

109 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(1/4)

執行期間：

全程：自 109 年 1 月 1 日 至 112 年 12 月 31 日止

本期：自 109 年 1 月 1 日 至 109 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

目 錄

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)	15
三、 細部計畫與執行摘要	24
貳、 經費執行情形	48
一、經資門經費表（E005）	48
二、經費支用說明	49
三、經費實際支用與原規劃差異說明	49
參、 主要產出與關鍵效益（E003）	50
第二部分	55
壹、 成果之價值與貢獻度	56
貳、 檢討與展望	69
參、 其他補充資料	72
一、 跨部會協調或與相關計畫之配合	73
二、 大型科學儀器使用效益說明	73
三、 其他補充說明(分段上傳)	74
附表、佐證資料表	75

【109 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	109-2001-02-17-01					
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(1/4)					
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					
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				
計畫類別	☐ 政策計畫 ☒ 一般計畫					
重點政策項目	☐ 亞洲・矽谷 ☐ 智慧機械 ☐ 綠能產業 ☐ 生技醫藥 ☐ 國防產業(資安、微衛星) ☐ 新農業 ☐ 循環經濟圈 ☐ 晶片設計與半導體前瞻科技 ☐ 數位經濟與服務業科技創新 ☐ 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> % 資通電子___% 工程科技___% 人社科服___% 科技政策___% 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	109 年 01 月 01 日至 109 年 12 月 31 日					
全程期間	109 年 01 月 01 日至 112 年 12 月 31 日					
		經費(千元)		人力(人/年)		
	109	16,431		12		
	110	15,600		12		
	111	15,600		12		
	112	17,000		12		
	合計	66,031		48		
	109 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	16,431	14,872	90.51
			小計	16,431	14,872	90.51
		資本	土地建築	-	-	-
			儀器設備	-	-	-

		門	其他資本支出	-	-	-
			小計	-	-	-
			經費合計	16,431	14,872	90.51
政策依據	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。					
與國家科學技術發展計畫之關聯	國家科學技術發展計畫(民國 106 年至 109 年) 目標二、堅實智慧生活科技與產業、肆、策略與重要措施。 策略四、發展綠色科技實現低碳永續社會。 • 策略目標：發展核電廠除役技術，邁向綠色永續社會。 • 重要措施：發展核後端技術，邁向綠色永續社會。					
本計畫在機關施政項目之定位及功能	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。 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。	
計畫重點描述	「精進放射性廢棄物貯存與處置安全管制技術發展」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制技術領域，規劃分為三個分項計畫，於四年計畫期程(109-112 年)推動研發工作。109 年度研究架構如下： 細部計畫 1：除役放射性廢棄物特性與管制技術發展(1/4) • 1-1 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 • 1-2 用過核燃料乾式貯存護箱系統結構與材料特性研析 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) • 2-1 低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術研究 • 2-2 低放射性廢棄物處置功能評估管制技術研究 細部計畫 3：精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展(1/4) • 3-1 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 • 3-2 用過核子燃料最終處置技術驗證與審查要項研析	
主要績效指標	原設定	1. 國內/國際研討會論文發表篇數：6 篇 2. 跨機構合作團隊與合作計畫數量：3 團隊(除役廢棄物、低放處置、高放處置) 3. 參與計畫執行之博碩士生人數：3 人 4. 研究報告篇數：10 篇 5. 辦理國內或國際研討會：2 場次 6. 109 年放射性物料管理視察員在職訓練課程講義件數：1 件
	達成情形	1. 國內/國際研討會論文發表篇數：6 篇 2. 跨機構合作團隊與合作計畫數量：3 團隊(除役廢棄物、低放處置、高放處置) 3. 參與計畫執行之博碩士生人數：4 人(計畫助理) 4. 研究報告篇數：12 篇 5. 辦理國內或國際研討會：0 場次(疫情影響) 6. 109 年放射性物料管理視察員在職訓練課程講義件數：1 件
計畫效益與重大突破	(1) 除役放射性廢棄物特性與管制技術發展 • 完成除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區之安	

	全管制研析。 • 完成高燃耗用過核子燃料法規與技術特性調查與研析。 • 完成高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析。 • 完成用過核子燃料貯存設施營運檢測研析。 • 完成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。 • 完成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。 • 完成放射性物料管理視察員在職訓練課程講義。 (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 • 完成低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術研究-放射性廢棄物處置場址特性管制研究。 • 完成低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術研究-低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析。 • 完成低放射性廢棄物處置功能評估管制技術研究-低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析。 • 完成低放射性廢棄物處置功能評估管制技術研究-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。 • 完成「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」修正建議。 • 完成低放射性廢棄物設施主結構體再運轉年限之安全審查研究及研訂導則草案。 (3) 精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展 • 完成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(草案)設施設計章節研擬。 • 完成用過核子燃料最終處置技術驗證與審查要項研析-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。 • 完成用過核子燃料最終處置技術驗證與審查要項研析-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。 • 針對處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之議題，提出相關審查重點或注意事項。 • 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)設施設計及建造專章架構及條文內容，同時提出審查要項建議。
遭遇困難與因應對策	109 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	本計畫全程為 109 年度起至 112 年度止，已順利完成 109 年度計畫工作。計畫任務目標以建立管制機關所需之安全管理技術為核心，以培養專業技術管制/審查人力為輔。後續年度研究工作，將與時俱進，配合國家政策，持續研發除役放射性廢棄物管制、貯存與處置等相關安全管理技術。在策略上將善用有限研發資源，優先執行安全重要性高且實務需求迫切之研發工作。在具體措施方面，將加強技術領域的整合與經驗交流，並促進理論與實務應用的結合，以提升計畫效益。			
計畫連絡人	姓名	徐源鴻	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	simon@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

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、維護民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，細部發展目標包括：

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。

6. 遵照行政院「性別平等政策綱領」，加強女性在環境、科技、工程等領域能力建構與決策參與，並確保在政府所主導的科學研究中，均納入性別觀點。

分年目標與達成情形說明如後。

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 IAEA 及國際間安全論證報告	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

	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。	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) • 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. 研析除役放射性廢棄物模組化處理設備、減量與處理及反應器主系統除污技術等管制議題，完成除役放射性廢棄物最佳減量的反應器除污安全管制技術報告。 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前期使用之安全評估技術研究」報告。 3. 研析處置場封閉後管制及安全要項、處置場址土壤及岩體變形區導水特性及與場址現地應力量測影響因子，完成「110年低放廢棄物處置場封閉後及場址特性之安全管制技術研究」報告。 4. 完成我國用過核子燃料最終處置安全分析報告導則(草案)場址之特性描述	-

	及設施之運轉等章節。精進處置技術方面，研究用過核子燃料最終處置設施中，處置罐之承載分析，並與國內階段成果報告處置罐承載分析進行平行驗證工作，以及對處置罐承載分析之國際研究內容或案例進行平行驗證。進行緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及建立實驗技術，模擬高放處置緩衝材料沖蝕作用，研析沖蝕機制與流失量評估，以提出審查重點或注意事項。	
111	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，完成除役廢棄物的運作安全管制技術報告。 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」報告。 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」報告；「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」報告。 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」報告；「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」報告。	
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」報告。 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理與法規精進研究」報告；「低放射性廢棄物坑道處置功能評估法規精進研究」報告。 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」	
--	---	--

	報告；「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」報告。	
--	---	--

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。

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	總數 16,431 (14,872)	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。	• 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。 • 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。 • 精進放射性物料管制的技術規範與安全基準。 • 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。 • 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。 • 促進管制人員與專家學者之間的技術經驗交流。 • 彙整最近三年資訊，並經相關單位共同審議，完成 2020 年中文版「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。 • 蒐集彙整研析國內放射性廢棄物運轉人員訓練課程資訊，精進放射性處理設施運轉人員測驗題庫及建立放射性廢棄物宣導相關科普短文。

細部計畫 1：除役放射性廢棄物特性與管制技術發展	3,125 (3125)				
子項計畫 1-1 除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區之安全管制研析	825 (825)	王仲容	核能與新能源教育研究協進會	彙整並研析國際除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區運作安全有關技術資訊、安全管制規定及經驗回饋，比對國內法規對放射性廢棄物處理及貯存設施之管制要求，提出除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區之安全管制重點與建議，彙整完成工作成果報告。	1.完成彙整與研析美、歐、日本等國家核電廠之除役相關資料，包含美、歐、日本等國現況、遵循法規與個別電廠管理概述、除役設備與暫存區(臨時放置廢棄物或拆除後的物體之區域)之相關資訊、實務案例與經驗，對我國未來進行除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區管制具有重大參考價值。 2.透過蒐集與彙整國際間除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區之實務經驗與法規文件，並比對國內法規對放射性廢棄物處理及貯存設施之管制要求，提出除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區之安全管制重點與建議，以供我國管制單位進行除役管制之參考。 3.研析之成果可作為國內管制機關在制定除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區運作安全之相關指引導則時的重要參考。
子項計畫 1-2A	2,300	李昭仁	工業技術研	1. 高燃耗用過核子燃料	1.子項計畫一(高燃耗用過核子燃料法規

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	(2,300)		究院	特性資訊與法規管制技術研析蒐集與比較國際間短中期高燃耗用過核子燃料法規管制標準與安全限值差異，並提出適用於我國核能電廠既有燃料之本土化高燃耗用過核子燃料相關安全管限制限值之精進建議。 2. 高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析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. 用過核子燃料乾貯設施營運檢測安全管制資訊與技術研析參酌蒐集到之監測計畫書與相對應之監測法規後，針對我國貯存設施之營運檢測、管制	與技術特性調查與研析)執行即完成國際間高燃耗用過核子燃料法規管制差異比較與我國管制審查重點或注意事項建議。 2.子項計畫二(高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析)完成利用了兩種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent 和 ANSYS CFX)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。 3.子項計畫三(用過核子燃料貯存設施營運檢測研析)已經蒐集三個國際間運轉中之 ISFSI 之部分營運維護經驗，由於此類經驗中包含維護檢測工作之程序與輻射監測之工作，整體內容包含了需要執行之項目與執行之頻率，並且針對這些資訊進行整理。此類資料有助於我國法規監管與獨立安全審驗技術能力。而本研究依據國外運轉之經驗進行部分修訂監測計畫之建議。
----------------------------------	---------	--	----	---	--

