

111 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(3/4)

執行期間：

全程：自 111 年 02 月 22 日 至 111 年 12 月 31 日止

本期：自 111 年 02 月 22 日 至 111 年 12 月 31 日止

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

111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

目 錄

【111 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	22
貳、經費執行情形	49
一、經資門經費表 (E005)	49
二、經費支用說明	50
三、經費實際支用與原規劃差異說明	50
第二部分	51
壹、成果之價值與貢獻度	52
貳、檢討與展望	65
參、其他補充資料	69
一、跨部會協調或與相關計畫之配合	69
二、大型科學儀器使用效益說明	69
三、其他補充說明(分段上傳)	69
附表、佐證資料表	70

【111年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	111-2001-02-28-01					
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(3/4)					
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	☐ 政策計畫 ☒ 一般計畫 ☐ 基礎研究 ☐ 前瞻計畫					
重點政策項目	☐ 數位經濟與服務業科技創新 ☐ 亞洲·矽谷 ☐ 智慧機械 ☐ 綠能產業 ☐ 生醫產業 ☐ 國防產業 ☐ 新農業 ☐ 循環經濟圈 ☐ 晶片設計與半導體前瞻科技 ☐ 文化創意產業科技創新 ☐ 其他_____					
前瞻項目	☐ 綠能建設 ☐ 數位建設 ☐ 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	111 年 01 月 01 日至 111 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	11,897		12		
	112	14,002		12		
	合計	53,976		48		
	111 年度	經費項目		預算數(千元)	決算數(千元)	執行率 (%)
		經常門	人事費	-	-	-
			材料費	-	-	-
			其他經常支出	13,027	11,897	91.3
			小計	13,027	11,897	91.3
		資本	土地建築	-	-	-
			儀器設備	-	-	-

		門	其他資本支出	-	-	-
			小計	-	-	-
			經費合計	13,027	11,897	91.3
政策依據	由系統帶入 111 年計畫書填寫之資料 一、總統政見：「非核家園」政策。 二、行政院施政報告(民國 109 年立法院第 10 屆第 2 會期)：邀集經濟部、原民會共同督促台電公司積極辦理蘭嶼貯存場遷場事宜，嚴格管制「提升蘭嶼貯存場營運安全實施計畫」之辦理情形，以完善遷場準備作業；督促台電公司推動乾式貯存計畫，以利接續核電廠除役作業；持續管制龍門電廠核子燃料外運作業，監督運送作業安全；積極辦理核一廠核子燃料倉庫之除役計畫審查，強化監督該廠核物料設施之除役作業。 三、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。 四、依據「聯合國永續發展目標」第 12.4 細項：致力以符合環保的方式妥善管理放射性廢棄物，以減少對人類健康與環境的不利影響。 五、行政院 110 年施政方針：嚴密監督核電廠運轉與除役作業及核廢料管理，持續推動公眾參與及資訊透明，厚實輻安管制、環境輻射偵測及災害防救能量。					
本計畫在機關施政項目之定位及功能	由系統帶入 111 年計畫書填寫之資料 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。由於原能會物管局為行政機關，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。 本計畫的落實有助於達成下列功能： 1.強化除役放射性廢棄物特性與管制技術發展。 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。 3.先期研究探討發現問題，提出可行方案，擬訂解決對策。 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題。 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。 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。 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。		
計畫摘要	(由管考系統帶入) 「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。111 年度包含 10 個子項計畫，研究架構如下： 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(3/4) 1-1 低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析 1-2A 用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析 1-2B 用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析 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(3/4) 2-1 處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析 2-2 坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析 2-3 超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究 細部計畫 3：精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展(3/4) 3-1 用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究 3-2 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證 3-3 鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估 3-4 放射性廢棄物安全管理國際資訊研析		
計畫目標與預		原設定	達成情形

期關鍵成果之 達成情形			(系統帶入計畫書填寫 資料，不可修改)	(系統帶入管考填寫資 料，可修改)
	計畫 目標 1	預期關鍵 成果 1	精進管制法規與技術， 督促經營者除役廢棄物 及貯存作業零輻安事故 發生。	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 111 年度無放 射性廢棄物處理與貯存 輻安事故發生。
		預期關鍵 成果 2	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。	完成 2 件放射性物料管 制技術規範草案訂修， 於 6 月 22 日發布低放 射性廢棄物海洋運送船 舶輻射安全規範，另於 6 月 22 日發布低放射 性廢棄物盛裝容器使用 申請書導則修正案。
計畫效益與 重大突破	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 1. 針對除役放射性廢棄物技術議題：完成低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析，釐清先進技術應用實務與安全管制要項。 2. 針對用過核燃料乾式貯存技術議題：完成我國再取出池安全標準與審查作業導則的審查要點研訂；完成輻射場與熱流場結合下之輻射分解與再結合效應對護套氧化影響性探討。釐清相關安全影響因素並研議審驗標準。 3. 針對低放廢棄物處置技術議題：完成處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析；完成坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析；完成超 C 類放射性廢棄物處置安全管制研究。藉由實際模擬評估與彙整國際優良實務，釐清相關安全影響因素並研議審驗標準。 4. 針對用過核子燃料處置技術議題：完成研析核能先進國家用過核子燃料最終處置安全評估案例經驗，彙集專家意見擬訂管制導則草案。完成高放處置遠場熱傳導分析與母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證，以及鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估，釐清相關安全影響因素。			
遭遇困難與 因應對策	111 年度計畫工作執行期間並無遭遇重大困難或落後。			
後續精進措施	112 年度持續執行原訂規劃之下列各項工作：			

	1. 精進除役放射性廢棄物及設施除役安全管制研究。 2. 精進用過核燃料乾式貯存護箱系統結構與材料特性研究。 3. 精進低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術研究。 4. 精進低放射性廢棄物處置功能評估管制技術研究。 5. 精進用過核子燃料最終處置安全審查資訊研析與安全分析報告導則研擬。 6. 精進用過核子燃料最終處置技術驗證與審查要項研析。			
計畫連絡人	姓名	李彥良	職稱	組長
	服務機關	行政院原子能委員會放射性物料管理局		
	電話	02-22322310	電子郵件	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科技計畫書一致，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：精進放射性廢棄物(包含電廠除役之放射性廢棄物)貯存與處置的相關安全管制技術，以釐清與解決所面臨的安全管制技術問題，據以管制放射性廢棄物的處理、貯存與處置作業/設施之安全，俾確保公眾安全與維護環境品質。(由管考系統帶入)
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&
109	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。 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。 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。 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	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： 細部計畫 1：除役放射性廢棄物特性與管制技術發展(1/4) • 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 • 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 • 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 • 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 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)

	處置安全技術基礎能力建置」報告。	• 放射性廢棄物處置場址特性管制研究 • 低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析 • 低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析 • 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 細部計畫3：精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展(1/4) • 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 • 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 • 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
110	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。 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操作業、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。 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。 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	110年度針對左列計畫目標達成下列重點研究成果： 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。 2. 用過核燃料乾式貯存護箱系統結構與材料特性研析：(1)完成乾貯護箱乾操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。 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。 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

	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。 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。	技術建置。 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。
111	1. 針對除役放射性廢棄物技術議題：進行低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析，以瞭解優良實務作法，並提出精進我國管制措施之建議。 2. 針對用過核燃料乾式貯存技術議題：進行用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析與用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析。藉由評估安全要項，提出精進我國管制措施之建議。 3. 針對低放廢棄物處置技術議題：進行處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析；坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析；超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究。藉由評估安全要項，提出精進我國管制措施之建議。 4. 針對用過核子燃料處置技術議題：進行用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究；高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證；鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估。藉由評估安全要項，提出精進我國管制措施之建議。 5. 進行放射性廢棄物安全管理國際資訊研析，彙整當前國際重要資訊，提供管制決策參考。 6. 111 年度關鍵績效指標：國內/國際研討會論文 7 篇；研究報告 6 篇；跨機構合作團隊養成 3 組；	111年度針對左列計畫目標達成下列重點研究成果： 1. 完成低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析，蒐集及研析國際相關放射性金屬廢棄物物理拋光減量處理技術，釐清先進技術應用實務與安全管制要項。 2. 完成我國再取出池安全標準與審查作業導則的審查要點研訂；完成美國集中式中期貯存設施(WCS CISO)安全評估案例經驗研析；完成以以 SCALE/MAVRIC 程式進行輻射場與熱流場結合下之輻射分解與再結合效應對護套氧化影響評估。釐清相關安全影響因素並提出安全審查要項。 3. 針對低放廢棄物處置技術議題：完成低放射性廢棄物處置場址岩石力學特性對現地應力量測結果影響之評估與審驗技術建議；完成低放射性廢棄物坑道處置之化學環境水力-力學耦合案例分析，並提出安全審查要項建議；完成超 C 類放射性廢棄物處置國際案例經驗研析，提出我國安全管理要項建議。藉由實際模擬評估與彙整國際優良實務，釐清相關安全影響因素並研議審驗標準。 4. 針對用過核子燃料處置技術議題：完成研析核能先進國家用過核子燃料最終處置安全評估案例經驗，彙集專家意見擬訂管制導則草案。參考 DECOVALEX 國際研究計畫案例模型，建立高放處置遠場熱傳導分析與母岩裂縫水力影響分析

	博碩士人才培育 6 人。	案例之平行驗證能力。研析各國技術經驗，完成鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估，並釐清相關安全影響因素。 5. 提供 111 年安全管制技術發展之國際最新資訊，並探討對於我國的潛在影響與對於我國法規/管制技術精進之價值。 6. 111 年度實際達成：論文 1 篇；研究報告 12 篇；跨機構合作團隊養成 3 組；博碩士人才培育 11 人。
112	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。 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。 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。 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。	-

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 年度至 111 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	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)				
細部計畫 1:除役放射性廢棄物特性與管制技術發展	5,350 (5,350)	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技術議題：研析低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術，參考國際優良實務經驗，提出強化我國安全管制措施之建議。 2. 針對用過核燃料乾式貯存技術議題：進行用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析；進行用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析，提出強化我國安全管制措施之建議。	參見各子項計畫
子項計畫 1-1 111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析	850 (850)	甘金相	核能研究所	本子項計畫以協助管制機關完成小產源放射性廢棄物物理拋光減量國際資訊蒐整與研析為主要目的，由於廢棄物其來自不同使用目的所產生，故具多樣性及複雜性，相對其處理方法，無法如核電廠放射性廢棄物採大	1. 本子項計畫之研析成果將有助於我國放射性廢棄物管制決策與研發工作之參考應用，以加速提昇小產源放射性廢棄物物理拋光減量技術能力，確保減量技術合於國際水準。

				規模處理，具體工作項目包括： 1. 蒐集及研析國際相關放射性金屬廢棄物物理拋光減量處理技術。 2. 小量低微污染放射性廢棄物減量處理技術驗證。 3. 研提我國低微污染放射性廢棄物之物理拋光減量處理技術及策略建議。	2. 本子項計畫完成「111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析」研究報告 1 冊
子項計畫 1-2A 111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析	2,240 (2,240)	李昭仁	工業技術研究院	1. 研析用過燃料池之法規審查指引與安全管制要項，並參酌國內核能電廠最終安全分析報告(FSAR)與相關法規標準與設計準則，研擬我國再取出池安全標準與審查作業導則的審查要點。 2. 針對 WCS 集中式中期貯存設施(WCS CISF)之安全評估報告(Safety Evaluation Report, SER)進行研析，對過核子燃料集中式貯存設施安全標準與審查作業導則草案，提出更進一步的精進建議。	1. 本年度研析 ANS/ANSI 57.2 與 57.7 兩項重要性標準文件，參考並比對實際執行之 NUREG-0800 導則等文件，產出再取出系統之審查要項初稿。此類再取出池之審查重點，需要經過國際間的法規經驗進行統合，因此，本子項計畫規劃將針對再取出池進行規範研析，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再取出設施一體適用的特性。 2. 藉由蒐集 WCS CISF 審查資料，分析美國聯邦政府、當地州政府曾面臨之問題，以及當地居民、持反對意見的議員提出之質疑，此類經驗對於未來建造集中式貯存場地時

