

107 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(3/4)

執行期間：

全程：自 105 年 1 月 1 日 至 108 年 12 月 31 日止

本期：自 107 年 1 月 1 日 至 107 年 12 月 31 日止

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：行政院原子能委員會核能研究所

中華民國 107 年 12 月 31 日

目 錄

【107 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	4
第一部分	7
壹、 目標與架構	8
一、 目標與效益	8
(一) 目標.....	8
(二) 效益.....	8
二、 架構	11
三、 實際達成與原預期目標之差異說明.....	18
貳、 主要內容	19
一、 執行內容	19
二、 遭遇困難與因應對策.....	45
三、 實際執行與原規劃差異說明.....	45
參、 經費執行情形	46
一、 計畫人力運用情形.....	46
(一) 計畫人力結構 (E004)	46
(二) 人力實際進用與原規劃差異說明.....	48
二、 經費執行情形	49
(一) 經資門經費表 (E005)	49
(二) 經費支用說明.....	50
(三) 經費實際支用與原規劃差異說明.....	51
肆、 主要產出與關鍵效益 (E003)	52
第二部分	55
壹、 主要成果之價值與貢獻度.....	56
一、 「探索(Discovery)」:	56
二、 「發展(Development)」:	57
三、 「推廣(Delivery)」:	58
四、 「商業化(Commercialization)」:	59
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).....	59
貳、 檢討與展望	60
參、 其他補充資料	60

一、 跨部會協調或與相關計畫之配合.....	60
二、 其他補充說明	60
附表、【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】	61
附表、佐證資料表.....	61
附表、【107 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】	100

【107年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	107-2001-02-17-08					
計畫名稱	核能電廠安全管制法規與技術研究(3/4)					
主管機關	行政院原子能委員會					
執行單位	行政院原子能委員會核能研究所					
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	延續型一般計畫					
計畫群組及比重	生命科技 0% 環境科技 100% 資通電子 0% 工程科技 0% 科技服務 0% 科技政策 0% 資通訊建設 0%					
執行期間	107 年 01 月 01 日 至 107 年 12 月 31 日					
全程期間	105 年 01 月 01 日 至 108 年 12 月 31 日					
資源投入	年度	經費(千元)			人力(人/年)	
	107	46,942			32.8	
	合計	46,942			32.8	
	107 年度	經費項目		預算數(千元)	決算數(千元)	執行率(%)
		經常門	人事費	10,270	10,229	99
			材料費	0	0	
			其他經常支出	27,072	26,949	99
			小計	37,342	37,178	99
		資本門	土地建築	0	0	
			儀器設備	9,600	9,546	99
			其他資本支出	0	0	
			小計	9,600	9,546	99
		經費合計		46,942	46,724	99
本計畫在機關施政項目之定位及功能	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轉型為行政法人型態之「國家龍潭原子能科技研究院」，為了延續與傳承原核研所在核安管制累積之知識與經驗，並持續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。					

計畫重點描述	執行本計畫之主要目的為確保電廠安全，增進民眾對核能應用之信心。研發項目主要來自核安及除役管制事務之需求、因應福島事件後新增安全要求事項，以及參考國際趨勢及技術發展。本計畫重點簡述如下： 1. 蒐集國際最新核安及除役資訊，提升技術能力，強化管制技術品質。 2. 因應我國核電廠運轉執照陸續屆期，機組進入除役階段管制實務需求，對於核電廠永久停止運轉爐心仍有燃料情形，先期進行各項安全評估以及技術研究，並蒐集各國核電廠除役期間管制區域解除或縮減之法規、分析及實務之研析。 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. 強化運轉中及除役電廠風險告知評估與管制技術，提升風險告知視察工具品質。 5. 核電廠超越設計地震之地震安全管制能力，技術支援管制機關需求。
計畫效益與重大突破	1. 國內外研討會、期刊發表 14 篇，有助於提昇學術成果，並貢獻核電相關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。 2. 養成 3 個合作團隊，可技術支援國內管制機關核安及除役評估工作，提供管制單位所需專業建議，提昇管制機關決策品質。 3. 培養 5 名博士及 12 名碩士，可提供核能領域所需之核能電廠系統安全分析領域高階研發管制人力，有助於提升國內核能及除役安全管制研發能力。 4. 完成研究報告 24 篇、技術報告 7 篇，形成軟體/教材 2 件，內容包含國際核安資訊的追蹤研析、嚴重事故處理與緩解、國內外最新管制法規比較研究分析、組件老劣化管理評估、核電廠除役國際相關法規及資訊的研析、地震安全管制等等，可提升核安管制相關技術能力。
遭遇困難與因應對策	無

