

政府科技計畫期末成果效益報告

計畫名稱：核能安全管理技術發展研究(2/4)

(環境科技群組)(原子能領域)

性質：

☒研究型

☐非研究型(人才培育、國際合作、法規訂定、產業輔導及推動)

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：核能管制處

目 錄

壹、科技施政重點架構圖：	1
貳、基本資料	2
參、計畫目的、計畫架構與主要內容	2
一、計畫目的與預期成效	2
二、計畫架構(含樹狀圖)	3
三、計畫主要內容	3
四、計畫執行情形及績效成果	20
(一)全程目標及執行成果	20
(二)工作進度—本年度期末預期目標及達成情形	34
肆、計畫經費與人力執行情形	36
一、計畫經費執行情形：	36
(一)計畫結構與經費	36
(二)經資門經費表	36
二、計畫人力運用情形：	37
(一)計畫人力(人年)	37
(二)主要人力投入情形(副研究員級以上)	40
伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破 (含量化成果 output)	43
一、本計畫主要成果及重大突破	43
二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破	44
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)	45
一、學術成就(科技基礎研究) (權重 20%)	45
二、技術創新(科技整合創新) (權重 30%)	48
三、經濟效益(產業經濟發展) (權重 10%)	50
四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續) (權重 25%)	50
五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導)	52
(權重 10%)	52
六、其它效益(科技政策管理及其它) (權重 5%)	53
柒、與相關計畫之配合	55
捌、後續工作構想之重點	55

玖、檢討與展望.....	56
附錄一、佐證資料表.....	58
附錄二、佐證圖表.....	67
附錄三、101 年度期末審查意見回覆辦理情形.....	74
附錄四、102 年度期中審查意見回覆.....	80

政府科技計畫成果效益報告

壹、科技施政重點架構圖：

策略績效目標——績效衡量指標——執行措施（綱要計畫）



貳、基本資料

計畫名稱：核能安全管制技術發展研究(2/4)

主持人：陳宜彬

審議編號：102-2001-02-05-01

計畫期間(全程)：101 年 1 月 1 日至 104 年 12 月 31 日

年度經費：44,050 千元 全程經費規劃：250,536 千元

執行單位：行政院原子能委員會

參、計畫目的、計畫架構與主要內容

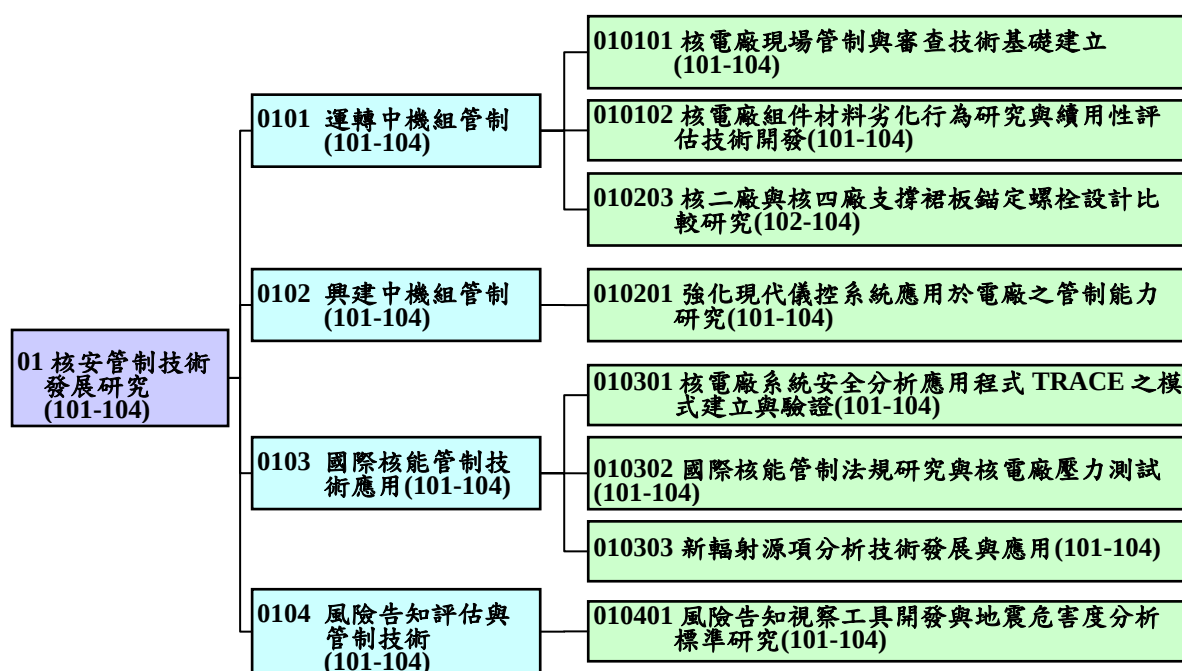
一、計畫目的與預期成效

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，確保建廠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) 探討核二廠與核四廠反應爐支撐裙板錨定螺栓設計尺寸與設計負荷，並依 ASME 設計規章進行應力檢核，充份掌握錨定螺栓之設計餘度。
- (4) 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未來機組採用先進科技的管制技術需求。
- (5) 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。
- (6) 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。
- (7) 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。
- (8) 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。

二、計畫架構(含樹狀圖)

本計畫 102 年度新增「核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究」子項計畫，以因應不同階段之核能安全管理議題，符合社會所關心之核能安全議題，其餘工作項目則延續上年度計畫，樹狀圖如下：



三、計畫主要內容

本計畫「核能安全管理技術發展研究」共包括四個分項計畫，分別是「運轉中機組管制」、「興建中機組管制」、「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) 龍門核能電廠工程進入運轉前測試準備的高峰期，持續強化龍門核能電廠建廠品質監督與安全管理，協助支援各項建廠相關之安全管理及審查，以及作

業現場管制及各項專案審查，為計畫規劃執行工作。由於本項工作累積之人力與經驗將可應用至龍門機組運轉後使用，因此雖歸納於運轉中機組管制分項計畫項下，但仍可適用於興建中電廠。

(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。

(4) 行政院第 3238 次院會，院長指示「原能會及臺電公司除應確切瞭解造成此次日本福島核電廠輻射危害的主因外，更應將所有核能電廠的地震設計基準值由 0.3g 強化為 0.4g，祛除民眾疑慮」。

● 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) 建立並精進核電廠建廠期間現場重要安全系統、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) 協助原能會核管處執行核能一廠耐震設計基準由 0.3g 提升至 0.4g 案-機械/電氣設備評估審查與視察。

● 執行方法：

- (1) 執行安全相關報告與分析報告之審查。
- (2) 參與核電廠建廠期間現場重要安全系統、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) 委託具備美國 SQUG GIP 評估方法法規審查經驗或具備執行美國 USI A-46 電廠耐震評估審查及視察管制實務經驗之專家，協助原能會核管處執行「核能一廠耐震設計基準由 0.3g 提升至 0.4g 案-機械/電氣設備評估」相關文件之審查，並配合原能會時程協助執行 USI A-46(或 SQUG GIP)之同儕審查與現場視察工作，提供技術諮詢與建議。

● 計畫效益：

- (1) 完成年度內安全相關報告之審查。
- (2) 完成年度內相關電廠建廠作業之技術支援，並提出報告，做為管制作業之重要參考。

● 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。

102 年度工作項目

- (1) 完成 102 年度內安全相關報告之審查。
- (2) 參與 102 年度核電廠建廠期間現場重要安全系統、組件維護作業資訊之蒐集、評估，並提出報告供管制機關參考之用，必要時進行現場查證。
- (3) 核安資訊資料庫之強化與更新
針對 102 年度美國、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。
- (4) 協助原能會完成「核能一廠耐震設計基準由 0.3g 提升至 0.4g 案-機械/電氣設備評估」年度審查與視察作業。

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，系統及組件破損案例隨電廠老化與日俱增，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依據。
- (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，長期受空氣中高含量氯離子之侵蝕，加上用過核燃料造成不銹鋼貯存桶內外爐壁溫度可分別達 200°C 與 85°C，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，據以評估貯存桶之壽限。
- (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俾利管制單位管制電廠運轉安全。

● 計畫目標：

- (1) 探討核電廠鎳基合金異材銲道及 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，作為管制及審查相關組件劣化時之參考。
- (2) 研究模擬 BWR 加氫水化學及水擊法抑制鎳基合金異材銲道及冷作 SS304L 不銹鋼劣化之效應評估，作為管制與審查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壽限。
- (4) 研究鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，熱時效對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，同時開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作為管制鑄造不銹鋼脆化程度之技術資訊。

● 執行方法：

- (1) 本計畫研究 Alloy 152/52 銲件應力腐蝕龜裂行為，藉電銲(SMAW, Shielding Metal Arc Welding)及氬銲(GTAW, Gas Tungsten Arc Welding)兩種銲接製程，以 Alloy 152/52/182/82 為銲材製作 Alloy 690 銲件及異材銲道樣品。探討水化學、溫度（環境效應），枝晶間析出物、枝晶方向（銲道材料性質）及定負荷、規律性動態負荷（施力作用方式）對鎳基合金銲道 Alloy 152/52/182/82 應力腐蝕劣化之影響。評估應力腐蝕龜裂行為與敏感度、裂縫起始孕育時間及間隙腐蝕加劇銲道劣化效應。另外，量測、評估銲接殘留應力對 Alloy 152/52/182/82 之銲件龜裂起始與生長之效應。比較定負荷及規律性動態負荷作用下對 Alloy 152/52/182/82 之銲件應力腐蝕龜裂行為差異，分析施力方式對銲件應力腐蝕龜裂之敏感度與生長速率之影響。
- (2) 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。

- (3) 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。
- (4) 煉製靜態鑄造不銹鋼及離心鑄造不銹鋼於 370℃～450℃ 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 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) 建立爐心組件及異材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桶壽限評估之基礎參數。
- (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) EPRI 於 2004 年發表之材料可靠度計畫(MRP111)中，搜集 Alloy 690 合金及 Alloy 52/152 銲件於 PWR 環境之劣化結果，並與 Alloy 600 合金及 Alloy 82/182 銲件比較，發現 Alloy 690 合金及 Alloy 52/152 銲件鉻含量較高，較 Alloy 600 合金及 Alloy 82/182 銲件更耐腐蝕；適合取代 Alloy 600 合金及 Alloy 82/182 銲道材料。平均而言，Alloy 690 合金較 600 (MA, Mill Anneal)改善 26 倍，較 600 (TT, Thermal Treatment)改善 13 倍。目前，文獻中關於 Alloy 690 及其銲道材料較缺乏者，如(1)改良 Alloy 52/152 銲材，如 Alloy 52M/152M，使其具備較佳之銲接性，可改善銲接不良問題，尤其對銲道界面稀釋區影響如何有待進一步研究；(2)微量元素變化（如低鐵、高碳、鋁）及熱機製程之產品形狀(Product Form)效應，如板材、管材、壓延棒材、鍛造棒材對材料性質之影響；(3)母材、銲道及熱影響區的裂縫生長速率；Alloy 600 HAZ 的裂縫生長速率為母材的 30 倍，Alloy 690 合金是否有此問題？(4)二次側孔蝕及間隙腐蝕問題；(5)腐蝕疲勞；(6)低溫裂縫生長。

- (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(材料降服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(材料降服強度及碳化物晶界覆蓋率)有關；降服強度較高者及/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 鐸道裂縫生長速率較 Alloy 600 快，但鐸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 鐸道於 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 鐸道 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 鐸道之影響。Alloy 690 及 Alloy 152/52 鐸道是否亦受 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鐸道，發現 Alloy 182 鐸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，裂縫平行於鐸道樹枝狀組織時，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) 乾儲貯存桶之研究國外並不多見，因各國對用過核燃料之處理立場不一，且放置廠址環境未必置於濱海位置，故需建立國內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。

102 年度工作項目

- (1) 鎳基合金異材鐸道應力腐蝕裂縫生長

完成銲材成分改變對銲道品質影響評估。

(2) 冷作加工加劇 SS 304L 應力腐蝕行為機制研究

進行加氫水化學對 300°C/5%~30% 冷加工之 SS 304L 應力腐蝕裂縫生長速率抑制評估。

(3) 不銹鋼筒塩霧腐蝕劣化研究

完成冷加工量評估與建議，完成滾軋試片銲接效應評估。

(4) 離心鑄造不銹鋼時效微觀組織分析

(5) 冷作加工對鎳基合金 Alloy 600 動態應變時效性質之影響評估。

3.核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究

● 成立計畫之必要性：

反應爐支撐裙板錨定螺栓為固定反應爐壓力容器之重要組件。近年來，由於核二廠發生螺栓斷裂事件：一號機 7 根螺栓已經修復，二號機 1 根螺栓已於 EOC-22 大修時更換。電廠雖已執行完成螺栓斷裂之肇因分析，但為防止類似事件繼續發生，影響核能電廠安全，有必要深入研究反應爐支撐裙板錨定螺栓在設計方面的考量。由於核四廠與核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓的預張力 (pre-tension) 相去甚遠，顯然有不同的設計考量，透過本研究分析，可了解核二廠與核四廠反應爐支撐裙板錨定螺栓的設計差異，比較兩者設計的優劣，作為日後設計改良的參考，以確保電廠之運轉安全。

● 計畫目標：

- (1) 探討核二廠與核四廠反應爐支撐裙板錨定螺栓設計尺寸與設計負荷。
- (2) 分析與比較核二廠與核四廠錨定螺栓之結構應力、並依 ASME 設計規範進行應力檢核，充份掌握錨定螺栓之設計裕度。
- (3) 提出錨定螺栓結構改善之可行性及方法。

● 計畫效益：

- (1) 檢討電廠錨定螺栓之設計參數及承受之各項負荷，確實評估螺栓的安全裕度。
- (2) 研究錨定螺栓之結構設計，作為電廠安全改善與維護之參考。

● 國內外發展現況：

反應爐支撐裙板錨定螺栓係美國奇異公司依照美國機械工程師學會所製訂的鍋爐與壓力容器規範(ASME B&PV CODE)進行設計，設計負荷考量電廠實際運轉

負荷及地震負荷，並納入安全因子後取保守值予以製造並安裝。國內沸水式核電廠係由美國奇異公司所設計製造，因電廠型式不同(BWR-4, BWR-6, ABWR)以及不同國家地區所考慮之反應爐承受負荷不同，錨定螺栓之設計尺寸及製造方式也不盡相同，針對錨定螺栓之設計參數，實有充份了解之必要性，以維護國內電廠之運轉安全。

- 執行方法：

蒐集核二廠與核四廠反應爐支撐裙板錨定螺栓設計規範、設計圖面與設計負荷。依照設計圖面之尺寸，利用 INVENTOR 程式建立錨定螺栓設計模型，並將其輸入到 ABAQUS 有限元素分析軟體以建立錨定螺栓結構有限元素分析模型。將設計規範中之組件設計負荷施加於結構有限元素模型上，分析錨定螺栓在各項設計負荷下之應力。分析所得結果將依美國機械工程師學會所製訂的鍋爐與壓力容器規範(ASME B&PV CODE)第三章第一部 NF 規範進行應力檢核，以檢視錨定螺栓是否在設計安全範圍之內。由於核二廠與核四廠錨定螺栓之設計安裝及設計負荷不同，將針對其設計異同處進行比較分析與研究。