					有借鑑的作用，並透過研析 WCS 集中式中期貯存安全評估報告，建立放射性廢棄物貯存安全審查平行驗證技術基本技術應用與作法，根據蒐集審查資料與研析成果，針對用過核燃料集中貯存設施安全標準與審查作業導則草案，提出精進用過核子燃料集中式中期貯存設施安全標準與審查作業導則，做為未來用過核子燃料中長期策略規劃重要參考依據。
子項計畫 1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析	2,260 (2,260)	許榮鈞	國立清華大學	1. 護箱內加馬及中子輻射場之假想護箱評估模式建立與代表案例之加馬與中子輻射場分析計算 2. 護箱內加馬與中子輻射場分布差異及對表面劑量貢獻研析 3. 護箱內熱流場及輻射分解及再結合效應之分析技術建立代表案例之熱流場分析計算 4. 輻射場與熱流場結合下之輻射分解與再結合效應對護套氧化影響性探討	1. 以 SCALE/MAVRIC 程式建構二種乾貯護箱的幾何模型(均質化與詳細的密封鋼筒)，以及二種裝載燃料的射源模型(平均射源與 56 束個別射源)，可用於探討護箱模型差異對於後續輻射場分布的影響，有助於管制單位瞭解安全分析工具與假設之影響。 2. 研究結果顯示目前安全分析中常採用的均質化密封鋼筒且裝載平均源項可提供最保守劑量分佈；最貼近真實護箱幾何與個別燃料束源項的模型最準確，但相對建模困難且計算費時。兩者之差異可作為

					量化相關假設之佐證，並可提供未來現場輻射劑量測量的比較基準。 3. 研究結果顯示，殘餘水主要係與護箱內裝載之燃料熱源項有關，且同型護箱下之內部溫度場與熱負載呈線性相關；流場則未明顯受熱負載影響。結合上述輻射遷移、熱流分析與輻射分解及再結合機制之分析技術，本子項計畫建立一套可針對各式護箱進行殘餘水量、熱流場與化學場進行評估的工具，進而得知內部護套是否潛在劣化風險，可提供主管機關審查時之必要資訊。 4. 綜合各項分析技術所獲得之結果顯示，燃料護套即使在保守殘餘水量與溫度條件下，貯存 20 年仍僅有 0.04μm 的氧化厚度，而殘餘水經輻射分解所產生的氧化劑濃度遠低於功率運轉與溼貯階段，最終結果指出護箱內殘餘若干水份並不會影響護套之完整性。 5. 完成 NUTHOS-13 國際研討會論文乙篇，藉此將研究所建立之穩態殘餘水評估模式進行同儕審查。
--	--	--	--	--	---

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	2,150 (2,150)	參見各子項計畫	參見各子項計畫	針對低放廢棄物處置技術議題：研析處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析；研析坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性；研析超 C 類放射性廢棄物處置安全管制方案，提出強化我國安全管制措施之建議。	參見各子項計畫
子項計畫 2-1 111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析	635 (635)	楊長義	淡江大學	1. 國際間有關處置場址岩石力學特性之調查與評估 2. 低放射性廢棄物處置設施的岩石力學特性研析方法 3. 研析岩石力學特性對現地應力量測結果之影響 4. 低放射性廢棄物處置場址岩石力學特性對現地應力量測結果影響之評估與審驗技術建議	彙整瑞典 SFR 等國外有關地下實驗室與場址調查之岩石力學試驗項目及完整岩石力學參數資料，有助於我國未來規劃及進行處置場設計與安全評估相關工作之推展。此外，韓國 KURT 地下研究隧道之研究成果，顯示花崗岩坑道採鑽炸法進行開挖時，坑道壁面 1 m 範圍內可能造成岩體損傷，並導致岩石單壓強度與變形模數降低。透過國內公共工程建設之鑽探與試驗資料蒐整，推估達仁建議候選場址所處硬頁岩在單壓強度與楊氏模數具有一定程度之異向性；藉由數值分析建立之套鑽法數值模型，可有效分析材料異向性、應力異向性及人為誤差對現地應力推估值的影響。
子項計畫 2-2 111 年坑道處置	880 (880)	王士榮	中央大學	1. 核能國家對於處置設施化學環境之水力-力學耦合特性資料研析	完成彙整國際間有關岩體裂隙於不同化學環境下之水力-力學耦合特性

不同化學環境之力學及水力耦合特性研析				2. 坑道處置化學環境之水力-力學耦合研究方法比較 3. 坑道處置化學環境之水力-力學耦合案例分析 4. 低放射性廢棄物坑道處置之化學環境水力-力學耦合要項建議	研究相關資料，並針對其室內試驗之方法進一步彙整及比較，我國對岩體裂隙於不同化學環境下，水力-力學耦合之室內試驗相關研究較少，因此有助於我國未來再低放處置之場址特性研究時，岩體裂隙如遭遇非平衡化學流體流過時，提供一個有效的室內試驗方法。另外，不同環境(岩性、流體 pH 值)的案例分折，提供我國未來低放處置場址之參考。
子項計畫 2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管制研究	635 (635)	林文勝	臺灣大學	1. 超 C 類放射性廢棄物之來源及特性研析 2. 國際超 C 類放射性廢棄物管制法規與處置案例研析 3. 超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題 4. 我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管制要項建議	蒐整國際及國內有關超 C 類放射性廢棄物來源及特性相關資料，以及處置方法及處置環境影響規定要求。針對美國 10 CFR 61 有關超 C 類放射性廢棄物管制法規及國際處置中放射性廢棄物之管制法規，與國際處置案例研析(包括歐美日韓等)進行蒐集及研析。針對美國 NRC 與 DOE 提出超 C 類放射性廢棄物處置關鍵技術議題，國際(IAEA 及歐美、日韓等國家)針對中低放射性廢棄物之處置關鍵技術進行研究。提出我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管制要項建議，未來針對超 C 類廢棄物於最終地質處置時可併入用過核子燃料共同處置，

					並依據國際上 ILW-LL 和 SNF(或 HLW)聯合處置之發展，以及國內用過核子燃料最終處置政策，進一步研議及評估。
細部計畫3:精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展	3,196 (3,196)	參見各子項計畫	參見各子項計畫	針對用過核子燃料處置技術議題：持續完善用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制導則草案；建立遠場熱傳導分析與母岩裂縫水力影響分析之平行驗證能力；研析鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估方法；更新放射性廢棄物安全管理國際資訊研析，提出強化我國安全管理措施之建議。	參見各子項計畫
子項計畫 3-1 用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究	1,570 (1,570)	黃偉慶	國立中央大學	1. 國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關文獻資訊蒐集，並對主要核能國家地質處置階段性安全證案報告進行擇要研析與審查要項建議。 2. 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)設施之安全評估與品質保證計畫專章條文內容。	1. 針對國際核能總署(NEA)所發表的 6923 號文件「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告進行研析及要項建議之撰擬。 2. 針對包括法國 ANDRA、加拿大 NWMO、英國 NDA 及日本 NUMO 等高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的安全分析報告案例、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。 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)「設施之安全評估」及「品質保證計畫」專章架構及條文內容，並提出審查要項建議。 4. 除研究團隊內部分組討論與工作會議外，同時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則(草案)專章內容。
子項計畫 3-2 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證	390 (390)	張瑞宏	國立中央大學	針對高放最終處置相關熱、水、力耦合模式進行平行驗證計算，包括遠場熱傳導分析、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例、及多孔處置設施間距與通風效應影響分析。	1. 鑑於處置場開始運轉後，需長時間維持其安全性，因此在規劃階段，必須針對處置場遠場進行大尺度且長時間尺度的熱傳導行為分析，以觀察及評估熱載重對於整個母岩區的影響。 2. 本子項計畫依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對裂縫影響分析所提供的指定工作任

					務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算，建立平行驗證能力，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。 3. 處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式進行作業，為了解相鄰處置隧道的相互影響關係，進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。
子項計畫 3-3 鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估	390 (390)	楊樹榮	國立屏東科技大學	對於處置孔內緩衝材料於鹼性環境下裂隙水流可能造成流失量與回脹性能折損進行評估，進而探討緩衝材料沖蝕對處置場長期安全之影響。 參考瑞典 SKB 及其他國家沖蝕實驗之研究，以模擬地下水與混凝土結構物接觸而產生失鈣行為時，附近的地下水會形成高鹼性的水環境，透過沖蝕流失量與回脹壓力值的量測來瞭解與探討在不同地下水 pH 值、岩石裂隙內寬下，對緩衝材料沖蝕行為及回脹性能折損的影響。	1. 蒐集各國有關緩衝材料於鹼性環境下相關實驗及成果，並針對計畫目的進行實驗條件設計及沖蝕模型配置。 2. 於較高的鹼性環境下 400 mM NaOH (pH>13)，並未造成明顯沖蝕行為與嚴重的回脹壓力損失，但根據每日試體圖像拍攝及徑向膨脹量的量測，可觀察到有明顯的溶解現象發生。 3. 完成高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下受沖蝕行為之流失量及

					回脹性能折損評估。 4. 透過模擬鹼性地下水環境，於不同裂隙及水流條件下進行沖蝕實驗，研究成果可用於評估各因子對緩衝材料的流失量及回脹性能折損的影響程度。
子項計畫 3-4 111 年放射性廢棄物安全管理國際資訊研析	846 (846)	林洺秀	核能研究所	以協助管制機關完成放射性廢棄物處置設施選址與申請執照之安全管理國際資訊蒐整與研析為主要目的，具體工作項目包括： 1. 核能國家處置設施選址法規資訊彙整研析。 2. 核能國家經營者選址配套措施資訊彙整研析。 3. 加拿大處置安全管理法規要項研析。 4. 芬蘭高放處置場運轉執照申請要項研析。	1. 本子項計畫之研析成果將有助於我國放射性廢棄物管制決策與研發工作之參考應用，以加速提昇管制技術能力，確保管制安全合於國際水準。 2. 完成「111 年放射性廢棄物安全管理國際資訊研析」研究報告 1 冊

三、細部計畫與執行摘要

【請計畫執行單位填寫】

本段落資料由系統自動帶入，部分項目請依執行進度更新，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	111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	甘金相	執行機關	行政院原子能委員會核能研究所
計畫規劃內容			
計畫目標	本子項計畫以協助管制機關完成小產源放射性廢棄物物理拋光減量國際資訊蒐整與研析及處理技術驗證為主要目的。		
重點描述	具體工作項目包括： 1. 蒐集及研析國際相關放射性金屬廢棄物物理拋光減量處理技術。 2. 小量低微污染放射性廢棄物減量處理技術驗證。 3. 研提我國低微污染放射性廢棄物之物理拋光減量處理技術及策略建議。		
預期成果	本子項計畫之研析成果將有助於我國放射性廢棄物管制決策與研發工作之參考應用，以加速提昇小產源放射性廢棄物物理拋光減量技術能力，確保減量技術合於國際水準。 完成「111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析」研究報告 1 冊		
計畫投入			
預算數(千元)／ 決算數(千元)／ 執行率	850/850/100%	總人力(人年) 實際／(規劃)	1 人/1 人
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	
蒐集及研析國際相	1. 完成 11 種核能國家對廢金屬物理拋光減量技術資訊	原能會物管局	

關放射性金屬廢棄物物理拋光減量處理技術。	蒐集彙整。 2. 完成國內外對低放射性廢棄物處理相關法規分析調查，及其衍生之相關施行細則、規則、辦法及導則等相關法規所規範于處理之依循。 3. 相關資訊整理後將於期末併同成果報告燒錄光碟，提供物管局參考。 4. 完成國際間低放射性廢棄物處理技術之進展現況，而進行全面性的內容要點彙整與分析。 5. 完成我國低微污染放射性廢棄物物理拋光減量處理技術綜合研析。	
小量低微污染放射性廢棄物減量處理技術驗證。	1. 完成小量低微污染放射性廢棄物拋光減量處理技術驗證。 2. 完成氣動式噴砂研磨拋光設施噴洗小件式受污染工具，除污後劑量率 0.22~0.25μSv/hr 為背景值，換算除污因子(DF)為 1.63~9.8。除污後 α 污染值小於 MDA，β/γ 污染值除污後亦小於 MDA 符合回收再使用目的。 3. 完成自動式離心噴砂研磨拋光除污結果顯示，經核研所研擬解除管制外釋作業程序，符合一定比活度限值後，可達解除管制清潔標準外釋之目的，以減少處置場負荷，進而減低廢棄物之最終處置費用。 4. 完成小產源放射性金屬廢棄物物理拋光減量綜合技術討論，驗證處理速度快、效率高、二次廢棄物相對少處理法與優良經驗，回饋我國電廠參考。	原能會物管局

