

# 110 年度政府科技發展計畫 績效報告書 (D006)

計畫名稱：精進放射性廢棄物貯存與處置安全管制技術發展(2/4)

執行期間：

全程：自 109 年 1 月 1 日 至 112 年 12 月 31 日止

本期：自 110 年 1 月 1 日 至 110 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放射性物料管理局

## 110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	回復說明
<p><b>壹、計畫實際執行與原計畫目標符合程度(自評評等：<u>優</u>)</b></p> <p>優：超越計畫原訂目標，且已就所遭遇困難提出有效之因應對策。            良：達成計畫原訂目標，且已就遭遇困難提出可行之因應對策。            可：大致達成原訂目標，且就遭遇困難所提因應對策尚屬可行。            待改善：超過3成以上執行內容與原規劃未符或未達成原訂目標，且仍須對所遭遇困難提出更有效可行之因應對策。            劣：半數以上執行內容與原規劃未符或未達成原訂目標，且仍須對所遭遇困難提出更有效可行之因應對策。</p>		
1-1	<p>110年度包含8個子項計畫；原訂KPI值為成論文8篇；研究報告9篇；跨機構合作團隊養成3組；博碩士人才培育6人。110年度實際達成：論文9篇；研究報告11篇；跨機構合作團隊養成3組；博碩士人才培育15人。產出成果豐碩，已如期達成預期目標，整個管理和研究團隊值得鼓勵和讚賞。</p>	<p>感謝委員肯定。</p>
<p><b>貳、計畫經費運用之妥適度(自評評等：<u>優</u>)</b></p> <p>優：經費運用與工作內容相當匹配，且運用更有效率。            良：經費運用與工作內容相當匹配，與原規劃一致。            可：經費運用與工作內容與原規劃大致相符，差異處經機關說明後可以接受。            待改善：經費運用與工作內容與原規劃不盡相符，差異處經機關說明後可以接受。            劣：經費運用與工作內容與原規劃非常不相符，且未說明差異或說明無法獲得接受。</p>		
2-1	<p>總體計畫經費執行率達90.32%，投入研究人力12人/年，與原計畫之規劃達成目標大體一致，且產出成果豐碩，計畫管理控制良好經費運用相當妥適合宜。</p>	<p>感謝委員肯定，本局將持續妥善管控後續年度計畫之推動與執行，並致力提升計畫經費執行率。</p>
<p><b>參、計畫主要成就及成果(重大突破)之價值、貢獻度及滿意度(自評評等：<u>優</u>)</b></p> <p>優：所達成量化指標或質化效益超越原計畫預期效益。</p>		

序號	審查意見	回復說明
	<p>良：所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符。</p> <p>可：達成 8 成原計畫預期效益。</p> <p>待改善：達成 6 成原計畫預期效益。</p> <p>劣：超過半數計畫預期效益未達成。</p>	
3-1	<p><b>【量化績效指標達成情形】</b> 本計畫KPI值達成如前述產出成果均達預訂目標值或超出預訂目標值，成果相當豐碩。</p> <p><b>【學術成就(科技基礎研究)】</b> 所發表之9篇論文，除一篇在審查中外，其餘均在國內外期刊或研討會中發表，成果豐碩。</p> <p><b>【技術創新(科技技術創新)】</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業之管制技術研究：本研究在輻射劑量評估上開創新的分析方法，不同以往的研究或方法只著重在中子與光子的輻射劑量數值，而是完整地分析設施周遭輻射場的特性與傳輸路徑，可針對設施外輻射遷移途徑(直接穿透、輻射滲流、天空散射、地面散射、多次散射)做量化區分與討論，有利於屏蔽優化與驗證。</li> <li>2. 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析：研析IAEA 對於低放處置設施所訂定之管制及安全分析案例、國際有關低放處置設施封閉後安全分</li> </ol>	<p>感謝委員對本計畫執行成果之肯定。</p>

序號	審查意見	回復說明
	<p>析案例，以及國際上之研析技術基礎研究方法、分析流程和研究成果，可提供作為我國低放處置安全分析技術研究之基礎。</p> <p>3. 處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證:依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣之配置，使用主要案例中進行平行驗證，並針對處置隧道之影響參數對於周圍母岩以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析。</p> <p>4. 緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立: 參考瑞典等國研究報告來設計沖蝕實驗模型，從沖蝕機制與流失量做評估研析，提出高放最終處置緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估之相關審查重點。</p> <p><b>【經濟效益(經濟產業促進)】</b></p> <p>整合IAEA、美國、瑞典及各國低放射性廢棄物場址封閉後管制及安全分析技術研究後，提出我國法規之修訂建議，對提升我國場址封閉後管制與處置環境安全分析有實質助益，有助於未來處置作業推動過程，</p>	

序號	審查意見	回復說明
	<p>提升環境保護安全與增進社會及人民共同福祉。</p> <p><b>【社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)】</b></p> <p>有助於公眾對低放射性廢棄物處置安全的瞭解，增進公眾對於低放射性廢棄物處置之信心。</p> <p><b>【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)】</b></p> <p>本計畫共計培育15人，所培育之博碩士生，已在此工作中獲得相關分析、研究和瞭解管制之訓練，未來可以挹注國內未來人力需求，以滿足核電廠除役之用過核子燃料乾式貯存和低放與高放射性廢棄物相關技術之解析研究經驗及人力。</p>	
<p><b>肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評等：<u>優</u>)</b></p> <p>優：認同機關所提計畫執行無須跨部會協調，且不須與其他計畫配合。</p> <p>良：跨部會協調或與相關計畫之配合情形良好。</p> <p>可：跨部會協調或與相關計畫之配合情形尚屬良好。</p> <p>待改善：跨部會協調或與相關計畫之配合情形有待改善。</p> <p>劣：跨部會協調或與相關計畫之配合情形非常待改善。</p>		
4-1	<p>本計畫研究領域包括除役放射性廢棄物管制、用過核子燃料乾式貯存、低放射性廢棄物處置及用過核子燃料處置相關管制技術研發。目前相關研究計畫另有原能會辦理以除役為主軸的科技計畫；科技部與原能會的原子能科技學術合作研究</p>	<p>感謝委員的肯定，未來除持續推動後續年度計畫執行外，亦將持續參與外部計畫舉辦之研討會/座談會等溝通機會，提升對彼此計畫的進度掌握，俾將投入之資源效益最大化。</p>

序號	審查意見	回復說明
	<p>計畫；以及台電的各項研究計畫。本計畫除內部研究團隊間有密集的技术討論外，亦積極參與外部計畫如台電公司等單位所舉辦的研討會/座談會，以促進對於彼此進度的瞭解，藉以妥善利用國內的有限資源，整體提昇國內的安全技術水準。</p>	
<p><b>伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評等：<u>優</u>)</b></p> <p>優：後續工作構想良好；屆期計畫成果之後續推廣措施良好。  良：後續工作構想良好；但屆期計畫成果之後續推廣措施可再加強。  可：後續工作構想尚屬良好；屆期計畫之後續推廣措施尚屬良好。  待改善：後續工作構想尚屬良好；但屆期計畫成果之後續推廣措施可再加強。  劣：後續工作構想有待加強；未規劃適當之屆期計畫後續推廣措施。</p>		
5-1	<p>本計畫之細部子計畫後續研究重點摘要均有妥善可行規劃。</p>	<p>感謝委員的肯定，後續年度工作將持續保持。</p>
<p><b>陸、總體績效評量暨綜合意見(自評評等：<u>優</u>)</b></p> <p>優、良、可、待改善、劣</p>		
6-1	<p><b>【本計畫優點】</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 本計畫依據國內實務需求進行規劃與發展，精進放射性廢棄物貯存與處置安全管理技術發展，有助於安全管理與管制，宜持續推動。</li> <li>2. 本研究計畫研究主題包括『國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究』、『室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業之管制技術研究』、『用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管</li> </ol>	<p>感謝委員的肯定，本局仍將致力精進後續年度科技計畫之執行。</p>

序號	審查意見	回復說明
	<p>制技術研究』、『國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析』、『低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析』、『低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析』、『低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析』、『用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析』、『處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證』、『緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立』等，研究團隊包括：財團法人中華民國輻射防護協會、清華大學、工業技術研究院、中興大學、臺灣大學、中央大學、淡江大學、屏東科技大學等，而預算執行僅達 90.32% 為其特色，其計畫管理與協調整合不易，然而產出成果均如預期或部分超出原 KPI 值誠屬難能可貴值得加許。</p> <p>3. 形成國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析、高放處置管制技術研發團、低放處置管制技術研發等，計 9</p>	

序號	審查意見	回復說明
	個大學及單位形成三個跨組織合作研究團隊。	
6-2	<p><b>【建議事項】</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 定期檢視與修正「用過核子燃料管理安全與放射性廢棄物管理安全」聯合公約 2020 年版國家報告書(英文版)，可更精進；依每年發展與研發成果回饋，進行修訂或更新相關內容。</li> <li>2. 本計畫均能依按設定目標達成，實屬不易。建議未來可更提升層次或彈性調整，從策略發展、國際動態掌握，國內發展的更新動態，進行法規檢視增修及管制技術發展與應用之調配。</li> <li>3. 我國雖非 OECD/NEA 之成員國，但我國在 OECD/NEA 派駐有觀察員且我國自 2000 年即以 TRR 除役為名參加成為 CPD 成員，每年 OECD/NEA CPD 舉行 TAG 會議我國均派員出席外，亦可透過觀察員收集具有用過核子燃料乾式貯存經驗之歐美國家相關資料及交流，建議充份利用此一管道。</li> <li>4. 細部計畫 2-2 中 HPPP 和 SIMFIP 縮寫代表意思？建議全報告中縮寫字最好有附中文或英文全文較易表達清楚。</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 感謝委員建議，依規定國家報告書每 3 年更新一版，本局過往即已將科技計畫成果回饋於「用過核子燃料管理安全與放射性廢棄物管理安全」聯合公約國家報告書，未來亦將持續執行。</li> <li>2. 感謝委員建議，本局將持續掌握國內外發展動態，適度調配計畫執行經費法規檢視增修及管制技術發展與應用之比例。</li> <li>3. 原能會確有派駐人員於經濟合作暨發展組織核能署 (OECD/NEA)，目前已持續透過該管道進行相關資料蒐集與交流，並定期回報原能會工作報告，未來亦將持續利用該管道蒐集國際間用過核子燃料乾式貯存經驗相關資料與交流。</li> <li>4. 感謝委員建議，HPPP 係指高壓脈衝式孔彈性裂隙水力-力學特性量測設備 (the High-Pulse Poroelasticity Protocol)，SIMFIP 則為用於現地裂隙特</li> </ol>

序號	審查意見	回復說明
	<p>5. 子項計畫 3-3:沖蝕發生的關鍵在於地下水之化學環境，地下水離子強度低的情況下，發展完整的擴散雙層將促進蒙脫石的釋放，而相比在離子強度較高的 4.00 mM 環境，去離子水環境的流失量明顯較為顯著，此為影響沖蝕最主要的因素。mM 係毫摩爾嗎？請澄清並加註，更易了解。</p> <p>6. 因應國際間對用過核子燃料深孔處置的技術發展日益成熟，建議於後續年度計畫中，納入深孔處置技術特點及安全評估的資訊蒐集分析。</p> <p>7. 合作團隊的培養應強化跨領域之技術整合，並落實經驗傳承及世代交替。</p>	<p>性的逐步注入法 (Step-rate Injection Method for Fracture In-situ Properties)；另已全篇報告檢視修訂，縮寫字首次出現處已附註英文全名。</p> <p>5. 感謝委員建議，M 為體積莫耳濃度單位之縮寫，1M 為 1 mol/L，已進行加註。</p> <p>6. 感謝委員建議，本局刻正著手規劃 113-116 年科技計畫工作項目，有關用過核子燃料深孔處置技術議題將會納入規劃評估。</p> <p>7. 感謝委員建議，合作團隊之培養一直為歷年計畫執行之重要績效指標，未來仍將持續精進，強化跨領域之技術整合，並落實經驗傳承及世代交替。</p>

# 目 錄

110 年度政府科技發展計畫審查意見辦理情形表(檔案上傳).....	i
【110 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 .....	6
壹、 目標與架構(系統填寫) .....	7
一、 總目標及其達成情形.....	7
二、 架構(系統產出，不另行填寫) .....	12
三、 細部計畫與執行摘要.....	28
貳、 經費執行情形 .....	51
一、 經資門經費表(E005) .....	51
二、 經費支用說明.....	52
三、 經費實際支用與原規劃差異說明.....	52
第二部分 .....	53
壹、 成果之價值與貢獻度.....	54
貳、 檢討與展望 .....	64
參、 其他補充資料 .....	68
一、 跨部會協調或與相關計畫之配合.....	68
二、 大型科學儀器使用效益說明.....	68
三、 其他補充說明(分段上傳) .....	68
附表、佐證資料表.....	70

## 【110年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	110-2001-02-17-02					
計畫名稱	精進放射性廢棄物貯存與處置安全管制技術發展(2/4)					
主管機關	行政院原子能委員會					
執行機關	行政院原子能委員會放射性物料管理局					
計畫主持人	姓名	陳鴻斌	職稱	局長		
	服務機關	行政院原子能委員會放射性物料管理局				
	電話	2232-2301	電子郵件	hbchen@aec.gov.tw		
計畫類別	<input type="checkbox"/> 政策計畫 <input checked="" type="checkbox"/> 一般計畫 <input type="checkbox"/> 基礎研究 <input type="checkbox"/> 前瞻計畫					
重點政策項目	<input type="checkbox"/> 數位經濟與服務業科技創新 <input type="checkbox"/> 亞洲·矽谷 <input type="checkbox"/> 智慧機械 <input type="checkbox"/> 綠能產業 <input type="checkbox"/> 生醫產業 <input type="checkbox"/> 國防產業 <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"/> 文化創意產業科技創新 <input type="checkbox"/> 其他					
前瞻項目	<input type="checkbox"/> 綠能建設 <input type="checkbox"/> 數位建設 <input type="checkbox"/> 人才培育促進就業之建設					
計畫群組及比重	生命科技__%    環境科技 <u>100%</u> 數位科技__% 工程科技__%    人文社會__%    科技創新__% 請依群組比重填寫，需有比重最高之群組，且加總須 100%。					
執行期間	110 年 01 月 01 日至 110 年 12 月 31 日					
全程期間	109 年 01 月 01 日至 112 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)		
	109	14,872		12		
	110	13,205		12		
	111	13,027		12		
	112	15,189		12		
	合計	56,293		48		
	110 年度	經費項目		預算數(千元)	決算數(千元)	執行率(%)
		經常門	人事費	-	-	-
			材料費	-	-	-
			其他經常支出	14,621	13,205	90.32%
小計			14,621	13,205	90.32%	
資本門		土地建築	-	-	-	
		儀器設備	-	-	-	
	其他資本支出	-	-	-		