				等工作提出監管導則修正建議。	
子項計畫 1-2B 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	1,650 (1,650)	張惠雲	國立高雄大學	1. 國際間乾式貯存設施熱性能評估技術調查 2. 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子調查研究 3. 國際間工業規範就乾式貯存護箱系統材料特性之指針研析 4. 乾式貯存護箱系統貯存型態之特性差異與安全管制要項研析。	1. 蒐集與分析日本混凝土護箱開發案例，國內建研所護箱風洞實驗，與英國 Sizewell B 乾貯設施密封鋼桶監測計畫，可供國內未來乾貯護箱實尺實驗計畫審查之參考 2. 蒐集與分析 IAEA 技術文件與德國研究論文，探討用過核燃料長期貯存完整性之影響因素，與研析室內貯存的金屬護箱之設施管制要求與研發重點 3. 蒐集與分析美國核管會(NRC)在 2020 年 4 月發佈之 NUREG-2215 與日本原子力規制委員會 2019 年 3 月發佈之“核電廠內運輸貯存兩用護箱乾式貯存審查指針”中的材料評估要求 4. 根據 IAEA 核燃料設施安全規範與英國，日本，與德國等國室內乾貯設施案例研究，比較與分析露天貯存與室內貯存，以及金屬護箱與混凝土護箱，於環境監測要求之差異
子項計畫 1-2C 109 年室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之審驗技	2,100 (2,100)	許榮鈞	國立清華大學 能源與環境研究中心	針對大型用過核子燃料乾貯設施，於單一設施貯存不同類型護箱(金屬與混凝土護箱)，進行護箱	1. 針對混凝土廠房與鋼構廠房裝載金屬護箱與混凝土護箱的情節，完成探討護箱配置、比例與通風口設計對輻射屏蔽之影響。

術與案例研析				與設施之輻射屏蔽與熱流案例評估與影響效應研析。	2. 針對混凝土廠房與鋼構廠房裝載金屬護箱與混凝土護箱的情節，完成探討不同護箱配置、比例與護箱間距對正常、異常與事故狀況下之熱流特性分析。 3. 綜合各項國際資訊研析與執行分析案例的經驗，建立完整(輻射屏蔽與熱流評估)平行驗證能力，並研提管制建議，提供主管機關作為實質審查之參考。
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	2,770 (2,770)				
子項計畫 2-1A 低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術研究-放射性廢棄物處置場址特性管制研究	640 (640)	李明旭	中央大學	1. 國際放射性廢棄物貯存設施場址管制要項研析 2. 國際低放處置場址規範管制要項研析 3. 低放貯存設施與處置場址管制要項比較 4. 國際集中貯存設施場址管制之案例分析 5. 國內低放貯存設施與	透過研析國際原子能總署安全標準叢書之放射性廢棄物貯存設施、處置場址的管制規範，提升國內對放射性廢棄物貯存設施場址及放射性廢棄物處置場址管制資訊之瞭解，並透過蒐集國際集中貯存設施場址管制案例，瞭解其他國家關注之管制要項與規範，並統整研析成果提出國內低放貯存設施與處置場址規範管制建議，供給原能會物管局相關管制規範制定與精進參考。

				處置場址規範管制建議	
子項計畫 2-1B 低放射性廢棄物處置與集中貯存方案管制技術研究-低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析	640 (640)	林文勝	臺灣大學	1.美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革 2.IAEA 對於人類無意闖入事件的管制考量 3.低放處置設施之人類無意闖入事件的分析 4.我國低放處置設施之人類無意闖入事件的管制建議	透過本研究瞭解美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革、IAEA 無意闖入事件的管制考量及瑞典 SR-PSU 低放處置設施之人類無意闖入事件的分析。並進一步支援我國對於低放射性廢棄物坑道處置人類無意闖入事件之安全評估技術，支持國家核能應用發展，精進低放射性廢棄物處置安全評估技術，應用於我國低放射性廢棄物處置作業。
子項計畫 2-2A 低放射性廢棄物處置功能評估管制技術研究-低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析	850 (850)	董家鈞	中央大學	1.岩體裂隙統計方法研析 2.裂隙岩體建模方法研析 3.裂隙岩體建模之不確定性 4.不同場址之岩體裂隙分析比較 5.現地應力與裂隙岩體水力傳導特性研析	掌握國際間有關裂隙岩體判定相關之經驗及方法，可提供我國在進行處置場址之岩體裂隙特性評估時之重要參考依據，能更精確的掌握處置岩體中之裂隙分布狀況。另外，透過研析國際間對於實驗室之試驗結果與實際受現地應力之裂隙之關係，可了解該場址之研究結果，雖不同場址之狀況與實驗室試驗的結果可能有所不同，但值得做為我國低放處置之參考依據。
子項計畫 2-2B 低放射性廢棄物處	640 (640)	楊長義	淡江大學	1.現地應力量測技術研析	本子項計畫延續前期研究經驗，同時汲取放射性廢棄物處置先進國家在相關議

置功能評估管制技術研究-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				2.國際間有關放射性廢棄物處置場址現地應力特性之研究 3.國內有關現地應力相關研究課題之回顧 4.場址現地應力對坑道處置結構穩定之數值分析	題的成果，及國內一般隧道在坑道結構穩分析技術與作法，除可縮短相關處置技術的發展歷程，亦可符合我國本土地質與環境條件之特殊性。
細部計畫 3：精進用過核子燃料處置安全審驗技術發展	2,750 (2,750)				
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設施設計資訊研析	1,750 (1,750)	黃偉慶	中央大學	子項計畫內容範疇主要分為兩方面，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關資訊蒐集與研析，及彙整各國高放處置設施安全分析報告審查要項；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)設施設計章節內容。	• 國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施 - 特定安全導則」SSG-14報告內容進行研析與討論，並將全文內容中文化。 • 針對包括瑞典、瑞士、英國、芬蘭等主要核能國家之高放射性廢棄物地質處置設施設計安全標準與技術要項、或高放射性廢棄物地質處置安全分析報告審查案例等進行重點研析整理及主要內容中文化之工作。 • 參酌各國經驗相對於我國用過核子燃料最終處置安全分析報告之適切性，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)設施設計及建造專章架構及條文內容，同時提出

					審查要項建議，以掌握高放射性廢棄物最終處置設施設計審查重點，提升國內相關管制技術與審查能力。 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舉行座談會，彙整專家意見及建議，提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)內容研擬之後續規畫與發展建議。
子項計畫 3-2A 用過核子燃料最終處置技術驗證與審查要項研析-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	500 (500)	張瑞宏	中央大學	本研究參考瑞典或其他國際評估報告所提供的現地實驗成果，建立模擬實驗過程之數值驗證模型。並參考國內外相關文獻建立處置隧道之數值分析模型，模擬處置隧道在承受深地層處置設施地震負載的作用下之動態力學行為。另研析其中二份報告之內容，針對熱傳導及耦合效應進行第三方之平行驗證計算。	- 參考瑞典或其他國際評估報告所提供的現地實驗成果，依據實驗中的主要條件，建立模擬實驗過程之數值驗證模型，與實驗數據進行相應的數值結果比對，並針對相關之效應進行研究分析。 - 本研究參考國內外相關文獻建立處置隧道之數值分析模型，模擬處置隧道在承受深地層處置設施地震負載的作用下之動態力學行為，與台電 SNFD2017 報告之分析結果進行平行驗證，並依此模型進行研究分析。 - 由於不同之國際階段成果或評估報告針對相同案例之部分分析結果並不盡相同，為了確認本研究發展之平行驗證技術的可行性，本研究研析其中二份報告之內容，並針對此類案例進行第三方之平行驗證計算，進一步觀察

					案例中分析結果之相應趨勢。 針對處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之議題，提出相關審查重點或注意事項。
子項計畫 3-2B 用過核子燃料最終處置技術驗證與審查要項研析-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	500 (500)	楊樹榮	屏東科技大學	對於處置隧道內緩衝及回填材料可能遭遇沖蝕作用導致密度下降，影響其封填能力進而影響處置場長期安全穩定。 透過試驗求取低密度熱-水-力相關耦合參數，並將試驗參數套入數值模型進行分析，比對溫度場試驗及攝取水試驗之膨潤土實際發展結果驗證參數可行性，並和國際間相關研究成果進行比較，供後續沖蝕作用研究之參數使用。	- 收集各國用過核子燃料最終處置緩衝材料之熱-水-力耦合參數實驗以及沖蝕作用，並進行資訊彙整。 - 低密度 1,400 kg/m³緩衝材料之回脹壓力不足 1MPa，未能符合 SKB 處置孔安全設計需求，可能影響其封填孔隙的能力，但其水力傳導度低於 1E-12 m/s，顯示其仍具備必要的阻水能力。 - 完成低密度緩衝材料熱-水-力耦合參數取得試驗，並利用數值模擬及試驗，驗證其參數之可行性。 - 本子項計畫所使用之膨潤土材料，其蒙脫石含量低於 SKB 建議值，故未來在使用膨潤土時須特別注意其品質是否符合 SKB 之要求，可嘗試改善膨潤土品質，使蒙脫石含量達 SKB 建議值。

三、細部計畫與執行摘要

細部計畫 1 子項計畫 1-1	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	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	王仲容	執行機關	核能與新能源教育研究協進會
細部計畫目標	彙整並研析國際除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域運作安全有關技術資訊、安全管制規定及經驗回饋，比對國內法規對放射性廢棄物處理及貯存設施之管制要求，提出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重點與建議，彙整完成工作成果報告。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	825/(825)/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	1 人/0.9 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
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	1. 完成彙整與研析美、歐、日本等國家核能電廠之除役相關資料，包含美、歐、日本等國現況、遵循法規與個別電廠管理概述、除役設備與暫存區(臨時放置廢棄物或拆除後的物體之區域)之相關資訊、實務案例與經驗。 2. 完成彙整與研析國際間核能電廠低放射性廢棄物解除管制事項，包含歐洲、日本、美國等，與我國低放射性廢棄物解除管制與外釋相關法規。 3. 透過蒐集與彙整國際間除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之實務經驗與法規文件，並比對國內法規對放射性		原能會物管局

	廢棄物處理及貯存設施之管制要求，提出除役核能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重點與建議，其中包含法規、除役新增之廢棄物處理設備與廢棄物貯存區域、國際電廠除役相關實務經驗、與解除管制等部分。		
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
1. 此計畫廣蒐美、歐、日本等國際除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域(臨時放置廢棄物或拆除後的物體之區域)之相關資訊、實務案例與經驗，並且針對各個除役電廠遵循法規與個別電廠管理概述做多方面彙整與重點摘要，對我國未來進行除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域管制具有重大參考價值。 2. 經由蒐集與彙整國際間除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之實務經驗與法規文件，並且比對國內法規對放射性廢棄物處理及貯存設施之管制要求，統整出國際及國內之差異並汲取其要點，提出對於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之重點與建議，以供我國管制單位進行除役管制之參考。 3. 研析之成果可作為國內管制機關未來在制定除役核電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域運作安全之相關指引導則時的重要參考。 4. 研析之成果可作為國內核電廠拆除作業之籌備過程之整合性參考資料。			
遭遇困難與因應對策			
無			

細部計畫 1 子項計畫 1-2A	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	計畫性質	安全管制技術研發
-----------------------------------	--------------------------------	-------------	----------