後續精進措施	1. 機組陸續進入除役階段後，反應爐水溫度較運轉時為低，自然對流降低，可能會有停滯點出現，建議未來可針對較顯著影響之部分，做進一步之分析。 2. 建議未來可針對日本電廠實例(如女川電廠)，就事件危害度、脆弱度及事故序列，探討與導則之符合性。 3. 明(108)年度為四年期計畫最後一年，將執行綜整研究成果並提供標準評估作業流程或導則，作為管制機關參考。			
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

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

執行本計畫目的是為配合政府政策，技術支援管制機關妥善解決核安及除役管制相關技術議題，同時持續與國際核安及除役管制領域最新發展趨勢保持同步，以增進民眾對核安及除役管制之信心。計畫項目主要來自為確保核能電廠運轉及除役安全，增進民眾對核能應用之信心。研發項目主要來自因應管制機關對於核安及除役管制事務之需求、福島事件後新增安全要求事項，以及參考國際趨勢及技術發展，本計畫為四年期計畫之第三年，重點簡述如下：

1. 配合國家政策及核能電廠陸續進入除役之客觀需求，蒐集研析機組除役相關技術議題與資料，提昇相關管制技術能力。
2. 持續蒐集研析國際最新核安資訊，強化技術能力並落實管制技術應用。
3. 因應我國運轉中機組管制實務需求，研析機組運轉安全重要議題，並進行管制技術研究，深化技術能力。
4. 持續更新日本福島核災後國際上相關技術與法規發展，研析其他國家防範類福島事故之精進作為。
5. 持續執行核安紅綠燈制度，研析美國核管會視察手冊 (Significance Determination Process, SDP)，導入風險評估與管理視察發現風險評估之流程，強化風險告知評估與管制技術。
6. 持續針對核能電廠超越設計地震相關議題進行研究，深化地震評估技術能力。

(二) 效益

1. 蒐集研析國際核安資訊研究非破壞檢測技術相關議題，並編寫核安資訊報告，協助執行核能電廠現場非破壞檢測查證作業，技術支援管制機關執行核能電廠管制案件審查工作，提供管制

參考。

2. 參與國際合作計畫，如美國核管會之熱流程式應用及維護研究計畫(USNRC Program of Thermal-Hydraulic Code Applications and Maintenance Research, CAMP)、嚴重核事故研究計畫(Cooperative Severe Accident Research Program, CSARP)，更新我國熱水流分析程式，引入國際最新熱水流相關技術資訊，藉以精進國內核能電廠之熱水流與嚴重事故安全分析能力，並培育人才養成分析技術團隊與傳承相關技術，提供核能領域管制所需研發人力。
3. 透過參與經濟合作暨發展組織(Organization for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, OECD/NEA)之核電廠組件運轉經驗、劣化與老化研究計畫(Component Operational Experience, Degradation and Ageing Program, CODAP)，與國際核能先進國家交流金屬管件與非管件類被動組件管制技術經驗，同時進行系統性分析，並持續更新核能電廠組件老劣化資料庫，分享國際合作計畫所提供的技術資料，深化管制技術能力並提供管制機關建議。
4. 進行核能電廠假想嚴重事故及演習劇本比對驗證，提出精進建議，強化事故救援決策管制技術。
5. 追蹤福島事件後先進國家對於相關管制議題之發展與改善實施現況，研析國際最新相關管制技術與要求，提昇核安管制品質。
6. 維護並更新風險告知管制所需之工具，導入最新風險告知評估工具與強化使用者介面，技術協助管制機關執行核安管制紅綠燈制度，落實風險告知視察與評估作業。
7. 探討運轉中電廠壓力邊界組件機制及發展相關防治技術，並研究除役電廠不銹鋼管路間隙腐蝕，探討間隙腐蝕誘發後續應力腐蝕之影響，確保電廠除役期間仍能有效管理。
8. 蒐集國外先進國家對於核能電廠除役期間過渡階段相關之管

