2 號機及福島第二核電廠 1 號機等機組之除役作業最新進展文件，就其送審文件及管制機關審查結論等資料，以及變更認可申請文件、管制意見及業主因應措施進行探討。以玄海核電廠停用用過燃料池冷卻系統為例，該廠 2 號機停機約 10 年，其用過燃料池衰變熱已大幅降低。電廠於 2020 年 6 月 1 日至 10 月 26 日嘗試停止用過燃料池冷卻系統運轉，並蒐集水溫數據，試驗結果顯示，用過燃料池於監測期間均未超過安全規定之標準值 65°C。因此玄海核電廠保留用過燃料池淨化功能，並不再維持冷卻功能，研究成果可作為我國除役管制作業之參考。

#### (六) 114 年度除役期間核電廠重要設備維護管理安全管制技術研究

1. 針對核三廠除役期間用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機及其他仍需維持運轉之重要系統主動件之失效模式與被動件老化效應進行研析，研究提出當核電廠處於延長停機狀態時，系統的運轉參數和環境條件可能與正常運轉時有所差異，需要相應調整維護重點如下：

(1) 如系統長時間停止或僅維持最低運轉，將導致部分區域流體滯留，致使溫度和濕度分布發生變化，進而使材料老化行為出現新的模式。

(2) 對閘門而言，長期處於固定開啟或關閉位置可能增加閘瓣與閘座黏著，或密封件因缺乏潤滑而乾裂，或滯留之介質沉積物加劇材料腐蝕，導致堵塞風險。

(3) 對於不再運轉之機組，持照者仍須持續強化老化管理計畫，對於安全功能的閘門等結構、系統與組件，執行定期檢測、功能測試、預防性保養及必要更新或替換，以確保元件在除役期間仍能符合安全及品質要求。

2. 研析國際核電廠中壓電纜劣化案例與管制經驗，如美國核管會更新電廠啟動大型馬達負載之暫態電壓、頻率範圍、紀錄保存及可靠度驗證等項目之相關管制要求，與我國核電廠維護作業進行比對，提供管制建議。
3. 研析國際重載吊運管制規範及運轉經驗，主要為美國核管會管制指引 RG 1.244，包括帶有液壓升降塔之門式吊車、懸掛在單軌或懸臂吊車上之懸掛式吊車及具可伸縮臂之移動式吊車等運轉經驗回饋及吊運事件，提出管制建議。並就核三廠用過燃料燃料廠房護箱吊車之改善作業，提供管制參考。

#### (七) 核電廠除役期間材料及非破壞檢測評估研究

1. 在除役過渡階段環境下碳鋼/不銹鋼焊件的伽凡尼腐蝕效應行為探討部分，本研究利用 A106B/304L 異材銲接試片進行重量損失腐蝕實驗，量測碳鋼發生伽凡尼腐蝕的腐蝕速率(如圖 5)，提出影響該材料腐蝕情形之關鍵要項。研究結果顯示：

(1) 碳鋼/不銹鋼銲件發生伽凡尼腐蝕區域為碳鋼與焊道接觸的區域，該處碳鋼遭受腐蝕與焊道前端形成階梯狀落差，該區域深度與寬度隨著腐蝕時間增加而增加。

(2) 碳鋼/不銹鋼銲件伽凡尼腐蝕平均速率範圍為 0.17 至 0.22 mm/year，最快腐蝕速率範圍為 0.22 至 0.31 mm/year，高於碳鋼均勻腐蝕速率(0.02 至 0.05 mm/year)約一個數量級；伽凡尼腐蝕裂縫深度變動範圍大，最快腐蝕速率比平均腐蝕速率更能代表伽凡尼腐蝕速率。

(3) 研究成果除提供國內核電廠材料腐蝕防護之參考外，並完成「The Corrosion Behavior of Carbon Steel Materials Used at Nuclear Power Plants During Deactivation and Decommissioning Processes」論文，並投稿至 2025 ICG-EAC(International Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking)。