	研析		
主持人	李昭仁	執行機關	工業技術研究院
細部計畫目標	1. 高燃耗用過核子燃料特性資訊與法規管制技術研析 蒐集與比較國際間短中期高燃耗用過核子燃料法規管制標準與安全限值差異，並提出適用於我國核能電廠既有燃料之本土化高燃耗用過核子燃料相關安全管制限值之精進建議。 2. 高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析 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. 用過核子燃料乾貯設施營運檢測安全管制資訊與技術研析：參酌蒐集到之監測計畫書與相對應之監測法規後，針對我國貯存設施之營運檢測、管制等工作提出監管導則修正建議。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	2,300/(2,300)/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	2.2 人/2.1 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
高燃耗用過核子燃料特性資訊與法規管制技術研析	1.國際間高燃耗用過核子燃料貯存與運輸已逐漸發展具體化的法規要求進行安全管制，關鍵管制安全限值藉由以往科學實驗及工程評估等發現，將所掌握之高燃耗用過核子燃料中長期貯存與運輸期間相關特性，納入運轉限值及持照審查或更新之要求。 2.就美國核管會 NUREG-2224 所投入之法規與科學研究成果，已能成為高燃耗用過核子燃料安全審查與管制規範(貯存與運輸)。 3.本年度研析成果，已可掌握國際間高燃耗用過核子燃料中長期安全貯存管制與運輸之特性，並就相關的運轉安全限值與持照申請與管制要求，可了解其高燃耗用過核子燃料能在嚴謹與成熟的法		原能會物管局

	規要求下安全貯存及運輸，同時確保大眾健康與財產的安全。 4.完成國際間高燃耗用過核子燃料法規管制差異比較與我國管制審查重點或注意事項建議。		
高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析	1.完成利用了兩種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent 和 ANSYS CFX)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.析 NUREG-2152、NUREG-7260、EPRI-3002013124 等技術報告，提出熱流分析軟體之適用性評估結果與我國安全管理審查重點或注意事項建議。		原能會物管局
用過核子燃料乾貯設施營運檢測安全管理資訊與技術研析	1.了解國際上護箱之監測辦法與法規，提供我國對於現行管制辦法提出精進建議。 2.了解國際上護箱之監測辦法與法規，達到提供我國未來針對室內乾貯設施之營運法規指引，針對管制法源進行整理，提供我國對於現行管制辦法提出精進建議，使我國在乾貯運轉時之監測工作能夠與國際同步。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
1.高燃耗用過核子燃料法規與技術特性調查與研析：執行即完成國際間高燃耗用過核子燃料法規管制差異比較與我國管制審查重點或注意事項建議。 2. 高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析：完成利用了兩種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent 和 ANSYS CFX)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。 3. 用過核子燃料貯存設施營運檢測研析：完成蒐集三個國際間運轉中之 ISFSI 之部分營運維護經驗，由於此類經驗中包含維護檢測工			

作之程序與輻射監測之工作，整體內容包含了需要執行之項目與執行之頻率，並且針對這些資訊進行整理。此類資料有助於我國法規監管與獨立安全審驗技術能力。而本研究依據國外運轉之經驗進行部分修訂監測計畫之建議。

遭遇困難與因應對策

高燃耗用過核子燃料法規與技術特性調查與研析：因本年度遭遇新冠肺炎疫情導致無法參加國際間相關會議，故藉由美國核管會之資訊開放平台（ADAMS）與開放會議之相關資料收集，以解決本年度資料收集之困難。

高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統熱流分析模式與技術之適用性研析：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。

用過核子燃料貯存設施營運檢測研析：因運轉中之乾貯設施其監測計畫書通常屬於其管制性敏感資料，此類文件相對於其監測辦法獲得較為不易，整體將先以運用之貯存系統作為分類，而非以國籍作為分類。

用過核子燃料貯存設施營運檢測研析：歐洲之管制策略主要依據 IAEA 之法規作為母法執行，並且由各國管制單位各自擬定辦法，此類運轉資料較難獲得，因此主要部分之金屬護箱資料，仍然採用其具有 NRC 審照之 FSAR 進行資料收集，並且就內部章節進行研析，雖然仍有不完備之處，但已足供此次運轉議題參考，若未來有更多設施願意提供其運轉參數或管制數據，未來也可以針對此部分在行精進與提升。

細部計畫 1 子項計畫 1-2B	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	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	張惠雲	執行機關	國立高雄大學
細部計畫目標	1. 調查國際間乾式貯存設施熱性能評估技術 2. 調查研究乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子 3. 研析國際間工業規範就乾式貯存護箱系統材料特性之指針 4. 研析乾式貯存護箱系統貯存型態之特性差異與安全管制要項		

計畫投入（Inputs）			
預算數（千元）／決算數（千元）／執行率	1,650/(1,650)/100%	總人力（人年）實際／（規劃）	1.5 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
國際間乾式貯存設施熱性能評估技術調查	蒐集與分析日本混凝土護箱開發案例，國內建研所護箱風洞實驗，與英國 Sizewell B 乾貯設施密封鋼桶監測計畫，可供國內未來乾貯護箱實尺實驗計畫審查之參考		原能會物管局
調查研究乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子	蒐集與分析 IAEA 技術文件與德國研究論文，探討用過核燃料長期貯存完整性之影響因素，與研析室內貯存的金屬護箱之設施管制要求與研發重點		原能會物管局
研析國際間工業規範就乾式貯存護箱系統材料特性之指針	蒐集與分析美國核管會(NRC)在 2020 年 4 月發佈之 NUREG-2215 與日本原子力規制委員會 2019 年 3 月發佈之 “核能電廠內運輸貯存兩用護箱乾式貯存審查指針” 中的材料評估要求		原能會物管局
研析乾式貯存護箱系統貯存型態之特性差異與安全管制要項	根據 IAEA 核燃料設施安全規範與英國，日本，與德國等國室內乾貯設施案例研究，比較與分析露天貯存與室內貯存，以及金屬護箱與混凝土護箱，於環境監測要求之差異		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
計畫相關風洞實驗研究證實，護箱外風特性可能影響乾貯系統除熱性能，實驗結果將提供後續計畫作分析模型驗證與乾貯除熱性能研究用。			
遭遇困難與因應對策			

無

細部計畫 1 子項計畫 1-2C	109 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	計畫性質	安全管制技術研發
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
細部計畫目標	1. 完成國際間 ZZL 與 SZB 兩個室內乾貯設施之資訊蒐集 2. 完成單一廠房貯存 2 種不同類型護箱之輻射屏蔽與熱流分析模式發展 3. 針對貯存之護箱提出正常及異常或意外事件情境之案例評估與影響效應研析 4. 研提室內乾貯設施輻射屏蔽與熱流分析審查重點或注意事項		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	2,100/(2,100)/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	2 人/1.8 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
室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之輻射屏蔽評估研究	1. 大型集中式乾貯設施的輻射屏蔽分析包含複雜幾何、輻射深穿透、輻射滲流與天空散射等困難且大規模的遷移計算。本研究成功應用混合式輻射遷移 MAVRIC 程式於標的設施的輻射屏蔽分析，該方法結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，具備在有限時間內評估複雜屏蔽設施的劑量分析能力，此結果已確實展示混合式		原能會物管局

	輻射遷移方法的優勢與潛在應用。 2. 完成兩個國際室內乾貯設施(ZZL 和 SZB)相關輻射屏蔽設計與管制要求資訊蒐集。 3. 建構標的設施的輻射屏蔽模型，進而進行兩種標的護箱表面劑量率特性分析，且對標的設施周遭劑量率分布探討與設施模型迷道設計優化，除正常運轉情節外，亦討論後異常或意外事故情境之護箱劑量率探討。 4. 研究成果提供室內乾貯設施輻射屏蔽分析審查重點研析作為國內相關作業參考，以精進我國用過核子燃料室內貯存設施安全管制技術。		
室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型對熱傳功能之評估研究	1. 完成室內乾貯設施裝載兩種護箱型式時之熱流參數影響研析，其結果發現護箱在合理參數下所造成的影響與國際間乾貯護箱常具有之餘裕相比，並不顯著。 2. 透過實務案例之執行，本研究確認裝載不同型式之護箱，於安全分析時所需之各項技術與方法論與慣常分析技術並無顯著不同。 3. 各項研析結果指出，針對裝載不同型式之護箱於正常、異常或意外事故下之各種分析要求與分析條件的審查細節，皆可由現行「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」熱流相關之章節進行管制。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 2 篇	達成情形	研究報告 2 篇
補充說明	與原規劃相符。		
本年度效益、影響、重大突破			
1. 1.本研究藉由國際間設施資訊的研析、乾貯護箱輻射與熱傳分析模式的建立、以及假想設施案例的探討，逐步精進國內用過核			

子燃料室內貯存設施安全分析所需必要技術，對於我國未來室內乾貯設施申照審查與分析驗證可提供堅實技術支援。2.本研究深入探討一大型室內乾式貯存設施裝載兩種不同型態護箱時之輻射屏蔽與熱傳特性，分析結果可提升國內室內乾貯輻射屏蔽與熱傳分析平行驗證技術能力，精進國內用過核子燃料室內乾式貯存設施審驗技術。

遭遇困難與因應對策

無

細部計畫 2 子項計畫 2-1A	低放射性廢棄物處置場址特性管制研究	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	李明旭	執行機關	中央大學
細部計畫目標	1.國際放射性廢棄物貯存設施場址管制要項研析 2.國際低放處置場址規範管制要項研析 3.低放貯存設施與處置場址管制要項比較 4.國際集中貯存設施場址管制之案例分析 5.國內低放貯存設施與處置場址規範管制建議		
計畫投入（Inputs）			
預算數（千元）／決算數（千元）／執行率	640/640/100%	總人力（人年）實際／（規劃）	0.7 人/0.7 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
國際放射性廢棄物貯存設	依據 IAEA 安全相關叢書及世界各國低放射性廢棄物貯存及處置場		原能會物管局

施場址管制要項研析	址之法規與管制要項。選址過程主要透過區域準則、篩選準則及排序準則，選定合適場址。		
國際低放處置場址規範管制要項研析	IAEA 及世界各國場址管制項目經由納入考量的國家數目分為關鍵要項、具影響力項目及較少提及項目三類。貯存設施關鍵要項為地震、洪水、火災；近地表處置關鍵要項為地震、地質構造特性、水文地質、氣象事件，地質處置為地震、地質構造特性、水文地質、社會影響。		原能會物管局
低放貯存設施與處置場址管制要項比較	荷蘭案例為已運轉之場址，透過其安全分析報告之內容了解不同場址管制項目的風險高低，進而了解運轉中場址風險管理策略及以工程手段克服之方法。澳洲則著重在選址過程，其利用風險燈號法清楚界定管制項目不同的風險等級，以提供選址時的各項評比依據，挑選出綜合風險最低之場址。		原能會物管局
國際集中貯存設施場址管制之案例分析	檢視我國法規內容，例如近年陸續公告的山崩與地質地滑敏感區如何納入，參考國際案例在集中式貯存設施場址規範中提及之人為活動與自然作用，可進一步研議是否定義相關細項內容，以精進場址安全管制要求。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	實際達成與原預期目標之差異說明		
本年度效益、影響、重大突破			
透過研析國際原子能總署安全標準叢書之放射性廢棄物貯存設施、處置場址的管制規範，提升國內對放射性廢棄物貯存設施場址及放射性廢棄物處置場址管制資訊之瞭解，並透過蒐集國際集中貯存設施場址管制案例，瞭解其他國家關注之管制要項與規範，並統整研析成果提出國內低放貯存設施與處置場址規範管制建議，供給原能會物管局相關管制規範制定與精進參考。			
遭遇困難與因應對策			