制法規與經驗，獲取國際上最新之相關資訊，並完成核能電廠除役期間過渡階段安全管制知識平台，掌握仍需維持安全功能之設備組件相關資訊，強化國內核能電廠在此階段之安全性。

9. 評估除役期間過渡階段仍需維持安全組件、消防設備、管路機制，提供管制機關進行除役安全管制決策之參考。
10. 強化機率式地震危害度分析(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC-3)技術能力，汲取先進國家核能電廠經歷超過設計地震後重起動之地震安全分析經驗，研析核電廠經歷超過設計地震後重起動之結構健康診斷接受準則。
11. 探討國際上目前關切之核能電廠結構地震反應安全分析技術議題，深化國內核能電廠地震安全評估技術與經驗。

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)				
核能電廠安全管制法規與技術研究計畫	46,942/ (46,724)			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及除役管制技術的「無縫接軌」，持續提昇核能安全及除役管制能力，並因應核安及除役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。	1. 本(107)年度完成國內外研討會、期刊發表 14 篇報告，有助於提升學術成果，提供核電相關安全分析技術，並作為管制機關決策之參考。 2. 養成 3 個合作團隊，可機動地提供管制機關所需專業分析。 3. 培育 17 名博碩士，可培養未來需要的核能電廠系統安全分析領域高階研發管制人力。 4. 完成研究報告 24 篇，內容包含國際核安資訊的追蹤研析、嚴重事故處理與緩解、國內外最新

						管制法規比較研究分析、組件老劣化管理評估、核電廠除役國際相關法規及資訊的研析、地震安全管理等等，可提升核安管制相關技術能力。 5. 完成相關軟體及手冊 2 件。 6. 完成技術報告 7 本。 7. 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。
		1-1 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	5,091	李建洲	行政院原子能委員會核能研究所	(1)技術支援核能安全相關報告檢查工作。 (2)精進核電廠運轉期間現場重要安全系統、組件維護作業之管制技術。 (3)精進非破壞檢測技術及超音波能力驗證專業人力、建立相關非破壞檢測技術視察與檢測結果評估之能力。 (4)持續追蹤國際上應用於核能電廠重要組件之非破壞
						(1)完成年度內安全相關報告之檢視，技術支援管制機關，提供管制建議。 (2)培育核能電廠進行非破壞性檢測查證及檢測結果人力。 (3)精進超音波能力驗證有關檢測程序書，提昇檢測結果評估能力。 (4)評估並深化超音波檢測波傳模擬分析之方法與能

						檢測技術資訊及管制知識，與核能先進國家保持同步。	力。 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 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	5,154	陳勝裕	行政院原子能委員會核能研究所	(1) 完成國內核能電廠熱水流系統分析程式(TRACE)分析模式之精進，協助國內核能電廠的安全分析能力及完成 NUREG-IA 技術研究報告，以展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成果。 (2) 完成整合熱流分析、中子及加馬劑量分布評估技術，配合自行開發之水化學評估程式，建立除役過渡階段之爐心水化學狀態分析能力。	(1) 完成 NUREG-IA 技術研究報告，技術分享美國核管會。 (2) 建立國內使用熱水流系統分析程式(TRACE)及其相關程式技術之經驗與能力。 (3) 完成整合熱流分析、中子及加馬劑量分布評估技術，建立除役過渡階段之水化學狀態分析能力，提供管制機關除役安全管制建議。 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 MELCOR 與 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略	4,274	蕭伯彬	行政院原子能委員會核能研究所	(1) 研析緊急/嚴重事故處理指引內容，並依目前國內各核能電廠特性修訂之緊急事故處理程序書(EOP)、嚴重事故	(1) 使用 MELCOR 程式進行核一廠過去演習劇本情境之比對驗證，並提出精進強化之建議。

