

**105 年度政府科技發展計畫
績效報告書
(D006)**

計畫名稱：核能電廠安全管制法規與技術研究(1/4)

執行期間：

全程：自 105 年 1 月 1 日 至 108 年 12 月 31 日止

本期：自 105 年 1 月 1 日 至 105 年 12 月 31 日止

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：核能研究所

中華民國 106 年 1 月 5 日

目 錄

【105 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	2
【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】	5
【105 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】	錯誤! 尚未定義書籤。
第一部分.....	6
壹、 目標與架構.....	7
一、 目標與效益	7
(一) 目標.....	7
(二) 效益.....	7
二、 架構	10
三、 實際達成與原預期目標之差異說明	15
貳、 主要內容.....	16
一、 執行內容	16
二、 遭遇困難與因應對策	50
三、 實際執行與原規劃差異說明	50
參、 經費與人力執行情形	51
一、 經費執行情形	51
(一) 經資門經費表 (E005)	51
(二) 經費支用說明.....	52
(三) 經費實際支用與原規劃差異說明	53
二、 計畫人力運用情形	53
(一) 計畫人力結構 (E004)	53
(二) 人力實際進用與原規劃差異說明	56
肆、 已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)	57
第二部分.....	68
壹、 主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome).....	69
一、 學術成就(科技基礎研究).....	69
二、 技術創新(科技技術創新).....	73
三、 經濟效益(經濟產業促進).....	75
四、 社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)	76
五、 其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、 推動輔導等).....	78
貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合	80
參、 檢討與展望.....	80
附表、佐證資料表.....	83
附錄二、佐證圖表.....	88

【105 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	105-2001-02-04-05					
計畫名稱	核能電廠安全管制法規與技術研究(1/4)					
主管機關	行政院原子能委員會核能管制處					
執行單位	行政院原子能委員會核能研究所					
計畫主持人	姓名	廖俐毅	職稱	研究員		
	服務機關	行政院原子能委員會核能研究所				
計畫類別	部會屬新興型一般計畫					
計畫群組及比重	生命科技 0% 環境科技 100% 資通電子 0% 工程科技 0% 科技服務 0% 科技政策 0% 資通訊建設 0%					
執行期間	105 年 01 月 01 日 至 105 年 12 月 31 日					
全程期間	105 年 01 月 01 日 至 105 年 12 月 31 日					
資源投入	年度	經費(千元)		人力(人/年)		
	105	62,119		31.9		
	合計	62,119		31.9		
	105 年度	經費項目		預算數(千元)	決算數	執行率(%)
		經常門	人事費	0	0	0
			材料費	8,315	6,963	84
			其他經常支出	47,795	39,460	83
			小計	51,119	46,423	91
		資本門	土地建築	0	0	0
			儀器設備	10,323	9,944	96
			其他資本支出	886	864	98
小計			11,000	10,808	98	
經費合計		62,119	57,231	92		
本計畫在機關施政項目之定位及功能	<p>本計畫其成立主要目的是因應政府組織再造後，原核能管制研發單位核能研究所將改隸屬於經濟及能源部，支援原子能委員會核能安全管制研發項目，必須經由成立本計畫延續原核研所及規劃成立之「核安管制研究中心」在核安管制累積之知識與經驗，並以計畫方式結合國內學術研究單位，強化核能安全管制效能。</p>					

<p>計畫重點描述</p>	<p>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。研發項目主要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，以及參考國際潮流及發展趨勢。本計畫重點簡述如下：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.蒐集、研析國際核安資訊，建立審查與查證技術能力，強化管制技術應用。 2.因應未來運轉中各機組的老化問題，針對運轉中機組進行管制技術研究。 3.加強核能安全之相關研究，吸取其他國家防範類福島事故之精進作為。 4.提升風險告知評估與管制技術。 5.加強研發核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究。
<p>計畫效益與重大突破</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 學術成就方面：完成國外期刊論文 7 篇、國外研討會論文 5 篇、國內研討會論文 4 篇、專書論文 1 篇。 2. 合作團隊(計畫)養成方面：養成 3 個合作團隊。 3. 培育 2 名博士及 7 名碩士。 4. 完成研究報告 29 篇。 5. 完成相關手冊 4 件。 6. 完成軟體 3 件 7. 完成技術報告 11 篇。 8. 參與技術活動 2 場。
<p>遭遇困難與因應對策</p>	<p>無</p>
<p>後續精進措施</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 國際核能管制法規與後福島改善研究 日本在福島事故後，日本原子力規制委員會訂出新的審查導則與實施規範，其中有關廠址之輸入海嘯評估方面已有具體之應用實例。後續將針對海嘯發生模型、海嘯傳播模型設定與各模型設定根據、以及不確定因素之分析，持續進行技術性探討，以逐步建立獨立的審查技術及研究能力/人力。 2. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發 參考美國核管會出版 NUREG/CR-7153 之 EMDA (Expanded Materials Degradation Assessment)作為日後材料劣化與防治研究範疇，使高敏感度暨低知識度議題能被深入研究。 3. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究 對於低合金鋼-不銹鋼異材銲接件之疲勞行為，因計畫期程，目前僅以 52M 鎳基合金銲道為探討對象，然而整個銲件包含多個不同材質的區域，可擴充對這些區域進行研究，建立此銲接件完整的疲勞行為資訊。

	<p>4. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究 台灣電力公司針對國內幾座核能電廠持續委外進行機率式地震危害度分析、機率式斷層位移危害度分析、機率式地震風險評估、和防海嘯牆設計，基於管制審查之需求，將持續研究相關課題。台灣位於環太平洋火弧地震帶，對於核能電廠因地震停機與相關的重啟動問題，需要持續地進行深入的研究，以發展出適合台灣地區的準則，降低對社會與經濟的衝擊，同時兼顧環境之安全。</p> <p>5. 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究 104 年度核二廠地震安全分析模型先完成圍阻體部分，外圍之反應器廠房將繼續精進，並進行目前國際上研究重點之不連貫 (incoherence) 效應分析。</p>			
計畫連絡人	姓名	黃智麟	職稱	助理研究員
	服務機關	行政院原子能委員會核能研究所		
	電話	03-4711400#2569	電子郵件	c.l.huang@iner.gov.tw

【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】

年度	階段性目標達成情形	重要成果摘要說明
105	本年度為新興計畫第一年，績效目標達成情況與原訂相符。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 學術成就方面：完成國外期刊論文 7 篇、國外研討會論文 5 篇、國內研討會論文 4 篇、專書論文 1 篇。 2. 合作團隊(計畫)養成方面：養成 3 個合作團隊。 3. 培育 2 名博士及 7 名碩士。 4. 完成研究報告 29 篇。 5. 完成相關手冊 4 件。 6. 完成軟體 3 件 7. 完成技術報告 11 篇。 8. 參與技術活動 2 場。

第一部分

註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、目標與架構

一、目標與效益

(一) 目標

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。研發項目主要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，以及參考國際潮流及發展趨勢。本計畫重點簡述如下：

1. 蒐集、研析國際核安資訊，建立審查與查證技術能力，強化管制技術應用。
2. 因應未來運轉中各機組的老化問題，針對運轉中機組進行管制技術研究。
3. 加強核能安全之相關研究，吸取其他國家防範類福島事故之精進作為。
4. 提升風險告知評估與管制技術。
5. 加強研發核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究。

(二) 效益

● 國際比較與分析

1. 蒐集、研析國際核安資訊，編寫核安資訊報告，研擬管制技術要項；執行核能電廠特定核管案件審查與查證；建立非破壞檢測技術能力，執行核電廠現場非破壞檢測之檢驗查證作業。
2. 藉由此計畫之資源，可參與美國核管會 CAMP、CSARP 國際合作計畫，得到國際上最新版的 TRACE/SNAP 與 MELCOR 程式，精

進國內核電廠之熱水流與嚴重事故安全分析與模式，並藉以培育人才養成分析技術團隊，強化核能安全分析的能力。

3. 參與 OECD/NEA CODAP 國際合作計畫，系統性蒐集與評估分析金屬管件與非管件類被動組件的劣化運轉經驗，合作建立核能組件老劣化資料庫，分享會員所提供的劣化資料。
4. 模擬核電廠假想嚴重事故，檢討壓力槽與圍阻體注水、排氣等救援措施之時機，與檢視事故過程中，運轉員因應措施的效能，強化事故救援決策管制技術。
5. 研析國際上後福島核安管制法規沿革與改善實施現況；考慮天災及人為因素多重影響，驗證核電廠緊急應變程序及斷然處置措施成效，並且提出改進建議。
6. 提供風險告知管制所需之工具，以利執行核安管制紅綠燈制度，落實風險告知視察、審查與評估作業。
7. 參考國際趨勢，對台電運轉中核電廠可能進行安全儀控系統數位化更新預作準備，建立所需相關管制技術，包括安全儀控系統數位化更新之安全評估、軟體安全、人因工程與資訊安全等議題的管制能力，以提升核電廠數位儀控系統運轉之安全性。
8. 探討壓力邊界材料老劣化機制及發展相關防治技術，建立管制技術。
9. 參考世界各國對核能組件環境效應老劣化管理經驗，建立國內 BWR 和 PWR 電廠環境疲勞評估技術，達到即時預警功能。
10. 整理國外先進國家重要核能組件老化管理法規與老化評估規範，提供相關資訊與擬定組件老化管理要點，強化國內核安管制技術。
11. 建立 PSHA SSHAC level 3 審查技術能力，落實評估核一/二/三廠防海嘯牆設計，汲取日本/美國核電廠經歷超過設計地震後重啟動之

地震安全分析經驗，對如果我國發生核電廠經歷超過設計地震，重啟動所需具備之分析技術預先建立評估能力。

12. 建立國內各核能電廠反應器廠房土壤結構互制分析模型與技術，評估核電廠地震反應。

二、架構

細部計畫		子項計畫		主持人	執行機關	計畫原訂目標	計畫效益與目標達成情形 (請扼要說明，每項建議不超過 100 字，可明確呈現個別計畫之效益)
名稱	預算數/ (決算數) (千元)	名稱	預算數/ (決算數) (千元)				
核能電廠安全管理法規與技術研究計畫	62,119 (57,231)			廖俐毅	行政院 原子能委員會 核能研究所	本計畫之總目標為確保政府組改過程達到核安管制技術的「無縫接軌」，持續提昇核能安全管制能力，並因應核安管制新進與未來議題與趨勢，及早完成管制所需技術之開發。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 學術成就方面：完成國外期刊論文 7 篇、國外研討會論文 5 篇、國內研討會論文 4 篇、專書論文一篇。 2. 合作團隊(計畫)養成方面：養成 3 個合作團隊。 3. 培育 2 名博士及 7 名碩士。 4. 完成研究報告 29 篇。 5. 完成相關手冊 4 件。 6. 完成軟體 3 件 7. 完成技術報告 12 本。 8. 參與技術活動 2 場。

		1.1 核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究	4,614 (4,414)	高家揚	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	<ol style="list-style-type: none"> 1.安全相關專題報告與管制報告審查。 2.編寫核安資訊報告，提供核安管制即時資訊。 3.「核能安全公約國家報告」撰寫與更新。 4.熟悉 ASME 法規要求、美國 NRC 相關 NDE 管制需求與國際上非破壞檢驗技術研究發展。 5.執行運轉中電廠安全相關組件非破壞檢測管制技術協助。 6.搜集及彙整美國 NRC NTTF Tier 2, 3 之執行情況。 	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表
		1.2 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	5,239 (5,187)	陳勝裕	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	<ol style="list-style-type: none"> 1.蒐集彙整 CAMP 計畫之相關資訊，TRACE 安全分析技術精進與 NUREG-IA 報告撰寫。 2.分析不同紊流模式與近壁處理方法之適用性評估，建立紊流相關的審查導則。 	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表
		1.3 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略	7,640 (7,639)	范勝淵	行政院 原子能 委員會 核能研	<ol style="list-style-type: none"> 1.蒐集國內外 BWR MARK I 有關嚴重事故救援策略、以及救援程序書，分析嚴重事故救援策略。 	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表

					研究所	<ul style="list-style-type: none"> 2.核一廠嚴重事故劇本建立與 MAAP5 程式模擬。 3.分析核一廠嚴重事故救援策略，並以 MAAP 模擬救援成效。 4.分析嚴重事故下 RPV 與圍阻體洩壓、注水救援時機。 	
		1.4 國際核能管制法規與後福島改善研究	8,450 (5,887)	余冬帝	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	<ul style="list-style-type: none"> 1.蒐集評估國際上針對福島事件，各國核能管制機構最新之管制作為，並對台電公司 action items 進行評估。 2.建立 MELCOR 嚴重事故分析軟體模型。 3.研究核能電廠地震火災 (Seismic Fire)安全設計相關資料與法規蒐集。 4.壓水式反應器冷卻水泵軸封冷卻水流失事故機率安全度評估技術。 5.整理核電廠海嘯安全審查導則草案。 6.整理核電廠火山安全審查導則草案。 	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表
		1.5 風險告知視察工具暨導引開發與維護	4,824 (4,797)	邱楊錯	行政院 原子能 委員會 核能研	<ul style="list-style-type: none"> 1.核一廠視察工具 PRiSE 功率運轉廠內事件模式更新。 2.核二廠視察工具 PRiSE 功率運轉廠內事件模式更新。 3.核三廠視察工具 PRiSE 功率 	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表

					研究所	運轉廠內事件模式更新。	
		1.6 運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究	8,095 (6,271)	李春林	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	1.收集國外核電廠安全儀控系統數位化更新管制議題。 2.完成核電廠主控制室人因績效指標關聯性與演算法則。 3.資通安全要求與安全管控措施應用。	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表
		2.1 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發	9,510 (9,473)	陳仁宏	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	1.Alloy 600 試片冷作加工與顯微結構分析，並製作實驗用 CT 試片。 2.離心鑄造不銹鋼及其銲件之時效微觀組織分析。 3.蒐集並探討國內外不銹鋼材料輻射誘發應力腐蝕之文獻。 4.進行長時間鹽霧腐蝕劣化試片實驗，並進行微觀組織分析，分析不銹鋼鹽霧腐蝕劣化行為。 5.不銹鋼材料銲件應力腐蝕劣化與樹枝狀結構之關係研究。	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表
		2.2 核能電廠老化管理評估及相關法規研究	4,996 (4,986)	徐康耀	行政院 原子能 委員會 核能研	1.蒐集美法日等先進國家核能電廠老化管理和環境疲勞評估資訊，包含 ReGuide 法規、NUREG 報告、EPRI	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表

					研究所	<p>報告、LRA 評估報告、進行彙集與研議並維護更新組件老化管理和環境疲勞資料庫。</p> <p>2. 建立組件老化管理評估程序，建立評估應用程式平台。</p> <p>3. 建立碳鋼組件環境疲勞評估程序</p> <p>4. 建立核一廠核能重要組件管理平台，加強核安管制單位對核能組件的管制能力。</p> <p>5. 參加國際研討會，交流最新資訊。</p>	
		3.1 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究	4,580 (4,416)	周鼎	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	<p>達成(1)PSHA SSHAC-3、PFDHA、SPRA 等審查。(2) 參考整理美國最新 ASCE 7 及 FEMA P646 (2016) 的防海嘯牆規範，與日本在福島事故後針對核電廠防海嘯反制措施的最新概念，初步探討海底大規模山崩或坡體滑移引發之海嘯的模擬方式，基於海底地震海嘯源之不同海嘯模型，評估核一/二/三廠 FSAR 設計海嘯高度加 6 公尺的防海嘯牆設計，建立不同海嘯源模擬分析管制驗證技術。(3) 參考汲取日</p>	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表

						本/美國核電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析來強化目前管制所需技術。	
		3.2 核電廠結構 地震反應安全 分析管制 技術研究	4,171 (4,161)	曾盈達	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	完成核三廠圍阻體廠房結構土壤互制分析模型，執行地震安全管制應用。	所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表

三、實際達成與原預期目標之差異說明

實際執行成果與原訂規劃相符。

貳、主要內容

一、執行內容

本計畫「核能電廠安全管制法規與技術研究」包括三個分項計畫，共 10 個子項計畫。分項計畫依序為「運轉中核能電廠安全管制技術與後福島核安管制法規研究」、「核電廠機械材料安全管制技術及老化管理評估與相關法規研究」與「核電廠地震反應與土木結構安全分析管制技術研究」。各分項計畫下又包括若干子項計畫，分別闡述如下：

分項計畫 1 運轉中核能電廠安全管制技術與後福島核安管制法規研究

子項計畫 1.1 核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

● 成立計畫之必要性：

- (1) 為執行核電廠運轉安全之管制業務，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與詳實之審查，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目標。
- (2) 現行核安管制，是以求取事先對核能電廠異常事件之預防與解決，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有其重要性。
- (3) 核能電廠運轉或建造期間，重要與安全組件之非破壞性檢查，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，非破壞檢測技術之正確性與可靠性影響運轉安全甚巨。鑒於行政院組織改造後，核能研究所非破壞性檢測技術之管制支援人力將歸經濟及能源部，因此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。且鑒於非破壞檢測技術與管制技術精進植基於材料、銲接、製程及力學等多面向知識累積，相關知識建立亦不可忽略。

●計畫目標：

- (1) 精進核能安全相關報告審查所需技術。
- (2) 精進核電廠建廠與運轉期間現場重要安全系統、組件維護作業之管制技術。
- (3) 強化核安管制相關技術資訊與資料。
- (4) 執行增補編修「國際核能安全公約中華民國國家報告」
- (5) 精進非破壞檢測技術專業人力、建立相關非破壞檢測技術視察與檢測結果審查之能力。
- (6) 應用於核能電廠重要組件非破壞檢測技術及管制知識與國際同步。

●執行方法：

- (1) 提升安全相關報告與分析報告審查技術。
- (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。
- (4) 委託學術機構編修英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」並中文化。
- (5) 蒐集、熟悉與研討非破壞檢測技術規範與電廠相關檢測作業程序書，必要時進行現場查證。
- (6) 蒐集應用於核能電廠重要組件非破壞檢測技術與發展趨勢。
- (7) 委託學術或研究機構進行非破壞檢測技術或相關材料性質研究。

●計畫效益：

- (1) 完成年度內安全相關報告審查技術與電廠作業之相關管制技術研發，做為管制作業之重要參考。
- (2) 完成「國際核能安全公約中華民國國家報告」。
- (3) 培養非破壞性檢測查證及檢測結果審查人力，以利執行相關視察審查工作。
- (4) 精進核能電廠重要組件非破壞性檢測查證及檢測結果審查能力。

● 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。
- (2) 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(RPV)、主蒸汽管路、BWR 再循環管路、PWR 調壓槽(Pressurizer)、PWR 蒸汽產生器等銲道檢查，與美國營運中或興建中核能電廠之安全要求相同，主要皆依照美國核管會與 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驗，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。

● 105 年度工作項目：

- (1) 完成 105 年度內安全相關報告審查技術研發。
- (2) 核安資訊資料之增錄與更新。
- (3) 完成英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」及報告中文化。

- (4) 蒐集、熟悉與研討 ASME BPVC Section XI 非破壞檢測技術規範與電廠相關檢測作業程序書。
- (5) 蒐集及研討應用於核能電廠重要組件非破壞檢測技術、方法與發展趨勢。
- (6) 委託學術機構進行核電廠反應器材料覆銲後之相關特性研究。

子項計畫 1.2 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

1. 成立計畫之必要性：

我國與美國於 2004 年簽訂 CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 協定相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，合約中所針對的程式為 RELAP5 及 TRACE，而真正的重心實為 TRACE 與其相關程式的發展。我方負責的職責為應用 TRACE 程式，提供使用者經驗與程式評估報告，要達成這個目標，必須實際運用 TRACE 進行模式建立與校驗工作，如此才能獲得經驗，有機會瞭解程式發展階段之可能問題與錯誤，同時藉由校驗工作來驗證程式計算之準確度。