無

細部計畫 2 子項計畫 2-1B	低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	林文勝	執行機關	臺灣大學
細部計畫目標	1.完成美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革過程之研析 2.完成 IAEA 對於人類無意闖入事件的管制考量之研析 3.完成低放處置設施之人類無意闖入事件的分析研究 4.完成我國低放處置設施之人類無意闖入事件的管制建議		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	640/640/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	0.7 人/0.8 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
美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革	研究發現擬議的 10 CFR 61 (案號 ID NRC-2011-0012 及 ID NRC-2015-0003) 有關無意闖入條文包括：闖入者評估的修訂和新定義 (61.2)、修訂的闖入者評估概念 (61.7)、新的技術分析要求 (61.13)、要求在封閉時更新闖入者評估 (61.28)、修訂的闖入者評估功能目標 (61.42)。		原能會物管局
IAEA 對於人類無意闖入事件的管制考量	對闖入者而言，建議低放處置人類無意闖入管制，包括：處置場封閉後之 10,000 年時間內對任何無意闖入者其年劑量不得超過 5 毫西弗；及在處置場封閉後之 10,000 年時間之後，應盡力合理抑低對任		原能會物管局

	何無意闖入者造成的曝露。但是由於美國採淺地層地表處置 LLRW，與我國坑道處置方式不同，未來是否需要採用 5 mSv/yr 作為無意闖入者劑量限值仍需進一步討論。		
低放處置設施之人類無意闖入事件的分析	對於 SR-PSU 無意闖入的評估程序與方法與國際評估經驗相一致，可以做為我國人類無意闖入事件分析及管制參考。計畫成果可提供原能會物管局 LLRW 安全評估審查之應用，適時提升該項管制技術議題之技能與規範的精進。		原能會物管局
我國低放處置設施之人類無意闖入事件的管制建議	完成「美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革」、「國際原子能總署提出之低放處置人類無意闖入管制要項進行研析」、「LLRW 設施之人類無意闖入事件的分析」、提出「我國 LLRW 處置設施之人類無意闖入事件的管制建議」。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	實際達成與原預期目標之差異說明 無		
本年度效益、影響、重大突破			
透過本研究瞭解美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革、IAEA 無意闖入事件的管制考量及瑞典 SR-PSU 低放處置設施之人類無意闖入事件的分析。並進一步支援我國對於低放射性廢棄物坑道處置人類無意闖入事件之安全評估技術，支持國家核能應用發展，精進低放射性廢棄物處置安全評估技術，應用於我國低放射性廢棄物處置作業。			
遭遇困難與因應對策			
無			

細部計畫 2	低放射性廢棄物處置岩體裂隙研	計畫性質	安全管制技術研發
---------------	----------------	-------------	----------

子項計畫 2-2A	究方法研析		
主持人	董家鈞	執行機關	中央大學
細部計畫目標	1.完成研析岩體裂隙統計方法。 2.完成研析裂隙岩體建模方法。 3.完成裂隙岩體建模之不確定性。 4.完成不同場址之岩體裂隙分析比較。 5.完成研析現地應力與裂隙岩體水力傳導特性。		
計畫投入 (Inputs)			
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	
岩體裂隙統計方法研析	水力岩體區(HRD)之建模時，現地量測的資料分布判定可能會遭遇到「截斷」和「邊界」效應，以及「分段」作用的影響，造成破裂面尺寸-密度分布失真。透過破裂面密度隨冪定律分布之特性，針對破裂面資料進行地形校正以減少由於地形引起的誤差，以及分段連接的方法，將不同破裂面尺度之資料源進行整合，解決取樣區之邊界效應，或是實際取樣的尺寸涵蓋範圍不全面導致破裂面跡線遭截切之效應。	原能會物管局	
裂隙岩體建模方法研析	1. SKB 針對瑞典兩處處置場址 Forsmark 及 Laxemar 進行詳細的場址特徵研究，並分別建立場址描述模型，其中同樣攸關低放射性廢棄物處置之水文地質建模，SKB 透過離散破裂網路(DFN) 進行建模，並將場址區域內劃分為水力土壤區(HSD)、水力通導	原能會物管局	

	區(HCD)及水力岩體區(HRD)。 2. 水力岩體區(HRD)主要是將變形區以外的裂隙岩體(破裂面域)進行建模，這些破裂面域特性抑或資料有限，抑或是相鄰區域之間特性不具統計差異性。因此，SKB 針對水力岩體區(HRD)建模時考慮其統計特性建模，建模時包含：(1)次要變形區；(2)破裂面形狀；(3)破裂面位態和分組；(4)破裂面密度尺度化、空間分布和終止的概念；(5)破裂面密度和破裂面尺度；(6)破裂面網路的連通性和水力特性；(7)破裂面存儲特性；(8)破裂面傳輸特性等。	
裂隙岩體建模之不確定性	有關水力岩體區(HRD)建模之不確定性包含： (1) 破裂面之不確定性：破裂面量測的不確定性包含鑽井與破裂面之間交角的量測誤差，此誤差將傳遞至破裂面走向和傾角以及造成密度評估之不確定性，透過可用的鑽井資料轉換為模型可用的資料，並進一步進行資料分區分析，以評估不確定性對於模型的影響。 (2) 破裂面之變異性：處置岩體之破裂面先天的變異性，透過特徵化樣本的局部密度變化和與樣本數的平均值之間的差距來量化破裂面之變異性。	原能會物管局
不同場址之岩體裂隙分析比較	透過 Forsmark 場址和 Laxemar 場址之資料針對其量測的不確定性與破裂面先天變異性之影響進行分析，發現破裂面先天變異性 $\sigma_{var}(\theta, \varphi)$ 之影響大於因測量而產生的不確定性 $\sigma_{unc}(\theta, \varphi)$，表示進行現地量測時，量測造成之誤差影響有限。然而，不同的場址所分析出的結果不盡相同。不過，兩個場址之不確定性 $\sigma_{unc}(\theta, \varphi)$ 與變異性 $\sigma_{var}(\theta, \varphi)$ 標準偏差皆不大，可證明瑞典這兩個場址所建立的 DFN 地質模型是有效的。	原能會物管局

現地應力與裂隙岩體水力傳導特性研析	透過現地量測得到之破裂面導水係數資料與作用在其破裂面上之正向應力之間的分析。獲得重要結果如下： (1) 對於高傾角破裂面，導水係數與正向應力之間較無關(正向應力範圍為 10 到 40 Mpa)，與 Indraratna 等人(1999)於室內試驗結果相符。對於低傾角破裂面，導水係數隨深度而降低，但由於低傾角的破裂面密度均隨深度而降低，因此無法證明低傾角的破裂面之導水係數隨應力變化之趨勢之相對關係。 (2) 室內試驗之正向應力與導水係數經驗公式與現地量測得到的結果差距甚大，應考慮其他因素對導水係數造成之影響。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
掌握國際間有關裂隙岩體判定相關之經驗及方法，可提供我國在進行處置場址之岩體裂隙特性評估時之重要參考依據，能更精確的掌握處置岩體中之裂隙分布狀況。另外，透過研析國際間對於實驗室之試驗結果與實際受現地應力之裂隙之關係，可了解該場址之研究結果，雖不同場址之狀況與實驗室試驗的結果可能有所不同，但值得做為我國低放處置之參考依據。			
遭遇困難與因應對策			
無			

細部計畫 2 子項計畫 2-2B	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	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	楊長義	執行機關	淡江大學
細部計畫目標	1. 現地應力量測技術研析。		

	2.國際間有關放射性廢棄物處置場址現地應力特性之研究。 3.國內有關現地應力相關研究課題之回顧。 4.場址現地應力對坑道處置結構穩定之數值分析。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	640/640/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	0.7 人/0.7 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
現地應力量測技術研析	本項工作整理了各種現地應力量測方法之優缺點、限制條件與適用性。針對(i)現地應力量測策略；(ii)量測技術與量測品質控制須審核的議題；(iii)現地應力 量測結果之不確定性暨影響因素；(iv)如何透過嚴謹的實驗室試驗與平行驗證等方法以 降低不確定性；(v)最終岩石應力模型建置流程等內容，可供我國未來進行場址現地應力先期評估作業與執行時對量測結果品質控制之參考。		原能會物管局
國際間有關放射性廢棄物處置場址現地應力特性之研究	蒐整國際間處置技術先進國家有關處置場址現地應力調查技術，及場址現地應力特性對處置設施之影響等相關技術報告，藉以瞭解施作現地應力量測時可能的誤差來源與注意事項。以 Äspö 硬岩實驗室為例，其提供的套鑽法現地應力量測經驗，可知材料楊氏模數為重要參數外，對於應變計貼片角度及應變計貼片組置入導孔時應避免偏移或旋轉，避免後續分析結果衍生誤差。		原能會物管局
國內有關現地應力相關研究課題之回顧	蒐整之國內現地應力量測經驗進行綜合分析與比較，其中，非彈性應變回復法對岩心試樣品質要求較高，岩石必須為均質、等向材料，且不得有裂隙及礦脈填充外，對於岩覆較淺之現地應力量測亦不適		原能會物管局

	用。此外，針對所蒐集之現地應力量測成果，綜整了國內現地應力梯度圖與水平側壓係數隨深度之變化，可供未來有關場址現地應力描述與處置設施地下結構安全分析之參考。		
場址現地應力對坑道處置結構穩定之數值分析	根據「台東縣達仁鄉」與「金門縣烏坵鄉」二處建議候選場址之地質概念模型，及可能採用的處置坑道型式，透過 UDEC 數值分析工具建置坑道結構穩定分析模型，並就側向壓力係數 k = 1.3、1.6、2.0 與 2.5 條件下，模擬分析坑道開挖引致的坑道斷面變形與襯砌結構受力狀況。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
延續前期研究經驗，同時汲取放射性廢棄物處置先進國家在相關議題的成果，及國內一般隧道在坑道結構穩分析技術與作法，除可縮短相關處置技術的發展歷程，亦可符合我國本土地質與環境條件之特殊性。			
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分析報告導則設施設計資訊研析	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	黃偉慶	執行機關	國立中央大學
細部計畫目標	1.國際高放處置設施安全分析報告導則資訊蒐集 2.國際高放處置設施設計審查要項研析 3.我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告設施設計章節架構與審查要項建議		