			小計	-	-	-
			經費合計	14,621	13,205	90.32%
政策依據	<p>由系統帶入 110 年計畫書填寫之資料</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 總統政見：「非核家園」政策。</li> <li>2. 行政院 109 年施政方針：嚴格執行核電廠除役及核電廠安全管制作業，持續推動公眾參與監督及資訊透明機制。</li> <li>3. 行政院施政報告(民國 108 年立法院第 9 屆第 8 會期)：嚴密管制龍門電廠核子燃料外運作業；督促台電公司積極辦理集中貯存方案及蘭嶼低放貯存場安全提升方案，做好蘭嶼低放貯存場遷場準備作業；要求台電公司儘早取得地方政府乾貯設施水土保持完工證明，俾利核電廠用過核子燃料搬移及後續除役計畫之進行。</li> <li>4. 國家科學技術發展計畫(民國 106 年至 109 年)附錄：行政院原子能委員會目標一、精進原子能安全管制技術，提升原子能利用安全品質。策略一、確保核能電廠及廢料安全：提升核能電廠除役、除役前運轉安全及放射性廢棄物處置管制技術及法規能量，強化審查與查證能力。</li> </ol>					
本計畫在機關施政項目之定位及功能	<p>由系統帶入 110 年計畫書填寫之資料</p> <p>放射性物料管理局隸屬於原子能委員會，業務職掌包含規劃、督導、管制放射性廢棄物之處理、運送、貯存與最終處置及核子原料、核子燃料之輸入、輸出、貯存與轉讓等事宜；放射性廢棄物處理、貯存與處置設施之設計、建造、運轉及除役或封閉等安全分析之審查、檢查與管制事項；放射性廢棄物輸入、輸出、處理、貯存、運送與處置作業之審查、檢查與管制事項；核子原料探勘、開發、生產、製造、輸入、輸出、貯存、使用、廢棄與轉讓之審查及管制事項；核子燃料輸入、輸出、貯存、廢棄與轉讓之審查、檢查與管制事項；放射性物料管理法規及技術準則之研擬事項；放射性物料有關之教育宣導及溝通等事項。基於達成嚴密管制放射性物料的營運安全、維護公眾健康與環境品質的任務目標，爰提出本計畫，以落實相關業務所需之安全管制技術發展工作。由於物管局為行政機關，因此本計畫研發工作將以委託研究方式，邀請國內專業與學術機構執行技術研發計畫。本計畫定位在以適當的經費與人力資源，進行具有急迫性與具有研究價值的管制技術科技研發工作，以釐清與解決所面臨的技術問題。</p> <p>本計畫的落實有助於達成下列功能：</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 強化除役放射性廢棄物特性與管制技術發展。</li> <li>2. 建立放射性物料管制的科學技術資訊，作為施政決策的參考依據。</li> <li>3. 先期研究探討發現問題，提出可行方案，擬訂解決對策。</li> <li>4. 預先規劃建立本土管制評估技術，以釐清廢棄物處置長期安全問</li> </ol>					

	<p>題。</p> <p>5. 藉由研發成果回饋精進放射性物料安全管制的技術規範與法規。</p> <p>6. 建立公開透明的放射性廢棄物科技資訊，增進公眾的信心。</p> <p>7. 促進管制人員與專家學者之間的技術經驗交流，養成專業人才。</p>		
<p><b>計畫摘要</b></p>	<p>(由管考系統帶入)</p> <p>「精進放射性廢棄物貯存與處置安全管理技術發展」計畫，以除役放射性廢棄物、低放射性廢棄物處置與集中貯存、用過核子燃料處置等安全管理技術領域，規劃分為三個細部計畫，於四年計畫期程(109-112年)推動研發工作。110年度包含8個子項計畫，研究架構如下：</p> <p>細部計畫1：除役放射性廢棄物處理與貯存之管制技術發展(2/4)</p> <p>1-1 國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例之研析</p> <p>1-2 用過核燃料乾式貯存護箱系統結構與材料特性研析(110年)</p> <p>細部計畫2：精進低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術發展(2/4)</p> <p>2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析</p> <p>2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析</p> <p>2-3 低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析</p> <p>細部計畫3：精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展(2/4)</p> <p>3-1 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施</p> <p>3-2 處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證</p> <p>3-3 緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立</p>		
<p><b>計畫目標與預期關鍵成果之達成情形</b></p>	<p><b>原設定</b></p>	<p>O1 確保核能電廠及廢料安全</p>	<p>O1KR1：落實安全管理技術之應用，強化放射性廢棄物處理與貯存之管制措施，要求經營者放射性廢棄物處理與貯存零輻安事故。</p> <p>O1KR2：精進管制規範，彙整參與科技計畫學研單位建議，修訂2件以上管制技術規範草案。</p> <p>O1KR3：整合國內放射性廢棄物管理/管制現況，完成放射性廢棄物管理聯合公約國家報告書英文版之編撰，並由參與科技計畫專家學者完成審議。</p>
	<p><b>達成情形</b></p>	<p>O1 確保核能電廠及廢</p>	<p>O1KR1：</p>

	請依原設定進行達成情形之說明	料安全	<p>落實安全管制技術之應用，強化放射性廢棄物處理與貯存之管制措施，達成 110 年度無放射性廢棄物處理與貯存輻安事故發生。</p> <p>O1KR2：</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 完成「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」修正案，已於 110 年 5 月 13 日修正發布施行。</li> <li>2. 完成「低放射性廢棄物海洋運送船舶輻射安全規範」(草案)，草案並函知有關單位及於原能會網頁公告，以徵詢利害關係單位之意見。</li> </ol> <p>O1KR3：</p> <p>「放射性廢棄物管理聯合公約國家報告書英文版」於 110 年 5 月 13 日完成審定。</p>
計畫效益與重大突破	<p>請盡量以條列方式，總字數 600 字為限，說明本計畫實際達成之效益及影響</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 完成一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制國際規範與案例研析，成果有助於釐清除役廢棄物之解除管制基準，在安全的前提下節約廢棄物管理成本。</li> <li>2. 完成乾貯護箱乾操作業與營運檢測之管制技術研析，成果有助於實務管制，針對重要作業程序進行監督，確保作業安全與效能。</li> <li>3. 完成低放處置設施封閉後國際管制規範與案例經驗研析，成果有助於釐清安全相關要項及審查時的科學基準，提升審查的品質與效率。</li> <li>4. 完成低放處置場址土壤及岩體變形區導水特性研析，以及現地應力量測影響因子研析，成果有助於確保場址調查關鍵資訊之可靠性，並確認場址之長期安全穩定性。</li> <li>5. 完成高放處置安全分析報告有關場址與設施運轉規範之專家研議，並擬定初步技術草案，後續將逐步完善成為行政規則。</li> <li>6. 完成高放處置設施處置罐承載分析與緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估技術，成果可作為未來審驗重大安全相關議題之科學基準。</li> <li>7. 完成我國 2020 年版「放射性廢棄物管理聯合公約國家報告書」(英</li> </ol>		

	文版)，履行國際公益義務，經國際同儕審查後，將發布於原能會官網，善盡我國資訊公開的國際責任。			
<b>遭遇困難與因應對策</b>	110 年度計畫工作執行期間並無遭遇重大困難或落後。			
<b>後續精進措施</b>	1. 精進特殊除役放射性廢棄物(如大組件與保溫材)之安全管制技術。 2. 精進用過核燃料乾式貯存設施中長期老化管理與維護監測之安全管制技術。 3. 持續精進我國低放處置安全分析審查要項之安全管制技術。 4. 持續精進我國高放處置安全分析審查要項之管制規範研定。			
<b>計畫連絡人</b>	<b>姓名</b>	李彥良	<b>職稱</b>	組長
	<b>服務機關</b>	行政院原子能委員會放射性物料管理局		
	<b>電話</b>	02-22322310	<b>電子郵件</b>	liang@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)

(計畫目標與架構之呈現方式應與原綱要計畫書一致，如實際執行與原規劃有差異或變更，應予說明；另績效報告著重實際執行與達成效益，請避免重複計畫書內容。)

## 一、總目標及其達成情形

1. 全程總目標：請在此依照計畫書簡要敘明計畫總目標，亦即總計畫之在期程內規劃達成的成果。(由管考系統帶入)

放射性物料安全管制為政府施政的重要一環。物管局為我國放射性物料安全管制機關，所轄業務包含全國放射性物料處理、貯存與處置設施之建造、運轉與核能設施除役(或封閉)之審核與發照，並負責放射性物料輸入、輸出、處理、貯存、運送與處置等相關作業之安全管制與檢查等事項。為達成嚴密管制放射性物料的營運安全、維護公眾健康與環境品質的任務目標，爰提出本計畫，以持續強化並落實相關業務所需之技術發展工作。

物管局考量前述之施政推動需求與面臨之問題，擬定本計畫總體策略績效目標為：建立與提升放射性物料(包含低放射性廢棄物與用過核子燃料)貯存與處置的相關管制技術，以釐清並解決所面臨的技術問題，確保足以維護環境品質與公眾安全。具體目標包括：

- (1) 針對既有的與未來的放射性廢棄物貯存設施，研擬管制措施的精進作為，持續提升安全水準，並對設施後續的活動發展，評估管制對策。
- (2) 針對未來的放射性廢棄物處置設施，釐清可能的安全影響因素，前瞻發展審查所需的驗證工具與管制技術。
- (3) 完善我國放射性廢棄物管制法規體系，建立長遠的技術研發機制。
- (4) 配合計畫的執行，促進物管局專業人力的養成，並透過委託學術機構的研究，培育國內潛在研發人力。

(5)透過委託研究與技術整合，結合專家學者凝聚共識，以建立嚴謹的管制審查專業團隊。

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 <sup>&amp;</sup>
109	<p>1. 研析處理貯存設施運轉技術規範、除役電廠既有廠房增設處理設備及轉作暫貯場所等安全議題，完成除役電廠放射性廢棄物設施之安全管制技術報告。</p> <p>2. 蒐集國際間先進核能國家之研究成果進行研析，完成「用過核燃料乾式貯存護箱系統結構與材料特性研析」報告。</p> <p>3. 研析國際低放射性廢棄物處置功能評估審驗方法與集中貯存方案安全管制。完成「低放射性廢棄物處置與集中貯存方案安全管制研究」報告；「國際低放射性廢棄物處置功能評估審驗方法研究」報告。</p> <p>4. 為瞭解國際間安全論證技術相關及要求，研析國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA)及國際間安全論證報告架構及要項，並建置用過核子燃料最終處置設施處置安全技術基礎能力。完成「IAEA 及國際間安全論證報告架構及要項研析」報告；「用過核子燃料最終處置設施處置安全技術基礎能力建置」報告。</p>	<p>本計畫 109 年度成果達成既定的量化績效指標，完成論文 6 篇與研究報告 12 篇，並以管制技術需求為導向，養成乾式貯存、低放處置、與高放處置等三個跨機構研發團隊(整合型細部計畫)，為我國未來相關設施的安全審驗與諮議培養所需的專業人才。年度研究成果對我國未來的規範研訂與審查工作頗有助益。此外，年度內對於各項重大議題的國際資訊彙整與技術發展，亦有豐碩的成果。完成重點研究項目摘要如下：</p> <p>細部計畫 1：除役放射性廢棄物特性與管制技術發展(1/4)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之安全管制研析</li> <li>• 109 年高燃耗用過核子燃料乾式貯存及設施營運檢測之管制技術研析</li> <li>• 109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能之管制技術研析</li> <li>• 109 年室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之審驗技術與案例研析</li> </ul> <p>細部計畫 2：精進低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術發展(1/4)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 放射性廢棄物處置場址特性管制研究</li> <li>• 低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析</li> <li>• 低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析</li> <li>• 低放射性廢棄物處置現地應力對處置坑道結構穩定影響研析</li> </ul> <p>細部計畫 3：精進用過核子燃料處置</p>

		<p>安全審驗技術發展(1/4)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計資訊研析</li> <li>• 最終處置場地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證</li> <li>• 低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式</li> </ul>
110	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 針對除役放射性廢棄物議題：研析一定活度或比活度以下除役放射性廢棄物國際管制規範與審查案例經驗，以及對於解除管制優良實務作法提出精進我國管制措施之建議。</li> <li>2. 針對用過核燃料乾式貯存議題：進行乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業、安全審查規範與營運檢測、及通風與除熱之國際案例經驗資訊蒐整與分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。</li> <li>3. 針對低放廢棄物處置議題：進行封閉後安全管制要項研議、處置場址土壤及岩體變形區導水特性管制技術、及場址現地應力量測管制技術之研發。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。</li> <li>4. 針對用過核子燃料處置議題：研議安全分析報告導則(草案)中有關場址特性描述及設施運轉相關章節內容。評估用過核子燃料處置處置罐之承載限制，並我國處置計畫階段性研發成果報告進行平行驗證。此外，進行緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估及實驗技術建立，模擬緩衝材料沖蝕作用，評估沖蝕機制與流失量之安全影響。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。</li> <li>5. 110 年度關鍵績效指標：成論文 8 篇；研究報告 9 篇；跨機構合作團隊養成 3 組；博碩士人才培育 6 人。</li> </ol>	<p>110年度針對左列計畫目標達成下列重點研究成果：</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例之研析：(1)完成國際管制技術規範蒐整；(2)完成優良實務案例研析；(3)提出我國規範與管制措施精進建議。</li> <li>2. 用過核燃料乾式貯存護箱系統結構與材料特性研析：(1)完成乾貯護箱乾燥作業之管制技術研究；(2)完成乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究；(3)完成乾貯設施通風除熱之國際案例資訊研析。</li> <li>3. 精進低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術發展：(1)完成封閉後安全分析要項研析；(2)完成土壤及岩體變形區導水特性研析；(3)完成現地應力量測影響因子研析。</li> <li>4. 精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展：(1)完成安全分析報告導則(草案)場址特性描述及設施運轉條文研議；(2)完成處置罐承載分析技術之建立與驗證；(3)完成緩衝材料沖蝕實驗模型與審驗技術建置。</li> <li>5. 110年度實際達成：論文9篇；研究報告11篇；跨機構合作團隊養成3組；博碩士人才培育15人。</li> </ol>
111	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 研析，低放射性廢棄物意外事件與應變措施、大型組件廢棄物及低污染性保溫棉材料處理等管制議題。</li> </ol>	-

