

104 年度政府科技發展計畫

績效報告

(D006)

計畫名稱：核能安全管制技術發展研究(4/4)

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：核能管制處

中華民國 105 年 03 月 28 日

目 錄

【104 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(系統填寫)

壹、 目的、架構與主要內容	1-8
一、 目的與預期成效	1-9
(一) 目的	1-9
(二) 預期成效	1-9
(三) 實際達成與原預期差異說明	1-10
二、 架構(含樹狀圖)	1-10
三、 主要內容	1-11
(一) 內容	1-11
(二) 實際執行與原規劃差異說明	1-36
貳、 經費與人力執行情形	1-37
一、 經費執行情形	1-37
(一) 經資門經費表(E005)	1-37
(二) 經費實際支用與原規劃差異說明	1-40
二、 計畫人力運用情形	1-41
(一) 計畫人力結構(E004)	1-41
(二) 人力實際進用與原規劃差異說明	1-44
參、 已獲得之主要成果與重大突破 (含量化 output)(E003)	1-45

【104 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	104-2001-02-05-05				
計畫名稱	核能安全管理技術發展研究(4/4)				
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(組改後為核能安全委員會)				
計畫主持人	姓名	張欣	職稱	處長	
	服務機關	行政院原子能委員會			
	電話	02-22322110	電子郵件	schang@aec.gov.tw	
計畫類別	延續型一般計畫				
計畫群組及比重	生命科技 0% 環境科技 100% 資通電子 0% 工程科技 0% 科技服務 0% 科技政策 0% 資通訊建設 0%				
執行期間	104 年 01 月 01 日 至 104 年 12 月 31 日				
全程期間	101 年 01 月 01 日 至 104 年 12 月 31 日				
全程計畫 資源投入 (104 年度以前 請填決算數)	年度	經費(千元)		人力(人/年)	
	101	44,913		25.35	
	102	44,050		29.95	
	103	70,492		35.60	
	104	63,506		35.0	
	合計	222,961		125.9	
當年度 經費投入 明細 (請填決算數)	104 年度	人事費	0	土地建築	0
		材料費		儀器設備	
		其他經常支出		其他資本支出	
		經常門小計	52,574	資本門小計	10,932
		經費小計(千元)		63,506	
計畫連絡人	姓名	龔繼康	職稱	技正兼科長	

	服務機關	行政院原子能委員會		
	電話	02-22322118	電子郵件	jkgone@aec.gov.tw

【104 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】

計畫名稱：核能安全管制技術發展研究

績效自評審查委員：易俗、梁正宏、林裕淵、柴駿甫

序號	審查意見	回復說明
壹、執行之內容與原計畫目標符合程度(評等： 8) 9-10：超越計畫原訂目標。 8：達成計畫原訂目標。 7：大致與原計畫目標相符。 1-6：未達原訂目標。		
1-1	本計畫為四年期之計畫，104 年度已依規劃執行各項工作項目，達成原定計畫目標。	謝謝委員指教。
1-2	績效報告未能反映達成項目之實際應用效益，建議列舉具體實績。	謝謝委員指教。104 年計畫已針對審查導則進行評估研究工作，協助核安管制應用之效益，如「整理水災危害審查導則草案(包括海嘯)」、「整理火山危害審查導則草案」，以及「搜集及整理日本電廠在重新啟動審查所增加之強化安全提升項目與做法」、「搜集及彙整美國 NRC NTTF Tier 2, 3 之執行情況」等工作，此外並完成下列報告： • CFD 應用於核能安全分析之審查導則 • 數位儀控人因驗證與確認標準作業程序書 • 核電廠安全儀控系統軟體安裝階段審查導則 • 核能電廠主控制室人機介面現代化審查導則 • 數位安全儀控系統申照研究

		未來將持續加強實際應用效益說明於 KPI 指標要項，已於後續計畫增列導則/準則/嚴重事故劇本建立 KPI 指標，以協助相關技術及法規之評估。
1-3	建議該計畫應加強研究成果之管理，俾使其可有效落實於核安管制業務中。	謝謝委員指教。將遵照審查意見加強研究成果之管理，特別是重要成果之建議參採事項，以及安全管制要項與技術基準納入導則/規範等。
貳、計畫經費及人力運用之妥適度(評等： 9) 9-10：與原規劃一致。 7-8：與原規劃大致相符，差異處經機關說明後可以接受。 1-6：與原規劃不盡相符，且計畫經費、人力與工作無法匹配。		
2-1	計畫經費執行率達九成以上，尚屬妥適。	謝謝委員指教。
2-2	各分項計畫之人力運用與原規劃相近，惟應再適當地檢討與調整各計畫的人力分配，並提供人力實際進用與原規劃之差異說明。	謝謝委員指教。補充人力實際進用與原規劃之差異說明如後： 1. 核電廠現場管制與審查技術基礎建立、核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究、核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證、國際核能管制法規與後福島改善研究：因助理研究人員於 104 年 3 月異動，故人力上稍有差異。 2. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：執行進度因人員訓練與建模執行略為落後，104 年 6 月起增加 0.2 人年人力，以利計畫執行。
參、已獲得之主要成果(重大突破)與成果滿意度(評等：8) 9-10：達成原訂 KPI，且獲得成果績效超越原計畫預期。 8：達成原訂 KPI，且獲得成果績效與原計畫預期相符。		

7：大致達成計畫原訂 KPI 與預期效益。 1-6：未達成計畫原訂 KPI 與預期效益。		
3-1	綱要計畫書中原訂辦理之技術研討會場次為 2 場，與績效報告中所列示之 1 場不符，請說明未達原訂目標之原因。	謝謝委員指教。已更正 104 年辦理技術活動應為兩場，分別為「從 IAEA 福島第一核能電廠事故報告獲取之教訓」研討會、「IAEA 福島第一核能電廠事故報告心得」研討會，更正於績效報告修訂版(如附件)第 46 頁。
3-2	論文與報告均符合或超越原計畫預期，可再強化研發成果之應用落實。	謝謝委員指教。將遵照審查意見加強研究成果之應用，特別是重要成果之建議參採事項，以及安全管制要項與技術基準納入導則/規範等。
3-3	核安管制應隨時掌握國際資訊及相關策略，未來相關的計畫應多加強國際交流，建議應新增舉辦國際研討會之績效指標	謝謝委員指教。目前本計畫已參加 ICGEAC(International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking)國際合作組織(包含各國之管制單位)，增加國際學者之交流，未來將加強國際交流，並積極爭取舉辦國際研討會之機會。
肆、評估主要成就及成果之價值與貢獻度(評等： 8) 9-10：超越原計畫預期效益。 8：與原計畫預期效益相符。 7：大致與原計畫預期效益相符。 1-6：未達成原計畫預期效益。		
4-1	本計畫在學術、創新、經濟、社會等面向大致展現優越的成果，對於提升國內核能安全管制技術有極大的貢獻，符合原計畫預期效益	謝謝委員肯定。
4-2	惟子項計畫 1.2 與 1.3 之計畫目標均提及非破壞檢測技術，而	謝謝委員指教。非破壞檢測技術發展旨在配合電廠實務管制稽核作

	在學術成就、技術創新、經濟效益、社會影響或其他效益等各項指標中卻未見具體成效，可補充說明或強化日後相關研究規劃。	業，回饋管制技術與標準的改進意見。本年度所完成之螺絲與螺栓非破壞檢測人員資格要求報告與 ASME Sec XI Appendix VIII Supplement 8、10CFR50.55a、EPRI PD Program 及 RIS 2015-01 之差異比較研究均為具體成效。本項未來將加強各項指標相關研究規劃。
伍、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(評等：8) 10：認同機關所提計畫執行無須跨部會協調，且不須與其他計畫配合。 9-10：跨部會協調或與相關計畫之配合情形良好。 7-8：跨部會協調或與相關計畫之配合情形尚屬良好。 1-6：跨部會協調或與相關計畫之配合情形仍待加強。		
5-1	本績效報告僅能獲知本計畫與 NRC 之合作計畫執行現況，對於跨部會協調或與相關計畫之配合情形並未具體描述。	謝謝委員指教。104 年部分研發成果已納入行政院災害防救計畫，未來將配合跨部會之需求。
5-2	建議可再加強與科技部、經濟部等部會有關核安管制技術研究與落實的配合度與合作關係。	謝謝委員指教。未來將配合跨部會之合作需求。
陸、後續工作構想及重點之妥適度(評等：8) 9-10：後續工作構想良好；屆期計畫成果之後續推廣措施良好。 7-8：後續工作構想尚屬良好；屆期計畫之後續推廣措施尚屬良好。 1-6：後續工作構想有待加強；未規劃適當之屆期計畫後續推廣措施。		
6-1	在檢討與展望之章節僅述及少數分項計畫之成果與未來工作，應再仔細審視及檢討本年度各分項計畫之成果，並提出可推廣或未來可再深入進行的具體方向。	謝謝委員指教。本計畫及後續延續性研究計畫之議題規劃，將視國內核管現況需求調整，持續進行管制技術基礎研究。
6-2	有關後續工作構想有待加強，宜釐清後續目標及具體說明後	謝謝委員指教。謹遵委員意見補充說明「運轉中機組管制」分項計畫

	續作為，說明是否會本計畫引發新的中程研究計畫。亦應適切說明「運轉中機組管制」分項計畫中各子計畫的後續研發或落實應用規劃。	中各子計畫的後續應用規劃，補充說明如附件一。
柒、總體績效評量暨綜合意見 (評等： 8) (10:極優 9:優 8:良 7:可 6:尚可 5:普通 4:略差 3:差 2:極差 1:劣)		
7-1	本計畫係以核能安全管制技術發展研究為主軸，計畫內容均為現階段國內核電廠必須面對的重要議題，如：老化管理、福島事故安全強化措施、地震安全分析等，研究成果對於促進國內核能安全有極大助益，值得嘉許。	謝謝委員肯定。
7-2	本計畫的研究成果豐碩，但應思考如何將這些成果轉化並實際落實應用於核安管制業務上，以精進國內的核安管制技術。	謝謝委員建議與肯定。本計畫以配合國內核安管制面實務需求，發展所需安全管理技術與科學基準為目標導向。具體的成果應用為提升技術審查團隊能力。後續仍將秉持此一原則，注重研發成果的效益與實用性。
7-3	針對研究成果應進行自我評核，如有未達成或評估為國內核能安全較不足之處，應列為下階段計畫的重點目標。	謝謝委員指教。104 年計畫已執行審查導則評估研究工作，如「整理水災危害審查導則草案(包括海嘯)」、「整理火山危害審查導則草案」，以及「搜集及整理日本電廠在重新啟動審查所增加之強化安全提升項目與做法」、「搜集及彙整美國 NRC NTTF Tier 2, 3 之執行情況」等工作，預期此類研究項目在 105 年仍須持續進行。

第一部分(系統填寫)

壹、目的、架構與主要內容

(填寫說明：計畫目的、架構、內容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)

一、目的與預期成效

(一) 目的與預期成效

執行本計畫之主要目的為確保核安管制品質，增進民眾對核能應用之信心。主要的研發動機來自核安管制事務之需求及因應日本福島核災新增安全要求事項，同時參考國際潮流及發展趨勢，提出之研發項目。本計畫重點簡述如下：

- (1) 建立並精進核電廠現場管制技術，確保品質與核電廠設備之安全性與可靠性，並精進審查技術，以提昇我國核安管制品質。
- (2) 引進最新核材料老劣化測試檢驗技術，提昇核材料老劣化管制技術能力。
- (3) 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制技術，精進對數位儀控系統軟體安全與人因工程之管制能力及機組採用先進科技的管制技術需求。
- (4) 引用美國核管會(USNRC)整合開發之熱水流分析程式 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)，吸取世界最新熱流分析技術，持續精進更新我國核電廠熱水流安全分析與模擬能力，並進行類似福島事故之分析研究。
- (5) 依據福島事故後各國採取強化核電廠安全之做法，引進核能先進國家重要核安管制規範與規劃方案並持續更新核安資料庫，提供視察與審查人員研判危及核能安全事件能力。研擬適用於國內核能管制法規與改善方案，精進國內管制作為。
- (6) 持續建構依核電廠特性之替代輻射源項分析技術，評估嚴重事故情形下，放射性物質外釋及洩漏途徑對評估低密度人口區與禁制區劑量產生的影響。
- (7) 建立管制相關議題風險告知應用之基礎，擴大以風險評估模式運用於視察之範圍與成效，以因應核能電廠維護管理採取合宜之安全管制措施。
- (8) 搜集非破壞性檢測技術規範與應用於核能電廠組件檢測技術基礎知識與發展趨勢，逐步建立相關檢測技術視察與檢測結果審查之能力。
- (9) 精進國內燃料池結構地震分析技術，建立國內燃料池結構地震分析程序，以協助核電廠用過核燃料池結構安全管制；運用最新之模擬分析技術，分析國內運轉中之核電廠燃料池結構在超越設計基準地震下之結構完整性，並評估發生池

水溢出及外洩的可能性。

- (10) 建立我國各核能電廠重要廠房結構地震安全分析模型及流程，作為審查地震安全分析報告依據與評估強震後核電廠是否能安全繼續運轉之工具。

(二) 實際達成與原預期差異說明

實際執行成果與原訂規劃相符。

二、架構

細部計畫		子項計畫		主持人	執行機關	說明
名稱	預算數/ (決算數) (千元)	名稱	預算數/ (決算數) (千元)			
核能安全管理技術發展研究	63,506 (63,506)			張欣	行政院原子能委員會核能管制處	
		1.1 核電廠現場管制與審查技術基礎建立	4,511 (4,511)	楊慶威	行政院原子能委員會核能研究所	
		1.2 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發	9,301 (9,301)	陳仁宏	行政院原子能委員會核能研究所	
		1.3 核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究	3,360 (3,360)	高家揚	行政院原子能委員會核能研究所	
		1.4 強化現代儀控系统應用於核電廠之管制能力研究	8,766 (8,766)	李春林	行政院原子能委員會核能研究所	
		2.1 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	5,360 (5,360)	陳勝裕	行政院原子能委員會核能研究所	
		2.2 國際核能管制法規與後	8,763 (8,763)	周鼎	行政院原子能委員會核	

		福島改善研究			能研究所	
		2.3 新輻射源項分析技術發展與應用	8,636 (8,636)	范勝淵	行政院原子能委員會核能研究所	
		3.1 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究	5,122 (5,122)	邱楊鎔	行政院原子能委員會核能研究所	
		3.2 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究	5,254 (5,254)	徐康耀	行政院原子能委員會核能研究所	
		3.3 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究	4,432 (4,432)	曾盈達	行政院原子能委員會核能研究所	

三、主要內容

(一) 內容

本計畫「核能安全管制技術發展研究」包括三個分項計畫，共 10 子項計畫，分別是「運轉中機組管制」、「國際核能管制技術應用」與「風險告知評估與管制技術」，各分項計畫下又包括若干子項計畫，分別闡述如下：

(一) 「運轉中機組管制」分項計畫

1. 核電廠現場管制與審查技術基礎建立

● 成立計畫之必要性：

- (1) 為執行核電廠運轉安全之管制業務，管制機關對業者提出之各類安全相關專題報告與分析報告須作審慎之審查，因此需相關領域專業人才參與才能達到全方位的安全管制。
- (2) 龍門電廠一號機工程已完成運轉前重要安全系統測試，雖行政院於 103 年 4 月 28 日宣布核四封存與停工之指示，惟仍保留再恢復興建及運轉之選擇，因此持續強化龍門電廠建廠品質監督與安全管制，各項相關之安全管制及審查技術支援，以及現場管制及各項專案審查，為計畫規劃執行工作。。

- (3) 現行核安管制，是以求取事先對核能電廠異常事件充分解決，不再重複發生為目標，因此對國內外核安相關資料的彙集與研議仍有其必要性。著眼於此，提出本項研究以強化核安管制相關技術與資料庫。