研提我國低微污染放射性廢棄物之物理拋光減量處理技術及策略建議。	1. 完成文獻對各種除污方式優先考慮是污染廢金屬基體材質、污染物種類、允許腐蝕情況、除污預算、安全作業、二次廢棄物處理難度等之資訊蒐整與研析。 2. 完成分析比較各種污染金屬物理除污方法之優、缺點，選擇適當或使用多種除污方法組合，都需考量到可保護現場工作人員及除污物件的安全，及降低輻射的污染。 3. 完成以自動式離心噴砂研磨拋光乾式除污法，適用於平面式表面積大及批次處理量大之除污，對於小產源放射性金屬廢棄物較符合實用，優良經驗回饋我國核電廠除役參考。	原能會物管局
本年度效益、影響、重大突破		
1. 完成「111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析」研究報告 1 冊 2. 提供放射性污染金屬廢棄物物理拋光減量技術發展之國際最新資訊，並探討對於我國的潛在影響與對於我國除污技術精進之價值。 3. 計畫執行期間之意見與技術交流與國際資訊彙整之成果，可提升污染金屬廢棄物減量人員之專業能力。		
遭遇困難與因應對策		
執行計畫過程中所遭遇困難、執行落後或與原規劃不符之因應措施及建議，如無遭遇困難或落後情形者，請填寫「無」即可。 無		

細部計畫 1 子項計畫 1-2A	111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	李昭仁	執行機關	工業技術研究院
計畫規劃內容			

計畫目標	1. 研析用過燃料池之法規審查指引與安全管制要項，並參酌國內核能電廠最終安全分析報告(FSAR)與相關法規標準與設計準則，研擬我國再取出池安全標準與審查作業導則的審查要點。 2. 針對 WCS 集中式中期貯存設施(WCS CISF)之安全評估報告(Safety Evaluation Report, SER)進行研析，對過核子燃料集中式貯存設施安全標準與審查作業導則草案，提出更進一步的精進建議。		
重點描述	1. 透過審查國際間之相關於用過燃料池之法規標準，結合國內現存的管制實績、美國核管會提供之相關導則，作為管制相關的詳細審查作法，提出我國適用的再取出系統審查要項。 2. 根據「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」法規內容及框架、106 年「用過核子燃料集中貯存設施安全標準與審查作業導則草案」、WCS CISF 申照與 NRC 審查經驗，提出草案精進之版本與建議。		
預期成果	1.提出我國乾式用過燃料之貯存之生命週期中，有可能會使用到的再取出池設計與運轉之相關審查要項。 2.(1) 美國集中式貯存設施安全審照進程資料蒐集研析 (2) 美國 WCS 集中式中期貯存設施之安全評估報告(SER)研析 (3) 精進用過核子燃料集中式中期貯存設施安全標準與審查作業導則(草案)		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	2,240/2,240/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	2.5 人/2.5 人
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	
用過核子燃料乾式貯存設施再取出單元特性資訊與法規管制技術研析	■ 預期成果部分 1. 用過燃料池之設計基準資訊蒐集與法規審查指引研析：研析美國聯邦法規 10CFR 72 與 10CFR50 附錄 A 之一般設計準則(GDC)的相關設計準則資訊，其中包括文字、說明、圖紙、流程圖，圖、表和規	原能會物管局	

	格，以完全定義燃料池設施的系統和功能。 2. 用過燃料池之法規審查指引與安全管制要項研析：蒐集與分析用過燃料池之法規指引與設計準則，評估用過燃料池法規與管制特性。 3. 提出我國再取出池的管制審查作業導則關鍵技術建議：參酌國內核一廠最終安全分析報告(FSAR)與相關 NUREG-0800 導則，提出我國再取出池安全標準與審查作業導則的審查要點。 ■ 非預期成果部分 無	
用過核子燃料集中式中期貯存設施安全審查與管制技術研析	■ 預期成果部分 1. 完成美國集中式貯存設施與審照進程資料蒐集及研析，並針對聯邦政府、州政府、當地居民、當地議員面臨的議題進行調查。 2. 完成美國 WCS 集中貯存設施之安全評估報告(SER)研析與資料整理 3. 根據「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」法規內容及框架、106 年「用子燃料集中貯存設施安全標準與審查作業導則草案」、WCS CISF 申照與 NRC 審查經驗，完成精進用過核子燃料集中式中期貯存設施安全標準與審查作業導則(草案)。 ■ 非預期成果部分 無	原能會物管局
本年度效益、影響、重大突破		

1. 提供美國聯想法規 10 CFR 72 與 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則相關設計準則資訊。並蒐集與分析用過燃料池之法規指引與設計準則如 ANS 57.2 與 57.7 兩個規範標準，並於加入 NUREG-0800 與核一廠 FSAR 之用過燃料池審查細節等資料，完成評估目前採用的用過燃料池法規與管制特性。藉由研析相關導則與規範標準，提出可能適用於我國室內乾貯之再取出設施審查方法，整合相關評估辦法與規範，提供我國未來用過核子燃料貯存相關法規管制與審查導則發展與精進之重要參考依據。
2. 藉由蒐集 WCS CISF 審查資料，分析美國聯邦政府、當地州政府曾面臨之問題，以及當地居民、持反對意見的議員提出之質疑，此類經驗對於未來建造集中式貯存場地時有借鑑的作用，並透過研析 WCS 集中式中期貯存安全評估報告，建立放射性廢棄物貯存安全審查平行驗證技術基本技術應用與作法，根據蒐集審查資料與研析成果，針對用過核燃料集中貯存設施安全標準與審查作業導則草案，提出精進用過核子燃料集中式中期貯存設施安全標準與審查作業導則，做為未來用過核子燃料中長期策略規劃重要參考依據。

遭遇困難與因應對策

執行計畫過程中所遭遇困難、執行落後或與原規劃不符之因應措施及建議，如無遭遇困難或落後情形者，請填寫「無」即可。
無。

細部計畫 1 子項計畫 1-2B	111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	許榮鈞	執行機關	國立清華大學 能源與環境研究中心
計畫規劃內容			
計畫目標	1. 護箱內加馬及中子輻射場之假想護箱評估模式建立與代表案例之加馬與中子輻射場分析計算 2. 護箱內加馬與中子輻射場分布差異及對表面劑量貢獻研析 3. 護箱內熱流場及輻射分解及再結合效應之分析技術建立代表案例之熱流場分析計算 4. 輻射場與熱流場結合下之輻射分解與再結合效應對護套氧化影響性探討		
重點描述	1. 結合輻射遷移、熱流分析與水化學的技術探討用過核子燃料乾貯護箱內殘餘水對燃料護套的影響 2. 利用輻射遷移技術解析護箱受分析模型細節而產生的劑量分佈差異 3. 利用熱流分析評估內部殘餘水所造成之溼度，並導入 NRC 所使用之水腐蝕模式評估護套影響		

	4. 結合上述二者並導入輻射分解與再結合效應評估，探討該機制所造成的護套腐蝕影響		
預期成果	1. 釐清採用均質化模式進行輻射屏蔽安全分析之方法是否具有充足之保守性； 2. 釐清乾貯系統乾燥作業之有效性，並建立可評估殘餘水量以及是否影響燃料護套完整性之分析技術。		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	2,260/2,260/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	2.5 人/2.5 人
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	
乾式貯存護箱於貯存用過核子燃料期間護箱內輻射場分布研析	1. 完成以 SCALE/MAVRIC 程式建構之護箱幾何模型兩式，可藉其模式設定與射源條件之不同，提供護箱模型差異對於輻射場分布的影響分析，有助管制單位對安全分析工具與假設之影響 2. 針對目前安全分析中常採用的均質化密封鋼筒且裝載平均源項進行評估，並與最貼近真實的結構與射源項進比對後，證實前者可提供最保守輻射劑量分佈。兩種模式之結果差異可作為相關假設之差異量化指標，並為未來現場實測提供具意義的比較基礎。	原能會物管局	
乾式貯存期間殘餘水經輻射分解與再結合效應對用過核子燃料護套腐蝕影響研析	1. 研究結果顯示，殘餘水主要係與護箱內裝載之燃料熱源項有關，且目前廠家確已對驅離鍵結水進行合適之乾燥作業規劃。本套殘餘水量評估技術，可為主管機關提供必要之審查資訊。 2. 綜合各項分析技術所獲得之結果顯示，燃料護套即	原能會物管局	

	使在保守殘餘水量與溫度條件下，貯存 20 年仍僅有 0.04μm 的氧化厚度，而殘餘水經輻射分解所產生的氧化劑濃度遠低於功率運轉與溼貯階段，最終結果指出護箱內殘餘若干水分不會影響護套完整性。 3. 完成 NUTHOS-13 國際研討會論文乙篇，藉此將研究所建立之穩態殘餘水評估模式進行同儕審查。	
本年度效益、影響、重大突破		
1. 培育兩位博士，三位碩士 2. 完成乙篇國際研討會論文投稿 3. 產出整合輻射遷移、熱流與輻射分解及再結合分析技術之工具乙式，可以用於評估各式護箱之輻射場、殘餘水量及潛在護套腐蝕因子。		
遭遇困難與因應對策		
執行計畫過程中所遭遇困難、執行落後或與原規劃不符之因應措施及建議，如無遭遇困難或落後情形者，請填寫「無」即可。 無		

細部計畫 2 子項計畫 2-1	111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析	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
計畫規劃內容			
計畫目標	1. 完成國際間有關處置場址岩石力學特性之調查與評估 2. 完成低放射性廢棄物處置設施的岩石力學特性研析方法 3. 完成研析岩石力學特性對現地應力量測結果之影響 4. 提出低放射性廢棄物處置場址岩石力學特性對現地應力量測結果影響之評估與審驗技術建議		

重點描述	本子項計畫藉由國際間處置技術先進國家之技術報告與研究文獻，瞭解國際間有關場址岩石力學特性調查與試驗成果，同時蒐集鄰近達仁與烏坵二處建議候選場址之鑽探與試驗資料，包括臺 9 線南迴公路安朔草埔隧道與金門花岡岩岩石力學試驗成果，期能提供未來有關建議候選場址之處置母岩調查與試驗規劃之參考，相關參數亦可作為場址安全評估之所需。此外，本子項計畫以 FLAC3D 建立套鑽法數值模型並進行一系列影響因子分析，並具體量化材料異向性、現地應力異向性及人為操作誤差等對現地應力之影響。		
預期成果	1. 蒐整國外處置技術先進國家有關處置場址及地下實驗室相關之岩石力學試驗項目與成果。 2. 蒐整鄰近二處建議候選場址之公共工程鑽探試驗資料，針對建議候選場址之岩石力學特性進行研析，及提出未來有關岩石力學之試驗項目建議。 3. 透過數值工具定量探討材料異向性、現地應力異向性及人為操作誤差等對現地應力分析結果之影響。 4. 針對二處建議候選場址之現地應力量測技術提出審驗評估建議。		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	635/635/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	1 人/1 人
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	
國際間有關處置場址岩石力學特性之調查與評估	本工作項目蒐集之瑞典 SFR 等國外有關地下實驗室與場址調查之岩石力學試驗項目及完整岩石力學參數資料已彙整成表。就鑽孔數量、試驗項目與試驗組數而言，以瑞典 SFR 最為完整；此外，SFR 在裂隙相關力學特性研究、加拿大 URL 有關岩石損傷應力研析，及韓國原子能研究所地下研究隧道(KURT)有關鑽炸引致岩體損傷之現地試驗，均值得我國參考。	原能會物管局	
低放射性廢棄物處置設施的岩石力學	本子項計畫根據 SKB 有關岩石力學參數及對應之用途，將本年度及前期相關研究蒐整之低放射性廢棄物	原能會物管局	

