

104 年度原能會委託計畫期末成果效益報告

計畫名稱：核能安全管制技術發展研究(4/4)

本年度：自 104 年 01 月 01 日至 104 年 12 月 31 日止

執行期間：101 年 01 月 01 日至 104 年 12 月 31 日

主辦單位：核能研究所

目 錄

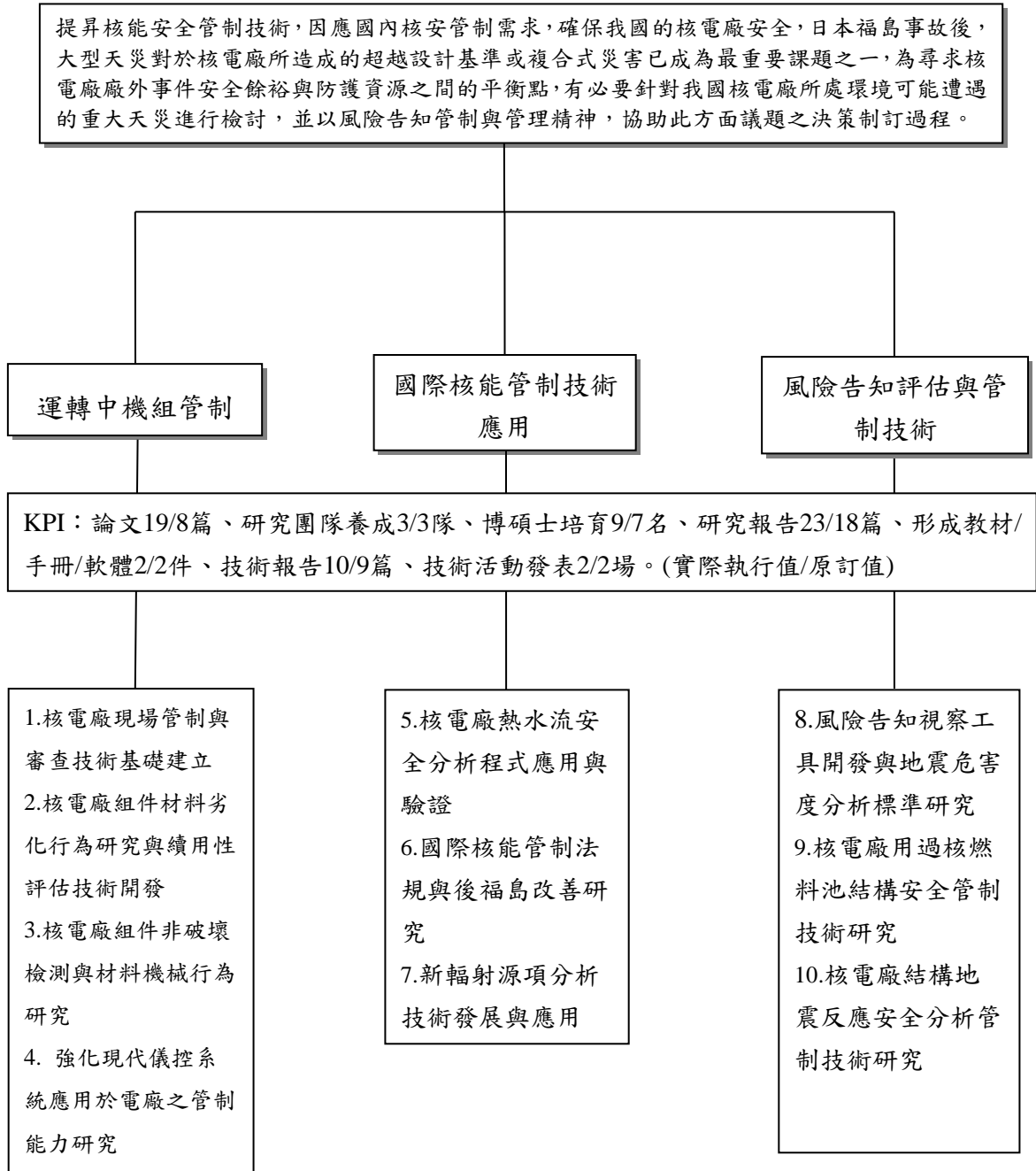
壹、科技施政重點架構圖.....	1
貳、基本資料.....	2
參、計畫目的、計畫架構與主要內容.....	3
一、計畫目的與預期成效.....	3
二、計畫架構(含樹狀圖).....	4
三、計畫主要內容.....	4
四、計畫執行情形及績效成果.....	28
(一)全程目標及執行成果.....	28
(二)工作進度—本年度期末預期目標及達成情形.....	34
肆、計畫經費與人力執行情形.....	43
一、計畫經費執行情形.....	43
(一)計畫結構與經費.....	43
(二)經資門經費表.....	43
二、計畫人力運用情形.....	44
(一)計畫人力(人年).....	44
(二)主要人力投入情形.....	47
伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破 (含量化成果 output).....	57
一、本計畫主要成果及重大突破.....	57
二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破.....	58
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome).....	61
一、學術成就(科技基礎研究)(權重 20%).....	61
二、技術創新(科技整合創新)(權重 30%).....	64
三、經濟效益(產業經濟發展)(權重 10%).....	67
四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重 25%).....	69
五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導).....	73
(權重 10%).....	73
六、其它效益(科技政策管理及其它)(權重 5%).....	75
柒、與相關計畫之配合.....	77
捌、後續工作構想之重點.....	78
玖、檢討與展望.....	79

附錄一、佐證資料表.....	81
附錄二、佐證圖表.....	86

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

主持人：廖俐毅

審議編號：原能會『會核字第 1040003848 號』函

本年度期間：104 年 01 月 01 日至 104 年 12 月 31 日

年度經費：56,277 千元

執行單位：核能研究所

參、計畫目的、計畫架構與主要內容

(請依原綱要/細部計畫書上所列計畫目的、架構、主要內容填寫)

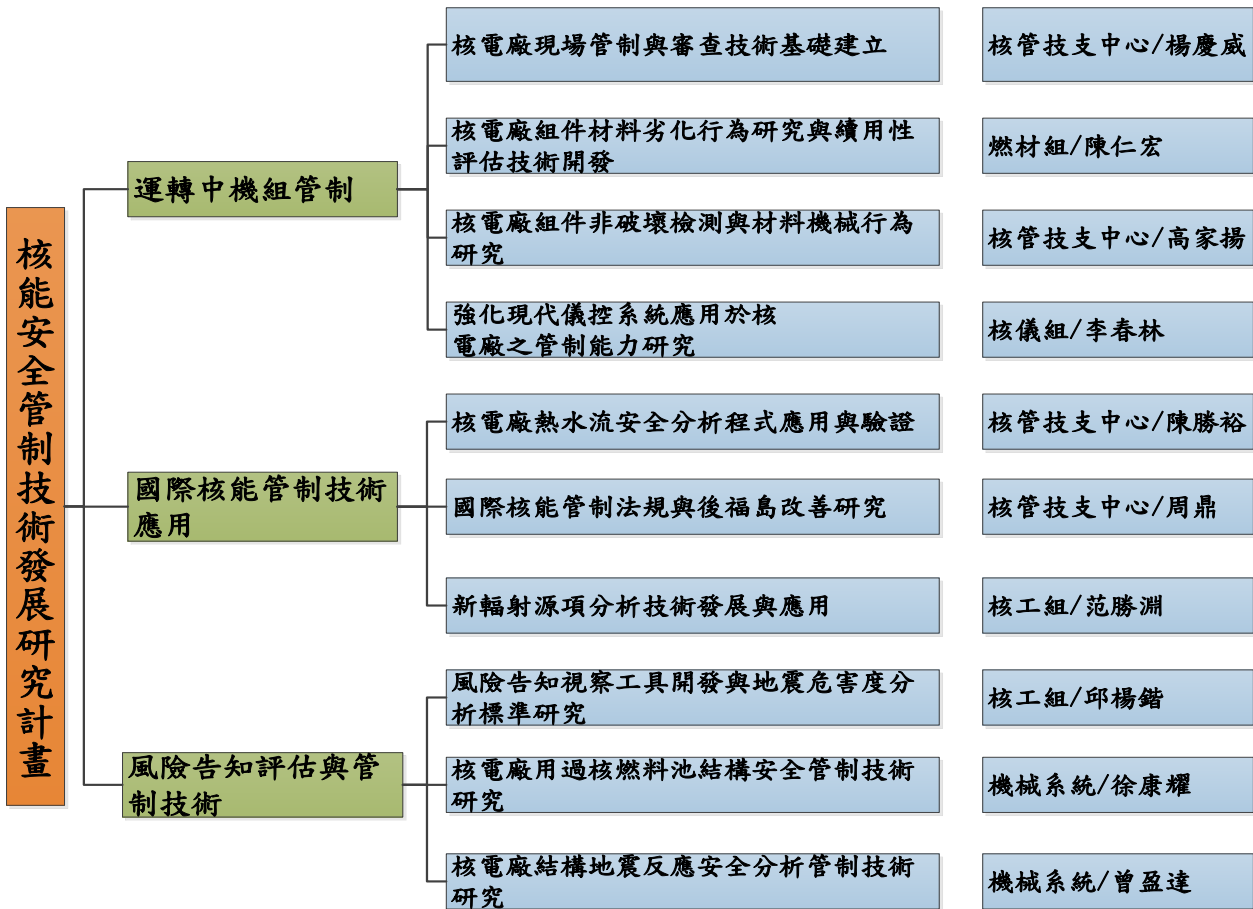
一、計畫目的與預期成效

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、計畫架構(含樹狀圖)

本計畫 104 年度主要工作項目之計畫架構如下圖。



三、計畫主要內容

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。時效鑄造不銹鋼及鐸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) 建立爐心組件及鐸道抑制環境效應劣化之評估準則。
- (3) 建立鐸接製程/鐸後熱處理最佳化技術可提供電廠預覆鐸及鐸接修補之最佳參數，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、閘、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 NTF 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制法規、安全管制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制法規，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制法規與作法，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。

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 103 年度之績效成果，並表列說明年度及計畫工作項目)

101 年度：

核電廠現場管制與審查技術基礎建立	<ol style="list-style-type: none"> 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 38 篇。 3. 完成龍門建廠安全管制支援計畫駐廠視察月報 12 篇。 4. 完成技術支援「龍門計畫第 46-49 次定期視察計畫」。
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發	<ol style="list-style-type: none"> 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，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。

<p>強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 研究數位儀控系統軟體發展與測試相關法規，可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. 共發表會議論文 6 篇、期刊論文 2 篇與專利 1 篇。
<p>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</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成收集並研究核電廠相關資料。 2. 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。 3. 完成建立核一廠 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 startup tests 的 Load Rejection with Bypass 案例分析。 6. 完成核一廠核安演習之 TRACE 分析。 7. 完成核一廠電廠全黑(SBO)之 TRACE 分析。 8. 完成核一廠爐心側板洩漏分析。 9. 完成核一廠斷然處置分析。 10. 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 11. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊養成。 12. 培育 2 博士生與 5 碩士生。 13. 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。
<p>國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成核安資訊報告 18 篇與資料庫第 1-4 季更新。 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。 3. 完成審查台電公司提供台灣核電廠壓力測試報告，並初步完成國家壓力測試報告初稿。
<p>新輻射源項分析技術建立與應用</p>	<p>透過國際合作取得 MELCOR 與 WINMACCS 等程式。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。建立核一廠 MELCOR 熱水流安全分析模式，完成全黑事故輸入檔建立。建立 WINMACCS 計算模式，完成核一廠參數檔建立。</p>
<p>風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準</p>	<p>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。</p>

研究	
----	--

102 年度：

核電廠現場管制與審查技術基礎建立	<ol style="list-style-type: none"> 1. 執行核二廠二號機反應爐支撐裙板錨定螺栓修復作業審查技術支援。 2. 執行營運中核電廠地震危害度再評估審查技術支援。 3. 執行核二廠中幅度功率提昇安全分析報告專案審查技術支援。 4. 執行核二廠燃料廠房護箱吊車設計修改案審查技術支援。 5. 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。 6. 完成日本新核能安全標準草案摘譯 7. 核二廠燃料廠房燃料護箱吊車改善審查作業技術支援。 8. 完成核子反應器斷然處置初步研究。 9. 執行核能二廠 1 號機反應爐支撐裙板錨定螺栓檢測專案視察技術支援。 10. 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技術支援。 11. 執行龍門電廠建廠視察技術支援，提出視察發現與建議，強化管制監督作為。 12. 編寫彙整核安資訊研議報告，提供國際重要核安資訊。
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。
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。
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力	<p>運轉中核能電廠數位儀控相關審查研究，包括：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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

	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。
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成核二廠 TRACE 模式建立 2. 完成核二廠 startup tests 案例之 TRACE 驗證分析 3. 完成核二廠 FSAR 案例之 TRACE 驗證分析 4. 完成核二廠 TRACE 模式之建立與分析評估報告 5. 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。
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；完成壓力測試國家報告同行審查。
新輻射源項分析技術發展與應用	<ol style="list-style-type: none"> 1. 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。 2. 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。
風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 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。 2. 完成「廠外水災危害再評估方法論」研究報告。

103 年度：

核電廠現場管制與審查技術基礎建立	<ol style="list-style-type: none"> 1. 執行龍門支援小組駐廠視察作業，完成 19 份駐廠視察雙週報。 2. 完成 102 年度核安資訊報告彙編。 3. 本年度有關核廢料管理、核電廠除役與緊急應變等相關主題，共完成 18 篇核安資訊報告編寫與審查。 4. 支援核安管制技術審查，包括：執行協助龍門電廠 SER 審查、核電廠耐震安全與危害度評估、後福島地震餘裕評估、核二廠燃料廠房護箱吊車設計修改、核三廠蒸汽產生器永久性 H star 替代修復準則、核二廠 FCVS 嚴重事故分析報告、核一廠 FCVS 反應爐嚴重事故分析審查、龍門電廠 FSAR 3I 設備環境劑量數值修訂審查、用過燃料乾式貯存密封鋼筒鐳道殘餘應力減低與
------------------	---