此外，有鑑於國外核能界對 CFD 模擬核電廠相關熱水流特性於核能安全審查之嚴謹處理態度，目前國內已有些 CFD 分析報告與資料，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。當時所執行之 CFD 分析方法係直接採用一般工業界 CFD 分析模式，其分析模式與結果為值得深入探討的議題。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，並藉由計畫的執行，培養管制人員相關的知識，強化管制技術能力，進而作為日後執行 CFD 分析交叉驗證之基礎。

2. 計畫目標：

- (1) 完成國內核電廠 TRACE 分析模式之精進，提升國內核電廠的安全分析能力及完成 NUREG-IA 報告，展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成效。
- (2) 蒐集與彙整核能安全相關規範、CFD 紊流模式及其近壁模式適用性評估，並進行相關 CFD 分析驗證研究，所得之成果用於 CFD 審查導則做進一步的更新。

3. 執行方法：

核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

- (1) 蒐集與整理 CAMP 國際會議之相關資料，摘錄出會議之重點內容
- (2) 配合美國核管會 TRACE 或 SNAP 程式的改版，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，並加入圍阻體與相關設備(如: FCV)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。
- (3) 配合美國核管會 TRACE 或 SNAP 程式的改版，結合 TRACE 的分析結果，精進國內核電廠之 TRACE/SNAP 動畫模式。
- (4) 將相關研究結果，撰寫成 NUREG-IA 報告，展現我國參與國際合作 CAMP 計畫之成效。

CFD 紊流模式分析評估與核能安全審查導則之建立

- (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) 持續蒐集彙整與更新 CFD BPGs 之最新進展與應用。
- (3) CFD 紊流模式之適用性分析評估。

(4)CFD 驗證分析

(5)CFD 審查導則之更新與撰寫。

4. 計畫效益：

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) 完成核管會的 NUREG-IA 報告，展現我國參與核管會國際合作 CAMP 計畫之成效。
- (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建立

- (1) 藉由計畫的執行，提升管制人員相關的知識，強化審查與管制之能力，進而作為日後執行 CFD 分析交叉驗證之基礎。
- (2) 瞭解 CFD 分析方法、BPGs 之規範對核能安全之影響。
- (3) 更新 CFD 審查導則。
- (4) 培育國內 CFD 相關審查人才；使審查技術達到與國際同步化之目標。

5. 國內外發展現況：

美國核管會過去依靠四種不同的熱水流系統分析程式作為審查工具，分別是應用在壓水式電廠的 RELAP5 與 TRAC-P 以及應用在沸水式電廠的 RAMONA 與 TRAC-B，這些都是在 1970 年代開始發展的程式，時至今日，硬體設備已有長足進步，作業平台亦已多樣化，老舊程式語言不容易擷取今日硬體發展之優勢，且

四個程式在其演變過程中在功能上彼此產生交集。考慮分別發展四個程式，人力與資源被分散之缺點，數年前美國核管會決定集中力量整合四個程式的功能發展一個新的程式 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)，新程式使用福傳 90 (Fortran 90) 作為程式語言，希望程式具有可讀性、可修補性、可擴充性與可攜性（在不同平台運作）等特色。TRACE 發展之初，經過考量，選擇 TRAC-P 為基礎，再參酌其他三個程式特性而增強其功能，使 TRACE 成為可以普遍運用在所有輕水式核能電廠的熱水流分析程式。TRACE 特色之一為具備使用三維幾何模式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。在程式使用方面，計畫發展出一套圖形化使用者介面程式 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program)，使程式運用簡單化，使用者更容易上手。這個發展計畫顯示 TRACE 將成為美國核管會未來主要的熱水流系統分析程式，實際上其他舊有的四個程式已經不再進行新的發展，而 TRACE 的發展是全面的，新穎的，功能強大的，經過數年的研發，美國核管會不久前已經開始應用 TRACE 作為審查工具，預期未來會取代其他熱水流安全分析程式。

目前全球核能界對於如何以 CFD 作為核能安全分析之應用與審查，有其共識與規範。於 2014 年 9 月蘇黎世理工大學所舉辦的 CFD4NRS-5(兩年一次的第五屆 CFD 應用於核能安全)研討會上，美國核管會 Christopher Boyd 在會中曾報告 CFD 於核安案例的分析應用與相關審查，其提到目前核能界利用 CFD 分析送審的案例中，最常見的是燃料貯存與傳輸系統(Fuel storage and transportation system)，而相關送審分析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，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，Christopher Boyd 亦強調核能管制單位在進行 CFD 分析案的審查時，必須要有責任來決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。

經由本年度計畫，委託國內核能相關專業機構執行「CFD 紊流模式分析評估與核能安全審查導則之建立」及「核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證」，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；CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之研究，以提升技術能力，確保核電廠運轉安全。

● 105 年度工作項目：

核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

- (1) 蒐集與整理 CAMP 國際會議之相關資料，摘錄出會議之重點內容
- (2) 精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，並加入圍阻體的模擬
- (3) 進行相關暫態的模擬

- (4) 精進國內核電廠之 TRACE/SNAP 動畫模式
- (5) 完成相關暫能之分析報告及 NUREG-IA 報告

CFD 紊流模式分析評估與核能安全審查導則之建立

- (1) CFD 於核能安全分析之最新研究現況蒐集彙整與評估
- (2) 蒐集與彙整 CFD 紊流模式於核能安全分析之重要文獻
- (3) CFD 紊流模式之適用性分析評估
- (4) CFD 分析結果驗證分析
- (5) CFD 審查導則進行更新

子項計畫 1.3 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略

- 成立計畫之必要性：

- (1) 日本福島事故後，各國投入心力重新檢討處理嚴重事故之設備與策略。BWROG 與 PWROG 也提出新版緊急/嚴重事故處理指引 EPG/SAG。我國核能電廠也根據新版 EPG/SAG 對現行之 EOP 與 SAMG 進行改版，台灣電力公司也在福島後加入斷然處置程序指引(URG)，期能將核能電廠事故之危害降至最低。而核能電廠每年之核安演習也將斷然處置程序指引與新版 EOP/SAMG 納入演習。
- (2) MAAP5 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略，檢討壓力槽與圍阻體注水、排氣等救援措施之時機，使決策執行更為精確。
- (3) 模擬輕水式反應器發生嚴重事故時的演進過程，包含了反應器冷卻水系統和圍阻體的反應；檢視事故過程中，運轉員因應措施的效能。

- 計畫目標與執行方法：

熟練 BWROG 與 PWROG 緊急/嚴重事故處理指引(EPG/

SAG)，依國內各電廠特性修訂之緊急事故處理程序書(EOP)、嚴重事故處理指引程序書(SAMG)以及斷然處置程序書(URG)，建立核子事故處理分析背景。使用輕水式反應器電廠嚴重事故分析工具 MAAP5，加強分析核能電廠發生嚴重事故現象的能力。

- 計畫效益：

- (1) 建立 MAAP 分析救援成效之能力。

- (2) 建立分析嚴重事故救援措施時機與評估能力。

- (3) 建立分析嚴重事故下 RPV 與圍阻體洩壓、注水等救援時機之能力。

- 國內外發展現況：

為了維持核電廠運作的安全，我國各核電廠制定有 (1) 異常運轉程序書(abnormal operating procedures, AOPs)；(2) 緊急運轉程序書(emergency operating procedures, EOPs)；(3) 嚴重事故管理程序指引(severe accident management guidelines, SAMGs)；(4) 大範圍廠區受損救援指引(extensive damage mitigation guidelines, EDMGs)；以及 (5) 機組斷然處置程序指引(ultimate response guidelines, URGs)等，做為電廠發生非正常事件或事故時，人員進行處置的依據。在核電廠發生非正常事件或事故時，電廠人員依據事態演變的情況，執行適切的程序書(指引)，以排除(緩和)非正常事件(事故)所造成的影響。

2011 年 3 月 11 日，日本因遭受強震及海嘯的侵襲，發生舉世震驚的福島核子事故(Fukushima Accident)。福島核子事故可謂因長時間電廠全黑事件(station blackout, SBO)處置不當所造成的結果，而長時間電廠全黑事件已是超過核電廠設計基準所考量及涵蓋的事件。因此壓水式電廠業主(PWROG)、沸水式電廠業主

(BWROG)以及相關單位針對緊急運轉程序書、嚴重事故管理程序指引、大範圍廠區受損救援指引正進行改版與整合期能訂定出一套可因應類似福島事件之策略。

● 105 年度工作項目：

- (1) 蒐集國內外 BWR MARK I 有關嚴重事故救援策略、以及救援程序書，分析嚴重事故救援策略。
- (2) 蒐集核一廠嚴重事故救援設施之能量、運轉限制等相關資料。
- (3) 分析核一廠嚴重事故救援策略，並以 MAAP 模擬救援成效。
- (4) 分析嚴重事故下 RPV 與圍阻體洩壓、注水救援時機。

子項計畫 1.4 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) 福島事故後，鑒於此等超過設計基準之天然災害所造成的潛在威脅，世界各國之管制單位與研究機構紛紛提升其核安管制作為。為使國內核能管制作業能與時俱進以消彌民眾對核能電廠安全運轉之疑慮，應持續進行國際核能安全管制法規與管制議題的蒐集與研議，以因應福島事故後之管制需求。
- (2) 為強化電廠因應嚴重事故之能力，本會已要求台電公司依據福島事故經驗，以及國際最新管制要求，深入檢視事故期間之作業程序，並針對可能出現之弱點進行改善。目前相關改善措施陸續落實完成，包括 BWROG 所提出之 EPG/SAG Rev.3，美國核管會所提出之 FLEX，以及台電公司所提出之 URG 等，國內各核電廠已據以更新作業程序並建置相關設備，同時於各項訓練及演習中進行人員操作之驗證。針對無法實際驗證之情境，基於管制業務之需求，使用電廠安全分析軟體進行獨立驗證，過程將納入各項變數進行模擬，以確認電廠改善措施成效符合

管制目標，並提出後續之改善建議，以確保嚴重事故下民眾之健康財產安全。

(3) 福島事件為一個複合式天災所造成的長期電廠全黑(Long-term Station Blackout, LTSBO)事件，並導致爐心熔毀。在電廠全黑情況下，壓水式反應器冷卻水泵軸封將完全喪失冷卻而引發 Seal LOCA。有鑑於電廠全黑是爐心受損主要潛在原因，其引用的模式將直接影響爐心受損頻率(Core Damage Frequency)，有必要進行不同 Seal LOCA 的模式之效應探討。

(4) 台灣與日本同屬地震頻繁的島國，有鑒於福島核災，國內各界對核電廠的安全設計要求日益升高，有必要進一步瞭解日本新規制基準在防範火山與海嘯危害之相關規範。藉由深入分析其法規的內容及技術重點，除了有利於國內核電廠在法規應用的瞭解，亦可提供符合國內需求之管制規範。

● 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，提升國內管制技術與能力。
- (2) 建立國內電廠嚴重事故分析模式，依據電廠現行緊急應變程序模擬事故期間之應變措施，並參考福島事故之經驗，分析事故後果及其可能產生之放射性物質外釋。
- (3) 以美國核管會認可之 WOG 2000 軸封洩漏模式對電廠全黑之事故序列進行評估，以利執行運轉中核電廠提升應變能力相關之管制審查技術。
- (4) 搜集及整理日本核電廠新規制基準在提升火山與海嘯防範能力之相關作法與審查項目，以審核台電公司 Action Items 的評估。

● 執行方法：

- (1) 蒐集評估國際上針對福島事件，各國核能管制機構最新之管制作為，評估其適用性。
- (2) 使用嚴重事故模擬程式 MELCOR 進行分析。
- (3) 蒐集並整理國內核電廠系統與運轉資料、程序書、功率提升、嚴重事故指引之相關資料，以及世界各國有關福島事故之相關研究及改善措施。
- (4) 針對重要議題或管制業務之需求，進行相關模擬與計算以強化國內核電廠之嚴重事故分析能力。
- (5) 與美國 Sandia National Laboratory 人員就 MELCOR 程式及嚴重事故分析技術進行交流。
- (6) 和美國北卡州立大學，以及香港城市大學進行嚴重事故之技術交流。
- (7) 蒐集日本核能電廠申請重新啟動之相關技術資料，針對日本核能電廠中申請重新啟動之電廠，分析其火山與海嘯安全評估之技術資料，深入瞭解其在防範火山與海嘯方面所提出的申請內容，以及管制單位在整個審查核准過程的技術討論等相關文件。

● 計畫效益：

- (1) 參考國際核能管制法規之要求及福島事故之缺失，檢視國內核電廠因應能力之改善成效。
- (2) 參考福島改進事項，研擬更周延的規範，以要求國內核電廠進行設計與施作補強硬體設備，以消弭外界對核電廠抵禦天災能力的安全疑慮。
- (3) 檢視現行嚴重事故處理程序之弱點並提出改善建議。

(4)更新核三廠電廠全黑事故序列及其爐心受損頻率，評估 URG 之安全提升效益。

● 國內外發展現況：

(1)日本原子力規制委員會(NRA)研擬更周延的管制法規，並要求各核電廠必須針對複合式的天然災害，重新設計並施作補強硬體設備與訂定應變策略，經過管制單位以新規制基準審查認可後始可重新啟動。日本原子力規制委員會於 2015 年 4 月 8 日例行會議中，決定對已獲得原子爐設置變更許可之核電廠，在重啟運轉前需就假設之重大事故進行演訓，主要目的係就核電業者在保安規定內所記載的內容，直接確認其實際上之對應能力。

(2)MELCOR 程式於 1982 年由美國 Sandia 國家實驗室發展的嚴重事故分析程式，可用以模擬輕水式反應器在嚴重事故的過程及現象，也可應用於用過燃料池的模擬，是美國核管會認可的第二代電廠風險評估工具及輻射源項之計算程式，其模擬結果可用以作審查依據。經過約 30 年發展，MELCOR 透過各種驗證並經歷多次改版精進，目前最新版本為 2.1 版。日本福島事故後，嚴重事故的重要性開始受到重視，相關的實驗及模擬亦開始進行。歐洲和美國管制研究單位 NRC-RES 近年進行的嚴重事故研究主題包含碘在圍阻體內的行為分析、熔融物冷卻、熔融物與混凝土作用、以嚴重事故程式 MELCOR 2.1 在 SNAP 界面模擬各式機種的嚴重事故現象並精進模型、嚴重事故廠外後果分析程式(MELCOR Consequence Code System, MACCS2)的發展等。中國大陸近年來亦進行上述嚴重事故現象的實驗及模擬，包含發展可模擬嚴重事故範疇的模擬機台。

(3) 自福島事件後，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。

(4) 我國核電廠於福島事件後進行一連串的檢討與改善：包括耐震能力提升、海嘯設計高度重新評估及防海嘯牆的設置、後備急救救援電源、後備及救援水源、用過燃料池救援、與機組斷然處置措施等，且因應山腳/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。

● 105 年度工作項目：

- (1) 國際核能安全管制法規與管制議題的蒐集與研議，並進行適用性評估，與研擬國內核能管制法規改善建議。
- (2) 進行 MELCOR 2.1 版本升級，以符合國際泛用的版本之規範。
- (3) 進行核一廠與核三廠嚴重事故指引(SAMG)模擬驗證，並就特定議題進行嚴重事故模擬。
- (4) 參照相關計算書及電廠資料校正核二廠 MELCOR 最新版本輸入檔。
- (5) 建立 PRA 方面之管制技術，並完成核三廠電廠全黑事故序列驗證評估研究。
- (6) 完成日本核電廠新規制基準有關火山及海嘯安全審查技術研究與導則研議，及因應後福島管制案之審查技術研發。

子項計畫 1.5 風險告知視察工具暨導引開發與維護

● 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可提供管制決策參考，利於掌握安全並切中管制資源運用上的需求。
- (3) 因應國內核電廠安全度評估模式與運轉數據資料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：

因應國際風險告知管制潮流以及國內外新進核能議題之需要，制訂國內風險告知管制所需之工具。

● 執行方法：

- (1) 運用新一代頂端邏輯模式求解引擎 INERISKEN 專利，快速執行風險分析，降低跳機風險。
- (2) 配合核一、二、三廠安全度評估模式與運轉數據資料持續進行精進，更新相關電廠視察風險評估工具 PRiSE 程式之計算模式與資料庫，以反映最新版本之模式與運轉數據現況。

● 計畫效益：

- (1) 執行核安管制紅綠燈制度，藉由核電廠對安全相關系統及設備之表現績效，調整管制措施。
- (2) 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。
- (3) 提昇核能機組運轉安全，並將管制資源作最有效之運用，確保民眾安全。

● 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)，美國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) 國內於 2004 年參考採用美國核管會反應器監管方案，建構了核安管制紅綠燈機制。本制度包括績效指標與視察指標二大部份，前者係核能電廠各項安全系統之表現，由電廠每季統計一次；後者係管制單位視察員至現場視察驗證績效指標之統計結果及安全表現，其結果皆上網公告，使核能電廠運轉安全狀況更透明化。

● 105 年度工作項目：

- (1) 核一廠視察工具 PRiSE 功率運轉廠內事件運轉數據更新與案例驗證
- (2) 核一廠視察工具 PRiSE 大修停機期運轉數據更新與案例驗證

- (3) 核二廠視察工具 PRiSE 功率運轉廠內事件運轉數據更新與案例驗證
- (4) 核二廠視察工具 PRiSE 大修停機期運轉數據更新與案例驗證
- (5) 核三廠視察工具 PRiSE 功率運轉廠內事件運轉數據更新與案例驗證
- (6) 核三廠視察工具 PRiSE 大修停機期運轉數據更新與案例驗證

子項計畫 1.6 運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究

- 成立計畫之必要性：

世界上核電廠使用數位化儀控系統已有案例，將現有運轉中核電廠類比儀控系統替換，使用數位儀控系統是可能的趨勢。當核電廠有更新安全系統需求時，管制單位需及早準備將面臨數位化安全儀控系統更新之審查所需技術。有鑑於此，為能及時因應，針對核電廠安全儀控系統數位化更新之各項管制進行研究，包括安全儀控系統數位化更新之安全評估、現場可程式邏輯閘陣列(FPGA)儀控平台更新應用、人因工程與資訊安全等議題，以強化審查技術能力，提升核電廠數位儀控系統運轉之安全性。

- 計畫目標：

- (1) 安全儀控系統數位化更新之安全評估及現場可程式邏輯閘陣列儀控技術應用於核能安全儀控系統審查之研究。
- (2) 人因績效監測制度與系統架構及核電廠主控制室人因績效指標關聯性與分析法則之研究。
- (3) 核電廠儀控系統關鍵數位資產資通安全防護評鑑及資安事件通報技術能力研究，增進我國核電廠核控系統資通安全完整防護體系運作。