特性研析方法	處置場岩石力學參數，依完整岩石力學參數與裂隙力學參數綜整於報告表 3.4-1，所羅列之參數可提供我國低放射性廢棄物處置場有關場址初步設計與安全評估之參考。此外，根據「101 安塑至草埔地質調查」之水平鑽探與垂直鑽探取樣之岩石力學試驗結果，推估硬頁岩在單壓強度與楊氏模數具有一定程度之異向性，以楊氏模數為例，水平/垂直之平均楊氏模數比為 2.25。	
岩石力學特性對現地應力量測結果之影響研析	利用數值分析軟體 FLAC3D 建立套鑽法數值模型，並定量探討了材料異向性、應力異向性及人為誤差對現地應力量測之影響。透過模擬分析，當材料異向性較高時($E_t/E_n = 2.6$)，套鑽法分析之主應力推估誤差最高可達 100%。	原能會物管局
低放射性廢棄物處置場址岩石力學特性對現地應力量測結果影響之評估與審驗技術建議	綜整國際間處置技術先進國家發展放射性廢棄物處置技術之經驗，提出我國未來有關場址調查之鑽探取樣與室內試驗、地下實驗室工作項目及現地應力量測等建議。	原能會物管局
本年度效益、影響、重大突破		
完成彙整瑞典 SFR 等國外有關地下實驗室與場址調查之岩石力學試驗項目及完整岩石力學參數資料，有助於我國未來規劃及進行處置場設計與安全評估相關工作之推展。此外，由韓國 KURT 地下研究隧道之研究成果，顯示花崗岩坑道採鑽炸法進行開挖時，在坑道壁面 1 m 範圍內可能造成岩體損傷，並導致岩石單壓強度與變形模數降低。透過國內公共工程建設之鑽探與試驗資料蒐整，推估達仁建議候選場所處硬頁岩在單壓強度與楊氏模數具有一定程度之異向性；藉由數值分析建立之套鑽法數值模型，可有效分析材料異向性、應力意向性及人為誤差對現地應力推估值的影響。		
遭遇困難與因應對策		
無		

細部計畫 2 子項計畫 2-2	111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	王士榮	執行機關	中央大學
計畫規劃內容			
計畫目標	1. 完成核能國家對於處置設施化學環境之水力-力學耦合特性資料研析 2. 完成坑道處置化學環境之水力-力學耦合研究方法比較 3. 完成坑道處置化學環境之水力-力學耦合案例分析 4. 提出低放射性廢棄物坑道處置之化學環境水力-力學耦合要項建議		
重點描述	本子項計畫之前期研究主要集中在岩體破裂面中水力-力學耦合過程對於流體流動之影響，尚未涉及不同化學環境中力學-水力耦合對於岩石內部破裂面演變過程的研究。然而，力學-水力於不同化學環境之耦合過程對岩石的破裂特性研究亦是重要的研究課題之一。因為該議題涉及石油、天然氣和地熱資源開發，以及高放射性廢棄物處置和二氧化碳地下儲存等議題，而對於本子項計畫之低放射性廢棄物坑道處置亦是至關重要，其涉及岩體結構之長期穩定性及設施設計提供基礎支持。然而，對於不同化學環境下之水力-力學耦合，可參考的文獻較少，部分文獻涉及到高放處置之範疇(例如熱-水-力-化耦合研究)，然而，低放射性廢棄物坑道處置而言，對於岩體中亦可能會遭遇到非平衡之化學環境。因此，在不考慮熱特性下，針對不同化學環境之水力-力學耦合相關之文獻進行研析。本子項計畫首先蒐集並彙整國際間有關岩體破裂面之研究中，不同化學環境下之水力-力學耦合相關之文獻，對於化學環境之水力-力學耦合的研究議題進行初步之瞭解。接下來進一步針對化學環境之水力-力學耦合之研究方法進行研析，比較這些研究方法之差異，並且透過案例的分析，對於此項議題有更進一步的掌握，最後回顧我國處置環境，提出低放射性廢棄物坑道處置之化學環境水力-力學耦合要項之建議。		
預期成果	本子項計畫研究蒐集並不同化學環境之力學及水力耦合特性相關文獻，進一步整理、比較化學環境之水力-力學耦合研究之室內試驗之方法，並且透過實際案例分析了解其反應機制，對於本子項計畫前期研究較少涉略的議題，期能強化低放射性廢棄物坑道處置岩體裂隙中，有關於不同化學環境下，水力-力學耦合之技術，並提供未來於場址特性調查時之參考依據。		
計畫投入			

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		
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	
核能國家對於處置 設施化學環境之水 力-力學耦合特性資 料研析	1. 蒐整日本對於岩體破裂面於化學環境下水力-力學 耦合特性研究相關文獻 2. 蒐整美國對於岩體破裂面於化學環境下水力-力學 耦合特性研究相關文獻 3. 蒐整中國對於岩體破裂面於化學環境下水力-力學 耦合特性研究相關文獻	原能會物管局	
坑道處置化學環境 之水力-力學耦合研 究方法比較	研析並比較岩體破裂面於化學環境下水力-力學耦合 特性之室內試驗研究方法，研究結果得之，化學環境下 水力-力學耦合之室內試驗方法主要包含兩個部分，其 一為流體流動試驗裝置，其一為破裂面表面觀測裝置， 本子項計畫亦整理所蒐集之文獻中，各研究之室內試 驗之差異。	原能會物管局	
坑道處置化學環境 之水力-力學耦合案 例分析	國際間有關破裂面於化學環境下水力-力學耦合之案 例分析，研析成果包含不同岩體(花崗岩、頁岩及石灰 岩)之破裂面受不同化學流體之影響。	原能會物管局	
低放射性廢棄物坑 道處置之化學環境 水力-力學耦合要項 建議	透過前三項工作項目，包含破裂面於化學環境下水力- 力學耦合之室內試驗方法，以及不同岩性之案例，並與 我國低放處置可能會遭遇之環境進行比較，最後提出 相關要項建議。	原能會物管局	

本年度效益、影響、重大突破
不同種類之岩體破裂面於不同化學環境下，其影響有所不同，本子項計畫總共蒐整了三種岩體，包含石灰岩、花崗岩及頁岩。此三種岩體之破裂面受到不同化學特性之流體經過時，皆有不同程度之影響。另外，本子項計畫彙整有關不同化學環境下力學-水力耦合之室內試驗之方法，主要包含兩個部分，其一為流體流動試驗裝置，使用不同化學特性之流體流經含有破裂面之待測岩體，並透過破裂面表面觀測裝置，觀測破裂面受流體流過後之變化。透過不同的案例分析以及我國低放處置可能會遭遇之環境特性進行比較，最後提出相關建議，研究成果有助於民眾更進一步了解低放處置之技術，以及國內外之處置環境，以提升民眾對於低放處置工作之信心。
遭遇困難與因應對策
本子項計畫主要針對不同化學環境下之水力-力學耦合之相關文獻進行蒐整，可參考的文獻可能會較少，且部分文獻涉及到高放處置之範疇(例如熱-水-力-化耦合研究)，然而，低放射性廢棄物坑道處置而言，對於岩體中亦可能會遭遇到非平衡之化學環境，因此，在不考慮到熱特性下，於不同化學環境之水力-力學耦合相關之文獻亦值得做為參考。

細部計畫 2 子項計畫 2-3	111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	林文勝	執行機關	台灣大學
計畫規劃內容			
計畫目標	1. 超 C 類放射性廢棄物之來源及特性研析 2. 國際超 C 類放射性廢棄物管制法規與處置案例研析 3. 超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題 4. 我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管理要項建議		
重點描述	由於我國低放射性廢棄物分類標準係參考美國 10 CFR 61.55 所規定的放射性核種濃度限值訂定。所以本子項計畫將以美國核能管制委員會(USNRC) 10 CFR 61《美國聯邦法規彙編》法規為主，及美國 NRC 所提出處置關鍵		

	技術議題與案例研究，並再參考國際原子能總署 IAEA 有關說明進行研析。國際原子能總署(IAEA, 2009)將中放射性廢棄物(ILW)定義為含有長半化期放射性核種的廢棄物，處置 ILW 需要比近地表處置方式更大要求程度的遏止核種外釋及生物圈隔離。ILW 包含之核種活度高於一般除污過程的廢棄物。ILW 可能含有 α 輻射之放射性核種，在監管期間不會衰減到近地表處置可接受的放射性濃度水準。此外，ILW 的放射性濃度水準不足以透過放射性衰變過程產生大量熱量。通常建議在幾十到幾百公尺的深度處置 ILW。美國針對非 GTCC 的 LLRW 處置係選址在具有良好地形和地質特徵和/或工程障壁和其他特徵的近地表附近，這些處置特性的特徵可以防止或限制放射性核種從處置設施外釋。基於同樣的安全設計考量，GTCC LLRW 選擇的處置方式亦需確保長期安全，處置場之安全設計應以放射性廢棄物核種濃度及輻射劑量不影響人類健康與環境安全為設計考量。我國低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則第三條訂定低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分類，規定低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分為 A、B、C 三類，並定義超 C 類廢棄物。所以子計畫一將針對超 C 類放射性廢棄物處置安全管制進行研究，先針對超 C 類廢棄物之來源及特性進行研析，再對國際 GTCC 類放射性廢棄物之管制法規與處置案例進行研究，探討超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題，最後並提出超 C 類放射性廢棄物處置安全管制要項建議。		
預期成果	本子項計畫屬於應用研究領域，研究方法將有效蒐集國際上低放射性廢棄物處置場 GTCC 類廢棄物安全管制及安全評估相關資料，針對 GTCC 類廢棄物處置之關鍵技術及國際對於低放處置設施處置 GTCC 類廢棄物案例研究進行研究，針對其分析技術研析我國未來可能之安全管制技術，該技術分析理論及研究成果將發表至國際學術性期刊或國際研討會。對於國家發展，本子項計畫支援我國低放射性廢棄物處置場安全分析之評估技術，支持國家核能應用發展，精進低放射性廢棄物處置安全管制及安全評估技術，應用於我國低放射性廢棄物處置作業。其他應用方面，本子項計畫對於低放射性廢棄物處置場安全分析之評估研究成果，可與歐、美等業已實際營運低放射性廢棄物處置之國家，共同研究長期處置技術，提供我國與世界已進行低放射性廢棄物處置作業之國家，國際合作技術交流之研究基礎。		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	635/635/635	總人力（人年） 實際／（規劃）	0.5 人/1 人
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	

超 C 類放射性廢棄物之來源及特性研析	蒐集分析美國針對超 C 類放射性廢棄物之定義、來源及特性，並針對我國核能電廠除役計畫提出之超 C 類放射性廢棄物主要來源及其特性進行說明。而 IAEA 定義長半化期放射性核種的中放射性廢棄物，係接近美國所定義之超 C 類放射性廢棄物分類，所以本子項計畫參考 IAEA 對於中放射性廢棄物的來源與特性進行研析。	原能會物管局
國際超 C 類放射性廢棄物管制法規與處置案例研析	蒐整我國低放射性廢棄物分類標準係參考美國 10 CFR 61.55 之法規規定的放射性核種濃度限值訂定。所以已針對美國 10 CFR 61 管制法規及美國提出低放處置設施處置 GTCC 類廢棄物案例進行案例探討，另針對國際原子能總署 IAEA 有關之中放射性廢棄物 (ILW)處置規定，以及目前國際上針對處置中放射性廢棄物處置概念、案例及主要特徵完成研析說明。	原能會物管局
超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題	針對美國能源部提出「超 C 類廢棄物處置之環境影響報告書」，以及美國核管會 C 提出「超 C 類廢棄物 (GTCC) 處置的關鍵技術問題」進行關鍵技術議題研究。另由於超 C 類放射性廢棄物接近 IAEA 定義的中放射性廢棄物，有些具有長半化期放射性核種的特性，所以研析中放射性廢棄物處置關鍵技術，以防止或限制放射性核種從處置設施外釋，確保放射性核種衰變到無害的程度，避免影響生物圈環境安全之關鍵技術議題	原能會物管局
我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管制要項建議	我國核能電廠除役後的廢棄物 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之濃度超出 C 類之限值而被歸類為超 C 類。超 C 類放射性廢棄物一般係不能採用近地表處置的方式，我	原能會物管局