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)設施設計章節研擬			
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元) / 決算數 (千元) / 執行率	1750/1750/100%	總人力 (人年) 實際 / (規劃)	1.3 人/1.3 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
國際高放處置設施安全分析報告導則資訊蒐集	1. 國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施 - 特定安全導則」SSG-14 報告內容研析與討論，並將全文內容中文化。 2. 瑞典輻射安全管制局對放射性廢棄物及其處置之法規與一般性建議(SSM FS 2008:21)內容研析與整理、瑞士聯邦核子安全檢查署深層地質處置場設計原則及安全案例要求(ENSI-G03/e)之研析、英國核能除役管制局通用地質處置設施設計報告(NDA DSSC/412/01)研析及主要內容中文化、芬蘭輻射及核能安全局放射性廢棄物處置指引(STUK GUIDE YVL D.5)之研析與整理。		原能會物管局
國際高放處置設施設計審查要項研析	年度工作範疇主要分為兩方面，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關資訊蒐集與研析，及彙整各國高放處置設施安全分析報告審查要項；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設施設計章節內容。將前述第一項工作研析成果進行彙整，加以研究以研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告(草案)設施設計章節架構與審查要項建議。		原能會物管局
我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告設施設計章節架構與審查要項	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設計章節，包括：我國高放射性廢棄最終處置設施安全分析報告設施設計章節架構發展，並提出審查要項建議。		原能會物管局

建議			
我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計章節研擬	完成前述第三項工作外，另進行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施設計與建造章節(草案)內容研擬、彙整專家意見及研究團隊內部討論，完成我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計章節研擬，提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則內容研擬之結論與建議事項。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
研析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)設施設計章節，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 SNFD2021 報告及 SNFD2025 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 3-2A	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	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	張瑞宏	執行機關	國立中央大學
細部計畫目標	1.處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之國際資訊研析 2.國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證 3.國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算		

	4.最終處置場熱傳及耦合效應計算之三方比較分析與驗證 5.提出最終處置設施現地實驗與地震分析相關審查重點或注意事項		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	500/500/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	0.7 人/0.6 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
處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之國際資訊研析	研究參考瑞典及其他國際技術報告，研究處置場地下設施現地實驗結果之主要條件，並參考國內階段成果報告模擬深地層處置隧道受地震負載作用下之動態分析進行平行驗證計算。另參考瑞典 SKB、SKI 報告提供處置罐設置條件，進行分析與驗證。		原能會物管局
國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證	現地實驗分析之驗證計算方面，依照 SKB 報告提供處置罐設置條件進行分析與驗證，所得結果與 SKB 報告相近。並藉由調整邊界溫度，觀察溫度歷時圖進行結果比較，進而了解溫度趨勢造成之影響；另外亦進行水力傳導係數參數之分析，從中得知與設置參數的位置越近之區域可以達到近乎飽和的效果。		原能會物管局
國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算	處置隧道地震分研究成果方面，本研究進行處置隧道地震分析之平行驗證計算，依照台電公司報告提供設置條件進行分析與驗證，所得結果與台電公司報告相近(模擬隧道受力)。分析結果顯示，地震加載機制對記錄點的主應力影響並不顯著；進而分析其餘母岩之應力行為，其大多差異亦不明顯，判斷原因為覆土壓力相對較大，故地震加載對於其處置隧道與中上層母岩的應力增量有限，而在母岩底層離地震加載位置較近區域則有明顯差異。		原能會物管局

最終處置場熱傳及耦合效應計算之三方比較分析與驗證	三方平行驗證分析之平行驗證計算方面，依照瑞典 SKB、SKI 報告提供處置罐設置條件進行分析與驗證，所得結果與兩報告相近。此外，並藉由調整處置罐邊界孔隙水壓，觀察到達飽和時間影響。從中了解增加邊界孔隙水壓，將使到達飽和時間逐漸縮短；其次，施予邊界孔隙水壓，對回填材料的影響較大。		原能會物管局
提出最終處置設施現地實驗與地震分析相關審查重點或注意事項	針對最終處置設施現地實驗與地震分析，研提審查重點或注意事項，提供國內相關研究及管制單位參考，以作為未來進行處置設施地震研究議題，以及現地實驗執行要項之參考。		原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇
補充說明	無		
本年度效益、影響、重大突破			
1.本研究參考瑞典或其他國際評估報告所提供的現地實驗成果，依據實驗中的主要條件，建立模擬實驗過程之數值驗證模型，與實驗數據進行相應的數值結果比對，並了解工程障壁系統之全尺寸現場實驗的流程、設備和任務。 2.本研究參考國內外相關文獻建立處置隧道之數值分析模型，模擬處置隧道在承受深地層處置設施地震負載的作用下之動態力學行為，與國內階段成果報告之分析結果進行平行驗證，並依此模型進行參數分析。 3.由於不同之國際階段成果或評估報告針對相同案例之部分分析結果並不盡相同，本研究研析其中二份報告之內容，並針對此類案例進行第三方之平行驗證計算，以確認本研究發展之平行驗證技術的可行性。 4.藉由研析國際間已完成最終處置設施現地實驗與地震分析報告，提出相關審查重點或注意事項之建議，使能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 3-2B	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	計畫性質	安全管制技術研發
主持人	楊樹榮	執行機關	國立中央大學
細部計畫目標	1.國際高放最終處置場緩衝材料安全功能分析及驗證資訊研析 2.低密度緩衝材料土壤水分特性曲線取得與模式建構 3.低密度緩衝材料不飽和熱傳導係數及水力傳導度量測及預估模式建立 4.緩衝材料沖蝕對近場熱-水-力耦合作用影響之數值模擬與驗證 5.提出最終處置場緩衝材料安全功能評估相關審查重點或注意事項		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	500/500/100%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	0.7 人/0.6 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
國際高放最終處置場緩衝材料安全功能分析及驗證資訊研析	收集國際文獻(如瑞典、日本)之用過核子燃料最終處置緩衝材料之熱-水-力耦合參數實驗以及沖蝕作用，並進行資訊研析及彙整，相關資訊作為本研究作法或參照之重要參考。		原能會物管局
低密度緩衝材料土壤水分特性曲線取得與模式建構	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，使緩衝材料密度降低，進而影響處置銅罐長期安全穩定。探討低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式，進行土壤水分特性曲線研究，另並藉熱探針試驗、水力傳導係數及吸力試驗求得低密度緩衝材料相關參數，進而建立有限元素數值模擬模型並納入實驗參數。		原能會物管局
低密度緩衝材料不飽和熱	1.相同含水量之膨潤土，熱傳導係數隨乾密度提高而提升，且溫度		原能會物管局

傳導係數及水力傳導度量測及預估模式建立	越高熱傳導係數越高。相同溫度環境下，膨潤土水力傳導度隨乾密度提升而下降，且乾密度越高回脹壓力大。 2.低密度 1,400 kg/m ³ 之緩衝材之回脹壓力降至 0.49 MPa，將影響其封填孔隙的能力，故緩衝材料初始乾密度須大於 1,400 kg/m ³ ；而其水力傳導度為 3.38E-13 m/s，其值低於 1E-12 m/s，仍具備必要的阻水能力，這顯示緩衝材料如因填充處置孔內間隙或沖蝕作用而降低密度時，其障壁功能的維持與密度降低的程度有關，需進一步探討緩衝材料沖蝕機制與沖蝕流失率對密度之影響，以有效評估沖蝕現象對緩衝材安全功能的影響效應。			
緩衝材料沖蝕對近場熱-水-力耦合作用影響之數值模擬與驗證	本研究利用攝取水試驗與數值模擬分析來驗證緩衝材料參數合理性，數值分析結果顯示膨潤土飽和度隨時間而增加，且模型進水口緩衝材孔隙比隨飽和度增加而變大，而模型頂部膨潤土孔隙比受底部緩衝材料所產生回脹壓力的推擠而降低。此外，膨潤土攝入水試體含水量分布模擬結果與實際量測結果相符，所得相關耦合材料參數具合理性，可應用於未來針對處置孔較大尺度的熱-水-力耦合效應的模擬。			原能會物管局
提出最終處置場緩衝材料安全功能評估相關審查重點或注意事項	進行低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式等研究工作，藉由探討國際間普遍重視之關鍵議題，以發展國內驗證技術。計畫成果有助提升本土審驗及最終處置安全審查技術。			原能會物管局
主要績效指標 KPI 達成情形				
原規劃	研究報告 1 篇	達成情形	研究報告 1 篇	
補充說明	無			
本年度效益、影響、重大突破				
掌握國際間目前低密度緩衝材料熱-水-力耦合特性試驗相關成果，並進而本土化從試驗與模擬方法，提出緩衝材料受到衰變熱作用後				

地下水入侵，低密度緩衝材料於整體熱-水-力耦合環境下之模型模擬測試，以其瞭解相關物理特性，可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

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 108 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. 109 年度預算數：如立法院已通過 109 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。

單位：千元；%

	109 年度					110 年度 預算數	111 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	16,431	14,872	-	14,872	90.51%	15,600	17,000	
一、經常門小計	16,431	14,872	-	14,872	90.51%	15,600	17,000	
(1)人事費	-	-	-	-	-	-	-	
(2)材料費	-	-	-	-	-	-	-	
(3)其他經常支出	16,431	14,872-	-	14,872-	90.51%-	15,600	17,000	
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

(請簡扼說明各項經費支用用途，例如有高額其他經費支出，宜說明其用途；或就資本門說明所採購項目及目的等。)

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。109年度執行計畫經費法定預算數為：16,431千元，執行數為14,872千元，執行率達90.51%。

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。)

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。

參、主要產出與關鍵效益（E003）

填寫說明：

1. 績效指標之「原訂目標值」應與原綱要計畫書一致，惟因 109 年度績效指標項目修正，部分績效項目整併或分列，機關得依績效項目之調整配合修正原訂指標項目與原訂目標值，惟整體而言，不得調降原訂目標值。
2. 得因計畫實際執行增列指標項目以呈現計畫成果。
3. 如該績效指標類別之各項績效指標項目之目標值、達成值均為 0，請刪除該績效指標類別，以利閱讀。
4. 如績效指標有填列實際達成情形，均須附佐證資料，佐證資料另以附表上傳。