- 執行方法：

- (1) 收集國外核電廠安全儀控系統數位化更新管制議題，研究國外安全儀控系統取得安全評估報告之案例，匯整數位化更新管制之相關審照經驗與回饋，及各項國際法規與標準，建立安全儀控系統數位化更新之安全評估作業指引，進而建立安全儀控系統數位化更新之安全評估審查技術能力。
- (2) 透過國外核電廠安全儀控系統數位化更新使用現場可程式邏輯閘陣列技術之案例，深入了解此項技術應用的優缺點與相關的審照經驗，並因應當前技術的應用變化，針對使用現場可程式邏輯閘陣列技術制定的相關國際法規與標準(IEC、EPRI、NUREG)進行研究，建立起現場可程式邏輯閘陣列控制器之技術規格與驗證需求規範，進而建立現場可程式邏輯閘陣列技術應用於核能安全儀控系統之審查技術能力。
- (3) 先依據 NUREG-0711 Rev.3 (2012)與相關標準之定義，確認並表列沸水式反應器(BWR)與壓水式反應器(PWR)之各項關鍵安全功能(Critical Safety Functions, CSFs)、相關聯之高風險人員動作(Risk-Important Human Actions)，以及安全儀控系統人機介面。再依據 NUREG-0711 Rev.3 (2012) 與相關標準之定義，提出人因績效指標，如：任務時間、任務表現標準、情境知覺、警覺性、工作負荷、錯誤機率、錯誤偵測與恢復等，並調查、審閱和分析國外核電廠已執行的儀控系統數位化工作項目，瞭解對重要的儀控系統數位化工作所考量的管制項目及因素，及國外機構在核電廠儀控系統更新研究之相關文件，建立核電廠主控制室人因績效指標關聯性與分析法則。
- (4) 儀控系統關鍵數位資產資通安全之研究項目，分為兩部份：(1) 關鍵數位資產資通安全的防禦策略之評鑑機制，將依據美國核

協會 NEI 13-10 研析我國核電廠如何對核能電廠關鍵數位資產資通安全防禦策略妥適性評估；(2)關鍵數位資產資通安全事件通報機制，將依據美國核管會研擬之 RG 5.83，提出我國核能電廠關鍵數位資產遭受內部外部攻擊時，對關鍵數位資產的不同影響程度的資通安全通報相關研究。

● 計畫效益：

- (1) 藉由參考國外核電廠安全儀控系統數位化更新之安全評估、實際應用案例、相關審照經驗與回饋，及各項國際法規與標準，建立安全儀控系統數位化更新之安全評估審查技術能力。
- (2) 透過參考國外核電廠安全儀控系統數位化更新使用現場可程式邏輯閘陣列技術之實際應用案例、相關審照經驗與回饋，及各項國際法規與標準，建立現場可程式邏輯閘陣列技術於核能安全儀控系統審查技術能力。
- (3) 建立一項核電廠主控制室人因績效指標關聯性與分析法則，可應用本計畫人因績效指標關聯性與分析法則，進行控制室與人機介面更新審查，以檢視更新設計符合核電廠運轉與安全要求、改善核電廠與人因績效、降低人為失誤發生機率，確保核電廠得以在安全、可用、可靠與高效率的狀態下運轉。
- (4) 執行對儀控系統之關鍵數位資產資通安全防禦策略妥適性及通報機制研究，強化我國核電廠關鍵數位資產之完整資通安全防護體系，以利核電廠關鍵數位資產資通安全計畫審查及電廠現場視察工作計畫之研議。

● 國內外發展現況：

- (1) 國外自 90 年代後期開始，皆陸續應用數位安全儀控系統於核能電廠之儀控設備更新。其中美國核管會在 2010 年元月核准

Oconee 電廠反應器保護系統(Reactor Protective System, RPS)與特殊安全保護系統(Engineered Safeguards Protective System, ESPS)之數位化更新，這也是美國第一次核准的反應器保護系統之儀控設備更新，在申照過程中，美國核管會對於 Oconee 電廠之數位化更新，提出多項疑慮包括：多樣性與深度防禦、數位儀控系統通訊、數位儀控平台、及數位系統軟體共因模式失效等議題，值得進一步研究。

(2) 目前國內使用可程式邏輯閘陣列技術應用於核電廠安全儀控系統並無實際案例，但近幾年來國外已有案例將此項技術應用在核能安全儀控系統上。其中最讓人注意的是美國的 Wolf Creek 電廠，使用 Advanced Logic System (ALS)系統更新核電廠的主蒸汽與飼水隔離系統(Main Steam and Feedwater Isolation System, MSFIS)。ALS 系統是由西屋公司的子公司 CS Innovations 發展，使用的是 Actel ProASIC 系列的可程式邏輯閘陣列，於 2004 年提出變更申請，並於 2009 年完成美國核管會的審照與核可。除此之外，世界各國也有將技術實際應用在核電廠的安全儀控系統上，包括英國、加拿大、法國、日本、東歐、北歐等。

(3) 美國核管會 2010 年發佈 RG 5.71 核設施關鍵數位資產資通安全計畫，要求美國各核設施應依 RG 5.71 研擬關鍵數位資產資通安全計畫，美國核協會(NEI)同年亦發表 NEI 08-09，提供核電廠研擬核電廠關鍵數位資產資通安全計畫範本，並將資通安全計畫劃分成八里程碑，建議各核電廠依循實施。美國核管會自從 2013 年開始對各核電廠實施八里程碑之前七項現場視察。美國核管會及 NEI 為了落實各核設施之關鍵數位資產資安計畫

實施，分別 2014 研擬新版關鍵數位資產資通安全評鑑及資通安全事件通報機制，建立完整之資安體系。

● 105 年度工作項目：

- (1) 國外核電廠安全儀控系統數位化更新管制議題研究。
- (2) 核電廠安全儀控系統數位化更新使用現場可程式邏輯閘陣列技術之案例研究。
- (3) 建立核電廠主控制室人因績效指標關聯性與分析法則。
- (4) 核電廠儀控系統資通安全防護策略評鑑研究、資通安全通報作業研究。

分項計畫 2 核電廠機械材料安全管制技術及老化管理評估與相關法規研究

子項計畫 2.1 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

● 成立計畫之必要性：

核能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，經由研究老化機制，方能有效提出防治策略。本計畫研究成果除可提供電廠老化管理、電廠破損組件修補銲接之重要參數，並可供作為運轉安全管制之技術評估依據。核能系統壓力邊界組件材料以不銹鋼及鎳基合金為主，主要劣化因子為冷作加工或銲道及其熱影響區，伴隨不同製程（材料因子），不同水質（環境），受力狀態（應力），即產生不同劣化行為，故需長期研究並注意國際研究現況，隨時提升研發能力。

因應美國核管會 IN 2012-20: Potential chloride-induced stress corrosion cracking of austenitic stainless steel and maintenance of dry cask storage system canisters，報導 San Onofre Nuclear Generating

Station(SONGS), St. Lucie Nuclear Power Plan, Turkey Point Nuclear Generating Station, Koeberg Nuclear Power Station, 不銹鋼管路或桶槽經長期運轉, 發生氯鹽腐蝕穿孔議題, 核能電廠設置地點位於濱海地區, 長期受空氣中高含量氯離子之侵蝕, 加上高溫高濕環境, 對銲道區域及受彎曲變形冷加工之不銹鋼材常構成威脅。國外運轉經驗顯示, 管路支撐拖盤處常因間隙腐蝕而穿孔, 有必要瞭解其劣化機制。

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, 維修銲接程序或不當冷作加工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)及熱時效後+冷作加工對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響, 另外, 開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術俾利管制單位管制電廠運轉安全。

● 計畫目標:

- (1) 探討核電廠 SS304L/SS308L 不銹鋼銲件之劣化機制及防治技術, 評估電廠銲接維修製程中銲道結構對應力腐蝕劣化之影響, 回饋銲接製程之改善, 作為管制及審查相關組件劣化時之參考。
- (2) 研究模擬 BWR 水化學抑制冷作 Alloy 600 鎳基合金劣化之效應評估, 釐清劣化機制作為管制與審查評估水化學等電廠改善措施有效性之依據。

- (3) 評估不銹鋼管路塩霧間隙腐蝕劣化起始情形，並探討間隙腐蝕對拉伸試件壽命之影響。
- (4) 研究鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，熱時效及熱時效+冷作加工對水媒環境促進鑄造不銹鋼裂縫生長之影響，同時開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作為管制鑄造不銹鋼脆化程度之技術資訊。

● 執行方法：

- (1) SS304L/SS308L 不銹鋼銲件經微觀組織分析、微硬度量測及模擬 BWR 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/EBSD/Xray 微觀組織分析等探討銲接製程改善對不銹鋼銲件抑制環境效應劣化之影響。
- (2) 不銹鋼管路塩霧腐蝕劣化及塩霧環境之應力腐蝕劣化，藉由塩霧間隙腐蝕量測不同冷加工程度之 SS304L 間隙腐蝕劣化起始。並評估間隙腐蝕劣化對應力腐蝕劣化之影響，作為管制電廠管路檢查之技術依據。
- (3) 煉製不同肥粒鐵含量靜態鑄造不銹鋼及離心鑄造不銹鋼於 385^oC~450^oC 進行加速熱時效，藉由微觀組織觀察及肥粒鐵含量之量測建立時效關係圖。時效鑄造不銹鋼及銲後時效鑄造不銹鋼與時效+冷作加工藉由 SSRT/CT 試片量測模擬 BWR/HWC 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。
- (4) Alloy 600 鎳基合金經不同冷作加工，以 SEM/EBSD/TEM 觀察顯微結構並評估顯微結構變化對材料環境效應劣化之影響。

● 計畫效益：

- (1) 提供電廠老化管理劣化機制審查之技術依據及受損組件殘餘壽命評估。

- (2) 建立爐心組件、管路及銲道抑制環境效應劣化之評估準則。
- (3) 建立 Alloy 600 鎳基合金冷作加工加速環境效應劣化數據，作為管制電廠維修施工之技術資訊。
- (4) 研究不銹鋼管路間隙腐蝕，探討間隙腐蝕發生後對後續發生應力腐蝕之影響，作為壽限評估之基礎參數。
- (5) 研究熱時效，熱時效+冷作加工，熱時效+銲接熱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/管路使用最大量之材料，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田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，銲道枝晶結構方向與受力方向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，發表的數據差異極大，至今仍尚無定論。材料劣化研究也從上游的材料製程開始改善，如能控制材料生產參數，必能延長材料使用壽命。
- (2) GE Global Research Center, Peter Andressen 於 2015 年環境效應材料劣化會議發表近半世紀材料劣化的演進，1970 年代發生 PWR Steam Generators, BWR Pipe Weld, 1980 年代 Erosion-Corrosion 與 PWR Heater Sleeves and Instrument Nozzles, 1990 年代 PWR RPV Head Penetrations 與 BWR Internals, 2000 年 PWR DM Weld 與 PWR Internals, 由於 ASME 忽視 SCC 的

複雜性及重要性，所以常有意料之外核能材料異常損害發生。另外，材料免疫 Immunity 觀念瀰漫，保守設計觀念漸式微，適度化設計理念升高，實驗未完善執行，單一變數考慮，而非綜合因素考慮，全球專家及能力式微，亦是破損試件不斷的原因。強調核電廠、廠家、管制單位、及研究單位共同持續力爭上游更上一層樓的重要性。

- (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 鐳道於 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 鐳道 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 鐳道之影響。Alloy 690 及 Alloy 152/52 鐳道是否亦受 P、S 含量影響，目前數據有限，值得進一步研究。
- (4) 美國 PNNL 實驗室自 10 年前 Bettis 實驗室發現鎳基合金 690 裂縫生長速率較快後即長期研究其微觀組織變化。中到高 (Medium to High) SCC 裂縫生長速率發生於 S-L/S-T 方位之試片，材料組成、微觀結構不均、單方向 Rolling 可能是促使裂縫加速的原因，目前加工量的數據較缺乏，值得研究。SCC 速率與冷作加工量有關，以 12% 為分界，以下 SCC 生長速率為較低的斜率，以上則較高，但低加工量之數據較少，仍須進一步研究。經冷加工後發現在析出物處發現裂縫與孔洞 (Void)。
- (5) 氯化物導致不銹鋼發生應力腐蝕 (Chloride Induce Stress Corrosion Cracking, CISCC)，國外有相當多案例。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。PNNL 國家實驗室收集國際 14 個管路或穿越管 CISCC 案例，顯示此機制可能是電廠共通現象。

● 105 年度工作項目：

- (1) 不同冷作加工 Alloy 600 鎳基合金之顯微結構分析，與模擬 BWR 水環境之環境效應劣化測試。
- (2) SS304L/SS308L 不銹鋼銲件之樹枝狀與 SCC 裂縫生長關係探討，評估電廠銲接維修製程中銲道結構對應力腐蝕劣化之影響，回饋銲接製程之改善。
- (3) 研究 SS304L 不銹鋼間隙腐蝕，探討間隙腐蝕發生後對後續發生應力腐蝕之影響，作為壽限評估之基礎參數。
- (4) 探討熱時效+冷作加工，熱時效+銲接熱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。
- (5) 彙整歷年來老化管理相關研究成果，並與國外研究相比對。
- (6) IASCC 劣化機制評估和裂縫成長速率評估。

子項計畫 2.2 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

● 成立計畫之必要性：

隨著核能電廠之持續營運，各項安全系統、組件及設備之服役年限已逐漸老化，在受到各種外在負荷、地震力負荷以及系統操作溫度作用下，根據國外研究文獻，組件會產生微小裂紋及損傷，使其結構強度折減，危及組件後續之服役壽命。為了確保核能組件能繼續發揮其預期功能，維持其足夠之結構強度，必須針對年限較易受影響之組件設備進行適當管理。近年來，美國、法國、德國和日本等先進國家，均對核能電廠之重要組件設備，進行一系列老化管理研究，大幅投入人力並開發結構安全及組件壽命等監控技術，訂定出相對應之評估方法、準則，並嚴訂出組件設備之管制法規。自2011年日本福島發生大地震後，巨大地震力更對核能電廠組件設備之耐用性及結構安全性造成一大隱憂。目前我國已營運中之三座核能電廠，均已服役超過30年以上，經由研訂相關老化管理評估方法，進行核能電廠整體安全評估，可落實核安管制作業效能。

● 計畫目標：

- (1) 精進組件設備老化管理及相關法規研究，建立核安審查所需技術。
- (2) 建立並精進核電廠各項安全系統、組件及設備老化管制技術。
- (3) 建置核安管制相關技術資訊與資料庫評估平台。
- (4) 擬訂國內核能電廠老化管理評估要則。

● 執行方法：

- (1) 蒐集國外先進國家有關核電廠各項安全設備之老化管理資訊及法規。
- (2) 整理美國核管會及IAEA (International Atomic Energy Agency)近期對核電廠重要組件設備之管制要項。

- (3) 依國內核電廠實務特性，對各項重要安全系統、組件及設備進行老化管理評估，審查電廠程序書之完備性。
- (4) 整理國內核能電廠組件設備設計製造資訊，建置核能電廠老化管理評估平台。
- (5) 委託學界研究核能電廠重要組件、核能管路製造材料之焊接強度及疲勞壽命議題。

● 計畫效益：

- (1) 研究並引進國外先進國家核能電廠老化管制法規及技術，完成資料彙總，精進國內核能電廠老化管理評估技術。
- (2) 建立核能電廠老化管理評估平台，掌握組件設備老化資訊，必要時至核電廠查訪，加強國內核能電廠之安全性。
- (3) 完成國內核能電廠老化管理評估資料庫，提昇組件設備老化管理評估時效性及落實核安管制品質。
- (4) 研究核能安全組件製造材料之焊接結構強度對材料壽命之影響，作為研擬管制方案之參考。

● 國內外發展現況：

自 2000 年起，世界各國針對核能組件之材料特性、結構安全、老劣化進行大規範研究，已有大量研究文獻及數據可供參考，對核能組件老劣化特性及疲勞壽命已逐漸了解並掌握。對於組件老化管理，美國甚至制定發佈多項管制法規和評估規範，且逐年進行資料更新。國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)亦對老舊核能電廠安全性進行相關之研究工作和發佈管制措施，並頒佈了 IGALL 報告。日本近來也針對日本國內頒佈相關之管制法規。國外先進國家之相關研究和技術，可供國內吸取和學習，以精進國內管制技術並確保核安管制品質。

- 105 年度工作項目

- (1) 蒐集研讀國外核能電廠老化管理評估法規、Regulatory Guide、EPRI、NUREG 和 IAEA 等報告，並蒐集美國核能電廠老化管理及最近期美國電廠 LRA (License Renew Application) 報告有關電廠老化資料。
- (2) 結合國內核能電廠實務特性，擬訂電廠老化管理評估適用要則。
- (3) 建置組件設備老化管理資料庫及評估平台，強化管制資訊。
- (4) 委託學界進行金屬異材焊接對組件疲勞壽命之影響研究。

分項計畫 3 核電廠地震反應與土木結構安全分析管制技術研究

子項計畫 3.1 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

- 成立計畫之必要性：

2011 年福島核災凸顯核電廠應付天然災害的設計基準地震可能不夠保守，可能造成之重大核災。反之，2007 年日本中越沖(NCO)地震對鄰近的柏崎刈羽核電廠(KKNPP)也經歷了比 KKNPP 設計基準地震還強烈之地震，2011/8/23 美國 North Anna NPP(NAPS)也有同樣狀況，但卻都能維持電廠的安全。主要差異在於地震引起的海嘯超過了福島第一 NPP 海嘯的最高接受能力，而福島第一 NPP、KKNPP、NAPS 等的設計地震雖都被超過但都未達到最高接受能力。因此，在地震頻仍四面環海的台灣，核電廠的設計地震是否足夠，超過地震之餘裕量，以及海嘯源的可能最大海嘯高度以及海嘯牆強度的設計是否足夠都攸關核電廠的地震安全，無疑是重要並值得持續研究的管制研究議題。

- 計畫目標：

本計畫目標為運轉中核一二三廠的地震安全管制項目之審查技術，以進一步確保核電廠的地震安全。

● 執行方法：

本年度擬先提供地震安全相關項目審查技術能力。達成：
(1) PSHA SSHAC-3、PFDHA、SPRA 等審查；(2) 核一/二/三廠海嘯牆設計審查，以及整理 ASCE7 FEMA P 646 2016 年規範及日本 JSCE 海嘯分析規範；(3) 參考汲取日本/美國核電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析來強化目前管制所需技術。

● 計畫效益：

- (1) 建立 PSHA SSHAC level 3 審查技術，並將進一步應用於目前 RLE 的工程改善餘裕再檢討及核一/二/三廠 SPRA 的地震量化指標，以確保核電廠地震安全。
- (2) 建立不同海嘯源，模擬分析管制驗證技術將用來評估核一/二/三廠 FSAR 設計海嘯高度加 6m 的防海嘯牆設計。
- (3) 了解日本/美國核電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析經驗，提供如果我國發生核電廠經歷超過設計地震重啟動所需之技術，及掌握重啟動所需結構完整性之分析技術。

● 國內外發展現況：

- (1) 國外：在 PSHA SSHAC level 3 方面，美國已具備完整之相關法規與技術並成功應用在加州強震帶的 Diablo Canyon 核電廠。在海嘯波傳模擬分析及海嘯牆的耐海嘯力及地震力之考量上，在 2011 年日本東北外海大海嘯後 ASCE 7 規範進版新增海嘯力計算新章另 FEMA P646 也已經進版。在核電廠經歷超過設計地震然後獲得管制單位同意成功重新啟動的經驗主要有日本的 KKNPP 及美國的 NAPS。

- (2) 國內：在 PSHA SSHAC level 3 方面，台電已委託國家地震中心參考美國 DCPD 的執行經驗於 104 年開始進行為期 3.5 年的此一大型計畫。在核電廠防海嘯方面台電也於 104 年起依據後福島管制案先行將核一/二/三廠防海嘯能力提升至現行 FSAR 標準海嘯設計水位高度(run-up height)加 6m，因此需要進行評估。
- 105 年度工作項目：
 - (1) 配合執行 PSHA SSHAC level 3 的參與性審查(participatory review)、PFDHA、SPRA 等審查，建立審查技術能力。
 - (2) 配合執行海嘯牆設計審查技術，促進核一/二/三廠海嘯牆完成興建。整理 ASCE7、FEMA P 646 2016 年最新規範及日本 JSCE 海嘯分析規範。
 - (3) 參考審閱日本/美國核電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析以強化目前管制所需技術。