	國目前超 C 類放射性廢棄物類等於 IAEA 分類之長半化期中放射性廢棄物(ILW-LL)。國際多數國家提出將 ILW-LL 和 SNF(或 HLW)聯合處置(例如法、日、英)。由於超 C 類放射性廢棄物屬於 ILW-LL。我國超 C 類廢棄物係規劃採用 SNF 同規格乾式護箱貯存，建議未來亦可採用相同於用過核子燃料乾式貯存護箱貯存，於最終地質處置時併入用過核子燃料共同處置，並依據 ILW-LL 和 SNF(或 HLW)聯合處置之國際放射性廢棄物處置發展，以及國內用過核子燃料最終地質處置政策進一步研議及評估。	
本年度效益、影響、重大突破		
本年度計畫針對超 C 類放射性廢棄物處置安全管制進行研析，蒐集國際及國內有關超 C 類放射性廢棄物來源及特性相關資料，以及超 C 類放射性廢棄物處置方法及處置環境影響規定要求；國際超 C 類放射性廢棄物管制法規與處置案例研析，針對美國 10 CFR 61 有關超 C 類放射性廢棄物管制法規及國際處置中放射性廢棄物之管制法規，與國際處置案例研析進行蒐集及研析；超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題，針對美國 NRC 與 DOE 提出超 C 類放射性廢棄物處置關鍵技術議題，國際針對中低放射性廢棄物之處置關鍵技術進行研究，最後依據前述工作成果提出我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管制要項建議。針對 ILW 之廢棄物特性、處理、貯存、處置方式及處置理念等關鍵技術議題，並說明目前國際有關 ILW 處置設施及其設計重點。建議我國未來針對超 C 類廢棄物於最終地質處置時可併入用過核子燃料共同處置，並依據國際上 ILW-LL 和 SNF(或 HLW)聯合處置之發展，以及國內用過核子燃料最終處置政策，進一步研議及評估。		
遭遇困難與因應對策		
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評估之審 驗與管制技術研究	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
計畫規劃內容			

計畫目標	1. 國際高放處置設施安全分析報告導則相關資訊蒐集與研析 2. 國際高放處置設施之安全評估與品質保證計畫審查要項研析 3. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告設施之安全評估與品質保證計畫章節架構及審查要項建議 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)設施之安全評估與品質保證計畫專章內容研擬		
重點描述	本子項計畫針對 109 年所規劃之用過核子燃料最終處置安全分析報告導則章節內容，彙整國際間高放最終處置設施近期相關文獻進行研析，包括 OECD 核能總署(NEA)所發表的「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告，以及法國、加拿大、英國及日本等四個國家公開的高放地質處置設施階段性安全證案報告最新資訊，據以研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之「安全評估」與「品質保證計畫」兩專章，同時提出未來審查要項之建議；一方面協助推動高放射性廢棄物最終處置設施相關法制作業，同時強化國內高放最終處置相關管制技術與審查能力。		
預期成果	完成可深入了解國際上主要核能國家對最終處置設施之安全要求及準則、國際核能組織發表的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分析與審查技術發展經驗，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)之安全評估及品質保證計畫專章內容，使我國安全分析報告導則(草案)漸趨完整，以完備我國放射性廢棄物最終處置相關法規體系，並強化未來針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。		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	1,570/1,570/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	2 人/1.5 人
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	
用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究	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安全分析案例、技術及研發報告等進行擇要研析並提出審查要項建議；二為	原能會物管局	

	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)「設施之安全評估」及「品質保證計畫」兩專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文內容之研擬。重要成果分別如下： 1. 國際經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)所發表的 6923 號「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」報告之研析成果及要項建議說明。 2. 擇要研析各國高放最終處置計畫階段性安全證案報告並提出相關審查要項建議，包括：法國 ANDRA 封閉後安全選項報告、加拿大 NWMO 用過燃料於結晶母岩處置場封閉後安全評估報告、英國 NDA 地質處置通用型地質處置安全證案概述報告、日本 NUMO 階段性安全證案報告，相關內容中文化工作。 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設施之安全評估與品質保證計畫章節，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)設施之安全評估與品質保證計畫章節條文內容、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。 ■ 預期成果部分 1. 深入了解國際上主要核能國家對最終處置設施之安全要求及準則、國際核能組織發表的安全要求或安	
--	---	--

	全導則等，並提供國內審查要項建議。 2. 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)之安全評估及品質保證計畫專章內容。	
本年度效益、影響、重大突破		
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設施之安全要求及準則、國際核能組織發表的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分析與審查技術發展經驗，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)之安全評估及品質保證計畫專章內容，使我國安全分析報告導則(草案)之發展漸趨完整，一方面完備我國放射性廢棄物最終處置相關法規體系，同時強化未來針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。		
遭遇困難與因應對策		
無		

細部計畫 3 子項計畫 3-2	高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	張瑞宏	執行機關	國立中央大學
計畫規劃內容			
計畫目標	1. 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析之資訊研析 2. 高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算 3. 國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算 4. 多孔處置設施間距及通風效應影響分析 5. 提出高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析之相關審查重點與注意事項		
重點描述	本子項計畫內容包括高放最終處置遠場熱傳導分析之平行驗證計算、國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證計算、多孔處置設施間距及通風效應影響分析，茲分項說明如後。首先，鑑於用過核子燃料所產生的大量熱能係藉由天然母岩障壁進行隔絕，為觀察熱載重對於整個母岩區的影響，在規劃階段，必須針對處置		

	場遠場進行大尺度且長時間尺度的熱傳導行為分析；因此參考瑞典或其他國際評估報告所提供之遠場設置的設計概念，針對熱傳導效應分析，進行熱傳導效應之數值模擬驗證，探討處置場的遠場溫度分佈狀況。其次，依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。此外，處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式，為了解相鄰平行處置隧道的相互影響，須進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。		
預期成果	1. 本子項計畫參考國際評估報告所提供之處置場遠場設置的設計概念，針對規劃階段所需，進行大尺度且長時間進程的熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場的溫度分佈狀況，以了解熱載重對於整個母岩區的影響。 2. 依據國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並進一步觀察處置相關之影響參數對於工程障壁溫度及水文特性之影響。 3. 考量處置罐多排多孔的埋設作業方式，進行處置隧道間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析並探討其影響，以利了解平行處置隧道的相互影響關係。 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，以進一步述分析處置場中實際之熱-水-力學耦合行為。 5. 蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，針對高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析之報告加以研讀，以進一步掌握重要相關資訊。 本子項計畫藉由研析國際間已完成高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析報告，提出相關審查重點或注意事項之建議，期能對國內相關議題進行驗證及技術評析。		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	390/390/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	0.5 人/1 人

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
高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證	■ 預期成果部分 1. 本子項計畫參考國際評估報告所提供之處置場遠場設置的設計概念，進行大尺度且長時間尺度熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場的溫度分佈狀況，了解熱載重對於整個母岩區的影響。 2. 依據國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，了解觀察處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性之影響。 3. 考量處置罐多排多孔的埋設作業方式，進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響，了解平行處置隧道的相互影響關係。 4. 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。 5. 蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，針對高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析之報告加以研析，取得重要相關資訊。 6. 藉由研析國際間已完成高放最終處置遠場熱傳導分	原能會物管局

	析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析報告，提出相關審查重點或注意事項之建議。 ■ 非預期成果部分 1. 不同地區熱傳導係數及地溫梯度影響分析 2. 母岩裂縫幾何參數之影響分析 3. 處置場組成部件間之間隙效應影響分析	
本年度效益、影響、重大突破		
參考國際評估報告所提供之處置場遠場設置的設計概念，針對規劃階段所需，進行大尺度且長時間尺度的熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場的溫度分佈狀況，能了解熱載重對於整個母岩區的影響。藉由研析國際間已完成高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析報告，提出相關審查重點與注意事項之建議。		
遭遇困難與因應對策		
無		

細部計畫 3 子項計畫 3-3	鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	楊樹榮	執行機關	國立屏東科技大學
計畫規劃內容			
計畫目標	1. 國際高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕實驗資訊蒐集及研析 2. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對流失量評估 3. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對回脹性能折損評估 4. 提出高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對其流失量與回脹性能折損評估之相關審查重點與注意事項		
重點描述	由於放射性廢棄物最終處置場的服務期間長久，需考慮處置場可能的環境對緩衝材料各項性質的影響，確認緩衝材料能在地下環境中長期保持其穩定性質，以確保處置罐之安全。然而，深地層母岩裂隙中的地下水可能會使處置孔中的緩衝材料受到沖蝕作用影響，導致緩衝材料的質量損失，間接使得回脹性能折損，進而可能		

	影響長期處置的安全性質。在多重障壁處置設計中，混凝土結構物被設計為結構支撐或封塞材料，當混凝土結構物因接觸到地下水而產生失鈣行為時，附近的地下水環境將會形成高鹼性的環境，而影響緩衝材料的性質。110 年度執行前期計畫之子計畫三「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」時，已建置高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術，本年度基於 110 年度計畫所建立成熟的沖蝕實驗技術，藉由高鹼性溶液沖蝕實驗，來模擬混凝土失鈣形成的鹼性地下水環境，探討緩衝材料在鹼性環境下受沖蝕作用對流失量之影響。另一方面，當回脹壓力過低，緩衝材料將無法有效提供廢棄物罐支撐而產生變形破壞。因此，本子項計畫亦探討鹼性地下水環境下沖蝕所造成緩衝材料流失對其回脹性能折損評估。 本子項計畫透過實驗來模擬地下水流經母岩裂隙對緩衝材料所造成的沖蝕行為與回脹性能折損之影響，藉由兩塊透明壓克力板上下組合成沖蝕實驗模型來模擬不同的裂隙內寬，探討在不同的裂隙內寬下緩衝材料受鹼性地下水沖蝕行為的影響。在實驗設備頂部的進水口供應調配的鹼性水溶液，並在出水口處以蠕動幫浦控制其沖蝕實驗的流量來模擬地下水流動情況。於實驗過程中膨潤土遇水後飽和，並產生回脹壓力，使膨潤土擠進裂隙當中。本子項計畫透過從裂隙沖蝕而出的膨潤土膠體來瞭解緩衝材料在鹼性環境下產生的質量損失與回脹壓力變化，並藉由透明壓克力板來觀察膨潤土於人造裂隙中的沖蝕行為。
預期成果	國際間一致採行「深地層處置」方式係藉多重障壁概念，將用過核子燃料置放於地表 500 公尺下或更深處之穩定地層中，經由處置罐、回填材料、緩衝材料、混凝土襯砌材料及處置母岩等構層保護，以阻滯放射性核種之遷移。然而，處置孔內緩衝材料受地下水沖蝕作用可能產生流失，使緩衝材料密度降低，而影響處置場長期安全。由於深層地質最終處置場一般建構在 500 公尺以下的地下深處，這個深度一般均屬於地下水充沛之飽水帶。在處置場開始運轉後，地下水將從周圍壓力較高的地區向低壓區流動，而地下水最先接觸的將是回填材料，緊接著會影響到緩衝材料，使得緩衝材料吸收水分而由最初不飽和的狀態逐漸變為飽和狀態。 由於地下水中可能含有大量硫酸鹽類，其中硫酸鎂會以陽離子交換方式，將混凝土 C-S-H 膠體中的鈣離子由鎂離子取代，造成混凝土溶出失鈣。當混凝土劣化時，初期可能因為形成 NaOH 或 KOH 外釋而使地下水 pH 值上升到 13，一旦 OH 消耗完後，pH 值受氫氧化鈣溶解控制在 12.6 附近，其後 pH 值受制於鹼矽膠體的溶解，pH 值維持在 12.6~10 之間，最後當地下水入侵時孔隙水的 pH 值將與地下水相近，pH 值約在 8 左右。因此，在評估地下水對緩衝材料之沖蝕影響時，需同時須考慮在多重障壁設計中的混凝土，當地下水隨裂隙流入處置區中接觸到混凝土導致 pH 值上升時，將使緩衝材料受到高鹼性水溶液的沖蝕作用影響。另一方面，緩衝材料壓實塊體初始狀態之乾密度高達 1,600 kg/m³ 至 1,880 kg/m³，當地下水入侵後，緩衝材料在處置孔中受沖蝕作用可能造成乾密度降低，回脹壓力亦可能隨之降低，而當回脹壓力過低，緩衝材料將無法有效提供廢棄物罐支撐而產生變形。