● 計畫目標：

- (1) 技術支援並精進安全相關報告審查所需技術。
- (2) 建立並精進龍門電廠現場重要安全系統、組件維護作業之管制技術。
- (3) 強化核安管制相關技術資訊與資料庫。
- (4) 執行增補編修「國際核能安全公約中華民國國家報告」
- (5) 完成日本核電廠重啟動與新規制基準符合性之技術研究。

● 執行方法：

- (1) 執行安全相關報告與分析報告審查技術支援。
- (2) 參與核電廠現場重要安全系統、組件維護作業資訊之蒐集、評估，必要時進行現場查證。
- (3) 蒐集彙整國外電廠運轉安全相關事件資訊與因應之道，強化核安資料庫。
- (4) 編修英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」。
- (5) 執行日本核電廠重啟動與新規制基準符合性之技術研究。

● 計畫效益：

- (1) 完成年度內安全相關報告審查技術支援。
- (2) 完成年度內相關電廠管制作業之技術支援，並提出報告，做為管制作業之重要參考。
- (3) 完成英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」初稿。
- (4) 蒐集、彙整研究日本核電廠重啟動與新規制基準符合性。

● 國內外發展現況：

- (1) 美國核能電廠依據聯邦法規、導則、標準審查計畫與 ASME 工業規範進行核能電廠整體安全評估。日本福島核災之後，我國亦積極執行核能電廠的整體安全評估，需加速相關審查技術的建立，以做好國內核電廠的整體安全評估審查。日本核能電廠新安全標準全面修訂後，核電廠已開始申請重新啟動，有必要蒐集、彙整相關資料，以研究日本核電廠重啟動安全改善實質作為與管制法規要求之符合性。

● 104 年度工作項目

(1) 完成 104 度內安全相關報告審查技術支援。

(2) 核安資訊資料庫之強化與更新

針對 104 度美國、日本、IAEA、法國等國外核安資訊進行彙集與研議並維護更新核安資訊資料庫，同時建立相關專題報告與管制報告審查所需技術，以提昇我國核安管制品質。

(3) 完成 2016 年度英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」初稿。

(4) 完成日本核電廠重啟動與新規制基準符合性研究。

2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發

● 成立計畫之必要性：

(1) 材料環境效應劣化與診斷技術開發為核電廠老化評估及殘餘壽限之重要研究，因應國內電廠均已邁入老化管理期，系統及組件老化，本計畫研究成果除可提供電廠老化管理、電廠破損組件修補銲接之重要參數，並可供作為運轉安全管制之技術評估參考。

(2) 因應核能電廠用過核燃料乾儲貯存桶設置地點位於濱海地區，受空氣中含量高氯離子之侵蝕，加上用過核燃料造成不銹鋼貯存桶內外爐壁溫度對銲道區域鋼材及受彎曲變形冷加工之不銹鋼材影響，必須先行研究。一旦裂縫形成，高溫鹽霧下之裂縫生長速率為何？更需實驗數據，據以評估貯存桶之情況。

(3) 核電廠冷卻水壓力邊界使用大量鑄造不銹鋼組件，如：Fuel support pieces、Control rod guide tube base、Recirculation pump casing、安全閥、Jet pump casing 及熱端/冷端管路及肘管等。經長時間熱時效與中子照射，導致鑄造不銹鋼材脆化、強度增加、破壞韌性及延展性下降。隨電廠運轉時間增長，維修銲接程序對長時間熱時效鑄造不銹鋼之影響亟需進行研究。本研究亦將針對鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，探討熱時效(Thermal Aging)對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，另外，開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術強化電廠運轉安全。

● 計畫目標：

- (1) 探討核電廠 SS304L 不銹鋼之劣化機制及防治技術，評估電廠施工或維修製程中所引入之冷作加工對加速應力腐蝕劣化之影響，探討臨界加工量加劇劣化，作為審查相關組件劣化時之參考。
- (2) 研究模擬 BWR 加氫水化學抑制冷作 SS304L 不銹鋼劣化之效應評估，釐清劣化機制，作為評估加氫水化學等電廠改善措施有效性之依據。
- (3) 評估乾儲不銹鋼筒塩霧腐蝕劣化及塩霧環境之應力腐蝕劣化情形，評估乾儲不銹鋼筒之情形。
- (4) 研究鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，熱時效對水媒環境促進鑄造不銹鋼劣化之影響，同時開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，提供鑄造不銹鋼脆化程度之技術資訊。

● 執行方法：

- (1) SS304L 不銹鋼經不同冷作加工後進行微觀組織分析及 BWR/HWC/PWR 水質之環境效應劣化研究，藉由材料破壞力學、差排動力學、SEM/TEM 微觀組織分析、材料加工導致相變化等探討冷作加工加劇環境效應劣化之機制。
- (2) 不銹鋼筒塩霧腐蝕劣化及塩霧環境之應力腐蝕劣化，藉由塩霧腐蝕量測不同冷加工之 SS304L 腐蝕劣化速率。由慢速率拉伸試驗評估應變速率效應加劇應力腐蝕劣化之敏感度。
- (3) 煉製靜態鑄造不銹鋼及離心鑄造不銹鋼於 370°C~450°C 進行加速熱時效，藉由微觀組織觀察及肥粒鐵含量之量測建立時效關係圖。時效鑄造不銹鋼及銲後時效鑄造不銹鋼藉由 SSRT/CT 試片量測模擬 BWR/PWR 水環境之應力腐蝕劣化速率，藉以評估鑄造不銹鋼之劣化速率。

● 計畫效益：

- (1) 提供電廠老化管理劣化機制探討及受損組件殘餘壽限評估。
- (2) 建立爐心組件及銲道抑制環境效應劣化之評估準則。
- (3) 建立銲接製程/銲後熱處理最佳化技術可提供電廠預覆銲及銲接修補之最佳參數，作為管制之技術資訊。
- (4) 研究乾儲不銹鋼貯存筒評估之基礎參數。
- (5) 研究熱時效對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作為研擬管制方案之參考。

● 國內外發展現況：

- (1) SS304L 不銹鋼是爐心組件使用最大量之材料，經冷作加工（冷滾軋或彎曲）或銲接殘留縮收應變，於爐心運轉，有可能加速材料發生應力腐蝕。冷作加工產生之高密度差排、滑移帶(Slip Band)與塑性變形誘發之麻鐵散鐵相是影響沃斯田不銹鋼發生 SCC 之重要因素。銲接熱影響區附近之塑性應變與材料敏化、冷作加工等因子合成的效應對爐心不銹鋼組件之影響，雖被廣泛研究，但由於因子眾多，至今仍尚無定論。
- (2) Argonne 國家實驗室探討合金元素、冷加工度、水化學對鎳基合金腐蝕疲勞及應力腐蝕之效應，發現 Alloy 600 合金疲勞裂縫生長速率於高溶氧水溶液下疲勞裂縫生長速率加速，且與材料狀態(材料降伏強度及碳化物晶界覆蓋率)無關。反之，於低溶氧水溶液下疲勞裂縫生長速率加速則與材料狀態(材料降伏強度及碳化物晶界覆蓋率)有關；降伏強度較高者及/或碳化物晶界覆蓋率低，裂縫生長速率較快。Alloy 690 合金於高溶氧($\geq 300\text{ppb}$)水溶液下，裂縫生長速率加速，於低溶氧水溶液下，環境效應不明顯。影響 Alloy 600/690、Alloy 182/82/52 應力腐蝕的關鍵因素，如應力強度、溫度、材料熱處理、冷加工、水化學等均在報告中探討。一般而言，Alloy 82 及 182 銲道裂縫生長速率較 Alloy 600 快，但銲道裂縫生長速率數據較凌亂。
- (3) 瑞典 ABB 原子能公司(ABB Atom)進行不同 P、S 含量之 Alloy 600 合金及 Alloy 182 銲道於 NWC、HWC 環境及添加硫酸根離子中進行定負荷應力腐蝕測試，發現添加硫酸根離子加速裂縫生長速率。Alloy 600 合金及 Alloy 182 銲道 P、S 含量高者亦如同水中添加硫酸根離子效應，加速裂縫生長速率，即使 HWC 環境亦不能減緩裂縫生長速率。可見 P、S 含量對 Alloy 600 合金及 Alloy 182 銲道之影響。Alloy 690 及 Alloy 152/52 銲道是否亦受 P、S 含量影響，目前數據有限，值得進一步研究。
- (4) 瑞典 Studsvik 實驗室於 2000 年 Ringhals 4 大修期間檢查評估 RPV 管嘴與安全端之受損銲道，發現 Alloy 182 銲道發生沿枝晶間應力腐蝕龜裂(IDSCC, Interdendritic Stress Corrosion Cracking)。實驗室相關研究亦顯示，裂縫平行於銲道樹枝狀組織時，裂縫生長速率較快。評估枝晶方向對應力腐蝕裂縫生長速率之影響值得研究。

- (5) 氯化物導致不銹鋼發生應力腐蝕(Chloride Induce Stress Corrosion Cracking, CISCC)，國外曾發生案例。IN 2012-20 報導 San Onofre Nuclear Generating Station(SONGS)、St. Lucie Nuclear Power Plant、Koeberg Nuclear Power Station 與 Turkey Point Nuclear Generating Station 四個電廠均於不同管線發生 CISCC。在印度，以 SS304L 做成的集管器(Tube Header)，置於海岸邊，兩年後發現穿晶應力腐蝕 (Transgranular SCC, TGSCC)。SS304 熱交換器殼 (Heat Exchanger Shell)，銲道熱影響區於室溫發生裂縫，可能原因為殘留應力與 SS304 不銹鋼之敏化。另外，SS304L 板材，置於海岸邊兩年，發現 TGSCC 現象，原因為冷作加工造成殘留應力與海邊大氣氯含量較高所致。另外，太陽曝曬所造成的日夜溫差，也可能是影響原因之一。乾儲貯存筒之國際研究日漸受到重視，國內亦需建立特有環境之材料劣化數據。
- (6) 中、日、韓針對鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，成立合作研究計畫，探討熱時效對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，希望藉由合作，探討延役之鑄造不銹鋼抗水媒環境劣化之效應，確保電廠運轉安全。

● 104 年度工作項目

(1) 塑性應變加劇 SS 304L 應力腐蝕行為機制研究

加氫水化學對 300°C/5%~30% 冷加工 SS 304L 銲道熱影響區應力腐蝕裂縫生長速率抑制機制評估。

(2) 離心鑄造不銹鋼時效後銲接之微觀組織分析及環境效應劣化分析

(3) 不銹鋼筒塩霧腐蝕劣化機制研究

進行長時間塩霧腐蝕劣化試片之微觀組織分析，分析不銹鋼筒塩霧腐蝕劣化機制。

3. 核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究

● 成立計畫之必要性：

核能電廠營運期間或建造期間，重要與安全組件之非破壞性檢查，期能確保結構、系統及組件運轉安全，亦是核安管制技術不可或缺之一環，且為組件完整性品質保證之手段。鑒於行政院組織改造後，核能研究所現有核能電廠非破壞性檢測技術之管制支援人力將歸經濟部，因此在原能會核安管制部分

有建立相關非破壞檢測技術視察與檢測結果審查等技術之研究與相關人力資源培養之需要。而核能電廠在運轉期間，部分核能管路（包括直管、閥、肘管等）與組件有發生應力腐蝕的案例，在冷熱水交接處之組件，也有影響組件疲勞使用壽命之因素必須加強檢測評估。本計畫將新增工作進行核能組件疲勞行為之前期研究，以一年的時程建立一套評估模式，期能有效且精確地計算出組件內外表面的累計疲勞使用因子，在組件即將達到疲勞破壞之前適時警示，提升組件安全之管理。而異質材料銲接無論在核能電廠組件建造安裝或運轉中電廠主要組件之維修有相當之應用，為擴充異質材料銲接技術領域與銲接特性知識，本計畫亦將新增鎳基合金與不銹鋼異質銲接件之應力腐蝕裂痕及高溫疲勞特性分析研究，探討製程參數對鎳基合金與 316L 不銹鋼異質銲接件顯微組織及機械性質之影響，以及銲接件之高溫機械性質與電化學腐蝕特性，以瞭解異質銲接核能組件經長時間高溫運轉後，可能造成銲接區域發生應力腐蝕裂痕(primary water stress corrosion cracking, PWSCC)及疲勞等問題。

- 計畫目標：

- (1)培養非破壞檢測技術專業人力
- (2)建立相關非破壞檢測技術視察與檢測結果審查之技術支援
- (3)建立一套期能有效且精確地計算出組件內外表面的累計疲勞使用因子之評估模式
- (4)完成異質材料銲接製程參數對於銲件高溫機械性質、顯微組織與電化學腐蝕特性之影響

- 執行方法：

- (1)研討 ASME Sec V, Sec. III 及 Sec. XI 相關非破壞檢測技術規範
- (2)參與組件或試件非破壞檢測技術理論及實作訓練
- (3)搜集應用於核能電廠組件非破壞檢測技術基礎知識與發展趨勢
- (4)核能電廠組件目視、表面式與體積式非破壞檢測查證及檢測結果審查技術支援
- (5)組件承受各種暫態負荷下的疲勞使用壽命計算、疲勞使用壽命和格林轉換函數之計算及不同幾何形狀組件的疲勞有效考量點位置規劃。
- (6)異質銲接製程技術及機械性質、電化學腐蝕特性及金相結構分析。

● 計畫效益：

- (1)培養非破壞性檢測查證及檢測結果技術支援人力
- (2)搜集非破壞性檢測相關技術規範與發展
- (3)提供管制機關執行相關視察工作技術支援
- (4)在組件即將達到疲勞破壞之前適時警示，提升組件安全之管理
- (5)搜集異質材料銲接技術與銲接件機械行為與電化學腐蝕特性資訊

● 國內外發展現況：

國內運轉中營運檢查之核一、二及三廠與封存中之核四(龍門核電廠)各類重要與安全相關組件之停機檢測與新建組件品質檢測，譬如核反應器壓力槽，再循環管路，蒸汽產生器等，與美國營運中或興建中核能電廠之安全要求相同，主要皆依照美國 NRC 與 ASME 相關法規規範及建立相關檢測計畫與作業程序書執行必要與選定項目之檢查，期能確保核能電廠重要組件之結構完整性，增進核電廠運轉安全。核能電廠運轉期間，組件會受到來自壓力及溫度的各項循環暫態負荷，循環負荷的大小及發生次數會影響組件的疲勞使用壽命。雖然在設計之初即已考慮到組件的疲勞使用壽命，但由美國核能電廠實際統計案例顯示，仍有發生組件或管路損壞的案例，為確保核能安全，有必要加強組件疲勞使用壽命評估與研究。不同合金材料之異質銲接已廣泛應用於核能壓水式反應器系統組件之接合，其中鎳基合金 Inconel 600 與 316L 不銹鋼由於具有良好的抗腐蝕性而經常被使用在重要核能組件。然而，由於不同合金之間存在組織、物理及機械性質等差異，在異質銲接後容易在界面處產生殘留應力，壓水式反應器之壓力槽與管路等組件經長時間高溫運轉後，可能造成銲接區域發生應力腐蝕裂痕(primary water stress corrosion cracking, PWSCC)及疲勞等問題，嚴重影響核能組件的運轉安全性。為了改善此一問題，在銲接過程中，銲接方式、填料及銲接條件的選擇是改善異質銲件品質的重點方向，計畫以探討銲接製程參數及相關機械與電化學腐蝕行為分析，擴大了解異質材料銲接技術參數及相關材料行為等技術。