102 年度工作項目

- (1)蒐集核二廠與核四廠錨定螺栓設計規範、設計圖與設計負荷。
- (2)建立核二廠錨定螺栓結構有限元素分析模型並進行分析。
- (3)比較與研究核二廠與核四廠反應爐支撐裙板錨定螺栓設計差異性。

(二)「興建中機組管制」分項計畫

1. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究

- 計畫目標：

建立儀控軟體發展測試審查管制能力，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，將可因應興建中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，增進安全管制能力。

- 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、軟硬體整合階段與確認階段；(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因可靠性資料更新的管制流程與標準；(3)執行儀控系統資通安全方式，建立安全管制要項與審查導則等，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。

- 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認知，確保儀控系統符合核能安全的要求。每隔一段期間必須進行安全度評估，包括對硬體、軟體、與人員的評估，人因可靠性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功能。

- 國內外發展現況：

國內現行運轉中的核能發電廠，多數是屬於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 的採用乃主控制室數位更新最典型的例子，其本身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，影響電廠的正常營運。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”

- 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研究。

針對混合型的電廠主控制室人機介面特性，研究核電廠主控制室人機介面現代化之流程管制方法，作為研擬管制及注意規範的基礎。此外將以系統性的確認與驗證作法，研擬數位儀控更新對運轉員影響之管制方法，及對運轉員績效的監測與管制項目進行研究，舉凡主控制室的驗證與確認 (NUREG-0711 PRM Chapter 12 V&V)、人機介面適切性檢驗(ISG-05 Section 1)、商轉之後人員的績效監督 (PRM Chapter 14 performance monitoring)、訓練成效驗收以及訓練計畫的回饋 (PRM Chapter 7 training)以及意外事故的歸因與分析、人機介面數位更新之後的成效 (PRM Chapter 13 design implementation)、更新後訓練計畫以及程序書的修訂評估等。

102 年度工作項目

- (1) 研究核電廠主控制室人機介面整合與人員績效管制議題
- (2) 研究核電廠資通安全平台與網路管制要項及風險管理方法
- (3) 數位儀控需求與設計階段文件發展及實作階段軟體發展研究

(三) 「國際核能管制技術應用」分項計畫

1.核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

- 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，如此才能獲得經驗，瞭解程式發展階段之可能問題與錯誤，同時藉由校驗工作來驗證程式計算之準確度。本研究將整合國內學術研究機構針對此程式進行合作研究，進而順利達成使用 TRACE 程式及加入 NRC 合作計畫中應盡之義務，持續精進熱水流分析能力。

- 計畫目標：

建立國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析整廠模式與整廠模式的驗證，來

完成參與 NRC 國際合作計畫中之責任，並加強國內核電廠之安全分析。

● 執行方法：

- (1) 收集並整理國內核電廠系統與運轉資料及電廠測試資料。
- (2) 建立國內核電廠各重要組件之 TRACE 模式，例如：調壓槽、蒸汽產生器、灑水與加熱控制系統、飼水三元控制系統、蒸汽排放控制系統等。
- (3) 組合組件成為國內核電廠之整廠 TRACE 熱水流安全分析模式。
- (4) 以國內核電廠測試資料進行整廠模式計算結果校驗。
- (5) 完成模式校驗報告，並提出程式使用經驗與問題。
- (6) 完成國內核電廠 ATWS 之 TRACE 模式建立與分析。
- (7) 完成國內核電廠 stability 之 TRACE 模式建立與分析。

● 計畫效益：

- (1) 完成經校驗之國內核電廠 TRACE 模式。
- (2) 針對建立之國內核電廠 TRACE 模式，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，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。
- (4) 完成參與 NRC 國際合作計畫中之責任，並持續精進熱水流分析能力。

● 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，未來美國核管會將以 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，經由計畫方式，委託國內核能相關專業機構執行我方負責工作，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。

● 102 年度工作項目

- (1) 建立核二廠之 TRACE 熱水流安全分析整廠模式
- (2) 校驗核二廠之 TRACE 熱水流安全分析整廠模式

2. 國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試

● 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，歐洲國家並陸續完成其核電廠之壓力測試國家報告。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，經由適度邀請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，將可彌補前述缺失。

● 計畫目標：

- (1) 蒐集並彙整先進國家重要核能安全管制法規、安全管制資訊與因應福島核安事故的作法。
- (2) 我國核電廠實施歐盟壓力測試，完成壓力測試國家報告。

● 執行方法：

- (1) 蒐集彙整核能先進國家重要核能安全管制法規，評估其適用性。
- (2) 因應日本福島核電廠事故，參考歐盟壓力測試作法，執行我國核電廠壓力測試審查與國家報告撰寫。
- (3) 邀請國際核安管制專家來訪並舉辦研討會，協助審查我國核電廠壓力測試國家報告，加強吸收國際核安管制經驗。

● 計畫效益：

- (1) 蒐集與整理國外先進國家重要核能安全管制法規與作法，可提供國內管制單位參考，使國內核能管制工作更有效率並達到與世界同步。
- (2) 完成我國核電廠壓力測試報告審查及國家報告撰寫，徹底檢討核能電廠的安全度，以提昇核能安全信心。

● 國內外發展現況：

- (1) 美國核管會針對核電廠管制較新的管制作為計有：鼓勵採用 National Fire Protection Association (NFPA) Standard 805, "Performance-Based Standard for Fire Protection for Light-Water Reactor Electric Generating Plants" (NFPA 805)，以取代原先之管制規定。重新考量沸水式核電廠 ECCS 吸入端濾網在 LOCA

事故後受雜物堵塞的潛在性議題；ECCS 與 CSS 系統管路累積氣體對泵正常運轉衝擊議題等。

- (2) 日本福島一廠事故發生後，美國 NRC、日本 NISA、西歐 WERNA、世界核能發電者協會(WANO)都提出加強核能安全之做法，歐盟國家並全面執行核能電廠壓力測試，以釐清電廠的安全度，尤其全面評估超過設計基準（Beyond Design Basis）外在事故對電廠的威脅，我國也參考歐盟的作法，積極進行核電廠壓力測試工作，檢討核能電廠的安全度。

● 102 年度工作項目

- (1) 協助管制單位研擬福島核安事故後之我國核電廠改善計畫（action plan）。
- (2) 完成我國核電廠壓力測試國家報告，邀請國際核安管制專家協助審查，加強吸收國際核安管制經驗。

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：

熟練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，以利管制單位執行核能安全管理。

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，以增進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

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。

● 102 年度工作項目

- (1) 建立核二廠 AST 分析模型；
- (2) 核一廠斷然處置程序驗證與比較；
- (3) 建立核二廠 MELCOR 熱水流安全分析模式；
- (4) 核一 WinMACCS 分析模式建立

(四) 「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，在前一兩年大幅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 的地震及核一、二廠間新近認定為第二類活斷層的山腳斷層與核三廠旁邊的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。

● 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，作為研擬管制方案依據。
- (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，協助相關決策制定。

● 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) 配合國內管制需求，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。

● 102 年度工作項目

(1) 龍門電廠廠外事件 PRiSE 工具發展

為擴大原能會現有核安管制紅綠燈相關視察發現風險顯著性評估工具的涵蓋範圍，開發龍門電廠廠外事件(地震或颱風)PRiSE 工具。

(2) 核電廠廠外水災危害評估方法論建立

針對我國核一、二、三廠除海嘯外之廠外水災危害進行重新檢視，並檢討現有 FSAR 內對於廠外水災如強降雨與洪水等事件的設計基準，參酌國外相關議題之進展，建立核電廠廠外水災危害評估方法論。

四、計畫執行情形及績效成果

(一) 全程目標及執行成果

(宜包括計畫累計至 102 年度之績效成果，並表列說明係屬年度及計畫工作項目)

101 年度：

年度預期目標(查核點)	達成情形	差異分析
(1) 完成年度各項安全分析與管制報告審查(2) 完成駐廠視察報告 4 篇(預定 3/31 達成)	(1)持續進行龍門核電廠系統及組件等安裝照片之蒐集，並建立「龍門核電廠建廠照片資料庫」。(2).完成龍門建廠安全管理支援計畫駐廠視察週報 12 篇。(3).完成龍門建廠安全管理支援計畫駐廠視察月報 4 篇。(4).完成技術支援「龍門計畫第 46 次定期視察計畫」。(5)完成支援安全相關報告之審查作業。	符合預定規劃

完成(1)不同應變速率冷作不銹鋼於鹽霧環境實驗準備與模擬測試(2)鑄造不銹鋼時效熱處理，及微觀組織觀察(3)銲接不同硫含量低合金鋼母材之鎳基合金異材銲道(預定 3/31 達成)	(1) 完成 SS304-SS308L 銲道試片於鹽霧環境慢速率(1×10^{-6} /s)拉伸測試。(2) 完成不同 ferrite 含量 (6%、12%及 23%) 鑄造不銹鋼經 450°C/2400/6000 hrs 時效試片之室溫拉伸測試。(3) 不同硫含量(0.008 wt% 及 0.015 wt%)低合金鋼母材開槽預備鎳基合金異材銲道 CT 試片加工完成。	符合預定規劃
完成蒐集數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準(預定 3/31 達成)	完成蒐集數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準	符合預定規劃
完成核一廠之相關資料收集與 TRACE 組件建立(預定 3/31 達成)	(1)完成核一廠之相關資料收集與初步建立 TRACE 之核一廠相關組件；(2)完成投稿國際研討會 TOPSAFE2012 論文 5 篇；(3)完成投稿國際研討會 ICONE20 論文 1 篇；(4)完成投稿國際研討會 ICAPP12 論文 1 篇。	符合預定規劃
(1)完成第一季核安資訊資料庫維護與更新。(2)完成核安資訊報告 2 篇。(預定 3/31 達成)	(1)完成核安資訊報告 3 篇與資料庫第一季更新。	符合預定規劃
完成電廠 AST 分析要求的相關文件蒐集(預定 3/31 達成)	(1)舉辦 PRA 及 MACCS2 相關訓練課程。(2)取得 MELCOR 2.1 版及 WINMACCS 程式，並完成安裝與檢視。(3) 蒐集彙整 NUREG-1465、10 CFR 50.67、及 RG 1.183 核能安全管理相關規範。(4) 核安資訊資料如 MELCOR、RADTRAD 與 MACCS 輸入參數蒐集與整理。	符合預定規劃
完成龍門電廠大修停機期間 PRiSE 程式流程設計。(預定 3/31 達成)	(1)完成龍門電廠大修停機期間廠內事件 PRiSE 工具發展-程式流程設計(2)開始進行耐震管制相關研究-地震危害度分析，擬定 tectonic province 劃分及衰減率公式等標準。	符合預定規劃
(1)完成年度各項安全分	1.協助執行安全分析與管制報	符合預定規劃

析與管制報告審查(2)完成駐廠視察報告 3 篇(預定 6/30 達成)	告之審查作業。 2.技術支援「龍門計畫第 46 次定期視察計畫」。 3.技術支援「龍門計畫第 47 次定期視察計畫」。 4.持續進行「龍門電廠建廠照片資料庫」之建立。 5.完成龍門建廠安全管理支援計畫駐廠稽察月報 3 篇。	
(1)完成不同應變速率冷作不銹鋼於鹽霧環境進行測試(2)完成不同硫含量低合金鋼母材之鎳基合金異材銲道 CT 試片製作(預定 6/30 達成)	(1)完成不同速率缺口拉伸試片於鹽霧環境下改變應變速率之拉伸試驗，並針對其破斷機制開始研究。 (2)完成不同硫含量低合金鋼母材之鎳基合金異材銲道 CT 試片製作，並開始於模擬 BWR 高溫水環境內測試。	符合預定規劃
完成核電廠主控室人機介面現代化對人為失誤之影響評估研討會論文(預定 6/30 達成)	(1)完成發表第十九屆中華民國人因工程研討會論文「核能電廠主控制室人為失誤評估方法之發展」，內容以整合核能電廠主控制室所發生的人為失誤分類及評估方式，提出一套能衡量主控制室內運轉員表現績效的方式。透過標準化廠房風險人為分析可靠度分析，衡量該控制介面及操作程序的人為可靠度，以避免主控制室中各類型操作失誤的發生。	符合預定規劃
完成核一廠 TRACE 模式建立(預定 6/30 達成)	(1)完成核一廠之相關資料收集與初步建立 TRACE 之核一廠相關組件；(2)完成發表國際研討會 TOPSAFE2012 論文 5 篇；(3)完成投稿國際研討會 ICONE20 論文 2 篇；(4)完成發表國際研討會 ICAPP12 論文 1 篇；(5)完成發表國際研討會 PHYSOR 2012 論文 1 篇；(6)完成投稿國際 EI 期刊 Applied Mechanics and Materials 論文 1 篇；(7)初步建立核一廠 TRACE 模式，並完成核一廠 FSAR 第 15 章的 MSIV 關閉案例分析；(8)完成投稿國際研討會 NUTHOS-9 論文 2 篇。	符合預定規劃
(1)完成第二季核安資訊資料庫維護與更新；(2)完成歐盟國家壓力測試報告摘要 4 篇。(預定 6/30	(1)完成核安資訊報告 6 篇與第二季核安資訊資料庫維護與更新。(2)完成比利時、德國與法國等歐盟國家壓力測試國家報告研究並撰寫摘要報告以做為我國	符合預定規劃

達成)	壓力測試國家報告的參考。	
研究核電廠爐心分裂產物盤存量分析方法(預定 6/30 達成)	(1)MELCOR 輸入參數建立與校驗。 (2)以 ORIGEN2 計算核一廠爐心分裂產物盤存量。 (3) ORIGEN2 計算、FSAR 與 Standard Review Plan 之爐心分裂產物盤存量對於 MACCS2 之靈敏度分析	符合預定規劃
完成龍門電廠大修停機期間 PRiSE 程式介面開發(預定 6/30 達成)	完成龍門電廠大修停機期間 PRiSE 程式介面開發	符合預定規劃
(1) 完成年度各項安全分析與管制報告審查(2) 完成駐廠視察報告 3 篇(預定 9/30 達成)	(1)持續進行龍門核電廠系統及組件等安裝照片之蒐集，並建立「龍門核電廠建廠照片資料庫」。(2)完成龍門建廠安全管制支援計畫駐廠視察週報 13 篇。(3)完成龍門建廠安全管制支援計畫駐廠視察月報 3 篇。(4)完成技術支援「龍門計畫第 47、48 次定期視察計畫」。	符合預定規劃
(1)不同應變速率冷作不銹鋼鹽霧環境劣化效應測試後微觀組織觀察(2) 鑄造不銹鋼時效熱處理機械性質測試不同硫含量低合金鋼母材之異材銲道環境效應測試(預定 9/30 達成)	(1)不同應變速率冷作不銹鋼鹽霧環境劣化效應測試後微觀組織觀察(2)鑄造不銹鋼時效熱處理機械性質測試，並製備 CT 試片，預備進行疲勞預裂。(3)不同硫含量低合金鋼母材之異材銲道進行環境效應加速劣化測試。	符合預定規劃
(1)完成核電廠資通安全政策與程序管制要項研究報告(2)完成數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準研究報告(3) 完成核電廠主控制室人機介面現代化流程人因工程管制方法研究報告(預定 9/30 達成)	完成研究報告：(1)核電廠安全系統資通安全審查導則。(2)核電廠主控制室人機介面現代化流程人因工程管制方法研究。(3)數位儀控系統軟體發展與測試法規研究。	符合預定規劃
完成核一廠 TRACE 模式之分析評估(預定 9/30 達成)	核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證： 1. 完成收集並研究核一廠相關資料。 2. 完成建立核一廠各重要組件之 TRACE 模式，例如：反應爐、飼水三元	符合預定規劃