	預防密封鋼筒於沿海貯存環境發生應力腐蝕的效果評估、Optimized ZIRLO 燃料護套管、龍門電廠封存設備管理與建廠執照展期品保要求等專案審查。
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成 304L 不銹鋼曝露於鹽霧環境之腐蝕試驗報告 1 份，並發表於 2014 年 10 月 30~31 日第 17 屆非破壞檢測技術研討會暨 2014 台灣非破壞檢測協會年會，『結合使用原子力顯微鏡與共軛焦顯微鏡檢測海水對 304L 不銹鋼表面腐蝕之研究』。氣鹽造成之不銹鋼孔蝕為應力腐蝕之裂縫起始源，藉由共軛焦顯微鏡檢及原子力顯微鏡可交叉驗證孔蝕深度之準確性；304L 不銹鋼曝露於鹽霧環境之腐蝕研究，發表『Incipient corrosion behavior of cold-worked SS 304L in saline environment』於 2014 年 12 月 2~4 日 ESCP (Extended storage collaboration program) 國際會議。 2. 完成未時效與時效後鑄造不銹鋼之鉚件顯微組織分析與機械性質報告 1 份。發現鉚道熱影響區之肥粒鐵相較母材粗大化，將進一步分析造成之影響；時效後鑄造不銹鋼於加氫水化學之應力腐蝕現象大幅減少，顯示加氫水化學對時效鑄造不銹鋼抗 SCC 之效益。
核二廠與核四廠支撐裙板錨定螺栓設計比較研究	完成核二廠反應器支撐裙板錨定螺栓各項設計負荷訂定、失效運轉條件分析，以及依據 ASME 規範的應力分析；完成核四廠錨定螺栓二維及三維各項運轉條件結構有限元素分析比較。
核電廠組件非破壞性檢測之技術規範與管制研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成龍門核電廠營運前管路整體連接件鉚道及支吊架目視(VT-1 與 VT-3)檢測之見證、查證及檢測結果審查；完成 RIP(Reactor Internal Pump)與 RPV 爐底相接鉚道相關檢查法規要求之討論與結論使其列入檢測計畫書中執行 AUT 與 VT-1 檢查，分散在五次大修中執行，但不歸屬於任何 ASME Sec XI Div. 1 Table IWX 2500-1 中之檢測分類，避免發生法規上之不符合。並抽樣查證該鉚道表面自動化遠距 VT-1 目視檢測結果，符合相關程序書作業標準及法規要求。 2. 培訓兩位同仁考取台灣非破壞檢測協會初級目視檢測員資格證照及中級目視檢測師筆試合格，及完成 1 篇研究計畫報告。
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成及投稿國內「人因學會年會暨學術研討會」會議論文三篇，論文題目為「核電廠主控制室人為可靠度方法適用性評估」及「系統化人員行為可靠性程序的

	<p>介紹及應用」及「應用人因工程評估方法於傳統型核電廠主控制室人機介面數位化」。</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 研討軟體安全與儀控系統安裝階段法規標準與要求 (IAEA/IEC/RG/IEEE)。 3. 搜集美國 HFC 公司「核能安全數位控制器申照評估資料」，包括申照之專題報告(Topical Report)、USNRC 安全評估報告(SER)、HFC 測試報告 (TR)、回覆 NRC 審查意見之補充資料(Amendment)等文件，以及數位儀控平台之 USNRC SER 審照經驗，共舉辦 7 場次之讀書會，培養數位儀控審查支援能力。
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證	<ol style="list-style-type: none"> 1. 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與「核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之國內核電廠 TRACE 模式精進與應用」之研究報告。完成 NUREG-IA 報告 5 篇。
國際核能管制法規與後福島改善研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成「龍門電廠斷然處置措施風險/安全度評估模式建立與分析評估」評估工作，期間多次進行人員訓練暨工作討論會以培養專業人力，並完成報告一篇。 2. 提供福島後核電廠地震安全相關管制技術審查技術支援。 3. 完成「福島核災後核電廠地震安全相關新近議題之探討」報告。
新輻射源項分析技術發展與應用	<ol style="list-style-type: none"> 1. 收集核三廠 MELCOR 相關參數； 2. 分析核一廠 FSAR 之冷卻水流失設計基準事故輻射源項及相關資料收集； 3. 建立 WINMACCS 參數檔。
風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 依據核一、二廠安全評估基礎模式 PRASA 1.0 版進行應用模式與元件數據庫轉換作業，並完成核一、二廠風險顯著性評估 PRiSE 應用軟體第 4.0 版與操作手冊更新。
核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究	<ol style="list-style-type: none"> 1. 完成核一廠聯合廠房，包括燃料池格架、RC 及鋼構等設計圖面資料之蒐集與彙整，並建立相關 CAD 模型及資料庫。 2. 以 SAP2000 軟體，建構聯合廠房三維有限元素細部模型，包括：樑、柱、牆、樓板以及 RC 鋼筋以及鋼構，並完成廠房結構之震動及地震分析，並與 stick model 進行交互比對，釐清細部構件對整體結構分析之影響。此外，以 ANSYS 針對燃料格架進行評估基準地

	震(RLE) 0.51g 耐震分析。
核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究	1. 核一廠聯合廠房 SSI 分析模型共建構 Stick model 與 Detailed model 兩式模型及完成地震安全分析，完成「核一廠聯合廠房土壤結構互制集中質量分析模型 (Stick Model) 建立與探討」與「核一廠設計地震提昇聯合廠房全有限元素模型之建構與地震安全分析研究」兩份研究報告。分析工具之客製化 SASSI 程式並配合採購工作站改進，縮減分析所需時間。

(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)

104 年度：

年度預期目標(查核點)	達成情形	差異分析
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)核安資訊資料庫之強化與更新	(1)提供核電廠耐震安全、核一廠燃料水棒連接桿斷開肇因分析、核二廠用過燃料乾式貯存設施貯存場門型吊車，以及臨界功率分析方法論等核管案件審查工作技術支援。 (2)完成 3 篇核安資訊報告。	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：完成 304L 焊道應力腐蝕龜裂測試實驗	完成 304L 焊道與熱影響區於溶氧環境之應力腐蝕龜裂生長測試實驗，及加氫水化學環境之裂縫生長測試。	符合預定規劃
核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究：(1)完成初級 MT 檢測法課程與實作檢測訓練(2)完成 SNT-TC-1A 與 CP-189 規範比較分析	(1)完成 2007 & 2008a 版 ASME Sec III NDE 人員資格及證照要求 1992 年版 ASNT SNT-TC-1A 規範與 Sec XI NDE 人員資格及證照要求 1995 年版 ANSI/ASNT CP-189 規範之比較分析。 (2)完成台灣非破壞檢測協會初級 MT 檢測法課程與核研所 NDE Lab 實作檢測訓練。	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：進行核電廠主控制室人機界面設計驗證研究，完成二篇國外會議論文投稿及發表	(1)依據 IEC 610880 建立安裝與功能測試驗證查核表。 (2)參加 2015 年核能電廠儀控與人機介面技術(Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface	符合預定規劃

	<p>Technologies, NPIC&HMIT)國際會議會議，發表 2 篇研討會論文，並與各國專家分享技術最新狀態、交換資訊，蒐集機組數位儀控系統更新等相關資料，並參訪南德州電廠模擬訓練中心，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。</p> <p>(3)完成搜集「人為可靠度與人因績效資料庫(SACADA)」。</p> <p>(4)參加第 22 屆人因工程學術研討會並發表 3 篇論文。</p> <p>(5)建置數位儀控系統程式碼靜態分析工具及 RS-232/422/48、乙太網路等通訊協定驗證工具。</p>	
<p>核電廠現場管制與審查技術基礎建立：</p> <p>(1)安全相關報告審查技術建立</p> <p>(2)核安資訊資料庫之強化與更新</p>	<p>(1)提供核一廠燃料水棒連接桿斷開肇因分析等核管案件審查技術支援。</p> <p>(2)完成 2 篇核安資訊報告編寫與審查。</p> <p>(3)完成日本川內核電廠 (PWR) 申請重啟相關技術資料之蒐集。</p> <p>(4)完成「2016 中華民國核能安全公約國家報告」英文版初稿之修訂/更新工作。</p> <p>(5)完成「IAEA 國家核能管制體系同行審查 (IRRS)與其他國家經驗檢視」資料搜集與報告。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發：</p> <p>(1) 進行冷加工 Alloy600 應力腐蝕龜裂實驗。</p> <p>(2)完成未時效與時效鑄造不銹鋼鐸道顯微組織分析。</p> <p>(3)完成鹽霧環境定負荷應力腐蝕設備加工與相關 304L 不銹鋼試片製作</p>	<p>(1)完成 10%、20%、30%冷作加工 Alloy600 金相及 CT 試片及應力腐蝕龜裂實驗。</p> <p>(2)完成未時效與時效鑄造不銹鋼鐸道顯微組織分析及硬度測試。</p> <p>(3)完成鹽霧環境定位移負荷應力腐蝕設備製作與相關 304L 不銹鋼拉伸試片製作。</p>	<p>符合預定規劃</p>

<p>核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究：</p> <p>(1)完成初級UT檢測法課程與實作訓練。</p> <p>(2)ASME SecIII 及 SecXI NDE 人員資格比較分析。</p> <p>(3)核電廠組件非破壞檢測視察與報告審查。</p>	<p>(1)培訓一員台灣非破壞檢測協會超音波初級檢測訓練課程及核能研究所非破壞檢測實驗室超音波檢測實作訓練。</p> <p>(2)提供台電核能二廠一號機 EOC24 反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波檢測視察與檢測報告審查工作技術支援。</p> <p>(3)完成 ASME BPVC Code 2007&2008a 版 Section XI 與 Section III NDE 人員資格要求比較分析。</p> <p>(4)完成“核能組件在暫態負荷下之疲勞行為研究”與“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”等準備工作。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力：進行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</p>	<p>完成「核電廠關鍵數位資產系統強化研究」資通安全研究報告 1 份，研究美國核管會之法規導引 RG 5.71 及 RG 1.152 之資通安全需求與安全管控措施應用及效益分析。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：完成精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式</p>	<p>配合 U. S. NRC 的 TRACE V5.0 patch4 與 SNAP2.2.9 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</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>國際核能管制法規與後福島改善研究：核二廠用過燃料池安全度評估(PRA)模式建立與風險評估及核三廠嚴重事故導則之評估與驗證；核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估導則委託研究，後福島國際核能管制法規研究，國內核電廠後福島改善管制技術支援及研究</p>	<p>(1)完成核二廠用過燃料池安全度評估(PRA)模式建立與風險評估及核三廠嚴重事故導則之評估與驗證之準備工作。</p> <p>(2)完成核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估導則先期作業。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>新輻射源項分析技術發展與應用：建立龍門電廠</p>	<p>(1)完成龍門電廠 MELCOR 輸入檔建立、與穩態分析。</p>	<p>符合預定規劃</p>

<p>MELCOR 輸入檔，核三廠 MACCS 參數變異分析、AST 法規研究</p>	<p>(2)完成核三廠 WinMACCS 分析模式之建立，並比較與前一版(MACCS2)結果差異，以及部分參數靈敏度分析。 (3)完成”應用 AST 於龍門電廠 DBA LOCA 之 EAB/LPZ 邊界人員輻射劑量分析的研究”報告初稿。</p>	
<p>核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究：建立核一廠用過燃料池混凝土結構和內襯鋼板分析模型</p>	<p>完成核一廠用過燃料池三維有限元素分析模型建立，模型中包括 RC 結構、板、樑、不銹鋼內襯、埋入式結構鋼等物體，符合真實核電廠用過燃料池之應用情形。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：完成核二廠反應器廠房集中質量與全有限元素分析模型建構；客製化分析程式完成功能增進；完成人員訓練</p>	<p>(1)客製化 SASSI 分析程式完成反應譜 broaden、轉換函數曲線平滑化及求解速度增進 4 倍等功能增進。 (2)程式使用與建模訓練。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>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)核安資訊資料庫之強化與更新</p>	<p>(1) 安全相關報告審查技術建立 (a) 提供核安管制技術審查技術支援，包括：核一廠 FCVS 系統 SAA(Severe Accident Analysis)報告審查，並以 MELCOR 程式進行平行驗證，以確認廠家之分析結果、核二廠反應器支撐裙板錨定螺栓超音波檢測現場視察、核一廠二號機 Torus 鋼筋混凝土基礎結構體檢測及評估工作審查、核一廠燃料水棒連接桿斷開肇因分析與專案報告審查、核二廠用過燃料乾式貯存設施貯存場門型吊車審查、ACE 臨界熱功率分析方法論第二版技術報告審查、核一廠耐震提升審查及技術支援、核電廠擴大地質審查、地震危害度評估之 SSHAC Level 3 程序計畫審查、核一廠執照更新相關的金屬疲勞再分析技術報告審查、核二廠 RPV 設計載重審查、核一廠 Cycle 28 Revised Core Loading and Licensing</p>	<p>符合預定規劃</p>

	<p>Evaluation 審查、台電公司「核能電廠機組斷然處置程序」審查、核一廠承受電廠全黑 24 小時之能力評估報告審查，並進行平行計算驗證評估。</p> <p>(b) 持續進行日本川內核電廠 (PWR) 申請重啟相關技術資料之分析研究。</p> <p>(c) 持續進行核能安全公約國家報告英文版初稿更新工作。</p> <p>(d) 完成「IAEA 國家核能管制體系同行審查 (IRRS)與其他國家經驗檢視」簡報，並完成歐盟核安管制者組織 (EC/ENSREG)執行 Peer Review 與 IAEA IRRS 專案內容差異分析。</p> <p>(e) 共完成 7 篇核安資訊報告。</p>	
<p>核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發：</p> <p>進行 304L 焊道應力腐蝕龜裂測試實驗數據分析。</p>	<p>完成 304L 焊道應力腐蝕龜裂測試，計算裂縫生長速率，並進行破斷面觀察比較分析。</p>	符合預定規劃
<p>核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究：</p> <p>(1)完成中級 MT、UT 檢測法課程及實作訓練。</p> <p>(2)台電 NDE 人員資格與相關規範比較分析。</p>	<p>(1) 培訓一員台灣非破壞檢測協會磁粒探傷檢測法(MT) 中級與超音波檢測法(UT)中級兩種方法課程及實作訓練。</p> <p>(2) 完成台電 NDE 人員兩種考訓與資格審定程序 ”台灣電力股份有限公司非破壞檢測人員考訓與資格審定程序”與 ”核能電廠運轉期間非破壞檢測人員考訓與資格審定程序 ”及與相關規範比較分析，及核能組件非破壞檢測人員之資格要求比較研究報告。</p>	符合預定規劃
<p>強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力：</p> <p>進行核電廠安全儀控系統軟體安裝階段與管制研究。</p>	<p>(1) 完成「核電廠安全儀控系統軟體安裝階段審查導則」研究報告 1 份及「核電廠關鍵數位資產資通安全計畫研究」研究報告 1 份。</p> <p>(2)完成「關鍵數位資產系統強化」專題報告。</p> <p>(3)更新合作項目進度，提供「反應器運轉員模擬操作訓練資料彙集系統</p>	符合預定規劃