腐蝕時間 (hr)	平均裂縫深度 (μm)	最長裂縫深度 (μm)	平均腐蝕速率 (mm/year)	最快腐蝕速率 (mm/year)
864	21.1	31	0.22	0.31
1512	28.6	38	0.17	0.22
2583	57.3	90	0.19	0.31
3534	90.1	132	0.22	0.32
4566	104.2	151	0.20	0.29
5210	118.9	161	0.20	0.27

圖 5 伽凡尼腐蝕速率整理表

2. 在核電廠除役過渡階段水環境的不銹鋼電化學腐蝕行為研究部分，研究團隊亦建立實驗系統，並利用該系統進行不同冷加工量不銹鋼的電化學腐蝕試驗，並量測其腐蝕速率。實驗測得冷加工量 10%以下抗腐蝕性增加，20%以上抗腐蝕性下降，20%與 30%冷加工量試片相較於沒有冷加工試片的腐蝕速率分別增加約 10%與 20%。致使 10%以內的冷加工不銹鋼試片抗腐蝕性增加可能原

因為輕微冷加工使氧化層更有保護性，在中性溶液中會提高抗腐蝕性；20%以上抗腐蝕性下降主要為不銹鋼冷加工量增加造成滑移帶，應變麻田散鐵與殘留應變增加而使抗腐蝕性下降，並抵銷超過冷加工使氧化層更有保護性之效果。

3. 針對美國印地安角核電廠 (Indian Point Energy Center, IPEC) 2005 年用過燃料池池水滲漏事件，研析事件背景、調查經過、所採用的非破壞檢測方式與相關核能設施之混凝土結構檢測法規(編號 ACI 349.3R-18 與 ACI 201.1R-08)，以及判讀流程、評估方法及管制要項等。該廠於 2005 年挖除燃料池南面牆地基時意外發現南面牆側有裂縫與潮濕痕跡。後續取樣分析證明裂縫滲水帶有燃料池水的放射性特徵，雖未直接流入環境，但造成建築結構及地下水局部污染。

後由調查人員總結滲漏事件肇因，係 1970 年代建廠初期因施工所造成的運轉運河襯板缺陷(至 2007 年才被發現)，到 1990 年因移除燃料池內部儲架刮傷襯板(1992 年發現)，導致歷年來池水不斷的自這些缺陷滲漏並積存於燃料池牆與池壁內側不銹鋼板之間因 T 型鋼樑所架構出之間係空間，最終於 2005 年因南側池牆的地基挖除過程所引發的土壓變化，致使牆壁產生撓曲而使歷年所積存的池水自混凝土牆的微收縮裂縫滲出。而在後來的調查研究證明，事件所滲出的放射性物質含量低於法規標準，無明顯公眾健康暴露。研究成果除提供國內核電廠除役拆除作業之參考外，並完成「印地安角核能發電廠 2 號機用過燃料池南側牆面滲漏事件與

相關非破壞檢測之規範研析」論文，並投稿至第 16 屆破壞科學研討會。

(八) 114 年國際核電廠除役反應器壓力槽拆除實務蒐集及管制研究

本研究參考並歸納日本核電廠除役作業案例，並參酌國內核電廠情況，彙整日本除役各階段與人員進出管制、廢棄物處理等方面之管制要項建議，如核電廠在除役作業過程中的安全管理，包括進出管制(日本作法係依輻射強度的不同，設置不同區域)、輻射安全管理、設備操作及放射性廢棄物管理等面向，提供管制參考。

涵蓋類別	評估要點或要求
地理因素	廠址周圍的人口密度、交通、產業情況、氣象資訊(自1964年起)、水文、地質以及天然災害紀錄。
消防系統	定期向CSN提交 <b>防火系統</b> 設計研究，並依除役作業環境或條件修改、更新。
通風系統	<b>通風系統監控計畫</b> 應包括環境監測，用以檢測是否存在污染擴散情況，將污染擴散的風險降至最低。
電氣系統、儀表和控制	評估系統在除役階段適用情況。
土木工程和機械設計	涉及拆解作業結構和系統不受核子設施設計標準的限制，但需遵守輻射防護相關法規的限制。
品質保證	除役和拆除計畫中各文件應具有一致性，且 <b>符合文件品保精神</b> 。
用過核子燃料和高放射性廢棄物管理	設計貯存容器與場所除了符合現有的法規要求以外，應完成 <b>風險評估</b> 以及購買 <b>必要的保險</b> ，並依主管機關要求主動提報。