	控制系統等。 3. 完成建立核一廠組合組件 TRACE 熱水流分析模式。 4. 完成核一廠 FSAR 第 15 章的 MSIV 關閉與 turbine trip 案例分析。 5. 完成核一廠核安演習之 TRACE 分析。 6. 完成核一廠電廠全黑(SBO)之 TRACE 分析。 7. 完成核一廠爐心側板洩漏分析。 8. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊養成。 9. 培育 2 博士生與 5 碩士生。 完成國際 SCI 期刊論文 3 篇，國際 EI 期刊論文 2 篇，國際研討會論文 17 篇。	
(1)完成第三季核安資訊資料庫維護與更新(2)完成核安資訊報告 2 篇;(3)完成我國核電廠壓力測試審查。(預定 9/30 達成)	(1) 完成核安資訊報告 4 篇與資料庫第 3 季更新。(2)完成初步審查台電公司提供台灣核電廠壓力測試報告	符合預定規劃
研究核電廠替代輻射源項 (AST) 分析方法(預定 9/30 達成)	建立核電廠核種傳輸及劑量分析模式，並撰寫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。	符合預定規劃
完成龍門電廠大修停機期 PRiSE 程式介面測試驗證。(預定 9/30 達成)	完成龍門電廠大修停機期 PRiSE 程式介面測試驗證。	符合預定規劃
核電廠現場管制與審查技術基礎建立:(1)安全相關報告審查技術建立(2)龍門電廠建廠管制技術支援(預定 12/31 達成)	(1)持續進行龍門核電廠系統及組件等安裝照片之蒐集，並建立「龍門核電廠建廠照片資料庫」。(2)完成龍門建廠安全管制支援計畫駐廠視察週報 13 篇。(3)完成龍門建廠安全管制支援計畫駐廠視察月報 2 篇。(4)完成技術支援「龍門計畫第 49 次定期視察計畫」。	符合預定規劃
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發:(1)不同應變速率冷作不銹鋼鹽霧環境劣化效應評估(2)鑄造不銹	(1) 完成不同應變速率冷作不銹鋼鹽霧環境劣化效應評估，發現較慢應變速率受鹽霧環境影響較顯著。(2) 完成鑄造不銹鋼時效熱處理機械性質測試報告，時效時間長短對肥粒鐵相影響較顯著，	符合預定規劃

鋼時效熱處理機械性質測試報告(3)低合金鋼硫含量對異材銲道環境效應劣化機制研究報告(預定 12/31 達成)	沃斯田鐵相變化不大。(3) 完成低合金鋼硫含量對異材銲道環境效應劣化機制研究報告，低合金鋼硫含量會藉由銲接製程擴散至銲道，影響銲道應力腐蝕裂縫生長速率。	
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力：(1) 研究核電廠主控制室人機介面現代化流程人因工程管制方法(2)研究核電廠資通安全政策與程序管制要項(預定 12/31 達成)	完成期刊論文 2 篇 (1) An overview of cyber security issues in cloud computing。 (2) Research on Task Types and Workload Assessment in Highly Automated Control Room: Implications for Job Design, Safety Science。	符合預定規劃
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證：撰寫核一廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告(預定 12/31 達成)	■ 完成收集並研究核廠相關資料。 ■ 完成建立核一廠各重要組件之 TRACE 模式，包含反應爐、飼水三元控制系統等。 ■ 完成建立核一廠 TRACE 熱水流分析模式。 ■ 完成核一廠 FSAR 第 15 章的 MSIV 關閉與 turbine trip 案例分析。 ■ 完成核一廠 startup tests 的 Load Rejection with Bypass 案例分析。 ■ 完成核一廠核安演習之 TRACE 分析。 ■ 完成核一廠電廠全黑 (SBO) 之 TRACE 分析。 ■ 完成核一廠爐心側板洩漏分析。 ■ 完成核一廠斷然處置分析。 ■ 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 ■ 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊養成。	符合預定規劃

	■ 培育 2 博士生與 5 碩士生。 ■ 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。	
國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試：(1)核安資訊資料庫之建立與更新；(2)撰寫核安資訊報告(預定 12/31 達成)	完成核安資訊報告 5 篇與資料庫第 4 季更新。	符合預定規劃
新輻射源項分析技術建立與應用：建立核一廠 MELCOR 熱水流安全分析模式(預定 12/31 達成)	完成核一廠 MELCOR 全黑案例輸入檔建立，並完成與其他程式運算結果比較。	符合預定規劃
風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究：(1)龍門電廠大修停機期廠內事件 PRiSE 工具開發(預定 12/31 達成)	完成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 開發，含安裝光碟與使用說明。	符合預定規劃

102 年度：

年度預期目標(查核點)	達成情形	差異分析
1.核電廠現場管制與審查技術基礎建立：(1)安全相關報告審查技術建立(2)龍門電廠建廠管制技術支援(3)核安資訊資料庫之強化與更新(預定 3/31 達成)	(1)執行龍門支援小組駐廠視察作業，撰寫駐廠視察雙週報，參與龍門計畫定期視察。(2)蒐集資料編寫核安資訊報告(3)支援原能會參與專案審查，建立審查技術。(4)派員參加「102 年度核能電廠視察員基礎訓練班」。	符合預定規劃
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發：(1)冷作加工加劇 SS 304L 應力腐蝕行為機制研究(2)冷作加工對鎳基合金 Alloy 600 動態應變時效性質之影響評估(預定 3/31 達成)	(1)完成冷作加工 30%SS304L 於模擬 BWR 水環境測試後之破斷面 SEM 及 EBSD 觀察分析。(2)完成冷作加工鎳基合金 Alloy 600 於模擬 BWR 水環境不同溫度之慢速率拉伸測試	符合預定規劃
核二廠與核四廠支撐裙	至台電公司總處、核二廠與核四廠等	符合預定規劃

板錨定螺栓設計比較研究：蒐集核二、四廠錨定螺栓設計規範、設計圖與設計負荷。(預定 3/31 達成)	地，蒐集核二廠與核四廠錨定螺栓的設計規範、設計圖面以及蒐集該組件之 QRP 報告。	
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力：核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究(預定 3/31 達成)	國際研討會論文 PSAM 2013：(1)黃揮文，Software Failure Mode and Effects Analysis of Concept Phase for Radiation Monitoring System Digital Replacement；(2)劉康弘，Human Reliability Analysis of Ultimate Response Guideline in a Compound Disaster；(3)楊智偉，Applying the Crew Reliability Model for Team Error Analysis in the Modernized Main Control Room of Advanced Nuclear Power Plants。國際合作：(1)102/2/6，與 USNRC 張永賢博士進行視訊會議，討論人為可靠度議題與 SACADA 應用；(2)102/3/27，楊智偉博士通過 SACADA 帳號申請，近日將可使用；(3)持續研讀 USNRC 提供之 LER	符合預定規劃
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證：完成核二廠之相關資料收集與 TRACE 組件建立(預定 3/31 達成)	已完成收集核二廠系統與運轉資料及電廠起動測試資料。初步建立核二廠各重要組件與控制系統之 TRACE 模式，例如：反應爐、飼水三元控制系統等。	符合預定規劃
新輻射源項分析技術發展與應用：相關資料蒐集彙整(預定 3/31 達成)	(1)收集核一廠斷然處置相關資料。(2)收集核一廠 RELAP5 運跑 URG 相關輸入檔，並分析結果。(3)建立 MAAP5 運跑核一廠 URG 輸入檔，分析輸出結果並與 RELAP 比較(4)收集核二廠 MELCOR 相關參數	符合預定規劃

核電廠現場管制與審查技術基礎建立：(1)安全相關報告審查技術建立(2)龍門電廠建廠管制技術支援(3)核安資訊資料庫之強化與更新(預定 6/30 達成)	(1)協助原能會執行核管審查案 ➢ 核二廠 2 號機螺栓更換管制 ➢ 核能地震審查 ➢ 核二廠中幅度功率提昇安全分析報告專案審查 ➢ 完成日本原子力規制委員會核能電廠火山影響評估導則草案譯稿 ➢ 完成日本新核能安全標準草案摘譯 ➢ 核二廠燃料廠房燃料護箱吊車改善審查作業 ➢ 核子反應器斷然處置通報程序 (2)龍門電廠建廠 ➢ 撰寫完成 7 篇駐廠視察雙周報 ➢ 完成 2 份駐廠視察月報所內報告審查程序 ➢ 每月定期提報「龍門核電廠相關安全管制活動報告」 ➢ 參與龍門計畫第三十一次核管會議 ➢ 派員參加龍門計畫第五十次定期視察、第五十一次定期視察，提出視察發現與建議，如 N-5 Data Report 替代方案法規完整性建議，及 Data Report 品質文件審查意見 (3)完成 2 篇核安資訊研議編寫與審查 ➢ FRA-NS-102-03：法國核安資訊 2013 年 3 月～4 月核電廠異常事件 ➢ NRC-IN-2013-07：用過燃料乾式貯存護箱之結構、組件因環境溼氣造成的早期劣化	符合預定規劃
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發：(1)鎳基合金異材銲道應力腐蝕裂縫生長(2)離心鑄造不銹鋼時效微觀組織分析(預定 6/30 達成)	(1)完成鎳基合金異材銲道經不同熱處理參數之裂縫生長速率比較。(2)完成離心鑄造不銹鋼時效後之金相試片觀察。	符合預定規劃
核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究：利用 INVENTOR 建	已完成核二廠錨定螺栓有限元素模型建立，並完成設計負荷下之結構應力分析。	符合預定規劃

立錨定螺栓設計模型，並利用 ABAQUS 有限元素分析軟體建立核二廠錨定螺栓結構有限元素分析模型和進行結構應力分析。(預定 6/30 達成)		
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力：核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究(預定 6/30 達成)	期刊論文： ● 劉康弘，Study of Digital I&C Software Test Coverage Theory and Combinatorial Testing Method ● 黃揮文，A Study of the Effectiveness of Defense Echelon Design of ABWR/LMNPP plant for mitigating LOCA Accident 國際研討會論文 PSAM 2013 ● 黃揮文，Software Failure Mode and Effects Analysis of Concept Phase for Radiation Monitoring System Digital Replacement ● 劉康弘，Human Reliability Analysis of Ultimate Response Guideline in a Compound Disaster ● 楊智偉，Applying the Crew Reliability Model for Team Error Analysis in the Modernized Main Control Room of Advanced Nuclear Power Plants 國內研討會論文 第二十屆人因工程學會年會暨學術研討會(EST2013) ● 莊淳宇，核能電廠人員績效監測系統的建立 ● 劉康弘，複合式災害下之斷然處置程序之人員可靠度評估 國際合作 人因工程小組 ● 102/2/6，與 USNRC 張永賢博士進行視訊會議，討論人為可靠度	符合預定規劃

	議題與 SACADA 應用 ● 102/3/27，楊智偉博士通過 SACADA 帳號申請 ● 102/6/14，鄭宗杰分組長與楊智偉博士赴 USNRC /RES 討論數位儀控人為可靠度研究現狀，RES 邢靜博士對本所提出以 SACADA 作為人因績效監控之作法，印象深刻且認為極具可行性及效益，隨即於當日該分組內部會議討論，未來考慮於 NUREG-0711 新版中，將相關作法納入技術規範，USNRC /RES 張永賢博士與邢靜博士並允諾願意就人為可靠度方法論、團隊人因績效與主控制室人機介面設計與效能研究等相關議題，提供專業意見，協助本所增進研究價值與實務可用性，並作為未來台美合作研究相關議題之基礎。 軟體安全小組 ● 持續研讀 USNRC 提供之 LER ● 進行核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究 ● 102/6/17，鄭宗杰分組長與楊智偉博士赴 USNRC/RES 說明數位儀控軟體發展測試研究與失效分析研究現狀，並詢問 USNRC/RES 是否明確定義軟體發展階段，NRC/RES 回應目前並無一致性之定義，並希望提供技術規範對軟體生命週期的比較表，另外，感謝研究完成 10 項案例，USNRC/RES 未來計畫將針對案例分析，建立系統化研究方法，也希望提供相關技術支援。	
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證：完成核二廠	■ 已完成核二廠 TRACE 模式建立 ■ 進行 startup tests 案例分析	符合預定規劃

TRACE 模式建立(預定 6/30 達成)		
國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試：邀請國外專家協助執行同儕審查(預定 6/30 達成)	配合邀請之 OECD/NEA 專家執行我國核電廠壓力測試國家報告同行審查工作，參與相關議題討論與澄清，完成我國運轉中電廠壓力測試之獨立同行審查。	符合預定規劃
新輻射源項分析技術發展與應用：建立運算輸入檔(預定 6/30 達成)	建立核二廠 MELCOR 輸入檔	符合預定規劃
核電廠現場管制與審查技術基礎建立： (1)安全相關報告審查技術建立(2)龍門電廠建廠管制技術支援(3)核安資訊資料庫之強化與更新(預定 9/30 達成)	(1)執行龍門支援小組駐廠視察作業，撰寫駐廠視察雙週報，參與龍門計畫定期視察。(2)蒐集資料編寫核安資訊報告(3)支援原能會參與專案審查，建立審查技術。(4)完成日本原子力規制委員會核能電廠新法規研析(5)參與 102 年核安第 19 號演習、「海峽兩岸核電安全業務會議」、「台日核能安全管制資訊交流會議」	符合預定規劃
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發： (1)冷作加工加劇 SS 304L 應力腐蝕行為機制研究 (2)冷作加工對鎳基合金 Alloy 600 動態應變時效性質之影響評估(預定 9/30 達成)	(1)完成『Effects of hydrogen water chemistry on stress corrosion cracking (SCC) of cold-worked 304L stainless steel in simulated BWR coolant environments』研究報告一篇。(2)完成『Dynamic Strain Aging Behavior of Alloy 600 in a High Temperature Coolant Environment』研究報告一篇。	符合預定規劃
核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究： 建立核四廠錨定螺栓設計模型與結構有限元素分析模型和進行結構應力分析。(預定 9/30 達成)	已完成核四廠支撐裙板法蘭和錨定螺栓簡化結構有限元素分析模型，並已完成設計水平、垂直和彎矩負荷下之結構應力分析。	符合預定規劃
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力： 核電廠安全軟體需求/設	完成反應爐跳脫系統軟體需求/設計/實做階段發展研究報告， INER-10352，102 年 9 月 10 日	符合預定規劃