	<p>(SACADA)」AIT 與 TECRO 協議草案內容建議。</p> <p>(4) 進行「DRMS 數位輻射偵檢系統與微處理器設計架構」、「美國核管會對 HFC-6000 安全儀控系統審照結果(安全評估報告(含 RAI))及 SCS-2000 核安儀控系統申照之 TR 準備」、「DRMS 數位輻射偵檢系統軟體檢證作業」等研討。</p>	
<p>核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證： 配合時事或管制單位之需求，進行相關暫態的模擬與計算</p>	<p>完成國內四座核電廠 TRACE 圍阻體模式建立，完成暫態分析核一廠 Station Blackout (SBO)、Fukushima-like transient，核二廠 Fukushima-like transient，核三廠 Station Blackout (SBO)，核四廠 Station Blackout (SBO)。</p>	符合預定規劃
<p>國際核能管制法規與後福島改善研究： 核二廠用過燃料池安全度評估(PRA)模式建立與風險評估及核三廠嚴重事故導則之評估與驗證；核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估導則委託研究，後福島國際核能管制法規研究，國內核電廠後福島改善管制技術支援及研究</p>	<p>(1) 核二廠用過燃料池安全度評估(PRA)模式建立與風險評估：</p> <p>I. 肇始事件蒐集與建立：蒐集國外相關資料如 INEL96-0334、NUREG-1738、NUREG-1275_Vol 12 等；核二廠用過燃料池肇始事件改分為喪失用過燃料池冷卻系統、用過燃料池池水流失、喪失外電等。</p> <p>II. 成功準則與事件樹：功率運轉期與大修停機期之廠內事件均各有 6 個肇始事件。</p> <p>III. 熱水流分析(RELAP)：完成功率運轉期與停機大修期之池水沸騰及燃料 uncover 所需時間之計算。</p> <p>IV. 地震事件：完成 JSEISMIC 程式的採購與線上訓練；完成地震前端事件樹。</p> <p>V. 故障樹：完成 5 個(SFPCS、RHRSFPCM、SFPEMS、SFPAMS、1C1E)新增故障樹及 1 個修訂故障樹(OSP)。</p> <p>VI. 數據分析：完成肇始事件與特殊</p>	符合預定規劃

	<p>事件之數據分析，其餘沿用 KSPRASA 模式。</p> <p>VII. 人因分析：完成功率運轉期基本人因事件初步分析。</p> <p>(2) 核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估導則委託研究：完成核能電廠 SSHAC 等級 3 的 PSHA 整體作業流程之解讀和說明。</p>	
<p>新輻射源項分析技術發展與應用：</p> <p>(1)完成龍門電廠 MELCOR 運跑測試與結果分析修正輸入檔。</p> <p>(2)完成龍門電廠輻射劑量評估之替代輻射源項分析方法初稿。</p>	<p>(1)完成龍門電廠 MELCOR 輸入檔建立，並完成喪失爐心冷卻與 RPV 降壓失敗案例計算。</p> <p>(2)完成”應用 AST 於龍門電廠大破口冷卻水流失設計基準事故 EAB/LPZ 輻射劑量分析之研究”報告一份。</p>	符合預定規劃
核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究：執行用過燃料池混凝土結構和內襯鋼板洩漏分析	完成核一廠用過核燃料池混凝土結構破裂分析和內襯鋼板撕裂洩漏分析。	符合預定規劃
核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：初步分析結果完成，分析模型。	完成集中質量分析模型(stick model)，反應器廠房全有限元素分析模型，refueling floor 部分區域初步建置。	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)核安資訊資料庫之強化與更新	<p>(1)提供核安管制技術審查技術支援。</p> <p>(2)完成 10 篇核安資訊報告編寫與審查。</p> <p>(3)完成核能安全公約國家報告英文版初稿編撰工作。</p> <p>(4)完成「日本核電廠重啟動與新規制基準符合性之技術研究」報告</p> <p>(e)完成「爐內組件與管路系統老化議題之評量與檢討」、「美國 Oconee 電廠儀控系統數位化更新研究」二篇報告。</p> <p>(f)完成 ASME Sec XI Appendix VIII Supplement 8、10CFR50.55a、PDI</p>	符合預定規劃

	Program 及 RIS 2015-01 比較表。	
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 304L 焊道應力腐蝕龜裂測試實驗數據分析報告。 (2)完成未時效與時效鑄造不銹鋼鐸道高溫水環路應力腐蝕劣化分析報告。 (3)完成鹽霧環境 304L 定負荷應力腐蝕實驗與研究報告。	(1)完成 304L 焊道應力腐蝕龜裂測試實驗數據分析報告，SS304L/SS308L 鐸件經 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，發現與鐸道樹枝狀方向有關。 (2)完成未時效與時效鑄造不銹鋼鐸道高溫水環路應力腐蝕劣化分析報告，鐸道強度均較母材高，即使鐸道 10% 開槽，SSRT 試片斷裂仍斷於母材區 SS304L。 (3)完成鹽霧環境 304L 定負荷應力腐蝕實驗與研究報告。將定負載應力施加裝置於不同溫度校正，驗證拉伸系統穩定性與鹽霧噴灑系統穩定性。	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：進行建立儀控軟硬體發展測試申照導則與管制研究	(1)完成「核電廠主控制室人機介面現代化審查導則」研究報告 1 篇。 (2)完成「核電廠關鍵數位資產資通安全審查導則技術研究」研究報告 1 篇 (c)完成「數位安全儀控系統申照研究」研究報告 1 篇。 (d)辦理「HFC 核電廠 FPGA 控制系統發展與應用」、「電廠數位化更新與主控制室現代化下之人因議題研究」等 2 場討論會。	符合預定規劃
核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：完成相關暫態之分析報告，並將其撰寫成 NRC 的 NUREG-IA 報告。	(1)建立與分析不準度之方法論，以及多孔材模式之計算，作為 CFD 分析案例之模式與評估參考。 (2)完成 NUREG/IA 報告 4 篇，另完成國際 SCI 期刊論文 1 篇，國際 EI 期刊論文 1 篇及國際研討會論文 2 篇。完成核三廠 TRACE 分析模式 SBO 暫態事故分析及 URG 策略分析。	符合預定規劃
國際核能管制法規與後福島改善研究：核二廠用過燃料池安全	(1)完成核二廠用過燃料池安全度評估模式，及評估池水沸騰及燃料受損年發生率。	符合預定規劃

<p>度評估(PRA)模式建立與風險評估及核三廠嚴重事故導則之評估與驗證;核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估導則委託研究,後福島國際核能管制法規研究,國內核電廠後福島改善管制技術支援及研究</p>	<p>(2)應用核二廠用過燃料池安全度評估模式,評估效率之改善方案。 (3)完成核二廠用過燃料池安全度評估模式建立與風險評估期末研究報告一篇。 (4)完成核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估管制研究期末研究報告一篇。</p>	
<p>新輻射源項分析技術發展與應用:完成龍門電廠輻射劑量評估之替代輻射源項分析方法報告。</p>	<p>完成應用 AST 於龍門電廠大破口冷卻水流失設計基準事故 EAB/LPZ 輻射劑量分析之研究報告</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究:整理分析結果,撰寫用過燃料池混凝土結構和內襯鋼板破壞洩漏分析報告。</p>	<p>根據 ACI-349 設計規範要求,完成用過燃料池混凝土結構強度評估檢核。完成用過燃料池在地震力作用下之池水晃盪初步分析。</p>	<p>符合預定規劃</p>
<p>核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究:報告、論文及 SSI 審查導則撰寫。</p>	<p>核二廠圍阻體集中質量與全有限元素分析模型建構完成,並進行反應譜分析結果與 FSAR 比較。完成「核二廠設計地震下反應器廠房間 SSI 分析研究」研究報告及核電廠結構土壤結構互制分析-SASSI 應用指引。</p>	<p>符合預定規劃</p>

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

項次	工作項目	計畫主持人	經費需求 (仟元)*
1	核電廠現場管制與審查技術基礎建立	核管技支中心/楊慶威	3,943
2	核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發	燃材組/陳仁宏	8,434
3	核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究	核管技支中心/高家揚	2,929
4	強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究	核儀組/李春林	7,845
5	核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	核管技支中心/陳勝裕	4,645
6	國際核能管制法規與後福島改善研究	核管技支中心/周鼎	7,641
7	新輻射源項分析技術發展與應用	核工組/范勝淵	7,640
8	風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究	核工組/邱楊錯	4,529
9	核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究	機械系統/徐康耀	4,764
10	核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究	機械系統/曾盈達	3,907
	總計		56,277

(二)經資門經費表

預算執行數統計截止日期：104.12.30

科目	計畫預算金額		收付數		
	預算數	流用後	結報數	發債數	餘額
差旅費	683,000	437,824	141,544	0	296,280
設備使用及 維護費	2,873,000	1,672,100	1,649,623	0	22,477

其他業務費	42,021,000	43,467,076	42,188,513	0	1,278,563
行政管理費	0	0	0	0	0
設備費	10,700,000	10,700,000	10,430,927	0	269,073
合計	56,277,000	56,277,000	54,410,607	0	1,866,393

二、計畫人力運用情形：

(一)計畫人力(人年) 人力統計截止日期：104.12.30

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(半年)	34.5	2.2	10.3	11.4	10.6
	實際	33.6	2.2	10.4	10.4	10.6
	差異	-0.9	0.0	0.1	-1.0	0.0
分項計畫 核電廠現 場管制與 審查技術 基礎建立	原訂(半年)	4.0	0.4	2.2	0.7	0.7
	實際	3.6	0.4	2.2	0.3	0.7
	差異	-0.4	0.0	0.0	-0.4	0.0
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(半年)	9.8	0.8	1.7	3.4	3.9
	實際	9.8	0.8	1.7	3.4	3.9
	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(半年)	2.5	0.2	1.2	0.5	0.6
	實際	2.2	0.2	1.2	0.2	0.6
	差異	-0.3	0.0	0.0	-0.3	0.0
分項計畫 強化現代 儀控系統	原訂(半年)	4.3	0.0	1.3	2.8	0.2
	實際	4.3	0.0	1.3	2.8	0.2

應用於核電廠之管制能力研究	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序與應用驗證	原訂(半年)	2.4	0.4	1.1	0.4	0.5
	實際	2.3	0.4	1.1	0.3	0.5
	差異	-0.1	0.0	0.0	-0.1	0.0
分項計畫 國際核能管制法規與後福島改善研究	原訂(半年)	2.7	0.4	1.3	0.4	0.6
	實際	2.5	0.4	1.3	0.2	0.6
	差異	-0.2	0.0	0.0	-0.2	0.0
分項計畫 新輻射源項分析技術建立與應用	原訂(半年)	2.7	0	0.4	0.9	1.4
	實際	2.7	0.0	0.4	0.9	1.4
	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(半年)	2.5	0.0	0.2	0.0	2.3
	實際	2.5	0.0	0.2	0.0	2.3
	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(半年)	1.9	0.0	0.4	1.1	0.4
	實際	1.9	0.0	0.5	1.0	0.4
	差異	0.0	0.0	0.1	-0.1	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(半年)	1.7	0.0	0.5	1.2	0.0
	實際	1.8	0.0	0.5	1.3	0.0
	差異	0.1	0.0	0.0	0.1	0.0

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

單位	姓名	學歷	職稱	參與年	於本計畫負責工作
核電廠現場管制與審查技術基礎建立(1)					
核管技支中心	廖俐毅	博士	研究員	0.3	計畫主持人、統籌計畫之規劃、推動與協調
核管技支中心	康龍全	博士	研究員	0.1	協助計畫推動，召集審查團隊
核管技支中心	楊慶威	碩士	副研究員	0.6	核安資訊彙整、資料庫更新、計畫協調、專案視查，召集審查團隊
核管技支中心	高家揚	碩士	副研究員	0.5	非破壞檢測、銲接、材料工程、支援駐廠視察、專案視察及審查
核管技支中心	紀立民	碩士	副研究員	0.2	廢料處理、處置相關管制議題
核管技支中心	陳勝裕	碩士	副研究員	0.3	材料工程、專案視察及審查與金屬廢棄物減容相關管制議題
核管技支中心	余冬帝	博士	副研究員	0.4	網路建制、管理與數位儀控相關管制議題
核管技支中心	黃其文	碩士	助理研究員	0.4	非破壞檢測、銲接、電力工程相關管制議題
核管技支中心	黃志中	碩士	副研究員	0.2	爐心熱水流分析
核管技支中心	黃智麟	碩士	助理研究員	0.3	輻防管制與風險評估相關管制議題
核管技支中心	陳仲衡	學士	研究助理	0.3	非破壞檢測、消防防火相關管制議題
核管技支中心	邱顯棋	碩士	助理研發師	0.2	協助計畫管理，耐震、結構相關管制議題
核管技支	羅龍珠	專科	行政人	0.2	協助計畫相關行政作業

單位	姓名	學歷	職稱	參與 人年	於本計畫負責工作
中心			員		
(1)小計				4.0	
核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發(2)					
燃材組	陳仁宏	博士	副研究 員	0.4	計畫規畫執行、實驗結果研判分 析、報告撰擬
燃材組	黃俊源	博士	研究員	0.4	計畫諮詢、實驗結果研判
燃材組	鄭勝隆	博士	工程師	0.4	試片規劃、微結構分析、機械性 質測試
燃材組	黃俊雄	專科	技術員	0.9	試片切割、樣品準備及實驗操作
燃材組	賴建霖	博士	副研發 師	0.4	試片規劃、微結構分析、機械性 質測試
燃材組	葉基榮	碩士	副研究 員	0.1	微結構分析、機械性質測試
燃材組	呂文豐	碩士	助理工 程師	1.0	實驗結果研判分析
燃材組	董曉明	博士	副工程 師	0.1	實驗結果研判分析
燃材組	蔡坤釗	博士	副工程 師	1.0	實驗結果研判分析
燃材組	雍敦元	博士	副工程 師	0.1	實驗結果研判分析
燃材組	廖文珍	高職	技術員	0.3	試片及設備準備
燃材組	李豪勳	碩士	助理工 程師	0.1	銲接施作
燃材組	陳俊傑	碩士	助理工 程師	0.1	銲接施作

單位	姓名	學歷	職稱	參與人年	於本計畫負責工作
燃材組	林佑儒	碩士	助理工程師	0.1	NDT 量測
燃材組	蘇黛萍	大專	工程助理員	0.1	報告打字、文件整理及樣品準備
燃材組	李景婷	大專	工程助理員	1.0	報告打字、文件整理及樣品準備
燃材組	陳永斌	碩士	助研員	0.1	銲接施作
燃材組	鍾春華	高職	技術員	0.5	試片及設備維護
燃材組	陳泰丞	碩士	助理工程師	0.5	鹽霧試驗
燃材組	劉冠霖	碩士	助理工程師	1.0	鹽霧試驗
燃材組	王楚鈞	碩士	助理工程師	0.5	鹽霧試驗
燃材組	彭成昌	大專	技術員	0.7	試片及設備維護
(2)小計				9.8	
核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究(3)					
核管技支中心	高家揚	碩士	副研究員	0.5	分項計畫之規劃、推動與協調; 非破壞檢測、核電廠組件非破壞檢測視察與檢測結果審查
核管技支中心	廖俐毅	博士	研究員	0.2	協助計畫之規劃與推動, 協助審查核管技術案
核管技支中心	楊慶威	碩士	副研究員	0.2	核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究
核管技支中心	陳勝裕	碩士	副研究員	0.2	核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究
核管技支中心	黃志中	碩士	副研究員	0.1	核電廠組件非破壞檢測與材料機械行為研究
核管技支	余冬帝	博士	副研究	0.2	核電廠組件非破壞檢測與材料機