● 104 年度工作項目

- (1) 蒐集與評估 ASME Sec V, Sec. III 及 Sec. XI 相關非破壞檢測技術規範與作業程序書並建立相關檢測視察指引。

- (2) 建立表面式及體積式(Volumetric Method)非破壞檢測技術查證能力及檢測結果審查技術。
- (3) 核能電廠組件非破壞檢測見證、查證及檢測結果審查技術支援。
- (4) 建立計算組件內外表面的累計疲勞使用因子之評估模式
- (5) 鎳基合金與不銹鋼異質材料銲接製程參數及銲件機械性質與電化學腐蝕特性分析

4. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究

- 成立計畫之必要性：

核電廠的運轉主要是建立在儀控系統的架構上，現代化核電廠採用分散式控制系統(Distributed Control System, DCS)運用在現有儀控系統設備中，主要負責計算、通訊、顯示與控制其它遠端的各項裝置，在設備運作過程中進行操控、資料蒐集與自我診斷。基於現今工業的經驗，數位系統之獨特屬性與弱點的知識，必需提高相關方面之技術，確保儀控系統符合核能安全的要求。進行安全度評估中，包括對硬體、軟體、與人員的評估，人為可靠度分析即是安全度評估中，特別對人員所做的評估方法，其分析效度與信度，往往由輸入要素的充分性及必要性所決定。成立本計畫目標在建立完整的儀控安全管制技術能力。

- 計畫目標：

建立儀控軟體發展測試審查管制技術，核電廠儀控資訊通訊安全體系、主控制室人機介面現代化流程人因工程、運轉人員績效監測管制方法等，將可因應龍門電廠及未來運轉中各機組的老化問題與機組採用先進科技的管制技術。本計畫目標以提高電廠儀控系統運轉安全、研發高品質及高可靠度管制技術，增進安全管制技術能力。

- 執行方法：

依據現代儀控發展生命週期各階段特性，建立儀控系統架構、功能組織、介面配置等相對應審查導則，包括核電廠儀控系統資訊通訊保安管制要項與控制室高整合現代化人因工程評估方法等；確立整體儀控系統防禦層級及適當的多樣性，針對整體關鍵數位資產提供安全區域之區隔，評估電廠儀控系統安全平台及執行數位儀控系統軟體發展與測試。

軟體發展生命週期包括：需求階段、設計階段、實做階段、軟硬體整

合階段、確認階段與安裝階段。本計畫研究數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準及數位儀控軟體測試涵蓋率理論，再以數位儀控系統軟體發展生命週期各階段為依據，逐步建立軟體發展與測試審查技術。軟體發展生命週期包括：(1)需求階段、(2)設計階段、(3)實做階段、(4)軟硬體整合階段、與(5)確認階段。此外配合管制單位需求進行核電廠安全儀控系統軟體安裝階段法規研究，以及核能級數位儀控系統申照流程、審照法規依據與相關文件需求研究。

核能電廠主控制室現代化朝向數位化發展，然因數位化後人機介面設計改變，影響運轉員之資訊獲取及控制模式，進而可能產生新型態之人為失誤(Human Error)。因此數位化更新的人機介面設計、人員訓練均須經過人為可靠度評估以確保對核能安全的影響，且人為可靠度評估審查機制與導則是管制單位須建立的技術。

依據美國核管會(US. Nuclear Regulatory Commission, US. NRC)所頒佈NUREG-0711(Rev.02)的要求，已將管制單位關注焦點延伸至電廠運轉之後的人員績效要求，除了既有的人為失誤追蹤管理機制之外，更希望能防範於未然，建立一套人因績效預警系統審查導則，在運轉員發生潛在問題之前先行預警，進一步採取預防措施，更能全面地確保電廠的運轉能夠安全無虞。

資通安全研究項目，分為兩部份：(1)安全數位儀控系統發展與更新之資通安全需求研究，將根據美國核管會頒布之 RG5.71 與 RG1.152 發展核電廠安全數位儀控系統之資通安全需求。供未來核電廠安全數位儀控系統發展與更新時參考。(2)安全系統之弱點評估方法論與程序研究，提供完整、客觀評估安全數位儀控系統之弱點。

為執行與建立上述數位儀控系統相關議題之管制與審查技術，將藉由國內外具備通過美國核管會(USNRC)針對核能級安全數位控制器進行安全評估認證之廠家，依據其申照評估作業與申照文件，文件包含申照之專題報告(Topical Report)與安全評估報告(SER)等，進行本年度相關議題研究。

● 計畫效益：

計畫將建立(1)進行儀控軟體發展分析與測試研究，以建立相關審查管制能力，本計畫各軟體發展階段包括：需求階段、設計階段、實作階段與

軟硬體整合階段；(2)核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響採用之管制方法與標準，並探討以績效監測資料進行人為可靠度資料更新的管制流程與標準，且建立一套完整的人為可靠度評估審查機制與導則；(3)執行安全數位儀控系統發展之資通安全研究與弱點評估研究，將可提升核電廠儀控系統運轉之安全性，以利執行核電廠儀控系統技術審查工作。

● 國內外發展現況：

國內現行運轉中的核能發電廠，包含類比與數位並存的混合式人機介面，在該類型混合電廠的操作及維護過程中，有許多特性是不同於單純類比以及數位系統，對電廠原本的系統架構、功能組織、介面配置產生影響，也會衝擊到運轉及維護人員的行為績效表現。Touch Screen 的採用利用軟體顯示與控制的方式可提昇運轉人員的效能，但其對主控制室所產生的變動對於運轉員操控方式和人因等議題皆需與相關單位彼此之間謹慎協調並妥善規劃，使不致造成運轉人員的困擾。現代儀控發展測試相關議題參考美國核管會近期的更新資訊如下：

- RG 1.173, Sep. 1997, “Developing Software Life Cycle Processes for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”
- IEEE Std 1074-2006, “IEEE Standard for Developing Software Life Cycle Processes”
- RG 1.172, Sep. 1997, “Software Requirements Specifications for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”
- IEEE STD 830-2009, “IEEE Recommended Practice for Software Requirements Specifications”
- IEEE STD 1016-2009, “IEEE Standard for Information Technology—Systems Design—Software Design Descriptions”
- RG 1.171, Sep. 1997, “Software Unit Testing for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”
- NUREG/ CR-6463, “Review Guidelines for Software Languages for Use in Nuclear Power Plant Safety Systems”

- RG 1.170, Sep. 1997, “Software Test Documentation for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”
- IEEE STD 829-2008, “IEEE Standard for Software Test Documentation”
- 10CFR73.54 “保護數位電腦、通訊系統與網路”
- 10CFR73.55 提出要加強設施安全-10CFR73.55(m)包括數位電腦與網路 (2009/03)
- 10CFR73.56 存取授權
- RG 5.71, Feb, 2010 “Cyber Security Programs for Nuclear Facilities”
- RG 1.97 安全相關變數顯示
- RG 1.152, July, 2011 “Criteria for Use of Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants. U.S. Nuclear Regulatory Commission”
- HICB 7-14, “Guidance on Software Reviews for Digital Computer-Based Instrumentation and Control Systems”
- ISG-04, “Highly-Integrated Control Rooms- Communications”
- ISG-05, “Highly-Integrated Control Rooms- Human Factors”
- ISG-06, “Digital I & C Licensing Process”
- NUREG-0711 “Human Factors Engineering Program Review Model”
- NUREG/CR-6637 “Human System Interface and Plant Modernization”
- NUREG/CR-6749 “Integrating Digital and Conventional Human System Interfaces”
- IEEE Std 7–4.3.2-2003 “Standard Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Generating Stations”
- IEEE Std. 1012 “Standard for Software Verification and Validation Plans”
- IEEE Std. 1028 “Standard for Software Reviews and Audits”
- IEEE Std 1042, 1987 “IEEE Guide for Software Configuration Management”
- EPRI 1007997 “Guideline for Performing Defense-in-Depth and Diversity Assessments for Digital I&C Upgrades”
- EPRI 1011710 “CDR-Critical Digital Reviews”

● 104 年度工作項目

- (1) 研究績效監測與人因可靠性更新流程及審查準則
- (2) 核電廠資通安全計畫審查導則

(3) 核電廠安全儀控系統軟體安裝階段審查導則及系統申照評估研究

(二) 「國際核能管制技術應用」分項計畫

1. 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

● 成立計畫之必要性：

根據美國核能管制委員會(NRC) 整合開發之熱水流分析程式 TRACE，必須實際運用於核電廠模式之建立與校驗工作、相關暫態的模擬與計算，如此才能熟悉程式發展並藉由校驗工作來驗證程式計算之準確度。本計畫整合國內學術研究機構針對此程式進行合作研究，並展現加入 NRC 合作計畫之成效，持續精進熱水流分析能力。

經濟合作暨發展組織核能署(Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, OECD/NEA)已於核能安全上提出計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD) 程式於核電廠相關之安全分析可應用的範圍。不過，由於核能安全分析相關幾何形狀與物理現象非常複雜，而 CFD 採用的模式組合也超過上百種，模式的適用與準確性亦無一定通則，乃屬於案例取向(Case by case)，故 NEA 提出所謂 Best Practice Guidelines (BPGs)作為 CFD 進行核能安全分析之基本規範。而國內尚缺 CFD 相關審查技術，本計畫擬針對最常使用的 CFD 分析模式，進行深入研究，以建立相關的審查導則。

● 計畫目標：

- (1) 加入 NRC 國際合作 CAMP 計畫之 TRACE 與 SNAP 程式的改版合作計畫，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，並進行相關暫態的模擬與計算，加強國內核電廠之安全分析，並提供模式發展之經驗與相關暫態的分析結果，展現我國參與 NRC 國際合作計畫中之成效。
- (2) 針對最常使用的 CFD 分析模式，進行深入研究，以建立相關的審查導則，並藉由計畫的執行，訓練管制人員相關的知識，強化審查與管制之技術，進而執行 CFD 分析交叉驗證。

● 執行方法：

熱水流分析程式 TRACE 及 CAMP 國際合作：

- (1) 收集並整理國內核電廠系統與運轉資料、程序書及功率提升之相關資料，以及 CAMP 國際會議之相關資料。
- (2) 加入 TRACE 與 SNAP 程式的改版合作計畫，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。
- (3) 進行相關暫態的模擬與計算技術支援，加強國內核電廠之安全分析。
- (4) 完成相關暫態之分析報告，提出模式發展之經驗與相關暫態的分析結果。
- (5) 撰寫 NUREG-IA 報告，完成我國參與 NRC 國際合作 CAMP 計畫中成效，展現我國核安研發能力。

CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之研究：

- (1) 蒐集彙整與研究應用 CFD 於核能系統之分析模式與實驗數據中相關之期刊論文；
- (2) 蒐集彙整與研究 CFD BPGs 之最新進展與應用；
- (3) 建立網格模式不準度評估方法論與審查導則；
- (4) 利用相關實驗數據或是實際幾何配置 CFD 分析結果，評估均質化多孔性材質模式在核能安全分析之適用性與保守性，並建立審查導則；
- (5) 撰寫相關報告、審查導則與學術論文。

● 計畫效益：

熱水流分析程式 TRACE 及 CAMP 國際合作：

- (1) 完成精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，加強國內核電廠之安全分析的能力。
- (2) 完成 NRC 的 NUREG-IA 報告，展現我國參與 NRC 國際合作 CAMP 計畫成效。
- (3) 建立國內使用此新一代熱水流系統分析程式 TRACE 及其相關程式之技術，參與工作人員，將獲得使用 TRACE 與相關程式及運用程式對電廠作安全分析之經驗與能力。

CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之研究：

- (1) 完整整理 CFD 於核能安全分析之 BPGs ；
- (2) 利用 ASME V&V 20-2009，完成估算 CFD 網格模式不準度之可行性與相關審查導則；

- (3) 完成 CFD 內建均質化多孔性材質模式在核能安全分析適用性與保守性之評估，並建立相關審查導則；
- (4) 培育國內 CFD 相關人才；

● 國內外發展現況：

美國核管會（NRC）正在發展一套全新且先進的核電廠熱水流安全分析程式 TRACE，此程式以舊有 TRAC 程式為基礎，並整合 RELAP5 及其他程式，美國核管會已把 TRACE 作為主要熱水流安全分析程式。配合 TRACE 之發展，同時正在研發先進圖形化使用者介面程式 SNAP。TRACE 之特色之一為具有以三維立體模型模擬核反應器壓力槽之能力，對於核電廠安全分析會具有更強的能力與更細部的模擬結果。我國與美國已簽訂一項合作計畫 CAMP，內容包括共同維護與發展 TRACE，經由本年度計畫，執行我方負責工作，內容包含應用 TRACE 進行熱水流安全分析，並提供程式使用經驗與程式改進建議。

目前核能界利用 CFD 分析的送審案例中，最常見的是燃料貯存與運輸系統（Fuel storage and transportation system），而相關分析之送審案例已進行過多次的嚴格驗證與分析，並遵循 BPGs 的分析規範。然而，對於其他方面的應用，CFD 卻沒有完整地進行過驗證分析。CFD 的分析若要達到可進行申照送審的標準，首要條件即是要依循 BPGs 作為分析規範，並須經過數年的模式驗證程序，這也是目前全球核能界對於利用 CFD 進行核能安全分析與審查時，會遵循且有共識的作法。此外，核能管制單位在進行 CFD 分析案的審查時，必須判定所使用的驗證方法是否正確、模式是否有不準度評估以及分析結果是否能夠信任以及有足夠的保守度。因此，國外管制單位對於利用 CFD 程式進行核電廠安全分析案例之審查，除了如一般系統程式分析案審查相關分析結果與程式驗證報告外，獨立執行 CFD 分析（Independent Simulations）以做為交叉驗證（Cross Check）是必需的。

國內 CFD 分析案例包含核一廠大修替代冷卻方案熱流分析研究、核三廠圍阻體噴灑系統流量計算與分析、馬鞍山電廠反應器爐蓋溫度分析以及乾式貯存等。本年度計畫中，以執行 CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之研究，以提升核電廠送審文件的技術判定能力，確保核電廠日後運轉安全。

● 104 年度工作項目

熱水流分析程式 TRACE 及 CAMP 國際合作：

- (1) 配合 TRACE 與 SNAP 程式的改版，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。
- (2) 進行相關暫態的模擬與計算，來加強國內核電廠之安全分析。
- (3) 撰寫 NRC 的 NUREG-IA 報告，展現我國參與 NRC 國際合作 CAMP 計畫中之成效，展現我國核安研發能力。

CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之研究：

- (1) 完整整理 CFD 於核能安全分析之 BPGs 。
- (2) 利用 ASME V&V 20-2009，完成估算 CFD 網格模式不準度之可行性與相關審查導則。
- (3) 完成 CFD 內建均質化多孔性材質模式在核能安全分析適用性與保守性之評估，並建立相關審查導則。

2. 國際核能管制法規與後福島改善研究

● 成立計畫之必要性：

- (1) 核安管制技術日新月異，例如：美國核管會已針對核電廠防火相關管制規範採取新的管制作為。尤其日本福島一廠發生核子事故後，世界各國都在提升核安管制作為，我國也比照歐洲國家陸續完成核電廠之壓力測試國家報告並採納 peer reviewer 對我國之建議成為管制項目，同時也採納美國核管處 NNTF 對核電安全的要求。為使國內核能管制作業能更有效率並與國外先進國家同步，對國內外最新之核能安全管制法規與管制議題的蒐集與研議，尤其是歐盟/日本/美國等國於福島後之因應與管制要求，乃有其必要性。
- (2) 我國因受外交現況之限制，無法直接參與許多國際間重要核安管制合作計畫，已於 2013 年分別邀請 OECD/NEA 及歐盟執委會核能管制者組織 (EC/ENSREG) 國際專家來訪並協助審查壓力測試國家報告，加強核能安全管制經驗分享，將可彌補前述不足。
- (3) 我國與日本同在環太平洋地震帶且四面環海，地震及海嘯天然災害之威脅與日本極為相似，日本 2011 年 311 福島核災經驗教訓必須記取。