圖 6 西班牙 Jose Cabrera 核電廠除役申請文件與 CSN 審查評估要點

此外，鑒於我國核能機組陸續進入除役期間，國際間除役拆除管制技術可供我方參考借鏡，因此本計畫亦針對德國 KKB 核電廠除役及拆除安全報告進行研析，主要包括除役概要、工作區域準備、設施拆除、放射性廢棄物處理、輻射防護、意外事件評估等作業及對應之管制作為進行探討，並綜整研析結果以供管制機關參考。根據德國法律，拆除工作的前兩個階段將從管制區域拆除受污染和活化的設施組件以及

未受污染或未活化的設施組件。最後，業主應證明廠房建物和受影響的廠區沒有污染。在廠區獲得許可後，該設施將解除管制。相關研究成果可供我國管制機關執行核電廠除役拆除安全管制作業參考。

#### (九) 接軌國際輻防技術規範與精進量測技術能力研究

1. 完成固態基質中低活度核種比較實驗，參加之三間實驗室皆通過測試並於 10 月 14 日舉辦比較實驗總結會議，並完成金屬基質添加 Cd-109 及樹脂基質添加 I-129 製備，以及核種均勻度測試；此外，完成辦理「核電廠輻射特性調查偵檢儀器」教育訓練，針對影響輻射偵檢儀器最低可測濃度(MDC)因素、歷次執行核一廠離廠偵檢作業驗證情形、方式與重要發現及加馬影像儀器工作原理與輻安管制應用等議題進行簡報說明，有助於增進人員審查及技術能力。
2. 完成拆分式機台開發。分析高靈敏準直器相關性能數據後，以「Usability Study of GaSerEye with Large-square-hole Collimation Settings」為題撰文，並提出檢討與改進方向建議，投稿至 IEEE ICEIB (International Conference on Electronic Communications, Internet of Things and Big Data) 2025 年會發表。

#### (十) 核電廠特殊結構除役管制技術之基礎研究

為掌握除役核電廠受輻射影響水池拆除技術，本研究針對國際核電廠受輻射影響水池拆除方式、水池內淤泥清除技術、水池除污技術及技術選取因素等方面，以及水池除役可能面臨之技術議題，如水質輻射特性、物理化學危害調查、

內含混和性廢棄物等加以研析，並對國際水池拆除案例，如斯洛伐克 Bohunice 核電廠、義大利 Garigliano 及英國 Magnox 發電廠等水池除役拆除經驗加以彙整，研究成果可作為核電廠水池除役管制參考。

另對於除役核電廠大型金屬結構物，就泵與熱交換器拆解方式，以鋸切割及研磨水噴射切割作為研究對象，分析不同切割技術之準備作業、碎屑清除方式、切割策略及輻射防護等，提出要項供管制參考。

#### (十一) 美國核電廠完成除役後解除除役管制要項之基礎研析

完成美國 Zion 及 La Crosse 核電廠第 1 級受輻射影響區最終狀態偵測之作法研析(如圖 7)，包括輻射偵檢規劃及技術指引、輻射偵測結果報告、檢測作業相關技術文件，以及美國核管會對輻射偵檢作業及結果之審查意見與業主對審查意見之回應和應對措施等。

依據美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)之指引，Zion 核電廠在最終狀態偵檢前，已透過廠址歷史評估進行偵檢單元初始分級，劃分為未受輻射影響約 214 英畝，以及受輻射影響區約 117 英畝(除役範圍為 112 英畝，不在除役範圍區域約為 5 英畝)，而 La Crosse 核電廠劃分為未受輻射影響約 88 英畝，以及受輻射影響區約 75.5 英畝，並將受輻射影響偵檢單元再依殘餘輻射可能性依大至小分為第 1 級、第 2 級及第 3 級，分別訂出掃描區域之不同面積覆蓋率要求及偵檢單元，完成偵檢單元之最終狀態偵檢後，須審查測量數據，以確認偵檢單元是否已正確分級，倘顯示某區域之分級錯誤，則該區域應重新進