子項計畫 3.2 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，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，在核能安全管制上有其必要性。目前國內核電廠結構地震安全分析技術能力已具基礎可繼續深化，本計畫將建構各核能電廠安全廠房之結構分析模型，深化土壤結構互制分析技術能力，研究影響分析結果準確度之參數，未來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，提供核電廠地震安全管制之意見與依據。

- 計畫目標：

建構各核能電廠反應器廠房之結構分析模型，以及培訓具備分析能力之人員，建立結構地震安全分析流程，作為核安管制單位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。105 年將完成核三廠圍阻體廠房結構之 Detailed Model 土壤結構互制分析模型，並執行分析。另進行核三廠圍阻體廠房在設計地震下之非線性 SSI 分析研究(土壤近域及遠域非線性效應)。加強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。

● 執行方法：

- (1) 蒐集建構分析模型與分析輸入參數所需資料。
- (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) 進行「核三廠圍阻體廠房在設計地震下之非線性 SSI 分析研究-土壤近域及遠域非線性效應」相關土壤結構互制之非線性分析研究。

● 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，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，所建為 Stick Model 應用 SASSI 程式分析；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。
- (4) 近年來因強震超越設計地震的事證，認為此類強震下土壤及結構將是非線性的反應，故國外 SSI 非線性研究已成趨勢。包括 ABAQUS、LS-DYNA 等程式被用來建模與分析，目前非線性僅能在時域上分析，惟方法及結論尚無定論。

● 105 年度工作項目：

- (1) 建立核三廠圍阻體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) 推展核電廠土壤結構互制分析技術之研習/訓練，加強已具基礎分析能力人員之經驗與技術能量，104 年度編撰之審查導則因僅適用使用 SASSI 程式之柔性體積分析方法，將修正名稱為「核電廠土壤結構互制分析應用 SASSI 技術指引」，及補充執行核一、二廠分析習得之經驗。
- (3) 委外執行「核三廠圍阻體廠房在設計地震下之非線性 SSI 分析研究-土壤近域及遠域非線性效應」研究，探討如何執行土壤之非線性分析及其效應對分析結果之影響。
- (4) SASSI 分析程式，增加處理 SAP 模型檔案轉入客製化 SASSI 分析程式功能與全有限元素模型自動網格化功能，增進建模效率。並請專家提供應用 SASSI 執行 SSI 之技術諮詢，指導核三廠圍阻體之建模與分析，傳承其技術經驗。

二、 遭遇困難與因應對策

無

三、 實際執行與原規劃差異說明

本計畫執行內容、進度與實際成果等均符合計畫書原訂規劃。

參、經費與人力執行情形

一、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

	105 年度				執行率 (d/a)	備註
	預算數 (a)	初編決算數				
		實支數 (b)	保留數 (c)	合計 (d=b+c)		
總計	62,119	57,231	0	57,231	92	
一、經常門小計	51,119	46,423	0	46,423	91	
(1)人事費	0	0	0	0	0	
(2)材料費	8,315	6,963	0	6,963	84	
(3)其他經常支出	47,795	39,460	0	39,460	83	
二、資本門小計	11,000	10,808	0	10,808	98	
(1)土地建築	0	0	0	0	0	
(2)儀器設備	10,323	9,944	0	9,944	96	
(3)其他資本支出	886	864	0	864	98	

(二) 經費支用說明

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

項目名稱	用途	金額(千元)
經常門	<p>教育訓練費；水電費；通訊費；資訊服務費（網路、資訊設備維護）；其他業務租金（影印機、傳真機）；臨時人員酬金（替代役、專支人力）；按日按件計酬（顧問、講座鐘點、專家諮詢、出席、稿費）；研討會報名或註冊費；相關專業服務技術、特定專業資訊蒐集費、論文發表費、問卷調查費；國際組織會費；CAMP、CSARP 及 RAMP 使用費；物品（消耗品：文具、紙張、耗材、材料、電子、五金、專業期刊、實驗管件、閥件、鋼材、電熱棒、熱電偶、高溫導線、淨水濾心、流通槽、實驗室工具、加工器材、維修材料、溫度量測電子零件、壓力量測電子零件、絕熱膠帶、管路絕熱材料、不鏽鋼螺栓組、斷路器、保護控制電驛、配電電路線材、訊號轉接盒、實驗支架平台；非消耗品：桌、椅、公文櫃、壓克力等）；一般事務費（印刷、廣告、清潔、工安衛生、雜支）；房屋建築養護（房屋及實驗室養護）；辦公器具養護（辦公器具等養護）；設施及機械設備養護費（實驗室儀器、機械養護費）；國內旅費（赴電廠及相關學術單位相關業務出差費）；運費（載運儀器貨品費）；短期車資（短程洽公車資）；資料儲存、雜支費；委託研究費（核能電廠老化管理評估及相關法規研究；金屬異材焊接結構在變動負荷下之疲勞壽命研究；地震危害度高階分析(PSHA SSHAC-3)審查技術研究，不同海嘯源模擬分析管制驗證模式建立，核電廠超過設計地震重啟動之地震安全分析技術研究；CFD 紊流模式分析評估與核能安全審查導則之建立；核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證；核電廠反應器材料覆鍍後之特性研究；日本核電廠新規制基準有關火山及海嘯安全審查之技術研究；核三廠電廠全黑事故序列驗證評估；時效鑄造不銹鋼鉀件之應力腐蝕性質研究）；勞務採購（定點截面樣品研磨製備及顯微結構分析；化學成分分析、電子儀金屬表面分析、磨耗與刮痕機械性質分析、聚焦電子束樣品製備與分析；氫、氧、氮分析；核三廠圍阻體廠房設計地震下非線性 SSI 分析研究暨客製化 SASSI 年度維護與 SSI 技術諮詢；土壤結構互制分析訓練教材彙編；2016 中華民國核能安全公約國家報告英文版審查修訂與中文版及中文精簡版國家報告編撰技術服務）；套裝軟體維護（Abaqus 分析軟體維護）。</p>	51,119

資本門	機械設備費；資訊軟硬體設備費（硬體設備、軟體購置、系統開發費）、雜項設備費（遵照政府節能減碳政策，汰換更新老舊耗能設施、小型機械、工安衛生等雜項設備）；工作站動態記憶體擴充；採購軟體（儀控系统軟體驗證工具；VMware vSphere 6 Essentials Kit；核能電廠老化管理評估及相關法規研究：ANSYS CivilFEM 分析軟體，中階計算型工作站；JMatPro）。	11,000
小計		62,119

(三) 經費實際支用與原規劃差異說明

部分預算中原本預定用於 CAMP、CSARP 之國際組織會費，然而由於原合約已經到期，而新合約尚未完成行政協議程序，(新合約於今年 11 月 22 日完成會內審查工作，目前送外交部進行後續審查及授權駐美代表處簽屬事宜)，故無法支付會費，實際執行成果與原訂規劃略有差異。

二、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

計畫名稱	執行情形	105 年度							106 年度 總人力 (預算數)	107 年度 總人力 (申請數)
		研究員 級	副研究 員級	助理研究員 級	助理級	技術 人員	其他	總人力 (人年)		
細部計畫 核能電廠安全 管制法規 與技術研究	原訂	2.8	11.1	7.6	1.7	1.9	6.8	31.9		
	實際	2.8	11.0	7.4	1.8	1.9	6.6	31.5	—	—
	差異	0	-0.1	-0.2	0.1	0	-0.2	-0.4	—	—

計畫										
子項計畫	原訂	0.7	1.6	0.2	0.4	0	0.6	3.5		
核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究	實際	0.7	1.6	0.2	0.4	0	0.6	3.5	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
子項計畫	原訂	0.4	1.5	0.3	0.2	0	0.4	2.8	—	—
核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	實際	0.4	1.5	0.3	0.2	0	0.3	2.7	—	—
	差異	0	0	0	0	0	-0.1	-0.1	—	—
子項計畫	原訂	0	0.6	0.7	0	0.2	1.0	2.5	—	—
MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略	實際	0	0.6	0.7	0	0.2	1.0	2.5	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
子項計畫	原訂	0.5	1	0.4	0.2	0	0.4	2.5		
國際核能管制法規與後福島改善研究	實際	0.5	1	0.3	0.2	0	0.3	2.3	—	—
	差異	0	0	-0.1	0	0	-0.1	-0.2	—	—
子項計畫	原訂	0	0.4	0	0	0	2.6	3		
風險告知視	實際	0	0.4	0	0	0	2.6	3	—	—

導引開發與維護	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
子項計畫 運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究	原訂	0	2.1	2.0	0.2	0	0.2	4.5		
	實際	0	2.1	1.9	0.2	0	0.2	4.4	—	—
	差異	0	0	-0.1	0	0	0	-0.1	—	—
子項計畫 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發	原訂	0.8	1.1	2.5	0	1.6	0	6.0		
	實際	0.8	1.1	2.5	0	1.6	0	6.0	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
子項計畫 核能電廠老化管理評估及相關法規研究	原訂	0	0.9	0.4	0.5	0	0.6	2.4		
	實際	0	0.8	0.4	0.6	0	0.6	2.4	—	—
	差異	0	-0.1	0	0.1	0	0	0	—	—
子項計畫 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究	原訂	0.4	1.1	0.1	0.2	0	0.5	2.3		
	實際	0.4	1.1	0.1	0.2	0	0.5	2.3	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—
子項計畫	原訂	0	0.8	1	0	0.1	0.5	2.4		

核電廠結構 地震反應安 全分析管制 技術研究	實際	0	0.8	1	0	0.1	0.5	2.4	—	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—	—

- 研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正等，若非以上職稱則相當於博士滿3年、或碩士滿6年、或學士滿9年以上之研究經驗者。
- 副研究員級：副研究員、副教授、助理教授、總醫師、薦任技正，若非以上職稱則相當於博士、或碩士滿3年、或學士滿6年以上之研究經驗者。
- 助理研究員：助理研究員、講師、住院醫師、技士，若非以上職稱則相當於碩士、或學士滿3年以上之研究經驗者。
- 助理級：研究助理、助教、實習醫師，若非以上職稱則相當於學士、或專科滿3年以上之研究經驗者。
- 技術人員：指目前在研究人員之監督下從事與研究發展有關之技術性工作。
- 其他：指在研究發展執行部門參與研究發展有關之事務性及雜項工作者，如人事、會計、秘書、事務人員及維修、機電人員等。

(二) 人力實際進用與原規劃差異說明

由於子項計畫-運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究、核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證、於今年10月有一人離退，故與原訂值產生些微差距。

肆、已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)

填寫說明：

1. 績效指標之「原訂目標值」應與原綱要計畫書一致，惟因 105 年度績效指標項目修正，部分績效項目整併或分列，機關得依績效項目之調整配合修正原訂指標項目與原訂目標值，惟整體而言，不得調降原訂目標值。
2. 得因計畫實際執行增列指標項目以呈現計畫成果。
3. 如該績效指標類別之各項績效指標項目之目標值、達成值均為 0，請刪除該績效指標類別，以利閱讀。
4. 如績效指標有填列實際達成情形，均須附佐證資料，佐證資料另以附表上傳。

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破	
				原訂目標值	實際達成值			
學術成就 (科技基礎研究)	A. 論文	期刊論文	國內(篇)	0	0	有助於提昇學術成果，並貢獻核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 模式研發、儀控系統發展應用/核電廠人員可靠度議題研究、環境加速劣化分析之相關技術，為相關核電廠系統安全分析技術發展及管制重要參考與引用之依據。		
			國外(篇)	3	7			
		研討會論文	國內(篇)	5	4			
			國外(篇)	2	5			
		專書論文	國內(篇)	0	1			
			國外(篇)	0	0			
	B. 合作團隊 (計畫)養成	機構內跨領域合作團隊(計畫)數		3	0		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。	
		跨機構合作團隊(計畫)數			3			
		跨國合作團隊(計畫)數			0			
		簽訂合作協議數		0	0			
		形成研究中心數		0	0			
		形成實驗室數		0	0			

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
學術成就 (科技基礎研究)	C.培育及延攬人才	博士培育/訓人數	2	2	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，有助於提升核能安全研發能力。	
		碩士培育/訓人數	6	7		
		學士培育/訓人數	0	0		
		學程或課程培訓人數	0	0		
		延攬科研人才數	0	0		
		國際學生/學者交換人數	0	0		
		培育/訓後取得證照人數	0	0		
	D1.研究報告	研究報告篇數	21	29	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。	
	D2.臨床試驗	新藥臨床試驗件數	0	0	效益說明可包含新藥、醫療器材於國內外臨床試驗通過情形等。	
		醫療器材臨床試驗件數	0	0		
	E.辦理學術活動	<u>國內</u> 學術會議、研討會、論壇次數	0	0	學術活動包含研討會(workshop)、學術會議(symposium)、學術研討會(conference)、論壇(forum)等；效益說明可包含主辦國際重要研討會情形等。	
		<u>國際</u> 學術會議、研討會、論壇次數	0	0		
		<u>雙邊</u> 學術會議、研討會、論壇次數	0	0		
		出版論文集數量	0	0		
	F.形成課程/教材/手冊/軟體	形成課程件數	0	0	以最新版本 PRA 模式更新現有視察評估工具，以反映最新模式現況與數據，並供各廠駐廠視察員引用，	
		製作教材件數	0	0		
製作手冊件數		3	4			

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
		自由軟體授權釋出教材件數	3	3	持續落實核安管制紅綠燈作業。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。	
	其他					

技術創新 (科技技術創新)	G.智慧財產	申請中	國內	發明專利(件)	0	0	效益說明可包含智慧財產應用、引用、授權情形等。
				新型/設計專利(件)		0	
				商標(件)		0	
				品種(件)		0	
			國外	發明專利(件)		0	
				新型/設計專利(件)		0	
				商標(件)		0	
				品種(件)		0	
		已獲准	國內	發明專利(件)	0	0	
				新型/設計專利(件)		0	
				商標(件)		0	
				品種(件)		0	
國外	發明專利(件)	0	0				
	新型/設計專利(件)		0				
	商標(件)		0				

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
			品種(件)		0		
		專書著作	國內(件)	0	0		
			國外(件)		0		
		與其他機構或廠商合作智財件數		0	0		

技術創新 (科技技術創新)	H.技術報告及檢驗方法	新技術開發或技術升級開發之技術報告篇數		7	11	建立相關專業技能能量，提昇核安管制水準，並提供相關單位參考。	
		新檢驗方法數		0	0		
	I1.辦理技術活動	辦理技術研討會場次		0	0	效益說明可包含技術活動參與人次、主辦國際重要技術活動場次等。	
		辦理技術說明會或推廣活動場次		0	0		
		辦理競賽活動場次		0	0		
	I2.參與技術活動	發表於國內外技術活動(包含技術研討會、技術說明會、競賽活動等)場次		0	2	1.參加核能學會舉辦之 2016 福島改善研討會，與國內學界、業者、與專家分享 FLEX 最新狀態，蒐集國外同型機組更新等相關資料，並了解國內電廠之執行現況。 2.參加 NUTHOS-11(11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety)：發表嚴重事故相關之模擬成果兩篇，並蒐集國外相關資訊及尋求國際合作機會。	

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
J1. 技轉與智財授權	技轉或授權件數	技術(含先期技術)移轉 <u>國內</u> 廠商或機構件數	0	0	效益說明可包含技轉與智財授權情形、商品化情形等。	
		技術(含先期技術)移轉 <u>國外</u> 廠商或機構件數		0		
		專利授權 <u>國內</u> 廠商或機構件數		0		
		專利授權 <u>國外</u> 廠商或機構件數		0		
		自由軟體授權件數		0		
		其他授權件數		0		

技術創新 (科技技術創新)	技轉或授權金額	技術(含先期技術)移轉 <u>國內</u> 廠商或機構之授權或權利金(千元)	0	0		
		技術(含先期技術)移轉 <u>國外</u> 廠商或機構之授權或權利金(千元)		0		
		專利授權 <u>國內</u> 廠商或機構之授權或權利金(千元)		0		
		專利授權 <u>國外</u> 廠商或機構之授權或權利金(千元)		0		
		其他授權或權利金(千元)		0		
		J2. 技術輸入		引進技術件數		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
		引進技術經費(千元)	0	0	效益說明可包含技術服務收入等。	
	S1. 技術服務 (含委託案及工業服務)	技術服務件數	0	0		
		技術服務家數	0	0		
		技術服務金額(千元)	0	0		
	S2. 科研設施 建置及服務	設施建置項數	0	0	效益說明可科研設施服務收入、服務滿意度等。	
		設施運轉穩定度(%)	0	0		
		設施運轉效率(%)	0	0		
		設施服務項目數	0	0		
		設施使用人次	0	0		
		設施服務件數	0	0		
		設施服務時數	0	0		
	設施服務收入	0	0			
	其他		0	0		

經濟效益 (經濟產業促進)	L. 促成投資	促成廠商投資件數	0	0	效益說明可包含廠商或產業團體投資或成立新創事業所推出之新產品上市項數、產量、產值等情形。	
		促成生產投資金額(千元)	0	0		
		促成研發投資金額(千元)		0		
		促成新創事業投資金額(千元)		0		
		促成產值提升或新創事業所推出新產品產值(千元)	0	0		
	M. 創新產業 或模式建立	成立營運總部數	0	0	效益說明可包含增加台灣產業運籌電子化擴散面積、衍生公司投資金額、創	
衍生公司家數		0	0			

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
)		建立產業發展環境、體系或營運模式件數	0	0	新模式衍生新產品產值、環境改善或體系建立等提高產品競爭力、促進產業發展效益。	
		參與產業發展環境、體系或營運模式之產業團體數	0	0		
		促成企業聯盟家數	0	0		
		創新模式衍生新產品上市項數	0	0		
		促成產值提升或創新模式衍生新產品產值(千元)	0	0		

經濟效益 (經濟產業促	N.協助提升我國產業全球地位	建立國際品牌或排名提升		0	0	效益說明可包含相關產業(品)產值國際排名提升情形等。	
		相關產業產品產值世界排名提升		0	0		
		促成國際互惠合作件數		0	0		
		促進國際廠商在台採購(千元)		0	0		
	O. 共通/檢測技術服務及輔導	輔導廠商或產業團體技術或品質提升、技術標準認證、	件數	0	0	效益說明可包含輔導廠商或產業團體獲得國家/國際證照、通過實驗室認證、申請或獲得專利情形、輔導對象相對投	
			廠商家數	0	0		

屬性	績效指標類別	績效指標項目		105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值		
進)		實驗室認證、申請與執行主導性新產品及關鍵性零組件等	廠商配合款(千元)	0	0	入情形、輔導個人獲得相關專業證照情形、國內二級校正衍生數等。	
		技術、作業準則等教育訓練人次		0	0		
		提供國家級校正服務件數		0	0		
	P.創業育成	新公司或衍生公司家數		0	0	效益說明可包含新公司或衍生公司投資金額、年營業額等。	
	T.促成與學界或產業團體合作研究	媒合與推廣活動辦理次數		0	0	效益說明可包含合作研究產品上市項數、產量、銷售金額、降低產品成本、提升產品附加價值等	
		促成合作研究件數		0	0		
		廠商研究配合款金額(千元)		0	0		
		合作研究產品上市項數		0	0		
	U.促成智財權資金融通	輔導診斷家數		0	0	效益說明可包含協助中小企業取得融資及保證情形等	
		案源媒合家數		0	0		
		協助廠商取得融資家數		0	0		
		協助廠商取得融資金額(千元)		0	0		