	研究結果得知 pH 值在 13 以下時，離子強度對沖蝕行為具有顯著的影響，離子强度高會使膨潤土形成較為絮凝而不易被沖蝕的結構；pH 值在 13 以上時，雖然並無明顯沖蝕行為發生，但由於試體有被溶解現象發生，回脹壓力也有下降的趨勢。此外，於裂隙寬度較大情況下，膨潤土具有更明顯的沖蝕行為。		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	390/390/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	0.5 人/0.5 人
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	
鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估	■ 預期成果部分 1. 國際高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕實驗資訊蒐集及研析。 2. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對流失量評估。 3. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對回脹性能折損評估。 4. 高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下沖蝕對其流失量與回脹性能折損評估之相關審查重點與注意事項。 ■ 非預期成果部分 無	原能會物管局	
本年度效益、影響、重大突破			
可初步掌握緩衝材料於鹼性環境下沖蝕試驗相關成果，進而將試驗模型與技術本土化，並提出緩衝材料受到鹼性環境沖蝕後之流失			

量評估，供後續相關議題重點評析之參考使用。
遭遇困難與因應對策
無

細部計畫 3 子項計畫 3-4	111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析	計畫性質	(由管考系統帶入)
主持人	林洺秀	執行機關	行政院原子能委員會核能研究所
計畫規劃內容			
計畫目標	本子項計畫以協助管制機關完成放射性廢棄物處置設施選址與申請執照之安全管制國際資訊蒐整與研析為主要目的。		
重點描述	具體工作項目包括： 1. 核能國家處置設施選址法規資訊彙整研析。 2. 核能國家經營者選址配套措施資訊彙整研析。 3. 加拿大處置安全管制法規要項研析。 4. 芬蘭高放處置場運轉執照申請要項研析。		
預期成果	本子項計畫之研析成果將有助於我國放射性廢棄物管制決策與研發工作之參考應用，以加速提昇管制技術能力，確保管制安全合於國際水準。 完成「111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析」研究報告 1 冊		
計畫投入			
預算數（千元）／ 決算數（千元）／ 執行率	846/846/100%	總人力（人年） 實際／（規劃）	1 人/0 人
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	

核能國家處置設施選址法規資訊彙整研析	■ 預期成果部分 1. 完成 37 個核能國家(不含我國)處置設施選址法規資訊彙整。 2. 各國選址法規資訊依國家英文字母序建立檔案。檔名重新編排命名以利後續檢索應用。 3. 完成各國選址法規內容要點的摘述/說明。 4. 完成各國資訊綜合研析。	原能會物管局
核能國家經營者選址配套措施資訊彙整研析	■ 預期成果部分 1. 完成核能國家選址配套措施文件資訊彙整。 2. 文獻資訊檔名依國別與年代重新編排命名以利後續檢索應用。 3. 完成核能國家選址配套措施資訊分析，重點要項包含回饋金、支援地方建設、回饋地方公益、公眾溝通與宣導、社區夥伴組織、環境品質維護等。 4. 完成核能國家選址配套措施綜合討論，歸納各國的共通性作法與優良經驗，回饋我國參考。	原能會物管局
加拿大處置安全管制法規要項研析	■ 預期成果部分 1. 完成加拿大放射性廢棄物政策與法令體系、放射性廢棄物背景及管理活動之資訊蒐整與研析。 2. 完成加拿大放射性廢棄物兩份管制文件 REGDOC-1.2.1 與 REGDOC-2.11.1 之條文內容專業研析，及全文中文翻譯。 3. 完成加拿大放射性廢棄物管制經驗回饋研析，歸納	原能會物管局

	前述加拿大管制文件的優良經驗回饋我國參考。	
芬蘭高放處置場運轉執照申請要項研析	■ 預期成果部分 1. 完成芬蘭高放射性廢棄物處置資訊研析。 2. 針對芬蘭高放射性廢棄物處置場運轉執照申請文件完成內容架構研析。 3. 進行芬蘭高放射性廢棄物處置場運轉執照申請相關文件之技術要項研析。	原能會物管局
本年度效益、影響、重大突破		
1. 完成「111 年放射性廢棄物安全管理國際資訊研析」研究報告 1 冊 2. 提供安全管理技術發展之國際最新資訊，並探討對於我國的潛在影響與對於我國法規/管制技術精進之價值。 3. 計畫執行期間之意見與技術交流與國際資訊彙整之成果，可提升安全管理人員之專業能力。		
遭遇困難與因應對策		
執行計畫過程中所遭遇困難、執行落後或與原規劃不符之因應措施及建議，如無遭遇困難或落後情形者，請填寫「無」即可。 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 111 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. 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。

單位：千元；%

	111 年度					112 年度 預算數	113 年度 申請數	備註
	預算數 (a)	初編決算數			執行率 (d/a)			
		實支數 (b)	保留數 (c)	合計 (d=b+c)				
總計	13,027	11,897	-	13,027	91.3	15,000	14,000	
一、經常門小計	13,027	11,897	-	13,027	91.3	15,000	14,000	
(1)人事費	-	-	-	-	-	-	-	
(2)材料費	-	-	-	-	-	-	-	
(3)其他經常支出	13,027	11,897	-	13,027	91.3	15,000	14,000	
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。111 年度執行計畫經費法定預算數為：13,027 千元，執行數為 11,897 千元，執行率達 91.3%。

三、經費實際支用與原規劃差異說明

(如有執行率偏低、保留數偏高、經資門流用比例偏高等情形，均請說明。)

無

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，亦即多年期科技計畫，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)

1-1 111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析

本子項計畫系統性與全面性的完成核能國家對廢金屬物理拋光減量之 11 種技術探討，並對相關技術進行全面性的資訊彙整與分析。研究發現國際間針對低放射性廢棄物處理技術之進展現況。每一種受污染材質均有其適當處理方法，含放射性金屬廢棄物選擇物理處理技術，主要在污染被限制於所有材料的近表面，尤其針對受放射性污染之多孔性表面處理，可減少二次廢棄物產生及後續處理較容易的優點。為符合除污的宗旨最有效的處理技術，在選擇上仍需考慮污染性質、表面材料和費用等。分析比較各種污染金屬物理除污方法都有其優點及缺點，選擇適當或使用多種除污方法組合，都需考量到可保護現場工作人員及除污物件的安全，及降低輻射的污染，有助於提升我國對放射性廢棄物的安全管理信心。

1-2A 111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析

1. 研析用過燃料池之相關國際標準與設計導則工作，提供我國在室內乾式貯存中可能面臨的再取出議題參考，藉由本研析工作所提出的再取出審查要項，可以應對未來再取出系統設計中可能會產生的管制問題。並藉由研析相關導則可以進一步提升我國未來在審查相關再取出池時之參考資料。
2. 針對美國 WCS CISF 的申照進程、計畫推展近況、面臨地方政府與民間團體的上訴案件等進行調查，並蒐集美國聯邦政府、州政府、當地居民、當地議員所面臨的議題，此類議題與經驗的彙整，對於未來建造集中式貯存場地時有重要借鑑作用與參考價值；藉由調查審照的過程、參酌最終環境影響評估，以及研析 WCS CISF 最終安全分析報告過程中相關經驗學習與回饋，提出用過核燃料集中貯存設施安全標準與審查作業導則草案精進建議，在未來針對用過核燃料集中貯存設施持照申請訂定相關

安全標準與審查作業導則時，提供管制單位之重要且具實務之參考依據。

1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析

完成乙篇國際研討會論文(NUTHOS-13)，文中針對廠家常使用的乾燥程序進行完整的暫態與穩態分析，兩種分析方法之乾燥差異可作為判定現行乾燥作業是否合適之佐證資料。結果指出目前廠家提交的乾燥作業確實可以有效達到驅離水汽之目的

2-1 111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析

「坑道開挖引致岩體損傷」為放射性廢棄物處置場址安全評估之重要課題之一，根據加拿大 URL 之研究，可透過岩石單軸壓縮試驗，並配合 AE 量測、體積應變與計算之裂隙體積應變獲得岩石損傷應力門檻值。此外，根據文獻蒐整可知金門花崗岩之裂縫形成應力為單壓強度之 0.31 倍，損傷應力為單壓強度之 0.56 倍，此一結果與國外結晶岩類之損傷應力研究成果大致相符。針對鑽炸開挖引致坑道周圍岩體之損傷研究，韓國原子能研究所地下研究隧道(KURT)透過開挖過程中有關鑽炸作業前、後之鑽孔布設與試驗規劃經驗，亦值得我國未來推動地下實驗室相關工作之參考。

2-2 111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析

不同種類之岩體破裂面於不同化學環境下，其影響有所不同，本子項計畫總共蒐整了三種岩體，包含石灰岩、花崗岩及頁岩。其中，石灰岩之破裂面受流經溶液的 pH 值影響顯著，當流體 pH 值較低時(尤其是 pH 值約小於 6.0)，破裂面之自由面礦物溶解佔較大的優勢，並驅使滲透率增加。而當流體 pH 值趨進於中性時，破裂面之不平整接觸面受壓溶作用影響，破裂面之開口寬降低，使滲透率減小。另外，快速的水力通道產生可能使滲透率快速上升。花崗岩之破裂面各方面受酸性溶液影響皆比蒸餾水顯著，其中，長石類及石英礦物受酸性溶液會有溶解的現象。進一步使破裂面的粗糙度(JRC)下降。受到壓溶作用的影響，溶解反應優先發生於破裂面之不平整接觸面，使水力內寬減小。頁岩質破裂面中，主要受酸性流體影響的礦物為碳酸鹽類，破裂面表面之碳酸岩類礦物受到酸性溶液的溶解，破裂面開口

寬和整體破裂網路體積隨著酸性溶液的注入而擴大，因此，如遇到酸性流體，頁岩中之碳酸鹽類礦物含量將影響破裂面之水力傳導。

2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究

針對超 C 類放射性廢棄物處置安全管理進行研析，蒐集國際及國內有關超 C 類放射性廢棄物來源及特性相關資料，以及超 C 類放射性廢棄物處置方法及處置環境影響規定要求；國際超 C 類放射性廢棄物管制法規與處置案例研析，針對美國 10 CFR 61 有關超 C 類放射性廢棄物管制法規及國際處置中放射性廢棄物之管制法規，與國際處置案例研析進行蒐集及研析；超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題，針對美國 NRC 與 DOE 提出超 C 類放射性廢棄物處置關鍵技術議題，國際針對中低放射性廢棄物之處置關鍵技術進行研究。本子項計畫分析國際上研析技術基礎研究方法、分析流程和研究成果，可提供作為國內低放處置安全分析科技研究之基礎。

3-1 用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究

本年度(111 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階段性安全分析報告案例、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，並作為我國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「設施之安全評估」及「品質保證計畫」兩專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文內容與說明，以延續 109、110 年計畫之成果。

本年度所研擬「設施之安全評估」與「品質保證計畫」兩專章中，參酌法國、加拿大、英國與日本的高放最終處置計畫安全證案報告進行研析，並對安全分析報告導則內容提出相關建議。

研究團隊透過內部分組討論與定期之工作會議，以及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研擬，並提出後續規劃與發展建議。本子項計畫之執行，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；所提出的設施之安全評估及品質保證計畫專章條文草案，足以作為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 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證

用過核子燃料所產生的大量熱能係藉由天然母岩障壁進行隔絕，為觀察熱載重對於整個母岩區的影響，在規劃階段須針對處置場遠場進行大尺度且長時間進程的熱傳導行為分析；因此參考瑞典或其他國際評估報告所提供之遠場設置的設計概念，針對熱傳導效應分析，進行熱傳導效應之數值模擬驗證，探討遠場處置場的溫度分佈狀況。其次，依據 DECOVALEX 與其他類似國際合作計畫中針對裂縫影響效應分析所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣配置之數值模型，使用主要案例進行耦合運算之平行驗證，並且進一步針對處置相關之影響參數對於工程障壁的溫度及水文特性進行影響分析。此外，由於處置罐的埋設方式主要採多排多孔的方式，為了解平行處置隧道的相互影響關係，進行處置場間距對於溫度及飽和度場影響的數值模擬分析、以及各參數效應的比較運算，並對處置場通風情形進行分析以探討其影響。