● 計畫目標：

- (1) 蒐集並彙整先進國家重要核能安全管理法規、安全管理資訊與因應福島核安事故的作法。
- (2) 完成壓力測試國家報告後，依 OECD/NEA 及 EC/ENSREG 的建議，提供台電 action items 評估技術支援。
- (3) 提供運轉中核電廠提升應付天然災害之能力相關之管制審查技術協助。

● 執行方法：

- (1) 蒐集彙整核能先進國家重要核能安全管理法規，評估其適用性。
- (2) 依 OECD/NEA 及 EC/ENSREG 對我國核電廠壓力測試國家報告 peer review 後之 action items，提供管制技術支援。
- (3) 邀請核能安全技術專家，並舉辦研討會，以有助於福島後管制方面之技術審查。
- (4) 與學界建立長期合作關係，以有效執行福島事件後一連串對運轉中核電廠地震/海嘯之防禦能力之檢討管制。

● 計畫效益：

- (1) 蒐集與整理國外先進國家重要核能安全管理法規與作法，使國內核能管制工作更有效率並達到與世界同步。
- (2) 依 2013 年 OECD/NEA 及 EC/ENSREG 完成壓力測試國家報告之 Peer Review 後所提的建議，提供台電 action items 評估技術支援，強化核能電廠的安全度提升。
- (3) 提供美國核管處對運轉中核電廠地震/海嘯之 NTTF 管制技術支援。

● 國內外發展現況：

- (1) 2011 年福島事件後，美國核管會針對核電廠管制較新的管制作為主要為 NTTF (Near Term Task Force)所要求之對地震/火災/水災等天然災害超過原始設計(BDBE)之要求，歐盟則是全面快速地執行並完成各核電廠的壓力測試，以找出各電廠在可能超過設計基準之天然災害的瀕危效應(Cliff Edge)，並據以改善/強化各電廠。
- (2) 日本則暫時全面停止所有核電廠的運轉，並進行全面之核能安全檢討與改善，待確定完成後再一一提出回復運轉之申請。
- (3) 我國核電廠已於福島事件後進行一連串的檢討與改善：包括斷然處置方案、海嘯設計高度重新評估及防海嘯牆的設置、因應山腳/恆春斷層之地震設計

之重新評估、各廠比照日本法規設置緊急應變中心場所、依核能電廠壓力測試後核管處之 action items 進行相關改善，以因應 BDBE 外在事故對電廠的威脅。

- (4) 海嘯、地震及火山爆發等天然災害的威脅採或然率方式取代傳統的定論式已是國際趨勢與要求，運轉中核電廠之 FSAR 在海嘯設計及鄰近核一/二廠及核三廠的山腳斷層及恆春斷層之威脅也需再評估精進。

● 104 年度工作項目

- (1) 蒐集彙整核能安全管制規範

為使國內核能安全管制規範與世界先進國家同步，持續執行 104 年度國外核能安全管制規範資訊之蒐集、評估。

- (2) 研擬國內核能管制法規改善方案

針對 104 年度美國、法國、日本等國外最新之管制資訊，提出核能管制法規精進方案，以精進國內核能管制作為。

- (3) 建立 PRA 方面之管制技術，並進行國內核二廠用過燃料池安全度評估 (PRA) 模式建立與風險評估。

- (4) 關於核電廠嚴重事故方面之研究，進行核三廠嚴重事故導則之評估與驗證。

- (5) 提供福島後之管制案之審查技術支援。

3. 新輻射源項分析技術發展與應用

● 成立計畫之必要性：

美國 NRC 於 2000 年發行 RG 1.183，提供運轉中反應器相關設計基準事故替代輻射源項(AST)、分析範圍、接受標準等內容，而指引附錄包括了修訂後每個設計基準事故的假設及分析方法。採用 AST 分析全面更新現有輻射劑量分析時，部分設計基準事故分析的影響應納入考量。利用 AST 所有特性條件，修改核電廠的設計基準，必須將先前所有設計基準事故輻射劑量分析全面更新，因此有建立新輻射源項分析技術的需要。

● 計畫目標：

- (1) 引入美國核管會核可之替代輻射源項分析程式 RADTRAD，依國內現行法規的劑量評估方法與美國核能管制委員會於 1995 年發行 NUREG-1465、於 1999 年發行的聯辦法規 10 CFR 50.67、於 2000 年發行之 RG 1.183 等替

代輻射源項相關法規，建立核電廠專有的替代輻射源項(AST)分析技術，研究放射性物質外釋模型及探討洩漏途徑對低密度人口區與禁制區劑量評估的影響。

- (2) 引進由美國核管會發展的整合型嚴重事故分析程式 MELCOR 最新版本，提昇我國在分析核能電廠發生嚴重事故現象的能力，並持續加入國際嚴重事故研究計畫（CSARP），提昇我國管制分析嚴重事故處理技術能力。

● 執行方法：

- (1) 蒐集龍門電廠 AST 分析要求的相關文件

蒐集核電廠 FSAR 中，設計基準事故劑量分析所用之相關分析文件、國內現行法規對劑量評估要求的相關文件、AST 分析相關條款及文件。

- (2) 核電廠輻射源傳輸途徑之研究

探討核電廠輻射源傳輸途徑，研究其它傳輸途徑之安全設施及移除效益，以評估核電廠防止輻射外釋的設計餘裕。

- (3) 電廠 AST 分析模式之建立與 TID-14844 模式之比較

依據 TID-14844 要求、電廠安全設計分析報告及設計基準事故評估要求，建立 TID-14844 核種傳輸及劑量分析模式（例如 TID-14844-RADTRAD 分析模式等），驗證電廠 FSAR 之事故劑量分析模式方面的假設、外釋參數、放射性物質減量機制、輻射劑量評估參數等，同時確立所使用之核種傳輸及劑量分析模式之計算能力。

● 計畫效益：

- (1) 建立 TID-14844 及 AST 分析方法相關法規/文件的參考資料庫；

- (2) 建立爐心分裂產物盤存量分析技術；

- (3) 建立 MELCOR 熱水流安全分析模式；

● 國內外發展現況：

美國 NRC 為了評估現有核能電廠採用替代輻射源項，針對 Surry、Grand Gulf 與 Zion 等三座運轉中機組進行評估，以了解下列各層面的影響。

- (1) 廠外劑量及主控制室劑量之估算；

- (2) 設備劑量之估算；

- (3) 電廠設計變更之潛在可能，及電廠設計變更之風險評估等。

該評估的工作分為四個階段來進行：

第一階段採行 NRC 執行確認分析所使用的假設條件（SER 報告中的假設條件），分別使用 TID-14844 及 NUREG-1465 之輻射源項進行個別劑量分析，評估輻射源項的影響與新訂之劑量許可準則所造成的影響。

第二階段採用業者 FSAR 報告中的假設條件，重新執行第一階段的分析，以瞭解進行執照申請分析時，採用替代輻射源項之影響，並評估替代輻射源項對設備劑量的影響。

第三階段除了採用 NUREG-1465 之輻射源項及新訂的劑量許可準則外，另依據 Standard Review Plan 所訂之圍阻體噴灑及抑壓池的輻射分裂產物移除機制，估算其個別劑量及設備劑量。再者，採用 MELCOR 程式進行分析，用來了解執照申請使用之劑量分析方法的安全餘裕（Safety Margin）。

第四階段係根據先導廠提出的潛在設計變更的事項，採用替代輻射源項估算設計基準事故的外釋劑量及主控制室劑量，並評估風險度的影響，以了解其變更對電廠安全的影響。

● 104 年度工作項目

- (1) 建立龍門廠 AST 分析模型；
- (2) 建立核三廠 WinMACCS 參數檔與重要參數靈敏度分析；
- (3) 建立龍門電廠 MELCOR 熱水流安全分析模式；

(三) 「風險告知評估與管制技術」分項計畫

1. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究

● 成立計畫之必要性：

- (1) 原能會自 95 年起實施「核安管制紅綠燈制度」，採用核研所開發之 PRiSE 進行核電廠功率運轉期之視察發現風險顯著性評估 (Significance Determination Process, SDP) 已成例行管制業務，為加強視察評估範圍，有必要繼續開發大修停機期與廠外事件等 SDP 視察工具，供視察員應用於相關視察評估業務。
- (2) 行政院組織改造後，核安管制機關將面對更多核電廠管制、視察與審查業務，在精簡後的組織與有限的人力資源之下，有必要以更合理的方式規劃管制資源，而風險告知管制各項技術正可提供管制決策支援，可掌握安全又可切中管制資源運用上的需求。

- (3) 美日先進核能大國已分別因知識經驗的累積，已逐步更新其核能耐震規範，日本更全面提高耐震設計標準。2006 年底恆春外海規模 7.0 的地震及山腳斷層與恆春段斷層等分別對核一、二、三廠之地震安全影響也與本計畫相關，其對於地震風險評估之影響非常重要。
- (4) 日本福島事故後，大型天災對於核電廠所造成的超越設計基準或複合式災害已成為最重要課題之一，為尋求核電廠廠外事件安全餘裕與防護資源之間的平衡點，有必要針對我國核電廠所處環境可能遭遇的重大天災進行檢討，並以風險告知管制與管理精神，協助此方面議題之決策制訂。
- (5) 因應國內核電廠安全度評估模式(PRA)持續進行升級與更新，有必要更新現有核安管制紅綠燈作業所使用的視察風險評估工具 PRiSE，使符合最新模式現況與運轉數據，維持評估結果的時效性與作業的一致性。

● 計畫目標：

- (1) 因應國際風險告知管制潮流以及國內外新近核能議題之需要，制訂國內風險告知管制所需之工具。
- (2) 擬定核電廠應執行之 back-check 地震安全分析項目，作為研擬管制方案基礎。
- (3) 建立地震危害度分析審查能力及減低非系統性之人為或主觀輸入，以減少地震危害分析之不確定度。
- (4) 對於我國核能電廠所處理環境可能遭遇的重大天災進行檢討，並以風險告知管制與管理精神，協助相關技術支援。

● 執行方法：

- (1) 研究美國 SDP 手冊有關大修停機與廠外事件視察發現風險評估之流程，運用既有的 PRiSE 專利，分年度開發大修停機期與廠外事件版本之工具軟體。
- (2) 比較美日核能耐震新規範，研究 tectonic province 劃分及衰減率公式等標準及美國新進之一致性輸入作法。

● 計畫效益：

- (1) 提供風險告知管制所需之工具，落實風險告知視察、審查與評估作業，有效達到管制資源之合理分配與應有效益。

- (2) 確保運轉中核能電廠之結構系統組件之或然率評估符合最新耐震規範，以確保符合法規與安全要求。
- (3) 建立核能專用之地震危害度分析標準輸入數據，避免不一致之輸入影響判定地震危害風險。

● 國內外發展現況：

- (1) 美國自 2000 年開始實施反應器監督程序(Reactor Oversight Process, ROP)，核管會視察員均使用相關視察評估手冊，進行視察發現之風險評估，範圍涵蓋功率運轉與大修停機期之廠內、廠外事件，實施成效良好，使核電廠績效評估作業更為一致、合理與可預測性，也間接提昇管制單位於民眾間之良好形象。
- (2) 日本及法國均已要求所有運轉中核電廠均要作 Back-check 分析以符合新的耐震規範。

● 104 年度工作項目

- (1) 核三廠視察發現風險評估軟體計算模式更新
根據核三廠最新 PRA 模式版本，更新核三廠功率運轉廠內事件 PRiSE 程式版本，並提供技術支援。

2.核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究

● 成立計畫之必要性：

- (1) 2011 年 3 月 11 日，日本東北海域發生 9.0 超大地震。地震所引起的海嘯重創福島第一核能發電廠，雖然四號機的燃料都在燃料池裡，但仍發生無預警爆炸。雖然事後證實燃料池及池內用過的燃料束在此複合災害下仍保持完整，也無發生不可控制的輻射外洩，但是此事件仍然引起燃料濕式貯存安全性的質疑。
- (2) 有鑑於國內核電廠設計源自美國，加上山腳斷層地質新事證的發現，因應未來國內電廠設計基準地震之提升，需以最先進之電腦模擬分析技術，評估目前國內運轉中之核電廠燃料池在超越設計基準地震下，結構之安全餘裕。

● 計畫目標：

精進國內燃料池結構地震分析技術，建立國內燃料池結構地震分析程序，評估核電廠用過核燃料池結構安全；運用最新之模擬分析技術，分析國

內運轉中之核電廠燃料池結構在超越設計基準地震下之結構完整性，並評估發生池水溢出及外洩的可能性。

- 執行方法：

- (1) 蒐集國外管制單位最新燃料池之安全分析評估報告，參考其分析程序並配合國內核電廠場址地震特性及燃料池結構特性進行分析及安全評估。
- (2) 蒐集國內核電廠燃料池廠房結構相關資料，包括：梁柱、樓板、燃料格架幾何及材料性質，以及 RC 梁柱、樓板及牆結構之配筋。
- (3) 以梁柱系統搭配 RC 複合層板進行燃料廠房大域結構分析(global structure analysis)，得到燃料池結構之位移、速度及加速度反應。
- (4) 依照步驟(3)之結果，以泛用型有限元素軟體，進行燃料池結構(包括：燃料格架、燃料池混凝土牆壁、不鏽鋼內襯)之局部結構分析(local structure analysis)，進而得到局部結構之非線性行為，例如：鋼材的降伏與挫屈，以及混凝土的裂縫範圍。
- (5) 依據結構分析結果，評估燃料池在超越設計基準地震下，池水外洩之可能性。

- 計畫效益：

- (1) 建立國內燃料池結構地震分析程序，提供核電廠用過核燃料池結構安全管理技術支援。
- (2) 評估國內核電廠之燃料池結構在超越設計基準地震下之結構，並評估發生池水外洩的可能性。

- 國內外發展現況：

- (1) 2011 年，4~5 月間，日本鹿島建設曾經針對受損之福島電廠 4 號機燃料池廠房進行受損後地震及補強分析。
- (2) 1989 年，NRC 曾經針對高密度燃料貯存格架的燃料池進行超越設計基準分析，並發佈於：NUREG-1353, “Regulatory Analysis for the Resolution of Generic Issue 82, Beyond Design Basis Accidents in Spent Fuel Pools, April 1989。
- (3) 針對永久停機之核電廠，NRC 曾經在 1997 年發佈：NUREG/CR-6451, “A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently

Shutdown Nuclear Power Plants,” April 1997。報告裡面曾經針對四種燃料貯存方式(包括燃料池貯存)進行推論研究(consequence study)。

- (4) 針對美國除役中核電廠的燃料池，NRC 曾經進行潛在性意外風險評估，並發佈於： NUREG-1738, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” February 2001
- (5) 2013 年，有鑑於福島電廠的教訓，NRC 以 GE BWR-4 Mark 1 為參考電廠，進行燃料池在超越設計基準地震下的推論研究。相關成果詳見：Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor, June, 2013
- (6) 其他燃料格架流固耦合之研究文獻：
 - i. Dong R.G., Effective damping and submerged structures, UCRL-52342, Lawrence Livermore Lab., April, 1978.
 - ii. Zhao Y., Wilson P.R., Stevenson J.D., Nonlinear 3-D dynamic time history analysis in the re-racking modifications for a nuclear power plant, Nuclear Engineering and Design, 165, 199-211, 1996.
 - iii. Jürgen Stabel, Mingmin Ren, Fluid-structure-interaction for the analysis of the dynamics of fuel storage racks in the case of seismic loads, Nuclear Engineering and Design, 206, 167-176, 2001.