行分級，並重新進行該區域之最終狀態偵檢。La Crosse 核電廠依據特性偵檢結果，確認關注核種為 Cs-137、Co-60、Sr-90、Eu-154 和 Eu-152，在特性偵檢的土壤和混凝土樣本中，以上 5 個核種幾乎貢獻了總劑量的 100%(如圖 8)。特性偵檢結果確認，Co-60 和/或 Cs-137 為主要關注核種，最終狀態偵檢中以 Cs-137 作為主要關注核種，用於計算設計的預期變異性、所需樣本數量，以及調查基準。研究成果可作為我國核電廠解除除役管制及輻射偵檢管制作業之參考。

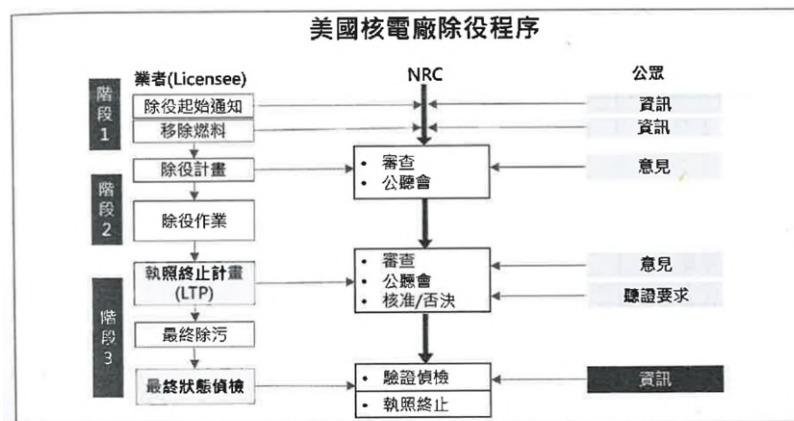


圖 7 美國核電廠除役概要程序圖

Radionuclide	Soil % of Total Activity (normalized)	Reactor Building % of Total Activity (normalized)	WGTV % of Total Activity (normalized)
Co-60	6.44E-02	7.41E-02	1.01E-02
Sr-90	9.81E-02	1.23E-01	1.94E-02
Cs-137	8.29E-01	7.96E-01	9.57E-01
Eu-152	5.49E-03	2.97E-03	9.56E-03
Eu-154	2.81E-03	4.04E-03	3.42E-03

圖 8 La Crosse 核電廠關注核種混和比例表

(十二) 核電廠地下水防護管制廠址模型及監測作業技術要項研析

本研究蒐集國際核電廠地下水防護實務案例或管制作法，包括美國 Oyster Creek 核電廠、南韓 Wolsong 及 Kori 核電廠地下水井位置、地層情形及監測作業。其中 Kori 核電廠於 2023 年報告主要比較居住農民、工廠工人及核電廠設施三種情境下導出濃度指引水平之差異，2024 年則納入不同年齡層對該水平之影響，以及評估流程。評估時將年齡族群分成 6 組，考量其生活行為差異，模擬各年齡層在核電廠除役廠址之輻射暴露情境，推算放射性濃度之上限。研究成果可作為我國地下水防護管制及監測方式之參考。

### 三、其他補充說明

細部計畫	執行機構	法定數 (千元)	占比(%)
1.核電廠運轉與除役安全管制實務研究	國家原子能科技研究院	12,917	29.82%
	國立清華大學	2,961	6.83%
	財團法人成大研究發展基金會	2,956	6.82%
2.核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究	國家原子能科技研究院	7,500	17.31%
3.核電廠除役安全管制關鍵技術要項研究	國立清華大學	3,883	8.96%
	中華民國地球物理學會	1,229	2.84%