AC.減少災害損失	開發災害防治技術與產品數		0	0	效益說明可包含預估降低環境危害風險或成本等。	
	建立示範區域或環境觀測平台數		0	0		
	建築或橋梁補強數		0	0		
	輔導廠商建立安全相關生產或驗證機制之件數		0	0		

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
		預估降低環境危害風險或成本(千元)	0	0		
	其他		0	0		
社會影響	AB. 科技知識普及	科普知識推廣與宣導次數	0	0	效益說明可包含於國際重要報章媒體刊登或宣傳情形。	
		科普知識推廣與宣導觸達人數	0	0		
		新聞刊登或媒體宣傳數量	0	0		
	Q. 資訊服務	設立網站數	0	0	效益說明可包含網站訪客人數或人次、縮短行政作業時間比率、服務使用提升率、服務滿意度、外部評鑑或查核機制獲獎情形等。	
		提供客服件數	0	0		
		知識或資訊擴散(觸達)人次	0	0		
		開放資料(Open Data)項數	0	0		
		提供共用服務或應用服務項目數	0	0		
		線上申辦服務數	0	0		
	R. 增加就業	廠商增聘人數	0	0	效益說明可包含降低失業率、提升國民生產毛額等。	
社會影響	W. 提升公共服務	旅行時間節省(換算為貨幣價值, 千元)	0	0	效益說明可包含運輸耗能節省金額、減少二氧化碳排放量等。	
		運輸耗能節省金額(千元)	0	0		
		減少二氧化碳排放量(公噸)	0	0		
	X. 提高	受益人數	0	0	效益說明可包含受益人數、受益者每人	

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破			
			原訂目標值	實際達成值					
	人民或業者收入	增加收入(千元)	0	0	年平均增加收入等。				
		XY. 人權及性別平等促進	人權、弱勢族群或性別平等促進活動場次	0			0	效益說明可包含性別或弱勢族群之受益比例等。	
			活動參與人數	0			0		
		其他		0			0		
	環境安全永續	V. 提高能源利用率及綠能開發	技術或產品之能源效率提升百分比(%)	0	0	效益說明可包含技術或產品上市銷售帶動節約能源量、減少二氧化碳排放量、提升新能源及再生能源占比等。			
			技術/產品達成綠色設計件數	0	0				
			減少二氧化碳排放量(公噸)	0	0				
			提升新能源及再生能源產出量	0	0				
		Z. 調查成果	調查筆數	0	0	效益說明可包含國土、環境、健康等各式調查之調查重要發現，以及調查結果可輔助決策之準確度等。			
			調查圖幅數	0	0				
			調查面積	0	0				
			影像資料筆數	0	0				
	其他		0	0					
	其他效益(K. 規範/標準或政策/法規草案制訂	參與制訂政府或產業技術規範/標準件數	0	0	效益說明可包含採用技術規範/標準之廠商家數、產品種類等，以及政策建議被採納、法規草案公告實施件數等			
			參與制訂之政策或法規草案件數	0	0				
草案被採納或認可通過件數			0	0					

屬性	績效指標類別	績效指標項目	105 年度		效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值		
科技政策管理及其他)		草案公告實施或發表件數	0	0		
	Y.資訊平台與資料庫	新建資訊平台或資料庫數	0	0	效益說明可包含資訊平台或資料庫整合服務加速行政作業時間、使用人次提升率、滿意度等。	
		更新資訊平台功能項目	0	0		
		更新或新增資料庫資料筆數	0	0		
		資訊平台或資料庫使用人次	0	0		
	AA.決策依據	新建或整合流程數	0	0	效益說明可包含政策建議被採納數、節省公帑(千元)等。	
		提供政策建議或重大統計訊息數	0	0		
		政策建議被採納數	0	0		
		決策支援系統及其反應加速時間(%)	0	0		
	其他		0	0		

105 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：

本年度計畫績效指標皆已達成原訂目標。

第二部分

註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

一、學術成就(科技基礎研究)

1. 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

- (1) 在 CFD 審查分析研究方面，彙整與撰寫計畫之相關 CFD 分析研究成果，投稿且發表了 2 篇國際論文。藉由此計畫的資源，培養核能安全與 CFD 應用之人才，並精進國內核電廠 CFD 應用與審查之分析技術。
- (2) 本計畫蒐集與整理 2016 Spring CAMP 國際會議之相關資料，並配合美國核管會的 TRACE V5.0 patch4 與 SNAP2.5.1 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。本計畫完成 NUREG-IA 報告 2 篇，2 篇皆已刊登。本計畫工作進度皆達到計畫階段目標且完成 3 篇國內外研討會論文發表。

2. 國際核能管制法規與後福島改善研究

本計畫因應福島事故之經驗學習進行模擬研究，共計發表三篇國際研究論文，說明如下

- (1) Emergency operating procedures improvement based on the lesson learned from the Fukushima Daiichi accident (本論文發表於 Nuclear Engineering and Design SCI 期刊(2016))。本研究以精進程序書為研究標的，探討福島一廠事故發生時，現有緊急操作程序書所可能面臨的問題，並闡述改善緊急操作程序書需注意的事項。本研究使用 TRACE 程式，針對 URG 兩階段降壓策略的技術基礎進行討論，並證實 URG 的有效性。福島二廠在事故發生時執行的應變措施為另一有效處理類福島一廠事故的緊急操作程序，其與 URG 的異同在本研究中也進行了比較。福島一廠事故發生時若已有改善的緊急操作程序書，將有可

能避免該嚴重事故之發生。PWROG 講師 Lynde, James 評論此論文「The report is excellent very well written」，並給予 3 項評論意見；2015 IAEA SAMG Development Course 講師 George Vayssier 評論此論文「Overall, the proposed method is an important initiative and deserves a wide attention」，並給予達 15 頁評論意見；此外，並受邀於 2nd International Conference on Quantum Physics and Nuclear Energy May 15-16, 2017 in Munich, Germany 國際研討會演講此論文，深獲國際同行專家肯定。

- (2) Temperature and pressure analysis of LOCA for Kuosheng MARK III containment using TRACE/CONTAN (本論文發表於 NUTHOS-11 國際研討會)。本研究使用 TRACE/CONTAN 分析核二廠馬克 III 型圍阻體發生主蒸汽管路斷管喪失冷卻水事故時圍阻體內的熱流現象，進行的分析為短程分析，分別使用單獨的 CONTAN 分析模式以及 TRACE/CONTAN 耦合分析模式進行分析。單獨的 CONTAN 分析模式分析結果證實該模式可以良好地模擬圍阻體的暫態反應，而耦合的 TRACE/CONTAN 分析模式分析結果則提供了目前核二廠運轉狀態下的圍阻體最佳估算暫態反應。
- (3) Investigating the Effects of System Availability, Mitigation Strategy, and Operating Conditions on Core Uncovery and Core Damage During Station Blackout Event for Maanshan Nuclear Power Station (本論文發表於 NUTHOS-11 國際研討會)。為提升國內電廠面臨超越設計基準事件之因應能力，本研究以 MELCOR 模擬核三廠遭遇日本福島電廠核災情境時，於移除爐心衰變熱過程中所遭遇的各種事件狀態，如反應器冷卻水泵軸封洩漏率改變、調壓槽動力釋壓閥卡開、蒸汽驅動輔助飼水不可用、執行蒸汽產生器手動降壓、氮氣隨著蓄壓槽冷卻水注入

一次側管路、及非對稱式蒸汽產生器冷卻等狀態下所導致的結果並進行相關探討，以探討緩抑策略對爐心損毀之效應。

3. 運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究

- (1) 研究國外核電廠安全儀控系統數位化更新使用現場可程式邏輯閘陣列技術之案例，並針對使用現場可程式邏輯閘陣列技術制定的相關國際法規與標準進行研究，建立相關技術規格、驗證需求規範及應用於核能安全儀控系統之審查技術能力。
- (2) 依據 NUREG-0711 Rev.3 與相關標準之定義，研究核能電廠之各項關鍵安全功能、相關聯之高風險人員動作，以及安全儀控系統人機介面，建立核電廠主控制室人因績效指標關聯性與分析法則。
- (3) 研究核電廠儀控系統關鍵數位資產資通安全之關鍵數位資產資通安全的防禦策略之評鑑機制及關鍵數位資產資通安全事件通報機制，並依據美國核管會研擬之 RG 5.83，提出我國核能電廠關鍵數位資產遭受內部外部攻擊時，對關鍵數位資產的不同影響程度的資通安全通報相關研究。
- (4) 完成國內研討會論文 2 篇及研究報告 3 篇。

4. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

撰寫 SCI 期刊論文兩篇，國際研討會論文 1 篇，國內研討會論文 2 篇，研究報告 3 篇。強化材料劣化機制之研發與管制能力。

5. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

研究並探討核能電廠常用之低合金鋼和不銹鋼之異材銲接件特性，建立 52M 鎳基合金銲道之疲勞應力-壽命線、平均應力修正方式及瞭解疲勞損壞機制，掌握異材銲接組件疲勞壽命之影響因素，可作為國內核能電廠異材銲接件進行疲勞壽命評估時之參考依據。完成國內專書論文

1 篇，研究報告 5 篇。

6. 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

- (1) 本計畫在地震危害度(PSHA)子項研究方面，推導地動預估方程式(GMPE)的共同必要條件，用以確定地動預估方程式和其標準差的不偏性。
- (2) 在不同海嘯源的模擬分析子項研究方面，建立一整合環境，藉由 Flow-3D 架構，模擬海底大規模山崩或土體滑移時引發之海嘯傳播。將海底大規模山崩或土體滑移視為一種剛體，經由模擬剛體—水體雙向耦合交互作用，可產生海嘯初始波高在空間與時間域的序列。
- (3) 採用完整三維紊流 Navier-Stokes 理論模擬海嘯波傳過程與陸地區的溯升高和溢淹範圍。
- (4) 在地震後核電廠重啟動子項研究方面，經由過去日本 2007 年 KKNPP 及 2011 年美國 NAPS 等核能電廠超過 SSE 地震後重新啟動的寶貴經驗，建立核能電廠經歷超過 SSE 地震後重啟動程序之實務面與學理依據的關聯，例如導則中對新參數 CAV 的計算方式之學理依據，以提供未來核電廠結構健康檢測之基礎。
- (5) 發表國外期刊 2 篇，研究報告 4 篇。

7. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

提出土壤結構互制分析相關土壤二次非線性分析(近域效應)執行之方法與步驟，修改 SASSI 程式使其能夠計算土壤實體元素之 Octahedral Strain 並折減為有效應變，利用有效應變、土壤動態性質曲線及等線性法可迭代出地震後核電廠房附近與遠域之土壤性質，分析其效應及影響，作為核能設施執行 SSI 分析時是否需考慮土壤二次非線性效應之參考與依據，確保核能安全。

二、技術創新(科技技術創新)

1. 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

結合 TRACE 的分析結果，使用 SNAP 的動畫功能，精進國內核電廠之 TRACE/SNAP 動畫模式，來展現相關暫態的分析結果之動態效果。

2. 國際核能管制法規與後福島改善研究

- (1) 引進日本 NRA 新規制基準有關火山及海嘯安全審查相關技術資料，進行關鍵內容彙整與研析，提升管制技術與能力。
- (2) 進行國內運轉中電廠之 MELCOR 輸入檔版本升級，以符合國際驗證標準。
- (3) 建立壓水式反應器 LOOP/SBO(電廠全黑)事件樹，引進美國核管會認可之 WOG 2000 軸封洩漏模式，建立壓水式 LOOP/SBO(電廠全黑)之事故序列並進行評估，執行相關領域之管制審查技術研發。

3. 運轉中核電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究

- (1) 研究國外核能電廠安全儀控系統數位化更新使用現場可程式邏輯閘陣列技術之案例及相關國際法規與標準，可建立起現場可程式邏輯閘陣列控制器之技術規格與驗證需求規範及應用於核能安全儀控系統之審查技術能力，因應核能電廠未來安全儀控系統數位化更新需求。
- (2) 研究核能電廠之各項關鍵安全功能、相關聯之高風險人員動作及安全儀控系統人機介面，並依據 NUREG-0711 與相關標準之定義，提出人因績效指標，建立核能電廠主控制室人因績效指標關聯性與分析法則。
- (3) 研究核能電廠儀控系統關鍵數位資產資通安全之關鍵數位資產資通

安全的防禦策略之評鑑機制及關鍵數位資產資通安全事件通報機制，並提出我國核能電廠關鍵數位資產遭受內部外部攻擊時，對關鍵數位資產的不同影響程度的資通安全通報相關研究。

- (4) 在台美民用合作架構下，與美國核管會進行人因可靠度技術交流，進行人為可靠度與人因績效資料庫(SACADA)中文化及應用於國內運轉中三座核能電廠。

4. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

- (1) 不同加工表面對 304L 不銹鋼間隙腐蝕速率有顯著影響，越粗糙表面越不利，另外，間隙的夾持力太大反而不利間隙腐蝕發生。
- (2) 不同時效不同肥粒鐵含量鑄造不銹鋼應力腐蝕裂縫生長速率量測研究，結果發現高肥粒鐵含量對 SCC 裂縫生長較時效之效應嚴重，原因是肥粒鐵與沃斯田鐵介面時效弱化，導致高肥粒鐵鑄造不銹鋼裂縫生長加速。

5. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

- (1) 在地震危害度子項研究方面，本計畫為了避免 SSHAC 等級 3 的機率式地震危害度分析高估或低估分析結果，針對地動預估方程式提出「加權後殘值的平均數等於 0」和「標準化殘值的標準差等於 1」這兩項指標和判斷標準，做為 SSHAC 等級 3 的機率式地震危害度分析所採用的地動預估方程式管制審查之參考，尤其需應用在下列兩種場合：(A) 地動預估方程式的參數或標準差再經由對規模、距離或週期平滑化後處理；(B) 機率式地震危害度分析對規模、距離和場址等變數的限定範圍與建立地動預估方程式的數據範圍不同。建議地動預估方程式的單一測站標準差需提供不同的計算方式和採用數據量對估計結果的差異分析，確保單一測站標準差的不偏性。

- (2) 在不同海嘯源的模擬分析子項研究方面，透過提出之放大海溝型海嘯之地震參數的方法，成功模擬出能分別滿足三座核能電廠達設計海嘯+6 米的情境條件。另可經由改變崩塌剛體的體積大小，反推欲達到海嘯設計基準+6m 的可能崩塌體規模，評估此種海嘯源對核能電廠的威脅。
- (3) 在地震後核能電廠重啟動子項研究方面，研究過去日本 2007 年 KKNPP 及 2011 年美國 NAPS 等核能電廠超過設計地震後重新啟動之經驗，審視美/日/歐盟相關規範和導則，建立核能電廠重啟動所需之地震相關關鍵技術，以供未來核能電廠結構健康檢測之基礎。

三、經濟效益(經濟產業促進)

1. 核能電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

國內外核能電廠組件與材料失效案例長期蒐集與研析，及國際上尤其美國核安相關資訊收集與解析，可提供電廠組件失效或破壞之及時預警或預防，防止相同案例再發生，確保核能機組安全，期能免除跳機，減低大修或電廠停機時間，提升經濟效益。

2. 運轉中核能電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究

研究核能電廠儀控系統關鍵數位資產資通安全防禦策略之評鑑機制及事件通報機制，可加強運轉員在主控制室運轉能力，提高核能電廠安全。並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。

3. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

材料劣化機制之長期研究，可提供管制技術基準，減少電廠組件失效或破壞肇因發生之機率，縮減大修或電廠停機時間，提升經濟效益。

4. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

- (1) 本計畫係因應福島核災後，重新檢視我國核能電廠地震和海嘯安全的管制技術開發研究，在核能電廠安全的前提下，提供產業所需的穩定電源，有助於產業的持續投資與發展。
- (2) 核能電廠停機與重啟動的機制對國家整體經濟效益影響甚鉅，本計畫檢討過去核能電廠重啟動的案例，以及相關的規範與導則，有助於日後對類似事件之處理。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

1. 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

藉由本計畫深入探討與完整分析，強化 CFD 應用於核能安全之審查能力，除可為國內運轉中之核能電廠相關安全設施提供具體建議外，也可強化審查之專業能力，以提升核安管制效率，提昇國人對核能電廠運轉安全的信心。

2. MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略

收集分析福島事故後各界對核子嚴重事故救援策略，並利用 MAAP 程式可快速運算之特性分析救援策略執行時機，以建立核子事故或核安演習時之分析能力。

3. 國際核能管制法規與後福島改善研究

台灣與日本同屬地震頻繁的島國，有鑒於福島核災，國內各界對核能電廠的安全設計要求日益升高。藉由探討日本新規制基準制定、實施、與驗證案例，以完備國內相關法規之制定，提升電廠安全與增進民眾信心。

4. 風險告知視察工具暨導引開發與維護

因應國際風險告知管制潮流以及國內核能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，維持評估結果的時效性與作業的一致性，以利核安管制紅綠燈制度之執行，增加核安管制透明度，減少民眾相關的疑慮，提升本會施政能力之形象。

5. 運轉中核能電廠安全儀控系統數位化更新之管制技術研究

研究核能電廠儀控系統關鍵數位資產資通安全之關鍵數位資產資通安全的防禦策略之評鑑機制及關鍵數位資產資通安全事件通報機制，可防止對核能電廠關鍵資產之網路惡意攻擊，提升核能安全。

6. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

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，具有豐富的知識與能力，方可避免無謂的懼怕與濫用。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，促進核能安全，並向社會大眾說明，讓民眾安心。

7. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

根據美國最新發布的核能組件老化和環境疲勞評估規範，已建立評估程序和相關技術，並驗證國內核能電廠的組件設計。本研究針對環境疲勞影響之分析，其結果均在安全範圍內，有助於解除社會大眾對核能電廠安全營運之顧慮。

8. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

本計畫係因應福島核災後，重新檢視我國核能電廠地震和海嘯安全的管制技術開發研究，對建立獨立審查能力及促進核能安全有重要助益。例如，地震導致核能電廠停機與其重啟動之過程對社會有直接的影響，本計畫分析過去核能電廠重啟動之經驗與相關的規範和導則，有助於降低當事件發生後，對社會的負面衝擊。

9. 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

藉由針對強震作用下，核能電廠土壤及結構所產生非線性反應行為之研究，可釐清安全方面的管制技術要項，進而提升社會大眾對核能安全管制之信心。

五、其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

1. 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

(1) CFD 之成果可作為本會的參考。可培育核能安全、CFD 應用之相關人才，本計畫共培育了碩士生 2 位。同時，本研究培育的人才，亦可投入核能安全領域運用及 CFD 分析的相關領域。

(2) 每年的 CAMP 會議台灣都會介紹 SNAP/TRACE 與 RELAP 程式對於台灣 4 座核能電廠的模擬發展現況，同時也對 NUREG 報告略作提示，展現我國在 TRACE 程式上的研究分析成果。本計畫每年都會提交 NUREG-IA 報告並送美國核管會審查，完成我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之責任與義務。目前我國刊登於 NUREG/IA 之報告總數量，與西班牙並列第一。本計畫培育了 2 位博士生、2 位碩士生，培育之人才，可投入核能安全領域之應用。

2. 國際核能管制法規與後福島改善研究

(1) MELCOR 嚴重事故分析研究團隊：所養成之 MELCOR 嚴重事故分析團隊可因應國內管制議題進行各項參數評估，以評估電廠改善措施成效，並提出後續之改善建議，以確保嚴重事故下民眾之健康財產安全。

(2) 安全度評估研究團隊：評估核能電廠相關機率安全分析技術，並作為後續應用及管制重要參考與引用之依據。

3. 風險告知視察工具暨導引開發與維護

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，提供本會標準化的評估過程，透過簡易操作界面節省作業時間，並彈性更新風險分析模式版本與運轉數據，落實風險告知視察與評估作業。

4. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

參加 ICGEAC 國際合作及培養材料專長碩士一員。

5. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

培養專長碩士兩員，以提升老化管理評估能力。

6. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

本計畫建立機率式地震危害度分析、機率式地震風險評估、海嘯源模擬以及海嘯波傳播、超越設計地震後核能電廠重啟動的地震安全性等的獨立審查技術，並填補地震學術及核能地震實務/法規間的介面知識，和培育所需之碩士、博士人才。本計畫對核能電廠重啟動相關的規範和導則之分析，有助於日後對核能電廠相關之管制。

7. 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

持續培養國內核電土壤結構互制分析技術人才，深化其技術經驗。

貳、跨部會協調或與相關計畫之配合

核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究：本計畫的幾位分項主持人亦結合科技部計畫，科技部計畫以理論推導和程式建立為主，本計畫偏重實務應用和完成本會管制上之任務需求。

參、檢討與展望

1. 國際核能管制法規與後福島改善研究

- (1) 在 NTTF 部分，依據 SECY 15-0137, “Proposed Plans For Resolving Open Fukushima Tier 2 and 3 Recommendations” 美國核管會對第 2、3 階段之建議事項進行後續發展方向評估，主要可區分為三大方向：(1) 與部分 Tier 1 議題納入 MBDBE Rulemaking, 此部分包含 R4、R7.2~7.5、R8、R9 要求業主的緊急計畫處理長時間廠區全黑及多機組事故、R10.1~10.2 要求針對長時間廠區全黑及多機組事故尋求額外的緊急計畫重點、及 R11.1；(2) 基於成本效益考量結案，此部分包含 R3 要求強化預防或減緩由地震導致火災及水災之能力、R5.2 要求採其他型圍阻體的電廠強化排氣設計及可靠性、R6 要求針對在圍阻體或其他廠房內提出並確認氫氣控制及減緩、R9.3、R10.3、R11.2、R11.4、R12.1、R12.2；(3) 需再進一步評估，此部分包含 ACRS 所提之其他天然災害之評估、R2.2 每 10 年納入新的、重要的歷史資料以確認並視需要更新此設計基準、R11.3 事故現場及 EPZ 之即時監測等議題。由上述分析，2016 年可視為 NTTF 的任務指標年（五年），大部分的工作會在年底結案，僅存在一個整合性的立法案及三個後續評估案。本應於 2016 年 10 月提出的每六個月第 10 次進度報告至今美國核管會尚未公布，待公布後本計畫將持續追蹤。明年度之重點將是 MBDBE 立法與相關導則更新，並關注相關程序書指引，如 DG-1319 -

Integrated Response Capabilities for Beyond-design-basis Events (Proposed New Regulatory Guide 1.228)、NEI 14-01-Emergency Response Procedures and Guidelines for Beyond Design Basis Events and Severe Accidents、及 NEI 13-06 –Enhancements to Emergency Response Capabilities for Beyond Design Basis Accidents and Events 等之相關實施進度。

- (2) 日本在福島事故後，日本原子力規制委員會訂出新的審查導則與實施規範，其中有關廠址之輸入海嘯評估方面已有具體之應用實例。海嘯發生模型除了依據原子力學會標準所公開的沿日本海溝軸與千島海溝(南部)沿海的海嘯發生區域，亦考量典型的板塊間地震與海嘯地震的連動型地震，以及複數海嘯發生區域作為地震發生震源之可能性。反觀國內在海嘯源複合效應部分之研究相形匱乏，在目前有限的研究人力狀況下，後續將針對海嘯發生模型、海嘯傳播模型設定與各模型設定根據、以及不確定因素之分析，持續與學界進行技術性探討，以逐步建立獨立的審查技術及研究能力/人力。

2.核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

參考美國核管會出版 NUREG/CR-7153 之 EMDA (Expanded Materials Degradation Assessment)作為日後材料劣化與防治研究範疇，使高敏感度暨低知識度議題能被深入研究。

3.核能電廠老化管理評估及相關法規研究

對於低合金鋼-不銹鋼異材銲接件之疲勞行為，因計畫期程，目前僅以 52M 鎳基合金銲道為探討對象，然而整個銲件包含多個不同材質的區域，可擴充對這些區域進行研究，建立此銲接件完整的疲勞行為資訊。

4.核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

台灣電力公司針對國內幾座核能電廠持續委外進行機率式地震危害度分析、機率式斷層位移危害度分析、機率式地震風險評估、和防海嘯牆設計，基於管制審查之需求，將持續研究相關課題。台灣位於環太平洋火弧地震帶，對於核能電廠因地震停機與相關的重啟動問題，需要持續地進行深入的研究，以發展出適合台灣地區的準則，降低對社會與經濟的衝擊，同時兼顧環境之安全。

5.核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

104 年度核二廠地震安全分析模型僅建構圍阻體部分，106 年度將繼續精進反應器廠房部分，並進行目前國際上研究重點之不連貫 (incoherence) 效應分析。

附表、佐證資料表

【A 論文表】

題 名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別
C. H. Lin, Y. M. Ferng, Investigating thermal mixing and reverse flow characteristics in a T-junction using CFD methodology, Applied Thermal Engineering, 102 (2016) 733–741.	林志宏	2016	C
EVALUATION OF EXTENDED LOSS OF AC POWER EVENT AND MITIGATION STRATEGY IN MAANSHAN PWR USING TRACE CODE	Jung-Hua Yang	2016	F
Establishment of TRACE containment model and Maanshan ELAP analysis	Jung-Hua Yang	2016	F
Emergency operating procedures improvement based on the lesson learned from the Fukushima Daiichi accident	吳文雄	2016	D
Temperature and pressure analysis of LOCA for Kuosheng MARK III containment using TRACE/CONTAN	吳文雄	2016	F
Investigating the Effects of System Availability, Mitigation Strategy, and Operating Conditions on Core Uncovery and Core Damage During Station Blackout Event for Maanshan Nuclear Power Station	江庚晏	2016	F
數位儀控人因驗證與確認標準作業程序	彭成俊	2016	E
核能電廠現代化主控制室十八項設計特徵之研究	莊淳宇	2016	E
Effect of degradation on nonlinear ultrasonic behavior of aged centrifugal-cast stainless steel	林佑儒	2016	C
Wear behavior of thermally sprayed Zn/15Al, Al and Inconel 625 coatings on carbon steel	陳泰丞	2016	C
不同加工表面對 304L 不銹鋼間隙腐蝕速率的影響	蔡坤釗	2016	F
時效離心鑄造不銹鋼鉸件於模擬 BWR 高溫水化學環境下之劣化行為研究	陳泰丞	2016	F
Environmental degradation of thermally-aged centrifugally-casted austenitic stainless steel welds in high temperature water condition, ICGEAC meeting	陳泰丞	2016	F
On the Turbulent Boundary Layer of a Dry Granular Avalanche down an Incline. I. Thermodynamic analysis	Fang, C.	2016	C
On the Turbulent Boundary Layer of a Dry Granular Avalanche down an Incline. II. Closure Model and Numerical Simulations	Fang, C.	2016	C
應用 SAP 2000 與 SASSI 軟體執行壓水式反應器圍阻體土壤結構互制分析之時域及頻率域分析方法比較(Comparison of Time-and Frequency-Domain Methods in Soil-Structure	曾盈達	2017	C

Interaction Analysis for Nuclear PWR Containment By Using SAP 2000 and LSASSI Computer Programs)			
異材銲接疲勞損壞機制研究	徐康耀	2016	G

註：文獻類別分成 A 國內一般期刊、B 國內重要期刊、C 國外一般期刊、D 國外重要期刊、E 國內研討會、F 國際研討會、G 國內專書論文、H 國際專書論文

【B 合作團隊(計畫)養成表】

團隊(計畫)名稱	合作對象	合作模式	團隊(計畫)性質	成立時間(西元年)
核管技支中心	核能電廠安全分析研究室	B	A	2016
核管技支中心	WinNuPRA 安全度評估研究團隊	B	A	2016
材料老劣化防治技術團隊	ICGEAC 國際合作組織	B	A	2016

註：合作模式分成 A 機構內跨領域合作、B 跨機構合作、C 跨國合作；團隊(計畫)性質分成 A 形成合作團隊或合作計畫、B 形成研究中心、C 形成實驗室、D 簽訂協議

【C 培育及延攬人才表】

姓名	機構名稱	學歷	性質
何愛玲	清華大學	A	B
李宛芸	清華大學	A	B
李尚諭	清華大學	B	B
楊鎧駿	清華大學	B	B
洪郁荃	清華大學	B	B
王俊仁	清華大學	B	B
林緯瀚	國立中央大學機械系所	B	疲勞實驗和建立疲勞最佳預估模式
葉思勝	國立中央大學機械系所	B	試片製作，金相、衝擊實驗
呂文豐	核能研究所	B	攻讀博士

註：學歷分成 A 博士(含博士生)、B 碩士(含碩士生)、C 學士(含大學生)；性質分成 B 學程通過、C 培訓課程通過、D 國際學生/學者交換、E 延攬人才

【D1 研究報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年(西元年)	是否被採納
核電廠反應器材料覆銲後之特性研究	王朝正等	2016	C
核三廠電廠全黑事故序列驗證評估	陳詩奎、林子人等人	2016	D
日本核電廠新規制基準有關火山及海嘯安全審查之技術研究	許文勝、楊雋之、朱乙心	2016	D
用過燃料池安全度評估模式研究-以我國核二廠與美國Susquehanna 核電廠為例	王清鍾	2016	C
核三廠電廠全黑事故序列驗證評估	吳泰宏	2016	C
核三廠電廠全黑反應爐冷卻水泵軸封洩漏影響分析	吳文雄	2016	C
核一廠 MELCOR 模型升級報告最終版	張欽柏	2016	C
核一廠濕井不凝結氣體模擬 R1	張欽柏	2016	C
核三廠 RELAP5-mod3 ELAP 暫態分析與硼濃度研究	黃議輝	2016	C
探討馬鞍山核電廠於變更關鍵相關系統可用度及事故緩和策略下之電廠全黑事故演進情形	江庚晏	2016	C
核電廠儀控系統數位化更新使用現場可程式化閘陣列技術之案例研究	游原昌、李春林	2016	C
核電廠安全儀控系統更新之數位技術應用管制研究	陳昌國、李春林、徐獻星	2016	C
核能電廠關鍵數位資產資通安全管控措施評鑑技術研究	蔣文得、紀毓駁	2016	C
不同肥粒鐵含量時效鑄造不銹鋼 CF8A 應力腐蝕	呂文豐	2016	C
時效鑄造不銹鋼冷作效應評估報告	陳泰丞	2016	C
合金 625 熱噴塗層於金屬基材之腐蝕行為	雍敦元	2016	C
核能電廠機械組件整體安全評估	鍾君勵、陳建忠	2016	C
核能電廠組件老化管理評估應用軟體開發	徐康耀、胡進章、鍾君勵	2016	C
核能組件老化管理評估應用軟體之驗證與確認	徐康耀、林家吉	2016	C
核能電廠時限老化分析評估方法與應用實例	林家吉、陳建忠	2016	C
核能電廠組件長效老化管理準審查計畫	陳建忠、林家吉、鍾君勵	2016	C

核電廠超越設計地震之地震安全管理技術研究(105 年度總報告)	洪李陵、盧煉元、蕭士俊、方中、侯琮欽、王雲哲、朱世禹、鍾興陽、洪崇展	2016	C
核能電廠 SSHAC 等級 3 PSHA 審查技術(105 年度分項報告 1)	洪李陵、盧煉元	2016	C
海嘯源模擬分析管制驗證技術(105 年度分項報告 2)	蕭士俊、方中、侯琮欽	2016	C
核能電廠 SSHAC 等級 3 PSHA 審查技術(105 年度分項報告 3)	王雲哲、朱世禹、鍾興陽、洪崇展	2016	C
核三廠圍阻體廠房在設計地震下之非線性 SSI 分析研究-土壤近域及遠域非線性效應	廖克弘	2016	C
CFD 紊流模式分析評估與核能安全審查導則之建立	許文勝、陳詩奎、林志宏、楊融華	2016	C
CFD 應用於核能安全分析之審查導則 Rev.3	林志宏、洪郁荃、王俊仁	2016	C
核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證	許文勝、陳詩奎、林志宏、楊融華	2016	C

註：是否被採納分成 A 院級採納、B 部會署級採納、C 單位內採納、D 存參

【F 形成課程教材手冊軟體表】

名稱	性質	類別	發表年度(西元年)	出版單位	是否為自由軟體
核一廠風險顯著性評估使用手冊 4.1 版與 PRiSE V 4.1 版軟體	C	C	2016	核能研究所	
核二廠風險顯著性評估使用手冊 4.1 版與 PRiSE V 4.1 版軟體	C	C	2016	核能研究所	
核三廠風險顯著性評估使用手冊 4.1 版與 PRiSE V 4.1 版軟體	C	C	2016	核能研究所	
核電廠土壤結構互制分析應用 SASSI 技術指引	B	A	2016	核能研究所	

註：性質分成 A 課程、B 教材、C 手冊；類別分成 A 文件式、B 多媒體、C 軟體(含 APP)、D 其他(請序明)

【H 技術報告檢驗方法表】

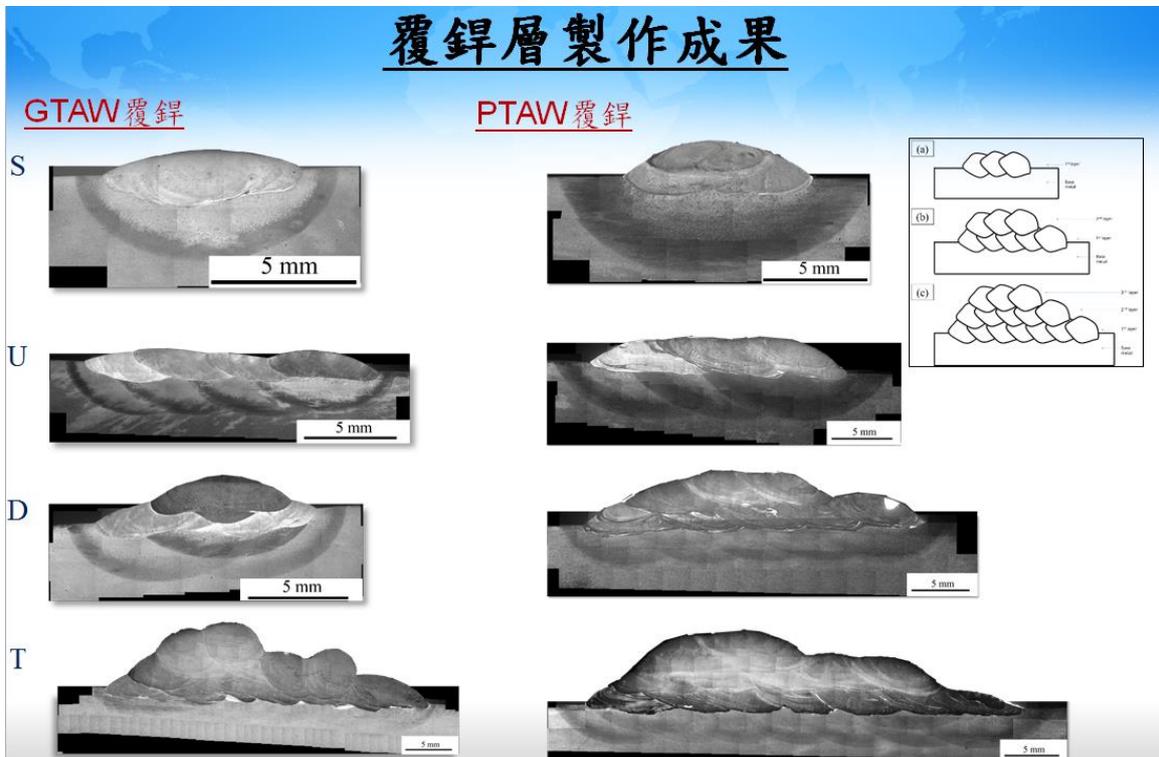
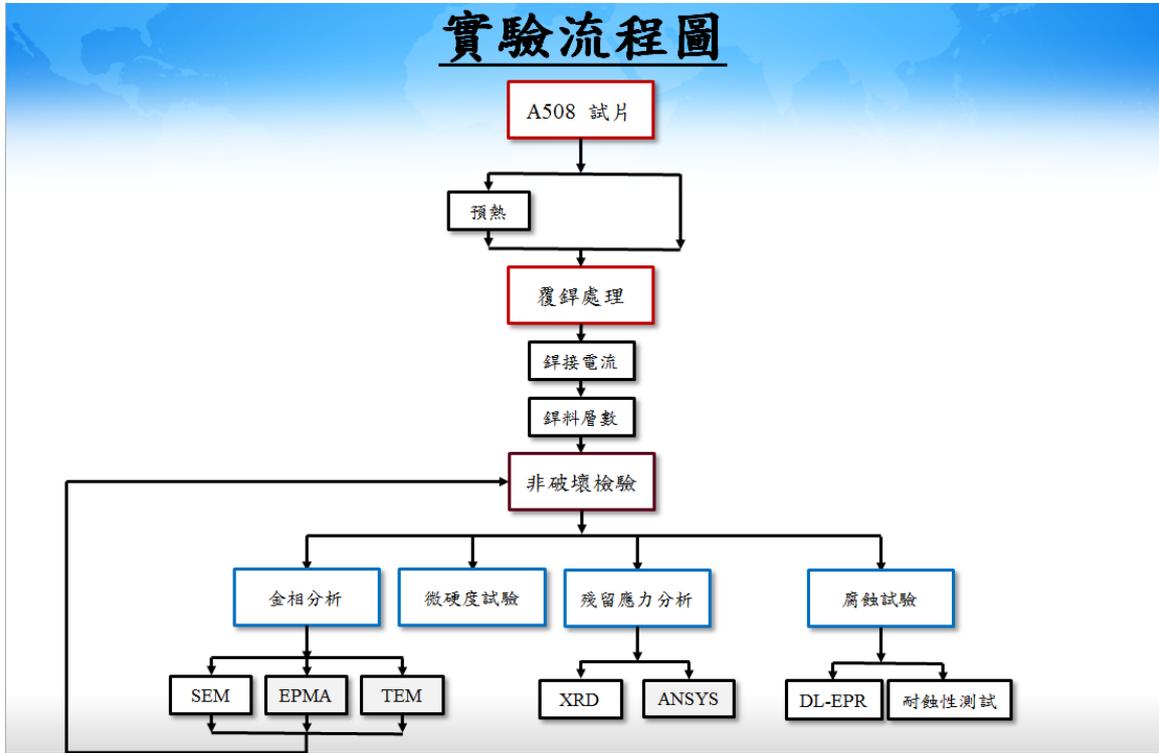
技術或檢驗方法名稱	性質	作者姓名	出版年(西元年)	出版單位
核電廠除役及永久停機期間火災防護方案之探討(Discussion of Fire Protection Program for Nuclear Power Plants during Decommissioning and Permanent Shutdown)	A	陳仲衡	2016	核能研究所

美國核管會「除役時效性規則」之實施與管制寬限措施	A	紀立民	2016	核能研究所
岔管連接銲接處發生共振式的疲勞破損現象(NRC IN 2015-04 FATIGUE IN BRANCH CONNECTION WELDS)	A	黃智麟	2016	核能研究所
SSG-31：放射性廢棄物處置設施之監測與監視	A	紀立民	2016	核能研究所
Monitoring of Neutron-Absorbing Materials in Spent Fuel Pools(用過燃料池中子吸收材料的監測)	A	王清鍾	2016	核能研究所
applicability of ASME Code Case N-770-1 as Conditioned in 10 CFR 50.55a,“Codes and Standards,” to Branch Connection Butt Welds (10CFR 50.55a 對於一級管路及噴嘴異質金屬銲道檢測要求有關岔管對接銲道 ASME 規章法規案例 N-770-1 之適用性)	A	陳仲衡	2016	核能研究所
MAIN STEAM ISOLATION VALVE FAILURE EVENTS (主蒸汽隔離閥失效事件)	A	黃志中	2016	核能研究所
MAAP 程式模擬核一廠嚴重事故應變策略	A	范勝淵	2015	核能研究所
安全度評估學習心得報告	A	王清鍾	2016	核安中心 (試運組)
軸封失效模式之分析-WOG2000 模式報告	A	吳泰宏	2016	核安中心 (試運組)
核能電廠全黑風險評估：喪失廠外電源之分析報告	A	吳泰宏、王清鍾	2016	核安中心 (試運組)

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法

附錄二、佐證圖表

核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究：



S 表示單道、U 表示單層、D 表示雙層、T 表示參層

核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：

EVALUATION OF EXTENDED LOSS OF AC POWER EVENT AND MITIGATION STRATEGY IN MAANSHAN PWR USING TRACE CODE

Jung-Hua Yang^{a,b}, Jong-Rong Wang^{a,b}, Chunkuan Shih^{a,b}, Shao-Wen Chen^a, Yu Chiang^a

^a Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, 101 Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu, TAIWAN

^b Nuclear and New Energy Education and Research Foundation, ESS R200W, No. 101, Section 2, Kuang-Fu Rd., Hsinchu 30013, TAIWAN

From the Fukushima accident, a natural disaster led to great damage to a nuclear power plant in no time was realized. It became clear more work was needed to address the plant ability to cope without sources of AC power which would otherwise be available to operate the engineered safety features. The overall objective of this research is to evaluate the Extended Loss of AC Power (ELAP) event to determine what actions can be taken to extend the coping capability of a Pressurized Water Reactor (PWR) during an ELAP condition and to alleviate those conditions which inhibit the ability to successfully survive such an event. This research studies the thermal-hydraulic phenomena of the plant during ELAP with and without mitigation strategies. The modeling and simulation works were done by using TRACE code. The applying of mitigation strategy during ELAP is to secure reactor core water coverage and fuel integrity as long as possible, and the results show that it can extend the time for core fuels to be uncovered for various hours in different situations. Furthermore, the duration gained by mitigation strategy is possibly for building up AC power sources and long-term cooling system. This study can be used to help develop and incorporate emergency response guidelines, investigate areas of hardware improvement and procure portable equipment that could be used to help mitigate the ELAP event.