屬性	績效指標類別	績效指標項目		109 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
學術成就 (科技基礎)	A.論文	期刊論文	國內(篇)	6	-	109 年度發表研討會論文國內 4 篇及國外期刊 2 篇，共 6 篇。藉由論文發表與國際交流，確認研究結果之公信力。	
			國外(篇)		2		
		研討會論文	國內(篇)		4		
			國外(篇)		-		
	B. 合作團隊 (計畫)養成	機構內跨領域合作團隊(計畫)數		3	-	本計畫養成跨機構合作團隊 3 組。用過核子燃料貯存研發團隊由工研院與高	
		跨機構合作團隊(計畫)數			3		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	109 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
研究)		跨國合作團隊(計畫)數		-	雄大學組成；低放處置整合型計畫由中央大學、亞通利大能源公司、淡江大學、國防大學以及台灣大學等組成跨校研究團隊；高放處置研發團隊則由中央大學與屏東科技大學組成。各研究團隊成員為放射性廢棄物貯存與處置技術相關專家與顧問，可提供管制機關決策方向之建議、技術諮詢與參與案件審查諮詢。	
學術成就 (科技基礎研究)	C.培育及延攬人才	博士培育/訓人數	3	4	109 年度培育博士生 4 名(1 名為國際學生)；碩士生 16 名。藉由參與委託研究計畫瞭解放射性廢棄物貯存與處置技術內涵，為我國長遠之放射性廢棄物管理工作厚植研發人力，並使專業技術得以傳承。	
		碩士培育/訓人數		16		
		學士培育/訓人數		-		
		延攬科研人才數	-	-		
		國際學生/學者交換人數	-	1		
	D1.研究報告	研究報告篇數	10	12	109 年度完成除役廢棄物、乾式貯存、低放處置及用過核子燃料等領域之研究報告共 12 篇。彙整研究成果與心得發現，可傳承專業技術，並作為放射性廢棄物安全管制之科學參考依據。	
	E.辦理學術活動	國內學術會議、研討會、論壇次數	2	0	受 COVID-19(新冠肺炎)影響，本年度無辦理學術研討會。	
		國際學術會議、研討會、論壇次數				
	F.形成課程/教材/手冊/軟體	形成課程件數	-	1	109 年度完成「109 年放射性物料管理視察員在職訓練課程講義」、「用過核子	
		製作教材件數	1	2		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	109 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
		製作手冊件數	-	1	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(中文版)、放射性處理設施運轉人員測驗題庫、放射性廢棄物科普短文含解說圖片等教材與文件。成果可做為公眾瞭解我國放射性廢棄物安全管制現況與相關資訊之參考。	
技術創新 (科技技術創新)	I1.辦理技術活動	辦理技術研討會場次	6	6	辦理委託研究計畫期末查訪技術研討共 6 場次有效促進核物料管制業務人員及專家學者之間的技術交流。	

屬性	績效指標類別		績效指標項目	109 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
經濟效益 (經濟產業促進)	T. 促成與學界或產業團體合作研究		促成合作研究件數	3	3	年度內藉由委託研究促成 3 個合作研究計畫團隊(乾式貯存、低放處置、高放處置)。促進研究單位與學術機構之合作交流，整合意見凝聚共識。應用研發成果提升核設施安全管制技術能力，利於我國放射性廢棄物管理實務計畫的順利進行與提升經濟效益。	
社會影響	社會福祉提升	AB. 科技知識普及	科普知識推廣與宣導次數	-	1	逐月彙整並於網路公開國際廢棄物管制資訊。促進民眾瞭解放射性廢棄物管理資訊。	
			科普知識推廣與宣導觸達人數	-	-		
			新聞刊登或媒體宣傳數量	-	-		
		XY. 人權及性別平等促進	人權、弱勢族群或性別平等促進活動場次	女性研究人員比例至少 18%	女性比例為 19.6%	本計畫規劃以 106 年度大專校院專任教師數—按領域、職級與性別分(百分比)統計資料男：女比例至少 82%：18%，作為本計畫性別統計與分析的參考基準。本計畫加強女性在環境、科技、工程等領域能力建構與決策參與，並確保在政府所主導的科學研究中，均納入性別觀點。109 年度參與計畫人員男性 45 人(80.4%)：女性 11 人(19.6%)，達成規劃目標。	

屬性	績效指標類別	績效指標項目	109 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
其他效益 (科技政策管理及其他)	K. 規範/標準或政策/法規草案制訂	參與制訂政府或產業技術規範/標準件數	2	2	109 年度回饋科技研發經驗於法規檢視，完成 2 項法規研修訂，精進放射性物料管制的技術規範與安全基準。修正發布：「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及發布「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」。	

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

本計畫 109 年度大致符合或超出原訂目標，除研討會因受疫情影響，未如期辦理。

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)

109 年度

子項計畫 1-1：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

1. 彙整與研析美、歐、日本等國家核能電廠之除役相關資料，包含美、歐、日本等國現況、遵循法規與個別電廠管理概述、除役設備與暫存區(臨時放置廢棄物或拆除後的物體之區域)之相關資訊、實務案例與經驗，提供做為審查除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域運作安全之參考。
2. 透過蒐集與彙整國際間除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之實務經驗與法規文件，並比對國內法規對放射性廢棄物處理及貯存設施之管制要求，提出核能電廠除役增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之安全管制重點與建議，其中包含法規、除役新增之廢棄物處理設備與廢棄物貯存區域、國際電廠除役相關實務經驗、與解除管制等部分。
3. 本研究蒐集國際除役電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之相關技術資訊與法規及管制要點，包括美國、日本、德國、義大利、西班牙等，並彙整重點成列表，提供管制機關對於核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域相關技術資訊與法規及管制要點之參考。
4. 蒐集與研析國際對於放射性廢棄物執行解除管制之標準與條例，包含歐洲、日本、美國等，與我國低放射性廢棄物解除管制與外釋相關法規，提供管制機關除役法規修訂增補的參考。

子項計畫 1-2A：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

1. 研析 NUREG-2224 所獲得之高燃耗用過核子燃料特性與限值（潛變、氫化物脆化、氫化鋁再排列，以及延脆轉移溫度等）關鍵技術議題，可作為未來我國投入法規研究及學術領域發展之目標，以厚植我國過核子燃料學術領域與基礎科學相關研究發展。
2. 根據 ISG-21、NUREG-2152 及 ASME2009 有關驗證與確認(V&V)之相關指引，進行乾式貯存系統熱流分析軟體適用性評估，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 Fluent，CFX）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. 藉由了解國際上護箱之監測辦法與法規，提供我國對於現行管制辦法提出精進建議。

子項計畫 1-2B：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

本研究蒐集與分析日本混凝土護箱開發案例，國內建研所護箱風洞實驗，與英國 Sizewell B 乾貯設施密封鋼桶監測計畫，以供國內未來乾貯護箱實尺實驗計畫審查之參考。另外建立國內乾貯護箱熱流實驗與分析驗證技術，以及金屬護箱、混凝土護箱、用過核燃料、護箱組件材料裂化影響因子研析，同時對國際間乾式貯存系統材料特性之工業規範、系統特性差異與安全管制要項進行研析，並提出相關研究建議。

子項計畫 1-2C：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

本研究建立大型集中式乾貯設施的輻射屏蔽與熱流分析技術，包含複雜幾何、輻射深穿透、輻射滲流與天空散射等困難且大規模的遷移計算以及廠房至護箱之輻射熱傳與對流熱傳關鍵參數定義方法論。

1. 輻射屏蔽領域：本研究成功應用混合式輻射遷移 MAVRIC 程式於標的設施的輻射屏蔽分析，該方法結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，具備在有限時間內評估複雜屏蔽設施的劑量分析能力，已展示混合式輻射遷移方法的優勢與潛在應用。
2. 熱流分析領域：本研究成功探討單一設施裝載兩種護箱時，建立熱傳分析模式，並探討假想設施之正常、異常或意外事故案例，精進國內用過核子燃料室內乾式貯存設施之熱傳分析技術與經驗。

子項計畫 2-1A：低放射性廢棄物處置場址特性管制研究

綜整研析 IAEA 安全標準叢書與國際先進國家低放射性廢棄物貯存場址及處置場址相關法規，釐清場址管制關鍵要項及各國在場址特性管制之異同，再以荷蘭及澳大利亞低放射性廢棄物貯存場址選址範例進行研析，歸納選址過程在場址管制之系統性論述，最後審視我國現有相關法規提出後續修訂建議，以對我國低放場址特性管制的方法論與關鍵要項評估有更完整的架構與流程，並符合國際規範。

子項計畫 2-1B：低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

研析美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革，IAEA 對人類無意闖入評估及劑量標準及瑞典 SR-PSU 處置設施之未來人類行為之情節分析技術，分析其對於低放處置人類無意闖入之科技基礎研究方法与分析流程和研究成果，提供作為國內低放處置安全分析科技研究之基礎。

子項計畫 2-2A：低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析

透過瑞典 SKB 相關技術報告，了解瑞典運用於瑞典 Laxemar 和 Forsmark 兩處場址之離散破裂網路之水文地質建模方法，以及進行模擬前，針對現地所蒐集之資料的可信度進行分析，包含資料的校正，以及模型中可能遭遇之變異性及不確定性，並且以瑞典處置場址之實際分析案例進行不同場址之比較。另外，對於室內試驗

所得到的正向應力與導水係數之經驗式是否能真實反應至現地處置岩體的實際情形也進行相關文獻整理，研究成果提供我國低放處置參考。

子項計畫 2-2B：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

坑道式低放射性廢棄物最終處置，其在規劃設計、建造及運轉期間之坑道穩定性深受岩盤現地應力所影響。蒐整國內外有關現地應力量測技術研究文獻與報告，以瞭解現地應力量測方法、如何確保量測資料的品質與掌握量測結果之不確定性，並透過數值分析探討現地應力對處置坑道結構穩定性之影響，研究成果可供未來低放射性廢棄物最終處置有關現地應力量測技術規劃、量測品質確保與建立最終岩石力應模型之參考。

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設施設計資訊研析

工作項目內容範疇主要分為兩方面，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關資訊蒐集與研析，及彙整各國高放處置設施安全分析報告審查要項；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設施設計章節內容。透過國際上主要核能國家對最終處置之法規與案例、國際核能組織發布之安全要求或安全導則等予以彙整，以充分掌握國際最終處置技術發展趨勢，並參酌各國經驗相對於我國用過核子燃料最終處置安全分析報告之適切性，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計及建造專章架構及條文內容(草案)，同時提出未來審查要項建議，以提升國內相關管制技術與審查能力。

此外，亦藉由邀請國內專家學者舉行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計章節內容研擬座談會，彙整專家意見及建議，提出後續規畫與發展建議，作為持續發展完整安全分析報告導則的範例，以利未來繼續完成安全分析報告導則全部內容，一方面完備我國放射性廢棄物最終處置相關法規體系，同時強化未來對台電公司 SNFD2021 報告及 SNFD2025 報告的審查驗證能力。