					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。 (2)檢視更新目前 MELCOR 與 MAAP5 程式之參數檔，使該參數檔可符合國內各電廠之特性，並確保模擬結果之準確性。 (3)持續關注並彙整先進國家程序書發展之最新近況。	(2)完成 MELCOR 程式進行今年核一廠演習劇本情境之比對驗證，並提供管制機關相關建議，提昇相關技術能力。 (3)使用 MACCS 與 MELCOR 程式進行劑量分析計算，並針對演習疏散模式之適切性進行檢視，提出管制決策之建議。 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。
		1-4 國際核能管制法規與後福島改善研究	6,209	黃智麟	行政院 原子能 委員會 核能研 究所 (1)蒐集並彙整先進國家重要核能安全精進管制法規、安全管制資訊、與因應福島核子事故的作法，協助強化我國管制技術與能力。 (2)蒐集及整理日本電廠使用機率式風險度評估方法(PRA)進行風險管理之技術資料與實務應用案例，作為管制時之參考。 (3)建立國內核電廠嚴重事故獨立分析模式，以 MELCOR 進行國內電廠之平行驗證工作，強化核能安全分析能力。	(1)蒐集日本方面之技術資料，並以東北電力公司女川核電廠海嘯 PRA 實務應用為案例，增進日本核電廠海嘯風險度評估技術能力。 (2)建立獨立及平行驗證國內核能電廠演習劇本之能力，強化核能安全分析能力。 (3)蒐集國際上之技術資料，增進對核能電廠火山風險分析之瞭解，並完成分析技術要項及相關參數之研析。

						(4)彙整國際上核能電廠火山風險應用風險分析進行風險管理之技術資料(如技術要項與參數)及應用案例，協助強化我國管制技術與能力。	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	4,524	邱楊鵬	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	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。	(1)技術應用於執行核安管制紅綠燈制度，藉由核能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，落實風險告知視察與評估作業。 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	7,465	黃俊源	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	(1)探討加氫水化學對 Alloy 600 應力腐蝕裂縫生長速率抑制效益評估，釐清其環境影響材料之機制。 (2)研究冷作不銹鋼(SS304L)於模擬壓水式反應器(PWR)水環境之應力腐蝕性質，建立模擬 PWR 測試水環路供後續環境效應影響測試，釐清 PWR 環境影響不銹鋼之肇因，俾利電廠安全管制技術參	(1)建立 Alloy 600 鎳基合金於不同冷作環境下之效應影響評估。 (2)建立壓水式反應器水質環境材料影響測試環路，提供後續 PWR 電廠爐心組件材料測試評估之管制建議。 (3)研析壓水式電廠老劣化機制，以作為核安審查評估之技術參考。 (4)研究除役電廠不銹鋼管

						考。 (3)除役電廠環境溫濕度及海鹽沉積量對管路間隙應力腐蝕研究，確保電廠除役期間仍能有效管理。	路間隙腐蝕，提出間隙腐蝕誘發後續應力腐蝕關聯性，提供管制實務參考。 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 核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究	5,892	林書睿	行政院原子能委員會核能研究所	(1)蒐集世界先進國家對核能電廠於除役期間停機過渡階段相關管制法規及文獻。 (2)管制區域解除或縮減有關之法規、分析及實務資料，並加以彙整研析。 (3)進行除役期間過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術研究 (4)研析噴砂除污技術於核電廠除役之應用。 (5)進行核能電廠除役技術資料彙編工作。	(1)蒐集國外先進國家對於核能電廠除役期間停機過渡階段相關之管制法規與經驗，獲取國際上最新之相關資訊，落實除役期間停機過渡階段安全管制作業。 (2)完成核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制知識平台。 (3)研析噴砂除污技術應用於核電廠除役方式，並進行核能電廠除役技術彙編工作，強化除役安全管制品質及技術能力。 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。