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

Establishment of TRACE containment model and Maanshan ELAP analysis

Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Ailing Ho

Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
101 Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu, TAIWAN
junghua1984@gmail.com, chensw@ms.nthu.edu.tw

Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih

Nuclear and New Energy Education and Research Foundation
ESS R200W, No. 101, Section 2, Kuang-Fu Rd., Hsinchu 30013, TAIWAN
jongrongwang@gmail.com, ckshih2008@gmail.com

ABSTRACT

The overall objective of this research is divided into two sections. The first is establishment of TRACE analysis model, which includes the components of containment. The capability of simulation for TRACE model is verified by comparing with the results of Final Safety Analysis Report (FSAR) during the Loss of Coolant Accident (LOCA). The important parameters such as containment pressure and containment temperature will be discussed. The second work is evaluation of Extended Loss of AC Power (ELAP) event in Maanshan nuclear power plant. Maanshan nuclear power plant is a two-unit Westinghouse 3-loop PWR power station. The analysis results are focus to evaluate the containment safety and integrity during the ELAP event. This research also studies the thermal-hydraulic phenomena of the plant during ELAP with and without mitigation strategies. The modeling and simulation works were done by using TRACE code. The cooldown of the RCS with the subsequent depressurization is very beneficial to the transient since this reduces break flow and gets the accumulators in communication with the RCS which provides vital mass makeup and increased RCS bulk boron concentration for subcritical margin. This model of core cooling will continue until enough liquid mass is lost through the leak sites such that the liquid phase cannot cover the core.

KEYWORDS

ELAP, TRACE, Maanshan, containment, IAF

1. INTRODUCTION

After the Fukushima accident, it became clear more work was needed to address the plant ability to cope without sources of AC power which would otherwise be available to operate the engineered safety features. When cooling to the Reactor Coolant Pumps (RCPs) seal packages is lost, water at high temperatures will flash and force the leakage in the seal to become excessive. Without AC power to the Emergency Core Cooling System (ECCS), the Reactor Coolant System (RCS) cannot tolerate this amount of mass loss for an extended time period.

Maanshan Nuclear Power Plant (NPP) is a two-unit Westinghouse three-loop PWR power plant operated by Taiwan Power Company (TPC) 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. Since no AC power available, only turbine driven auxiliary feedwater system (TDAFW) can deliver cold water to steam generators (SG) to maintain the water level inside SG. If TDAFW trip due to some reason, water in the SG will boil off eventually, losing the heat sink of primary side. In the primary side, ECCS cannot operate without AC power, so



International Agreement Report

Fuel Rod Behavior and Uncertainty Analysis by FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA Code in Maanshan LBLOCA

Prepared by:

Chunkuan Shih, Jung-Hua Yang, Jong-Rong Wang, Shao-Wen Chen, Show-Chyuan Chiang*, Tzu-Yao Yu*

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: March 2016

Date Published: August 2016

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



International Agreement Report

RELAP5/MOD3.3 Model Assessment of Maanshan Nuclear Power Plant with SNAP Interface

Prepared by:

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

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: March 2016

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



Research Paper

Investigating thermal mixing and reverse flow characteristics in a T-junction using CFD methodology

C.H. Lin^a, Y.M. Ferng^{b,c,*}^aCenter of Energy and Environment, National Tsing Hua University, 101, Section 2, Kuang-Fu Road, Hsinchu 30013, Taiwan, ROC^bDept of Engineering and System Science, Inst of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, 101, Section 2, Kuang-Fu Road, Hsinchu 30013, Taiwan, ROC^cDept of Mechanical and Biomedical Engineering, City University of Hong Kong, Tat Chee Avenue, Kowloon, Hong Kong Special Administrative Region

HIGHLIGHTS

- CFD simulates the thermal mixing and reverse in a T-junction.
- Steady-state turbulence models are adopted in this paper.
- Reverse flow in the T-junction decreases with increasing flowrate in main pipe.
- $\nu 2f$ turbulence model can capture the reverse flow from the branch injection.
- RKE model can reproduce the thermal mixing characteristics in a T-junction.

ARTICLE INFO

Article history:

Received 24 October 2015

Accepted 24 March 2016

Available online 7 April 2016

Keywords:

Thermal mixing

Reverse flow

T-junction

CFD

Steady-state turbulence model

ABSTRACT

A three-dimensional (3-D) computational fluid dynamics (CFD) methodology is developed to simulate the thermal mixing and reverse flow characteristics in an in-house T-junction. Different steady-state turbulence models are adopted in the simulations and assessed against the measured data of temperature distributions at various cross-sections of the main pipe. The unsteady-state turbulence models may be suitable for resolving the amplitude and frequency of temperature oscillation in a T-junction. However, T-junctions are just one component in an entire complex piping system. The steady-state turbulence models therefore attract some interest for T-junction simulations in engineering applications. Two cases, with the flowrate combinations of 30/200 and 30/400 in the branch/main pipes, are used to validate CFD simulations with different turbulence models. The reverse flow from the branch back upstream of the T-junction intersection is more significant for the lower flowrate of the main pipe, which can be confirmed by both measured data and predicted results. Based on the temperature comparison of the measurements and the predictions, the $\nu 2f$ turbulence model is most suitable for capturing the flow reversal characteristics in the T-junction, while the realizable $k-\epsilon$ turbulence model reproduces the measured data more accurately for the T-junction with the higher flowrate in the main pipe and the lesser reverse flow. The present results can provide a useful reference for simulating the thermal mixing and reverse flow in a T-junction with various steady-state turbulence models.

© 2016 Elsevier Ltd. All rights reserved.

1. Introduction

T-junctions are commonly used in piping systems and multi-channel networks in various industries, including petrochemical plants, electronic cooling applications, molecular biological processes, power plants, etc. It is crucial to comprehensively understand the thermal-hydraulic characteristics in a T-junction

for piping design. Many simulations using computational fluid dynamics (CFD) with different turbulence models have been conducted to investigate the mixing characteristics of T-junctions. Hu and Kazimi [1] studied temperature fluctuations caused by thermal mixing in T-junctions using the large eddy simulation (LES) turbulence model. The results showed that the calculated maximum temperatures were somewhat higher than the measurements. Wang and Mujumdar [2] developed a three-dimensional (3-D) model with the standard $k-\epsilon$ turbulence model to predict the flow and mixing characteristics of multiple and multi-set opposing jets. Good agreement between the simulated and the

* Corresponding author at: Department of Engineering and System Science, Institute of Nuclear Engineering and Science, 101, Sec. 2, Kuang-Fu Rd., Hsinchu 30013, Taiwan, ROC.

E-mail address: yfmg@ess.nthu.edu.tw (Y.M. Ferng).



Emergency operating procedures improvement based on the lesson learned from the Fukushima Daiichi accident



Wen-Hsiung Wu^{a,b,*}, Lih-Yih Liao^c

^aAtomic Energy Council, 2F, No. 80, Sec.1, Chenggong Rd., Yonghe Dist., New Taipei City 234, Taiwan

^bInstitute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, No. 101, Sec.2, Guangfu Rd., Hsinchu City 300, Taiwan

^cInstitute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, No. 1000, Wenhua Rd., Jhuang Village, Longtan Township, Taoyuan County 325, Taiwan

HIGHLIGHTS

- Discuss the problem of EOPs at the time of Fukushima accident to deal with the prolonged SBO.
- Elaborate the potential risk accompanied with the emergency depressurization in the SBO.
- Describe a special guideline to cope with Fukushima-like accidents and provide its technical basis.
- Point out that Fukushima accident might have been prevented if improved EOPs had been used.
- Propose key points and suggestions for improving the EOPs.

ARTICLE INFO

Article history:

Received 21 April 2016

Received in revised form 4 September 2016

Accepted 12 September 2016

Available online 28 September 2016

JEL classification:

D. Reactor Engineering

ABSTRACT

One of the lessons learned from the Fukushima Daiichi accident is the emergency operating procedures (EOPs) have to be improved. The BWR Owners' Group revised the emergency procedure guidelines and addressed the lesson learned from the Fukushima Daiichi accident in revision 3 in order to avoid loss of turbine-driven make-up water systems during reactor depressurization. However, the improvement deserves much more attention. The existing EOPs at the time of the accident may not be adequate enough for the prolonged station blackout condition, because resources required for performing the EOPs are vastly unavailable or gradually exhausted. The improved EOPs must not only permit early reactor pressure vessel depressurization, but also address the risk accompanied with the emergency depressurization. For this reason, Taiwan Power Company proposed the Ultimate Response Guideline (URG) to cope with Fukushima-like accidents. The main content of the URG is a two-stage depressurization strategy, namely the controlled depressurization and the emergency depressurization. The technical basis of the two-stage depressurization strategy was discussed in this paper. The effectiveness of the URG was verified by using TRAC/RELAP Advanced Computational Engine (TRACE). Besides, the emergency responses performed by Fukushima Daiichi nuclear power plant (Fukushima Daiichi NPP) were found to be very similar to the URG. The consequences of Fukushima Daiichi NPP somehow demonstrate that the URG is effective for Fukushima-like situation. Effective strategies for coping with Fukushima-like accidents are worthwhile to be integrated into the improved EOPs. The Fukushima Daiichi accident might have been prevented if the improved EOPs had been used, even with the existing design of Fukushima Daiichi NPP at the time of the accident.

© 2016 Elsevier B.V. All rights reserved.

1. Introduction

On March 11, 2011, a massive earthquake of magnitude 9.0 occurred in east of the Pacific coast of the Tohoku region. Right

before the earthquake hit, the unit 1, 2 and 3 of Fukushima Daiichi nuclear power plant (Fukushima Daiichi NPP) were operating in rated power while the unit 4, 5 and 6 were in planned outage. Due to the large seismic acceleration signals from the seismic trigger, all units in power operation automatically scrambled. The loss of off-site power (LOOP) was resulted from the damaged switchyard equipment, collapsed transmission line towers and broken circuit breakers that was caused by the earthquake. Hereafter, emergency diesel generators (EDGs) were started to supply AC

* Corresponding author at: Atomic Energy Council, 2F, No. 80, Sec.1, Chenggong Rd., Yonghe Dist., New Taipei City 234, Taiwan.

E-mail addresses: whwu1127@aec.gov.tw (W.-H. Wu), lyliao@iner.gov.tw (L.-Y. Liao).

<http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.09.011>
0029-5493/© 2016 Elsevier B.V. All rights reserved.



Wear behavior of thermally sprayed Zn/15Al, Al and Inconel 625 coatings on carbon steel



Tai-Cheng Chen ^{a,*}, Chau-Chang Chou ^b, Tung-Yuan Yung ^a, Kun-Chao Tsai ^a, Jiunn-Yuan Huang ^a

^a Nuclear Fuel and Materials Division, Institute of Nuclear Energy Research (INER), Taoyuan 32546, Taiwan, ROC

^b Department of Mechanical and Mechatronic Engineering, National Taiwan Ocean University (NTOU), Keelung 20224, Taiwan, ROC

ARTICLE INFO

Article history:

Received 29 November 2015

Revised 25 March 2016

Accepted in revised form 28 March 2016

Available online 4 April 2016

Keywords:

Arc thermal spray

Zn/15Al

Al

Inconel 625

Wear

Corrosion

ABSTRACT

In this study, Zn/15Al, Al and Inconel 625 coatings were applied on low carbon steel substrates by twin wire arc spray process as a corrosion and wear protection barrier against the marine atmosphere. The wear behavior of the coating layer was characterized by a pin-on-disk apparatus at a combination condition of three normal loads and two sliding speeds. The wear tests were conducted in a 3.5 wt.% NaCl solution to evaluate the wear resistance of the coatings in a corrosive environment. The results suggested that the Inconel 625 coating had a better wear resistance in a 3.5 wt.% NaCl solution as compared to the Zn/Al and Al specimens. Zn/15Al coatings revealed less wear resistant in a corrosive environment due to the rupture of the oxide film on the coating surface during wear. For the sacrificial protection coatings of Zn/15Al and Al, the characteristics of surface oxide film play a vital role in the wear resistance of the coating materials.

© 2016 Elsevier B.V. All rights reserved.

1. Introduction

In the marine industry, corrosion, wear and erosion of the materials have been a concern for the coastal and offshore structures. For structures made of carbon steels, the service life of the components depends on the corrosion- and wear-resistance of the materials. Arc thermal spray has been used to apply a functional coating layer on many structure materials thanks to its low cost, high efficiency and superior productivity [1–3]. The coating layer acts as a wear/erosion barrier but also provides cathodic protection for the substrate against corrosive environments.

Long-term marine exposure tests of the Zn, ZnAl and Al thermal spray coatings have been carried out by several authors [4–6]. In an 18-year field test of various arc- and flame-sprayed materials at a coastal area, the ZnAl coating shows higher corrosion resistance to the seawater than the Zn and Al coatings [4]. It has been reported that the galvanic protection of Zn and the passivation of Al are the mechanism responsible for the adequate performance of ZnAl coating in a marine environment [7,8]; however, increasing the Al contents could lower the galvanic protection of a ZnAl coating in the chloride-containing

atmosphere due to the noble activity of Al [8,9]. The electrochemical impedance spectroscopic (EIS) examinations of the Al-coated mild steels show higher impedance values than the uncoated specimens after salt spray test for 1500 hours, which could be related to the sealing of internal pores by the corrosion products [10]. Zn coating applied by the pulsed air arc deposition (PAAD) was found to decrease the corrosion rate of the underlying low carbon steels [11]. The results of a salt spray test for thermal-sprayed Zn suggested that the corrosion product of the coating is composed of hydrated zinc oxides and chlorides, in which hydrated zinc oxides provides a protective barrier for the coatings against the corrosive environments [12].

Superalloys have been designed for use in harsh service environments because of their excellent oxidation resistance and superior mechanical properties [13,14]. Little work has been done to study the wear resistance of the arc-sprayed superalloy coating in corrosive environments. Accordingly, this study was intended to investigate the wear behavior of the arc-sprayed Zn/15Al, Al and Inconel 625 coatings on the S355J2+N low carbon steel (JIS S490C) substrates in a saline environment. Wear rate, coefficient of friction (COF) and wear track profile were measured to determine the wear resistance of the coatings. The wear track morphology and oxide distribution on the worn surface were examined using scanning electron microscopy (SEM) and energy dispersive spectroscopy (EDS), respectively. Corrosive wear mechanisms for the arc-sprayed Zn/15Al and Al coatings are thereby proposed in this study.

* Corresponding author.

E-mail address: tcchen@iner.gov.tw (T.-C. Chen).

核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究：

JOURNAL OF THEORETICAL
AND APPLIED MECHANICS
5-4, 3, pp. 1051-1062, Warsaw 2016
DOI: 10.15632/jtam-pl.54.3.1051

ON THE TURBULENT BOUNDARY LAYER OF A DRY GRANULAR AVALANCHE DOWN AN INCLINE. I. THERMODYNAMIC ANALYSIS

CHUNG FANG

*National Cheng Kung University, Department of Civil Engineering, Tainan City, Taiwan
e-mail: cfang@mail.ncku.edu.tw*

Characteristics of the turbulent boundary and passive layers of an isothermal dry granular avalanche with incompressible grains are studied by the proposed zero-order turbulence closure model. The first and second laws of thermodynamics are applied to derive the equilibrium closure relations satisfying turbulence realizability conditions, with the dynamic responses postulated within a quasi-static theory. The established closure model is applied to analyses of a gravity-driven stationary avalanche down an incline to illustrate the distributions of the mean solid content, mean velocity, turbulent kinetic energy and dissipation across the flow layer, and to show the influence of turbulent fluctuation on the mean flow features compared with laminar flow solutions. In this paper, detailed thermodynamic analysis and equilibrium closure relations are summarized, with the dynamic responses, the complete closure model and numerical simulations reported in the second part.

Keywords: closure model, dry granular avalanche, thermodynamics, turbulence

1. Introduction

Dry granular systems are collections of a large amount of dispersive solid particles with interstices filled with a gas. When in motion, the interactions among the solid grains result from short-term instantaneous elastic and inelastic collisions and long-term enduring frictional contact and sliding. They play a structural role in the macroscopic behavior, and are characterized as the *microstructural effect* (Aranson and Tsimring, 2009; Ausloos *et al.*, 2005; GDR MiDi, 2004; Mehta, 2007; Pöschel and Brilliantiv, 2013; Rao and Nott, 2008). Depending on dominant microstructural grain-grain interactions, the quasi-static, dense and collisional flow states are defined, by which the avalanche is classified as a flow with rapid speed (flow in collisional state) (Pudasaini and Hutter, 2007; Pöschel and Brilliantiv, 2013; Rao and Nott, 2008). The microstructural effect significantly depends on flow speed, leading to a dry granular avalanche exhibiting distinct rheological characteristics (Oswald, 2009; Pudasaini and Hutter, 2007).