子項計畫 3-2A：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

為了能夠了解工程障壁系統之全尺寸現場實驗的流程、設備和任務，參考瑞典或其他國際評估報告所提供的現地實驗成果，依據實驗中的主要條件，建立模擬實驗過程之數值驗證模型，與實驗數據進行相應的數值結果比對，並針對相關之效應進行參數分析。其次，在處置運轉期間，極可能因為地震而引發處置隧道之不穩定性，為觀察其效應，參考國內外相關文獻建立處置隧道之數值分析模型，模擬處置隧道在承受深地層處置設施地震負載的作用下之動態力學行為，與台電 SNFD2017 報告之分析結果進行平行驗證，並依此模型進行研究分析。此外，由於不同之國際階段成果或評估報告針對相同案例之部分分析結果並不盡相同，為了確認本研究發展之平行驗證技術的可行性，因此研析其中二份報告之內容，並針對此類案例進行第三方之平行驗證計算，期能進一步觀察案例中分析結果之相應趨勢。

子項計畫 3-2B：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

為探討處置孔內緩衝材料受地下水沖蝕作用對處置場之長期安全需求，本研究藉參數取得試驗取得低密度緩衝材及回填材之熱-水-力耦合參數，採用有限元素法、小型耦合試驗及國際相關文獻驗證，套入數值模型進行模擬，藉攝取水試驗及溫度場試驗比對其參數之可行性，藉以評估低密度緩衝材料長期熱-水-力耦合行為，並與國際間相關研究成果進行比較，強化研究團隊驗證技術之能力，累積各項參數與經驗，同時持續了解國際上相關研究發展之趨勢，最後提出最終處置場緩衝材料安全功能評估相關審查重點或注意事項，供後續研究發展之使用與精進。

二、技術創新(科技技術創新)

子項計畫 1-2A：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

完成利用了兩種商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent 和 ANSYS CFX)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。

子項計畫 1-2C：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

本研究分析結果可提升國內室內乾貯輻射屏蔽與熱傳分析平行驗證技術能力與審查經驗，精進國內用過核子燃料室內乾式貯存設施審驗技術。

子項計畫 2-1B：低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

研析瑞典 SR-PSU 場址技術報告 TR-14-08，研究低放處置設施之人類無意闖入事件的分析，包括：瑞典及 ICRP 無意闖入管理法規分析、SR-PSU 提出之廢棄物管理原則及國際建議和指南、SR-PSU 有關未來人類行為之研究方法、安全功能和 FEP 分析方法、未來人類行為情節及 SR-PSU 人類無意闖入事件分析，可提供國內處置管理之技術創新發展精進依據。

子項計畫 2-2A：低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析

瑞典針對場址水文地質建模所考慮之因素，以及利用相同分析方法針對不同場址進行分析之結果，對於我國低放處置裂隙岩體分析技術發展提供技術創新之依據。

子項計畫 2-2B：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

針對所蒐整之現地應力量測方法進一步比較其優缺點、限制條件與適用性，並整理提出(1)現地應力量測策略；(2)量測技術與量測品質控制須審核的議題；(3)現地應力量測結果之不確定性暨影響因素；(4)如何透過嚴謹的實驗室試驗與平行驗證等方法以降**低**不確定性；(5)最終岩石力應模型建置流程等內容。

三、經濟效益(經濟產業促進)

子項計畫 1-2B：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

蒐集與分析 IAEA 技術文件與德國研究論文，探討用過核燃料長期貯存完整性之影響因素，與英國 Sizewell B 乾貯設施密封鋼桶監測計畫，協助國內業者加速乾貯建設與核能電廠除役作業

子項計畫 2-1B：低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

核能安全攸關國家發展及經濟繁榮。本研究提供低放處置封閉後管理之安全評估技術，協助核能安全與產業能源用電供應，促進國家產業經濟發展。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

子項計畫 1-1：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

蒐整國際除役電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之相關技術資訊與法規及管制要點，有助於我國管制單位與國際接軌，透過國外管制經驗，強化我國相關單位管制能量，確保核能電廠除役作業之安全。

國際核能電廠除役實務經驗皆有助於國內管制機關審視與參考，以利我國核能電廠除役階段放射性廢棄物之管制，並達到核能電廠除役順利進行與確保民眾生命財產之安全。

子項計畫 1-2A：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

1. 藉由研析之成果，可實質掌握高燃耗用過核子燃料重要特性及其關鍵安全限值，未來可就高燃耗用過核子

燃料的瞭解，逐步發展我國本土化安全管制與持照審查整體策略。

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. 藉由了解國際上護箱之監測辦法與法規，達到提供我國未來針對室內乾貯設施之營運法規指引，針對管制法源進行整理，提供我國對於現行管制辦法提出精進建議，使我國在乾貯運轉時之監測工作能夠與國際同步。
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理要求下，使我國人民對我國主管機關之行政管制能放心與安心。

子項計畫 1-2B：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

根據 IAEA 核燃料設施安全規範與英國，日本，與德國等國室內乾貯設施案例研究，比較與分析露天貯存與室內貯存，以及金屬護箱與混凝土護箱，於環境監測要求之差異，促進社會大眾瞭解乾貯設施安全設計與管理作業。

子項計畫 2-1A：低放射性廢棄物處置場址特性管制研究

綜整 IAEA 及各國低放射性廢棄物場址管制研究後所建議之國內關法規修訂建議，對提升我國場址管制與處置環境安全有實質助益，所提出之管制關鍵要項，如地質環境、水文地質、地球化學、地質構造及地震、人類活動、土地利用、環境保護、社會影響等，將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。

子項計畫 2-1B：低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

綜整美國核能管制委員會、國際原子能總署及瑞典 SKB 的 SR-PSU 有關低放射性廢棄物封閉後管理之安全分析技術，其建立之評估程序除提供決策者使用外，亦提昇民生社會發展及環境保護安全。

子項計畫 2-2A：低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析

透過本研究藉以瞭解國際間對於低放射性廢棄物處置之水文地質建模所考慮的因素，並且透過分析排除現地量測造成的不確定或處置岩體先天的變異性對於模型的影響，可確保處置場周圍環境之安全免於低放射性廢棄物的污染，透過這些嚴謹的分析研究有助於民眾對低放射性處置安全的瞭解，進一步增進民眾對於低放射性廢棄物處置之信心。

子項計畫 2-2B：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

綜整國際間處置技術先進國家有關處置場現地應力調查技術，及場址現地應力特性對處置設施之影響等相關技術報告，藉以瞭解施作現地應力量測時可能的誤差來源與注意事項。此外，有關自然條件之不確定性、量測之不確定性與資料分析之不確定性對現地應力量測結果之影響，除可透過嚴謹的實驗室試驗、平行驗證或是統計學分析以降低不確定性外，亦可參考 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。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。

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設施設計資訊研析：

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，除了是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)不可或缺之工作外，亦有助於民眾瞭解當前國際審查的作法與所關注的重要議題，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的公信力。

子項計畫 3-2A&B 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及低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式

相關研究成果可幫助社會大眾對深層地質處置設施各項參數、處置隧道地震分析及現地試驗數值模擬、處置場熱傳導及耦合效應計算，以及處置場緩衝材料安全功能分析及驗證、低密度緩衝材料不飽和熱傳導係數及水力傳導度量測及預估模式、緩衝材料沖蝕對近場熱-水-力耦合作用影響之數值模擬的認識與了解，將能加強民眾的信心，提高支持用過核子燃料最終處置計畫發展與執行的意願。

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)

子項計畫 1-1：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

蒐集與研析國際對於除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之相關法規，包含歐洲、日本、美國等，提供管制機關除役法規修訂增補之參考。

子項計畫 1-2A：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

本研究成果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。

子項計畫 1-2B：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

蒐集與分析美國核管會 (NRC) 在 2020 年 4 月發佈之 NUREG-2215 與日本原子力規制委員會 2019 年 3 月發佈之“核電廠內運輸貯存兩用護箱乾式貯存審查指針”中的材料評估要求，以精進國內乾貯設施設計審查與安全管理相關作業。

子項計畫 1-2C：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

本研究所培育之輻射屏蔽與熱流分析專才，可提供國內乾式貯存設施之安全分析之技術支援，以及放射性廢棄物相關之輻射屏蔽與熱流分析技術提供專業意見。

子項計畫 2-1A：低放射性廢棄物處置場址特性管制研究

本年度參與計畫之二名碩士級專任助理，透過參與計畫過程培育其對場址管制相關專業知識，經綜整國際規範與比對國內現行相關法規，對「集中式放射性廢棄物貯存設施場址規範」、「低放射性廢棄物最終處置設施場址禁置地區之範圍及認定標準」、「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」，提出未來可精進建議，可供管制單位參酌評估是否進行修訂，完備國內低放場址管制規範。

子項計畫 2-1B：低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

本研究成員參與研討會，針對低放射性廢棄物封閉後管理之安全分析技術，與專家進行討論，提昇放射性廢棄物處置安全分析技術。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。

子項計畫 2-2A：低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析

本年度參與計畫一名碩士級專任助理、碩士班學生 3 名，參與本研究之人員透過研析相關文獻可進一步掌握國際間有關處置岩體之裂隙特性評估之相關方法及經驗，除對於低放射性處置與裂隙岩體特性評估相關之技術能更快速上手外，也可針對其他與裂隙岩體特性之相關研究提供寶貴的經驗。

子項計畫 2-2B：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

本年度參與計畫人才為專任助理一名、碩士班學生一名，培育計畫參與人員瞭解各種現地應力量測技術與優缺點，及如何確保量測資料的品質與掌握量測結果之不確定性，並透過數值分析，了解現地應力對處置坑道結構穩定之影響。

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設施設計資訊研析

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資訊研析，進行技術文件審閱及關鍵議題之研析，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。同時從這些核能先進國家處置技術研究之安全分析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，對本年度所進行的我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)內容研擬工作與審查要項建議，提供直接的參考材料，有助於持續發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)，完備我國放射性廢棄物最終處置相關法規體系。

子項計畫 3-2A&B 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及低密度緩衝材料熱-水-應力耦

合作用下不飽和特性與行為模式

最終處置地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證，以及低密度緩衝材料熱-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。)

子項計畫 1-1：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

本研究已完成廣蒐國際除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域之法規與實務經驗等相關成果，可作為國內管制機關在除役階段時管制核能電廠除役作業與貯存區域運作安全。未來針對國內核能電廠除役需增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域時，建議制定除役核能電廠增設低放射性廢棄物處理設備與貯存區域運作安全之相關指引或導則，以利除役管制工作之進行。

子項計畫 1-2A：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

本研究利用 CFD 工具於高燃耗用過核子燃料乾貯護箱系統的模擬應用，進行深度與廣泛的參數探討，評估 2 個商用 CFD 軟體(ANSYS Fluent 與 ANSYS CFX)是否符合 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，進一步證明這些商用 CFD 軟體的熱流分析方法、模式與結果具有足夠之可靠度與分析餘裕足以涵蓋上述指引提及之各項不準度。未來可針對其他的商用 CFD 軟體進行相同評估。

子項計畫 1-2B：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

對照國內最近風洞實驗研究，出、入氣口附近的外環境風速與風向確實會影響護箱系統之除熱性能。故如美國技術文件 NUREG-2152 所建議，未來應詳加設定本土乾貯護箱與建築物之出、入氣口的氣流壓力等邊界條