● 104 年度工作項目

- (1) 核一廠用過燃料池的池水在受到地震後之溢流(Sloshing)及拍打池壁壓力計算。
- (2) 用過燃料池混凝土耐震及破裂分析。
- (3) 用過燃料池內襯鋼板洩漏及撕裂分析。

3.核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

● 成立計畫之必要性：

核能電廠地震安全的重要性自不待言，尤其我國地處環太平洋地震帶，如何迅速與適切評估強震來襲後核電廠結構與設備所受衝擊是否造成核能安全顧慮？是核能安全管制上須迫切思索之課題。目前國內核電廠結構地震安全分析技術能力已具經驗基礎可繼續深化，建構各核能電廠安全廠房之結構分析模型不但可即時評估強震後上述結構與其內安全設備地震反應之加速度、應力是否仍在其設計之安全範圍內，作為核電廠地

震安全管制必要之評估技術，更有助該項技術能力之提升。

● 計畫目標：

建立我國各核能電廠重要廠房結構地震安全分析模型及流程，作為審查地震安全分析報告依據與及時評估強震後核電廠是否能安全繼續運轉之工具。104 年完成核二廠重要安全廠房結構之 Detailed Model 土壤結構互制分析模型，並執行分析。另以各廠分析經驗編寫土壤結構互制分析審查導則，舉辦土壤結構互制分析訓練/研習，將技術經驗傳承核安管制人員或相關執行分析工作人員，以及參加國際會議/拜訪國外有執行土壤結構互制分析經驗顧問公司或單位進行技術交流，深化本項技術與提升技術能量。

● 執行方法：

- (1) 蒐集建構分析模型所需資料與分析輸入參數資料
- (2) 以 Shake 程式分析廠址土壤地震應變參數及輸入地震加速度歷時轉換
- (3) SAP 程式建構廠房結構模型並轉入 SASSI 程式完成完整 Detailed Model 土壤結構互制分析模型
- (4) SASSI 執行分析，分析結果與 FSAR 反應譜比較及輸入電廠收錄地震資料驗證模型正確性，評估各項差異原因與分析結果之保守度。
- (5) 土壤結構互制分析審查導則編寫，舉辦訓練與進行國際交流。

● 計畫效益：

- (1) 建立之分析模型與技術可迅速提供核電廠地震反應安全評估結果，作為核安管制工具，具效率性與長遠性效益。
- (2) 探討結構地震反應安全分析 Stick Model 與 Detailed Model 分析結果差異，深化國內核電廠地震安全評估技術與經驗。

● 國內外發展現況：

- (1) 有關核電廠結構地震反應安全分析，我國核能電廠建廠時係由外國 AE 公司執行。核一廠為 Ebasco，核二、三廠為 Bechtel，核四廠為 Shimizu。此分析技術須執行土壤結構互制分析，早期受限於分析程式能力與電腦運算速度，其模型均為 Stick Model 且在時域分析，分析結果即為 FSAR 中之樓板反應譜。2011 年台電委由益鼎公司執行核一廠設計地震 0.3g 提昇至 0.4g 安全分析與補強設計，惟反應器廠房部分益鼎仍外包國外 URS

公司(併購 Ebasco 公司)執行；另國內泰興公司曾於 1987 年重作核三廠結構地震安全分析，因其分析模型係由早期 SAP 程式建立已無法再運用，2013 年台電續委託泰興重建圍阻體分析模型及應用恆春地震資料驗證模型，其分析方法大部分仍沿襲以前時域分析技術。

- (2) 核能研究所於 2013 年同時執行泰興所作核三廠圍阻體分析模型之平行驗證工作，以 Shake、SASSI 程式應用泰興建立之分析模型完成 SSI 分析，已具備核電廠結構地震反應安全分析之技術經驗，本計畫將建立 Detailed Model，取代 Stick Model，提升分析之準確度。
- (3) 目前國外廣泛應用 SASSI 在頻率域執行 SSI 之分析或研究，應用 SAP 僅能在時域上分析，處理地震波散射問題程序上較為複雜。

● 104 年度工作項目

- (1) 建立核二廠反應器廠房結構集中質量與全有限元素分析模型並執行地震反應安全分析。
- (2) 編寫核電廠土壤結構互制分析審查指引，舉辦訓練，推展技術能量。
- (3) 執行「核二廠於設計地震下一、二號機反應器廠房間之土壤結構互制效應安全分析研究暨建模、分析方法技術諮詢與分析軟體功能增進」，並提供 SSI 分析技巧相關諮詢與訓練，增進分析軟體效率與功能。
- (4) Abaqus 有限元素分析程式維護。
- (5) 工作站動態記憶體擴充增進分析速率。

(二) 實際執行與原規劃差異說明

實際執行成果與原訂規劃相符。

貳、經費與人力執行情形

一、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

1. 線上填寫經資門經費時，須依細部計畫、子項計畫逐項填寫預算數與初編決算數，本表則由細部計畫、子項計畫經費加總產生。
2. 初編決算數：因績效報告書繳交時，審計機關尚未審定 104 年度決算，故請填列機關編造決算數。
3. 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。
4. 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。
5. 105 年度預算數：如績效報告書繳交時，立法院已審定 105 年度法定預算，則本欄位資料為法定預算數，其金額應與「105 年度綱要計畫申請書(法定版)」一致，如立法院尚未審定 105 年度法定預算，則本欄位資料為預算案數，其金額應與「105 年度綱要計畫申請書(行政院核定版)」一致。
6. 106 年度申請數：本欄位資料係自動產生，資料來源為 106 年度綱要計畫申請書(機關送審版)。

單位：千元；%

	104 年度					105 年度 預算數	106 年度 申請數	備註
	預算數 (a)	實支數 (b)	初編決算數 保留數 (c)	合計 (d=b+c)	執行率 (d/a)			
總計	63,506	58,124	0	58,124	91.53	—	—	
一、經常門小計	52,574	47,461	0	47,461	90.27	—	—	
(1)人事費						—	—	
(2)材料費						—	—	
(3)其他經常支出						—	—	
二、資本門小計	10,932	10,663	0	10,663	97.54	—	—	
(1)土地建築						—	—	
(2)儀器設備						—	—	
(3)其他資本支出						—	—	

(二) 經費支出說明

項目名稱	用途	金額(千元)
經常門	教育訓練費；水電費；通訊費；資訊服務費（網路、資訊設備維護）；其他業務租金（影印機、傳真機）；臨時人員酬金（替代役、專支人力）；按日按件計酬（顧問、講座鐘點、專家諮詢、出席、稿費）；研討會報名或註冊費；特定專業申照評估資料費(通過美國核管會安全評估認證之核能級安全數位控制器廠家申照文件)；相關專業服務技術支援、特定專業資訊蒐集費、論文發表費、問卷調查費、專家審查費(核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究 - SSI 技術諮詢)；國際組織會費； CAMP、CSARP 使用費；物品（消耗品：文具、紙張、耗材、材料、電子、五金、專業期刊）非消耗品：桌、椅、公文櫃、壓克力等）；一般事務費（印刷、廣告、清潔、工安衛生、雜支）；房屋建築養護（房屋及實驗室養護）；辦公器具養護（辦公器具等養護）；設施及機械設備養護費（實驗室儀器、機械養護費）；國內旅費（赴電廠及相關學術單位相關業務出差費）；運費（載運儀器貨品費）；短期車資（短程洽公車資）；資料儲存、雜支費；委託研究費(核能組件在暫態負荷下之疲勞行為研究；鎳基合金與不銹鋼異質銲接件之應力腐蝕裂痕及高溫疲勞特性分析；核三廠嚴重事故導則之評估與驗證；核二廠用過燃料池安全度評估(PRA)模式建立與風險評估；CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之初期研究；核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證；英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」初稿編修；核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估管制研究；日本核電廠重啟動與新規制基準符合性之技術研究；用過燃料池池水在受到地震後之溢流及拍打池壁壓力研究分析；核二廠於設計地震下一、二號機反應器廠房間之土壤結構互制效應安全分析研究暨建模、分析方法技術諮詢與分析軟體功能增進；消防危害及防護相關安全分析）；勞務採購(定點截面樣品研磨製備及顯微結構分析；化學成分分析、電子儀金屬表面分析、磨耗與刮痕機械性質分析、聚焦電子束樣品製備與分析；氫、氧、氮分析)；套裝軟體維護(ABAqus 有限元素分析程式維護)。	52,574
資本門	機械設備費；機械養護費；資訊軟硬體設備費（硬體設備、軟體購置、系統開發費）、雜項設備費（遵照政府節能減碳政策，汰換更新老舊耗能設施、小型機械、工安衛生等雜項設備）；工作站動態記憶體擴充；採購 MATLAB 與 SAP2000 軟體。	10,932

小計		63,506
----	--	--------

(三) 經費實際支用與原規劃差異說明

(填寫說明：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。)

實際執行成果與原訂規劃相符。

二、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

(填寫說明：線上填寫計畫人力結構時，須依細部計畫、子項計畫逐項填寫原訂人力、實際人力，差異值則由系統自動計算產生。)

計畫名稱	執行情形	104 年度							105 年度 總人力 (預算數)	106 年度 總人力 (申請數)
		研究員級	副研究員級	助理研究員級	助理級	技術人員	其他	總人力 (人年)		
分支計畫 核能安全管制技術發展研究	原訂	2.2	10.3	11.4	11.1	—	—	35	—	—
	實際	2.2	10.4	10.4	11.1	—	—	34.1	—	—
	差異	0.0	0.1	-1.0	0.0	—	—	-0.9	—	—
分項計畫 核電廠現場管制與審查技術基礎建立	原訂	0.4	2.2	0.7	1.2	—	—	4.0	—	—
	實際	0.4	2.2	0.3	1.2	—	—	3.6	—	—
	差異	0.0	0.0	-0.4	0.0	—	—	-0.4	—	—
分項計畫 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發	原訂	0.8	1.7	3.4	3.9	—	—	9.8	—	—
	實際	0.8	1.7	3.4	3.9	—	—	9.8	—	—
	差異	0.0	0.0	0.0	0.0	—	—	0.0	—	—

分項計畫 核電廠組件 非破壞檢測 與材料機械 行為研究	原訂	0.2	1.2	0.5	0.6	—	—	2.5	—	—
	實際	0.2	1.2	0.2	0.6	—	—	2.2	—	—
	差異	0.0	0.0	-0.3	0.0	—	—	-0.3	—	—
分項計畫 強化現代儀 控系統應用 於核電廠之 管制能力研究	原訂	0.0	1.3	2.8	0.2	—	—	4.3	—	—
	實際	0.0	1.3	2.8	0.2	—	—	4.3	—	—
	差異	0.0	0.0	0.0	0.0	—	—	0.0	—	—
分項計畫 核電廠熱水 流安全分析 程式應用與 驗證	原訂	0.4	1.1	0.4	0.5	—	—	2.4	—	—
	實際	0.4	1.1	0.3	0.5	—	—	2.3	—	—
	差異	0.0	0.0	-0.1	0.0	—	—	-0.1	—	—
分項計畫 國際核能管 制法規與後 福島改善研 究	原訂	0.4	1.3	0.4	0.6	—	—	2.7	—	—
	實際	0.4	1.3	0.2	0.6	—	—	2.5	—	—
	差異	0.0	0.0	-0.2	0.0	—	—	-0.2	—	—
分項計畫 新輻射源項 分析技術建	原訂	0	0.4	0.9	1.4	—	—	2.7	—	—
	實際	0.0	0.4	0.9	1.4	—	—	2.7	—	—

立與應用	差異	0.0	0.0	0.0	0.0	—	—	0.0	—	—
分項計畫 風險告知視 察工具開發 與地震危害 度分析標準 研究	原訂	0.0	0.2	0.0	2.3	—	—	2.5	—	—
	實際	0.0	0.2	0.0	2.3	—	—	2.5	—	—
	差異	0.0	0.0	0.0	0.0	—	—	0.0	—	—
分項計畫 核電廠用過 核燃料池結 構安全管制 技術研究	原訂	0.0	0.4	1.1	0.4	—	—	1.9	—	—
	實際	0.0	0.5	1.0	0.4	—	—	1.9	—	—
	差異	0.0	0.1	-0.1	0.0	—	—	0.0	—	—
分項計畫 核電廠結構 地震反應安 全分析管制 技術研究	原訂	0.0	0.5	1.2	0.0	—	—	1.7	—	—
	實際	0.0	0.5	1.3	0.0	—	—	1.8	—	—
	差異	0.0	0.0	0.1	0.0	—	—	0.1	—	—

- 研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正等，若非以上職稱則相當於博士滿 3 年、或碩士滿 6 年、或學士滿 9 年以上之研究經驗者。
- 副研究員級：副研究員、副教授、助理教授、總醫師、薦任技正，若非以上職稱則相當於博士、或碩士滿 3 年、或學士滿 6 年以上之研究經驗者。
- 助理研究員：助理研究員、講師、住院醫師、技士，若非以上職稱則相當於碩士、或學士滿 3 年以上之研究經驗者。
- 助理級：研究助理、助教、實習醫師，若非以上職稱則相當於學士、或專科滿 3 年以上之研究經驗者。
- 技術人員：指目前在研究人員之監督下從事與研究發展有關之技術性工作。

- 其他：指在研究發展執行部門參與研究發展有關之事務性及雜項工作者，如人事、會計、秘書、事務人員及維修、機電人員等。

(二) 人力實際進用與原規劃差異說明

參、已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003) (系統填寫)

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 104 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. 項目 A.論文、G.智慧財產、H.技術報告及檢驗方法、J1.技轉與智財授權、S1.技術服務、L.促成投資等 6 項目指標，因統計需要請務必填寫，無則填「0」即可。
3. 得因計畫實際執行增列指標項目以呈現計畫成果。

屬性	績效指標類別	績效指標項目		104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值				
學術成就 (科技基礎研究)	A.論文	期刊論文	國內(篇)	8	0	—	—	有助於提昇學術成果，並貢獻核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研發、儀控系統發展應用/核電廠人員可靠度議題研究、環境加速劣化分析之相關技術，為相關核電廠系統安全分析技術發展及管制重要參考與引用之依據。	
			國外(篇)		7	—	—		
		研討會論文	國內(篇)		6	—	—		
			國外(篇)		6	—	—		
		專書論文	國內(篇)		0	—	—		
			國外(篇)		0	—	—		
	B. 合作團隊	機構內跨領域合作團隊(計畫)數		0	0	—	—	所養成之本土團隊可機動、快	

屬性	績效指標類別	績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
	(計畫)養成	跨機構合作團隊(計畫)數	3	3	—	—	速因應國內核電廠運轉管制所需專業視察、稽查、安全審查、分析所需之專家及緊急支援之人力，亦可針對國內核電廠所欠缺專門技術進行研發，以建立本土化自主技術。	
		跨國合作團隊(計畫)數	0	0	—	—		
		簽訂合作協議數	0	0	—	—		
		形成研究中心數	0	0	—	—		
		形成實驗室數	0	0	—	—		
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	4	6	—	—	可培養出國內外未來需要的核電廠系統安全分析領域所需高階研發人力 8 人，有助於提升核能安全研發能力。	
		碩士培育/訓人數	2	2	—	—		
		學士培育/訓人數	0	0	—	—		
		學程或課程培訓人數	0	0	—	—		
		延攬科研人才數	0	0	—	—		
		國際學生/學者交換人數	1	1	—	—		
		培育/訓後取得證照人數	0	0	—	—		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值				
	D1.研究報告	研究報告篇數	18	23	—	—	技術經驗傳承，建構研發之基礎，劑量評估與量測技術發展，充實從事安全管理制工作之能力。	
	D2.臨床試驗	新藥臨床試驗件數	0	0	—	—	效益說明可包含新藥、醫療器材於國內外臨床試驗通過情形等。	
		醫療器材臨床試驗件數	0	0	—	—		
	E.辦理學術活動	<u>國內</u> 學術會議、研討會、論壇次數	0	0	—	—	學術活動包含研討會(workshop)、學術會議(symposium)、學術研討會(conference)、論壇(forum)等；效益說明可包含主辦國際重要研討會情形等。	
		<u>國際</u> 學術會議、研討會、論壇次數	0	0	—	—		
		<u>雙邊</u> 學術會議、研討會、論壇次數	0	0	—	—		
		出版論文集數量	0	0	—	—		
	F.形成課程/ 教材/手冊/軟體	形成課程件數	0	0	—	—	以最新版本 PRA 模式更新現有視察評估工具，以反映最新模式現況與數據，並供各廠駐廠視察員引用，持續落實核安管制紅綠燈作業。以計算案	
		製作教材件數	1	1	—	—		
		製作手冊件數	0	0	—	—		