## 附錄、細部計畫

### 一、全程架構及經費

項目	年度	113 年度 決算數	114 年度 決算數 (執行率)	115 年度 預算數	116 年度 申請數
科技計畫總計		43,560	41,311(95.36%)	0	0
核電廠運轉與除役安全管制實務研究	小計	31,143	28,811(93.47%)	0	0
	(一)經常支出	30,378	28,473(93.50%)	0	0
	1. 人事費	0	0(%)	0	0
	2. 材料費	5,540	3,823(92.48%)	0	0
	3. 其他經常支出	24,838	24,650(93.66%)	0	0
	(二)資本支出	765	338(91.11%)	0	0
	1. 土地建築	0	0(%)	0	0
	2. 儀器設備	765	0(%)	0	0
	3. 其他資本支出	0	338(91.11%)	0	0
核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究	小計	6,897	7,500(100.00%)	0	0
	(一)經常支出	5,961	6,500(100.00%)	0	0
	1. 人事費	0	1,500(-)	0	0
	2. 材料費	0	3,750(357.14%)	0	0
	3. 其他經常支出	5,961	1,250(22.94%)	0	0
	(二)資本支出	936	1,000(100.00%)	0	0
	1. 土地建築	0	0(%)	0	0
	2. 儀器設備	936	1,000(100.00%)	0	0
	3. 其他資本支出	0	0(%)	0	0
核電廠除役安全管制關鍵技術要項研究	小計	5,520	5,000(100.00%)	0	0
	(一)經常支出	5,520	5,000(100.00%)	0	0
	1. 人事費	0	0(%)	0	0
	2. 材料費	320	505(72.14%)	0	0
	3. 其他經常支出	5,200	4,495(104.53%)	0	0

	(二)資本支出	0	0(%)	0	0
	1. 土地建築	0	0(%)	0	0
	2. 儀器設備	0	0(%)	0	0
	3. 其他資本支出	0	0(%)	0	0

## 二、年度執行摘要

細部計畫 1	核電廠運轉與除役安全管制實務研究	計畫屬性	環境永續與社會發展	執行機關	核能安全委員會核安管制組
重點描述	計畫重點如下： 1.精進核電廠熱水流安全分析程式應用及緩和策略研究 2.精進核電廠機率式海嘯分析及複合式水災危害之管制技術研究 3.核電廠機率式地震風險評估(SPRA)安全管制技術研究 4.風險告知視察工具應用於運轉及除役管制作業研究 5.核電廠除役期間作業管制實務個案研究 6.除役期間核電廠重要設備維護管理安全管制技術研究 7.核電廠運轉及除役期間材料及非破壞檢測評估研究 8.國際核電廠除役實務蒐集及拆除管制研究				
預算數 (千元)	決算數 (千元)	執行率 (%)	節餘數 (千元)	總人力 (人年) 實際/規劃	
30,823	28,811	93.47%	2,012	30.5/30.5	
其他資源投入					
預期關鍵成果		關鍵成果達成情形		主要成果使用者/服務對象/合作對象	
涉及科技計畫層級之預期關鍵成果： <b>O1KR1：</b> 完成國際機率式風暴潮水災與地震型海嘯水災評估方法研析，以及探討複合型災害危害度分析程序，並產出報告 1 篇，提升管制技術能力。 細部計畫預期關鍵成果說明：		1. 完成美國及日本機率式風暴潮水災評估技術研析，並就核電廠風暴潮水災與地震型之複合型水災分析技術關鍵要項，提出管制建議。 2. 針對美國機率式洪水危害評估作法進行研析，並與傳統之可能最大降水(PMP)分析方法比對，提出比對		核能安全委員會核安管制組	