	<ol style="list-style-type: none"> <li>2. 研析國際間乾貯設施貯存護箱安全評估技術，完成用過核燃料乾式貯存護箱系統中長期使用之安全評估技術研究。</li> <li>3. 辦理低放射性廢棄物最終處置安全分析報告場址特性、工程設計、功能評估之先期審查研究。完成低放射性廢棄物最終處置安全分析報告場址特性與工程設計先期審查研究；低放射性廢棄物最終處置安全分析報告功能評估先期審查研究。</li> <li>4. 研析用過核子燃料最終處置安全分析報告導則之關鍵要項，並研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則關鍵要項(草案)。另針對用過核子燃料最終處置設施處置安全技術驗證及審查要項進行研析。完成用過核子燃料最終處置安全分析報告導則之關鍵要項研析；用過核子燃料最終處置設施處置安全技術驗證及審查要項研析。</li> </ol>	
112	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 研析除役廢棄物紀錄保存、廢棄物設施老化管理及檢整計畫與運送計畫的安全審驗技術，完成除役廢棄物長期貯存規範與審查技術報告。</li> <li>2. 蒐集國際間乾貯設施執照更新審查案例及相關法規文件進行研析，完成用過核燃料乾式貯存設施運轉執照更新審查技術研究及本土應用分析。</li> <li>3. 建立低放射性廢棄物坑道處置功能評估審驗技術與能力，作為管制單位低放射性廢棄物坑道處置設施長期安全評估獨立審查關鍵技術之依據。完成低放射性廢棄物最終處置安全管制與法規精進研究；低放射性廢棄物坑道處置功能評估法規精進研究。</li> <li>4. 完成我國用過核子燃料最終處置安全分析報告審查導則(草案)研</li> </ol>	-

	<p>擬，並建置用過核子燃料最終處置設施熱-水-力耦合及核種傳輸安全分析驗證與審查技術。完成我國用過核子燃料最終處置安全分析報告審查導則(草案)研擬；用過核子燃料最終處置設施熱-水-力耦合及核種傳輸安全分析驗證與審查技術建置。</p>	
--	---	--

備註：#年度：請依計畫書期程撰寫，須填寫全程，第一年度請置於最上。單年計畫僅填寫該年度即可。

\*目標：請依計畫書規劃撰寫，質量化皆可。

&達成情形請依目標簡要說明進展或重要成果，未來年度可填「-」。若有未達成、未完全達成或其他需要說明或圖示之處，請於下方填寫。

說明：109 年度與 110 年度已達成預期化目標。

## 二、架構(系統產出，不另行填寫)

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)				
綱要計畫：精進放射性廢棄物貯存與處置安全管理技術發展(2/4)	總數 14,621 (13,205)	陳鴻斌	放射性物料管理局	建立與精進放射性廢棄物的貯存與處置管制技術，釐清所面臨的技術問題，並提出解決方案，俾確保公眾安全與維護環境品質。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 建立放射性物料管制的科學技術資訊，作為施政決策的參據。</li> <li>• 預先規劃建立本土管制評估技術及團隊，以釐清廢棄物處置長期安全問題。</li> <li>• 精進放射性物料管制的技術規範與安全基準。</li> <li>• 強化核能電廠除役與廢棄物安全評估與管制技術，落實非核家園政策。</li> <li>• 建立公開透明的放射性廢棄物科技資訊，增進公眾對安全管制的信心。</li> <li>• 促進管制人員與專家學者之間的技術經驗交流。</li> <li>• 完成「用過核子燃料管理安全與放射性廢棄物管理安全」聯合公約國家報告書英文版。</li> </ul>
細部計畫 1：除役放射性廢棄物特性與管制技術發展	6,556 (6,556)	參見各子項計畫	參見各子項計畫	1. 針對除役放射性廢棄物議題：研析一定活度或比活度以下除役放射性廢棄物國際管制規範與審查案例經驗，以及對於解除管制優良實務作法提出精進我國管制措施之建議。	參見各子項計畫

				2. 針對用過核燃料乾式貯存議題：進行乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業、安全審查規範與營運檢測、及通風與除熱之國際案例經驗資訊蒐整與分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。	
子項計畫 1-1 國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究	926 (926)	張似璫	財團法人 中華民國 輻射防護 協會	研析一定活度或比活度以下除役放射性廢棄物國際管制規範與審查案例經驗，以及對於解除管制優良實務作法提出精進我國管制措施之建議。	1.完成下列重要研究工作項目： (1)收集研析國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物技術規範。 (2)收集研析國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物實務案例。 (3)比較我國與國際技術規範與實務作法並提出精進管制建議。 2.提出下列安全管制建議事項： (1)質量活度濃度測量計畫要求事項。 (2)表面活度濃度測量計畫要求事項。 (3)一定活度濃度以下放射性廢棄物輻射劑量評估計畫要求事項。 (4)一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法草案。 3.成果有助於推動國內除役廢棄物中可外釋廢棄物之解除管制作業並確保公眾之輻射安全。
子項計畫 1-2A 110 年室內乾貯設	2,250 (2,250)	許榮鈞	清華大學	進行乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業資訊蒐整與	1.完成下列重要研究工作項目： (1)室內乾貯設施輻射劑量貢獻評估研究

<p>施輻射特性及乾貯護箱乾操作業之管制技術研究</p>				<p>評估分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 大型室內乾貯設施屏蔽模型的建立與測試。</li> <li>• 室內乾貯設施屏蔽側牆之直接穿透輻射(Direct Penetration)的劑量貢獻路徑評估模式。</li> <li>• 室內乾貯設施進出氣口迷道之輻射滲流(Radiation Streaming)的劑量貢獻路徑評估模式。</li> <li>• 室內乾貯設施屋頂天空散射效應(Skyshine)的劑量貢獻路徑評估模式。</li> </ul> <p>(2)乾貯護箱乾操作業階段殘餘水分趨勢研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 乾貯護箱乾操作業殘餘水機制、乾貯護箱設計與操作參數蒐集。</li> <li>• 乾貯護箱乾操作業殘餘水分趨勢分析模式建立初始殘餘水量與相關參數之探討。</li> <li>• 評估乾貯護箱最終殘餘水量、可能腐蝕機制及對護箱及燃料之影響評估。</li> <li>• 研提熱傳分析評估審查重點或注意事項，增進對殘餘水量管制之措施。</li> </ul> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)室內乾貯設施輻射劑量貢獻評估研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 完成大型室內乾貯設施屏蔽模型的建立與測試。</li> <li>• 成功建立一套可有效區分不同路徑輻射貢獻(直接穿透、輻射滲流、天空散</li> </ul>
------------------------------	--	--	--	-------------------------------	---

					<p>射、地面散射、多次散射)的分析模式，此一技術可應用於未來國內乾貯議題所需之平行驗證與審查支援。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 不同路徑輻射貢獻的分析模式能提供各路徑輻射劑量貢獻占比，供檢視此輻射設施設計是否需要優化。</li> <li>• 利用輻射劑量分析技術評估廠界關鍵群體及設施工作人員之主要輻射貢獻路徑。</li> </ul> <p>(2)乾貯護箱乾燥作業階段殘餘水分趨勢研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 完成殘餘水量影響參數研析，結果顯示護箱之提籃設計與燃料束之類型(表面積)與運轉歷史將直接影響液態水與鍵結水之初始水量。</li> <li>• 完成兩種假想護箱之乾燥分析模式建立，並結合潛熱模式與計算流體力學工具完成鍵結水乾化分析技術之發展。此技術可供任何燃料類型、燃耗條件與裝載規劃求解鍵結水乾化狀況。</li> <li>• 完成不同設計負載下之鍵結水與液態水乾化分析，其結果顯示絕大多數的初始殘餘水將會透過低壓高於飽和溫度之真空乾燥作業而驅離，少數位於燃料束底部噴嘴與提把之鍵結水總量遠比 NRC 評估報告為低，故不致在貯</li> </ul>
--	--	--	--	--	---

					<p>存期間造成燃料束劣化。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 研析結果顯示，針對高燃耗低熱源項之裝載規劃將可能具有相對較高之殘餘水量，建議未來於審查時可要求廠家提出低於設計負載規劃時之乾化有效性評估結果，以收管制之效。</li> </ul>
<p>子項計畫 1-2B 110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究</p>	<p>2,500 (2,500)</p>	<p>李昭仁</p>	<p>工業技術 研究院</p>	<p>進行乾貯設施安全審查規範與營運檢測國際案例經驗資訊蒐整與分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。</p>	<p>1.完成下列重要研究工作項目：</p> <p>(1)我國用過核子燃料乾式貯存設施安全審查規範精進研析：透過研析與專家審查程序，編譯美國核管會 NUREG-2215 標準審查計畫(Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities)中文版，以及內部工作守則(Interim Staff Guidance, ISG)資訊更新，提出我國現行「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」精進建議。</p> <p>(2)高燃耗燃料乾貯護箱系統熱流安全分析技術精進研析：針對用過核子燃料乾貯護箱申照實例(HI-STORM 100)進行 Verified and Validated (V&amp;V)來確定 2 個國內常用的商用 CFD 軟體(STAR-CCM+ 與 COMSOL)程式之可用性，並協助管制單位針對未來所需之管制要點進行發展與精進，且使管制單位於未來所建立之法規指引具有對各式乾貯設施一體適用的特性。</p> <p>(3)用過核子燃料乾式貯存設施老化管理與</p>

					<p>安全檢測技術研析：透過相關之 Electric Power Research Institute (以下簡稱 EPRI) 研究報告等資訊研析，以掌握用過核子燃料貯存鋼桶所適用之檢測儀器與方式。並考量現有 EPRI 報告所提出之技術，連結至 NUREG-2214(Dry Storage and Transportation of High Burnup Spent Nuclear Fuel)中所要求之檢測項目，提供精進國內維護與監測管理計畫導則之建議。</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)我國用過核子燃料乾式貯存設施安全審查規範精進研析：完成 NUREG-2215 中文編譯，其成果可作為近期核一廠及核二廠乾貯設施持照申請之實質審查內容依據及參考工具書；另針對編譯及研析成果對我國既有用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告申請導則及審查導則提出精進建議，除持續強化我國現有本土化法規內涵外，亦可與國際間法規發展進行接軌。</p> <p>(2)高燃耗燃料乾貯護箱系統熱流安全分析技術精進研析：完成利用了四種商用 CFD 軟體 (ANSYS Fluent、ANSYS CFX、STAR-CCM+、COMSOL)性能分析 HI-STORM 100，以建立後續用過核子燃料乾貯護箱系統熱流平行驗證的能</p>
--	--	--	--	--	---

					<p>力。且依據技術資訊差異比較及相關指引，提出 STAR-CCM+、COMSOL、ANSYS Fluent、ANSYS CFX 之使用差異化，並根據熱流分析軟體之適用性評估結果提出我國安全管理審查重點或注意事項建議。</p> <p>(3)用過核子燃料乾式貯存設施老化管理與安全檢測技術研析：完成老化計畫 NUREG-2214 於第四章的 Aging Management Reviews (AMR)工作進行研析，其中提出必須要進行檢查的組件項目，而運轉單位依據這份文件可以開展各組件對應的 Time-Limited Aging Analysis (TLAA) 工作與 Aging Management Program (AMP)計畫；本研究也進一步研析 EPRI-3002010617，此文件對於目前幾個供應商所開發的檢測方法進行評比，可以作為檢測時使用器具方法之參考；EPRI-3002016034 此篇文件則提供測量以後之結果輸出，結果顯示一般乾貯系統在設計時保留之系統餘裕有相當的保守值；依據 ASME N-860 的檢查流程，當系統若沒有存在重大老化或對 Chloride Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC)的疑慮時，就可以依此方法來延長檢查的頻率工作。</p>
子項計畫 1-2C	880	張惠雲	中興大學	進行乾貯設施通風與除熱之	1.完成下列重要研究工作項目：

國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析	(880)			國際案例經驗資訊蒐整與分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。	<p>(1)國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析。</p> <p>(2)日本可循環利用燃料貯存公司(Recycle Fuel Storage company，以下簡稱 RFS)集中貯存設施安全再提升報告資訊研析。</p> <p>(3)室內乾貯設施申照安全審查重點建議。</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)完成英國英國核子管制辦公室(Office for Nuclear Regulation，以下簡稱 ONR)核設施通風技術指針與德國核能廢棄物管理委員會(the Nuclear Waste Management Commissio，以下簡稱 ESK)乾貯設施除熱性能指針研析。</p> <p>(2)完成日本 RFS 設施集中貯存設施安全設計與官方審查核准條件的比對。</p> <p>(3)建議國內室內乾貯設施之審查，通風設計應同時符合護箱除熱，建築防火與人員輻防等要求。</p>
細部計畫 2：精進低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術發展	2,620 (2,620)	參見各子項計畫	參見各子項計畫	針對低放廢棄物處置議題：進行封閉後安全管制要項研議、處置場址土壤及岩體變形區導水特性管制技術、及場址現地應力量測管制技術之研發。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	參見各子項計畫
子項計畫 2-1	780	林文勝	臺灣大學	進行封閉後安全管制要項研	1.完成下列重要研究工作項目：