		3-1 核能電廠超越設計地震之地震安全管理技術研究	4,714	周鼎	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	本計畫目標為因應福島事件後，協助精進國內核電廠地震安全管理技術，作為核電廠相關之地震安全管理參考。 (1)提供管制機關進行核電廠機率式地震危害度分析參與性和斷層位移危害度評估的技術建議。 (2)彙整海底山崩引發之海嘯之模型、建立核電廠受海底山崩引發海嘯之不同海嘯數值模型、分別探討台灣東北部及西南海域發生海底山崩時造成的海嘯溢淹，建立評估技術。 (3)研析核電廠經歷超過設計地震後重起動之結構健康診斷之接受準則，建立評估技術能力。 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。
		3-2 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究	3,619	曾盈達	行政院 原子能 委員會 核能研 究所	(1)逐步建構國內核能電廠反應器及安全設備廠房之結構分析模型，並建立結構地震安全分析流程，作為地震安全分析報告與及時評估強震後核能電廠是否能安全繼續運轉之參考。 (1)建立之分析模型與技術，可迅速提供核能電廠地震反應安全評估結果，作為核安全管理之參考。 (2)探討國際上目前關切之核能電廠結構地震反應安全分析議題，深化國內核能電廠

					(2) 建立核三廠輔機廠房結構全有限元素分析模型，並與105年度建立之圍阻體模型整合成同一基礎(foundation)的完整模型並執行地震反應安全分析。 (3) 配合執行建模及分析過程加強土壤結構互制分析訓練/研習，同時傳承技術經驗，完成之分析模型輸入檔可供分析者應用及比較研究結果。	地震安全評估技術與經驗，並可與其他國家核安管制單位分享及交流。 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「核能安全管制技術發展研究」為中長程(4 年期)計畫，包括三個分項計畫，共 9 個子項計畫，分別是「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」、「核電廠機械材料及除役安全管制技術精進研究」與「核能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：核能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) 為妥善處理各項核能安全管制業務需求，管制機關須對業者提出之各類安全相關專題與分析報告進行審查，因此需相關領域的技術支援及專業人才參與，以因應管制事務之需求並提昇安全管制品質。
- (2) 核能電廠運轉期間，進行機組相關安全組件之非破壞性檢查，能確保結構、系統及組件安全及完整性，而組件之可靠性及檢測技術之正確性攸關運轉安全，鑒於非破壞檢測管制技術精進植基於材料、銲接、製程及力學等多面向知識之累積，且相關人力資源培養與經驗傳承不易需長期養成，需持續投注資源。

● 計畫目標

- (1) 持續蒐集非破壞檢測相關報告及技術發展，同時可與核能先進國家保持同步，深化檢測技術能力，提昇檢測結果之可靠性。
- (2) 持續精進核能電廠運轉所需使用之重要安全系統、組件維護作業之管制技術。
- (3) 持續對非破壞檢測技術及超音波能力驗證專業人力進行培養與技術傳承，建立我國相關非破壞檢測技術視察與檢測結果評估之能力。

● 預定工作項目

- (1) 技術支援管制機關執行核能管制安全相關報告檢視工作，並提供核安資訊報告予管制機關參考。
- (2) 蒐集與研析國外美國機械工程師協會(ASME)超音波能力驗證有關檢測程序書(BPVC Section XI Appendix VIII)及檢測系統之驗證程序。
- (3) 進行覆層銲接處理對核電廠冷卻水壓力邊界異質銲接管之影響研究。
- (4) 進行超音波檢測波傳模擬分析之研究，以精進超音波檢測技術之水準，並做為相關管制作業之參考。

● 預期績效

- (1) 技術支援管制機關檢視核安管制相關報告，提供管制建議。
- (2) 完成超音波能力驗證相關程序書，以及檢測系統驗證程序之資料蒐集及研析。
- (3) 完成覆層銲接處理對核電廠冷卻水壓力邊界異質銲接管之影響研究報告。
- (4) 完成超音波檢測波傳模擬分析研究之評估報告。
- (5) 完成核安資訊報告，提供管制機關參考。