3-3 鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估

為評估緩衝材料於鹼性環境下沖蝕造成的流失量及回脹性能的折損，研究參考各國研究報告書及文獻來設計實驗條件，透過沖蝕實驗來了解緩衝材料於鹼性地下水環境下的沖蝕行為，以每日拍攝觀察緩衝材料擠入裂隙中的歷程變化，再透過濁度計測得受不同實驗條件下沖蝕的每日流失量及使用荷重元量測回脹壓力的歷程，完成高放最終處置緩衝材料於鹼性環境下的沖蝕實驗，從本子項計畫的沖蝕流失量及回脹壓力變化進行評估，提出高放最終處置緩衝材料之沖蝕流失量及回脹壓力折損評估之相關審查重點與注意事項。

3-4 111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析

本子項計畫系統性與全面性的完成 37 個核能國家選址法規的資訊蒐

整研析。研究發現，多數核能國家在核安管制體系內已發布選址專用法規，或在核能安全或放射性廢棄物管理法規中納入相關規定。另外部分國家則依環保法規辦理選址事宜。而少數國家則因國情因素(例如反應器仍建造中)，尚無具體規定。研究成果彙整各國對於選址程序與場址準則的管制要求資訊，有助於提升我國的安全管制信心。

二、技術創新(科技技術創新)

1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析

本子項計畫藉由整合蒙地卡羅 SCALE/MAVRIC、計算流體力學工具 FLUENT 以及自撰輻射分解與再結合程式建立了一套殘餘水經輻射分解機制後所產生之氧化、還原劑分布評估方法，可作為護箱內殘餘水對燃料護套影響的分析工具。

2-1 111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析

有鑑於現地應力為放射性廢棄物處置場址之重要場址特性，本子項計畫採用 FLAC 3D 數值分析工具建立 USBM 套鑽法數值模型，並據以探討岩體材料參數、材料異向性、現地應力異向性、鑽孔尺寸及鑽孔偏心角度等之影響，以材料異向性為例，當平行與垂直弱面方向之楊氏模數比(E_t/E_n)達 2.6 時，所推估之主應力誤差值可達 100%。此外，本子項計畫根據「101 安塑至草埔地質調查」鑽探試驗報告，研析硬頁岩水平與垂直鑽探取樣之靜彈模數試驗結果，獲知硬頁岩在單壓強度與楊氏模數具有一定程度之異向性，此一結果可供我國未來執行場址調查與安全評估工作之參考。

2-2 111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析

本子項計畫所關注的主題主要是針對岩體破裂面中，水力-力學耦合之研究，彙整有關室內試驗之方法，主要包含兩個部分，其一為流體流動試驗裝置，使用不同化學特性之流體流經含有破裂面之待測岩體，並透過破裂面表面觀測裝置，觀測破裂面受流體流過後之變化。透過本子項計畫所彙整之方法，可提供我國未來於場址調查時，針對可能遭遇之地下水與岩

體特性進行室內試驗之參考方法。

2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究

本子項計畫研析 GTCC LLRW 長半化期放射性核種的特性，大多數 GTCC LLRW 與 IAEA 的中放射性廢棄物(ILW)定義，比與 IAEA 的其他廢棄物類別更為一致，即美國所定義之 GTCC LLRW 分類接近 IAEA 定義的 ILW，並且 GTCC LLRW 亦通常產生小於 $2\text{ kW}\cdot\text{m}^{-3}$ 的熱輸出。所以本子項計畫針對國際中放射性廢棄物(ILW)處置關鍵技術議題進行研析。發現中放射性廢棄物通常含有大量長半化期放射性核種，需要能長期與生物圈隔離的深層地質環境進行處置。需要比近地表處置方式提供更高程度的圍阻和隔離措施來處置 ILW。ILW 在搬運、處理和臨時貯存期間須進行屏蔽，以避免輻射強度造成直接照射之輻射曝露，並保護工作人員之安全，中放射性廢棄物可能占有所有放射性廢棄物之放射性的 3–5%。ILW 的長半化期放射性核種具有較高活度和濃度水平，使得 ILW 需要進行地質處置。來自核電廠的 ILW 係包括反應爐核心部件、用過的離子交換樹脂和反應爐系統中用於淨化冷卻水的過濾器。通常需要廢棄物後續處理和調理。需要控制體積減容、放射性物質濃縮，以避免表面劑量率增加而超過安全限度。ILW 通常藉由水泥化或玻璃化處理成被動安全形式，並放入適當的屏蔽容器中。一個或多個容器可以組合在一起並重疊包裝以形成廢棄物包件。需要將 ILW 貯存在屏蔽設施中，等待處置。針對 ILW 之廢棄物特性、處理、貯存、處置方式及處置理念等關鍵技術議題，以及國際有關 ILW 處置設施及其設計重點，這些關鍵技術可提供國內處置管理之技術創新發展精進依據。

三、經濟效益(經濟產業促進)

1-1 111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析

本子項計畫完成小量低微污染放射性廢棄物減量處理技術驗證，以自動式離心噴砂研磨拋光除污後廢金屬總計 30 塊、重量合計約 100 公斤，可提出「廢金屬外釋計畫」及「廢金屬外釋作業程序書」，經相關管制單位核可後再實施外釋標售、清運等外釋作業流程，如此可達到小產源放射性廢金屬減量目的。初估核研所內金屬廢棄物，以此除污技術處理可達外釋標

準約為 418,133 公斤，以標準 55 加侖桶裝約為 1,394 桶(標準桶每桶以 300 公斤計重)，佔核研所內小產源金屬廢棄物約為 33%。

1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析

過往國人希冀主管進一步說明之乾貯護箱之輻射劑量評估是否具有充足之保守性，以及護套於長期貯存期間是否有潛在破損疑慮，本子項計畫藉由上述之技術創新建立了提出量化事證之技術；其中藉由輻射劑量評估證實均質模式之保守性，可避免對設施附加冗餘之屏蔽設計；而證實殘餘水不致對護套造成破損，則可為國內因民眾疑慮未解而停滯的乾貯作業提供必要的安全事證，以期能讓國內電廠除役作業符合原定規劃期程。

2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究

綜整美國超 C 類放射性廢棄物處置方式，和 IAEA 及歐洲、加拿大、日、韓等國對於中放射性廢棄物置案例進行研析，以及超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術進行研究，並提出我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管理要項建議，對提升我國放射性廢棄物處置安全分析及安全管理有實質助益，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。

3-4 111 年放射性廢棄物安全管理國際資訊研析

本子項計畫完成核能國家經營者選址配套措施資訊分析，其中總結各國對於地方回饋的共通性措施與回饋金的使用方式，成果可供我國推動放射性廢棄物處置計畫時參考。依據國際成功經驗，有利於以有效的選址配套方案與經費促進場址所在地之基礎建設與社區發展，使處置場與地方共存共榮。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

1-1 111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析

本子項計畫針對自 68 年起核研所分別依原能會台(67)原技字 0663 號與(76)會物字第 3854 號函指派，協助接收處理國內同位素應用各業界所產

生之低放射性廢棄物。91 年 12 月我國「放射性物料理法」(以下簡稱物管法)公佈後，再依原能會 92.1.10 會物字第 0920001097 號函，繼續協助接收處理國內同位素應用各業界所產生之低放射性廢棄物，以協助全國未設置放射性廢棄物處理設施機構代為處理貯存其所產生之低放射性廢棄物(以下簡稱廢棄物)，以避免放射性污染擴散。基於小產源放射性廢棄物貯存數量仍然逐日增加，且貯存設施無法再增建情況下，終將造成貯存設施不足因素。成果可供社會公眾瞭解相關議題的國際共通要項與趨勢，有利於污染廢棄物處理知識的普及與諮議。

1-2A 111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析

1. 由於乾貯為我國未來主要面向，考慮事件發生下可能需要再取出之相關能力，因此再取出系統之建立為未來重點，而本子項計畫工作藉由提供再取出池之相關法規，可以使我國再取出系統之選擇性增加，並且可以做為可能的再取出系統審查要項。有效提升我國於用過燃料貯存之整體安全性。
2. 根據 WCS CISF 申照、NRC 審查經驗以及研析成果，提出草案精進之版本與建議，透過持續精進與發展的法規管制要求，除可落實用過核燃料中期貯存期間能獲得充分安全監管外，亦可確保大眾健康、財產安全與環境不受其影響，並同時提供最終處置更為充裕的時間進行準備與未來之銜接工作。

1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析

主管機關雖已有嚴謹審查導則進行安全評估，惟仍有部分民眾關切之議題或情境未納入安全分析工作之範疇內，導致國人關心之議題無法直接由安全分析報告之資訊加以說明。本子項計畫藉由保守輻射場、熱流場與化學場之條件進行分析，並印證乾貯護箱內之燃料護套不致因此而劣化。各項資訊亦整理為簡單易懂之說明文件，可供民眾溝通時使用。

2-1 111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析

本子項計畫透過國內、外文獻蒐整，包括專業期刊、處置技術先進國家之技術報告與國內公共工程鑽探與試驗報告等，整理了放射性廢棄物處置場及地下實驗室有關處置母岩力學試驗項目，與國、內外有關處置母岩力學特性，且分別就低放射性廢棄物處置場址岩石力學特性之重要性、調查與試驗，及我國低放射性處置場現地應力量測技術與審驗評估技術提出相關建議，相關成果有助於社會各界對我國低放建議候選場址調查工作，及處置母岩之工程特性能有所瞭解，有助於提升對低放射性廢棄物處置工作之信心。

2-2 111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析

本子項計畫透過蒐集國外有關岩體破裂面中不同化學環境之水力-力學耦合特性相關之文獻，並針對這些研究之室內試驗方法進行整理並比較其差異，另外，透過不同的案例分析以及我國低放處置可能會遭遇之環境特性進行比較，最後提出相關建議，研究成果有助於民眾更進一步了解低放處置之技術，以及國內外之處置環境，以提升民眾對於低放處置工作之信心。

2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究

綜整美國超 C 類放射性廢棄物處置方式，以及美國超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題，選取的資源領域(包括：1.氣候、空氣品質和噪音，2.地質和土壤，3.水資源，4.人類健康，5.生態資源影響，以及 12.累積影響)潛在影響之後果比較和 IAEA 及歐洲、加拿大、日、韓等國對於中放射性廢棄物置案例進行研析，對提升我國處置場址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。

3-1 用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究

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掌握，對於建立最終處置計畫之發展與推動工作甚為重要。本子項計畫藉由針對國際間高放最終處置階段性安全證案報告技術評估要項、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技術發展現況的掌握、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。

3-4 111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析

本子項計畫針對 2021 年國際上有關放射性廢棄物安全管制的重大事件，例如，各核能國家選址法規與配套措施的動態、加拿大核子安全委員會發布的重要管制規範，以及芬蘭高放射性廢棄物處置設施運轉執照申請等進行資訊蒐整與研析。成果可供社會公眾瞭解相關議題的國際共通要項與趨勢，有利於處置知識的普及與諮議。

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)

1-1 111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析

本子項計畫完成國際相關放射性金屬廢棄物物理拋光減量處理技術蒐集及研析，歸納各核能國家的共通性要求與發展趨勢，成果有助於我國管制機關完善我國低放射性廢棄物減量管理要求，使我國低放射性廢棄物處理技術符合國際安全水準。

本子項計畫完成小量低微污染放射性廢棄物處理技術驗證，經物理拋光減量技術處理後符合外釋標準，研提我國低微污染放射性廢棄物之物理拋光減量處理技術及策略建議。相關成果可提供我國管制機關參考，提升我國安全管制技能。

1-2A 111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析

1. 藉由研析國際間之相關標準與法規，提供我國乾式貯存中所需之再取出系統相關審查要項，進一步提升我國於乾式貯存工作上之安全性。
2. NRC 對於 WCS CISF 設施審查過程中，秉持開放政府的方式開放公眾

參與 NRC 活動及公眾評論，彙整各方團體、代表及個人的意見後，收錄於最終環境影響評估報告中，本子項計畫歸納出可供借鑑之議題與回覆並結合本土情況，可做為未來管制單位審查類似設施時之參考依據。

1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析

完成二位博士與三位碩士之培育，使其對於輻射遷移、熱流以及輻射分解及再結合等獨立研究技術獲得紮實之訓練。此外，藉此需整合發展方可達成的研究工作，令學生得以獲得跨領域整合之經驗與知識。