單位	姓名	學歷	職稱	參與 人年	於本計畫負責工作
中心			員		械行為研究
核管技支 中心	黃智麟	碩士	助理研 究員	0.2	核電廠組件非破壞檢測與材料機 械行為研究
核管技支 中心	黃其文	碩士	助理研 究員	0.3	核電廠組件非破壞性檢測之技術 規範研究、非破壞檢測、重要組 件非破壞檢測視察與檢測結果審 查
核管技支 中心	羅龍珠	專科	行政人 員	0.2	協助計畫相關行政作業
核管技支 中心	邱顯棋	碩士	助理研 發師	0.1	協助計畫推動與相關管制研究
核管技支 中心	陳仲衡	學士	研究助 理	0.3	核電廠組件非破壞性檢測之技術 規範研究、非破壞檢測、核電廠 組件非破壞檢測視察與檢測結果 審查
(3)小計				2.5	
強化現代儀控系統應用於核電廠之管制能力研究(4)					
核儀組	李春林	碩士	副研究 員	0.5	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
核儀組	游原昌	碩士	助理工 程師	0.6	歐美核電廠安全儀控系統軟體安 裝階段法規研究
核儀組	陳昌國	博士	副工程 師	0.6	數位安全儀控系統申請評估研究
核儀組	歐庭嘉	博士	助理研 究員	0.5	歐美核電廠安全儀控系統軟體安 裝階段法規研究
核儀組	曾楸升	碩士	助理工 程師	0.3	歐美核電廠安全儀控系統軟體安 裝階段法規研究

單位	姓名	學歷	職稱	參與年	於本計畫負責工作
核儀組	郭文煒	碩士	助理工程師	0.3	歐美核電廠安全儀控系統軟體安裝階段法規研究
核儀組	楊智偉	博士	副工程師	0.2	核電廠人為可靠度與人因績效管制與審查導則建立
核儀組	彭成俊	碩士	助理工程師	0.2	核電廠人為可靠度與人因績效管制與審查導則建立
核儀組	羅澄龍	碩士	助理研究員	0.2	安全數位儀控系統發展之資通安全研究
核儀組	莊淳宇	碩士	助理工程師	0.2	安全數位儀控系統發展之資通安全研究
核儀組	楊麗臻	碩士	助理工程師	0.2	安全數位儀控系統之弱點評估研究
核儀組	江柏翰	碩士	助理研發師	0.1	數位儀控軟硬體整合階段測試研究
核儀組	柯昭名	碩士	助理研發師	0.2	數位儀控軟硬體整合階段測試研究
核儀組	李淑燕	學士	研究助理	0.1	數位儀控軟硬體整合階段測試研究
核儀組	官思吟	學士	工程助理	0.1	數位儀控軟硬體整合階段測試研究
(4)小計				4.3	
核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證(5)					
核管技支中心	陳勝裕	碩士	副研究員	0.3	計畫主持人，分項計畫之規劃、推動與協調
核管技支中心	廖俐毅	博士	研究員	0.2	協助計畫之規劃與推動，協助審查核管技術案
核管技支	康龍全	博士	研究員	0.2	協助計畫之規劃與推動，協助審

單位	姓名	學歷	職稱	參與年	於本計畫負責工作
中心					查核管技術案
核管技支中心	楊慶威	碩士	副研究員	0.2	協助計畫之規劃與推動，核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證相關研究
核管技支中心	黃其文	碩士	助理研究員	0.1	核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證相關研究
核管技支中心	黃志中	碩士	副研究員	0.6	核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證相關研究
核管技支中心	黃智麟	碩士	助理研究員	0.3	核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證相關研究
核管技支中心	陳仲衡	學士	研究助理	0.2	核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證相關研究
核管技支中心	邱顯棋	碩士	助理研發師	0.1	協助計畫管理，核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證相關研究
核管技支中心	羅龍珠	專科	行政人員	0.2	協助計畫相關行政作業
(5)小計				2.4	
國際核能管制法規與後福島改善研究 (6)					
核管技支中心	周鼎	博士候選人	副研究員	0.5	分項計畫之規劃、推動與協調
核管技支中心	廖俐毅	博士	研究員	0.3	協助計畫之規劃與推動，協助審查核管技術案
核管技支中心	康龍全	博士	研究員	0.1	協助計畫之規劃與推動，協助審查核管技術案
核管技支中心	陳勝裕	碩士	副研究員	0.2	國際核能管制法規與後福島改善研究
核管技支	黃志中	碩士	副研究	0.1	國際核能管制法規與後福島改善

單位	姓名	學歷	職稱	參與年	於本計畫負責工作
中心			員		研究
核管技支中心	紀立民	碩士	副研究員	0.1	協助審查台電公司地震/海嘯相關報告
核管技支中心	余冬帝	博士	副研究員	0.4	國際核能管制法規與後福島改善研究
核管技支中心	黃智麟	碩士	助理研究員	0.2	PRA 相關研究
核管技支中心	黃其文	碩士	助理研究員	0.2	國際核能管制法規與後福島改善研究
核管技支中心	陳仲衡	學士	研究助理	0.2	國際核能管制法規與後福島改善研究
核管技支中心	邱顯棋	碩士	助理研發師	0.2	國際核能管制法規與後福島改善研究
核管技支中心	羅龍珠	專科	行政人員	0.2	協助計畫相關行政作業
(6)小計				2.7	
新輻射源項分析技術發展與應用(7)					
核工組	范勝淵	碩士	助理工程師	0.4	建立龍門電廠 MELCOR 熱水流安全分析模式
核工組	蔡智明	博士	副工程師	0.4	建立龍門電廠 AST 分析模型
核工組	莊凱政	碩士	助理工程師	0.2	建立龍門電廠 MELCOR 熱水流安全分析模式
核工組	黃子恩	碩士	助理工程師	0.3	建立 WINMACCS 計算分析模型
核工組	劉冠廷	碩士	助理研發師	0.2	建立龍門電廠 AST 分析模型

單位	姓名	學歷	職稱	參與人年	於本計畫負責工作
核工組	黃毅文	碩士	助理研發師	0.2	建立 WINMACCS 計算分析模型
核工組	葉佳霖	碩士	助理研發師	0.2	建立 WINMACCS 計算分析模型
核工組	魏偉哲	碩士	助理研發師	0.2	建立 WINMACCS 計算分析模型
核工組	黃振國	碩士	助理研發師	0.2	建立 WINMACCS 計算分析模型
核工組	王智弘	碩士	助理研發師	0.2	建立龍門電廠 MELCOR 熱水流安全分析模式
核工組	朱郁芳	高職	技術員	0.2	協助相關行政作業
(7)小計				2.7	

風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究(8)

核工組	邱楊鍔	碩士	副研究員	0.2	計劃管理
核工組	黃清添	碩士	助理工程師	0.2	PRA 基礎模式維護
核工組	林玉婷	碩士	助理工程師	0.2	PRA 應用模式轉換作業
核工組	邱柏榮	碩士	助理工程師	0.2	PRA 應用模式轉換作業
核工組	林子修	碩士	助理工程師	0.2	PRiSE 工具維護
核工組	郭庭瑋	碩士	工程助理員	0.5	PRiSE 工具維護
核工組	李明樺	碩士	助理研發師	0.5	PRA 模式數據更新

單位	姓名	學歷	職稱	參與年	於本計畫負責工作
核工組	王智弘	碩士	助理研發師	0.5	電廠更新資訊彙整研判
(8)小計				2.5	
核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究(9)					
核管技支中心	徐康耀	碩士	副研員	0.4	1. 分析技術之建議與指導 2. 管制議題之說明與指導
機械及系統工程計畫	楊佩穎	碩士	技術員	0.4	1. 高密度格架耐震分析
機械及系統工程計畫	林晉宇	碩士	助理研發師	0.3	1. 燃料廠房資料蒐集 2. 燃料廠房分析模型建立
機械及系統工程計畫	鄭皓澤	碩士	助理研發師	0.3	1. 耐震法規蒐集研讀 2. 用過燃料池分析模型建立 3. 燃料廠房地震分析
機械及系統工程計畫	詹明賢	碩士	助理工程師	0.3	1. 用過燃料池結構安全分析 2. 用過燃料池熱分析
機械及系統工程計畫	林佳宏	碩士	助理工程師	0.2	廠房地震頻譜分析
(9)小計				1.9	
核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究(10)					
機械系統	曾盈達	學士	副研究員	0.3	計畫主持人、統籌計畫之規劃、推動與協調，報告撰擬
核管技支中心	周鼎	博士候選人	副研究員	0.2	協助計畫推動，審查分析輸入參數、分析結果
核管技支中心	陳訓元	碩士	助理研究員	0.3	資料蒐集與協助分析模型建構、SSI 分析
機械系統	張偉芳	碩士	助理研究員	0.1	輸入參數、分析結果審查協助
機械系統	高雍超	碩士	助理工	0.2	場址土壤應變參數分析與地震資

單位	姓名	學歷	職稱	參與人年	於本計畫負責工作
			工程師		料處理、SSI 分析協助
機械系統	張廷駿	碩士	助理工程師	0.4	資料蒐集與分析模型建構、SSI 分析
機械系統	施易成	碩士	助理研發師	0.2	資料蒐集與分析模型建構
機械系統	林右千	碩士	助理研發師	0.1	資料蒐集與分析模型建構
機械系統	林祐詳	碩士	助理研發師	0.1	資料蒐集與行政工作
機械系統	郭泓仁	碩士	助理工程師	0.1	資料整理與行政工作
(10)小計				1.7	

與原計畫規劃差異說明：

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：因助理研究一員於 104 年 3 月服務單位異動，故人力上稍有差異。

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。

伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破 (含量化成果 output)

一、本計畫主要成果及重大突破

1. 進行核電廠地震、耐震安全、核一廠燃料水棒連接桿斷開肇因分析、核二廠用過燃料乾式貯存設施貯存場門型吊車，以及 ACE 臨界功率分析方法論等核管案件審查工作技術支援，提供核二廠反應器支撐裙板錨定螺栓超音波檢測現場視察技術協助；辦理之“2015 年核能電廠後福島改善措施研討會”；完成 10 篇核安資訊報告；完成核能安全公約國家報告英文版初稿編撰工作；完成「IAEA 國家核能管制體系同行審查 (IRRS) 與其他國家經驗檢視」報告；完成「日本核電廠重啟動與新規制基準符合性之技術研究」及「爐內組件與管路系統老化議題之評量與檢討」、「美國 Oconee 電廠儀控系統數位化更新研究」二篇報告。
2. (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 CH 8A cast austenitic stainless steel in simulated HWC environment』。發現加氫水化學環境可有效抑制時效加速應力腐蝕劣化之敏感性。(b) 於 International Thermal Spray Conference, ITSC 發表『The Corrosion Behavior of Thermal Spray Coating on 304L Stainless Steel in a Saline Environment』。噴塗層可提供不銹鋼管路額外保護，延長管路壽命，但亦增加成本支出。(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。
3. (a) 比較 1992 年版 ASNT SNT-TC-1A、1995 年版 ANSI/ASNT CP-189、ASME BPVC Code 2007&2008a 版 Section XI 與 Section III NDE 人員資格要求及台電 NDE 人員考訓與資格審定程序等 NDE 人員資格要求差異性分析，並完成相關技術報告 1 篇。(b) 提供台電核能二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波檢測視察與檢測報告審查工作技術支援，並完成相關研究報告 1 篇。(c) 完成核能組件在暫態負荷下之疲勞行為研究與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等研究。(d) 完成 ASME Sec XI Appendix VIII Supplement 8、10CFR50.55a、EPRI PD Program 及 RIS 2015-01 差異比較表。
4. 完成 2015 年核能電廠儀控與人機介面技術(Nuclear Plant Instrumentation, Control

- and Human-Machine Interface Technologies, NPIC&HMIT)國際會議論文發表 2 篇；完成 2 篇期刊論文；完成第 22 屆人因工程學術研討會論文發表 4 篇；完成「核電廠關鍵數位資產系統強化研究」、「核電廠人為可靠度資訊蒐集系統導入研究」、「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」、「核電廠關鍵數位資產資通安全計畫研究」、「數位安全儀控系統申照研究」等 7 篇研究報告。
5. (a) 完成 CFD 分析模式之建立，包含 rod bundle 於不同網格分布、PWR 之 downcomer 流場分布。(b) 利用 Mantlik 等人(1976)相關實驗數據以及 Baglietto 等人(2005)之分析成果作比對驗證，完成 CFD 模擬燃料束熱水流特性分析模式之校驗。(c) 依據 U. S. NRC 的 TRACE V5.0 patch4 與 SNAP2.4.1 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。(d) 撰寫 NUREG-IA 報告 4 篇，展現研究成效。
 6. 提供核電廠抗地震/海嘯等天然災害之現況及風險評估及(a)SPRA SSHAC level 3，(b)核一、二、三廠新增海嘯牆設計，(c)核一廠 0.3g 提升至 0.4g 之安全相關管路耐震分析等技術支援，強化核能安全相關研究能力與審查技術。
 7. (a) 完成龍門電廠 MELCOR 輸入檔建立；(b) 完成建立核三廠 WinMACCS 分析模式；(c) 完成”應用 AST 於龍門電廠 DBA LOCA 之 EAB/LPZ 邊界人員輻射劑量分析的研究”報告。
 8. (a) 完成核三廠風險告知視察工具 PRiSE 4.0 版軟體安裝光碟與操作手冊一套；(b) 製作設備耐震度評估教材一份，提供決策者風險評估資訊之參考。
 9. (a) 完成核一廠用過燃料池池水晃動行為分析計算；(b) 完成用過燃料池在 0.51g RLE 地震負荷下之混凝土開裂分析和不銹鋼內襯鋼板之撕裂分析，分析結果顯示，燃料池混凝土結構不會破裂及內襯鋼板也不會發生撕裂，在 RLE 地震負荷下，不會有結構損壞造成池水外漏之疑慮。(c) 利用 Splash3D 軟體建立核電廠用過燃料池池水晃盪初步分析模型，建立分析流程及進行分析參數設定。
 10. (a) 核二廠圍阻體集中質量與全有限元素分析模型建構完成。(b) 完成「核二廠設計地震下反應器廠房間 SSI 分析研究」研究報告。(c) 完成核電廠結構土壤結構互制分析-SASSI 應用指引。

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)。

屬性	績效指標	初級產出量化值(實際執行值/原訂值*)	效益說明	重大突破
學術成就(科技基礎研究)	A.論文	論文發表數量、國內外期刊發表數量、重要期刊 (SCI、SSCI、EI、AHCI、TSSCI 等) 發表數量 19/8 篇等	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。	
	B.合作團隊養成	養成核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研究團隊。1/1 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。	
		養成核電廠安全與重要組件非破壞檢測支援視察團隊。1/1 團隊	養成國內核電廠建廠與營運之安全與重要組件非破壞檢測視察、非破壞檢測報告審查之支援人力，培養 NDT 證照資格人員。	
		養成核電廠地震及耐震分析團隊。1/1 團隊	建立國內燃料池結構地震分析程序，進行核電廠用過核燃料池結構安全評估，釐清民眾對燃料池的安全疑慮。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。	