● 國內外發展概況

- (1) 在日本福島事件後，各國均陸續針對核能電廠進行各項安全評估，以確保核能運轉安全。以美國而言，負責核能安全的管制單位主要依據聯邦法規、標準審查計畫、導則與美國機械工程師協會工業規範等做為核能電廠整體安全評估的標準。基於核能安全的需求，我國亦積極提升相關審查與管制技術能力，強化國內核能電廠整體安全評估技術能力。
- (2) 我國執行核能電廠重要與安全相關組件品質檢測時之相關安全要求，譬如核反應器壓力槽、主蒸汽管路、沸水式反應器再循環管路、壓水式反應器調壓槽、蒸汽產生器等銲道檢查，主要皆依照美國核管會與美國機械工程師協會相關法規規範，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，以

確保核能電廠重要組件之品質與完整性，增進核電廠運轉安全。

● 107 年度主要成果

- (1) 完成年度內核能安全相關報告之檢視工作，技術支援管制機關執行核能安全管制工作。
- (2) 培育非破壞性檢測查證及檢測結果技術人員，技術協助管制執行相關視察檢視工作。
- (3) 精進超音波能力驗證之相關程序書，深化檢測評估能力及檢測結果之正確性，提升超音波檢測波傳模擬分析之檢測範圍與檢測結果之正確性。

子項計畫 1-2：核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

● 成立計畫之必要性

我國與美國自 2004 年簽訂 CAMP 協定，透過合作計畫交流雙方核能電廠熱水流安全分析程式經驗，其所針對的程式為 RELAP5 及 TRACE，尤以 TRACE 與其相關程式的發展為真正的重心。我國經由實際將 TRACE 運用於核能電廠的安全分析工作上，建立其分析模式與進行校驗，可由此瞭解程式發展階段之可能問題與錯誤，同時獲得寶貴的執行經驗，並藉由校驗工作驗證程式計算之準確度。

此外，考量我國核電廠除役過渡期之爐心狀態，在用過核子燃料尚未退出爐心之前，反應器可能產生的環境變化，如爐水溫度的降低、壓力的減少以及水質因為爐心開蓋之改變，可能對管路或壓力槽造成影響，故計畫整合熱流分析、中子及加馬劑量分布評估技術，探討管路或組件長期處於前述環境可能產生之影響，研究成果可提供除役安全管制方面之技術評估參考。

● 計畫目標

- (1) 更新最新版本之熱水流分析程式，同時精進國內核能電廠熱水流分析模式，協助提升我國核能電廠的熱水流安全分析能力，

並完成 NUREG-IA 技術研究報告，以展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成果。

- (2) 完成整合熱流分析、中子及加馬劑量分布評估技術，建立除役過渡階段之爐心水化學狀態分析能力。

● 預定工作項目

CAMP 合作計劃下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證：

- (1) 蒐集研析台美合作 CAMP 國際會議之相關資料，提出會議重點內容以及國際研究發展趨勢，提供管制單位參考。
- (2) 更新我國熱水流安全程式(TRACE)版本，同時精進國內核能電廠之熱水流安全分析模式，提升安全分析技術。
- (3) 研析類福島事故暫態案例，並利用 TRACE 程式進行國內電廠安全分析，驗證事件應變機制之有效性，並彙整分析結果供管制參考。
- (4) 完成相關暫態之分析，彙整分析結果完成 NUREG-IA 技術報告。

核電廠於除役過渡期之爐心狀態評估研究：

- (1) 建立核一廠除役階段爐心熱水流模式，提出爐心燃料狀況與除役狀況下所致之溫度參數，以作為爐心水化學評估之熱流邊界條件。
- (2) 分析核一廠爐心及周邊組件中子及加馬劑量，並配合屏蔽計算，對於組件造成中子及加馬劑量分布狀況進行探討。
- (3) 整合熱水流分析與中子及加馬劑量評估，進行爐心及周邊管件水化學狀態分析。

● 預期績效

- (1) 完成 2018 年台美合作 CAMP 國際會議資訊蒐集與研析，提出會議重點內容以及國際研究發展趨勢。
- (2) 培育國內使用 TRACE 熱水流系統分析程式及其相關程式技術人才，建立第三方技術能力。