屬性	績效指標類別	績效指標項目		104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
		自由軟體授權釋出教材件數		1	1	—	—	例，說明結構物及設備在進行耐震能力分析時，評估各項安全因子的方法，作為分析者執行耐震能力評估時之參考。	
	其他								
技術創新 (科技技術創新)	G.智慧財產	申請中	國內	發明專利(件)	0	0	—	—	效益說明可包含智慧財產應用、引用、授權情形等。
				新型/新式樣(件)		0	—	—	
				商標(件)		0	—	—	
				品種(件)		0	—	—	
			國外	發明專利(件)	0	0	—	—	
				新型/新式樣(件)		0	—	—	
				商標(件)		0	—	—	
				品種(件)		0	—	—	
		已	國內	發明專利(件)	0	0	—	—	

屬性	績效指標類別	績效指標項目		104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
		獲准	新型/新式樣(件)		0	—	—		
			商標(件)		0	—	—		
			品種(件)		0	—	—		
		國外	發明專利(件)	0	0	—	—		
			新型/新式樣(件)		0	—	—		
			商標(件)		0	—	—		
			品種(件)		0	—	—		
		著作/出版品	國內(件)	0	0	—	—		
			國外(件)	0	0	—	—		
		與其他機構或廠商合作智財件數		0	0	—	—		
技術創新 (科技)	H.技術報告及檢驗方法	新技術開發或技術升級開發之技術報告篇數		9	10	—	—	建立相關專業技能能量，提昇核安管制水準，並提供相關單位參考。	
		新檢驗方法數		0	0	—	—		
	I1. 辦理技術	辦理技術研討會場次		2	2	—	—	從日本福島事故應變處理經	

屬性	績效指標類別	績效指標項目		104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值				
技術創新)	活動	辦理技術說明會或推廣活動場次		0	0	—	—	驗學習出發，舉辦專題研討會。	
		辦理競賽活動場次		0	0	—	—		
	12. 參與技術活動	發表於國內外技術活動(包含技術研討會、技術說明會、競賽活動等)場次		1	1	—	—	與國內外專家分享技術最新狀態，蒐集機組數位儀控系統更新等相關資料，並參訪美國電廠模擬訓練中心，參與運轉訓練課程，以了解電廠運轉人員及人機界面驗證實務做法。	
	J1. 技轉與智財授權	技轉(含先期技術) <u>國內</u> 廠商或機構	件數	0	0	—	—	效益說明可包含技轉與智財授權情形、商品化情形等。	
			金額(千元)	0	0	—	—		
		技轉(含先期技術) <u>國外</u> 廠商或機構	件數	0	0	—	—		
			金額(千元)	0	0	—	—		
		專利授權 <u>國內</u> 廠商或機構	件數	0	0	—	—		
			金額(千元)	0	0	—	—		
		專利授權 <u>國外</u> 廠商	件數	0	0	—	—		

屬性	績效指標類別	績效指標項目		104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值				
技術創新 (科技技術創新)	J2.技術輸入	或機構	金額(千元)	0	0	—	—	效益說明可包含引進技術之應用情形。	
		自由軟體授權件數		0	0	—	—		
		其他(不含專利)授權	件數	0	0	—	—		
			金額(千元)	0	0	—	—		
	S1.技術服務 (含委託案及工業服務)	技術服務件數		0	0	—	—	效益說明可包含技術服務收入等。	
		技術服務家數		0	0	—	—		
		技術服務金額(千元)		0	0	—	—		
技術創新 (科技技術創新)	S2.科研設施 建置及服務	設施建置項數		0	0	—	—	效益說明可科研設施服務收入、服務滿意度等。	
		設施運轉穩定度(%)		0	0	—	—		
		設施運轉運轉效率(%)		0	0	—	—		
		設施服務項目數		0	0	—	—		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
		設施使用人次	0	0	—	—		
		設施服務件數	0	0	—	—		
		設施服務時數	0	0	—	—		
		設施服務收入	0	0	—	—		
	其他		0	0	—	—		
經濟效益 (經濟產業促進)	L. 促成投資	促成廠商投資件數	0	0	—	—	效益說明可包含廠商或產業團體投資或成立新創事業所推出之新產品上市項數、產量、產值等情形。	
		促成生產投資金額(千元)	0	0	—	—		
		促成研發投資金額(千元)	0	0	—	—		
		促成新創事業投資金額(千元)	0	0	—	—		
		促成產值提升或新創事業所推出新產品產值(千元)	0	0	—	—		
	M. 創新產業或模式建立	成立營運總部數	0	0	—	—	效益說明可包含增加台灣產業運籌電子化擴散面積、衍生公司投資金額、創新模式衍生新產品	
		衍生公司家數	0	0	—	—		

屬性	績效指標類別	績效指標項目		104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
		建立產業發展環境、體系或營運模式件數		0	0	—	—	產值、環境改善或體系建立等提高產品競爭力、促進產業發展效益。	
		參與產業發展環境、體系或營運模式之產業團體數		0	0	—	—		
		促成企業聯盟家數		0	0	—	—		
		創新模式衍生新產品上市項數		0	0	—	—		
		促成產值提升或創新模式衍生新產品產值(千元)		0	0	—	—		
	N.協助提升我國產業全球地位	建立國際品牌或排名提升		0	0	—	—	效益說明可包含相關產業（品）產值國際排名提升情形等。	
		相關產業產品產值世界排名提升		0	0	—	—		
		促成國際互惠合作件數		0	0	—	—		
		促進國際廠商在台採購(千元)		0	0	—	—		
經濟效益 (經濟)	O.共通/檢測技術服務及輔導	輔導廠商或產業團體技術或品質提升、技術標準認證、實驗室認證、申請與執行主導性新產品及關鍵性零組件等	件數	0	0	—	—	效益說明可包含輔導廠商或產業團體獲得國家/國際證照、通過實驗室認證、申請或獲得專利情形、輔導對象相對投入情形、輔導個人獲得相關專業證照情形、國內二級校正衍生數等。	
			廠商家數	0	0	—	—		
			廠商配合款(千元)	0	0	—	—		

屬性 產業促進)	績效指標 類別	績效指標 項目	104 年度		105 年度 目標值	106 年度 目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂 目標值	實際 達成值				
		技術、作業準則等教育訓練人次	0	0	—	—		
		提供國家級校正服務件數	0	0	—	—		
	P.創業育成	新公司或衍生公司家數	0	0	—	—	效益說明可包含新公司或衍生公司投資金額、年營業額等。	
	T.促成與學界或產業團體合作研究	媒合與推廣活動辦理次數	0	0	—	—	效益說明可包含合作研究產品上市項數、產量、銷售金額、降低產品成本、提升產品附加價值等	
		促成合作研究件數	0	0	—	—		
		廠商研究配合款金額(千元)	0	0	—	—		
		合作研究產品上市項數	0	0	—	—		
	U.促成智財權資金融通	輔導診斷家數	0	0	—	—	效益說明可包含協助中小企業取得融資及保證情形等	
		案源媒合家數	0	0	—	—		
		協助廠商取得融資家數	0	0	—	—		
		協助廠商取得融資金額(千元)	0	0	—	—		
	AC.減少災害損失	開發災害防治技術與產品數	0	0	—	—	效益說明可包含預估降低環境危害風險或成本等。	
		建立示範區域或環境觀測平台數	0	0	—	—		

屬性	績效指標類別		績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
			建築或橋梁補強數	0	0	—	—		
			輔導廠商建立安全相關生產或驗證機制之件數	0	0	—	—		
			預估降低環境危害風險或成本(千元)	0	0	—	—		
	其他			0	0	—	—		
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	0	0	—	—	效益說明可包含於國際重要報章媒體刊登或宣傳情形。	
			科普知識推廣與宣導觸達人數	0	0	—	—		
			新聞刊登或媒體宣傳數量	0	0	—	—		
		Q. 資訊服務	設立網站數	0	0	—	—	效益說明可包含網站訪客人數或人次、縮短行政作業時間比率、服務使用提升率、服務滿意度、外部評鑑或查核機制獲獎情形等。	
			提供客服件數	0	0	—	—		
			知識或資訊擴散(觸達)人次	0	0	—	—		
			開放資料(Open Data)項數	0	0	—	—		
			提供共用服務或應用服務項目數	0	0	—	—		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值				
社會影響		線上申辦服務數	0	0	—	—		
		服務使用提升率	0	0	—	—		
		R. 增加就業	0	0	—	—		
	社會福祉提升	廠商增聘人數	0	0	—	—	效益說明可包含降低失業率、提升國民生產毛額等。	
		W. 提升公共服務					效益說明可包含運輸耗能節省金額、減少二氧化碳排放量等。	
		旅行時間節省(換算為貨幣價值，千元)	0	0	—	—		
		運輸耗能節省金額(千元)	0	0	—	—		
		減少二氧化碳排放量(公噸)	0	0	—	—		
		X. 提高人民或業者收入					效益說明可包含受益人數、受益者每人年平均增加收入等。	
		受益人數	0	0	—	—		
		增加收入(千元)	0	0	—	—		
		XY. 人權及性別平等促進					效益說明可包含性別或弱勢族群之受益比例等。	
		活動參與人數	0	0	—	—		
環境	V. 提高能源利	其他	0	0	—	—		
		技術或產品之能源效率提升百分比(%)	0	0	—	—	效益說明可包含技術或產品上市銷售帶動節約能源量、減少二	

屬性	績效指標類別		績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
	安全永續	用 率 及 綠 能 開 發	技術/產品達成綠色設計件數	0	0	—	—	氧化碳排放量、提升新能源及再生能源占比等。	
			減少二氧化碳排放量(公噸)	0	0	—	—		
			提升新能源及再生能源產出量	0	0	—	—		
	Z. 調 查 成果	調查筆數	0	0	—	—	效益說明可包含國土、環境、健康等各式調查之調查重要發現，以及調查結果可輔助決策之準確度等。		
		調查圖幅數	0	0	—	—			
		調查面積	0	0	—	—			
		影像資料筆數	0	0	—	—			
		調查物種數	0	0	—	—			
	其他		0	0	—	—			
其他效益 (科技政策)	K. 規 範 / 標 準 或 政 策 / 法 規 草案制訂	參與制訂政府或產業技術規範/標準件數	0	0	—	—	效益說明可包含採用技術規範/標準之廠商家數、產品種類等，以及政策建議被採納、法規草案公告實施件數等		
		參與制訂之政策或法規草案件數	0	0	—	—			
		草案被採納或認可通過件數	0	0	—	—			
		草案公告實施或發表件數	0	0	—	—			

屬性	績效指標類別	績效指標項目	104 年度		105 年度目標值	106 年度目標值	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				
管理及其他)	Y.資訊平台與資料庫	新建資訊平台或資料庫數	0	0	—	—	效益說明可包含資訊平台或資料庫整合服務加速行政作業時間、使用人次提升率、滿意度等。	
		更新資訊平台功能項目	0	0	—	—		
		更新或新增資料庫資料筆數	0	0	—	—		
		資訊平台或資料庫使用人次	0	0	—	—		
	AA.決策依據	新建或整合流程數	0	0	—	—	效益說明可包含政策建議被採納數、節省公帑(千元)等。	
		提供政策建議或重大統計訊息數	0	0	—	—		
		政策建議被採納數	0	0	—	—		
		決策支援系統及其反應加速時間(%)	0	0	—	—		
	其他		0	0	—	—		

104 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：無

目 錄

第二部分

壹、- 主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	2-1
一、 學術成就(科技基礎研究).....	2-1
二、 技術創新(科技技術創新).....	2-4
三、 經濟效益(經濟產業促進).....	2-7
四、 社會影響(社會福祉提升、環境保護安全).....	2-9
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).....	2-13
貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合	2-15
參、 檢討與展望	2-15

壹、主要成就及成果之價值與貢獻度 (outcome)

一、學術成就(科技基礎研究)

101 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—撰寫 SCI paper 兩篇，國際研討會論文兩篇(獲最佳論文獎一篇)，研究報告 4 篇。
2. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1) 研究數位儀控系統軟體發展與測試相關法規，並針對所研究法規文件對美國核能管制委員會提出建議事項，使相關法規文件能更臻完整實用。(2) 研究核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，並探討以績效監測資料進行人因可靠性資料更新的管制流程與標準。(3) 研究核電廠資通安全政策與程序管制要項，進行雲端運算資安議題研究，提出雲端運算安全架構模式，可運用於跨組織之雲端運算系統之架構設計(如運用於除役工作之跨組織協同作業之平台架構)。完成國際重要期刊論文 3 篇，國際研討會論文 3 篇，國內研討會論文 2 篇。
3. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—(1) 完成國際 SCI 期刊論文 5 篇，國際 EI 期刊論文 5 篇，國際研討會論文 17 篇，國內研討會論文 2 篇(2) 完成「核電廠系統安全分析應用程式金山核電廠 TRACE 之模式建立與驗證」研究報告(3) 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊養成。
4. 國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試—完成我國核能電廠壓力測試國家報告初稿檢討我國核能電廠因應各種天然災害的能力。
5. 新輻射源項分析技術建立與應用—完成核三廠冷卻水流失設計基準事故輻射劑量評估之替代輻射源項分析方法報告。

102 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—投稿亞洲水化學國際會議論文摘要 3 篇，及參加 ICGEAC 國際會議發表論文 1 篇，SCI 論文一篇。

2. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展與測試，並對數位儀控發展與測試相關法規相關議題，如電子邏輯圖與測試涵蓋率，提出建議。(2)研究核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，並探討以績效監測資料進行人因可靠性資料更新的管制流程與標準。(3) 研究核電廠資通安全設計基礎威脅，進行核電廠資通安全威脅研究，提出核電廠資通安全威脅評估模式，未來可運用於核電廠資通安全威脅辨識與因應之資通安全管控措施妥適性評估。
3. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—目前共完成 SCI 期刊論文 2 篇, EI 期刊論文 2 篇，國際研討會論文 5 篇。
4. 新輻射源項分析技術建立與應用—完成核一廠斷然處置程序(URG)研究與分析報告。

103 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—參加 2014 年 ICGEAC (International Cooperative Group on Environmental Assisted Cracking)國際會議發表論文 1 篇『SCC behavior of aged cast stainless steel in high temperature water environment』。
2. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1) 研究國際原子能總署(IAEA)與國際電工委員會(IEC)及美國核電聯邦相關法規(RG/IEEE)有關核電廠安全儀控系統軟體安裝階段相關法規與標準及美國 HFC-6000 儀控平台取得美國核管會(USNRC)安全評估認證之申照評估作業與申照文件，藉由讀書會方式進行法規要求、數位系統技術、管制議題、及審照重點與審照標準等討論與心得分享，以增進數位儀控系統之管制技術能力。(2) 研究核能先進國家重要核安管制人為可靠度與人因績效監測相關規範，深入了解 NUREG-0711、IAEA Safety Series No. 50-P-10、IEEE Std 1082 等法規之宗旨、精神、目的與審查標準，提供管制單位審查人員判斷核能安全有關人為失誤，並研擬適用於國內核能管制法規與改善方案，精進國內管制作為。(3) 根據 NRC 頒布之 RG 5.71 與 RG 1.152 發展核電廠安全數位儀控系統之資通安全需求，研究核電廠資通安全政策與程序管制要項，進行安全系統之弱點評估方法論與程序研究。目前完成國內研討會論文 2 篇。

3. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—目前共完成國際 SCI 期刊論文 1 篇，NUREG-IA 報告 2 篇，國際研討會論文 10 篇。
4. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—報告提供核一廠聯合廠房全有限元素分析模型與 FSAR 之 stick model 比較分析結果，並探討 SSI 分析技術中 modified subtraction method 與 direct method 分析結果差異。

104 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—(a)參加 2015 年 ICGEAC (International Cooperative Group on Environmental Assisted Cracking)國際會議發表論文 1 篇『Stress corrosion cracking behavior of CH8A cast austenitic stainless steel in simulated HWC environment』；(b)於 International Thermal Spray Conference, ITSC 發表『The Corrosion Behavior of Thermal Spray Coating on 304L Stainless Steel in a Saline Environment』。(c)完成時效離心鑄造不銹鋼銲件於模擬 BWR 水環路中之應力腐蝕敏感性測試。(d)完成不同冷作之 304L，暴露在模擬海水鹽霧條件下，統計孔蝕之面積、體積、深度隨時間之變化。完成 SCI 期刊論文一篇，國內會議論文一篇。
2. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)建立數位儀控系統於安裝階段之審查與管制能力，審查程序共分為規劃階段、執行階段、評估階段與最後決定階段等四個階段。查核項目為依據法規標準與審查議題建立相關的查核表，以作為管制單位執行各項管制、審查與稽核時工作參考。(2)研究核能先進國家重要核安管制人為可靠度與人因績效監測相關規範，深入了解 NUREG-0711、IAEA Safety Series No. 50-P-10、IEEE Std 1082 等法規之宗旨、精神、目的與審查標準，完成核電廠儀控系統數位更新人因工程審查流程及核電廠人為可靠度資訊收集展示系統及應用模式研究。(3)根據 NRC 頒布之 RG 5.71 與 RG 1.152 發展核電廠安全數位儀控系統之資通安全需求，研究核電廠資通安全要求與安全管控措施應用及安全管控措施效益分析。完成國外期刊論文 2 篇、國內研討會論文 4 篇、國際會議論文 2 篇、研究報告 7 篇。
3. 核電廠系統安全分析應用與驗證—完成 NUREG-IA 報告 4 篇，完成 2 篇國際研討會論文，國際 SCI 期刊論文 1 篇，國際 EI 期刊論文 1 篇。

4. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—(1)針對用過燃料池池水晃動行為方面，完成 2 篇研究報告。(2) 針對燃料池破裂分析方面，完成 1 篇研究報告。(3) 完成用過燃料池池水晃盪初步研究報告 1 篇。
5. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—進行核二廠反應器廠房全有限元素分析模型與 FSAR 之 stick model 比較分析結果，並探討鄰近廠房對 SSI 分析結果之影響。

二、技術創新(科技技術創新)

101 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—近來由於覆銲修補工程於各國核電廠管路及管嘴廣泛被使用，常發生銲道受母材雜質之影響而熱裂或發生 DDC(Ductility Dip Crack)劣化，本研究發現母材硫含量擴散至 dendritic boundary 或晶界會導致 SCC 裂縫生長速率加速。
2. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1) 研究數位儀控系統軟體發展與測試相關法規，協助核能工業相關單位正確遵循法規。(2) 建立核電廠主控制室人機介面現代化人因工程評估導則及檢核程序，加強核能管制技術研發。(3) 研究核能電廠資通安全政策與程序管制要項，提出技術可行方案。(4) 完成與美國核能管制委員會在台美民用合作架構下，進行資訊交流技術合作，並執行數位儀控系統軟體發展與測試研究與人因可靠度研究。
3. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—(1) 完成建立經校驗之核一廠 TRACE 熱水流分析模式。(2) 以核一廠 TRACE 熱水流分析模式為基礎，提出完整使用 TRACE 經驗與程式評估報告。(3) 建立國內使用此新一代熱水流系統分析程式 TRACE 及其相關程式之技術，參與工作人員並獲得使用 TRACE 與相關程式及運用程式對電廠作安全分析之經驗與能力。(4) 完成我國參與美國核能管制委員會之 CAMP 國際合作計畫中之工作。
4. 新輻射源項分析技術建立與應用—改善 MACCS 後端處理程式，彈性調整外釋事故種類數量，並提升運算速度。

102 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—異材銲道熱處理參數會影響碳化物析出分佈型態，導致晶粒內部應變程度分佈不均，藉由背向式電子繞射儀（EBSD）可觀察於晶界、柱狀晶晶界或析出物附近具較高之應變分佈。推測銲接殘留應力之分佈隨熱處理參數而不同，與析出物分佈型態有關。晶粒內應變大小也與 SCC 裂縫生長路徑有關係。
2. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—引進蒙地卡羅機率斷裂分析方法，評估錨定螺栓斷裂對反應器壓力槽結構安全影響性，分析在不同斷裂位置及斷裂根數下之設計安全裕度，作為電廠運轉人員加強檢測之依據，並利管制單位管制電廠運轉安全。
3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展測試，可監督核能工業相關單位，如台電公司與數位儀控系統廠商正確執行安全軟體需求/設計/實做階段發展與測試，加強推動核能工業。(2)建立核電廠主控制室人機介面現代化人因工程評估導則及檢核程序，加強核能產業技術應用。(3)研究核電廠資通安全設計基礎威脅，提出利用威脅樹建置威脅模式，得到可能之資通安全威脅，提供產業資通安全威脅辨識技術之可行方案。(4)本計畫與美國核能管制委員會在台美民用合作架構下，進行資訊交流技術合作，在 C18 工作項目下執行數位儀控系統軟體發展與測試研究與人因可靠度研究。
4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—已完成核二廠 TRACE 模式建立，使用核二廠 TRACE 模式，進行 startup tests 案例分析。

103 年度：

1. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—以三維結構有限元素分析技術，結合 ASME 鍋爐與壓力容器設計規章進行錨定螺栓各項容許應力、抗滑(支撐裙板和上載板間)能力檢核。
2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—鑄造不銹鋼 SSRT 試片破斷面藉由背向式電子繞射儀（EBSD）可觀察裂縫傾向沿著 δ 肥粒鐵與母材 γ 相介面伸展，藉由 FIB 試片取樣，及 TEM 顯微觀察發現 δ 肥粒鐵與母材 γ 相介面處具較高之氧化物，推測高溶氧對 SSRT 破裂具關鍵因素，後續將進行加氫水化學環境之 SSRT 測試，驗證此觀點。

3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠軟體安全與儀控系統安裝階段法規標準與要求 (IAEA/IEC/RG/IEEE) 及美國 HFC-6000 儀控平台取得美國核管會安全評估認證之申照評估作業與申照之專題報告(Topical Report) 與安全評估報告(SER)文件,可增進國內對現代儀控系統應用於核電廠之管制能力。(2)建立核電廠人為可靠度與人因績效管制與審查導則,加強核能產業技術應用。(3)研究核電廠資通安全設計基礎威脅,運用安全系統之弱點評估方法論與程序研究模式,得到可能之資通安全威脅,提供產業資通安全威脅辨識技術之可行方案。(4)本計畫與美國核能管制委員會在台美民用合作架構下,進行資訊交流技術合作,在 C18 工作項目下執行數位儀控系統軟體發展與測試研究與人因可靠度研究。
4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—配合 NRC 的 TRACE V5.0 patch4 與 SNAP2.2.7 程式的改版,加入 containment 的模擬,完成精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。
5. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—以核一廠聯合廠房 1/4 stick model 探討 SSI 分析技術中分析模型互制點選用對分析結果影響,1/4 模型大幅降低分析運算時間,為檢核分析模型設定是否正確—有效率方法。

104 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—時效後鑄造不銹鋼於加氫水化學測試,發現已大幅減低 SCC 敏感性,由 SSRT 試片破斷面並無發現沿晶或應力腐蝕破裂之特徵,對於加氫水化學環境下之時效後鑄造不銹鋼可安全運轉無虞。SS304L/SS308L 鉸件經 300°C/5000 小時以上高溫高壓水中測試後,發現裂縫前緣 SCC 生長不均,經微觀顯微結構驗證分析,發現與鉸道樹枝狀方向有關,當裂縫生長方向與樹枝狀平面平行時,裂縫生長較快,反之垂直時較慢。另外,發現鉸道經 5000 小時測試後整體硬度較未測試前會提升,可能與鉸道經 300 °C/5000 小時熱時效,導致肥粒鐵相硬度上升有關,有待進一步驗證。
2. 以格林函數法求得的應力歷程與直接利用有限元素法分析的結果相當吻合,證實應用格林函數法於計算管嘴的熱應力是可行的,達到從溫度輸入直接到熱應力輸出的目標,比起有限元素法在求取熱應力時更有效率。
3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1) 依據數位儀控系統

於安裝階段之法規與標準，建立核電廠安全儀控系統軟體安裝階段之審查導則。可增進國內對現代儀控系統應用於核電廠之管制能力。(2)建立核電廠儀控系統數位更新人因工程審查流程及進行核電廠人為可靠度資訊收集展示系統及應用模式研究，並提供管制法規參考架構。(3)研究核電廠資通安全要求與安全管控措施應用及效益分析，運用安全系統之弱點評估方法論與程序研究模式，提供強化核電廠關鍵系統之可行方案。(4)與美國核能管制委會進行資訊交流技術合作，執行數位儀控系統軟體發展與測試研究與人因可靠度研究。

4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—依據美國核管會的 TRACE V5.0 patch4 與 SNAP 2.4.1 程式的改版，加入圍阻體的模擬，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。
5. 引進地震 PRA 之量化分析軟體。
6. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—利用 Smeared Model，完成燃料池 RC 結構、不銹鋼內襯鋼板、和結構鋼互制之分析模型，分析多種材料組合物體的非線性變形行為，並觀測出混凝土的裂縫產生位置。
7. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—探討相鄰核電反應器廠房對 SSI 分析結果影響，以評估地震安全分析時是否須將鄰近大質量結構物列入準確性影響考慮因素。

三、經濟效益(經濟產業促進)

101 年度：

1. 材料劣化機制之長期研究，可提供電廠組件失效或破壞之即時肇因分析，縮減大修或電廠停機時間，提升經濟效益。
2. 研究數位儀控系統軟體發展與測試相關法規，有助於安全等級數位儀控系統自主化發展，減少對國外廠商之依賴。
3. 研究核能電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，可加強運轉員在主控制室運轉能力，提高核能電廠營運績效。
4. 研究核能電廠資通安全政策與程序管制要項，可防止對核能電廠關鍵資產

之惡意攻擊，避免核能電廠營運損失。

102 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—材料劣化機制之長期研究，可提供電廠組件失效或破壞之即時肇因分析，清楚掌握劣化肇因，可提供防治對策及管制準則，使電廠運轉安全更具信心。使人民生命財產安全獲得保障。
2. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—依電廠型式及其興建地區負荷條件，根據 ASME 鍋爐與壓力容器設計規章分析反應器壓力槽支撐裙板錨定螺栓結構強度，檢核其安全餘裕，提升國內自我設計能力。
3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展測試，有助於安全等級數位儀控系統自主化發展，減少對國外廠商之依賴。(2)研究核能電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，可加強運轉員在主控制室運轉能力，提高核能電廠營運績效。(3)研究核電廠資通安全設計基礎威脅與因應管控措施，可防止對核能電廠關鍵資產之網路惡意攻擊，避免核能電廠營運損失。

103 年度：

1. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—由發展之錨定螺栓三維分析技術及分析流程，可協助國內核能電廠進行反應器壓力槽支撐裙板固鎖安全性檢驗，以及錨定螺栓設計、更換時之結構安全性檢驗，提高核能電廠整體營運安全，節省依賴美國設計公司之安全分析費用。
2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—政府政策-沒有核安，就沒有核能，安全是核能電廠運轉最高準則，材料劣化機制之長期研究，可預測核能電廠組件失效可能性、時機及破壞肇因分析，清楚掌握材料劣化因子及影響程度，提供防治對策及管制準則，使電廠運轉安全更具信心，保障人民生命財產安全。
3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠軟體安全與儀控系統安裝階段法規標準與要求（IAEA/IEC/RG/IEEE）及美國 HFC-6000 儀控平台取得美國核管會安全評估認證之申照評估作業與申照文件，可促進核管單位、台電及儀控深入瞭解核能法規，並縮短廠家發展

儀控系統及申照作業時程，可有效提昇經濟效益。(2)研究核能電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，可加強運轉員在主控制室運轉能力，提高核能電廠營運績效。(3)研究核電廠資通安全設計基礎威脅與因應管控措施，可防止對核能電廠關鍵資產之網路惡意攻擊，避免核能電廠營運損失。

4. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—建立一備用地震安全分析模型，支援核安管制單位驗證核電廠提出安全分析資料之正確性，使核安管制決策更有依據，縮短電廠停機時間，提升經濟效益。

104 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—材料劣化機制之長期研究，可預測核能電廠組件失效可能性、時機及破壞肇因分析，掌握材料劣化因子及影響程度。
2. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)建立核電廠安全儀控系統軟體安裝階段之審查導則及研究美國 HFC-6000 儀控平台取得美國核管會安全評估認證之申照評估作業與申照文件，可縮短核能法規申照審查時程，提昇經濟效益。(2)研究核能電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，可加強運轉員在主控制室運轉能力，提高核能電廠營運安全。(3)研究核電廠鍵數位資產系統資通安全強化措施，可防止對核能電廠關鍵資產之網路惡意攻擊，避免影響核能電廠安全。
3. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—建立核二廠備用地震安全分析模型，評估核電廠提出安全分析資料之正確性，使核安管制更有效率。
4. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—已建立用過燃料池結構分析模型，強化國內相關分析關鍵技術，對於重大地震力，能有效且快速提供有關結構安全方面之審查技術支援。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

101 年度：

1. 材料劣化機制之長期研究，如同對人體老化之長期健檢一般，藉由材料劣

化長期累積之知識，提供電廠發生組件材料劣化即時之肇因分析，並向社會大眾說明，避免民眾恐慌。

2. 研究數位儀控系統軟體發展與測試相關法規，可加強工業界對於安全等級數位儀控系統法規的瞭解，加強非核能工業(如火力發電、石化廠)之數位儀控系統軟體安全。
3. 研究核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，有助於提升運轉員在控制室運轉能力，提升工業安全。
4. 研究核能電廠資通安全政策與程序管制要項，有助於企業防範惡意電腦病毒攻擊，避免營業損失。
5. 建立與提升核電廠暫態之安全分析能力，可提升國內核電廠之安全與驗證國外廠家之安全分析結果，減少國人對核電安全之疑慮。
6. 在日本發生 311 海嘯與福島核災之後，歐盟國家積極執行核能電廠壓力測試工作，檢討核能電廠各項設計基準與安全餘裕，尤其針對可能發生的超過設計基準(beyond design basis)事故，全面檢討電廠的弱點與改善措施。研究歐盟國家壓力測試作法，可做為我國核能電廠執行壓力測試工作的參考，以強化核能安全；執行我國核電廠壓力測試也能加強核電廠安全，並增進民眾信心。
7. 開發龍門電廠大修停機期視察發現之風險顯著性評估工具軟體 PRiSE，可提供龍門電廠視察員評估龍門電廠安全績效 95%以上的期間，使目前實行中的核安管制紅綠燈制度更加完整落實，提升民眾對龍門電廠管制的信心。

102 年度：

1. 核電廠現場管制與審查技術基礎建立—協助原能會執行運轉中核能電廠核管案審查，確保核電廠運轉安全，協助原能會執行龍門電廠建廠視察，提出視察發現與建議，強化管制監督作為。編寫彙整核安資訊研議報告，提供國際重要核安資訊。
2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—材料劣化機制之長期研究，如同醫學對人體老化之研究一般，不同的變因，導致不同結果。自 311 福島事件後，各國學者擴大研究議題，除正常運轉條件外亦納入非正常運轉之測試條件(如起爐、停爐或停滯水流之水化學等)，使研究議題