	C.博碩士培育	參與計畫執行之碩士研究生及博士研究生數量：8/6 人 培育國外進修博士生人員：1/1 名	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。	
	D.研究報告	數量 23/18 篇	技術經驗傳承，建構研發之基礎，劑量評估與量測技術發展，充實從事安全管制工作之能力。	
	F.形成教材/手冊/軟體	製作核電廠視察風險顯著性評估軟體並釋出(件數)：1/1 套	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。	
		製作設備耐震度評估教材：1/1 份	以計算案例，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。	
技術創新(科技技術創新)	H.技術報告	數量:10/9 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。	
	I.技術活動	發表於國內或國外研討會 2/2 (場次)	1. 從日本福島事故應變處理經驗學習出發，舉辦專題研討會。 2. 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。	

*原訂值為全年目標

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—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鉸件於模擬 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)與美國核能管制委員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(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. 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(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. 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、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. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—培養材料專長碩士一員。
2. 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。
3. 國際核能管制法規研究與核電廠壓力測試—(1)配合 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，參與討論與問題澄清，確認我國運轉中核電廠的安全性，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。

4. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—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。

103 年度：

1. 核電廠現場管制與審查技術基礎建立—舉辦「103 核能專業技術研習」入門班(採計輻防時數為 9 小時)、初級班(採計輻防時數為 15 小時)、進階班(採計輻防時數為 12 小時)課程，本課程預計將於 6 月 4 日起迄 7 月 17 授課完畢。
2. 核電廠組件材料劣化行為研究與續用性評估技術開發—培養材料專長碩士 1 員。
3. 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 2 個碩士生。
4. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—6/18 日，派遣吳東岳博士赴日本東京大學核子工程與管理系，參與笠原直人教授之實驗室，了解日本對於福島事件後，對於核能組件在遭遇超越設計基準地震下，所做的試驗與分析。
5. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—自力開發之風險顯著性評估軟體，依據顯著性確立程序(Significance Determination Process, SDP)建立，提供管制單位標準化的評估過程。
6. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—核電廠土壤結構互制分析技術研究及建構分析模型備用，培植國內地震安全分析人才與技術並提供管制單位充分的評估工具，建立自主技術。

104 年度：

1. 執行「2017 中華民國核能安全公約國家報告」英文版初稿之修訂/更新工作，以符合 IAEA 核能法規規範。完成「IAEA 國家核能管制體系同行審查 (IRRS)與其他國家經驗檢視」簡報。
2. 在國際核能管制法規與後福島改善研究項下在海嘯/地震等天然災害對運轉中核電

廠的威脅管制研究方面，結合學界，將在相關人才培育上有所增進。

3. 風險告知視察工具開發與地震危害度分析標準研究—(a) 自力開發之風險顯著性評估軟體，節省軟體採購與維護成本。(b) 培育國外進修博士 1 員，建構不準度分析標準程序。(c) 製作設備耐震度評估教材一份。
4. 核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究—培植國內用過燃料池池水在地震力作用下之溢流分析人才，所開發之技術可提供管制單位充分的評估工具，建立國內自主技術。
5. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究—選擇支援核電廠地震安全管制之適當人員，進行土壤結構互制分析程式使用與建模分析技術訓練，培植國內地震安全分析人才與技術，建立自主技術。
6. 參與 CAMP 國際合作計畫。本年度已將 TRACE 的相關暫態分析成果撰寫成 4 篇 NUREG/IA 報告。

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. 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。

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

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。**

捌、後續工作構想之重點

本年度已完成全程預定計畫工作。

玖、檢討與展望

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。

填表人： 邱顯棋 聯絡電話： (03)4711400#2564 傳真電話： (03)4111237

E-mail： scchiou725@iner.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
CH 8A 鑄造不銹鋼於加氫水化學環境之應力腐蝕行為研究『Stress corrosion cracking behavior of CH 8A cast austenitic stainless steel in simulated HWC environment』。	賴建霖	2015				ICGEAC (International Cooperative Group on Environmental Assisted Cracking)
304L 不銹鋼之熱噴塗層於鹽霧環境之腐蝕行為研究『The Corrosion Behavior of Thermal Spray Coating on 304L Stainless Steel in a Saline Environment』	雍敦元	2015			Y	International Thermal Spray Conference, ITSC
The Effect of Phase Transformation in the Plastic Zone on the Hydrogen-Assisted Fatigue Crack Growth of 301 Stainless Steel	陳泰丞	2015	c	N		Materials Chacterization
Effect of degradation on nonlinear ultrasonic behavior of aged centrifugal-cast stainless steel	林佑儒	2015	c	N		Insight
The Effect of Aging Temperature on Cast Austenitic Stainless Steel in Simulated BWR Coolant Conditions,	陳泰丞	2015	f	N	Y	Fourth International Symposium on Materials and Reliability in Nuclear Power Plants, Sep. 21-23, 2015, Shenyang, China
Dynamic Strain Aging Behavior of Alloy 600 in a High Temperature Coolant Environment	黃俊源	2015	c	N		Materials Transactions
核電廠主控制室人因工程設計分析與驗證技術之應用	楊智偉	2015	e			第 22 屆人因工程學術研討會
進步型主控制室心智負荷評估與人為失誤分析工具的發展	莊淳宇	2015	e			第 22 屆人因工程學術研討會
核電廠人為可靠度資料收集系統應用探討	楊智偉	2015	e			第 22 屆人因工程學術研討會
進步型核電廠主控制室運轉人員緊急異常事件處理作業模式之探討	謝宗霖/林久翔/楊智偉	2015	e			第 22 屆人因工程學術研討會
A Lesson Learned from Implementing the Final Plant Human Factors Engineering/Human-Systems Interface	楊智偉	2015	f			NPIC-HMIT 2015

Design Verification for an Advanced Nuclear Power Plant						
An Investigation on Glare Issues in the Main Control Room of the Advanced Nuclear Power Plant	楊智偉	2015	f			NPIC-HMIT 2015
Containment Simulation and Analysis of TRACE in Kuosheng (BWR/6) Nuclear Power Plant	王仲容	2015	f	N	N	ICONE
The Model Establishment and Assessment of Transients for Kuosheng (BWR/6)NPP after SPU with TRACE/FRAPCON/FRAPTRAN	黃飛豪	2015	f	N	N	ICAPP
The Establishment and Analysis of TRACE Model for Ultimate Response Guideline of Chinshan Nuclear Power Plant	黃志中	2015	f	N	N	ICAPP
Station Blackout Mitigation Strategies Analysis for Maanshan PWR Plant Using TRACE	林浩慈	2015	d			Annals of Nuclear Energy
The Analysis and Simulation of TRACE in the Ultimate Response Guideline for Chinshan BWR/4 Nuclear Power Plant	王仲容	2015	c			International Journal of Environmental, Chemical, Ecological, Geological and Geophysical Engineering
T型管之冷熱流體混和特性與數值模擬驗證分析之研究	吳河孟	2015	e			中國機械工程學會第三十二屆全國學術研討會論文集
不同紊流模式於壓熱震之T型管混流實驗與模擬研究	林昆彥	2015	e			中國機械工程學會第三十二屆全國學術研討會論文集

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)
海嘯工程和池水晃動行為分析	中央大學	e	1998
核能電廠安全分析研究室	清華大學	e	1996
非破壞檢測	核能研究所	e	2014

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
羅崇功	a	巴黎中央理工學院 (Ecole Centrale Paris, ECP)	Enrico Zio
陳哲豪	a	清華大學核子工程與科學研究所	陳紹文
楊書明	a	清華大學核子工程與科學研究所	陳紹文
何愛玲	a	清華大學工科所	陳紹文
李宛芸	a	清華大學核子工程與科學研究所	陳紹文
蔣宇	a	清華大學核子工程與科學研究所	陳紹文
辜郁庭	a	清華大學工科所	陳紹文
李育澤	b	清華大學核子工程與科學研究所	陳紹文
黃飛豪	b	清華大學核子工程與科學研究所	陳紹文

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
INER-F0917 赴法國巴黎中央理工學院博士進修研究報告	羅崇功	2015	核能研究所
Analysis of the Control Rod Drop Accident (CRDA) for Lungmen ABWR, NUREG/IA report	施純寬	2015	NRC
BEPU Analysis and Benchmark with IIST 2% SBLOCA Experiment Using TRACE/DAKOTA	施純寬	2015	NRC
Fuel Rod Properties and Uncertainty Analysis during Overpressurization Transient for Kuosheng Nuclear Power Plant with TRACE/FRAPTRAN/DAKOTA codes in SNAP interface	施純寬	2015	NRC
RELAP5/MOD3.3 Model Assessment and Hypothetical Accident Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant with SNAP Interface	施純寬	2015	NRC
核一廠用過燃料池池水晃動行為分析計算	徐康耀、詹明賢	2015	核能研究所
核一廠用過燃料池池水洩漏分析	楊佩穎、徐康耀	2015	核能研究所
核一廠用過燃料池結構強度分析	徐康耀	2015	核能研究所
核電廠關鍵數位資產系統強化研究	張戴明、紀毓駿、張哲恩、蔣文得	2015	核能研究所
核電廠人為可靠度資訊蒐集系統導入研究	楊智偉、鄭宗杰	2015	核能研究所

數位儀控人因驗證與確認標準作業程序書	彭成俊、許崇誠、莊淳宇	2015	核能研究所
核電廠安全儀控系統軟體安裝階段審查導則	游原昌、李春林	2015	核能研究所
核能電廠主控制室人機介面現代化審查導則	楊智偉	2015	核能研究所
數位安全儀控系統申照研究	陳昌國、李春林、徐獻星	2015	核能研究所
核電廠關鍵數位資產資通安全計畫研究	蔣文得	2015	核能研究所
核電廠關鍵數位資產系統強化研究	張戴明、紀毓駿、張哲恩、 蔣文得	2015	核能研究所
核電廠人為可靠度資訊蒐集系統導入研究	楊智偉、鄭宗杰	2015	核能研究所
日本核電廠重啟動與新規制基準符合性之技術研究	許文勝	2015	清華大學
美國 Oconee 電廠儀控系統數位化更新研究	余冬帝	2015	核能研究所
核二廠用過燃料池安全度評估模式建立與風險評估委辦案計畫完成報告書	陳詩奎、林子仁、陳得誠、 林品竹、羅武斌、梁國興、 蔡斐然、徐郁芬	2015	國立清華大學原科中心
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期末報告書	洪李陵、方中、侯琮欽、 盧煉元、朱世禹、王雲哲、 鍾興陽	2015	國立成功大學土木系
核二廠設計地震下反應器廠房間 SSI 分析研究	廖克弘	2015	核能研究所
應用 AST 於龍門電廠大破口冷卻水流失設計基準事故 EAB/LPZ 輻射劑量分析之研究報告	蔡智明	2015	核能研究所

【F 製作教材表】

教材名稱	教材類別	發表年度 (西元年)	出版單位
核三廠風險顯著性評估使用手冊 4.0 版與 PRISE V 4.0 版軟體	a,c	2015	核能研究所
設備耐震度評估	a	2015	核能研究所

註：教材類別分成 a 文件式、b 多媒體、c 軟體、d 其他

【H 技術報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
放射性廢棄物地質處置計畫之規劃 與設計考量(IAEA TECDOC-1755)	紀立民	2015	核能研究所
核電廠除役(RG 1.184)	林琦峰、楊慶威	2015	核能研究所
核能組件非破壞檢測之人員資格要 求比較研究	高家揚、陳仲衡	2015	核能研究所

核二廠反應爐支撐裙板錨定螺栓超音波檢測視察報告	高家揚、陳仲衡	2015	核能研究所
2014 年度放射性物料管理國際資訊彙編	吳明哲、林宣甫、紀立民	2015	核能研究所
螺絲與螺栓非破壞檢測人員資格要求(RIS 2015-01)	高家揚	2015	核能研究所
動力反應器過渡到除役階段之公眾意識提升溝通策略	紀立民	2015	核能研究所
除役中核能電廠緊急計畫豁免申請暫行審查導則(NSIR/DPR-ISG-02)	紀立民	2015	核能研究所
福島事件後電廠污水滲漏事件、防治對策與污水處理探討	黃智麟	2015	核能研究所
爐內組件與管路系統老化議題之評量與檢討	陳勝裕	2015	核能研究所

【I 技術活動表】

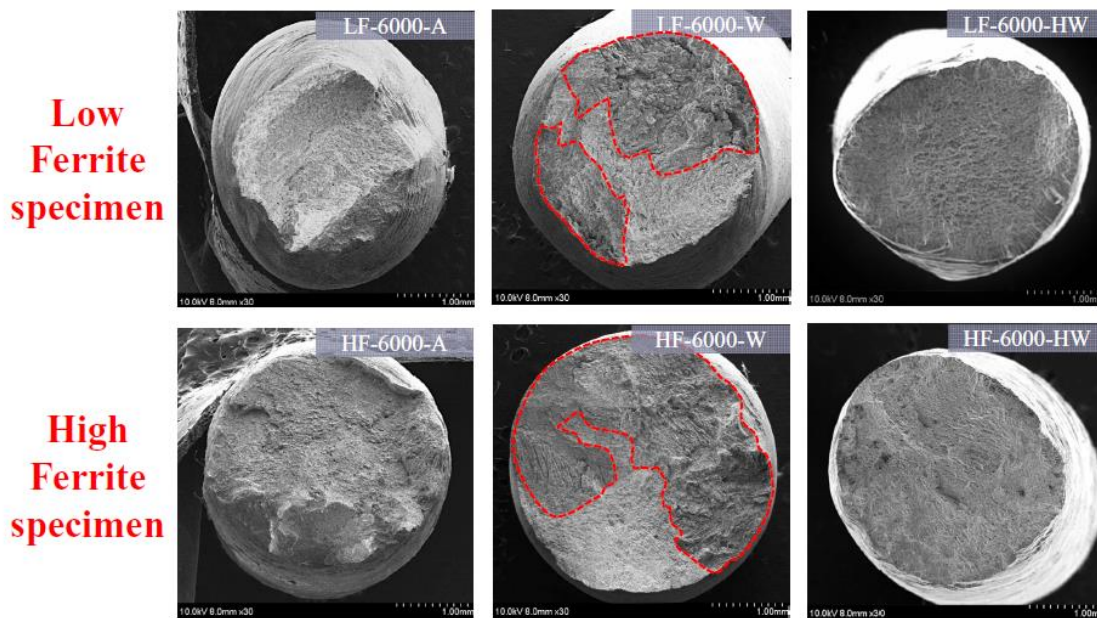
技術論文名稱	研討會名稱	性質	舉辦(起-迄)日期 (YYYY/MM/DD)	主/協辦單位
從 IAEA 福島第一核能電廠事故報告獲取之教訓	2015 年核能電廠後福島改善措施研討會	a	2015/10/15	核能學會/ 核能研究所
IAEA 福島第一核能電廠事故報告心得	福島事件專題研討會	a	2015/09/15	核能研究所

註：性質分成 a 國內研討會、b 國際研討會

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：

Fractographic Examination – SSRT in water environment



CF8A 鑄造不銹鋼經 6000 小時/450 度 C 時效，於空氣中、7 ppm 溶氧水中及加氫水化學不同環境之 SSRT 測試，顯示加氫水化學環境可有效抑制時效加速應力腐蝕劣化之敏感性。



完成 SS304L 不銹鋼試片四點彎曲試驗夾具

核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：

Proceedings of ICAPP 2015
May 03-06, 2015 - Nice (France)
Paper 15448

The Establishment and Analysis of TRACE Model for Ultimate Response Guideline of Chinshan Nuclear Power Plant

Jih-Jhong Huang^{1,2}, Jong-Rong Wang³, Chunkuan Shih^{2,3}, Shao-Wen Chen^{2,3}, Lih-Yih Liao¹, Hao-Tzu Lin¹
¹Institute of Nuclear Energy Research, ²Department of Engineering and System Science, National Tsing Hua University,
³Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
No. 1000, Wenhua Rd., Jiaan Village, Longtan Township, Taoyuan County 32546, Taiwan (R.O.C.)
Tel: 886-3-4711400 ext. 2565, Fax: 886-3-4111237, Email: jjhuang@iner.gov.tw

Abstract –This research uses advanced thermal-hydraulic safety analysis code, TRACE (TRAC / RELAP Advanced Computational Engine) developed by U.S. Nuclear Regulatory Commission, to establish and to analyze TRACE model for Ultimate Response Guidelines of Chinshan Nuclear Power Plant. The results show that comparing with one-stage depressurization strategy, Two-stage depressurization strategy of Ultimate Response Guidelines can effectively reduce the peak fuel cladding temperature in the accident, and needs much less minimum alternative water injection mass rate.