<p>為強化我國核電廠海嘯分析技術，114 年規劃就先前所建立之海嘯評估技術基礎，進一步對美國、日本等核電廠風暴潮水災與地震型之複合型水災分析技術加以探討。研究成果可運用於我國核電廠鄰近區域，評估海嘯可能發生情境及降低預測上之不確定性，精進我國核電廠因應自然危害之防範能力。</p>	<p>結果及差異，彙整為報告 1 篇並提出管制建議，作為我國核電廠自然危害防護及評估之參考。</p>	
<p>其他預期成果： 無。</p>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 完成國際核電廠除役期間反應器壓力槽拆除案例蒐集及管制實務研究，並就除役拆除各階段期程規劃、拆除作業管理及人員進出管制等進行研析，提供管制建議。</li> <li>2. 完成風險告知視察管制工具（PRiSE）之核二廠除役過渡階段後期定性風險分析評估功能，並更新核一、二及三廠評估工具視察指引及使用手冊。</li> <li>3. 完成核電廠除役期間水質對低合金鋼材料之影響研析，提供我國核電廠用過燃料池水質管制建議。</li> <li>4. 研析國際經驗，完成核三廠用過燃料池冷卻淨化系統、緊急柴油發電機等系統主動件維護方式探討，並就核三廠用過燃料池吊車之設計、運作、維護相關技術規範研析，並與國際案例及實務經驗比對，提出我國核電廠吊運管制要項。</li> <li>5. 完成核電廠除役期間碳鋼及不銹鋼鐸件伽凡尼腐蝕行為研析，並就不同冷加工處理不銹鋼之腐蝕行為進行探討；另完成美國核電廠建物結構與組件老劣化非破壞檢測及處理</li> </ol>	<p>核能安全委員會核安管制組</p>

	<p>方法研析，提出管制要項。</p> <p>6. 完成美國 Peach Bottom Atomic Power(PBAPS)及 Columbia Generating Station(CGS)核電廠之 SPRA 報告內容研析，針對同行審查及美國核管會審查意見，就廠址、參考點最大地動加速度、分析軟體及結構體動力分析等內容進行比對，提供管制參考；另完成日本更新後之核電廠設計地震動基準內容研析，並就柏崎刈羽核電廠於2007年中越沖地震後進行耐震重評作業進行探討，比較新舊制之差異性，提供管制參考。</p>	
<p>遭遇困難與因應對策</p>	<p>無。</p>	

細部計畫 2	核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究	計畫屬性	環境永續與社會發展	執行機關	核能安全委員會輻射防護組
重點描述	1.建立核電廠除役獨立驗證執行政序 2.除役期間殘餘放射性污染輻射量測驗技術研究 3.核電廠除役放射性核種分析技術驗證研究				
預算數 (千元)	決算數 (千元)	執行率 (%)	節餘數 (千元)	總人力 (人年) 實際/規劃	
7,500	7,500	100.00%	0	8.5/8.5	
其他資源投入					
預期關鍵成果		關鍵成果達成情形		主要成果使用者/服務對象/合作對象	
涉及科技計畫層級之預期關鍵成果： <b>O2KR1：</b> 執行除役廠址輻射偵檢儀器靈敏度探討研究，精進核電廠除役核種分析驗證技術。  細部計畫預期關鍵成果說明： 完成除役廠址輻射偵檢儀器靈敏度探討研究以及核電廠輻射特性調查偵檢儀器教育訓練，精進我國核電廠除役輻射特性調查機制。		1. 完成辦理「核電廠輻射特性調查偵檢儀器」教育訓練，針對影響輻射偵檢儀器最低可測濃度(MDC)因素、歷次執行核一廠離廠偵檢作業驗證情形、方式與重要發現及加馬影像儀器工作原理與輻安管制應用等議題進行簡報說明。 2. 完成拆分式機台開發。分析高靈敏準直器相關性能數據後，以「Usability Study of GaSerEye with Large-square-hole Collimation Settings」為題撰文，並提出檢討與改進方向建議，投稿至 IEEE ICEIB (International Conference on Electronic Communications, Internet		核能安全委員會	

	<p>of Things and Big Data) 2025 年會發表。</p> <p>3. 完成固態基質中低活度核種比較實驗，參加之三間實驗室皆通過測試並於 10 月 14 日舉辦比較實驗總結會議，並完成金屬基質添加 Cd-109 及樹脂基質添加 I-129 製備，以及核種均勻度測試。</p>	
<p>其他預期成果： 無。</p>	<p>無。</p>	<p>無。</p>
<p>遭遇困難與因應對策</p>	<p>無。</p>	