計/實做階段發展研究(預定 9/30 達成)		
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證： 完成核二廠 TRACE 模式之分析評估(預定 9/30 達成)	(1)已完成核二廠 TRACE 模式建立(2)已完成核二廠 startup tests 案例之 TRACE 驗證分析(3)進行核二廠 FSAR 案例之 TRACE 驗證分析	符合預定規劃
新輻射源項分析技術發展與應用：比較結果並修正問題(預定 9/30 達成)	(1)撰寫核二廠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；(2)確認斷然處置程序關鍵措施的執行與 MAAP5 程式分析結果一致。並執行 RCIC 失效時間與最低住水流量靈敏度分析；(3)核二廠 MELCOR 輸入檔運跑與案例分析；(4)核一廠 WinMACCS 案例分析。	符合預定規劃
核電廠現場管制與審查技術基礎建立： (1)安全相關報告審查技術建立(2)龍門電廠建廠管制技術支援(3)核安資訊資料庫之強化與更新(預定 12/31 達成)	(1)執行龍門支援小組駐廠視察作業，撰寫駐廠視察雙週報，參與龍門計畫定期視察，每月定期提報「龍門核電廠相關安全管制活動報告」，參與龍門計畫第三十二次核管會議。(2)蒐集資料編寫完成 2 份核安資訊報告，彙編年度報告，更新核安資訊資料庫。(3)支援原能會參與專案審查，建立審查技術，協助核管處完成「核能一廠耐震設計基準由 0.3g 提升至 0.4g 案-機械/電氣設備評估」年度審查與視察作業，支援核管處執行核能二廠 1 號機反應爐支撐裙鈑錨定螺栓檢測專案視察	符合預定規劃
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發： (1)鎳基合金異材鈾道應力腐蝕裂縫生長 (2)時效鑄造不銹鋼高溫疲勞測試(預定 12/31 達成)	(1)完成鎳基合金鈾材-低合金鋼母材異材鈾件於高溶氧純水環境之應力腐蝕裂縫生長速率量測，初步實驗結果發現較薄試片之鈾件 SCC 生長速率較快，具尺寸效應。 (2)完成時效鑄造不銹鋼高溫空氣中疲勞測試，將與未時效者比較，藉以評估高溫時效對疲勞性質之影響。	符合預定規劃

核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究： 進行核二廠與核四廠錨定螺栓結構應力與設計異同處比較研究。(預定 12/31 達成)	(1)已蒐集核二廠及核四廠錨定螺栓所有原始設計資料，並加以分析比較研究。 (2)已完成核二廠及核四廠錨定螺栓設計差異性比較。 (3)建立核二廠及核四廠錨定螺栓之結構有限元素分析模型，已完成設計負荷之結構應力分析，分析結果顯示其在安全餘裕之內。	符合預定規劃
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力： (1)核電廠人員可靠度管制議題研究、(2)核電廠資通安全設計基礎威脅之產生研究(預定 12/31 達成)	(1)完成核能電廠現代化主控制室十八項設計特徵之研究報告， INER-10536，102 年 10 月 22 日。 (2)完成核電廠嚴重事故之人為可靠度評估報告，INER-10590R，102 年 10 月 22 日。 (3)完成核電廠資通安全之設計基準威脅研究報告，INER-10668R，102 年 12 月 16 日。	符合預定規劃
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證：完成核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告(預定 12/31 達成)	(1)已完成核二廠 TRACE 模式建立 (2)已完成核二廠 startup tests 案例之 TRACE 驗證分析 (3) 已完成核二廠 FSAR 案例之 TRACE 驗證分析 (4) 已完成核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告 (5) 已完成 9 篇 SCI 國際期刊論文、2 篇 EI 國際期刊論文、10 篇 NRC NUREG-IA 報告與 8 篇國際研討會論文	符合預定規劃
國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試：依照國際專家同儕審查結果，修正國家報告(預定 12/31 達成)	配合原能會邀請之歐盟（EC）專家執行我國核電廠壓力測試國家報告同行審查，參與相關議題討論與澄清（主要負責喪失安全系統主題與外來災害主題之詢答），完成龍門電廠與運轉中的 3 座核電廠壓力測試之獨立同行審查，並完成我國核電廠壓力測試之歐盟同行審查報告中譯與國家報告修訂。	符合預定規劃
新輻射源項分析技術發	完成”應用替代輻射源項於核二廠冷	符合預定規劃

展與應用：撰寫報告(預定 12/31 達成)	卻水流失設計基準事故輻射劑量分析影響之定性研究”與”核一廠斷然處置程序(URG)研究與分析報告”兩篇報告。	
龍門電廠廠外事件版 PRiSE 程式開發；廠外水災方法論研究。(預定 12/31 達成)	完成龍門電廠地震廠外事件版視察發現之風險顯著性評估工具軟體 PRiSE 程式開發，含安裝光碟及使用說明。完成「廠外水災危害再評估方法論」研究報告，編號 INER-10478R。	符合預定規劃

(二)工作進度—本年度期末預期目標及達成情形

(說明年度預期目標及達成情形、目前計畫之實際執行與預期工作之差異)

年度預期目標(查核點)	達成情形	差異分析
1.駐廠視察報告 3 篇。 2. 核安資訊報告 2 篇。 3. 應力腐蝕行為研究報告 1 份。4.鎳基合金動態應變時效評估報告 1 份。 5. 核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究報告 1 份。	1.完成 5 篇駐廠視察雙週報，完成 5 份駐廠視察月報。2.完成 2 篇核安資訊報告，NRC-IN-2013-03、FRA-NS-102-04 編寫與審查。3.完成技術支援「龍門計畫第 52 次定期視察計畫」。4.完成支援安全相關報告之審查作業。5.完成『Effects of hydrogen water chemistry on stress corrosion cracking (SCC) of cold-worked 304L stainless steel in simulated BWR coolant environments』研究報告一篇。6. 完成『Dynamic Strain Aging Behavior of Alloy 600 in a High Temperature Coolant Environment』研究報告一篇。7.完成反應爐跳脫系統軟體需求/設計/實做階段發展研究報告。	符合
1.駐廠視察報告 2 篇。 2. 第四季核安資訊研議與彙編報告 1 份(內含至少 8 篇)。 3.核二廠與核四廠錨定螺栓設計異同比較報告 1 份。4.核電廠嚴重事故之人為可靠度評估研究報告 1 份。5.資通安全設計基礎威脅之產生	1. 完成 6 篇駐廠視察雙週報告，完成 3 份駐廠視察月報。 2. 完成 2 篇核安資訊報告，NRC RG 1.31 Revision 4、FRA-NS-102-05 編寫與審查，編寫整理年度核安資訊研議與彙編報告 1 份，共計 10 篇報告。 3. 完成核二廠與核四廠錨定螺栓設計異同比較報告 3 篇，ASINCO 國際會議論文 1 篇。 4. 完成核電廠嚴重事故之人為可靠度評估報告，	符合

研究報告 1 份。6.核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告 1 份。7.核電廠壓力測試國家報告 1 份。8.核二廠冷卻水流失替代輻射源項分析方法報告 1 份。9.龍門電廠廠外事件 PRiSE 程式開發 1 件。10.廠外水災方法論報告 1 份。	INER-10590R,102 年 10 月 22 日。5. 完成核電廠資通安全之設計基準威脅研究報告,INER-10668R,102 年 12 月 16 日。6. 已完成核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告。7. 完成我國核電廠壓力測試之歐盟同行審查中文報告與修訂壓力測試國家報告。8. 完成”應用替代輻射源項於核二廠冷卻水流失設計基準事故輻射劑量分析影響之定性研究”報告 1 份。9. 完成龍門電廠廠外事件 PRiSE 程式開發 1 件並製作軟體安裝光碟。10. 完成核能電廠廠外水災危害再評估方法論報告(編號 INER-10478R)一份。11. 完成核能電廠現代化主控制室十八項設計特徵之研究報告, INER-10536, 102 年 10 月 22 日。	
---	---	--

肆、計畫經費與人力執行情形

一、計畫經費執行情形：

(一)計畫結構與經費

細部計畫 (分支計畫)		研究計畫 (分項計畫)		主持人	執行機關	備註
名稱	經費 (千元)	名稱	經費 (千元)			
核能安全管制技術發展研究	44,050			陳宜彬	行政院原子能委員會核能研究所	
		1.1 核電廠現場管制與審查技術基礎建立	4,180	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	8,500	黃俊源	行政院原子能委員會核能研究所	
		1.3 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究	3,620	徐康耀	行政院原子能委員會核能研究所	
		2.1 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究	8,300	黃揮文	行政院原子能委員會核能研究所	
		3.1 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證	2,940	林浩慈	行政院原子能委員會核能研究所	
		3.2 國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試	1,596	康龍全	行政院原子能委員會核能研究所	
		3.3 新輻射源項分析技術建立與應用	10,670	范勝淵	行政院原子能委員會核能研究所	
		4.1 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究	4,244	邱楊鍔	行政院原子能委員會核能研究所	

(二)經資門經費表

預算執行數統計截止日期：102.12.31

會計科目 項目		預算數(執行數)/元			備註
		主管機關預算 (累計分配數)	自籌款	合計	
				流用後預算數 (實際執行數)	
一、經常支出					
1.人事費					
2.業務費		36,608,000 (36,608,000)		36,608,000 (33,257,323)	100 % (90.85 %)
3.差旅費					
4.管理費					
5.維護費					
小計		36,608,000 (36,608,000)		36,608,000 (33,257,323)	100 % (90.85 %)
二、資本支出					
1.設備費		7,442,000 (7,442,000)		7,442,000 (7,442,000)	100 % (100 %)
小計		7,442,000 (7,442,000)		7,442,000 (7,442,000)	100 % (100 %)
合計	金額	44,050,000 (44,050,000)		44,050,000 (40,699,323)	100 % (92.39 %)
	占總經費% = 分配數÷預算數	100%		(92.39 %)	
	(執行率=執行數÷ 流用後預算數)				

請將預算數及執行數並列，以括弧表示執行數。

與原計畫規劃差異說明：

二、計畫人力運用情形：

(一)計畫人力(人年) 人力統計截止日期：102.12.31

計畫名稱	執行情形	總人力 (人年)	研究員級	副研究員級	助理 研究員級	助理
分支計畫 核能安全 管制技術 發展研究	原訂 (全年)	29.95	1.8	6.8	10	11.35
	實際	29.71	1.79	5.62	10.44	11.86
	差異	0.24	0.01	1.18	-0.44	-0.51
分項計畫 核電廠現 場管制與	原訂 (全年)	10.1	0.8	2.3	1.4	5.6
	實際	10.02	0.8	1.54	2.05	5.63

審查技術 基礎建立	差異	0.08	0	0.76	-0.65	-0.03
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 (全年)	4	0.3	0.7	1	2
	實際	4	0.3	0.5	1	2.2
	差異	0	0	0.2	0	-0.2
分項計畫 核二廠與 核四廠支 撐裙板錨 定螺栓設 計比較研 究	原訂 (全年)	1.2	0	0.1	0	1.1
	實際	1.17	0	0.17	0	1
	差異	0.03	0	-0.07	0	0.1
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 (全年)	6	0.3	2.6	2.3	0.8
	實際	6.07	0.29	2.31	2.88	0.59
	差異	-0.07	0.01	0.29	-0.58	0.21
分項計畫 核電廠系 統安全分 析應用程 式 TRACE 之模式建 立與驗證	原訂 (全年)	1.85	0	0	1.85	0
	實際	1.85	0	0	1.85	0
	差異	0	0	0	0	0
分項計畫 國際核能 管制法規 研究與核 電廠壓力 測試	原訂 (全年)	1.8	0.2	1.0	0.6	0
	實際	1.7	0.2	1.0	0.5	0
	差異	0.1	0	0	0.1	0
分項計畫 新輻射源 項分析技 術建立與 應用	原訂 (全年)	3.0	0.2	0.1	2.7	0
	實際	3.0	0.2	0.1	2.7	0
	差異	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 (全年)	2.0	0	0	2.0	0
	實際	1.9	0	0	1.9	0
	差異	0.1	0	0	0.1	0

說明：

研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正、若非以上職稱則相當於博士滿三年、或碩士滿六年、或學士滿九年之研究經驗者。

副研究員級：副研究員、副教授、總醫師、薦任技正、若非以上職稱則相當於博士、碩士滿三年、學士滿六年以上之研究經驗者。

助理研究員級：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、或學士滿三年以上之研究經驗者。

助理：研究助理、助教、實習醫師、若非以上職稱則相當於學士、或專科滿三年以上之研究經驗者。

(二)主要人力投入情形(副研究員級以上)

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
陳宜彬	計畫主持人 研究員	計畫主持人 0.4	學 歷	博士
			經 歷	原子能委員會
			專 長	核子工程
廖俐毅	研究員	計畫規劃與顧問 0.4	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
龔繼康	研究員	計畫規劃與顧問 0.19	學 歷	博士
			經 歷	原子能委員會
			專 長	核子工程
康龍全	副研究員	核能安全管理技術 發展研究 0.4	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	機械工程
周鼎	副研究員	核能安全管理技術 發展研究 0.3	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	土木工程
張訓志	副研究員	分支計畫資料彙整 提報 0.1	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
廖仁傑	副研究員	核安資訊彙整、資料 庫更新、計畫協調 0.1	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
楊慶威	副研究員	核安資訊彙整、資料 庫更新、計畫協調 0.4	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
黃俊源	副研究員	材料劣化行為研究 與診斷技術開發 0.7	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	材料工程
黃揮文	副研究員	強化現代儀控系統 應用於核電廠之管	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所

		制能力研究 0.4	專 長	工程系統科學、核子工程
王士珍	研究員	新輻射源項分析技術建立與應用 0.3	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
趙椿長	副研究員	風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究 0.15	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
徐康耀	副研究員	核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究 0.85	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	機械工程
鄭武岳	研究員	強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究 0.3	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	電子工程
王郁文	副研究員	協助審查台電公司壓力測試報告，撰寫壓力測試之國家報告 0.3	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
王德全	副研究員	核一廠斷然處置程序驗證與比較 0.2	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
邱楊鎔	副研究員	風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究 0.22	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
高家揚	副研究員	非破壞檢測、銲接、材料工程、支援駐廠視察、專案視察及審查 1	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	礦冶材料
許崇誠	副研究員	核電廠嚴重事故之人為可靠度評估 0.2	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	資訊處理
郭榮卿	研究員	計畫協調規畫、實	學 歷	博士

		驗結果研判 0.2	經 歷	核能研究所
			專 長	礦冶材料
陳仁宏	副研究員	試片規劃、微結構分析、機械性質測試 0.1	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	礦冶材料
葉基榮	副研究員	微結構分析、機械性質測試 0.1	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	礦冶材料
鄭宗杰	副研究員	強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究之規劃與協調 0.1	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	電子工程

與原計畫規劃差異說明：

人力投入符合原規劃。

伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破 (含量化成果 output)