低放射性廢棄物處置場封閉後管制及 安全分析要項研析	(780)			議，根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	<p>(1)國際低放處置設施封閉後管制及安全分析要項與沿革。</p> <p>(2)IAEA 對於處置設施封閉後管制及安全分析之考量。</p> <p>(3)國際低放處置設施封閉後安全分析之案例研究。</p> <p>(4)我國低放處置設施封閉後管制及安全分析之要項建議。</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)完成蒐整研析國際(美國、瑞典)對於低放處置場封閉後管制及安全分析相關資料、IAEA 對於處置場址相關之近地表處置設施封閉的程序和技術、放射性廢棄物地質處置設施、放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估、放射性廢棄物近地表處置設施、監測和監視放射性廢棄物處置設施等相關安全標準叢書中，有關封閉後管制及安全分析之條文。</p> <p>(2)針對美國德州 Andrews 場址封閉後安全分析案例及瑞典 SFR 最終處置場安全評估報告，進行封閉後安全分析及封閉計畫研究。</p> <p>(3)提出我國低放處置設施封閉後管制及安全分析之要項建議。</p>
子項計畫 2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形	1,060 (1,060)	董家鈞	中央大學	進行處置場址土壤及岩體變形區導水特性管制技術研發，根據成果提出切合我國	<p>1.完成下列重要研究工作項目：</p> <p>(1)岩體裂隙水力-力學耦合現地量測方法研析。</p>

區導水特性研析				管制需求之實務建議。	<p>(2)未固結沉積層內構造變形區導水特性研析。</p> <p>(3)岩體變形區內破裂損傷區之導水特性研析</p> <p>(4)岩體變形區內核心區之導水特性研析</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)蒐整研析高壓脈衝式孔彈性裂隙水力-力學特性量測設備 (the High-Pulse Poroelasticity Protocol, 以下簡稱 HPPP) 和用於現地裂隙特性的逐步注入法 (Step-rate Injection Method for Fracture In-situ Properties, 以下簡稱 SIMFIP) 現地量測設備相關文獻，兩套設備皆可有效得到破裂面之水力-力學參數，亦可運用于小斷層因地震而活化之相關研究。</p> <p>(2)研析 Bense 等人(2003)之研究發現，國內未來如遇土壤層中多孔隙介質之水力傳導係數推估時，可採用薄片影像分析技術並與室內試驗結果進行比較。</p> <p>(3)有關岩體變形區之研究，Wibberley &amp; Shimamoto(2003)的研究呈現日本西南部三重縣中央構造(MTL)之斷層核心區、破裂損傷區及母岩之滲透特性的連續變化，以及其異質性及異向性，值得作為我國特徵化變形區水力特性之參考。</p>
子項計畫 2-3	780	楊長義	淡江大學	進行處置場址現地應力量測	1.完成下列重要研究工作項目：

低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析	(780)			管制技術研發，根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	<p>(1) 現地應力量測方法比較分析。</p> <p>(2) 現地應力量測影響因子評估。</p> <p>(3) 現地應力量測影響因子數值分析探討。</p> <p>(4) 國內低放射性廢棄物處置設施之現地應力量測要項建議。</p> <p>2. 重要成效如下：</p> <p>(1) 蒐整研析加拿大原子能有限公司(Atomic Energy of Canada Limited，以下簡稱 AECL) 地下實驗室 (Underground Research Laboratory，以下簡稱 URL) 進行的一系列現地應力量測試驗，包括了套鑽法、水力破裂法、岩體釋法與微震訊號監測；另瑞典 SFR 根據主應力比、平均主應力、剝落破壞誘發方程式與軸壓縮強度可決定現地應力可能分布的區間。</p> <p>(2) 據研究可知，烏坵場址屬堅實花崗岩，惟岩體有偉晶岩脈與基性岩入侵，且存有剪力節理與解壓節理等地質構造，需審慎考量其對現地應力量測與分析的影響；另達仁場址所屬地質條件為硬頁岩層，建議應注意地質弱面對現地應力分析結果之影響。</p>
細部計畫 3：精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展	2,520 (2,520)	參見各子項計畫	參見各子項計畫	針對用過核子燃料處置議題：研議安全分析報告導則(草案)中有關場址特性描述及設施運轉相關章節內容。	參見各子項計畫

				評估用過核子燃料處置處置罐之承載限制，並我國處置計畫階段性研發成果報告進行平行驗證。此外，進行緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估及實驗技術建立，模擬緩衝材料沖蝕作用，評估沖蝕機制與流失量之安全影響。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	
子項計畫 3-1 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析	1,640 (1,640)	黃偉慶	中央大學	研議安全分析報告導則(草案)中有關場址特性描述及設施運轉相關章節內容，根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	<p>1.完成下列重要研究工作項目：</p> <p>(1)國際高放處置設施安全分析報告導則資訊蒐集。</p> <p>(2)國際高放處置場址之特性描述及設施之運轉審查要項研析。</p> <p>(3)我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告場址之特性描述及設施之運轉章節架構與審查要項建議。</p> <p>(4)我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)場址之特性描述及設施之運轉章節研擬。</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)針對國際核能總署(Nuclear Energy Agency，以下簡稱 NEA)所發表的 6182 號「地質處置長期安全管制」，及 6405 號文件「放射性廢棄物地質處置管制與指引」等兩份報告進行研析及要項建議</p>

					<p>之撰擬。</p> <p>(2)針對包括瑞典 Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co (以下簡稱 SKB)、英國(Nuclear Decommissioning Authority (以下簡稱 NDA)及 Radioactive Waste Management (以下簡稱 RWM)、加拿大 Nuclear Waste Management Organization (以下簡稱 NWMO)、法國 Cigeo 與德國 Nature Conservation and Nuclear Safety (以下簡稱 BMU)等高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等內容，提出擇要研析成果與審查要項建議。</p> <p>(3)研究團隊參酌國內低放最終處置安全分析報告導則及物管局委託核能研究所執行之高放最終處置設施安全分析技術規範研究報告，並輔以各國安全報告研析經驗及內容，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)「場址之特性描述」及「設施之運轉」專章架構及條文內容，並提出審查要項建議。</p> <p>(4)除研究團隊內部分組討論與工作會議外，本研究同時藉由邀請國內專家學者及台電公司高放計畫執行團隊舉行座談會，彙整專家意見及建議，修訂高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導</p>
--	--	--	--	--	--

					則(草案)專章內容,及後續規畫與發展建議。
子項計畫 3-2 處置罐承載分析與 國際技術研究計畫 平行驗證	440 (440)	張瑞宏	中央大學	評估用過核子燃料處置處置罐之承載限制,並我國處置計畫階段性研發成果報告進行平行驗證。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	<p>1.完成下列重要研究工作項目：</p> <p>(1)處置罐承載分析之國際資訊蒐集與研析。</p> <p>(2)國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證工作。</p> <p>(3)針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容或案例進行平行驗證工作。</p> <p>(4)提出處置罐承載分析之相關審查重點或注意事項。</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)處置罐埋放在深度 500 公尺下的處置場內,其中地震為可能導致最終處置隧道不穩定性的自然災害因素之一,本研究依據台電「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(SNFD2017 報告)所提供之設計規範,進行處置罐地震剪切分析。</p> <p>(2)本研究參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型,在深地層處置設施負載環境下,模擬分析處置罐的相應力學行為,進行平行驗證,並依此進行參數分析。</p> <p>(3)本研究依據 DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments (以下簡稱 DECOVALEX)</p>

					或其他類似國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣之配置，使用主要案例進行平行驗證，並且進一步針對處置隧道之影響參數對於周圍母岩以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析。
子項計畫 3-3 緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立	440 (440)	楊樹榮	屏東科技大學	進行緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估及實驗技術建立，模擬緩衝材料沖蝕作用，評估沖蝕機制與流失量之安全影響。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。	<p>1.完成下列重要研究工作項目：</p> <p>(1)國際高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗資訊蒐集及研析。</p> <p>(2)高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術建置。</p> <p>(3)高放最終處置緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗與沖蝕機制、流失量等評估研析。</p> <p>(4)提出高放最終處置緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估之相關審查重點或注意事項。</p> <p>2.重要成效如下：</p> <p>(1)蒐集各國有關緩衝材料沖蝕實驗模擬設備與技術，後開發緩衝材料沖蝕實驗模型，研擬並建置沖蝕實驗的程序與技術。</p> <p>(2)低離子濃度的地下水環境，所造成的流失量與回脹壓力損失較為嚴重，會影響緩衝材料的障壁功能，而在地下水環境為 4.00 mM (毫莫耳每升)離子強度時，緩衝材料則可以穩定維持障壁功能。</p> <p>(3)完成高放最終處置緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗與沖蝕機制、流失量評估。</p>

					(4)本研究透過不同實驗因子的變化來模擬不同條件地下水環境的沖蝕行為，研究成果可得到各因子對緩衝材料的沖蝕影響程度。
--	--	--	--	--	--

### 三、細部計畫與執行摘要

本段落請以摘要方式呈現，完整執行內容請以附件上傳方式提供

細部計畫 1 子項計畫 1-1	國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	張似璵	執行機關	財團法人中華民國輻射防護協會
細部計畫目標	研析一定活度或比活度以下除役放射性廢棄物國際管制規範與審查案例經驗，以及對於解除管制優良實務作法提出精進我國管制措施之建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	926/926/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	1 人/1 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1.收集研析國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範。 2.收集研析國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制實務案例。 3.比較我國與國際管制技術規範與實務作法並提出精進建議。	提出下列安全管制建議事項： (1)質量活度濃度測量計畫要求事項。 (2)表面活度濃度測量計畫要求事項。 (3)一定活度濃度以下放射性廢棄物輻射劑量評估計畫要求事項。 (4)一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法草案。 成果有助於推動國內除役廢棄物中可外釋廢棄物之解除管制作業並確保公眾之輻射安全。		原能會物管局

主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	完成研究報告 1 篇	達成情形	完成研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
成果有助於推動國內除役廢棄物中可外釋廢棄物之解除管制作業並確保公眾之輻射安全。			
遭遇困難與因應對策			
無			

細部計畫 1 子項計畫 1-2A	110 年室內乾貯設施輻射特性及 乾貯護箱乾燥作業之管制技術研 究	計畫性質	
主持人	許榮鈞	執行機關	清華大學
細部計畫目標	進行乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業資訊蒐整與評估分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	2,250/2,250/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	2.2 人/2 人
其他資源投入	無		
主要工作項目 (由管考系統帶入)	本年度重要成果		主要成果使用者/服務對象/合作對象
室內乾貯設施輻射劑量貢獻評估研究	所建立之輻射計算技術可以精算出各種傳輸途徑之貢獻，除可用於管制之平行驗證外，更適合應用在廠家初始設計與評估，以針對輻射主要貢獻途徑進行改善		原能會物管局
乾貯護箱乾燥作業階段殘餘水分趨勢研究	所建立之技術可以針對不同燃料類型、燃耗與冷卻時間之初始條件進行裝載後之乾燥作業有效性進行評估，可提供量化之殘餘水量資訊以證實乾燥作業之有效性。		原能會物管局
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>			
原規劃	完成研究報告 1 篇 完成論文 2 篇 博碩士人才培育 2 人	達成情形	完成研究報告 2 篇 完成論文 3 篇 博碩士人才培育 7 人
補充說明	無		

### 本年度效益、影響、重大突破

室內乾貯設施輻射劑量貢獻評估研究：

1. 於學術面，本研究計完成 1 本研究報告、1 篇期刊論文之撰寫並獲刊登，研究成果豐碩。
2. 於技術面，本研究完成輻射遷移路徑對廠界劑量貢獻之開發，可作為提升輻射防護與監測之技術基礎。
3. 於管制面，本研究提出各項輻射傳輸貢獻主要係透過直接與滲流等關鍵機制貢獻劑量，並提出對應之管制建議，有助於強化未來我國室內乾貯作業之管制力度。

乾貯護箱乾操作業階段殘餘水分趨勢研究：

1. 於學術面，本研究計完成 1 本研究報告、1 篇期刊論文與 1 篇研討會論文之撰寫與投稿，研究成果豐碩。
2. 於技術面，本研究完成乾貯乾操作業殘餘水乾化評估技術之開發，可作為乾操作業有效性評估之技術基礎。
3. 於管制面，本研究提出護箱內殘餘水量主要與裝載之熱源及燃料之燃耗程度等關鍵影響機制與參數，並提出對應之管制建議，有助於強化未來我國室內乾貯作業之管制力度。

### 遭遇困難與因應對策

無

細部計畫 1 子項計畫 1-2B	110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究	計畫性質	
主持人	李昭仁	執行機關	工業技術研究院
細部計畫目標	進行乾貯設施安全審查規範與營運檢測國際案例經驗資訊蒐整與分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	2,500(千元)/2500(千元) /100%	總人力(人年)實際／(規劃)	2.5 人/2.5 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
我國用過核子燃料乾式貯存設施安全審查規範精進研析	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 完成編譯美國核管會 NUREG-2215 標準審查方案中文版，透過多領域專家小組審查程序，確認其研析與編譯成果。</li> <li>2. 完成美國核管會內部暫行導則(SFST-ISG)資訊研析與更新，使其重要相關技術面審查之資訊能實質掌握。</li> <li>3. 本年度工作成果，可實質掌握美國用過核子燃料乾式貯存設施標準審查方案法規架構沿革與變化，以及相關安全規範要求。具體之研析成果可作為我國現行審查導則精進與修訂之參考依據。</li> </ol>		原能會物管局
高燃耗燃料乾貯護箱系統熱流安全分析技術精進研析	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 完成利用了四種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent、ANSYS CFX、STAR-CCM+、COMSOL)性能分析 HI-STORM 100，以建立後續用過核子燃料乾貯護箱系統熱流平行驗證的能力。</li> <li>2. 依據技術資訊差異比較及相關指引，提出四種商用 CFD 軟體(STAR-CCM+、COMSOL、ANSYS Fluent、ANSYS CFX)之使用</li> </ol>		原能會物管局