2-1 111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析

本年度參與人員計碩士班學生二名，透過子項計畫之執行，培育計畫參與人員蒐集放射性廢棄物處置技術文件與報告，瞭解低放射性廢棄物處置場址調查工作、處置母岩力學試驗項目與參數，及學習利用數值分析於此一研究課題之應用。

2-2 111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析

參與本子項計畫之人員透過蒐整並研析與不同化學環境之力學及水力耦合特性相關之文獻，了解岩體裂隙中不同化學環境之水力-力學耦合之研究方法，並可透過文獻中的實際研究案例有更進一步的了解，提升低放射性坑道處置相關之技術，未來也有機會可透過本子項計畫學習之寶貴經驗，運用至 CO₂ 封存、地熱開採等其他研究領域。

2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究

本子項計畫研究美國聯想法規 10 CFR 61 第 61.55 節建立了四類 LLRW (A、B、C 和 GTCC) 的分類系統，並於 10 CFR 61.55 兩個表中給定特定短半化期和長半化期放射性核種的濃度。A 類、B 類和 C 類 LLRW 通常可在近地表處置設施中處置，超 C 類放射性廢棄物是指《美國聯想法規》10 CFR 61.55 (a)(2)(iv) 條中規定“一般不可接受的近地表處置”的 LLRW。以及蒐集 IAEA 有關中放射性廢棄物處置相關規定及中放射性廢棄物處置關鍵技術議題進行研析。這些計畫成果效益可應用於我國法規制度，推動國際合作之基礎。並可提昇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。

3-1 用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究 & 3-2 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證 & 3-3 鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估

本子項計畫研究團隊自 104 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發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、110 年委託研究計畫成果，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，111 年共邀請七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。

而有關我國高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證，以及鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估，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，並提供管制機關對於最終處置安全審查的技術諮詢與建議。

3-4 111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析

本子項計畫完成核能國家處置設施選址法規資訊彙整研析，歸納各核能國家的共通性要求與發展趨勢，成果有助於我國管制機關完善我國法規體系與管制要求，使我國處置場選址過程符合國際安全水準。

本子項計畫完成加拿大核子安全委員會最新發布有關處置場址選址準

則與處置設施安全論證規範之研析，並歸納加拿大案例的優良實務經驗，提出可供我國參考之安全管制建議事項。相關成果可提供我國管制機關參考，提升我國安全管制技能。

貳、檢討與展望

1-1 111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析

本子項計畫針對小產源放射性廢棄物貯存數量仍然逐日增加，且貯存設施無法再增建情況下，終將造成貯存設施不足因素。執行低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析，成果可供管制機關、處理計畫執行單位及學術界等參考應用。蒐整之資訊亦有利於公眾瞭解相關議題的國際現況與趨勢。鑒於國際資訊彙整成果的多方面應用價值，建議後續仍宜持續推動相關研究工作，以確保我國放射性廢棄物管理技術能與時俱進，符合國際水準。

1-2A 111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析

依據各國之經驗說明，目前世界上採用乾式貯存之國家中，只有瑞士之 ZZL 中央中期乾式貯施設有熱室作為再取出設施，其他國家則仍未設置有再取出設施。但瑞士之 ZZL 中央中期乾式貯施設之所以需設置熱室作為再取出設施，乃是因為瑞士是使用小的可重複使用之穿梭護箱(shuttle cask)進行運輸；而乾式貯存設施中設計再取出池目前於國際間相關經驗較難獲得，而歐美具有濕式貯存運轉經驗可供部分借鏡(如美國的 GE morris 或瑞典 SKB 的 Central Interim Storage Facility for Spent Nuclear Fuel, CLAB)，因此建議可以進一步針對目前的運營經驗等資料，更進一步研析並完善我國的再取出相關要項。

依照「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」法規內容及框架、106 年度提出之用過核子燃料集中貯存設施安全標準與審查作業導則草案、WCS CISF 設施持照申請及審查經驗，提出「用過核子燃料集中式中期貯存設施安全標準與審查作業導則草案」精進建議；並依照研析 WCS CISF 安全評估報告中發現，NRC 工作人員的獨立審查的部分包含地震、地表水文、潛在意外事故、臨界、熱傳、輻射屏蔽評估等，以及對廠家提供之數據進行獨立計算，後續可針對各項所需之獨立驗證技術進行調查與研析，精進審照技術並確保與國際發展接軌。

後續可針對以下二項工作進行研究：

1. 用過核子燃料運送法規與安全管制技術研析
2. 用過核子燃料乾式貯存設施再取出單元安全管制技術精進研析

1-2B 111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析

透過結合輻射遷移、熱流分析及輻射分解與再結合分析技術，本子項計畫順利於此年度計畫中建立一套可針對各式護箱裝載用過核子燃料之情境，評估其護套是否可能在乾貯期間受殘餘水影響。研究成果可為國內未來乾式貯存設施於管制、審查乃至民眾溝通，提出具體學理與佐證資料。未來研究方向建議對於少數特殊性議題(例如破損燃料相關處置與分析)加強研究，本團隊亦擬著手針對其分析模式靈敏度、源項合適性、以及安全分析常見簡化合理性與保守度等進行深入探討，以利提升國內用過核子燃料乾貯安全分析技術與審查品質。

2-1 111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析

本子項計畫透過國內公共工程建設之鑽探試驗報告，蒐整我國二處低放射性廢棄物建議候選場址所處母岩之岩石力學特性，包括完整岩石力學參數與裂隙力學參數等，可提供未來有關處置場址設計與安全評估之參考。惟達仁鄉建議候選場址尚欠缺完整岩石張力強度、裂隙形成應力，及二處建議候選場址之裂隙變形特性等仍屬欠缺，有待持續之資料蒐整或是透過試驗研究始能獲得。此外，本子項計畫建構之 USBM 套鑽法數值模型，初步僅針對主應力值之推估誤差進行參數分析，未來可在相同的參數條件下，持續研析主應力方向之推估誤差。

2-2 111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析

本子項計畫已蒐整並研析美國、中國、日本等國家，有關化學環境下之水力-力學耦合室內試驗方法與研究成果之相關文獻。未來可進一步針對化學環境下之水力-力學耦合數值模擬與相關參數需求等議題進行研析，以了解國際上在此研究領域進行數值模擬之現況與成果，提供國內在相關議題之研究與審驗參考。

2-3 111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究

美國聯辦法規 10 CFR 61 第 61.55 節建立了四類 LLRW (A、B、C 和 GTCC) 的分類系統，並於 10 CFR 61.55 兩個表中給定特定短半化期和長半化期放射性核種的濃度。A 類、B 類和 C 類 LLRW 通常可在近地表處置設施中處置，超 C 類放射性廢棄物是指《美國聯辦法規》10 CFR 61.55 (a) (2) (iv) 條中規定“一般不可接受的近地表處置”的 LLRW。但於 10 CFR 61.7 (b) (5) 所述，在某些情況下，放射性核種濃度大於 C 類允許濃度的廢棄物可接受進行特殊處理或設計的近地表處置。我國超 C 類放射性廢棄物，其主要來源係來自核能電廠運轉壽命結束後，由除役作業拆除所產生的反應器壓力槽除役放射性廢棄物。針對反應器壓力槽超 C 類廢棄物活度約佔核一廠除役廢棄物的 87.7%，但重量僅佔 0.53%；約佔核二廠除役廢棄物的 97.7%，但重量僅佔 0.58%；約佔核三廠除役廢棄物的 99.33%，但重量僅佔 1.61%。超 C 類放射性廢棄物佔除役廢棄物總量之重量比很小但活度佔比卻很大。美國所定義之 GTCC LLRW 分類接近 IAEA 定義的 ILW。美國超 C 類廢棄物處置最優選規劃於目前既有的超鈾核廢料(Transuranic Waste)的深層地質處置場(位於新墨西哥州的 WIPP)進行處置。IAEA 指出大多數短半化期廢棄物 (LILW-SL)，可在近地表設施中處置；長半化期廢棄物 (LILW-LL) 需要在地質處置設施中處置。本子項計畫針對超 C 類放射性廢棄物處置之關鍵技術議題，選取的資源領域(包括：1.氣候、空氣品質和噪音，2.地質和土壤，3.水資源，4.人類健康，5.生態資源影響，以及 12.累積影響)潛在影響之後果比較。針對 ILW 之廢棄物特性、處理、貯存、處置方式及處置理念等關鍵技術議題，並說明目前國際有關 ILW 處置設施及其設計重點。最後提出我國超 C 類放射性廢棄物處置安全管理要項建議，未來針對超 C 類廢棄物於最終地質處置時可併入用過核子燃料共同處置，並依據國際上 ILW-LL 和 SNF(或 HLW)聯合處置之發展，以及國內用過核子燃料最終處置政策，進一步研議及評估。

3-1 用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究 & 3-2 高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證 & 3-3 鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，物管局先後於 109、110 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)場址之設施設計、設施建造、場址特性描述及設施運轉章節進行研擬；111 年度則聚焦於最終處置設施「設施之安全評估」與「品質保證計畫」兩章節內容之研擬。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「設施之安全評估」及「品質保證計畫」章節架構及條文內容。此外，計畫團隊參酌法國、加拿大、英國、日本等國的階段性安全分析報告，及對台電公司 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，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應用。

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，本子項計畫針對多國政府組織 DECOVALEX 與其他類似國際處置技術之驗證重點，針對高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證，以及鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估研究，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。

3-4 111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析

本子項計畫針對 2021 年國際上有關放射性廢棄物安全管制的重大事件，例如，各核能國家選址法規與配套措施的動態、加拿大核子安全委員會發布的重要管制規範，以及芬蘭高放射性廢棄物處置設施運轉執照申請等進行資訊蒐整與研析。成果可供管制機關、處置計畫執行單位及學術界等參考應用。蒐整之資訊亦有利於公眾瞭解相關議題的國際現況與趨勢。鑒於國際資訊彙整成果的多方面應用價值，建議後續仍宜持續推動相關研究工作，以確保我國安全管制技術能與時俱進，符合國際水準。

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
Numerically Evaluate Hydrated Residual Water Drying Process for Dry Storage System under Low Thermal Load Situation	Wen-Yu Wang 王文豫	2022	F	1-2B

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
用過核子燃料乾式貯存團隊	工研院、清華大學	B	A	2012	1
低放處置管制技術研發團隊	中央大學、淡江大學、國防大學、台灣大學	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、核研所	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	A	B	1-2B
王文豫	國立清華大學	A	B	1-2B
劉子維	國立清華大學	B	B	1-2B
徐宇瑩	國立清華大學	B	B	1-2B
李昕紘	國立清華大學	B	B	1-2B
林冠均	淡江大學	B	B	2-1
陳柏廷	淡江大學	B	B	2-1

蔡欣玲	國立中央大學	B 碩士	B 學程通過	3-2
陳泰宏	國立中央大學	B 碩士	B 學程通過	3-2
許正煜	國立中央大學	B 碩士	B 學程通過	3-2
王柏中	國立中央大學	B 碩士	B 學程通過	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
111 年低微污染放射性廢棄物物理拋光減量技術研析	甘金相、廖宥欽、周宜欣、廖子權、王政荃	2022	C	1-1
111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析期中報告	李昭仁 洪振育 張皓評	2022	C	1-2A
111 年用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析期末報告	李昭仁 洪振育 張皓評	2022	C	1-2A
乾式貯存護箱於貯存用過核子燃料期間護箱內輻射場分布研析	許榮鈞 賴柏辰	2022	C	1-2B
乾式貯存期間殘餘水經輻射分解與再結合效應對用過核子燃料護套腐蝕影響研析	曾永信 王美雅	2022	C	1-2B
111 年處置設施場址岩石力學特性及其對現地應力量測結果之影響研析	楊長義、李宏輝	2022	C	2-1
111 年坑道處置不同化學環境之力學及水力耦合特性研析	王士榮	2022	C	2-2
111 年超 C 類放射性廢棄物處置安全管理研究	林文勝	2022	C	2-3
用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術研究	黃偉慶	2022	C	3-1
高放最終處置遠場熱傳導分析與國際合作計畫母岩裂縫水力影響分析案例之平行驗證	張瑞宏	2022	C	3-2
鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估	楊樹榮	2022	C	3-3

111 年放射性廢棄物安全管制國際資訊研析	紀立民、林洺秀、楊進有	2022	C	3-4
-----------------------	-------------	------	---	-----

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

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。