A dry granular flow experiences fluctuations on its macroscopic quantities, a phenomenon similar to turbulent motion of Newtonian fluids in three perspectives: (i) it results from two-fold grain-grain interactions, in contrast to that of Newtonian fluids induced by incoming flow instability, instability in the transition region or flow geometry (Batchelor, 1993; Tsinober, 2009); (ii) it emerges equally at slow speed in contrast to that of Newtonian fluids, which is dependent significantly on flow velocity, characterized by the critical Reynolds number; and (iii) while turbulent fluctuation induces most energy production with anisotropic eddies and energy dissipation with fairly isotropic eddies at the scales similar to the integral and Kolmogorov length scales in Newtonian fluids, respectively. Granular eddies at the inertia sub-range or Taylor microeddies are barely recognized. These imply that a dry granular flow can be considered a rheological fluid continuum with significant kinetic energy dissipation. Turbulent fluctuation induces energy cascades from the stress power at the mean scale toward the thermal dissipation at the subsequent length and time scales (Pudasaini and Hutter, 2007; Rao and Nott, 2008).

ON THE TURBULENT BOUNDARY LAYER OF A DRY GRANULAR
AVALANCHE DOWN AN INCLINE. II – CLOSURE MODEL AND
NUMERICAL SIMULATIONS

CHUNG FANG

National Cheng Kung University, Department of Civil Engineering, Tainan City, Taiwan
e-mail: cfang@mail.ncku.edu.tw

Dynamic responses of the closure relations, specific turbulent Helmholtz free energy and turbulent viscosity are postulated followed by experimental calibrations. The established closure model is applied to analyses of a gravity-driven stationary avalanche with incompressible grains down an incline. While the mean velocity and volume fraction increase from their minimum values on the plane toward maximum values on the free surface exponentially, two-fold turbulent kinetic energies and dissipations evolve in a reverse manner. Most two-fold turbulent kinetic energies and dissipations are confined within the thin turbulent boundary layer immediately above the plane, with *nearly vanishing* two-fold turbulent kinetic energies and *finite* two-fold turbulent dissipations in the passive layer. The two layers are similar to those of Newtonian fluids in turbulent boundary layer flows, and are preferable recognized by the distributions of turbulent kinetic energies and dissipations.

Keywords: closure model, gravity-driven flow, passive layer, turbulent boundary layer

1. Introduction

This paper continues Fang (2016b), hereafter referred to as Part I. The balance equations of the mean fields for *isothermal flows with incompressible grains* are summarized in the following

$$\begin{aligned} 0 &= \dot{\nu} + \bar{\nu} \nabla \cdot \bar{\mathbf{v}} & 0 &= \bar{\gamma} \bar{\nu} \dot{\bar{\mathbf{v}}} - \text{div}(\bar{\mathbf{t}} + \mathbf{R}) - \bar{\gamma} \bar{\nu} \bar{\mathbf{b}} \\ 0 &= \bar{\gamma} \bar{\nu} \ell \dot{\bar{\nu}} - \nabla \cdot (\bar{\mathbf{h}} + \mathbf{H}) - \bar{\gamma} \bar{\nu} \bar{f} & 0 &= \dot{\bar{\mathbf{Z}}} - \bar{\Phi} \quad (\dot{\bar{\mathbf{Z}}} \equiv \dot{\bar{\mathbf{Z}}} - [\bar{\Omega}, \bar{\mathbf{Z}}]) \\ 0 &= \bar{\gamma} \bar{\nu} \dot{k} - \mathbf{R} \cdot \bar{\mathbf{D}} - \nabla \cdot \mathbf{K} + \bar{\gamma} \bar{\nu} \varepsilon & 0 &= \bar{\gamma} \bar{\nu} \dot{s} - \ell \mathbf{H} \cdot \nabla \dot{\bar{\nu}} - \nabla \cdot \mathbf{L} + \bar{\gamma} \bar{\nu} H \end{aligned} \quad (1.1)$$

for which

$$\mathcal{P} = \{\bar{p}, \bar{\nu}, \bar{\mathbf{v}}, \bar{\mathbf{Z}}, \vartheta^M, \vartheta^T, \vartheta^G\} \quad \mathcal{C} = \{\bar{\mathbf{t}}, \mathbf{R}, \bar{\mathbf{h}}, \mathbf{H}, \bar{f}, \bar{\Phi}, k, s, \mathbf{K}, \mathbf{L}, \varepsilon, H\} \quad (1.2)$$

are introduced respectively as the primitive mean fields and closure relations based on the turbulent state space given by

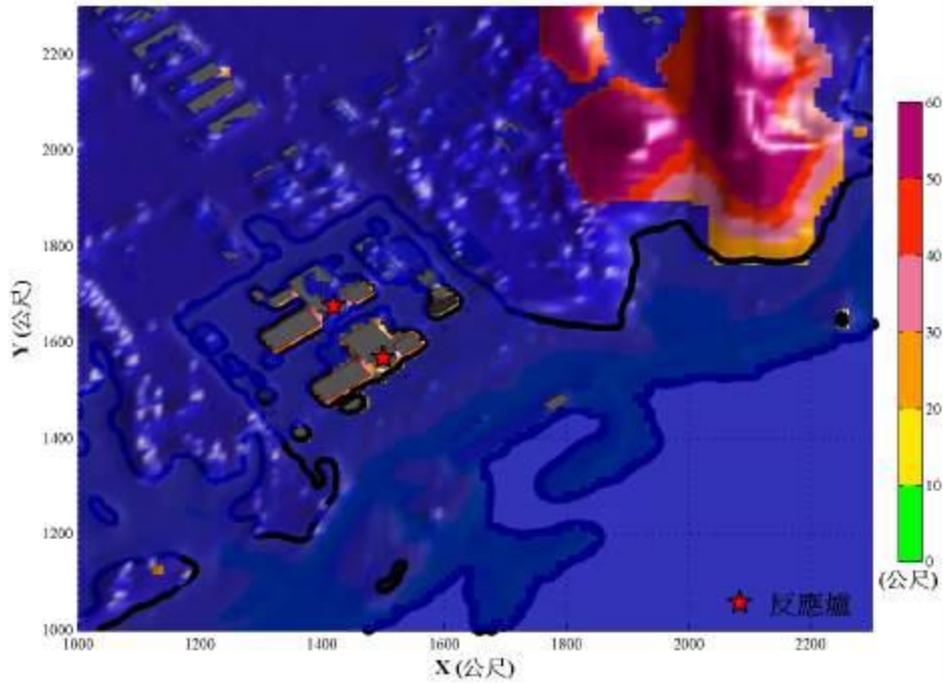
$$\mathcal{Q} = \{\nu_0, \bar{\nu}, \dot{\bar{\nu}}, \mathbf{g}_1, \bar{\gamma} = c_1, \mathbf{g}_2, \vartheta^M = c_2, \mathbf{g}_3, \vartheta^T, \mathbf{g}_4, \vartheta^G, \mathbf{g}_5, \bar{\mathbf{D}}, \bar{\mathbf{Z}}\} \quad \mathcal{C} = \hat{\mathcal{C}}(\mathcal{Q}) \quad (1.3)$$

with c_1 and c_2 are constants, and $\mathbf{g}_2 = \mathbf{g}_3 = \mathbf{0}$. Quantities in (1.1)-(1.3) have been defined in Part I. Müller-Liu entropy principle has been investigated to derive the equilibrium closure relations, with the results summarized in Table 1, in which the subscript E denotes that the indexed quantity is evaluated at an equilibrium state, defined viz.,

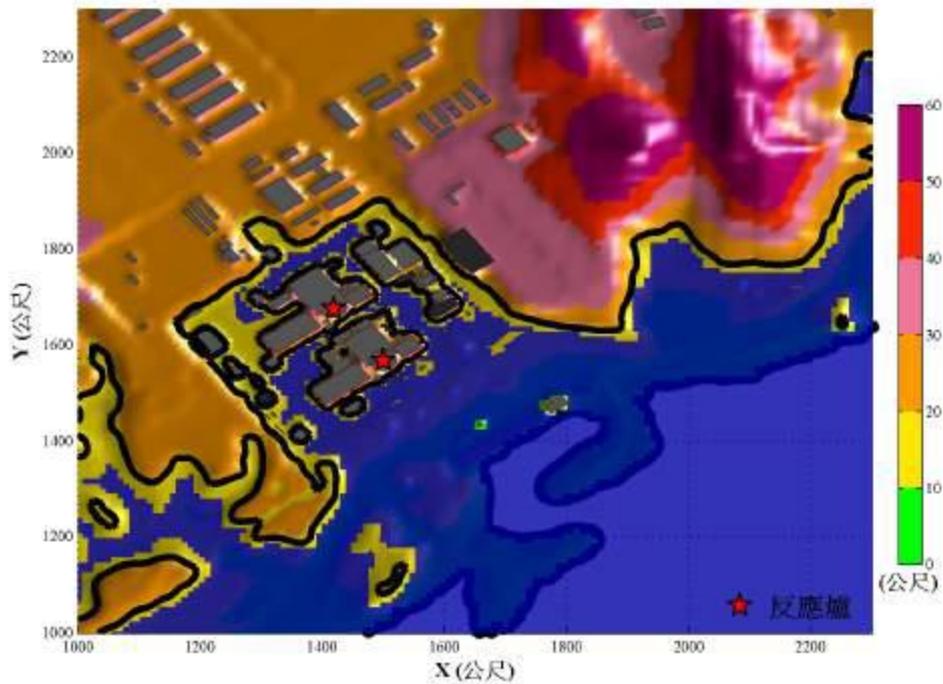
$$\mathcal{Q}|_E \equiv (\nu_0, \bar{\nu}, 0, \mathbf{g}_1, c_1, \mathbf{0}, c_2, \mathbf{0}, \vartheta^T, \mathbf{0}, \vartheta^G, \mathbf{0}, \mathbf{0}, \bar{\mathbf{Z}}) \quad \mathcal{Q}^D \equiv (\dot{\bar{\nu}}, \mathbf{g}_3, \mathbf{g}_4, \mathbf{g}_5, \bar{\mathbf{D}}) \quad (1.4)$$

with \mathcal{Q}^D the dynamic sub-state space, upon which the dynamic closure relations should depend.

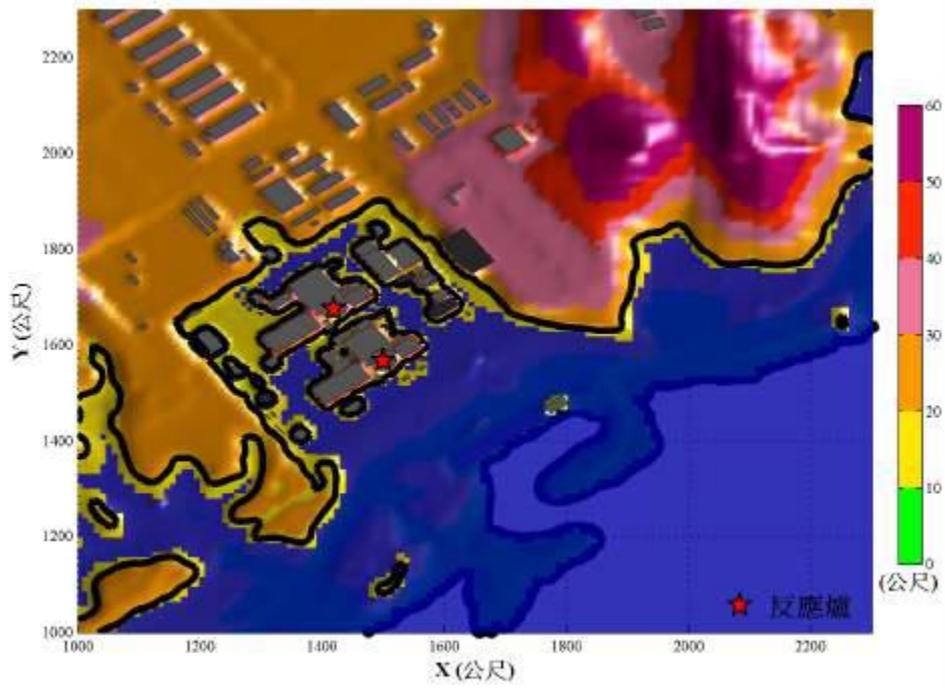
模擬結果-曼寧係數敏感度分析以及三維高
精度耦合模式計算(核三廠, $Mw = 8.53$)



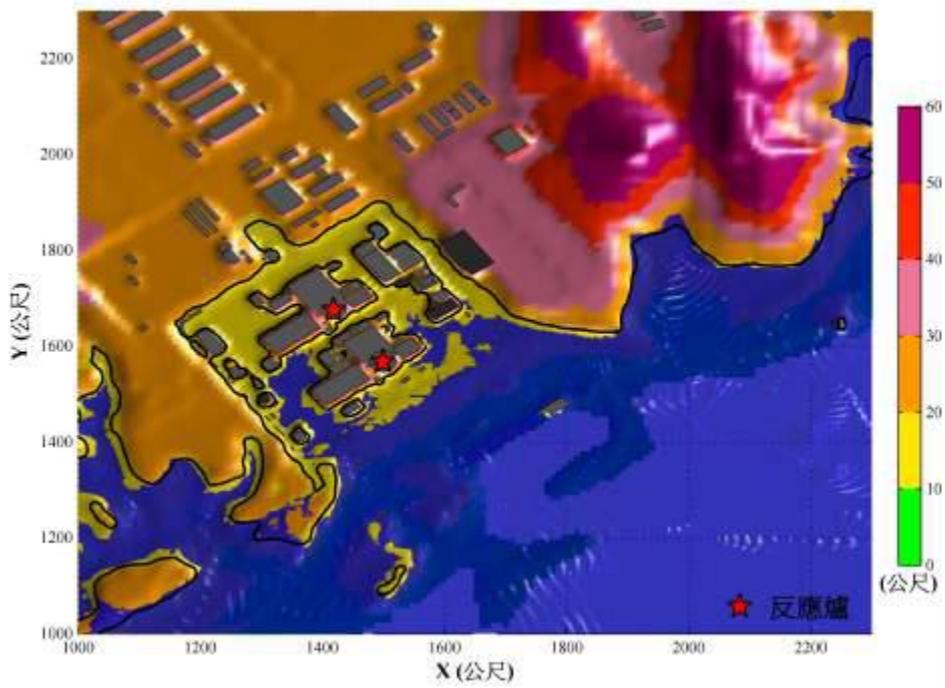
$n = 0.013$ (吳, 2011; Huang et al., 2009; Wu et al., 2008)



$n = 0.030$ (JSCE, 2006)

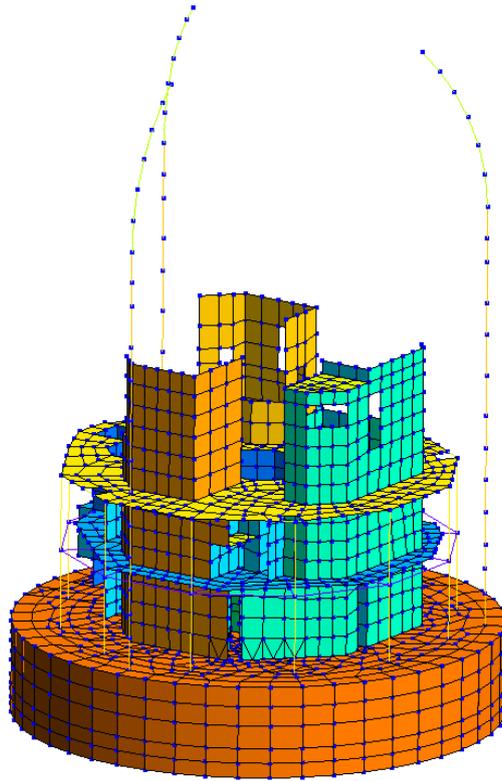


$n = 0.025$ (Kotani et al., 1998; Koshimura et al., 2009; Liu et al., 2009)

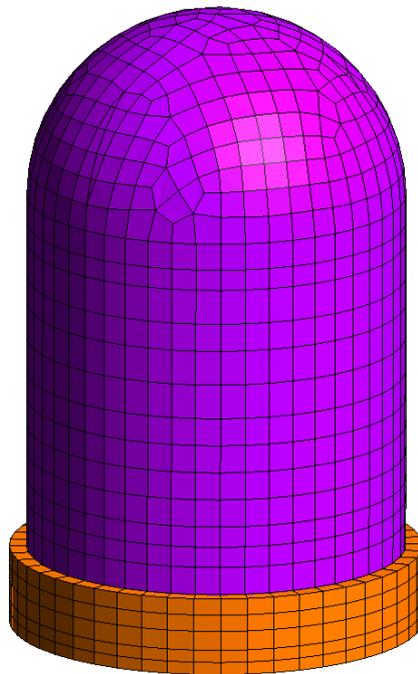


耦合模式(COMCOT + FLOW-3D)

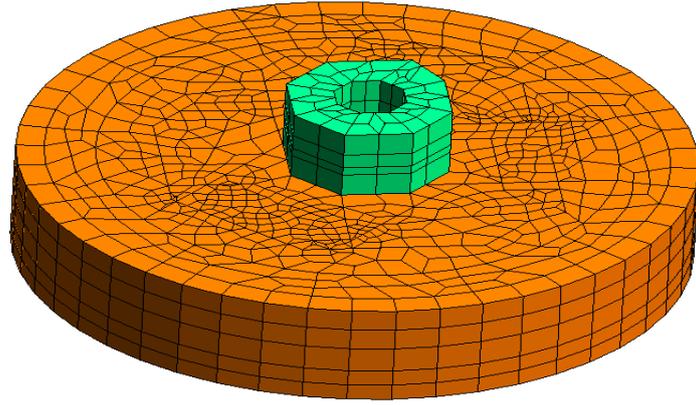
核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：



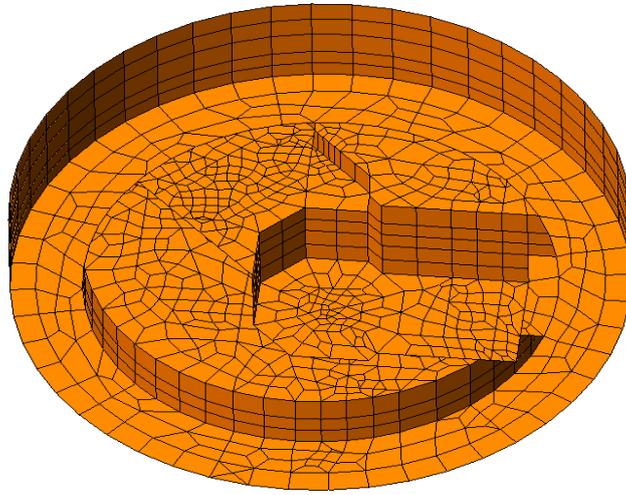
內部結構分割模型



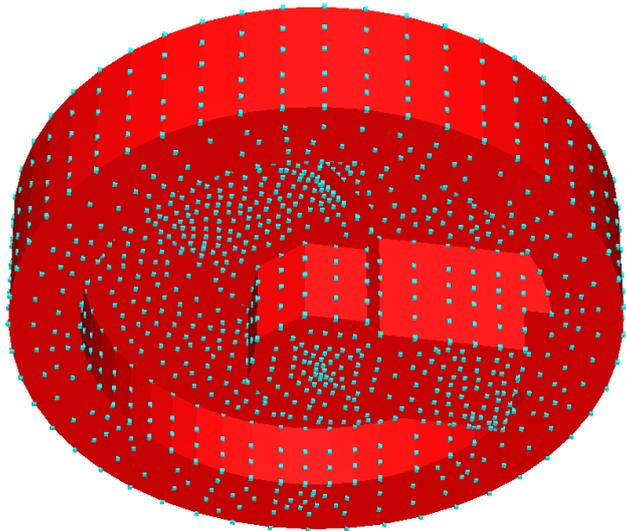
外部圍阻體分割模型



基座俯視分割模型



基座仰視分割模型



埋入土壤部分及土壤互制點分析模型