(截至 12 月 31 日為止)

一、本計畫主要成果及重大突破

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，包括：a. 核二廠二號機反應爐支撐裙鉸錨定螺栓修復作業審查 b. 營運中核電廠地震危害度再評估審查 c. 核二廠中幅度功率提昇安全分析報告專案審查 d. 核二廠燃料廠房護箱吊車設計修改案審查 e. 完成日本原子力規制委員會核能電廠火山影響評估導則草案譯稿 f. 完成日本新核能安全標準草案摘譯 g. 核二廠燃料廠房燃料護箱吊車改善審查作業 h. 核子反應器斷然處置 i. 支援核管處執行核能二廠 1 號機反應爐支撐裙鉸錨定螺栓檢測專案視察 j. 協助核管處執行核能一廠耐震設計基準由 0.3g 提升至 0.4g 案-機械/電氣設備評估審查與視察。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 — 完成冷作加工鎳基合金 Alloy 600 於模擬 BWR 水環境材料劣化研究，並完成冷作加工 SS304L 於模擬加氫水化學環境 SCC 裂縫生長測試，及時效鑄造不銹鋼於高溶氧冷卻水環境之慢速率拉伸測試。
3. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究 — 完成核二廠反應器壓力槽支撐裙板錨定螺栓之有限元素模型建立，並已順利完成設計負荷之結構應力分析。由於兩座電廠的設計模式不同，核二廠之錨定螺栓須要承受較大之拉伸負荷，導致易於斷裂；而核四廠因支撐裙板之設計以及反應器壓力槽有側向支撐，故無須承受較大之負荷，螺栓安全性較高；此部份可提供作為管制單位針對各種不同假設性災害發生時，審查電廠安全性之依據。
4. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究 — 協助原能會運轉中核能電廠數位儀控相關審查研究，包括：(1) 核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究、(2) 核電廠人員可靠度管制議題研究、(3) 核電廠資通安全之設計基準威脅研究。102 年共申請 SCI 期刊論文(其中 2 篇已刊登)，並完成國際研討會論文 3 篇，國內研討會論文 2 篇，研究報告 4 篇。研究同仁赴原能會完成核電廠安全軟體、人員可靠度、資通安全專題演講共 3 場。參加 2013 年台美民用合作會議，報告 C18 項 2013 年工作成果包括數位儀控軟體發展研究與人員可靠度研究。
5. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證 — (1) 已完成核二廠 TRACE 模式建立(2) 已完成核二廠 startup tests 案例之 TRACE 驗證分析(3) 已完成核二廠 FSAR 案例之 TRACE 驗證分析(4) 已完成核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告(5) 已完成 9 篇 SCI 國際期刊論文、2 篇 EI 國際期刊論文、10 篇 NRC NUREG-IA 報告與 8

篇國際研討會論文。

6. 國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試 — 完成我國核電廠壓力測試國家報告；配合原能會邀請 OECD/NEA 與 EC 的專家，完成壓力測試國家報告同行審查。
7. 新輻射源項分析技術建立與應用 — 以 MAAP5 模擬核一廠機組斷然處置程序注水時機等救援措施之輸入檔，分析輸出結果與 RELAP 比較，完成“核一廠斷然處置程序(URG)研究與分析報告”乙篇報告。建立核二廠 MELCOR 輸入檔，對日後分析模擬核二廠事故之熱水流與時序將有所助益。以及應用替代輻射源項於核二廠冷卻水流失設計基準事故輻射劑量分析影響之定性研究。
8. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究 — 完成龍門電廠廠外事件風險顯著性評估程式 PRiSE 開發，提供地震廠外事件評估模式，將可供原能會視察員針對地震安全相關的視察發現進行風險重要程度的評估，以做為核安管制紅綠燈評估的基礎，有效拓展視察範圍。

二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破

請依本計畫(涉及)設定之成果項目以量化績效指標方式及佐證資料格式填寫主要之量化成果(如學術成就代表性重要論文、技術移轉經費/項數、技術創新項數、技術服務項數、重大專利及項數、著作權項數等項目，含量化與質化部分)。

	績效指標	初級產出量化值	效益說明	重大突破
學術成就(科技基礎研究)	A 論文	國際研討會 16 篇、國內研討會 2 篇、國外重要期刊 21 篇。	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重要參考與引用之依據。	
	B 研究團隊養成	1. 養成核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊。 2. 養成核電廠組件環境效應導致劣化技術支援團隊。	所養成之本土團隊可機動、快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，免受國外之技術與商業壟斷。	

	績效指標	初級產出量化值	效益說明	重大突破
	C 博碩士培育	參與計畫執行之碩士研究生 4 人及博士研究生 4 人	可培養出國內未來需要的核電廠系統安全分析、數位儀控資通安全分析、環境加速劣化分析等領域所需高階研發人力，有助於提升核能安全研發能力。	
	D 研究報告	研究報告 12 篇	技術經驗傳承，建構研發之基礎，從事核電廠組件材料、現代儀控系統、核電廠系統安全分析、國際核能管制法規、核電廠壓力測試、新輻射源項、風險告知研發工作。	
	E 辦理學術活動	研討會：第 20 屆中華民國人因工程研討會	舉辦大型國際研討會，增進我國學術與技術能見度，增加我國年輕人才之觀摩機會與舉辦大型國際活動的經驗，並提高舉辦地區的觀光收入。	
	F 形成教材	制訂風險告知應用教材一件	可供原能會訓練新進人員有關安全度評估與風險告知應用的知識，以因應日後的申請審查需求。	
技術創新(科技整合創新)	H 技術報告	14 篇	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。	

陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

請依前述重要成果及重大突破說明其價值與貢獻度

一、學術成就(科技基礎研究)(權重 20%)

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 —(1)完成冷作加工鎳基金 Alloy 600 於模擬 BWR 水環境材料劣化研究，比較冷作加工 Alloy 600 於 200℃~300℃ 水中與空氣中之動態應變時效行為，發現水中之上下變動振幅較空氣中為大，可能與水中材料劣化有關，將進一步研究。研究成果發表亞洲水化學國際研討會論文及 SCI 各一篇。(2)完成冷作加工 SS304L 於模擬加氫水化學環境 SCC 裂縫生長測試，發現加氫水化學可抑制冷作加工 SS304L SCC 裂縫生長，其中以冷作加工度 30%者於加氫後最快停止，研究成果發表國際會議論文與 SCI 各一篇。(3)時效鑄造不銹鋼於高溶氧冷卻水環境測試發現 Ferrite 含量越高發生二次裂縫機會越大，為加速運轉劣化之肇因，研究成果發表亞洲水化學國際會議論文與 SCI 各一篇。

2. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究 — 完成 ASINCO 國際會議論文 1 篇。
3. 強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究 — (1)核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究，以反應爐跳脫系統的建置實例，包括主要、後備與手動等三部分之反應爐跳脫功能，進行軟體需求、設計與實作階段之發展與測試研究。軟體發展過程之需求階段，以架構圖說明系統與軟體功能需求；在設計階段以功能設計邏輯圖，說明相關軟體功能設計細部資料；在實作階段的建置 LabVIEW 邏輯可執行軟體，並完成 100%涵蓋率測試。完成研究報告-反應爐跳脫系統軟體需求/設計/實做階段發展研究，INER-10352；(2) 核電廠嚴重事故之人員可靠度評估，提出斷然處置程序指引針對超出設計基準的嚴重事故，提供妥善的處理程序，本研究以 SPAR-H 來評估在目前的斷然處置模型中人員在操作及決策上之人因失誤率及人員可靠度，並討論不同決策者及不同訓練程度對人員可靠度的影響。完成研究報告-核電廠嚴重事故之人員可靠度評估，INER-10590R；(3)現代化主控制室 18 項設計特徵與人因管制議題-闡述現代化主控制室十八項設計特徵，均應透過廣泛的控制室動態模擬測試與評估，以符合核能電廠運轉介面設計目標與設計基準，為符合實務應用，提出十八項設計特徵接受標準之建議。完成研究報告-現代化主控制室 18 項設計特徵與人因管制議題，INER-10536；(4) 核電廠資通安全之設計基準威脅研究-參考 NUREG/CR-7145 探討與評估核電廠資通安全設計基礎威脅與因應安全管控措施。完成研究報告-羅澄龍，核電廠資通安全之設計基準威脅研究，INER-10668R。102 年共申請 SCI 期刊論文(其中 2 篇已刊登)，並完成國際研討會論文 3 篇，國內研討會論文 2 篇，研究報告 4 篇。
4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證 — (1) 已完成核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告。(2) 已完成 9 篇 SCI 國際期刊論文、2 篇 EI 國際期刊論文、10 篇 NRC NUREG-IA 報告與 8 篇國際研討會論文。(3) 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊養成。

5. 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。
6. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究 — 核電廠廠外水災危害再評估方法論之建立，完成研究報告一篇。

二、技術創新(科技整合創新)(權重 30%)

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—近來由於覆鋅修補工程於各國核電廠管路及管嘴廣泛被使用，常發生鋅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 — (1) 異材鋅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) 建置 SEM 之 EBSD, WDS, EDX 三機一體之量測設備可同時在同一微觀量測位置量測材料之成分、相分佈及應變分佈，對能量重疊成分可藉由 WDS 精確掃描，分辨其成分，為材料分析之利器。

2. 核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究 — 利用機率斷裂分析方法，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，並使用 ASME 設計規章檢核其結構應力是否在安全餘裕內，用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)核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究-建置反應爐跳脫系統，包括主要、後備與手動等三部分之反應爐跳脫功能，進行軟體需求、設計與實作階段之發展與測試研究。有助於國內推動安全等級數位儀控系統產業技術發展。(2)核電廠人員可靠度管制議題研究 以群體決策為核心，發展群體可靠度模式進行人為失誤分析，並以數位化主控制室團隊失誤分析之應用實例作為驗證，以供後續人員可靠度研究或相關實務之參考。完成十八項設計特徵與人因管制議題資料彙整，未來可供管制單位或相關產業進行主控制室人機介面現代化人因管制重點之參考。(3)核電廠資通安全設計基準威脅分析-探討對手能力、資通安全威脅與手法、途徑、進入點與目標系統集合之弱點等可能情境組合，評估核電廠資通安全設計基準威脅與情境，並回饋提供加強資通安全管控措施建議。
4. 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二廠 TRACE 熱水流分析模式，包含 startup tests 案例與 FSAR 案例之驗證分析。(2) 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。(3)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。

三、經濟效益(產業經濟發展)(權重 10%)

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. 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，使國人對電廠運轉安全更具信心，人民生命財產安全獲得保障。
2. 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 — (1)研究核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展，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)研究核電廠人員可靠度管制議題，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準威脅分析，評估核電廠資通安全設計基準威脅與情境，並回饋提供加強資通安全管控措施建議，避免核能電廠營運損失。

四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重 25%)

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. 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. 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、組件於海水入侵環境外加輻射作用之腐蝕情形等），使研究議題能更全面，提升民眾對電廠運轉的信心。
3. 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 — (1)研究核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究-建置反應爐跳脫系統，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) 研究核電廠人員可靠度管制議題，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)研究核電廠資通安全設計基準威脅，有助於企業防範惡意電腦病毒攻擊，避免營業損失。
5. 利用國際上最先進之熱流分析程式-TRACE，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. 參考歐盟 ENSREG 規範，積極執行核能電廠壓力測試工作，全面檢討核能電廠各項設計基準、安全餘裕、電廠的弱點與改善措施。配合原能會邀請 OECD/NEA 與歐盟專家執行壓力測試同行審查，落實各項審查建議以強化核能電廠安全，並增進民眾信心
7. 開發龍門電廠廠外事件(地震)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。

五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導) (權重 10%)

101 年度：

1. 本計畫總計培育材料與核工專長 3 博士生與 9 碩士生，預期相關博碩士生畢業後，將可加入核能界之相關研發工作。
2. 在風險告知視察工具開發方面，完成自力開發風險顯著性評估軟體，提供管制單位充分的評估工具，節省自國外購買相關軟體之費用。

102 年度：

1. 持續支援核管處執行核能二廠 1 號機反應爐支撐裙鈑錨定螺栓檢測專案視察，強化核能安全管制專業能力。協助核管處執行核能一廠耐震設計基準由 0.3g 提升至 0.4g 案-機械/電氣設備評估審查與視察，並於結案報告中提出具體審查與現場視察意見，提供專業管制建議。
2. 培養材料專長碩士 1 員，並持續參加 ICGEAC(International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking)國際會議，獲取核能組件材料老劣化最新資訊，並與國際學者保持互動。
3. 培育數位儀控資通安全博士生 1 名。參加台美民用合作會議，C18 項數位儀控資訊交流，與美國核能管制委員會進行數位儀控軟體發展研究與人員可靠度研究之國際合作。
4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證 — 培育 3 個博士生與 3 個碩士生。
5. (1)在日本 311 海嘯、輻災之後，參考進歐盟 ENSREG 規範，完成我國核電廠壓力測試國家報告；(2)配合原能會邀請的 OECD/NEA 與歐盟（EC）專家，執行我國核電廠壓力測試國家報告同行審查工作，參與討論與問題澄清，確認我國核電廠的安全性，並完成「我國運轉中電廠壓力測試之獨立同行審查」報告與「中華民國核能電廠歐盟壓力測試同行審查」報告之中文版。同時，遵循政府資訊透明之要求，協助核管處完成我國核電廠壓力測試國家報告中文版。
6. 在風險告知視察工具開發方面，完成自力開發風險顯著性評估軟體，提供管制單位充分的評估工具，節省自國外購買相關軟體之費用。

六、其它效益(科技政策管理及其它)(權重 5%)

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. 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回覆民間環保團體有關乾貯筒運轉安全之提問。

2. 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. 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。

註：若綱要計畫期程為 4 年期第 1 年執行者，請明確寫出本綱要計畫為第 1 年執行，故無主要成就及成果之價值與貢獻度；其他非第 1 年執行者請填寫起始年累積至今主要成就及成果之價值與貢獻度(例如：執行期程為第 3 年之綱要計畫即寫第 1 年到現在所有成果之 outcome)。

柒、與相關計畫之配合

1. 本計畫工作項目乾貯筒鹽霧環境劣化研究，可提供乾貯計畫執行之計畫諮詢，彼此關係密切，相輔相成。對乾貯日後運轉安全貢獻心力。
2. 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。