I. INTRODUCTION

On March 11, 2011, on the northeastern Japan coast, the fifth-largest earthquake of the world in the history occurred. The strength of the earthquake was 9.0 on the Richter scale. All units of Fukushima Daiichi nuclear power plant (NPP) in operation were automatic safety shutdown, and structures and safety systems of the plant were slightly damaged by the earthquakes. However, the electricity transmission system outside the plant was destroyed so that it could not supply the power to the plant. In addition, the huge earthquake induced higher than 13 meters tsunami striking Fukushima NPP. The tsunami not only destroyed the outdoor emergency cooling sea water (ECSW) pumps by the sea, but also caused floods throughout the plant. The emergency diesel generators of unit 1st to 5th were flooded so that the generators could not operate normally, and the power panels of 1st to 4th was also damaged so that unit 1st to 4th could not connect emergency power from unit 6th.

Because the ECSW pumps were destroyed and Fukushima Daiichi NPP did not inject enough alternative water into reactor pressure vessel (RPV) during the crucial period. The lack of water injection and the decay heat caused the boiling and the discharge of the water in the reactor and the water level declining constantly, which caused nuclear fuel assemblies uncovered and resulted in reactor water temperature and pressure rising. Moreover, the Peak Cladding Temperature (PCT) was beyond 1,088K (1,500°F) which caused the rapid metal-water reaction and produced huge volume of hydrogen. The rapid metal-water reaction further accelerated the rise of PCT and finally the accident evolved into core meltdown. In addition, the escaping hydrogen accumulated in the secondary containment (not the primary containment) roof. When the

concentration exceeded the limit, hydrogen explosion happened [1].

After Fukushima accident, Taiwan Power Company (TPC) has developed a suite of methods, called "Ultimate Response Guidelines (URG)", to deal with Fukushima-like accidents. In the URG, TPC proposed many guidelines and added new equipment to increase the rescue capability of NPP, which is used to cope with the Fukushima-like accidents that are the compound disasters beyond design basis. The concepts of the URG are two stages depressurization, alternative water injection and removing decay heat through the ejection from containment [2]. The two stages depressurization strategy includes controlled depressurization and emergency depressurization to replace traditional one stage depressurization that only includes emergency depressurization. Those ensure fuels not uncovered and avoid the PCT beyond 1,088K to cause the hydrogen explosion accident like Fukushima Daiichi NPP.

Chinshan Nuclear Power Plant (CSNPP) is the first Boiling Water Reactor (BWR) NPP in Taiwan. It has two units of BWR/4 reactor made by GE Company with Mark I containment. Each rated thermal power now is 1,840 MWt after power uprate (1775 MWt before power uprate). Both the reactors and both the containments are similar to those of unit 2, unit 3 and unit 4 of Fukushima NPP. In each unit of CSNPP, the reactor core consists of 408 fuel assemblies and can produce 990kg/s (7,858,000lb/hr) saturated steam flow at dome pressure 6.96MPa (1010psia).

This research uses TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) to establish and to analyze the thermal hydraulic model for the URG of CSNPP. TRACE, an advanced thermal hydraulic code, has been developed by U.S. NRC (United States Nuclear Regulatory

The Model Establishment and Assessment of Transients for Kuosheng (BWR/6)NPP after SPU with TRACE/FRAPCON/FRAPTRAN

Huang, Fei-Hao¹; Shi, Chunkuan¹; Wang, Jong-Rong¹; Lin, Hao-Tzu²; Lin, Wei-Keng¹; Chen, Shao-Wen¹

¹Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
 No. 101, Section 2, Kuang-Fu Road, Hsinchu, Taiwan 30013, R.O.C.

²Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, R.O.C.,
 1000, Wenhua Rd., Chiaan Village, Lungtan, Taoyuan, 325, Taiwan

Tel: +886-3-571-5131, Email: addingline@yahoo.com.tw

Abstract –The object of this paper is to realize the behavior in Kuosheng BWR (Boiling Water Reactor) after the SPU (stretched power upgrate) during the decrease in reactor coolant temperature transients. In this research, two cases were used to simulate the transient after SPU. The first one was Loss of Feedwater Heating, and another case was Feedwater Controller Failure with No Bypass. In the first case, the temperature of feedwater was assumed to accidently decrease by 100 °F, which caused the core power to increase. Because of the core power increase, the pressure of Reactor Pressure Vessel (RPV) would become much higher than the initial condition. The second case initiated with the failure of the feedwater controller, causing the feedwater flow rate to increase to 130% rated flow. The increase of the flow caused the positive feedback of neutron moderation, which led an increase of power and RPV pressure. These cases were analyzed to verify whether the RPV pressure would exceed the acceptance limit or not. The output data from TRACE would be inputted into FRAPTRAN code as a function of time-dependent fuel rod power and coolant boundary conditions to calculate the fuel damage.

The TRACE analysis for Kuosheng BWR was performed for hot-full-power (HFP) condition. Under this condition, the damage mechanisms of fuel rods are: (1) cladding ballooning and burst; (2) embrittlement and failure by high-temperature oxidation; (3) melting of cladding and/or fuel pellets. The relevant quantities for fuel performance are the maximum fuel enthalpy and the melting temperatures of cladding and fuel pellet.

The results of the analysis show that the pressure will not reach the designed value of RPV, and the fuel/cladding failure does not occur under HFP condition.

I. INTRODUCTION

The advanced thermal hydraulic code TRACE has been developed by U.S. NRC with the purpose of conducting nuclear power reactor safety analysis. At the same time, SNAP, a graphic user interface program has also been under developing to process the inputs and outputs of TRACE. In the current study, we have also used FRAPCON and FRAPTRAN, which are computer codes developed by U.S. NRC. FRAPCON can calculate the performance of a single fuel rod for steady-state under the long-term burnup. FRAPTRAN calculates the transient performance of fuel rods during reactor transients and hypothetical accidents. Since DNB ratio, one of the main properties to sustain the fuel cladding integrity, is not directly available from TRACE/FRAPCON/FRAPTRAN to assess the main safety conditions.

Two of the nuclear steam supply system (NSSS) of Kuosheng NPP are BWR/6 reactors, which was designed

and built by General Electric, located on the north coast of Taiwan. Each unit offers the thermal rated power of 2894MWt. Unit 1 will start SPU from Cycle 24 and Unit 2 is going to start SPU from Cycle 23. The operating power will be 104.7% of the OLTP (Original Licensed Thermal Power), which will be 3030 MWt.

In order to estimate the safety of Kuosheng NPP, the methodology of Kuosheng NPP SPU safety analysis model was developed. There are three main steps considered in this methodology. The first step is the development of the Kuosheng NPP SPU TRACE model. The steady state results of FRAPCON were used to input the TRACE model. The next step is the transient analysis of Kuosheng NPP SPU TRACE model. In this paper, Loss of Feedwater heating and Feedwater Controller failure with no bypass are chosen in order to confirm the maximum pressure of vessel below the acceptance limit of 9.584 MPa_a. The final step is the fuel rods integrity analysis of FRAPTRAN under the above conditions.

Proceedings of ICONE-23
23rd International Conference on Nuclear Engineering
May 17-21, 2015, Chiba, Japan

ICONE23-1219

CONTAINMENT SIMULATION AND ANALYSIS OF TRACE IN KUOSHENG (BWR/6) NUCLEAR POWER PLANT

Jong-Rong Wang
Institute of Nuclear Engineering
and Science, National Tsing Hua
University; Nuclear and New
Energy Education and Research
Foundation
101 Section 2, Kuang Fu Rd.,
Hsinchu, Taiwan, R.O.C.

Hsiung-Chih Chen
Institute of Nuclear Engineering
and Science, National Tsing Hua
University
101 Section 2, Kuang Fu Rd.,
Hsinchu, Taiwan, R.O.C.

Fei-Hao Huang
Institute of Nuclear Engineering
and Science, National Tsing Hua
University
101 Section 2, Kuang Fu Rd.,
Hsinchu, Taiwan, R.O.C.

Hao-Tzu Lin
Institute of Nuclear Energy
Research, Atomic Energy
Council
1000, Wenhua Rd., Chiaan
Village, Lungtan, Taoyuan, 325,
Taiwan, R.O.C.

Shao-Wen Chen
Institute of Nuclear Engineering
and Science, National Tsing Hua
University
101 Section 2, Kuang Fu Rd.,
Hsinchu, Taiwan, R.O.C.

Chunkuan Shih
Institute of Nuclear Engineering
and Science, National Tsing Hua
University; Nuclear and New
Energy Education and Research
Foundation
101 Section 2, Kuang Fu Rd.,
Hsinchu, Taiwan, R.O.C.

Keywords: TRACE, SNAP, FRAPTRAN, safety analysis, BWR/6.

ABSTRACT

Kuosheng Nuclear Power Plant (NPP) is located on the northern coast of Taiwan. Its nuclear steam supply system is a type of BWR/6 designed and built by General Electric. There were three main steps in this study. First, Kuosheng NPP TRACE/SNAP model was developed in this research. The containment was also simulated in this model. In order to assess the system response of the Kuosheng NPP TRACE/SNAP model, this study used startup tests data (load rejection and a feedwater pump trip transients) to compare with the results of TRACE. Second, the transient analysis of Kuosheng NPP TRACE/SNAP model under Fukushima-like (SBO) or more severe (SBO+LOCA) conditions was performed. Third, in order to confirm the mechanical property and integrity of fuel rods, FRAPTRAN analysis was also performed in this study.

In the comparison of startup tests and TRACE data, the results and sequences of TRACE were similar to startup tests data. By the above compared results, it indicated that there

was a respectable accuracy in Kuosheng NPP TRACE/SNAP model. In SBO transient (no water injection case) analysis, the PCT (peak cladding temperature) was larger than 1088.7 K at 4730 sec which indicated that the zirconium-water reaction was able to generate. In SBO + LOCA transient (no water injection case), PCT reached the criteria of 1088.7 K at 1900 sec and FRAPTRAN results implied that the fuel rod burst at 2000 sec. However, if the fire water (flow rate 39 kg/sec) injected to the reactor at 800 sec in this transient, TRACE results depicted that PCT was lower than 1088.7 K and FRAPTRAN results also indicated that the integrity of fuel rod was kept. But one safety issue generated in the drywell during 1460~2570 sec due to the drywell temperature larger than the limit (438.71 K). Finally, TRACE/SNAP analysis results were presented by the animation model of Kuosheng NPP.

1. INTRODUCTION

TRACE has been developed by U.S. NRC for NPP safety
Copyright © 2014-2015 by JSME



Contents lists available at ScienceDirect

Annals of Nuclear Energy

journal homepage: www.elsevier.com/locate/anucene

Station blackout mitigation strategies analysis for Maanshan PWR plant using TRACE



Hao-Tzu Lin^{a,*}, Jong-Rong Wang^b, Kai-Chun Huang^b, Chunkuan Shih^b, Show-Chyuan Chiang^c, Chia-Chuan Liu^c

^a Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, Executive Yuan, 1000 Wenhua Rd., Jiaan Village, Longtan District, Taoyuan City 32546, Taiwan, ROC

^b Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, Nuclear and New Energy Education and Research Foundation, No. 101, Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu 30013, Taiwan, ROC

^c Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company, 242, Section 3, Roosevelt Rd., Zhongzheng District, Taipei, Taiwan, ROC

ARTICLE INFO

Article history:

Received 12 May 2015

Received in revised form 12 August 2015

Accepted 3 November 2015

Keywords:

Station blackout

PWR

TRACE

ABSTRACT

Maanshan nuclear power plant (NPP) is a two-unit Westinghouse three-loop PWR NPP. This research focuses on the analysis and simulation of Maanshan NPP station blackout (SBO) accident that happened on 18th March, 2001, and thermal-hydraulic phenomena of the plant during SBO with and without mitigation strategies. There are two main steps in this study. The first step was the establishment of Maanshan NPP SNAP/TRACE models. These models were tested and the results of TRACE were compared with the startup test and FSAR data. Analysis results indicate that Maanshan NPP SNAP/TRACE models predict not only the behaviors of important plant parameters consistently with the startup test and FSAR data, but also their associated numerical values with respectable accuracy. The next step was the SBO accident simulation and analysis of Maanshan NPP SNAP/TRACE model. The results of TRACE show good agreement with the plant data. Several mitigation strategies were simulated and studied by using this model in this research.

© 2015 Elsevier Ltd. All rights reserved.

1. Introduction

Tragedy in Fukushima Daiichi, Japan shows significant consequences of the plant facing beyond design basis accident without proper emergency equipment and mitigation strategies. Taiwan is located at the intersection of two tectonic plates where earthquake frequently happen. With the fact that all NPPs sit near the shore, enhancing the capability of dealing with earthquake induced tsunami or other beyond design basis accident is a must.

Maanshan NPP is a two-unit Westinghouse three-loop PWR operated by Taiwan Power Company since 1984. If an intense earthquake and tsunami hit the plant, the sea water pumps, switch yard, onsite electric systems, emergency diesel generator or its fuel supply may be damaged and hard to recover. With no AC (alternating current) power available, only turbine driven auxiliary feedwater system (TDAFW) can deliver cold water to steam generator (SG) to maintain the water level inside SG. If TDAFW trip for some reasons, water in the SG will boil off eventually, primary side will lose the heat sink. Emergency core cooling system (ECCS) cannot

operate without AC power so that there is no cooling water injection capability in the reactor coolant system (RCS) except passive accumulators (ACC) action (when RCS pressure is lower than ACC nitrogen gas pressure). Under such circumstance without using any mitigation equipment or strategies, core damage will happen within a few hours.