	<p>差異化，並根據熱流分析軟體之適用性評估結果提出我國安全管制審查重點或注意事項建議。</p> <p>3. 完成 EPRI3002015076 之評析報告，此報告提出了高燃耗燃料從濕式貯存水池中提取、轉移運輸、裝載與乾式貯存系統的整個流程之溫度監控，為管制單位提供了可信的參考數據。。</p>		
用過核子燃料乾式貯存設施老化管理與安全檢測技術研析	<p>1. 完成美國核管會 NUREG-2214 乾式貯存設施老化管理資訊研析，針對調查用過核子燃料於貯存需要監測之相關因素，蒐集國際間運轉之場址其檢測經驗進行提出報告。</p> <p>2. 國際間乾式貯存護箱系統檢測技術與實務經驗研析，透過相關之 EPRI 研究報告等資訊研析，以掌握用過核子燃料貯存鋼筒所適用之檢測儀器與方式。</p> <p>3. 提出我國乾式貯存設施營運維護與十年安全再評估之精進建議。並參酌國外用過核燃料乾貯系統檢測報告，與 NUREG-2214 貯存系統之老化管理 (Managing Aging Processes in Storage ,MAPS) 定義各組件之老化管理方案，提供精進國內維護與監測管理計畫導則之建議。</p>	原能會物管局	
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>			
<b>原規劃</b>	完成研究報告 1 篇	<b>達成情形</b>	完成研究報告 2 篇
<b>補充說明</b>	無		
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>			
<p>1. 高燃耗用過核子燃料特性資訊與法規管制技術研析：完成 NUREG-2215 中文編譯，其成果可強化我國現行用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告申請導則及審查導則內容，並提供具體之審查之指引與方向，持續精進法規要求，以及與國際間監管法規接軌。</p> <p>2. 高燃耗燃料乾貯護箱系統熱流安全分析技術精進研析：完成利用了四種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent、ANSYS CFX、STAR-CCM+、COMSOL)性能分析 HI-STORM 100，以建立後續用過核子燃料乾貯護箱系統熱流平行驗證的能力。且依據技術資訊差異比較及相</p>			

關指引，提出 STAR-CCM+、COMSOL、ANSYS Fluent、ANSYS CFX 之使用差異化，並根據熱流分析軟體之適用性評估結果提出我國安全管制審查重點或注意事項建議。

3. 用過核子燃料乾式貯存設施老化管理與安全檢測技術研析：藉由參考了 EPRI 針對乾式貯存設施的老化管理辦法，評估各種現場運轉中不同的老化管理需求。本年度工作藉由上述 EPRI 技術報告等大量資料的研析工作，確立了目前常用的幾項檢測技術、範圍、國際頻率等資料，並且希望藉由這些報告進行成果內化至我國 10 年再評估之法規準則項目內。希望能夠依據成熟的商業化系統作為法規之精進重點，並應對至對應的檢測工作項目，供管制單位參考。

#### 遭遇困難與因應對策

1. 我國目前與具有用過核子燃料乾式貯存經驗之歐美國家並無實質邦交與實質之資訊交流管道，且亦非 OECD/NEA 之成員國。針對發展中或該國國內既有之資訊較難於第一時間內方便及迅速之取得，同時因目前疫情的影響，無法參加相關國際性會議；故將採取參加相關國際視訊會議及蒐集公開之管制機關文件或技術文件，以間接方式取得與本案相關之資訊。
2. 美國電力研究(EPRI)主導延長貯存合作計畫(ESCP)技術會議，ESCP 技術會議為國際核能機構針對用過核子燃料延長貯存等相關議題進行研究分工、分享及討論，內容涵蓋用過核子燃料貯存與運送技術、老化管理與修復技術、高燃耗燃料貯存驗證計畫之進度、熱傳模擬分析程式與量測比對、國際乾式貯存相關研究進度與現況探討、ESCP 各領域之次委員會報告執行現況等。但 ESCP 技術會議為邀請制，欲報名人員須先經過 EPRI 審核通過之後，發給報名連結郵件，方能進行報名手續。較難於第一時間內方便及迅速之取得相關資料。且由於新冠肺炎的疫情尚在延續，無法安排出國行程，本計畫將利用美國核管會的資訊開放平台(ADAMS)，查詢相關資訊，或追蹤 ESCP 技術會議的技術資料，以掌握國際間對此議題的發展情形。
3. 國際間針對現行的乾式貯存系統有多個不同的檢測項目與辦法，也常有許多新型的設備研發產生，在諸多的設備中，真正實用且能夠達到完整檢測的設備通常需要時間驗證，本研究所參照之 EPRI 報告應能提供幫助。NUREG-2214 中所列之老化機制亦多，如何與此份 EPRI 報告互相結合應為本研究之重點。

細部計畫 1 子項計畫 1-2C	110 年國際間乾貯設施通風除熱 及日本 RFS 設施安全再提升之 案例資訊 研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	張惠雲	執行機關	中興大學
細部計畫目標	進行乾貯設施通風與除熱之國際案例經驗資訊蒐整與分析，並提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	880/880/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	1 人/1 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1.國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析 2.日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告資訊研析 3.室內乾貯設施申照安全審查重點建議	1. 本計畫針對乾貯護箱除熱與貯存設施通風，主要研析英國 ONR 與德國 ESK 之技術指針，與日本 RFS 設施安全設計審驗資料，結果顯示通風性能被歸類在核安項目中，且核照時通風設計須能同時滿足室內乾貯設施在除熱，防火與輻防等要求。 2. 根據乾貯護箱風洞試驗與分析，結果發現除護箱周圍熱浮力，外部環境風壓所致的風力亦應列入評估，特別是當這兩股自然通風氣流產生拮抗時，可能影響乾貯護箱與廠房整體的除熱性能，建議後續可深入研究。		原能會物管局
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>			
原規劃	完成論文 2 篇	達成情形	完成論文 2 篇
補充說明	無		

### 本年度效益、影響、重大突破

本年度研究針對計畫主題(室內)乾貯設施通風設計與護箱除熱性能，分析與比較台日乾貯設施安全審查重點。日本目前仍限制使用金屬護箱，在設計階段即針對除熱要求設置排氣口並監測溫度，另外消防要求使用不(易)燃材料，以預防與減少相關影響。本研究另外探討英國 Sizewell B 室內乾貯設施，確認其耐震評估已在 Sizewell B 核電廠十年安全再評估作業中實施，而實體護箱環境監測試驗計畫則是依據福島事件後壓力測試報告建議來執行。上述國際乾貯設施資訊可以作為國內主管機管未來強化本土乾貯設施設計審查與安全管制作業之依據。

### 遭遇困難與因應對策

國際室內乾貯案例與規範研析所獲成果較為定性，結論另外加強說明定量相關規定以供主管機關強化管制作業作參考

細部計畫 2 子項計畫 2-1	低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	林文勝	執行機關	臺灣大學
細部計畫目標	進行封閉後安全管制要項研議，根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	780/780/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	1 人/1 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1. 國際低放處置設施封閉後管制及安全分析要項與沿革 2. IAEA 對於處置設施封閉後管制及安全分析之考量 3. 國際低放處置設施封閉後安全分析之案例研究 4. 我國低放處置設施封閉後管制及安全分析之要項建議	1. 蒐集國際(美國、瑞典)對於低放處置場封閉後管制及安全分析相關資料，並對於封閉後管制及安全分析要項與沿革進行研析，包括研析美國核能管制委員會 10 CFR Part 61 封閉後管制及安全分析要項與沿革相關內容，研析低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項與沿革相關法規，以及蒐集及研析瑞典 SR-PSU 低放處置設施一系列有關封閉後管制及安全分析要項與沿革之安全評估報告。 2. 蒐整 IAEA 對於處置場址相關之近地表處置設施封閉的程序和技術、放射性廢棄物地質處置設施、放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估、放射性廢棄物近地表處置設施、監測和監視放射性廢棄物處置設施等相關安全標準叢書中，有關封閉後管制及安全分析之條文。 3. 針對國際(美國、瑞典)有關低放處置設施封閉後安全分析之案例及封閉計畫進行研究。本計畫並再整理各國處置場之處置設施介紹、		原能會物管局

	<p>安全評估及封閉計畫，以利瞭解國際低放處置設施封閉後安全分析技術。</p> <p>4.提出我國低放處置設施封閉後管制及安全分析之要項建議，包含建議我國封閉後管制之監管期期間為 100 年，但仍須依據低放射性廢棄物分類系統及放射性核種濃度限值，進行處置場封閉後 100 年至 300 年間之安全分析。因應封閉後安全評估應包含封閉後管制及安全分析，本計畫提出處置設施安全功能結合適用的監管期監管作業要求之安全分析，以適當調整封閉後管制之監管期要求。</p>	
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>		
<b>原規劃</b>	<p>完成研究報告 1 篇</p> <p>完成論文 2 篇</p>	<p><b>達成情形</b></p> <p>完成研究報告 1 篇</p> <p>完成論文 2 篇</p>
<b>補充說明</b>	無	
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>		
<p>蒐整國際對於低放處置場封閉後管制及安全分析相關資料、IAEA 對於處置場址相關之近地表處置設施封閉的程序和技術、放射性廢棄物地質處置設施、放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估、放射性廢棄物近地表處置設施、監測和監視放射性廢棄物處置設施等相關安全標準叢書，有關封閉後管制及安全分析相關條文。並針對美國德州 Andrews 場址封閉後安全分析案例及瑞典 SFR 最終處置場安全評估報告，進行封閉後安全分析及封閉計畫研究。最後提出我國低放處置設施封閉後管制及安全分析之要項建議。</p>		
<b>遭遇困難與因應對策</b>		
無。		

細部計畫 2 子項計畫 2-2	低放射性廢棄物處置土壤及岩體 變形區導水特性研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	董家鈞	執行機關	中央大學
細部計畫目標	進行處置場址土壤及岩體變形區導水特性管制技術研發，根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	1,060/1,060/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	1.2 人/1 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1.岩體裂隙水力-力學耦合 現地量測方法研析 2.未固結沉積層內構造變 形區導水特性研析 3.岩體變形區內破裂損傷 區之導水特性研析 4.岩體變形區內核心區之 導水特性研析	<p>1.針對 HPPP 和 SIMFIP 兩套現地量測設備進行研析，透過探測器中測得之壓力及待測破裂面之相對位移，皆可有效得到破裂面之水力-力學參數，並且透過前人所提出之經驗得到驗證。此設備還可運用至小斷層因地震而活化之相關研究，並評估其水力-力學耦合之間的關係。</p> <p>2.透過 Bense 等人(2003)之研究發現，砂的顆粒尺寸及鐵氧化物沉積使 Geleen 斷層之體積比表面積(Ssp)值較乾淨砂高出許多。水力傳導係數(K)的部分，圖像分析可估算沉積層的水力傳導係數，並提供 K 值空間變異性的圖像。但討論 K 值的橫向變化，則應基於岩心樣本的室內水力試驗結果之空間分布較為準確。</p> <p>3.日本西南部三重縣中央構造(MTL)兩側顯示出不對稱的滲透率結構。MTL 北側主要受控於岩體破裂、礦化作用和再破裂程度所影響；MTL 南側受粉碎作用的增強和產生變質黏土，使滲透率有系</p>		原能會物管局

	<p>統性地朝向中央滑移區方向下降；中央滑移帶受壓碎作用、剪切壓實作用與黏土形成的相互作用產生非常低之滲透率。</p> <p>4.在高壓條件下對合成石英、白雲母和花崗岩進行斷層滑動對滲透率及其異向性之實驗，初始加壓期間，石英、花崗岩質斷層泥垂直和水平之滲透率異向性不大。剪力位移逐漸增加時，石英、花崗岩質斷層泥平行及垂直於斷層之滲透率皆明顯下降，異向性約為一個數量級。</p>	
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>		
<b>原規劃</b>	<p>完成研究報告 1 篇 博碩士人才培育 1 人</p>	<p><b>達成情形</b></p> <p>完成研究報告 1 篇 博碩士人才培育 3 人</p>
<b>補充說明</b>	無	
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>		
<p>蒐整 HPPP 和 SIMFIP 兩套現地量測設備相關文獻，發現兩套設備皆可有效得到破裂面之水力-力學參數。此設備可運用至小斷層因地震而活化之相關研究。另外，透過 Bense 等人(2003)之研究發現，國內未來如遇土壤層中多孔隙介質之水力傳導係數推估時，可採用薄片影像分析技術並與室內試驗結果進行比較。最後，有關岩體變形區之研究，依 Wibberley &amp; Shimamoto(2003)的研究，呈現日本西南部三重縣中央構造(MTL)之斷層核心區、破裂損傷區及母岩之滲透特性的連續變化，以及其異質性及異向性，值得作為我國特徵化變形區水力特性之參考。</p>		
<b>遭遇困難與因應對策</b>		
無		

細部計畫 2 子項計畫 2-3	低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	楊長義	執行機關	淡江大學
細部計畫目標	進行處置場址土壤及岩體變形區導水特性管制技術。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	780/780/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	1 人/1 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1. 現地應力量測方法比較分析 2. 現地應力量測影響因子評估 3. 現地應力量測影響因子數值分析探討 4. 國內低放射性廢棄物處置設施之現地應力量測要項建議	<p>1. AECL 地下實驗室(URL)進行的一系列現地應力量測試驗，包括了套鑽法、水力破裂法、岩體釋方法(Rock mass relief methods)與地震訊號監測；瑞典 SFR 根據：(1)主應力比、(2)平均主應力、(3)剝落破壞誘發方程式與(4)軸壓縮強度等四項資料，可決定現地應力可能分布的區間。</p> <p>2. 層理構造的岩層進行現地應力量測時，需考量岩性、層厚及層與層之間的勁度變化對現地應力量測結果之影響。均質岩體中，材料內部的主應力方向平行於邊界所施加的應力方向；若岩體具異向性，會因弱面的存在導致主應力平行及垂直於弱面方向；若岩體具異質性，例如岩體內存在一異質材料或缺陷，亦會導致材料內部應力方向與大小的變化。</p> <p>3. 本工作項目由材料異質性的影響、岩體異向性的影響及鄰近斷層帶的影響，探討現地應力量測影響因子之數值分析。並利用離散元</p>		原能會物管局