能更全面，提升民眾對電廠運轉的信心。

3. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—比較不同型式電廠反應器壓力槽設計模式，分析其反應器壓力槽支撐裙板錨定螺栓幾何尺寸和結構強度，可了解其設計差異，作為電廠安全改善與維護、結構補強之參考。
4. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展測試，可加強工業界對於安全等級數位儀控系統法規的瞭解，加強非核能工業(如火力發電、石化廠)之數位儀控系統軟體安全。(2) 研究核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，有助於提升非核能工業運轉員在控制室運轉能力，提升工業安全。(3)研究資通安全威脅辨識與因應管控措施，有助於企業防範惡意電腦病毒攻擊，避免營業損失。
5. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—建立與提升核電廠暫態之安全分析能力，可確保國內核電廠之安全與驗證國外廠家之安全分析結果，減少國人對核電安全之疑慮。
6. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—開發龍門電廠廠外事件(含地震與颱風)視察發現之風險顯著性評估工具軟體 PRiSE，可延伸龍門電廠視察員評估龍門電廠安全績效至廠外事件的範圍，更加完整落實實行中的核安管制紅綠燈制度，提升民眾對龍門電廠管制的信心。

103 年度：

1. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—由錨定螺栓三維分析技術，根據 ASME 設計規章檢核錨定螺栓之設計安全性，避免因重大負荷造成螺栓斷裂，確保反應器壓力槽得以穩固，保障核電廠之營運安全及減少國人對核電安全之疑慮。
2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—材料劣化機制之長期研究，如同醫學對人體老化之研究一般，不同的變因，導致不同結果。自 311 福島事件後，各國核能發電政策情形不一，但核能材料劣化與防治研究仍持續進行，因關係核能安全，各國不敢稍有懈怠，值得我方參考。
3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)研究核電廠軟體安全與儀控系統安裝階段法規標準與要求（IAEA/IEC/RG/IEEE）及美國

HFC-6000 儀控平台取得美國核管會安全評估認證之申照評估作業與申照文件，可加強工業界對於安全等級數位儀控系統法規的瞭解，加強非核能工業(如火力發電、石化廠)之數位儀控系統軟體安全。(2)研究核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，有助於提升非核能工業運轉員在控制室運轉能力，提升工業安全。(3)研究資通安全威脅辨識與因應管控措施，有助於企業防範惡意電腦病毒攻擊，避免營業損失。

4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，提升安全分析之能力，可確保國內核電廠之安全與驗證國外廠家之安全分析結果，減少國人對核電安全之疑慮。
5. 國際核能管制法規與後福島改善研究—本年度仍持續協助原能會執行運轉中核能電廠地震安全相關的核管案審查，包括有核一廠設計地震提升至 0.4g、耐震安全餘裕(SMA)、井下地震儀安置、地震危害度評估及審查級地震(RLE)等審查，另外對於核四廠擴大地質調查之審查等，提出審查發現與建議，強化管制監督作為。
6. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—配合核一、二、三廠 PRA 模式最新版本於原能會備查作業，更新相關電廠視察風險評估工具 PRiSE 程式之計算模式，以反映最新版本之模式現況，以利核安管制紅綠燈制度之執行，強化民眾對核能電廠管制的信心。
7. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—在日本福島事故之後，核能電廠用過燃料池的安全性備受關注，本工作建立用過燃料池的 3D 分析模型並模擬評估其結構完整性，以確認用過燃料池的設計安全性。
8. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—建立一備用地震安全分析模型，支援核安管制單位驗證核電廠提出安全分析資料之正確性，使核安管制決策更有依據，減少國人對核電安全之疑慮。

104 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—材料劣化機制之長期研究，可瞭解不同的變因，導致不同材料劣化結果，並透過科普教育，讓民眾更多瞭解。
2. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—因應國際風險告知管

制潮流以及國內核電廠安全度評估模式持續升級之需要，更新現有核安管制紅綠燈作業所使用的視察風險顯著性評估工具 PRiSE，使符合最新模式現況與運轉數據，強化民眾對核能電廠管制的信心。

3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—(1)核電廠軟體安全與儀控系統安裝階段法規標準要求研究建立相關審查導則，並針對美國 HFC-6000 儀控平台取得美國核管會安全評估認證之申照評估作業與申照文件經驗，加強對於安全等級數位儀控系統法規的瞭解，及數位儀控系統軟體安全。(2)研究核電廠主控制室人機介面現代化及介面整合對運轉員績效影響之管制方法與標準，有助於提升核電廠安全與績效。(3) 研究核電廠關鍵數位資產系統資通安全強化措施，可防止對核能電廠關鍵資產之網路惡意攻擊，影響核能電廠安全。
4. 提升 CFD 分析技術及其應用相關之技術，強化國內核電廠核安案例之審查與管制之能力。
5. 在國際核能管制法規與後福島改善研究項下之的地震 PRA 研究及海嘯/地震等天然災害對運轉中核電廠的威脅管制研究方面，將有助於強化核能管制之能力。
6. 新輻射源項分析技術建立與應用—利用 WinMACCS 以及重新檢討與計算設計基礎事故(DBA)外釋分率，評估對緊急應變計畫區(EPZ)所影響之餘裕。
 7. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—建立核二廠備用地震安全分析模型，支援驗證核電廠提出安全分析結果。
 8. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—參考美國核管會對用過燃料池結構安全的分析流程，並經由周嚴的分析結果，評估核一廠用過燃料池在 RLE 地震負荷下並不會發生破裂，池水沒有外漏的疑慮。

五、其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

101 年度：

本計畫發展的壓力邊界組件材料劣化防治技術，於本年度支援原能會審查核二廠錨定螺栓斷裂之肇因鑑定。

102 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—本計畫發展的壓力邊界組件材料劣化防治技術，於上年度支援原能會審查核二廠錨定螺栓斷裂之肇因鑑定，今年度繼續支援原能會審查委員問題回覆。
2. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—發展反應器壓力槽支撐裙板錨定螺栓之機率斷裂安全度分析技術。
3. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—持續開發風險告知視察工具，擴大應用到廠外事件範圍，可提高視察員運用風險洞見的能力，有助於強化核安管制紅綠燈制度的落實能力，增加核安管制透明度，減少民眾相關的疑慮，提升原能會施政能力之形象。

103 年度：

1. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究—由分析結果，可提供核二廠及核四廠作為錨定螺栓安裝及維護程序書中有關螺栓預鎖力參考。
2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—本計畫長期發展的壓力邊界組件材料劣化與防治技術，支援原能會審查及管制，今年度繼續支援原能會審查委員問題回覆。
3. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—風險顯著性評估工具，透過簡易的操作界面節省作業時間，並彈性更新風險分析模式版本，有效協助管制單位視察工作。

104 年度：

1. 在國際核能管制法規與後福島改善研究方面，PRA 研究引進地震 PRA 量化評估工具將有助於建立審查驗證能力，在海嘯/地震相關工作有助於本(104)年進行中的(1)核一、二、三、四廠符合 SSHAC level 3 之地震風險評估審查工作，(2)運轉中的核一、二、三廠興建防海嘯牆之設計審查，(3)核一廠 0.3g 提升至 0.4g 管路耐震分析審查等審查能力及審查人才庫。
2. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—風險顯著性評估工具，可因應國內管制需求擴充功能，落實風險告知視察與評估作業。
3. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究運用最新之模擬分析技術，分析國內運轉中之核電廠燃料池結構在超越設計基準地震下之結構完整性，分析結果可提供作為核電廠用過核燃料池安全審查之技術支援。

貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合

(填寫說明：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；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，建議強化說明配合情形；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。)

102 年度：

核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—完成我國參與美國核能管制委員會之 CAMP 國際合作計畫中之工作。

103 年度：

1. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—本年度進行 Cl 離子滲透至鎳基合金異材銲道裂縫尖端，委請化學組進行低劑量 Cl 離子濃度離子層析 (IC) 分析。釐清氯離子在 SCC 中扮演之角色。
2. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證—將相關暫態的分析結果與模式發展之經驗，撰寫成美國核管會的 NUREG-IA 報告，展現我國參與 NRC 國際合作 CAMP 計畫中之成效。我國在歷年來 NUREG/IA 報告的總數為 21 篇，目前的報告數量排名為第二名。

104 年度：

1. 在海嘯/地震相關工作有助於提供(1)核一、二、三、四廠符合 SSHAC level 3 之地震風險評估審查工作，(2)運轉中的核一、二、三廠興建防海嘯牆之設計審查，(3)核一廠 0.3g 提升至 0.4g 管路耐震分析審查等審查技術支援及強化審查人才庫。

參、 檢討與展望

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

1. (a) CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之初期研究，彙整國際 BPGs

的研究以及CFD網格不準度評估方法論，完成相關BPGs文獻蒐集與研析，並已建立不準度之方法論，執行進度方面與計畫符合。此外，亦完成均質化多孔性材質模式之適用性與保守性評估，未來將進行驗證分析，預期研究成果將可作為後續CFD分析案例之模式與評估，並可奠定CFD審查導則的基礎。(b) 核電廠系統安全分析應用程式TRACE之模式建立與驗證，依據美國核管會之TRACE與SNAP程式的改版，精進原先國內核電廠之TRACE熱流分析模式，加入圍阻體的模擬，使得國內核電廠之TRACE模式除了可進行熱流分析外，也可同時進行圍阻體的分析。已完成核一廠、核二廠、核三廠、以及核四廠TRACE圍阻體模式之建立。另外將相關暫態的分析結果，撰寫成NUREG/IA報告，展現我國參與CAMP國際合作計畫之成效。本年度已將TRACE的相關暫態分析成果撰寫成4篇NUREG/IA報告。我國在歷年來NUREG/IA報告的總數為21篇，目前的報告數量排名為第二名。

2. 在福島核災後超過設計基準的地震、海嘯、火山等天然災害的因應對策或設計基準的提升已經成為核電廠安全的更重要議題，在政府組織再造的規劃中，本中心將逐年承擔管制研究能力更大的挑戰，在目前有限的研究能力狀況下，本中心將持續尋找並培養外界獨立的審查技術及研究能力/人力。
3. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究方面，因燃料池底部設置有自由站立的燃料格架，且壁面設有用來固定設備的掛鉤，在地震作用下，池水晃動行為較為複雜，本計畫利用Splash3D軟體，以三維模式來進行此種複雜的流固交互作用動態模擬，目前已建立初步分析模型，未來將進一步針對池底用過燃料格架和池水間之流固互制效應以及各項能量消散效應進行研究，以使分析結果更能符合實際電廠特性。
4. 核二廠之分析模型因計畫時程關係僅有圍阻體未將整個反應器廠房考慮進去，分析case亦僅分析土壤Best Estimated狀況，未考慮Lower Bound及Upper Bound，未來仍須修訂模型使分析結果更精確。
5. 補充說明「運轉中機組管制」分項計畫中各子計畫的後續應用規劃如下表：

(一) 「運轉中核能電廠安全管制技術與後福島核安管制法規研究」分項計畫

分項目標	細部計畫名稱	執行策略說明(請依細部、子項計畫逐層說明)
分項目標 1	核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究	(1) 執行核能電廠整體安全評估審查與相關專題報告與管制報告審查技術支援。 (2) 完成「核能安全公約國家報告」更新與審查。 (3) 蒐集彙整 NRC 核能電廠安全管制相關資訊，編寫核安資訊報告，提供核安管制即時資訊。 (4) 建立核能組件非破壞檢驗方法評估與審查技術能力，評估運轉中電廠組件非破壞性檢測技術之精確性與可靠性，執行運轉中電廠安全相關組件非破壞檢測管制作業。 (5) 在國內進行特定非破壞性檢測技術 round robin 測試可行性研究。
分項目標 2	核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	(1) 蒐集彙整國際合作 CAMP 計畫之相關資訊，包括會議資料、TRACE/SNAP/PARCS 程式更新資料、TRACE/SNAP/PARCS 程式訓練會議資料等。 (2) 配合 TRACE 與 SNAP 程式的更新，研究與整理新舊版本的差異性，並精進原有的國內 TRACE 安全分析模式與技術，例如:加入圍阻體的模擬等。 (3) 配合需求，提供機動、快速因應國內核電廠運轉管制所需專業安全審查或分析之技術，進行相關暫態的模擬與計算，進行國內核電廠之安全分析。 (4) 提出 TRACE 模式發展或精進之經驗與相關暫態的分析結果，撰寫報告，展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成果。 (5) 搜集世界各國壓水式反應器之蒸氣產生器管路劣化案例，評估進部分管路之塞管(plugging)減少一次側的流體流動截面積以及一次側和二次側之間的熱交換表面積造成的影響，以及針對蒸氣產生器塞管的比列上限進行評估。

		(6) 依據 NEA 提出所謂 Best Practice Guidelines (BPGs) 作為計算流體力學進行核能安全分析之基本規範，針對最常使用的計算流體力學分析模式，進行研究以建立相關的審查導則，並藉由計畫的執行，培訓管制人員相關的知識、審查與管制之能力。
分項目標 3	MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略	(1) MAAP5 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略，檢討壓力槽與圍阻體注水、排氣等救援措施之時機，提供決策執行技術資訊。 (2) 模擬輕水式反應器發生嚴重事故時的演進過程，包含了反應器冷卻水系統和圍阻體的反應；檢視事故過程中，運轉員因應措施的效能。
分項目標 4	國際核能管制法規與後福島改善研究	(1) 進行獨立嚴重事故及其後果分析研究，包含放射性物質外釋量評估。分析過程以相關軟體納入各種因子進行模擬、驗證核電廠緊急應變程序及斷然處置方式之成效以及評估結果。 (2) 研究核能電廠地震火災安全設計相關資料與法規。 (3) 蒐集相關文獻及研究報告，以評估核能電廠地震火災機率安全度評估之交互關係。 (4) 建立與研究核能電廠地震火災之研究方法論、所需之資料數據庫。 (5) 建立核能電廠地震火災模型，並進行分析及研發應用。 (6) 蒐集壓水式反應器冷卻水泵軸封冷卻水流失事故安全設計相關資料、評估報告、規範、以及管制法規。 (7) 冷卻水泵軸封洩漏事故分析及應用。 (8) 研究反應器壓力槽在事故發展階段時與用過燃料池事件之潛在交互影響。 (9) 蒐集相關文獻及研究報告，以進行核能電廠火山與海嘯之安全設計與法規適用性研究。
分項	風險告知視察工具暨導	(1) 本計畫將以核研所開發之 INERISKEN 風險模式

目標 5	引開發與維護	求解引擎為計算核心，使用該核心引擎 SDP 視察發現工具 PRiSE，繼續核安管制紅綠燈之各項視察評估。 (2) 本計畫工具配合核能管制需求，開發優先度依序為功率運轉廠內事件模式更新、地震/颱風廠外事件模式更新、維護風險評估與管理，再建立先導型火災 SDP 視察發現評估工具。
分項 目標 6	運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究	(1) 調查現有認可之安全儀控設備平台及法規與標準，並收集國外核電廠安全儀控系統數位化更新管制議題，再進行國外安全儀控系統取得安全評估報告之案例研究，並建立安全儀控系統數位化更新之安全評估作業指引及審查導則。 (2) 調查核能先進國家認可之核電廠主控制室人因績效指標，並探討國際間應用人因績效指標於核電廠運轉安全預警之管制案例，進一步提出系統化演算法則以及建立人因績效監測制度與系統架構，最終完成核電廠主控制室人因績效資料庫模型與管制程序建置。 (3) 對核電廠資通安全進行風險分析，並對選用安全管控措施效益、弱點掃描評估回饋、系統強化效益與績效指標等項目，進行整體資通安全效益分析，並建立整體資通安全效益之量化分析技術。