Taiwan Power Company has enhanced the capability of coping with extended SBO situation by using mitigation strategies and alternate injection systems. In addition to regular ECCS and auxiliary feedwater system, some alternate injection systems such as diesel engine auxiliary feed pump and fire engine pump can also inject water into SG or RCS, but the operating pressure of the alternate systems is much lower than regular system, and onsite operators have to line-up the injection piping manually. The water sources of alternate injection systems can be either condensate storage tank (CST), raw water reservoir, or sea water. The mitigation strategies that were suggested by Taiwan Power Company put emphasis on removing the decay heat rapidly by controlling the SG pressure while maintaining the SG water level at the same time by using any kind of injection method. If decay heat can be removed successfully via SGs, RCS pressure will not build up to the opening set point of power operated relieve valves (PORV) of the pressurizer. Therefore, the inventory of RCS can be kept. The

* Corresponding author.

E-mail address: htlin@iner.gov.tw (H.-T. Lin).

The Analysis and Simulation of TRACE in the Ultimate Response Guideline for Chinshan BWR/4 Nuclear Power Plant

J. R. Wang, H.T. Lin, H.C. Chen, C. Shih, S.W. Chen, S.C. Chiang, C.C. Liu

Abstract—In this research, TRACE model of Chinshan BWR/4 nuclear power plant (NPP) has been developed for the simulation and analysis of ultimate response guideline (URG). The main actions of URG are the depressurization and low pressure water injection of reactor and containment venting. This research focuses to verify the URG efficiency under Fukushima-like conditions. TRACE analysis results show that the URG can keep the PCT below the criteria 1088.7 K under Fukushima-like conditions. It indicated that Chinshan NPP was safe.

Keywords—BWR, TRACE, safety analysis, URG.

I. INTRODUCTION

There are more concerns for the safety of the NPPs in Taiwan after Fukushima NPP disaster. In general, there are four categories for the NPP operating state, which involve normal operation, abnormal events/transients, accidents and severe accidents. For each operating state, there are corresponding procedures to follow to secure NPPs safety and integrity. Fig. 1 shows the correspondent relationship between NPP operating states and procedures. The first level is operating procedures (OPs) which focus on the NPP operation within an acceptable range. The second level is abnormal operating procedures (AOPs) which aim at restoring the function of NPP systems that could impact the NPP operating margins. The third level is emergency operating procedures (EOPs) which focus on bringing the NPP to a safe and stable state by following a reactor trip or safety injection signal. The fourth level is severe accident management procedures (SAMPS). Uncertainties may exist in both NPP status and in the outcome of actions for severe accidents. Therefore, SAMPS propose a range of possible actions and should allow for additional evaluation and alternative actions.

However, EOP or SAMP is generally based on events refers plant status and parameters to mitigate the events consequence. For the compound severe accidents, such as Fukushima nuclear accident, its impact to NPP is relatively spread, rather than

focus on one system or one area influence. Therefore, with regard to this fact, Taiwan Power Company developed an additional ultimate measure category, URG, to prevent BWR, PWR and ABWR from encountering core damage for events beyond design basis [1]. Fig. 2 shows the URG procedure.

The aim of this study is using the computer programs to verify the URG efficiency of Chinshan NPP. Chinshan NPP is the first NPP in Taiwan which is a BWR/4 plant and OLTP (Original Licensed Thermal Power) for each unit is 1775 MWt. Chinshan NPP finished SPU (Stretch Power Uprate) and the operating power is 103.66% of OLTP, which is 1840 MWt now.

The advanced thermal-hydraulic code named TRACE has been developed by U. S. NRC for NPP safety analysis. The development of TRACE is based on TRAC, combining with the capabilities of RELAP5 and other programs. One of the features of TRACE is its capacity to model the reactor vessel with 3-D geometry. It could support a more accurate and detailed safety analysis for nuclear power plants. In the future, TRACE is expected to replace NRC's present four main systems codes (TRAC-P, TRAC-B, RELAP5 and RAMONA) as the main code used in thermal hydraulic safety analysis [2]. Besides, a graphic user interface program, SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program), which processes inputs, outputs, and the animation model for TRACE, is also developed by U. S. NRC.

In our previous research [3]-[8], we established Maanshan NPP (PWR), Chinshan NPP (BWR/4), and Lungmen NPP (ABWR) TRACE/SNAP models successfully by using TRACE v 5.0 ~ v 5.0 patch 3 and SNAP v 0.26.7 ~ v 2.2.1. In a separate research work, a corresponding TRACE model of Chinshan NPP has been established, where the transient data from FSAR and RETRAN were used to verify the Chinshan NPP TRACE model [9]-[11]. Analytical results indicate that the Chinshan NPP TRACE model could predict not only the behaviors of important plant parameters reflecting consistent trends with FSAR and RETRAN data, but also their numerical values with respectable accuracy.

In this study, TRACE model of Chinshan BWR/4 NPP has been developed in order to verify the URG efficiency. This research focuses to estimate the URG efficiency under Fukushima-like conditions. Besides, the sensitivity study of depressurization and low pressure water injection was also performed.

J. R. Wang, H. C. Chen, C. Shih and S.W. Chen are with the Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing-Hua University, and Nuclear and New Energy Education and Research Foundation, R.O.C., Taiwan (e-mail: jongrongwang@gmail.com, km8385@gmail.com, chensw@mx.nthu.edu.tw, ckshih@ess.nthu.edu.tw).

H.T. Lin is with the Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, R.O.C., Taiwan (e-mail: htlin@iner.gov.tw).

S.C. Chiang and C.C. Liu are with the Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company, R.O.C., Taiwan.

NUREG/IA-0455



International Agreement Report

Analysis of the Control Rod Drop Accident (CRDA) for Lungmen ABWR

Prepared by:

Chunkuan Shih*, Ai-Ling Ho*, Jong-Rong Wang*, Hao-Tzu Lin, Show-Chyuan Chiang**, Chia-Chuan Liu**

Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, R.O.C.
1000, Wenhua Rd., Chiaan Village, Lungtan, Taoyuan, 325, Taiwan

*Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
101 Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu, Taiwan

**Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company
242, Section 3, Roosevelt Rd., Zhongzheng District, Taipei, Taiwan

K. Tien, NRC Project Manager

Division of Systems Analysis
Office of Nuclear Regulatory Research
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Washington, DC 20555-0001

Manuscript Completed: April 2015
Date Published: August 2015

Prepared as part of
The Agreement on Research Participation and Technical Exchange
Under the Thermal-Hydraulic Code Applications and Maintenance Program (CAMP)

Published by
U.S. Nuclear Regulatory Commission

NUREG/IA-0456



International Agreement Report

BEPU Analysis and Benchmark with IIST 2% SBLOCA Experiment Using TRACE/DAKOTA

Prepared by:

Chunkuan Shih*, Jung-Hua Yang*, Jong-Rong Wang*, Hao-Tzu Lin, Show-Chyuan Chiang**, Chia-Chuan Liu**

Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, R.O.C.
1000, Wenhua Rd., Chiaan Village, Lungtan, Taoyuan, 325, Taiwan

*Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
101 Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu, Taiwan

**Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company
242, Section 3, Roosevelt Rd., Zhongzheng District, Taipei, Taiwan

K. Tien, NRC Project Manager

Division of Systems Analysis
Office of Nuclear Regulatory Research
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Washington, DC 20555-0001

Manuscript Completed: April 2015

Date Published: September 2015

Prepared as part of
The Agreement on Research Participation and Technical Exchange
Under the Thermal-Hydraulic Code Applications and Maintenance Program (CAMP)

Published by
U.S. Nuclear Regulatory Commission

NUREG/IA-xxxx



International Agreement Report

Fuel Rod Performance Uncertainty Analysis during Overpressurization Transient for Kuosheng Nuclear Power Plant with TRACE/FRAPTRAN/DAKOTA codes in SNAP interface

Prepared by:

Chunkuan Shih*, Hao-Chun Chang*, Jong-Rong Wang*, Shao-Wen Chen*, Hao-Tzu Lin, Show-Chyuan Chiang**, Tzu-Yao Yu**

Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, R.O.C.
1000, Wenhua Rd., Chiaan Village, Lungtan, Taoyuan, 325, Taiwan

*Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, Nuclear and New Energy Education and Research Foundation
101 Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu, Taiwan

**Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company
242, Section 3, Roosevelt Rd., Zhongzheng District, Taipei, Taiwan

K. Tien, NRC Project Manager

Division of Systems Analysis
Office of Nuclear Regulatory Research
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Washington, DC 20555-0001

Manuscript Completed: August 2015
Date Published:

Prepared as part of
The Agreement on Research Participation and Technical Exchange
Under the Thermal-Hydraulic Code Applications and Maintenance Program (CAMP)

Published by
U.S. Nuclear Regulatory Commission

T型管之冷熱流體混和特性與數值模擬驗證分析之研究

吳河孟^{1*}、林志宏²、馮玉明³¹國立清華大學 原子科學院學士班²國立清華大學 能源與環境研究中心³國立清華大學 工程與系統科學系

*Email: s951606@yahoo.com.tw

摘要

在工業界與核電廠中，T型管件(Mixing tee)在各式管路系統(Piping system)中為較常使用的主要元件，其應用性相當地廣泛與成熟。然而，管內的溫度、流速、壓力以及管壁材料於不同操作條件下之材料行為等各種因素狀況，流體於T型混合處附近的溫度分佈和速度分佈隨時間的變化，可能將造成結構材料熱疲勞(Thermal fatigue)的現象產生。現階段由於電腦硬體能力快速進展，計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)的應用大多採用大渦模擬(Large Eddy Simulation, LES)方式進行模擬預測管內之流動變化。但其所需的電腦計算成本過於龐大，以一般工程應用角度來看，計算時間的成本效益較低。相較之下，若以較為簡化之雷諾平均 Navier-Stokes (Reynolds-Averaged Navier-Stokes, RANS)方程式為基礎之紊流模式進行有效地預測流動特性與溫度分佈模擬，不僅可降低計算成本，也較能以更彈性的方式選擇適當之紊流模式應用於T型管之分析。故本研究將利用不同紊流模式及其近壁處理模式，對T型管件以國際性真實實驗數據進行速度與溫度之模擬分析與驗證。本研究以兩種紊流模式：Standard k- ϵ model 與 Realizable k- ϵ model；及兩種近壁模式：標準壁面函數(Standard Wall Function, SWF)、加強壁面處理(Enhanced Wall Treatment, EWT)，進行計算分析，並與國際性實驗結果進行比較，以驗證紊流模式對流體混合之模擬預測。

關鍵字：CFD、T型管、紊流模式、混和特性。

Nomenclature	
D	直徑
r'	管壁距離
Re	雷諾數
T	溫度
t	時間
V	速度
θ	圓周角
ΔT	溫度差
Subscript	
m	主管
b	支管

1. 前言

T型管是生活中不可或缺的存在，能夠幫助住家管路進行統整，減少多餘的管路和空間，而在工廠和核電廠中，也經常使用T型管進行匯流，但一旦T型管受損破裂，將造成許多不方便，甚至於造成環境污染。在T型管中，冷熱流體相互混合時，將產生溫度震盪，此溫度震盪將對結構材料造成熱疲勞，而又以上游管為彎管或直管對T型混合處所造成的影響並不相同，而此部份的研究也隨之增加。Walker等人[1]參照絕熱的T型管實驗之數據，來驗證k- ϵ 、SST k- ω 、BSL-RSM紊流模型於穩態之模擬。Naik-Nimbalkar等人[2]使用水進行T型管中冷熱混合之實驗，運用CFD於穩態中分析已有較完整之驗證，而得到與實驗結果有較高的一致性。Aulery等人[3]同時使用RANS和LES方法去模擬在菲尼克斯反應器的T型管中的熱水流問題。Ayhan和Sökmen等人[4]使用LES並搭配eddy-viscosity type SGS模型來模擬T型管之冷熱混合。Hu和Kazimi[5]使用大渦模擬(LES)之紊流模型來研究T型管中混合時的溫度震盪，結果發現在模擬中的最大溫度比測量實驗結果稍高。Wang和Mujumdar [6]從standard k- ϵ 模型開發出一種三維模型來預測凹流區複雜及困難的流動及混合特性。而為了使模擬之結果能與實驗結果吻合Le和Hassan [7]使用直接模擬蒙特卡洛(direct simulation Monte Carlo) (DSMC) 估算來分析氣體混合之現象在T形微混合器中。維森特等人[8]使用的standard k- ϵ 紊流模型重製在x管中壓降和傳遞量的測量剖面。李[9]等人使用LES紊流模型模擬管徑的相等之T型管中，發現會有冷水端溫度震盪現象出現，而對比實驗中的平均溫度及溫度震盪皆有相似性。Nobuyuki[10]等人於2010年所發表的論文中，從分別測量混合T處的溫度分佈和速度分佈，發現在上游裝置彎管的T型管對於熱疲勞相比於直管有較顯著的影響。本研究將以此文獻之實驗成果作驗證分析，以直管實驗及其數據為主，模擬上採用實驗的溫度和速度邊界條件，進行兩種紊流模式及兩種近壁模式的模擬，驗證分析直管部份之結果和影響。

2. 理論模式及數值模式

本研究中所模擬出的物理現象，須利用統御方程式加以分析解釋。對於一般的流體流動現象，統御方

不同紊流模式於壓熱震之 T 型管混流實驗與模擬研究

林昆彥^{1*}、林志宏²、馮玉明³¹國立清華大學 工程與系統科學系²國立清華大學 能源與環境研究中心³國立清華大學 工程與系統科學系*Email: s101011135@gapp.nthu.edu.tw

摘要

T 型管路應用於工業界上包括核電廠中已相當廣泛與成熟使用，在 T 型管中，冷熱水未完全混合之區域，溫度分層現象極為明顯，此溫度分層會導致管件有內部熱應力，誘發熱震(Thermal Shock)、熱疲勞(thermal fatigue) 破壞管道，且造成在數值計算與預測管內溫度及流速間之誤差。尤其 T 型管路的流動中，混和後的溫度差異對管路之衝擊與壓力分佈有相當大的關係，目前在 CFD 的模擬應用上大多採用大渦模擬(LES)方式進行分析。然而，LES 方式所需之電腦資源與計算成本較於龐大，若能以較為簡化之雷諾平均方程式(Reynolds-Averaged Navier-Stokes, RANS)為基礎之紊流模式進行準確且有效地預測流動特性與溫度分布模擬，不僅可降低計算成本，也較能以更彈性的方式選擇適當之紊流模式應用於 T 型管之分析。

本研究目的主要係以不同之 RANS-based 紊流模式進行 T 型管之冷熱水流混合之流動特性分析，並藉由探討不同紊流模式下所模擬之混合流動與溫度分布的差異性，以及分析不同紊流模式下之動能與耗散能量計算，對於 T 型管中不同溫度量測位置的影響程度，並與實驗所得之溫度分布進行驗證分析。

本研究採用 CFD ANSYS FLUENT 進行 T 型管之模擬分析，其垂直支管與水平主管在溫度與速度皆不同的條件下，利用 Standard k- ϵ 、Realizable k- ϵ 、SST k- ω 三種不同紊流模式，來探討冷熱水流於混和後之流動特性與不同紊流間之差異性，藉由溫度之量測點位於混和附近不同位置(0D、1D 兩個位置)的實驗結果，結合模擬預測之結果進行驗證分析。