	<p>素分析軟體(Universal Distinct Element Code, UDEC)探討異向性岩體中，弱面間距與鑽孔直徑比(s/d)及弱面位態角度變化對水力破裂誘發裂隙之影響。</p> <p>4. 無論是低放射性或高放射性廢棄物，現地應力為放射性廢棄物處置場重要之場址特性，其對坑道結構穩定及處置母岩經開挖後的岩體穩定性、滲透性均有直接與間接之影響。建議內容包含：現地應力量測方法應盤點國內現有施作技術及國外技術團隊所採用之技術於我國地質條件之適用性。另外，可參考國際岩石力學與採礦科學雜誌(International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, IJRMMS)於 2003 特刊中建議之現地應力量測策略、量測技術與量測品質控制等先期評估與審議，以確保岩體應力評估之品質。</p>		
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>			
<b>原規劃</b>	完成研究報告 1 篇 博碩士人才培育 1 人	<b>達成情形</b>	完成研究報告 1 篇 博碩士人才培育 1 人
<b>補充說明</b>	無		
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>			
蒐整 AECL 地下實驗室(URL)進行的一系列現地應力量測試驗；瑞典 SFR 根據主應力比、平均主應力、剝落破壞誘發方程式與軸壓縮強度，可決定現地應力可能分布的區間。烏坵場址屬堅實花崗岩，惟岩體有偉晶岩脈與基性岩入侵，且存有剪力節理與解壓節理等地質構造，需審慎考量其對現地應力量測與分析的影響。達仁場址所屬地質條件為硬頁岩層，建議應注意地質弱面對現地應力分析結果之影響。			
<b>遭遇困難與因應對策</b>			
無			

細部計畫 3 子項計畫 3-1	用過核子燃料最終處置設施安全 分析報告導則場址之特性描述及 設施之運轉相關資訊研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	黃偉慶	執行機關	國立中央大學
細部計畫目標	研議安全分析報告導則(草案)中有關場址特性描述及設施運轉相關章節內容。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	1,640/1,640/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	1.5 人/1.5 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1. 國際高放處置設施安全 分析報告導則資訊蒐集 2. 國際高放處置場址之特 性描述及設施之運轉審 查要項研析 3. 我國用過核子燃料最終 處置設施安全分析報告 場址之特性描述及設施 之運轉章節架構與審查	<p>主要內容分為二個部分，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關文獻資訊進行蒐集與研析，包括國際組織與各國高放最終處置計畫之相關法規、要求、安全分析案例、技術及研發報告等進行擇要研析與審查要項建議之撰擬；二為研提我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)「場址之特性描述」及「設施之運轉」兩專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文與說明內容之研擬。重要成果分別如下：</p> <p>1. 國際經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)所發表的 6182 號「地質處置長期安全管制」，及 6405 號文件「放射性廢棄</p>		原能會物管局

<p>要項建議</p> <p>4.我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)場址之特性描述及設施之運轉章節研擬</p>	<p>物地質處置管制與指引」等兩份報告之研析成果及要項建議說明。</p> <p>2.擇要研析各國高放最終處置計畫相關文獻並提出相關審查要項建議，包括：瑞典 SKB TR-08-05 Forsmark 場址描述技術報告、英國 NDA 通用處置系統技術規範(NDA/RWMD/044)、英國 NDA 場址特徵化所需設計資訊技術報告(TN-19656068)、英國 RWM 場址評估公眾諮詢文件、加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序報告、法國 Cigeo 高放射性廢棄物最終處置場運轉總體計畫摘要、德國 BMU 高放處置安全法規與內容中文化工作。</p> <p>3.研擬我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述與設施之運轉章節，包括：研提專章章節架構、提出審查要項建議、完成高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)場址之特性描述與設施之運轉章節條文內容研擬、彙整研究團隊內部討論及專家座談意見，提出安全分析報告導則內容修訂建議及後續規畫與發展方向。</p>		
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>			
原規劃	完成研究報告 1 篇	達成情形	完成研究報告 1 篇
補充說明	無		
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>			
<p>透過分組研析國際文獻，深入了解國際上主要核能國家對最終處置之法規要求、國際核能組織發布之安全要求或安全導則等。藉由蒐集國際放射性廢棄物處置之安全技術與審查要求發展經驗，彙整研究成果，提出我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)之場址特性描述及設施之運轉專章內容，以便未來進一步發展完整的安全分析報告導則草案，一方面完備我國放射性廢棄物最終處置相關法規體系，同時也強化未來對台電公司所提階段性安全分析技術報告的審查驗證能力。</p>			
<b>遭遇困難與因應對策</b>			
無。			



細部計畫 3 子項計畫 3-2	處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	張瑞宏	執行機關	中央大學
細部計畫目標	評估用過核子燃料處置處置罐之承載限制，並我國處置計畫階段性研發成果報告進行平行驗證。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	440/440/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	0.6 人/0.5 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目 (由管考系統帶入)</b>	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1. 處置罐承載分析之國際資訊蒐集與研析 2. 國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證工作 3. 針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容或案例進行平行驗證工作 4. 提出處置罐承載分析之相關審查重點或注意事項	<p>針對國內報告及國際間技術研究計畫，研究處置罐承載分析以及針對耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證。首先，地震為可能導致最終處置隧道不穩定性的自然災害，為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性以及保持在安全係數中，進行處置罐地震剪切分析。其次，處置罐亦可能在承受不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下形成其他的承載機制，本研究因此在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為。此外，本研究建立與國際合作計畫中針對耦合模型之同樣配置，進行平行驗證，求得與文獻報告相近之結果。</p> <p>1. 依據台電 SNFD2017 報告所提供之設計規範，進行處置罐地震剪切分析。當剪力位移加載至膨潤土內部時，我們發現將不會對處置罐造成太大影響。而當我們將剪力位移加載至膨潤土表面時，將會對處置罐產生較大影響，不同位置及方向皆會影響結果，大</p>		原能會物管局

	<p>部分案例皆有 1 以上的安全係數。</p> <p>2. 本研究參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為，適切描述處置設施之現地負載狀態，並針對處置罐之承載過程進行非線性之結構應力分析，以確保處置罐於各相應載重作用下能夠維持安全的儲存空間。</p> <p>3. 本研究依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，使用主要案例進行平行驗證，本文之溫度結果與同是使用三維模型且有考慮隧道靜置通風冷卻的 CNSC(加拿大)、CEA(法國)及 SKI(瑞典)相當接近；水-力分析中的再飽和時間，本文與 CEA 之結果相當接近。</p>	
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>		
<b>原規劃</b>	<p>完成研究報告 1 篇</p> <p>完成論文 2 篇</p> <p>博碩士人才培育 2 人</p>	<p><b>達成情形</b></p> <p>完成研究報告 1 篇</p> <p>完成論文 2 篇</p> <p>博碩士人才培育 3 人</p>
<b>補充說明</b>	無	
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>		
<p>1. 參考國內階段成果報告提供之設計規範，進行處置罐之剪切承載分析，期能了解工程障壁系統在岩層錯動、擠壓、地震等不穩定性自然災害因素的情況下，確認最終處置隧道運行期間的穩定性以及保持其安全係數。</p> <p>2. 參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在可能承受之承載機制下，模擬分析處置罐的相應力學行為，進行平行驗證，並依此進行參數分析，觀察不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下所引發之效應。</p> <p>3. 依據國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣之配置，使用主要案例中進行平行驗證，並且進一步針對處置隧道之影響參數對於周圍母岩以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析，確認本研究發展耦合模型之平行驗證技術的可行性。</p> <p>4. 持續應用本系列計畫歷年來建構之「熱-水-力學耦合數值分析模型」的概念進行三維有限元素分析數值分析，描述分析處置場中實際之熱-水-力學耦合行為。</p>		

5. 蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，針對處置罐承載分析議題之報告加以研讀，以進一步掌握重要相關資訊。
6. 藉由研析國際間完成處置罐承載之分析報告，提出相關審查重點或注意事項之建議，對國內相關議題進行驗證及技術評析。

**遭遇困難與因應對策**

無。

細部計畫 3 子項計畫 3-3	緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	楊樹榮	執行機關	屏東科技大學
細部計畫目標	進行緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估及實驗技術建立，模擬緩衝材料沖蝕作用，評估沖蝕機制與流失量之安全影響。根據成果提出切合我國管制需求之實務建議。		
<b>計畫投入(Inputs)</b>			
預算數(千元)／決算數(千元)／執行率	440/440/100%	總人力(人年)實際／(規劃)	0.6 人/0.5 人
其他資源投入	無		
<b>主要工作項目</b> (由管考系統帶入)	<b>本年度重要成果</b>		<b>主要成果使用者/服務對象/合作對象</b>
1. 國際高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗資訊蒐集及研析 2. 高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術建置 3. 高放最終處置緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗與沖蝕機制、流失量等評估研析 4. 提出高放最終處置緩衝材料之沖蝕機制與流失	<p>地下水藉母岩裂隙流進處置孔可能造成緩衝材料沖蝕作用。當地下水入侵後，緩衝材料於處置孔中逐漸飽和並開始回脹，而母岩可能存在裂隙，這使緩衝材料擠入岩石裂隙中，並利用自身極低的水力傳導性，防止地下水在處置孔中形成對流。緩衝材料主要成分為蒙脫石，而蒙脫石在特定環境條件下易於被流動的地下水帶走，造成的質量損失則可能導致緩衝材料密度降低。本計畫設計模擬處置孔及岩石裂隙之沖蝕實驗裝置，從設備頂部進水口供應水，藉由不同流量之水流通過裂隙內部中的試體周圍來模擬地下水流動情況。並透過從裂隙沖蝕而出的膨潤土凝膠來瞭解凝膠的產生和運輸，藉以研究處置孔在不同地下水流量、水化學、岩石裂隙內寬下，對緩衝材料沖蝕行為的影響，主要研究成果如下：</p> <p>1. 沖蝕發生的關鍵在於地下水之化學環境，地下水離子強度低的情況下，發展完整的擴散雙層將促進蒙脫石的釋放，而相比在離子強</p>		原能會物管局

量評估之相關審查重點或注意事項	<p>度較高的 4.00 mM 環境，去離子水環境的流失量明顯較為顯著，此為影響沖蝕最主要的因素。</p> <p>2.膨潤土在地下水環境的離子強度較低時，試體回脹壓力會隨著沖蝕行為的發生而下降。而在膨潤土周圍環境的離子強度達到 4.00 mM 時，則因流失量極低，不會使回脹壓力顯著下降，可穩定維持緩衝材料之障壁功能。</p> <p>3.狹小的裂隙將對膨潤土產生很大的束制作用(摩擦力)，這將有效減少膨潤土凝膠的釋出。</p> <p>4.寬大的裂隙給予膨潤土束制力不足，間接導致副礦物較難透過架橋形成濾層，故無法有效的限制膨潤土凝膠釋出。</p> <p>5.較大的地下水流量將產生更嚴重的沖蝕，此與各國的研究結果一致。</p> <p>6.本研究中各因子對沖蝕的影響程度，由高到低排序依次為水化學、裂隙內寬與水流量。</p>		
<b>主要績效指標 KPI 達成情形</b>			
原規劃	完成研究報告 1 篇	達成情形	完成研究報告 1 篇 博碩士人才培育 1 人
補充說明	無		
<b>本年度效益、影響、重大突破</b>			
掌握國際間目前緩衝材料沖蝕試驗相關成果，並進而本土化從試驗模型與技術，提出緩衝材料受到地下水入侵後之沖蝕實驗模擬方法，探討緩衝材料沖蝕機制與流失量評估，可供後續相關議題重點評析之參考使用。			
<b>遭遇困難與因應對策</b>			
無			

## 貳、經費執行情形

### 一、經資門經費表(E005)

1. 初編決算數：因績效報告書繳交時，審計機關尚未審定 110 年度決算，故請填列機關編造決算數。
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. 111 年度預算數：如立法院已通過 111 年度總預算，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。

單位：千元；%

	110 年度				執行率 (d/a)	111 年度 預算數	112 年度 申請數	備註
	預算數 (a)	初編決算數						
		實支數 (b)	保留數 (c)	合計 (d=b+c)				
總計	14,621	13,205	-	13,205	90.32%	13,935	13,935	
一、經常門小計	14,621	13,205	-	13,205	90.32%	13,935	13,935	
(1)人事費	-	-	-	-	-	-	-	
(2)材料費	-	-	-	-	-	-	-	
(3)其他經常支出	14,621	13,205	-	13,205	90.32%	13,935	13,935	
二、資本門小計	-	-	-	-	-	-	-	
(1)土地建築	-	-	-	-	-	-	-	
(2)儀器設備	-	-	-	-	-	-	-	

(3)其他資本支出	-	-	-	-	-	-	-	
-----------	---	---	---	---	---	---	---	--

## 二、經費支用說明

本計畫支出項目主要為委託研究費用，依據政府採購法規定，採公開招標方式辦理，整合型計畫以總包價法委託專業研究機構執行計畫。110 年度執行計畫經費法定預算數為：14,621 千元，執行數為 13,205 千元，執行率達 90.32%。

## 三、經費實際支用與原規劃差異說明

本計畫執行完成後，經費實際支用情形與原訂計畫規劃相符。

## 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

(請說明計畫執行至今所達成之主要成果之價值與貢獻，亦即多年期綱要計畫，請填寫起始年累積至今之主要成就及成果之價值與貢獻度。)

## 一、學術成就(科技基礎研究)

### 1-2A 110 年室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾操作業之管制技術研究

本研究在輻射劑量評估上開創新的分析方法，不同以往的研究或方法只著重在中子與光子的輻射劑量數值，而是完整地分析設施周遭輻射場的特性與傳輸路徑，可針對設施外輻射遷移途徑(直接穿透、輻射滲流、天空散射、地面散射、多次散射)做量化區分與討論，有利於屏蔽優化與驗證。在護箱內殘餘水乾燥的研究，則是首度以計算流體力學技術為基礎，結合相關分析模式將殘餘水轉化為熱量之沉項並導入計算流體力學模式中，並藉由所求得之溫度場探討不同運轉歷史與裝載熱源對於殘餘鍵結水量之影響。

### 1-2B 110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究

1. 研析及編譯 NUREG-2215 中文版，其執行成果可為近期核一廠及核二廠乾貯設施持照申請之提供實質審查內容相關依據與指引外，亦可作為我國現行既有用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告申請導則及審查導則精進之重要參考。
2. 根據 ISG-21、NUREG-2152 及引用的 ASME2009 等乾貯系統或計算流體力學熱流分析之相關指引的要求，進行適用性評估，以掌握重要審查要素。模擬評估同時將探討各種不同模擬計算軟體(即 ANSYS Fluent、ANSYS CFX、STAR-CCM+、COMSOL)的數值誤差和不確定性的不同來源，並藉由高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統的的模擬結果，去控制誤差的來源，量化這兩種軟體差異分析，根據可用的實驗數據評估上述模擬計算軟體的性能和有效性。
3. 藉由上述大量資料的研析工作，確立了目前常用的幾項檢測技術、範圍、