細部計畫 3	核電廠除役安全管制關鍵技術要項研究	計畫屬性	環境永續與社會發展	執行機關	核能安全委員會核安管制組
重點描述	1.核電廠特殊結構除役管制技術之基礎研究 2.核電廠除役期間火災危害及火災防護方案之管制技術研究 3.美國核電廠完成除役後解除除役管制要項之基礎研析 4.核電廠地下水防護管制廠址模型及監測作業技術要項研析				
預算數 (千元)	決算數 (千元)	執行率 (%)	節餘數 (千元)	總人力 (人年) 實際/規劃	
5,000	5,000	100.00%	0	8.5/8.5	
其他資源投入	無。				
預期關鍵成果		關鍵成果達成情形		主要成果使用者/服務對象/合作對象	
涉及科技計畫層級之預期關鍵成果： <b>O1KR2：</b> 完成核電廠除役期間之地下水監測井代表性水樣選取、洗井、採樣、樣品運輸及儲存等流程，以及最低可檢測濃度之資料彙整及研析，提出我國核電廠地下水防護方案管制建議，並產出報告 1 篇。  細部計畫預期關鍵成果說明： 114 年規劃就先前所探討之核電廠除役期間廠址概念模型，參考國際核電廠地下水防護實務案例或管制作法，參考國際資料，研析核電廠除役期間廠址地下水水質採樣及監測作業技術，精進核電廠地下水防護技術量能。		完成核電廠除役期間之地下水監測井代表性水樣選取、洗井、採樣、樣品運輸及儲存等流程，以及最低可檢測濃度之資料彙整及研析，彙整為報告 1 篇並提出管制建議。		核能安全委員會核安管制組	

<p>其他預期成果： 無。</p>		<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 完成 IAEA 技術報告彙整及重點摘錄，包括策略規劃、準備作業、除污及拆除等，並就國際核電廠受輻射影響之水池拆除案例，完成案例研析及管制要項探討。</li> <li>2. 完成美國 Zion、La Crosse 核電廠第 1 級受輻射影響區最終狀態偵測之作法研析，提出管制建議。</li> </ol>	<p>核能安全委員會核安管制組</p>
<p>遭遇困難與因應對策</p>	<p>無。</p>		

## 附表、佐證資料表

(請選擇合適之佐證資料表填寫，超過 1 筆請自行插入列繼續填寫，未使用之指標資料表請刪除。)

### 【A 論文表】

題 名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別	成果歸屬
不銹鋼桶表面遠端目視影像檢測與 AI 辨識系統	張佐民	2025	A	核電廠運轉與除役安全管制實務研究
The Corrosion Behavior of Carbon Steel at Nuclear Power Plants During Deactivated and Decommission Processes	呂文豐	2025	F	同上
Usability Study of GaSerEye with Large-square-hole Collimation Settings	梁鑫京	2025	F	核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究

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
114 年度風險告知視察工具應用於運轉及除役作業管制之研究	更新我國風險顯著性確立程序與評估工具，將該工具擴大應用範圍至核二廠除役過渡階段後期，可就餘熱移除、爐心補水、反應度控制、圍阻體完整性與電源供應等安全功能進行定性評估，並建立核二廠定性風險分析架構及風險模式，可用以輔助視察員評估視察發現之風險顯著性。	B	C	核電廠運轉與除役安全管制實務研究
核電廠機率式地震風險評估安全管制技術研究	完成美國核電廠最新地震風險(SPRA)評估報告、同行審查及 NRC 審查意見等資料研析，提供管制建議。	B	C	核電廠運轉與除役安全管制實務研究

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
地震安全分析研究團隊	國立成功大學	B	A	2018	核電廠運轉與除役安全管制實務研究
核電廠廠址地下水管制分析團隊	國立中央大學	B	A	2022	核電廠除役安全管制關鍵技術要項基礎研究
核電廠除役輻射特性調查團隊	國家原子能科技研究院	B	A	2022	核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究