關鍵字:T型管、計算流體力學、混和特性、紊流模式

1. 前言

1.1 研究背景

在過去中在 CFD 方面使用不同紊流模型來模擬 T 型管中的混合特性。Hu 和 Kazimi[1]使用大渦模擬(LES)之紊流模型來研究 T 型管中混合時的溫度震盪，結果發現在模擬中的最大溫度比測量實驗結果稍高。Wang 和 Mujumdar [2]從 standard k- ϵ 模型開發出一種三維模型來預測回流區複雜及困難的流動及混合特性。而為了使模擬之結果能與實驗結果吻合 Le

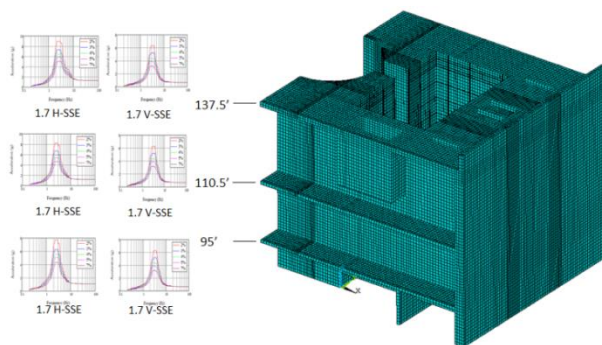
和 Hassan [3]使用直接模擬蒙特卡洛(direct simulation Monte Carlo) (DSMC) 估算來分析氣體混合之現象在 T 形微混合器中。維森特等人[4]使用的 standard k- ϵ 紊流模型重製在 x 管中壓降和傳過量的測量剖面。李 [5]等人使用 LES 紊流模型模擬管徑的相等之 T 型管中，發現會有冷水端溫度震盪現象出現。而對比實驗中的平均溫度及溫度震盪皆有相似性。

Frank 等人[6]是第一個參照最佳實行手冊(Best Practice Guidelines)去模擬了 T 型管中紊流的混合現象。此調查主要針對 CFD 網格獨立性之計算方式用於傳統 RANS/URANS 方法使用剪切應力傳輸(SST)和 BSL 雷諾應力模型(RSM)等紊流模型中。Walker 等人[7]參照絕熱的 T 型管實驗之數據，來驗證 k- ϵ 、SST k- ω 、BSL、RSM 紊流模型於穩態之模擬。Naik-Nimbalkar 等人[8]使用水進行 T 型管中冷熱混合之實驗，運用 CFD 於穩態中分析已有較完整之驗證，而得到與實驗結果有較高的一致性。

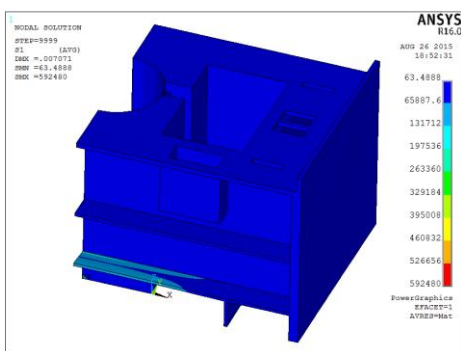
Aulery 等人[9]同時使用 RANS 和 LES 方法去模擬在菲尼克斯反應器的 T 型管中的熱水流問題。Ayhan 和 Sökmen 等人[10]使用 LES 並搭配 eddy-viscosity type SGS 模型來模擬 T 型管之冷熱混合。Sakowitz [11] 等人使用 LES 來觀察 T 型管的流動並分析混合狀況、二次流結構和流動模式。針對主管與支管有不同的流率比問題，Smith 等人[12]提出了一個國際標準方法，以測試 CFD 軟體的能力來預測會影響 T 型管的冷熱混合的重要參數，而模擬結果與由 Vattenfall 公司研究與開發進行的實驗比較。而 Sakowitz 等人 [13] 使用 LES 模型研究了再發動機中的進氣管中兩個 T 型管的冷熱混合於方形和圓形橫截面在內燃機(IC)。Gritskevich 等人 [14]研究了應用於 T 型管中不同紊流模型中的數值方法，包括尺度自適應模擬(SAS)、延遲分離渦模擬(DDES)和嵌入式大渦模擬(ELES)。

根據以上研究指出，在 T 型管中混和後的溫度差異對管路之衝擊與壓力分佈情形相當重要，目前在 CFD 的模擬應用上大多採用大渦模擬(Large Eddy Simulation, LES)方式或係以複雜之模型進行分析。如 Hu 等人[15]研究 T 型管中的 thermal striping 使用 LES 方式來進行模擬。雖然可得較為精確的數據。然而，LES 方式所需之電腦資源與計算成本過於龐大，因此若能使用較為簡化之雷諾平均 Navier-Stokes (Reynolds-Averaged Navier-Stokes, RANS)方程式為基

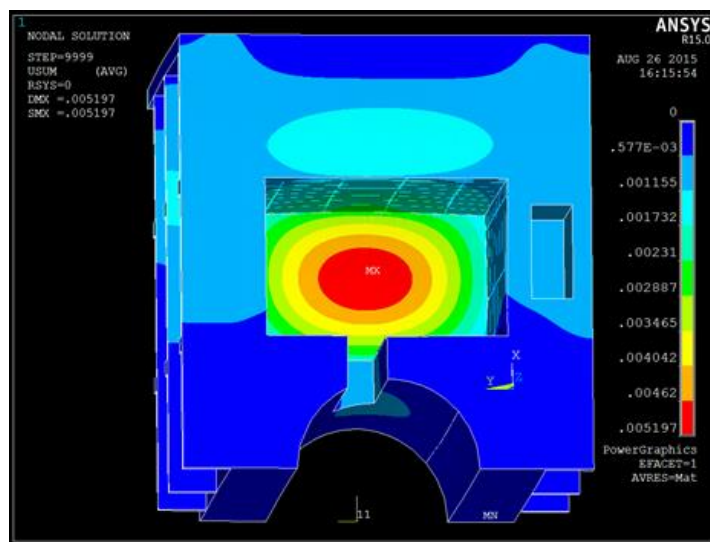
核電廠用過核燃料池結構安全管制技術研究：



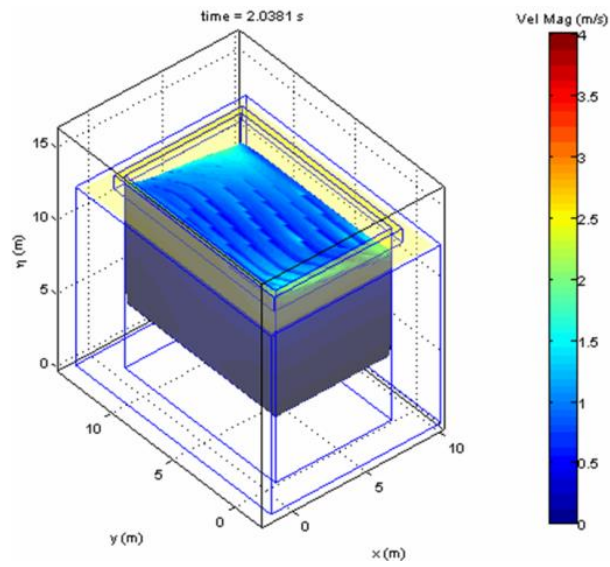
用過燃料池在地震力作用下之有限元素分析模型



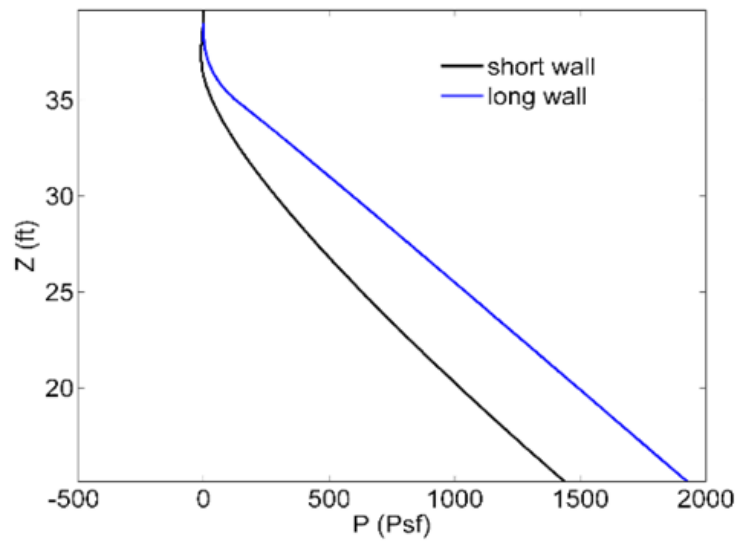
用過燃料池破裂分析結果(不會破裂)



用過燃料池結構強度分析結果(符合 ACI 規範要求)

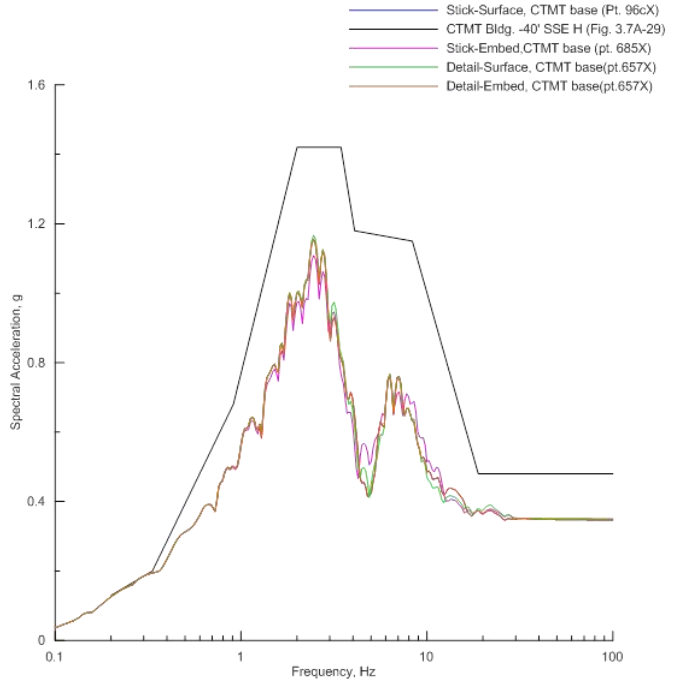
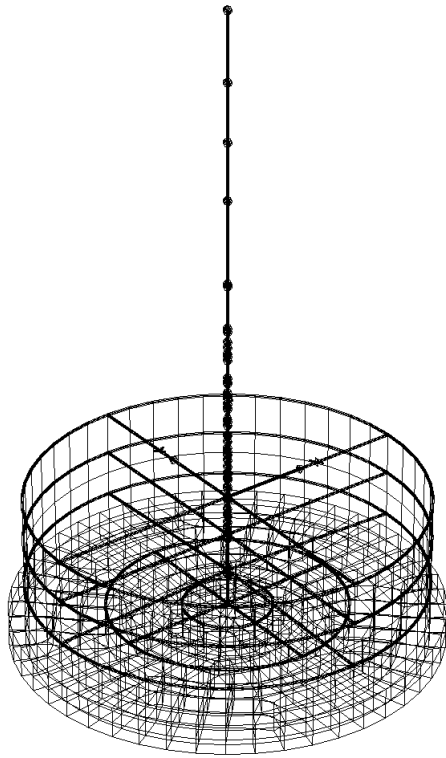


用過燃料池池水晃蕩初步分析模型

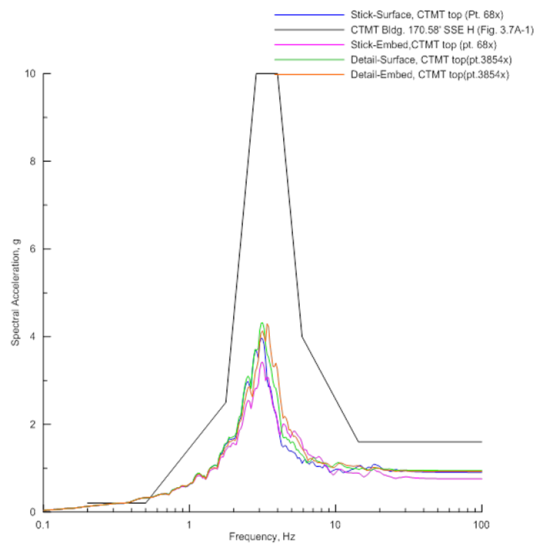
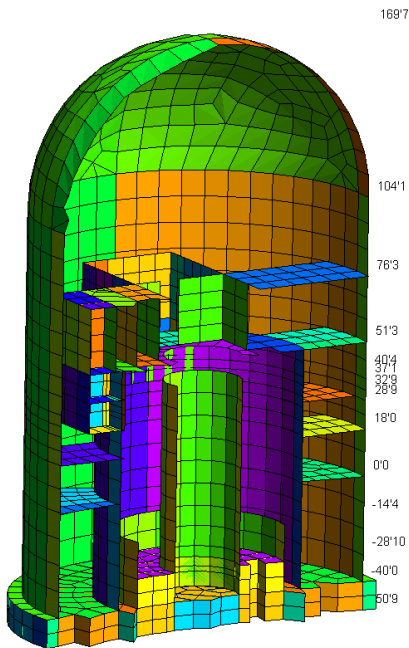


用過燃料池池水因地震搖晃對池壁作用之總壓力計算結果

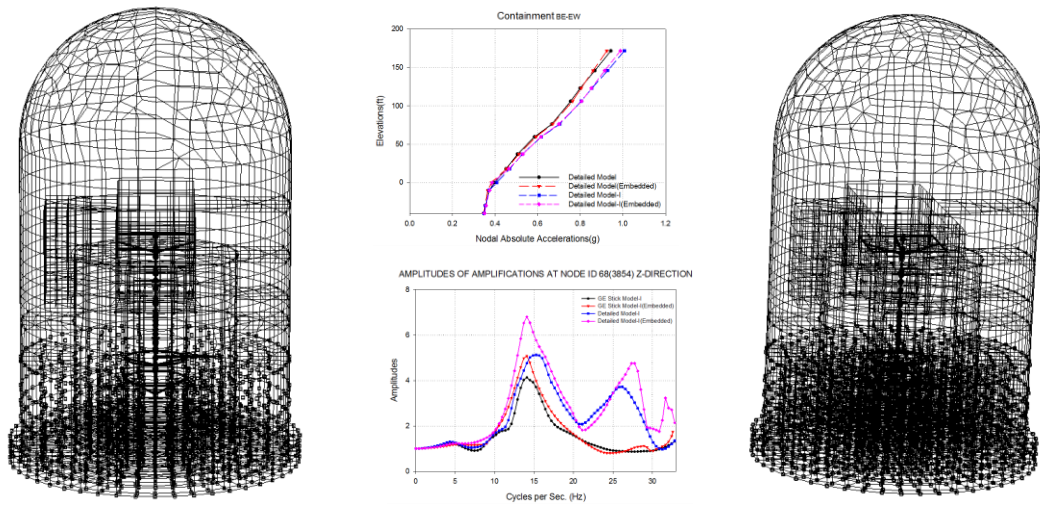
核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：



分析模型建立-集中質量模型與分析結果



分析模型建立-全有限元素模型與分析結果



雙反應器間互制分析模型及分析結果