件，進行 CFD 分析研究。

隨時間增加，乾貯護箱系統，結構與組件所必須考慮的劣化因子與影響程度也不同。從生命週期與知識管理的觀點來看，宜借鏡國際乾貯設施核照審查案例，調查首次核照與延長使用之結構安全要求差距，以作為本土業者設計規劃與國內主管機關安全管制之參考。

子項計畫 1-2C：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

本研究團隊藉由國際間設施資訊的研析、乾貯護箱輻射與熱傳分析模式的建立、以及假想設施案例的探討，逐步精進國內用過核子燃料室內貯存設施安全分析所需必要技術。本年度計畫特別考量核一廠二期乾貯設施概念設計參數，參考國際類似貯存護箱之案例，建立本研究所需之假想設施作為分析標的，並從輻射屏蔽與熱流安全的角度深入分析，探討不同護箱、不同排列與不同設施建物的輻射劑量分布與熱傳特性差異，分析結果可提升國內室內乾貯輻射屏蔽與熱傳分析平行驗證技術能力，精進國內用過核子燃料室內乾式貯存設施審驗技術。

子項計畫 2-1A：低放射性廢棄物處置場址特性管制研究

綜觀 IAEA 及國際各國法規內容及評比標準，審視我國法規內容，仍有許多細項有待評估國內法規採納適用性評估，這主要由於國內之水文地質、社會經濟、氣候具地域特性，國際規範為參考依據，但各項管制標準之定性與定量敘述需因地制宜。而在案例分析部分，荷蘭為已運轉場址案例，澳大利亞則為選址過程範例雖具完整系統性架構，但其實務操作內涵，除可再多分析其他實例在選址過程之場址管制作為，建議應綜整個多國際場址特性管制案例，提出適合我國場址管制之系統性架構，完備處置作業。

子項計畫 2-1B：低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

本研究完成低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析，建議我國低放處置設施之人類無意闖入事件的管制建議可依據情節發展進行闖入者評估分析，先將系統概念化並簡化系統，再建立曝露後果模擬，若未滿足我國處置設施之功能目標，則再針對情節發展項目進行精進分析，選擇評估項目，再對潛在場址執行無意闖入之解決措施或選擇新潛在場址。若依原潛在場址情節分析再收集額外資訊和/或改變設計，再更新假設和/或參數，並再重新執行案例模擬，最後若符合處置設施之功能目標規定，則完成闖入者評估。另可參考 IAEA 無意闖入劑量值及作法，封閉後人類無意闖入的影響，如果預計此類闖入會導致場址周圍居民的年劑量低於 1 mSv，則無需努力降低闖入概率或限制其劑量後果。人類無意闖入會導致周圍居民每年的劑量超過 20 mSv，則應考慮廢棄物處置的替代方案。如果闖入者分析結果的年劑量在 1–20 mSv 範圍內，則在處置設施開發階段，應採取合理措施。

研究 SR-PSU 安全評估提出未來人類行為(FHA)無意闖入之情節分析技術及要求事項，包括：(1) SR-PSU 應用 FHA 評估方法，與 FHA 有關的特徵、事件和作用(FEPs)及其篩選程序，提供 SR-PSU 進一步考慮，作為封閉後安全評估的一部分；(2) 選擇和分析有代表性的 FHA 情節，據此分析可能對人體產生輻射劑量；(3) 依據人類曝露劑量評估結果進行結果分析和其他定性考慮，介紹這些代表性案例的分析結果；(4) SFR 提供有關 FHA 安全評估的討論和結論。該 SR-PSU 根據處置系統安全功能和 FHA 未來行為及 FEP 分析，再根據 FEPs 結果進行識別和描述，篩選出適合的情節進行安全定性分析及定量分析。這些評估程序與方法與國際評估經驗相一致，可以做為我國人類無意闖入事件分析及管制參考。

子項計畫 2-2A：低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析

本研究重點針對含有較小破裂面之母岩，以及小變形區的破裂面域的水力岩體區(HRD)建模佔較大之篇幅進行國際間相關之技術報告研析。然而，水力通導區(HCD)建模中，變形區為地下水流動性較高之區域，對於

坑道處置而言，核種有較大的機會透過這些變形區傳輸至地表，我國是否有能力特徵化水力通導區(HCD)以及如何決定次要變形區是一個重要的課題。未來亦可朝向較大的破裂面，例如變形區，甚至更大尺度之斷層的水力特性研究方向進行精進。

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設施設計資訊研析

109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究以研擬深層地質處置設施之設計及建造專章草案為目標，由蒐集國際核能組織相關規範、導則及核能先進國家之安全分析報告、文獻審查案例開始，綜整、比較與分析國際資訊，計畫團隊參酌過去五年詳細研究瑞典、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；彙整比較國內外資訊與案例後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)設施設計及建造專章之章節架構、審查要項及草案內容初稿，並且透過與各界專家的座談討論，及主管機關之專業指導，在處置安全的最高原則下，整合多方看法與意見，使團隊研提之導則(草案)專章內容能符合國內用過核子燃料最終處置安全需求，協助提升我國最終處置計畫審查與管制技術。未來期望持續藉此方式來發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)研擬工作，逐年完整導則所需各專章之架構與條文內容，供國內主管機關及相關單位作為參考。

子項計畫 3-2A&B 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及低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式

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進行平行驗證技術，109 年進行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、以及低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性

與行為模式等研究工作，研提國內對於最終處置審查重點或注意事項，研究內容皆對應國際間普遍重視的關鍵議題。未來仍將掌握最新國際趨勢，發展國內平行驗證技術，精進我國用過核子燃料最終處置領域之研發內涵，持續提升我國用過核子燃料最終處置計畫所需之研發能力與審驗技術。

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術討論外，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

本計畫若有編列經費購買、維運之大型科學儀器，請簡述經常性作業名稱、儀器用途、實際使用情形、使用效益...等。

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)

如有其他利於審查之相關資料，如：計畫成果完整說明、績效自評意見暨回復說明...等。

無其他補充說明

附表、佐證資料表

【A 論文表】

題 名	第一作者	發表年 (西元年)	文獻 類別	成果歸屬
A review of geochemical modeling for performance assessment of radioactive waste disposal 2020 臺灣地下水資源暨水文地質學會年會及第十二屆地下水資源及水質保護研討會	林文勝	2020	E	子項計畫 2-1B
用過核子燃料現地試驗之數值模擬分析 中華民國第 15 屆結構工程及第 5 屆地震工程研討會	吳昭智	2020	E	子項計畫 3-2A
用過核子燃料之地震分析數值模擬 中華民國第 15 屆結構工程及第 5 屆地震工程研討會	石哲愷	2020	E	子項計畫 3-2A
深地層處置場緩衝材料小型熱-水-力耦合實驗精進與模擬比對 第 18 屆大地工程研討會	郭哲睿	2020	E	子項計畫 3-2B
Ventilation pattern and heat dissipation characteristics of a vertical dry storage cask for spent nuclear fuel: wind tunnel experiments and CFD simulations, Annals of Nuclear Energy (under review)	張惠雲	2020	D	子項計畫 1-2B
Heat removal and hybrid ventilation characteristics of a vertical dry storage cask for spent nuclear fuel, Nuclear Engineering and Design (under review)	張惠雲	2020	D	子項計畫 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	團隊性質	成立時間 (西元年)	成果歸屬
放射性廢棄物貯存管制技術研發團隊	核能與新能源教育研究協進會、工研院、高雄大學、清華大學	B	A	2016	細部計畫 1
低放處置管制技術研發團隊	中央大學、亞通利大能源、淡江大學、國防大學、台灣大學	B	A	2012	細部計畫 2
高放處置管制技術研發團隊	中央大學、屏東科技大學	B	A	2012	細部計畫 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
Ali Abbas	交通大學機械工程學系	A	D	子項計畫 1-2A
許宸唯	高雄大學	B	B	子項計畫 1-2B
王亭懿	成功大學	B	B	子項計畫 1-2B
王文豫	清華大學	A	B	子項計畫 1-2C
陳新儒	清華大學	A	B	子項計畫 1-2C

賴柏辰	清華大學	A	B	子項計畫 1-2C
潘昭銘	清華大學	B	B	子項計畫 1-2C
李慈安	清華大學	B	B	子項計畫 1-2C
陳俞儒	中央大學水文與海洋科學研究所	B	B	子項計畫 2-1A
羅憲綸	中央大學水文與海洋科學研究所	B	B	子項計畫 2-1A
阮成松	中央大學應用地質研究所	B	B	子項計畫 2-2A
林崇雯	中央大學應用地質研究所	B	B	子項計畫 2-2A
黃柏崴	中央大學應用地質研究所	B	B	子項計畫 2-2A
梁興揆	中央大學應用地質研究所	B	B	子項計畫 2-2A
陳祺杰	國防大學理工學院環境資訊及工程學系	B	B	子項計畫 2-2B
何德祥	淡江大學土木學系	B	B	子項計畫 2-2B
劉致緯	中央大學土木研究所	B	B	子項計畫 3-2A
徐宇儁	中央大學土木研究所	B	B	子項計畫 3-2A
郭哲睿	中央大學土木研究所	B	B	子項計畫 3-2B
徐曄東	中央大學土木研究所	B	B	子項計畫 3-2B

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 採納	成果歸屬
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	王仲容	2020	C	子項計畫 1-1
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	李昭仁、李元志、洪振育	2020	C	子項計畫 1-2A
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	張惠雲、賴啟銘	2020	C	子項計畫 1-2B
室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之輻射屏蔽評估研究	許榮鈞	2020	C	子項計畫 1-2C
室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型對熱傳功能之評估研究	曾永信	2020	C	子項計畫 1-2C
低放射性廢棄物處置場址特性管制研究	李明旭	2020	C	子項計畫 2-1A
低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析	林文勝、劉宏仁	2020	C	子項計畫 2-1B
低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析	董家鈞	2020	C	子項計畫 2-2A
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	楊長義、李宏輝	2020	C	子項計畫 2-2B
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	黃偉慶	2020	C	子項計畫 3-1
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	張瑞宏	2020	C	子項計畫 3-2A

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	楊樹榮	2020	C	子項計畫 3-2B
------------------------------	-----	------	---	-----------

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

【F 形成課程教材手冊軟體表】

名稱	性質	類別	發表年度 (西元年)	出版單位	是否為自由 軟體	成果歸屬
109 年放射性物料管理視察員在職訓練課程講義	A	A	2020	物管局	否	綱要計畫
「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(中文版)	C	A	2020	物管局	否	綱要計畫
放射性處理設施運轉人員測驗題庫	B	A	2020	物管局	否	綱要計畫
放射性廢棄物科普短文含解說圖片	B	A	2020	物管局	否	綱要計畫

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

【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
放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法	C	C	B	綱要計畫
低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則	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。