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
陳楷芸	國立清華大學	B	B	核電廠運轉與除役安全管制實務研究
魏誌廷	國立清華大學	B	B	同上
李昕儒	國立清華大學	B	B	同上
權玫叡	國立清華大學	B	B	同上
謝承洧	國立成功大學	B	B	同上
楊翌琳	國立成功大學	B	B	同上
廖方濟	國立清華大學	B	B	核電廠除役安全管制關鍵技術要項基礎研究
侯冠宇	國立清華大學	B	B	同上
林逸晨	國立清華大學	B	B	同上
周子晴	國立清華大學	B	B	同上
蔡承樺	國立清華大學	B	B	同上
管均威	國立清華大學	B	B	同上
侯欣妤	國立清華大學	B	B	同上

周亭好	國立清華大學	B	B	同上
-----	--------	---	---	----

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
精進核電廠嚴重事故分析及熱流分析程式應用研究	黃立穎	2025	C	核電廠運轉與除役安全管制實務研究
114 年核電廠機率式地震安全度評估管制技術研究	洪季陵	2025	C	同上
114 年核電廠海嘯與水災危害暨安全評估之管制技術基礎研究	蕭士俊	2025	C	同上
114 年核電廠除役期間重要設備維護管理安全管制技術研究	林書睿	2025	C	同上
114 年核電廠國際除役資訊與管制作業實務研究	許文勝	2025	C	同上
114 年核電廠除役期間材料及非破壞檢測評估研究	呂文豐	2025	C	同上
114 年國際核電廠除役反應器壓力槽拆除實務蒐集及管制研究	劉上銘	2025	C	同上
精進核電廠除役拆除物質輻射偵檢與評估之管制資訊研析	蔣安忠	2025	C	同上
114 年核電廠組件運轉經驗研析報告	張佐民	2025	C	同上
114 年美國先進核能法規架構 10 CFR53 研析報告	黃郁青	2025	C	同上
核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究	黃珮吉	2025	C	核電廠除役獨立驗證偵檢量測技術研究
核電廠特殊結構除役管制技術之進階研究	許文勝	2025	C	核電廠除役安全管制關鍵技術要項基礎研究
精進核電廠除役拆除物質輻射偵檢與評估之管制資訊研析	蔣安忠	2025	C	同上
美國核電廠完成除役後解除除役管制要項之進階研析	陳韶萱	2025	C	同上
核電廠除役期間廠址地下水水質採樣及監測作業技術要項研析	陳瑞昇	2025	C	同上

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
核一廠除役過渡階段風險顯著性確立程序評估工具(第 1.6 版)	-	C	2025	國家原子能 科技研究院	是	核電廠運轉 與除役安全 管制實務研 究
核二廠除役過渡階段風險顯著性確立程序評估工具(第 1.2 版)	-	C	2025	同上	是	同上
核三廠風險顯著性確立程序評估工具(第 5.6 版)	-	C	2025	同上	是	同上
核一廠除役過渡階段風險顯著性確立程序評估工具使用手冊(第 1.6 版)	C	A	2025	同上	是	同上
核二廠除役過渡階段風險顯著性確立程序評估工具使用手冊(第 1.2 版)	C	A	2025	同上	是	同上
核三廠風險顯著性確立程序評估工具使用手冊(第 5.6 版)	C	A	2025	同上	是	同上
114 年風險告知視察管制評估工具 (PRiSE) 教育訓練課程	B	A	2025	同上	否	同上
精進核電廠除役拆除物質輻射偵檢與評估之管制資訊研析教育訓練課程	B	A	2025	同上	否	同上
114 年度「國際核電廠安全法規資訊暨組件維護管制經驗研究」教育訓練課程	B	A	2025	同上	否	同上
114 年核電廠除役期間重要設備維護管理安全管制技術研究教育訓練課程	B	A	2025	同上	否	同上
核電廠輻射特性調查偵檢儀器	B	A	2025	同上	否	核電廠除役 獨立驗證偵 檢量測技術 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。