國際頻率等資料，並且希望藉由這些報告進行成果內化至我國 10 年再評估之法規準則項目內。希望能夠依據成熟的商業化系統作為法規之精進重點，並應對至對應的檢測工作項目，供管制單位參考。

## 1-2C 110 年國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析

根據風洞試驗與熱傳分析，初步探討環境風壓對乾貯護箱與廠房整體除熱性能之可能影響。

### 2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析

針對低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項進行研析，蒐集國際對於低放處置場封閉後管制及安全分析相關資料，並針對封閉後管制及安全分析要項與沿革進行研析。研析 IAEA 對於低放處置設施所訂定之管制及安全分析案例、國際有關低放處置設施封閉後安全分析案例，以及國際上之研析技術基礎研究方法、分析流程和研究成果，可提供作為我國低放處置安全分析技術研究之基礎。

### 2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析

透過整理 Guglielmi 等人之文獻，了解 HPPP 設備逐步發展出 SIMFIP 設備之過程，以及兩套現地量測設備皆可有效得到破裂面之水力-力學參數，且還可運用到小斷層因地震而活化之相關研究，並評估其水力-力學耦合之間的關係。透過 Bense 等人之研究，國內未來如遇土壤層中多孔隙介質之水力傳導係數推估時，可採用薄片影像分析技術並與室內試驗結果進行比較。Wibberley & Shimamoto(2003)的研究中，呈現變形區之斷層核心區、破裂損傷區及母岩之滲透特性的連續變化，以及其異質性及異向性，可供我國未來岩體變形區導水特性研究之參考。

### 2-3 低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析

現地應力量測技術之選定與分析結果之合理性，除須考量其適用條件之限制，尚須考慮施作技術、地質材料之異質性、異向性與地質構造之影響等。為瞭解不同量測技術於實際案例之應用，與地質條件對量測結果之影響，本子計畫蒐整了加拿大原子能有限公司(AECL)於花崗岩基盤之地下研究實驗室，與中國四川五峰-龍馬溪組於頁岩氣採收場之現地應力量測成果，相關資料可作為我國未來針對不同的建議候選場址地質條件，執行現地應力量測規劃、施測與資料研析之參考。

### 3-1 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析

本年度(110年)所執行之工作項目內容範疇分為二個部分，一為蒐集國際上各國機關及核能組織公開的高放射性廢棄物最終處置計畫相關之法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等內容資訊，進行擇要研析與審查要項建議之撰擬，以掌握國際高放最終處置計畫安全分析之發展，並作為安全分析報告導則內容研擬之參考依據；二為研擬我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」兩專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文與說明內容之研擬，以延續109年計畫之成果。

本年度所研擬「場址特性之描述」專章內容中，參考瑞典做法引進「場址特性模型」概念，於專章第三節中以詳細條文說明；而於「設施之運轉」專章中，亦參酌國際案例，列入「試運轉規劃」條文。此說明蒐集國際放射性廢棄物地質處置資訊進行研析的必要，在採用最佳可行技術(Best available techniques, BAT)原則下，對安全分析報告導則內容研擬的成果。

此外，研究團隊除透過內部分組討論與定期之工作會議，亦藉由邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊成員共同諮詢討論，並彙整專家意見及建議內容，進行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則專章內容之修訂，並研擬後續規劃與發展建議。本計畫之執行，集結了國際組織高放最終處置相關指導原則、各國最終處置相關法規及案例，建立我國高放射性廢棄物最終處置安全分析導則內容發展的基礎；所提出的場址特

性描述及設施運轉專章條文草案，足以作為持續發展完整安全分析報告導則的範本，有助於逐步完成安全分析報告導則全部內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

### **3-2 處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證**

為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性以及保持在安全係數中，本研究依據台電 SNFD2017 報告所提供之設計規範，建立處置罐分析。其次，埋放在地表深度 500 公尺之處置罐，亦可能在承受不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下形成其他的承載機制，本研究因此將參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為，進行平行驗證，並依此進行參數分析。此外，本研究將依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣之配置，使用主要案例中進行平行驗證，並且進一步針對處置隧道之影響參數對於周圍母岩以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析。

### **3-3 緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立**

為評估緩衝材料受沖蝕行為影響的流失量，研究參考瑞典各國研究報告書來設計沖蝕實驗模型，並建立一套我國的沖蝕實驗技術，透過沖蝕實驗來了解緩衝材料受地下水流影響所導致的沖蝕行為，以每日拍照的方式觀察緩衝材料擠入裂隙中的歷程演化，再透過濁度計測得受不同地下水環境沖蝕下的每日流失量，最終完成高放最終處置緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗，從本研究的沖蝕機制與流失量做評估研析，來提出高放最終處置緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估之相關審查重點或注意事項。

## **二、技術創新(科技技術創新)**

### **1-2A 110 年室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾操作業之管制技術研究**

本計畫成功建立一套可有效區分不同路徑輻射貢獻(直接穿透、輻射滲流、天空散射、地面散射、多次散射)的分析模式，此一技術可應用於未

來國內乾貯議題所需之平行驗證與審查支援。

為能評估乾貯護箱的乾燥作業有效性，研究中亦基於乾貯熱流最為泛用之計算流體力學技術結合鍵結水潛熱與燃耗-氧化層分佈模式(不隨壓力降低改變)，發展殘餘水乾化評估模式，與國際間僅著眼於乾化溫度將隨氣壓改變的液態水殘餘之現有技術不同。

## **1-2B 110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究**

完成利用了四種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent、ANSYS CFX、STAR-CCM+、COMSOL)性能分析 HI-STORM 100，以建立後續用過核子燃料乾貯護箱系統熱流平行驗證的能力。

### **2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析**

參考 IAEA-TECDOC-1260(2001)有關近地表處置設施封閉的程序和技術，建議我國對於封閉後安全分析應使用功能評估(PA)方法來評價處置場的長期安全性。確定封閉系統的一套通用功能標準(例如，滲透速率限制、封閉覆蓋所需的使用壽命、降低入侵風險的要求)，根據評估目的和我國對處置系統設計標準，分析處置設施每個封閉系統的功能評估。針對每個設施，並基於設施設計、當地氣候、地質背景、運轉執行，以及劑量或風險標準，於 PA 分析中輸入參數值。進行敏感度分析確定哪些封閉系統元件對安全最重要，確定封閉系統能減少向生物圈外釋造成放射性污染的可能性。所以建議我國仍須依據低放射性廢棄物分類系統及放射性核種濃度限值進行處置場封閉後 100 年至 300 年間之安全分析，以決定適合的封閉後管制之監管期時間，並可提供國內處置管制之技術創新發展精進依據。

### **2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析**

HPPP 和 SIMFIP 設備測得之壓力及待測破裂面之相對位移，有效得到破裂面之水力-力學參數。因此，未來在進行破裂面之水力-力學參數驗證可參考此方法進行驗證。另外，國內未來如遇土壤層中多孔隙介質之水力傳

導係數推估時，可採用薄片影像分析技術並與室內試驗結果進行比較。

### **2-3 低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析**

由於岩盤材料組成可能具異質性或異向性，導致現地應力量測結果可能呈現一定程度的分散性。根據加拿大 AECL 與瑞典 SFR 之經驗，可透過主應力比、平均主應力、剝落破壞誘發方程式與單軸壓縮強度等資料決定場址現地應力可能的分布區間，其作法值得我國參考。此外，根據本子計畫建構之二維水力破裂數值模型與分析結果，顯示弱面位態與間距可能影響水力破裂法誘發之裂隙發展，進而影響現地應力方向之判斷。本子計畫提出之數值模型與分析結果，可作為未來相關主題研究與我國有關場址現地應力審驗技術之參考。

## **三、經濟效益(經濟產業促進)**

### **2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析**

綜整 IAEA、美國、瑞典及各國低放射性廢棄物場址封閉後管制及安全分析技術研究後，提出我國法規之修訂建議，對提升我國場址封閉後管制與處置環境安全分析有實質助益，有助於未來處置作業推動過程，提升環境保護安全與增進社會及人民共同福祉。

## **四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)**

### **1-1 國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究**

有助於推動國內除役廢棄物中可外釋廢棄物之解除管制作業並確保公眾之輻射安全。

### **1-2A 110 年室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業之管制技術研究**

室內乾貯的輻射傳輸路徑與劑量貢獻有助於強化對國人解釋室內乾貯設計之重點與關鍵設計因子，並藉以消弭國人與國內團體對其安全尋否之顧慮。本計畫所獲得的技術與資訊皆可協助主管機關對其說明室內乾貯設

施在審查期間的嚴謹性，進而增進社會對乾式貯存之認同。

乾貯護箱內部殘餘水量的乾燥作業有效性，一直是國人與國內團體持續關注之議題，過往未能有全面之技術解析結果佐證主管單位之說明，而衍生不必要之恐慌。本計畫所獲得的技術與資訊皆可協助主管機關對其說明室內乾貯乾燥作業的有效性以及護套在貯存期間的可靠性，進而增進社會對乾式貯存之認同。

## **1-2B 110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究**

1. 藉由「我國用過核子燃料乾式貯存設施安全審查規範精進研析」成果，可精進及強化我國現有的法規審查內容，以及與國際間法規發展與要求進行接軌外，可確保及實踐在以安全為前提的要求下，安全貯存用過核子燃料並同時能保護大眾健康及生命財產安全。
2. 藉由建立用過核子燃料乾貯護箱系統熱流平行驗證的能力，可協助管制單位針對未來所需之管制要點進行發展與精進，並利於安全分析報告審查導則納入審查要項，使管制單位於未來所建立之法規指引具有對各式乾貯設施一體適用的特性。
3. 藉由研析國際上之檢測作法與頻率工作，並且輔以老化管理法規做法，足以提供我國未來室內乾貯之老化管理之重要指標指引，本研究中提出之十年再評估精進建議，足以確保我國未來在運轉時之檢測工作能與國際接軌。
4. 藉由上述3點，可確保我國核子燃料能在嚴謹與充分安全的管制要求下，使我國人民對我國主管機關之行政管制能放心與安心。

### **2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析**

本計畫成員發表國際期刊，針對低放射性廢棄物處置安全評估技術，與國際專家進行交流討論及研究成果發表，提升我國放射性廢棄物處置安全分析技術國際能見度。並可提供物管局低放射性廢棄物處置安全評估審

查之應用，以適時提升該項管制技術議題之技能與規範的精進。

## **2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析**

本研究透過研析國際間有關水力-力學量測設備相關文獻、未固結沉積層、岩體內變形區之導水特性等文獻，一方面可以提供不同的技術進行場址特性參數驗證外，也針對極為重要之變形帶導水特性有進一步了解，確保處置場周圍環境安全，有助於公眾對低放射性廢棄物處置安全的瞭解，增近公眾對於低放射性廢棄物處置之信心。

## **2-3 低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析**

本子計畫透過蒐整相關專書、期刊與處置技術先進國家之技術報告，瞭解不同的現地應力量測方法其分析結果之差異，並整理提出現地應力值其可能分布區間之分析方法，及應用數值分析於現地應力量測之分析範例。最後，根據我國低放處置建議候選場址之處置設施概念設計，提出現地應力量測技術評估建議，相關成果有助於社會各界對現地應力調查工作之瞭解，提升對低放射性廢棄物處置場址特性調查結果之信心。

## **3-1 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析**

各國推動用過核子燃料最終處置計畫皆投入長期研究發展工作，因此對於國家級計畫之審查工作，如執行的方法、程序，以及處置規範、導則擬定等重要議題之了解，對於建立最終處置計畫之發展與推動甚為重要。本計畫藉由針對國際間高放最終處置安全論證報告技術評估要項、核能先進國家相關法規、導則、安全要求或國際間高放最終處置設施安全分析報告之審查案例資訊內容研析與整理，除有助於我國對國際地質處置現況的掌握、技術能力的提升及處置技術智庫的累積，亦可作為主管機關與社會互動或公眾溝通的素材。以此為基礎建立國內本土化安全審查之技術能力，一方面能符合國際現況，另一方面則可強化審查作業的公信力。

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)

### 1-1 國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究

提出質量活度濃度測量計畫要求事項、表面活度濃度測量計畫要求事項、一定活度濃度以下放射性廢棄物輻射劑量評估計畫要求事項，有助於「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法草案」之研訂。

#### 1-2A 110 年室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾燥作業之管制技術研究

本計畫共計培育 3 名博士生與 4 名碩士生，所培育之博碩士生，已在此工作中獲得輻射屏蔽計算與人員劑量管制之訓練，未來可以抑注國內未來人力需求，以滿足核電廠除役之用過核子燃料乾式貯存之分析及人力。

#### 1-2B 110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究

研究成果預期將針對用過核子燃料乾貯護箱申照實例進行 verified and validated(V&V)來確定國內常用的商用 CFD 軟體程式(Fluent、CFX)之可用性，並協助管制單位針對未來所需之管制要點進行發展與精進，且使管制單位於未來所建立之法規指引具有對各式乾貯設施一體適用的特性。

#### 1-2C 110 年國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析

根據英國 ONR 核設施通風技術指針與德國 ESK 乾貯設施除熱性能指針研析以及日本 RFS 設施集中貯存設施安全審驗資料，建議未來國內室內乾貯設施之審查，通風設計應同時符合護箱除熱，建築防火與人員輻防等要求

### 2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析

本計畫成員發表國際期刊，針對低放射性廢棄物處置安全評估技術，

與國際專家進行交流討論及研究成果發表，提升我國放射性廢棄物處置安全分析技術國際能見度。並可提供物管局低放射性廢棄物處置安全評估審查之應用，以適時提升該項管制技術議題之技能與規範的精進。

## **2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析**

本年度參與計畫人員計碩士級專任助理 1 名、碩士班學生 3 名，參與本計畫之人員透過研析 HPPP 和 SIMFIP 設備相關文獻，進一步認識現地量測水力-力學參數之方法，以及透過研析未固結沉積層、岩體變形區之導水特性等文獻，了解攸關低放射性廢棄物處置安全有關之關鍵議題。