捌、後續工作構想之重點

本計畫依據年度作業規劃，後續工作重點如下。

1. CF8A 鑄造不鏽鋼在 385°C 時效熱處理後之 SCC 研究
2. 冷加工不銹鋼 304L SCC 裂縫尖端微觀組織分析研究
3. 各類核設施的錨定支撐結構須訂定安全審查標準，本計畫後續可深入探討核電廠反應器壓力槽或乾貯系統在遭受到嚴劇負荷下之安全評估，以提供核安管制作為安全審查標準。
4. 反應爐跳脫系統軟硬體整合與確認階段發展測試研究
5. 歐美核電廠安全儀控系統軟體安裝階段法規研究
6. 核能級控制器環境耐受度主題報告研究
7. 核電廠人為可靠度與人因績效管制與審查導則研究
8. 安全數位儀控系統發展之資通安全研究
9. 將配合國際合作 CAMP 計畫之 TRACE 與 SNAP 程式的更新與改版，持續精進核一~三廠與龍門核電廠的 TRACE model，並積極參與 CAMP 計畫之各項會議。此外，TRACE 之相關分析結果也將轉化為 NRC 的 NUREG-IA report，以完成我國在 CAMP 計畫之責任與義務。
10. 我國歐盟壓力測試國家報告與歐盟同行審查已經完成，「國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試」計畫擬更名為「國際核能管制法規與後福島改善研究」，參考日本福島核災之後，各主要核能發電國家的改善作為，研究並檢討我國核能電廠的改善措施。

玖、檢討與展望

1. 材料老劣化研究為長期累積經驗之研究，培養材料老劣化專門人才對核電廠運轉關係重大，猶如有經驗醫生能精確判斷體檢數據，作即時治療，方不至延誤病情。但近年來國內產業失衡，一窩瘋偏向電子產業及新能源產業，致使國內核能材料人才短缺，且高考已超過十年未舉行冶金及材料相關類科，材料專長者苦無進用門路，對人才培育為一大隱憂。展望未來期待進人之路能更靈活，人才得以順利進用、訓練與栽培。
2. 反應器壓力槽組件之設計，依不同電廠型式(BWR/ABWR/PWR)以及興建地區的不同，其設計理念和須考慮的設計負荷也會不盡相同，本研究目前針對核二廠及核四廠錨定螺栓之設計進行研究與分析，充份了解並掌握錨定螺栓的各種設計參數，找出錨定螺栓斷裂的原因，未來希望能將分析對象延伸至 PWR 電廠之錨定螺栓，分析探討其設計安全性，以維護國內核能電廠之運轉安全。強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究—強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究於 102 執行(1)核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究、核電廠人員可靠度管制議題研究與(2)核電廠資通安全設計基礎威脅之產生研究等工作，期望能協助原子能委員會釐清法規相關議題。
3. 研究目的為加強儀控軟體發展測試審查管制能力，執行核電廠資通安全之設計基準威脅研究，建立核電廠人員可靠度評估方法，持續因應核能電廠儀控系統運轉安全、高品質及高可靠度管制技術需求，精進安全功能管制能力。此外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。未來將持續進行數位儀控系統管制研究，協助原能會執行管制工作。
4. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證 — 已完成計畫的所有工作項目，核二廠之 TRACE 熱流分析模式可作為未來相關研究的基礎。
5. 本計畫協助編寫核能電廠壓力測試國家報告，配合原能會邀請 OECD/NEA 與歐盟專家執行我國核電廠壓力測試國家報告同行審查，參與相關問題的討論與澄清，以及擬定後續行動計畫，除了從歐盟的標準確認我國核電廠的安全性之外，並可參酌歐盟的作法加強我國核能電廠的改善措施，以增進核能安全。
6. 本計畫已陸續完成龍門電廠功率運轉期與大修停機期之廠內事件及地震廠外事件之視察工具開發，提供視察員評估龍門電廠安全績效或假想事件的風險重要度，做為落實核安管制紅綠燈的手段之一。龍門電廠刻正進行運轉前測試作業，未來若能順利運轉，應持續加強模式與真實電廠組態之間的契合程度，以符合龍門電廠建造與運轉的現況，避免評估失真的情況。

填表人： 侯仁翔 聯絡電話： (02)2232-2117 傳真電話： (02)2232-2113

E-mail： jhhou@aec.gov.tw

主管簽名： _____

附錄一、佐證資料表

計畫名稱：核能安全管制技術發展研究

【A 學術成就表】

中文題名	第一作者	發表年 (西元年)	文獻類別	引用 情形	獲 獎 情形	論文出處
1. 冷作加工 Alloy 600 合金於模擬 BWR 水環境之動態應變時效現象	黃俊源	2013	f	N	N	ICGEAC 會議
2. Alloy 600 合金於模擬 BWR 水環境之動態應變時效行為	黃俊源	2013	f	N	N	AWC(Asia Water Chemistry)會議
3. 時效鑄造不銹鋼於模擬 BWR 水環境之機械性質研究	賴建霖	2013	f	N	N	AWC(Asia Water Chemistry)會議
4. 加氫水化學抑制冷作不銹鋼應力腐蝕行為研究	呂文豐	2013	f	N	N	AWC(Asia Water Chemistry)會議
5. 鎳基合金 617 與 230 在高溫 850 與 950 度環境下之雙軸向潛變性質	董曉明	2013	d	N	N	Journal of Nuclear Materials
6. Mechanical Degradation of welded SS304 Stainless Steel in Salt Spray Environments	雍敦元	2013	d	N	N	Chinese Journal of Mechanical Engineering
7. Effects of Hydrogen Water Chemistry on Stress Corrosion Cracking Behavior of Cold-Worked 304L Stainless Steel in High-Temperature Water Environments	呂文豐	2013	d	N	N	Materials Transactions

8. Effect of δ -ferrite content on the SCC behavior of cast austenitic stainless steel in high-temperature water environment	賴建霖	2013	d	N	N	Corrosion
Effects of heat treatment and chromium content on the environmentally assisted cracking behavior of the DM weld in simulated BWR coolant environments	黃俊源	2013	d	N	N	Corrosion Science 75 (2013) 386-399.
PWR 的動態分析模式的建立 Construction of an Elementary Model for the Dynamic Analysis of a Pressurized Water Reactor	Chiung-Wen Tsai	2013	d	N	N	Transactions of the Canadian Society for Mechanical Engineering, Vol. 37, 2013.
TRACE 的 DEG 大破口之 CCFL 靈敏度分析研究 Sensitivity study on the counter-current flow limitation in the DEG LBLOCA with the TRACE code	Chun-Yu Chen	2013	d	N	N	Annals of Nuclear Energy 57 (2013) 121-129
核一廠用過燃料池之 TRACE/FRAPCON-3.4 分析 The Spent Fuel Pool Analysis Of Chinshan Nuclear Power Plant By Using TRACE/FRAPCON-3.4	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Advanced Materials Research Vols. 690-693 (2013) pp 2947-2950
核一廠用過燃料池之 TRACE/FRAPTRAN 分析 Application of TRACE and	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Applied Mechanics and Materials

FRAPTRAN in the Spent Fuel Pool of Chinshan Nuclear Power Plant						
核三廠之輔助飼水研究 Analysis of Auxiliary Feedwater Capacity for Maanshan PWR Loss-of-Normal-Feedwater Transient	Che-Hao Chen	2013	f	N	N	Annual Meeting on Nuclear Technology, Berlin, Germany, 2013
核一廠之 TRACE LOCA 暫態的破口大小研究 Sensitivity Study on Different Break Size with Only High Pressure ECC System Available Using TRACE Chinshan Model	Chun-Yu Chen	2013	f	N	N	NURETH-15 Pisa, Italy, May 12-17, 2013
IIST 之 TRACE loop-seal 分析 TRACE Analysis of the IIST Loop-Seal Experiment Benchmark	Jung-Hua Yang	2013	f	N	N	NURETH-15 Pisa, Italy, May 12-17, 2013
A Study of the Effectiveness of Defense Echelon Design of ABWR/LMNPP plant for mitigating LOCA Accident (INER-10182)	黃揮文	2013	d	N	N	0306-4549, ANNALS OF NUCLEAR ENERGY. 2013-07-24 vol. 62, pp.333-341, Dec 2013
Development of a staffing evaluation principle for improving situation awareness and mental workload of operators in Advanced Main Control	謝宗霖	2013	d	N	N	0029-5493, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN), 2013-10-01, Vol.265, pp.

Room (INER-10521)						137-144, OCT 2013.
Study of Digital I&C Software Test Coverage Theory and Combinatorial Testing Method	劉康弘	2013	d	N	N	0306-4549, ANNALS OF NUCLEAR ENERGY.
Systematic layout planning in Human-System Interface: An Evaluation of Alarm Displays With Spatial proximity for Accidents Diagnosis of Advanced Boiling Water Reactor	劉康弘	2013	d	N	N	0018-9499, IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE
Applied SRK Framework to Understand Operators' Behaviors and Workload in Advanced Main Control Rooms	莊淳宇	2013	d	N	N	0029-5493, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN
核一廠之 TRACE 增壓暫 態分析 TRACE Modeling of the Increase in Reactor Pressure Transients for Chinshan BWR/4	H.C. Chen	2013	f	N	N	NURETH-15 Pisa, Italy, May 12-17, 2013
核三廠之 TRACE SBO 分 析研究 TRACE Code Analyses for Station Blackout Mitigation Strategy in Maanshan Nuclear Power Station	Kai-Chun Huang	2013	f	N	N	NURETH-15 Pisa, Italy, May 12-17, 2013
Software Failure Mode and Effects Analysis of Concept Phase for	黃揮文	2013	f	N	N	PSAM 2013

Radiation Monitoring System Digital Replacement (INER-9985)						
Human Reliability Analysis of Ultimate Response Guideline in a Compound Disaster , INER-9975	劉康弘	2013	f	N	N	PSAM 2013
Applying the Crew Reliability Model for Team Error Analysis in the Modernized Main Control Room of Advanced Nuclear Power Plants , INER-9987	楊智偉	2013	f	N	N	PSAM 2013
核能電廠人員績效監測系統的建立 INER-10081	莊淳宇	2013	e	N	N	第二十屆人因工程學會年會暨學術研討會 (EST2013)
複合式災害下之斷然處置程序之人員可靠度評估 (INER-9986)	劉康弘	2013	e	N	N	第二十屆人因工程學會年會暨學術研討會 (EST2013)
Assessing the SCRRI and RIP runback performances of TRACE/PARCS for Lungmen ABWR	Chia-Ying Chang	2014	d	N	N	Annals of Nuclear Energy, Vol. 63
The development and application of TRACE model for Chinshan nuclear power plant	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Nuclear Engineering and Design
The analysis of TRACE/CFD/FRAPTRAN in the spent fuel pool of	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Annals of Nuclear Energy

Chinshan nuclear power plant						
The uncertainty analysis of SBLOCA for IIST facility by using TRACE and DAKOTA	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Annals of Nuclear Energy
The loss of feedwater heater transient analysis of Lungmen ABWR by using TRACE/PARCS	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Kerntechnik
The SBO accident and mitigation strategy analysis of Maanshan PWR by using TRACE	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Nuclear Engineering and Design
The 3 RIPs trip and HPCF inadvertent startup transient analysis of Lungmen ABWR by using TRACE/PARCS	Jong-Rong Wang	2013	d	N	N	Kerntechnik
ATWS analysis of Lungmen ABWR for MSIV closure transient	Ai-Ling Ho	2013	f	N	N	International European Nuclear Young Generation Forum (ENYGF)
Analysis of loss of feedwater heater transients for Lungmen ABWR by TRACE/PARCS	T.S. Feng	2013	f	N	N	NURETH-15
TRACE/PARCS 3-D modeling on core in inadvertent HPCF startup transient for Lungmen ABWR	C.Y. Chang	2013	f	N	N	NURETH-15
A Method of Assessment Probable Average	Lin, Kang-Yao	2013	f	N	N	ASINCO-10

Maximum Axial Force for Anchor Bolts of Boiling Water Reactor Pressure Vessel Supporting Skirt under various						
--	--	--	--	--	--	--

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 著作專書；引用情形分成 Y1 被論文引用、Y2 被專利引用、N 否；獲獎情形分成 Y 有獲獎、N 否；論文出處列出期刊名稱，卷期，頁(如科學發展月刊，409 期，頁 6-15)

【B 研究團隊表】

團隊名稱	團隊所屬機構	團隊性質	成立時間 (西元年)
核電廠組件環境效應導致劣化技術支援團隊	環境效應材料劣化實驗室	結合國內大專院校共同研究	2005
TRACE 研究團隊	國立清華大學核子工程與科學研究所	b	2007

註：團隊性質分成 a 機構內跨領域合作、b 跨機構合作、c 跨國合作、d 研究中心、e 實驗室

【C 培育人才表】

姓名	學歷	機構名稱	指導教授
楊融華	a	核子工程與科學研究所	施純寬教授
陳哲豪	a	核子工程與科學研究所	施純寬教授
楊書明	a	核子工程與科學研究所	施純寬教授
王惠偵	b	核子工程與科學研究所	施純寬教授
蔣宇	b	核子工程與科學研究所	施純寬教授
黃凱群	b	核子工程與科學研究所	施純寬教授
羅澄龍	a	中央大學資訊管理學系暨研究所	王存國
杜建甫	b	清華大學工科所	喻冀平 黃嘉宏

註：學歷分成 a 博士、b 碩士

【D 研究報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
------	------	-----------	------

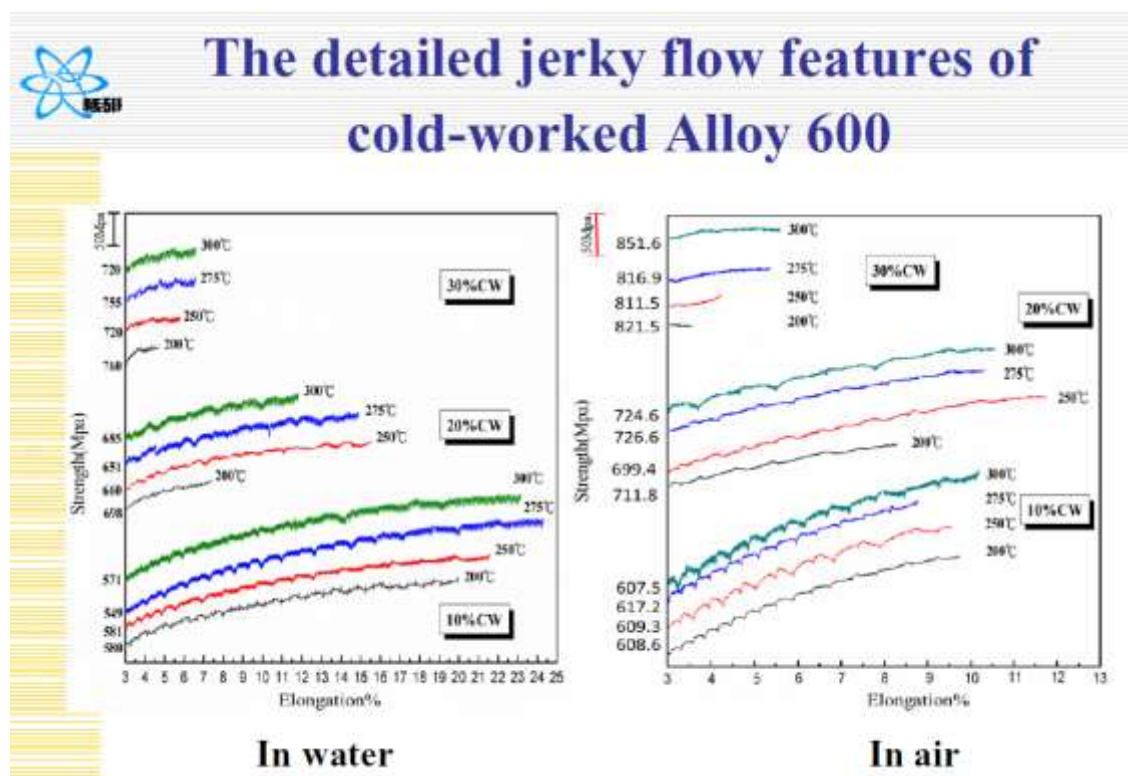
反應爐跳脫系統軟體需求/設計/實做階段發展研究	翁祥瑜；黃揮文；郭文煒；游原昌；曾琳升	2013	核能研究所
核電廠嚴重事故之人為可靠度評估報告	劉康弘	2013	核能研究所
現代化主控制室18項設計特徵與人因管制議題	莊淳宇；謝宗霖；劉康弘；楊智偉	2013	核能研究所
核電廠資通安全之設計基準威脅研究	羅澄龍	2013	核能研究所
核二廠與核四廠反應器壓力槽支撐裙板錨定螺栓設計比較研究	徐康耀；林書睿；康龍全	2013	核能研究所
核二廠反應器壓力槽支撐裙板及錨定螺栓結構分析模型之建立	林書睿	2013	核能研究所
錨釘螺栓在(各種)不同斷裂機率下所衍生最大軸向力之分析方法建置	林書睿；徐康耀；康龍全	2013	核能研究所
核能一級組件承受機械負荷之二維及三維應力分析比較研究	林晉宇；林家吉；徐康耀；康龍全	2013	核能研究所
核能一級組件承受熱負荷之二維及三維應力分析比較研究	黃冠榮；徐康耀；康龍全	2013	核能研究所
核一廠斷然處置程序(URG)研究與分析報告	莊凱政	2013	核能研究所
應用替代輻射源項於核二廠冷卻水流失設計基準事故輻射劑量分析影響之定性研究	蔡智明	2013	核能研究所
風險告知應用導則研究	陳青漢；邱鈺婷；黃佳慧	2013	核能研究所