- (3) 完成相關暫態之分析，並將結果撰寫完成 NUREG-IA 技術報告，分享給美國核管會。
- (4) 完成整合熱流分析、中子及加馬劑量分布評估技術，建立除役過渡階段之爐心狀態水化學狀態分析能力。
- (5) 辦理 TRACE 訓練課程，提升人員相關能力。

● 國內外發展概況

台美合作案之 CAMP 國際合作計畫內容包括共同維護與發展 TRACE 程式、應用 TRACE 進行核電廠熱水流安全分析、並且提供程式使用經驗與程式改進建議等。跟美國簽訂協議的國家有二十幾個，除了歐美洲方面如瑞典、德國、捷克、比利時、瑞士、義大利、西班牙、克羅愛西亞、斯洛維亞、加拿大等等，亞洲方面有台灣、日本、韓國、中國、阿拉伯聯合大公國等。各會員國使用 TRACE 程式主要在於電廠模式的建立或平行驗證，特別是國際間多個單位都將 TRACE 結果與 RELAP5 做比較，同時該程式亦可用於靈敏度分析。而部分會員國也有將 TRACE 結果導入其他分析程式相互結合，如捷克用於 CFD 結合 TRACE 程式，西班牙用於不準度分析結合 DOKOTA 和 TRACE 程式等。CAMP 國際合作計畫對於核能電廠系統安全分析程式的精進發展與驗證應用，是以透過專家意見的詳細討論與經驗交流，澄清及改進程式的各項功能。

在 2017 年 CAMP 會議中，美國核管會針對 TRACE 程式發展釋出新版本 TRACE Version 5, Patch 5，新版本包含 CANDU 反應爐模式、精進 TRACE 程式中數值計算能力、熱傳和流體的模擬，以及增加水的密度與黏性對於硼濃度的計算。而 SNAP 介面程式則精進程式介面的輸入，目前最新版本為 2.5.8 版，可以支援 TRACE patch5 以前的所有版本。台灣每年幾乎都會將研究成果撰寫成技術報告，並發表相關技術文件，經多年努力，我國 NUREG/IA 技術報告總數已累積 28 篇，目前會員國的發表排名上已升至首位，顯示我國在 CAMP 國際合作計畫上的積極度與貢

獻。

核能系統壓力邊界組件材料以不銹鋼、低合金鋼及鎳基合金為主，主要劣化因子為材料經冷作加工或銲接(銲道及其熱影響區)，在特定的水質環境下，以及系統運轉狀態（如壓力與溫度所致之影響）而產生不同劣化行為。我國核一廠目前因燃料池內的用過核子燃料尚未能以乾式貯存方式進行，故用過核子燃料需於燃料池與開蓋後的反應器壓力槽之爐心中暫時存放。

本年度計畫內容包含應用 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，並評估核一廠除役過渡階段爐心及周邊管件狀態，提供技術資訊，確保核電廠日後運轉安全。

● 107 年度主要成果

- (1) 透過國際合作交流之 CAMP 計畫，展現我國研究發展能力與技術，完成 NRC 的 NUREG-IA 技術研究報告並技術分享予美國核管會，展現我國參與國際合作計畫之成果與技術能力。
- (2) 強化我國使用熱水流系統分析程式(TRACE)及其相關程式技術之經驗與能力。培養國內相關人才，同時建立第三方平行審查能力與技術，可協助管制工作，確保核電廠運轉安全。
- (3) 建立核能電廠除役階段之水化學狀態分析能力，透過整合熱流分析、中子及加馬劑量分布評估技術方式模擬除役期間爐心水化學環境，有別於機組運轉時之強制對流，除役期間爐心熱流情形主要為自然對流，由溫度產生的自然循環來帶動，隨著驅動方式不同，因此爐心內部溫度分佈、最大值，流速等特性均有不同，藉由計畫探討除役階段之爐心水化學狀態，提供關鍵要項供管制參考。此外，計畫亦進行除役期間爐水氧化劑含量分析，研究結果顯示除役過渡階段因核燃料輻射分解效應所致之氧化劑將僅有 95ppb 左右，約反應器運轉時的 1/3，以及除役過渡階段所造成溶氧現象主要係反應爐開蓋所產生。本研究成果可增進對除役期間爐心狀態之了解，作為核能機組於除役階段的爐心維護與管理作業參考，並提供管制機關於後續進行輻射與中子場分析之參考數據。