## **2-3 低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析**

本年度參與人員計碩士班學生 1 名，培育計畫參與人員瞭解不同現地應力量測方法之應用限制與分析結果之差異，及數值分析於此一研究課題之應用。

## **3-1 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析**

本計畫研究團隊自 105 年至今，持續執行用過核子燃料最終處置國際組織及各國相關技術文件、管制法規、安全要求、安全分析報告案例及技術報告等內容資訊進行審閱及關鍵議題之研析，以提供各項專業意見，使管制機關審查用過核子燃料最終處置計畫時，能掌握國際最終處置發展趨勢及其相關重要議題。同時從這些最終處置安全分析研究報告與審查案例經驗中，摘取關鍵技術並提出審查要項建議，藉以規劃我國最終處置審查作業未來須持續推動之研究方向與所需之關鍵及重點技術。憑藉歷年所獲之成果與經驗，本年度計畫並延續 109 年物管局委託研究計畫成果，進行我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)專章內容研擬工作與審查要項建議，並透過擴大邀請各界專家、主管機關與台電公司執行團隊人員參與專家座談會，由 109 年邀請之五位專家，今 110 年增至八位專家共同參與討論及意見交流，提出相關建議供主管機關參考，以共同

推動並完備我國放射性廢棄物最終處置相關法規體系。

### **3-2&3-3 處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證及緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立**

而有關我國用過核子燃料處置罐承載分析與國際研究計畫之平行驗證，以及處置孔緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估之相關技術發展，所培育的人才未來皆可投入用過核子燃料最終處置計畫長期發展所需。相關計畫成果可提供物管局對於我國用過核子燃料最終處置安全審查之參考，及提升相關審驗技術與能力，並對管制機關提供對於最終處置安全審查的技術諮詢與建議。

## **貳、檢討與展望**

(請檢討計畫執行可改善事項或後續可精進處，並說明後續工作構想重點與未來展望等；屆期計畫請強化說明後續是否有下期計畫、計畫轉型或整併、納入機關例行性業務、或其他推廣計畫成果效益之作為等。)

### **1-1 國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究**

解除管制的廢棄物必須符合解除管制活度濃度限值，才能確保對任何個人產生的年有效劑量低至  $10\mu\text{Sv}$  或更小。但這些解除管制的各核種活度濃度限值非常低，必須妥善規劃偵測計畫，建議至少須滿足「質量活度濃度測量計畫之要求事項」。但若擬解除管制的廢棄物具有略高於解除管制活度濃度限值，且規劃送至特定目的地並經特定的處理，造成個人之年有效劑量仍可能不會超過  $10\mu\text{Sv}$ ，也無管制之必要，不過必須進行年有效劑量的評估分析，這就是有條件的解除管制。有條件解除管制的劑量評估，建議至少須滿足「輻射劑量評估計畫之要求事項」，且擬解除管制廢棄物的活度濃度仍應小於輻防法規豁免管制活度濃度限值，以避免不必要的管制要求並確保公眾之輻射安全。

### **1-2A 110 年室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾操作業之管制技術研究**

分別對輻射屏蔽中各種輻射傳輸路徑之影響與重要性進行研析。此工

作的進行不僅對外證實我國管制單位對放射性物料管理之嚴謹，亦顯示我國自有之關鍵技術已與國際研究併駕其驅。各項分析結果除可協助主管機關掌握室內乾貯之輻射防護與監測要點之外，亦可提供予未來申照之廠家，以期在初步設計之時，即可透過此先進輻射評估技術加強安全設計，從而由申請端即落實管制與安全強化的訴求。

針對各種燃料運轉歷史與乾貯作業之操作參數所造成的護箱乾燥有效性進行研析。此工作的進行不僅對外證實我國管制單位對放射性物料管理之嚴謹，亦凸顯我國自有之基礎熱流技術已足以協助主管機關掌握乾貯護箱在乾燥作業期間的有效性；此成果未來進一步結合輻射、熱流與材料水化學後，可精進為評估乾式貯存期間護套完整性之核心技術，為下一階段之管制需求預先拓展技術。

### **1-2B 110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究**

本年度計畫藉由國際間法規與技術報告之研析，透過中文編譯、商用熱流分析軟體數值分析比較，以及國際間用過核子燃料乾式貯存場檢測案例，提供本局針對用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告申請導則及審查導則精進建議、商用熱流分析軟體之適用性評估與安全審查要項建議、以及我國乾式貯存設施營運維護與十年安全再評估之精進建議，以強化本局對乾式貯存設施持照審查技術及維護與監測之安全管制要求，確保乾式貯存設施之營運安全。後續可針對以下三項工作進行研究：

1. 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告申請導則及審查導則精進
2. 高燃耗燃料乾貯護箱系統熱流安全分析技術精進研析
3. 用過核子燃料乾式貯存設施老化管理與安全檢測技術研析

### **1-2C 110 年國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析**

針對乾貯護箱除熱與貯存設施通風，主要研析英國 ONR 與德國 ESK 之技術指針，與日本 RFS 設施安全設計審驗資料，結果顯示通風性能被歸

類在核安項目中，且核照時通風設計須能同時滿足室內乾貯設施在除熱，防火與輻防等要求。

研究團隊根據乾貯護箱風洞試驗與分析，結果發現除了護箱周圍的熱浮力，外部環境風壓所致的風力亦應列入評估考量，特別是當這兩股自然通風氣流產生拮抗時，可能影響乾貯護箱與廠房整體的除熱性能，建議後續可深入研究。

## 2-1 低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析

國際間對於中低放射性廢棄物處置設施的監管要求，常假設人類闖入情節發生的闖入時間，進行無意闖入之入侵防範。發生闖入入侵時間越晚，輻射風險的潛在影響就越小。這種時間框架的選擇，取決於監管期的有效性，在假設人類無意闖入發生的確切時間框架上還未達成共識時，不同國家接受的監管期限不同，但一般都在 100 至 300 年之間。美國核能管制委員會(NRC)定義監管期 100 年的持續時間，係根據 10 CFR 61.55 中規定放射性核種濃度限值，就無意闖入者情節進行安全分析之結果。由於我國低放射性廢棄物分類系統，係參考美國 10 CFR 61.55 之表 1 及表 2 中規定的放射性核種濃度限值所訂定，且目前美國核能管制委員會(NRC)仍依據原本之安全評估並維持 10 CFR 61.59 中規定的 100 年期限。所以建議我國封閉後管制之監管期時間為 100 年，惟仍須依據我國未來低放處置場接收之廢棄物來源與特性及處置設施設計，就無意闖入者情節進行安全分析，適當調整封閉後管制之監管期要求。

## 2-2 低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析

HPPP 和 SIMFIP 設備可測得孔隙壓力及待測破裂面之相對位移，有效得到破裂面之水力-力學參數，並可應用於斷層受地震影響而產生剪切位移之相關研究。另外，HPPP 和 SIMFIP 方法也可透過流量針對水力內寬及現地應力進行量測。此一現地試驗工具之引進或發展非常值得作為後續技術建置之方向。另外，岩體內變形區(包含核心區和破裂損傷區)之導水特性受開口破裂面、膠結作用、剪切壓實作用與黏土形成相互作用，導致其水力

特性相當複雜，但是也對處置極為重要，未來可考慮將變形帶水力特性特徵化列為技術發展重要項目之一。

### **2-3 低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析**

現地應力量測受諸多不確定性因素影響，除需配合場址之地質與地形調查、基本岩石力學試驗與不同尺度之現地應力量測技術進行分析比對外，如何透過機率與統計分析相關理論，降低現地應力量測結果的不確定性，為未來值得探討之課題。

### **3-1 用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析**

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，物管局已於 109 年委託之研究計畫中，針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計及建造章節進行研擬；110 年度則聚焦於最終處置設施「場址之特性描述」與「設施運轉」等章節內容之研擬。透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或導則及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」章節架構及內容。此外，計畫團隊參酌過去研究瑞典、芬蘭、美國、日本等國的安全分析報告、申照審查計畫或國際同儕審查等報告，以及對於台電公司 SNFD2017 報告的審查經驗納入考量，並透過徵詢主管機關的專業意見指導，以及舉辦專家諮詢座談會議之方式邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊成員共同諮詢討論，協助專章架構及條文草案內容之修訂，以整合多方看法與意見，作後續發展之規劃，期能逐步發展完整的安全分析報告導則，供國內主管機關及相關單位參考。

### **3-2&3-3 處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證及緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立**

同時，為提升我國高放最終處置計畫之驗證能力及對國內階段成果報

告平行驗證技術，本計畫針對台電公司、瑞典 SKB 及國際處置技術之驗證重點，包括針對國內階段成果報告與國際技術研究計畫或案例之處置罐承載分析平行驗證工作、國際合作計畫工作任務之耦合模型平行驗證，以及處置孔緩衝材料沖蝕機制、流失量評估等進行實驗模型與技術建置工作，研提國內最終處置之審查重點及建議事項，藉以持續發展國內平行驗證技術，精進我國用過核子燃料最終處置計畫之研發內容，提升管制機關審查與驗證之技術能力。

## 參、其他補充資料

### 一、跨部會協調或與相關計畫之配合

(請說明本計畫是否與其他科技發展計畫相關連，其分工與合作之配合情形為何，若有共同之成果，亦請說明分工與貢獻；如相關連計畫為其他機關所執行，請說明協調機制及運作情形是否良好；計畫審議階段如委員特別提出須區隔計畫差異性並強化分工合作、強化與其他機關合作者，請強化說明配合情形；如計畫與其他計畫、其他機關無相關連，亦請簡扼說明該計畫業務屬性可獨立執行。)

本計畫的總體研究範疇界定於除役放射性廢物管制、用過核子燃料乾式貯存、低放射性廢棄物處置及用過核子燃料處置相關的管制技術研發。目前國內相關的研究計畫另有原能會辦理以除役為主軸的科技計畫；科技部與原能會的原子能科技學術合作研究計畫；以及台電的各項工作計畫。本計畫除內部各子項研究間有密集的技术討論外，亦積極參與外部計畫如台電公司所舉辦的研討會/座談會，以促進對於彼此進度的瞭解，藉以妥善利用國內的有限資源，整體提昇國內的安全技術水準。

### 二、大型科學儀器使用效益說明

本計畫未編列經費購買、維運之大型科學儀器。

### 三、其他補充說明(分段上傳)

無其他補充說明。



## 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
Separation of Flux/Dose Contributions from Multiple Transport Pathways in Monte Carlo Shielding Analyses of a Cons	P.C. Lai (賴柏辰)	2021	D	1-2A
Development of 3-D numerical methodology to investigate transient characteristics of fuel temperature and hydrated residual water during drying process of dry storage system	Y.S. Tseng (曾永信)	Under review	D	1-2A
Numerically Evaluate Hydrated Residual Water Drying Process for Dry Storage System under Low Thermal Load Situation	Y.S. Tseng (曾永信)	2022	F	1-2A
Heat removal and hybrid ventilation characteristics of a vertical dry storage cask for spent nuclear fuel	Y. H. Wang	2021	C	1-2C
Ventilation pattern and heat dissipation characteristics of a vertical dry storage cask for spent nuclear fuel: Wind tunnel experiments and CFD simulations	Y. H. Wang	2021	C	1-2C
The Effect of Porosity Change in Bentonite Caused by Decay Heat on Radionuclide Transport through Buffer Material	Suu-Yan Liang	2021	D	2-1
A Review of Geochemical Modeling for the Performance Assessment of Radioactive Waste Disposal in a Subsurface System	Suu-Yan Liang	2021	D	2-1
用過核子燃料最終處置場之處置罐剪力分析	許正煜	2021	E	3-2
處置場近場數值模擬分析	蔡欣玲	2021	E	3-2

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。

### 【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
110年國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安全再提升之案例資訊研析	國立中興大學(土木系) 國立成功大學(土木系) 內政部建研所(風洞實驗室)	B	A	2017	1-2C
低放處置管制技術研發團隊	中央大學、淡江大學、國防大學、臺灣大學	B	A	2012	2
高放處置管制技術研發團隊	中央大學、淡江大學、國防大學、臺灣大學、屏東科技大學	B	A	2012	3

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
賴柏辰	國立清華大學核工所	A	C	1-2A
房博文	國立清華大學核工所	A	C	1-2A
王文豫	國立清華大學工科所	A	C	1-2A
潘昭銘	國立清華大學核工所	B	C	1-2A
蔡苑芝	國立清華大學核工所	B	C	1-2A
王冠文	國立清華大學核工所	B	C	1-2A
劉子維	國立清華大學核工所	B	C	1-2A
郭俊良	國立中央大學	B	B	2-2
黃柏崴	國立中央大學	B	B	2-2
謝澤銘	國立中央大學	B	B	2-2
呂艾明	淡江大學	B	B	2-3
吳昭智	國立中央大學	B	B	3-2
石哲愷	國立中央大學	B	B	3-2
范家豪	國立中央大學	B	B	3-2
徐暉東	國立中央大學	B	B	3-3

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
國際一定活度或比活度以下放射性廢棄物管制技術規範與案例研究	張似璵	2021	C	1-1
室內乾貯設施輻射劑量貢獻評估研究期末報告	許榮鈞、賴柏辰	2021	C	1-2A
乾貯護箱乾操作業階段殘餘水分趨勢研究期末報告	曾永信	2021	C	1-2A
110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究期中報告	李昭仁 李元志	2021	C	1-2B

	洪振育			
110 年用過核子燃料乾貯設施安全審查規範與營運檢測之管制技術研究期末報告	李昭仁 李元志 洪振育	2021	C	1-2B
低放射性廢棄物處置場封閉後管制及安全分析要項研析	林文勝	2021	C	2-1
低放射性廢棄物處置土壤及岩體變形區導水特性研析	董家鈞、王士榮	2021	C	2-2
低放射性廢棄物處置現地應力量測影響因子研析	楊長義、李宏輝	2021	C	2-3
用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析	黃偉慶	2021	C	3-1
處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證	張瑞宏	2021	C	3-2
緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立	楊樹榮	2021	C	3-3

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。

#### 【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
一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法草案	C	A	B	1-1
放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則	C	C	B	綱要計畫

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。