【H 技術報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
一百零一年核安資訊報告彙編	何正行等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇一年十月份駐廠視察報告	廖仁傑等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇一年十一月份駐廠視察報告	廖仁傑等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇一年十二月份駐廠視察報告	廖仁傑等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇二年一月份駐廠	楊慶威等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇二年二月份駐廠視察報告	吳毓秀等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇二年三月份駐廠視察報告	高家揚等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫一〇二年四月份駐廠視察報告	吳毓秀等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫 102 年 5 月份駐廠視察報告	高家揚等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫 102 年 6 月份駐廠視察報告	張瑞金等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫 102 年 7 月份駐廠視察報告	黃其文等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫 102 年 8 月份駐廠視察報告	黃其文等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫 102 年 9 月份駐廠視察報告	黃其文等	2013	核能研究所
龍門建廠安全管制支援計畫 102 年 10 月份駐廠視察報告	黃其文等	2013	核能研究所

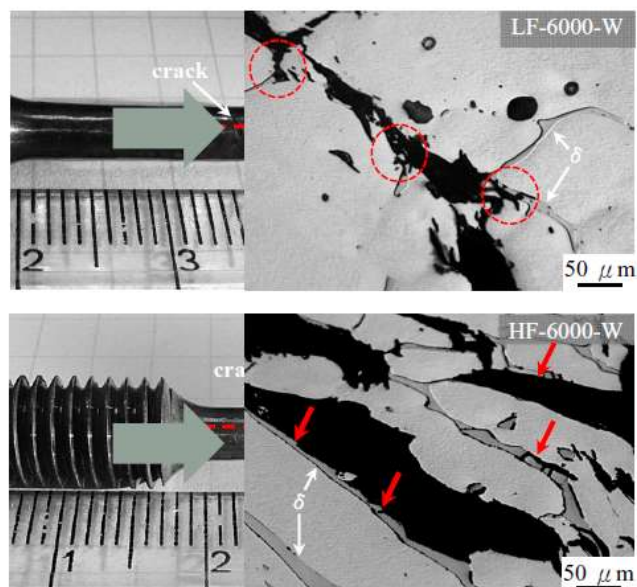
附錄二、佐證圖表

「核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發」分項計畫：



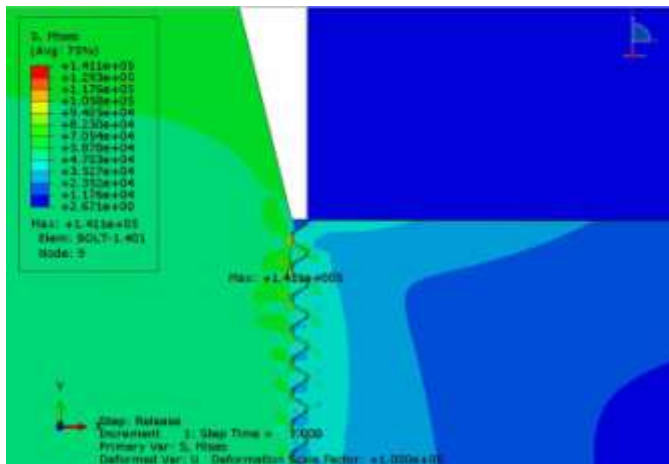
冷作不銹鋼於高溫空氣及水中之動態應變時效之差異比較

SSRT in water



不同肥力鐵含量之鑄造不銹鋼 SSRT 劣化破斷圖

「核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究」分項計畫：



錨定螺栓承受設計負荷下之應力分佈圖

「強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究」分項計畫：



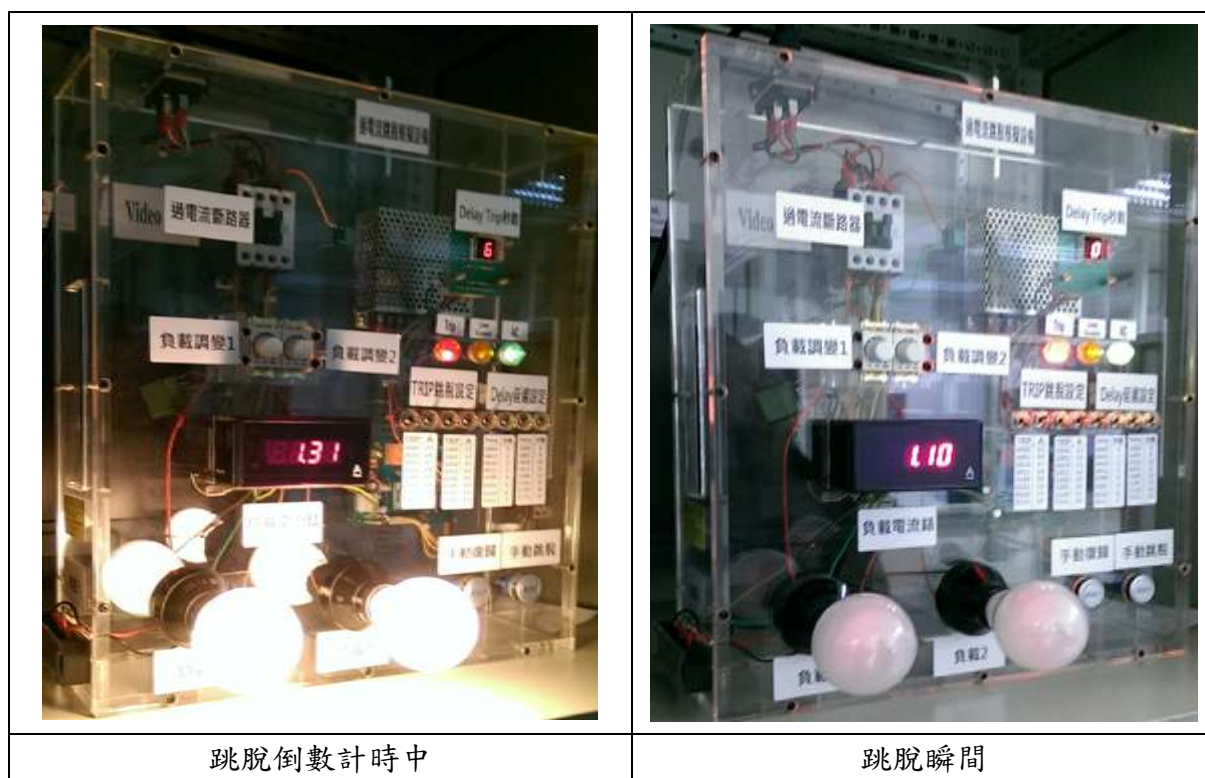
與 USNRC/RES 張永賢博士進行視訊會議



赴 USNRC/RES 與張永賢博士討論人為可靠度議題與 SACADA 應用



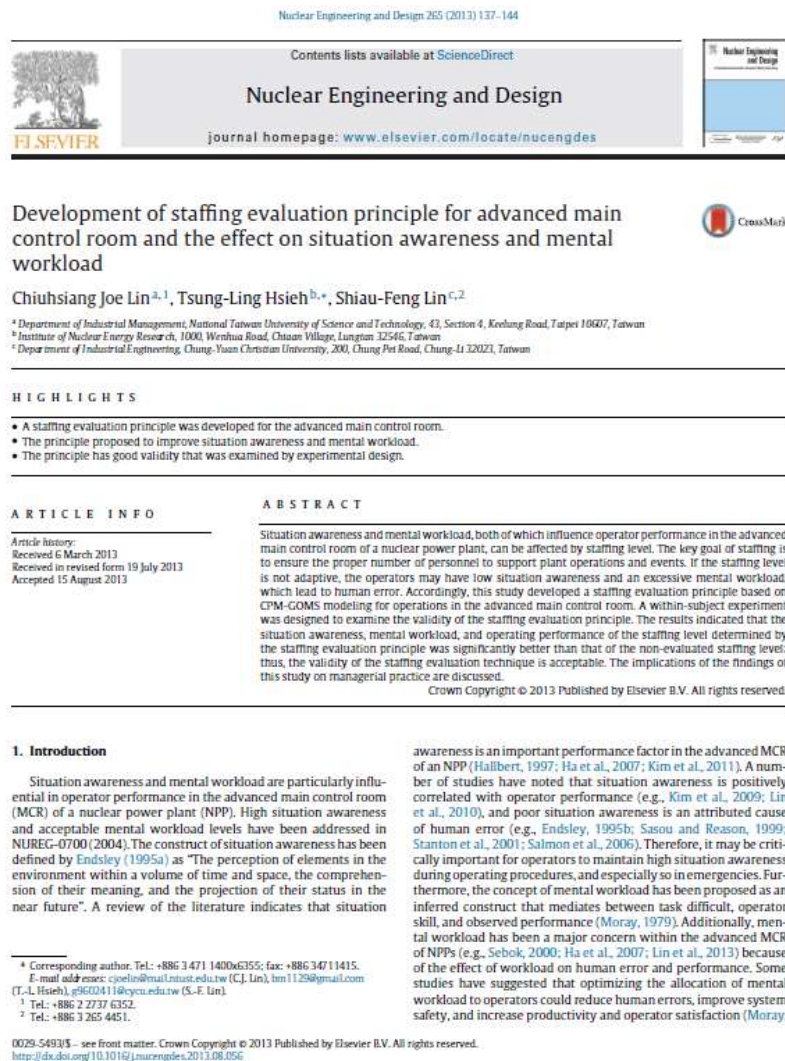
赴 USNRC/RES 與 Russell Sydnor 先生討論美國數位儀控失效事件研究及核電廠安全軟體需求/設計/實做階段發展研究



單晶片數位儀控過電流跳脫模擬設備



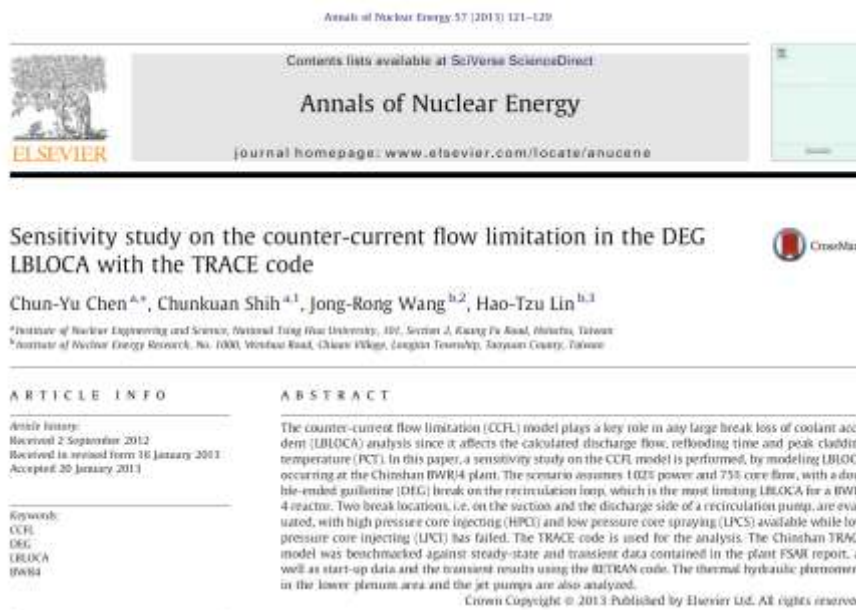
A Study of the Effectiveness of Defense Echelon Design of ABWR/LMNPP plant for mitigating LOCA Accident 0306-4549, ANNALS OF NUCLEAR ENERGY. 2013-07-24, vol. 62, pp.333-341, Dec 2013



Development of a staffing evaluation principle for improving situation awareness and mental workload of operators in Advanced Main Control Room (NUREG-0700, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN), 2013-10-01, Vol.265, pp. 137-144, OCT 2013.

「核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證」分項計畫：





1. Introduction

The most limiting LBLOCA for a BWR/4 reactor is the DEG break on the recirculation loop, which is 100% break flow on each side. In this paper, two break locations, i.e. on the suction and discharge side of a recirculation pump are evaluated, with HPCI and LPCS available whereas LPCI failed. The TRACE code is used for the analysis. The CCFL model plays a key role in any LBLOCA analysis since it affects the calculated discharge flow, reflooding time and peak cladding temperature (PCT). The current CCFL researches focus on a PWR reactor (Takeuchi, 1998; Jeong, 2002), a phenomenon review (Issa and Macian, 2011) or a code investigation (Cheng, 2010). In this paper, a sensitivity study on the CCFL model is performed, by modelling a LBLOCA occurring at the Chinshan BWR/4 plant. The scenario assumes 102% power and 75% core flow, with a DEG break on the recirculation loop (see Table 1). 10 CFR 50 Appendix K requires that any effect of fuel rod flow blockage calculated to occur during blowdown as a result of cladding swelling or rupture. In the events of DEG LOCAs, emergency core cooling system (ECCS) water is injected into the core through the upper plenum, lower plenum, or both. Of particular interest during the reflood period

of a LBLOCA, is CCFL and pool formation above the upper core plate following core safety injection. Water that stagnates in the upper plenum and that is held there by CCFL cannot drain into the core and contribute to core cooling. When the CCFL occurs, the mass and heat transfer reduce between the gas and liquid phase, and a water pool forms above the top of fuels. This phenomenon reduces the injecting ECCS water in core area and results in a rapid increase of the fuel temperature (Damerell, 1993). Analysis of the CCFL occurrence is essential to the safety of nuclear reactors (Issa, 2011). In this paper, the CCFL model is applied in the core area.

The TRACE code, the TRAC/RELAP Advanced Computational Engine, is the latest component-based and best-estimate reactor system code being developed by the U.S. nuclear regulatory commission (USNRC) for analyzing the neutronic and thermal-hydraulic behaviors, operational transients and other accident scenarios in light water reactors. Through the International cooperative program, the Code Applications and Maintenance Program (CAMP), many organizations participate and adopt the TRACE code for various applications. The Chinshan nuclear power plant, the first nuclear power plant in Taiwan, operates at a thermal power of 1828 MW after the measurement uncertainty recovery project in 2008. The rated steam flow is 3.5 M kg/h with the rated core flow at 24.0 M kg/h and the reactor pressure at 6.98 MPa. In order to validate the numerical model and to initialize the LOCA simulation, the Chinshan TRACE model of Chinshan Nuclear Power Plant (NPP), consisting of the specific components like 3D VESSEL, JET-PUMP, SPED and CHAN, was developed using the plant design data

* Corresponding author. Tel.: +886 930 033012; fax: +886 2 24901158.
E-mail address: c254790@cpower.com.tw (C.-Y. Chen), cshih@es.nrc.gov.tw (C. Shih), jrwang@nrc.gov.tw (J.-R. Wang), htl@nrc.gov.tw (H.-T. Lin).
† Tel.: +886 955 384135.
‡ Tel.: +886 955 607215.
§ Tel.: +886 937 457678.

附錄三、101 年度期末審查意見回覆辦理情形

101 年度政府科技發展計畫期末審查意見回覆辦理情形

計畫名稱	核能安全管制技術發展研究		
主管機關	行政院原子能委員會	執行單位	
回覆審查委員意見承諾改進強化項目		辦理情形	
1. 本項計畫大體符合原計畫之目標，下列乙項請說明：技術創新績效中之專利項，預計產出乙件，但實際產出 0 件，原因為何？		謝謝審查委員意見，本計畫目標在於精進核安管制技術，確保核安管制品質，解決核安管制技術問題，工作主要產出論文、研究報告及技術報告等，雖未獲得專利成果，但多數績效指標項目超越預期，敬請審查委員諒解。	
2. 完成年度各項安全分析與管制報告審查項目，並無具體內容說明達成狀況		謝謝審查委員意見，安全分析與管制報告審查項目包括 1. 核二廠一號機反應爐支撐裙板錨定螺栓斷裂案審查 2. 核一廠中幅度功率提昇安全分析報告 3. TITRAM 程式集審查 4. 核三廠第三次 10 年整體安全評估報告審查 5. 核三廠圍阻體預力廊道混凝土龜裂安全評估審查。	

3. 有關數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準研究之成果為何？未見具體說明	數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準研究工作為台美民用合作計畫架構“AE-IN-NR-C18 儀控”項下，與美方進行數位儀控資訊交流合作之工作項目之一。 主要工作項目如下 8 項： (1) 數位儀控系統軟體發展與測試相關法規標準研究(2) 數位儀控軟體測試涵蓋率理論研究(3) 數位儀控需求階段文件發展研究(4) 數位儀控設計階段文件發展研究(5) 數位儀控軟體實做階段發展與測試研究(6) 數位儀控軟硬體整合階段測試研究(7) 受控設施模擬程式準備(8) 數位儀控確認階段測試研究 數位儀控系統軟體發展與測試相關法規進行研究文件包括：(1)核能電廠數位安全系統軟體發展生命週期(RG 1.173)、(2)軟體發展計畫生命週期程序標準(IEEE Std 1074-2006)、(3)使用於核能電廠安全系統之數位電腦軟體需求規格(RG 1.172)、(4)軟體需求規格之建議實施方法(IEEE Std 830-2009)、(5)資訊技術系統設計標準—軟體設計說明(IEEE Std 1016-2009)、(6)數位化電腦軟體使用於核電廠安全系統的軟體單元測試(RG 1.171)、(7)軟體單元測試標準(IEEE Std 1008-1987)、(8)使用於核能電廠安全系統之軟體語言審查導則(NUREG/CR 6463)、(9)數位化電腦軟體使用於核電廠安全系統的軟體測試文件(RG 1.170)與(10)軟體測試文件標準(IEEE Std 829-2008)，其成果將作為後續數位儀控系統軟體發展與測試工作之基礎。 此外已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，例如：(1) 各發展階段的名稱與定義不完全一致、(2)對測試涵蓋率未提出明確實用的規範與(3) 對軟/硬體整合測試(組件層級)、確認階段之出廠允收測試(系統層級)與安裝階段之現場允收測試(電廠層級)未提出明確的規範。期望美國相關法規文件能更臻完整實用。
---	---

4. 乾貯筒之塩霧劣化研究相關報告已完成，是否有將該成果發表於期刊上？(看到撰寫 SCI paper 共 7 篇，國際 EI 期刊 5 篇，國際論文 22 篇，但發表數量僅 2 篇)	謝謝審查委員意見，核電廠組件材料劣化行為研究成果可支援乾貯筒之鹽霧劣化研究，發表於期刊上為 Mechanical degradation of cold-worked 304 stainless steel in salt spray environment, Journal of Nuclear Materials, 422 (2012) 58–68.，關於 KPI 答覆如下。
5. 依所提成果報告，本項計畫共提出 SCI paper 7 篇，國際研討會論文 22 篇，EI 期刊 5 篇，但實際國內外期刊發表數量僅 1 篇，國際會議論文 1 篇，是已投稿未獲回音，或是未被採納？量化成果不錯，但質化成果則無法確定。	謝謝審查委員意見，「國內外期刊發表數量僅 1 篇，國際會議論文 1 篇」是規劃之預期產出，實際產出為「SCI paper 7 篇，國際研討會論文 22 篇，EI 期刊 5 篇」。
6. 所列技術創新指標有三項(1)專利(2)技術報告(3)技術活動，除專利項實際產出量與預期產出量不符外，餘皆符合目標。	謝謝審查委員肯定，專利未符合答覆同 1。
7. 報告所提內容看不出有具體的創新成就，PRiSE 軟體開發是一項創新成就，但因已應用於其他電廠，故說不上創新，其他研究項目，或許有，但未見具體內容，故難於評定。	本項期末成果按照屬性，應填列於績效指標產出表內「技術活動」欄位的績效指標「釋出軟體執行檔一份」內。唯該表格在設計上將此技術活動歸屬於「技術創新」項下，而本項成果也不適合填於其他欄位。不過，本計畫在成果說明「陸、主要成就及成果之價值與貢獻度」內並未將其列入技術創新之提報項目內，其實與委員意見並無二致。
8. 本項計畫可提升核電廠之營運安全，相對可提升核能發電之經濟效益。	謝謝審查委員肯定
9. 核四廠儀控系統採數位化，大力加強此方面之研究，可提升核電廠之營運安全並永續核電周遭之環境安全。	謝謝審查委員肯定

10. 除培育核工專業博士生 3 人，碩士生 9 人，人機介面人因工程評估導則及檢核程序與數位儀控系統軟體發展與測試相關法規是否亦均已完成建構了？	本計畫在「數位儀控系統軟體發展與測試法規研究」中對美國數位儀控系統軟體發展與測試相關法規進行研究，美國現行之相關法規尚有改善空間，已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，例如：(1) 各發展階段的名稱與定義不完全一致、(2)對測試涵蓋率未提出明確實用的規範與(3) 對軟/硬體整合測試(組件層級)、確認階段之出廠允收測試(系統層級)與安裝階段之現場允收測試(電廠層級)未提出明確的規範。期望美國相關法規文件能更臻完整實用。 「核電廠主控制室人機介面現代化流程人因工程管制方法研究」對美國核電廠主控制室人機介面現代化流程人因工程管制方法進行研究，研究發現美國現行之相關法規(如 ISG-05)尚在持續發展中，且法規面與實務面之間顯然仍有可探討空間，因此，本計畫參酌其法規精神，並依據實務經驗研究，建立完成一項人機介面人因工程評估導則及檢核程序。
11. 藉本計畫支援原能會審查核二廠錨定螺栓斷裂肇因，屬其他效益，予以肯定。	謝謝審查委員肯定
12. 計畫執行經費與人力調配與原預估稍有差異，主要是設備費實際執行為原預估之 91.7%。	謝謝審查委員指導
13. 配合管制單位執行計畫，時間應屬妥適	謝謝審查委員肯定

14. 本項計畫今年執行結果，大體符合原定計畫內容，對核能電廠之運轉管制亦能凸顯出其整體效益。	謝謝審查委員肯定
15. 如果論文發表刊登比例加以提升，更能凸顯研究單位之深厚功力。	謝謝審查委員肯定
16. 在績效報告中，皆自評符合規畫進度，本人大致沒有意見	謝謝審查委員肯定
17. 010201 的強化現代儀控...與 010301 的核電廠系統安全分析...等兩項工作在期刊論文及國際研討會論文出版上，有比較豐碩的表現。另外也有完成福島事故後國內電廠壓力測試報告初稿。	謝謝審查委員肯定
18. 進行了多項儀控系統應用於管制之能力提升，電廠安全分析之案例	謝謝審查委員肯定
19. 焊道裂化機制深入探討，儀控與管制整合，安全分析國際合作等工作都順利完成	謝謝審查委員肯定
20. 縮減大修或停機時間，提升經濟效益，減少對外國廠商的依賴，提升運轉員主控制室的運轉能力，提升資通安全	謝謝審查委員肯定

21. 有助於民眾之核能信心建立，避免恐慌	謝謝審查委員肯定
22. 培育材料與核工專長學生多名	謝謝審查委員肯定
23. 博士生三名，碩士生 9 名。自力開發風險顯著性軟體，節省外購費用	謝謝審查委員肯定
24. 有參與國際合作計畫三項	謝謝審查委員肯定
25. 建議盡早完成電廠壓力測試的國際交流。	謝謝審查委員肯定
26. 整體計畫的執行成果，學術貢獻與核能安全提升上表現都尚佳。在以服務國內核能電廠的目標而言，成果可圈可點。各項管制業務得以順利進行，國際合作上也有良好開展。博碩士生的培育在質與量都還不錯。這是四年計畫的第一件，成績可以評為優。	謝謝審查委員肯定

附錄四、102 年度期中審查意見回覆

102 年度科技計畫(期中)成果效益報告審查委員意見及回覆表

計畫名稱			
主管機關	行政院原子能委員會	執行單位	
回覆審查委員意見承諾改進強化項目		辦理情形	
1.	不鏽鋼筒塩霧腐蝕劣化研究，有助於確保用過核燃料乾貯筒之安全，請持續進行研究，並將相關研究報告及論文提供放射性物料管理局參考。	謹遵委員意見辦理。	
2.	本計畫研究成果，對確保核能電廠運轉安全及興建工程品質，確有助益，值得肯定。	感謝委員肯定。	
3.	配合核一廠除役安全管理需要，建議展開核電廠除役之核能安全管制作業研究。	除役安全管理為原能會重要議題之一，目前已納入由物管局執行之「精進放射性物料安全管理技術發展」計畫，未來為因應除役，已考量於核管處核能安全管理計畫中加入研究，本計畫將於 104 年結束，屆時將於後續計畫研擬除役管制相關研究項目。	
4.	現階段核四廠最重要工作即執行「完成與嚴謹」之測試，但本研究計畫執行成果明確指出美國法規對「安裝階段之現場允收測試未提出明確的規範」。本計畫能主動坦然提出此項可能引起爭議議題，值得肯定。	感謝委員肯定。	
5.	延續第 4 點，此議題提出後可能引起外界進一步質疑核四廠檢測如何執行「完整嚴謹安全」檢測，須謹慎面對。	感謝委員指正。原能會將持續瞭解外界看法，做為精進研究內容之依據。	
6.	本計畫已建立相當成熟之數位儀控測試技術工具，以此為基礎建議參考國外做法，針對前述 NRC 法規不足之處，制定供核四廠適用之明確規範。	謝謝委員指正。原能會將經由本計畫，對於國外法規發展將持續關注，並不斷依其他國家採行措施強化國內管制方式與作為。	
7.	計畫經費並不龐大之下能有實際之技術結果，並解決一些實際電廠之問題，值得向社會大眾，以一般語言解釋之。	感謝委員肯定，本計畫將持續對社會大眾說明及釐清大家關心議題。	
8.	一些老的程式(e. g. MAAP MELCOR, ...)之現今適用性宜加討論研究，並與現今電廠之設備比較。	MAAP 與 MELCOR 是計算電廠反應器與圍阻體熱水流現象之程式，使用者預先輸入電廠熱源、熱沉、泵浦、排氣與管路連接等各廠參數，再依事故現象輸入條	

	件與操作員動作，程式可模擬電廠事故發展之序列以及能量、水、各氣體質量在各空間之傳遞。程式雖然已發展有一段時間，但至今仍是業者與管制單位廣泛運用之程式，兩者目前仍常針對使用者發布除錯(DEBUG)或更新運算模式等訊息。另外，程式也會針對新的實驗或實際事故(如 TMI、福島等事件)所獲得之參數變化做 benchmark，改善其運算模式。 目前這些程式也同樣用來模擬新型電廠，如 ABWR、AP-1000 等，對電廠設計有很大的幫助。 且若電廠改變設計，如改變泵浦特性或接管方式或增加設備，使用者針對其改變之參數重新輸入，即可模擬。 因此 MAAP 與 MELCOR 仍可適用目前研究工作。
9. 發表之 paper 與研究議題之相關性宜加強之。	謝謝委員指正。本計畫下半年度將加強論文與研究議題之相關性。
10. 原能會委託核能研究所以主動及深入方式就各項核安管制技術發展研究項目進行深入的探討，對各國最新資料蒐集及研究，論文發表已獲國際認可、人才培育及應用到運轉中及興建中的核電廠等四方面的成果皆值得高度肯定。	感謝委員肯定。
11. 研究項目之一的對核電廠支撐裙板錨定螺栓設計方面的研究，對幾個月前核二廠相關事件的補正及與 GE 的互動探討上具實質的貢獻。	感謝委員肯定。
12. 對核電廠壽命延伸、除役、福島事件相關議題(如地震、海嘯引起水災、設備堪用程度、備用設施、用過燃料池、最低反應爐補水(斷然處置措施))等項目除另有計畫案(目前或未來的項目)要進行外，若本計畫下半期得以置入，請視本計畫所容許資源的額度酌予考量。	感謝委員對本計畫之肯定與期許，目前原能會經由福島事件經驗教訓，相當重視我國核電廠地質安全、地震及海嘯問題，因此在下半年度已規劃採職權交辦方式請核研所辦理「平行審查龍門電廠地質調查報告」及「核一廠耐震設計基準 0.3g 提升到 0.4g」案。