子項計畫 1-3：MELCOR 與 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，各國認知到以往的緊急/嚴重事故處理指引(沸水式電廠之 EPG/SAG 與壓水式電廠之 ERG/SAMG)已無法有效的因應如福島事故此種複合式災害，故重新檢討緊急/嚴重事故處理指引之策略，同時修正部分指引，如在目前 EPG/SAG Rev3 中，強化圍阻體的氫氣控制與用過燃料池的氫氣、水位與溫度控制。
- (2) 我國沸水式電廠亦同步更新 EOP 與 SAMG，並在福島事件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。因此在核能電廠每年之核安演習時，透過檢視各電廠在複合式災害下，執行 URG 與 EPG/SAG 策略時之應變能力，以增進民眾對於核能安全之信心。
- (3) 核能電廠嚴重事故的演進涵蓋了整個事故過程之熱水流現象，與放射性物質自爐心釋出後，在圍阻體內的傳遞現象，以及放射性物質外釋到環境之輻射源項，整體過程之物理現象複雜且多樣，包括了蒸氣的生成、爐心溫度上升、燃料護套氧化和氫氣產生、壓力槽失效、爐心熔渣與混凝土作用、可燃性氣體的燃燒、因高速氣體所造成的液體傳遞(水和爐心熔渣)以及放射性物質的外釋、傳遞與沉積等，而上述之物理現象皆可涵蓋在 MELCOR 與 MAAP5 程式之模擬範圍內，可提供一完整性的模擬結果。
- (4) 由於 MELCOR 與 MAAP5 程式可模擬核電廠中各種重要的特殊安全系統(Engineered Safety System)，如緊急爐心冷卻系統、圍阻體噴灑系統、冷卻風扇系統、安全釋放閥等。因此在整個事故過程中，可用來檢視運轉員因應措施的成效，如壓力槽與圍阻體注水、排氣等救援措施之時機是否可有效緩和事故情勢之發展，可透過 MELCOR 與 MAAP5 程式針對運轉員動作之模擬

結果評斷國內各核能電廠在各種事故狀態下，其運轉員採取策略之正確性，以及是否有效穩定機組情況。

- 計畫目標

- (1)研析 BWROG 之緊急/嚴重事故處理指引內容，並依目前國內各核能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。
- (2)檢視更新目前 MELCOR 與 MAAP5 程式之參數檔，使該參數檔可符合國內各電廠之特性，並確保模擬結果之準確性。
- (3)持續關注並彙整核能先進國家程序書發展之最新近況。

- 預定工作項目

- (1)使用 MELCOR 程式進行核一廠過去演習劇本情境之比對驗證。
- (2)使用 MELCOR 程式進行今年核一廠演習劇本情境之比對驗證。
- (3)使用 MACCS 與 MELCOR 程式進行劑量分析計算。

- 預期績效

- (1)使用 MELCOR 程式進行核一廠過去演習劇本情境之比對驗證，提供管制單位參考。
- (2)使用 MELCOR 程式進行今年核一廠演習劇本情境之比對驗證，提出精進建議，供管制單位參考。
- (3)使用 MACCS 與 MELCOR 程式進行劑量分析計算，提出影響評估，並針對演習疏散模式之適切性進行檢視，提出管制決策之建議。

- 國內外發展概況

- (1)為因應核能電廠各種可能的狀況，我國目前制訂不同類型之程序書來對此因應，可因應電廠在異常、緊急與嚴重事故狀態時，人員對電廠處置的依循程序與準則。

(2)在日本發生福島事故後，美國核管會成立了日本近期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF)，隨著福島事件內部資訊日益透明完整，該專案小組在整合相關資訊後提出 12 項強化核能電廠之建議，提供核能電廠在各種可能引發超過設計基準事故之災害時，可據以執行之因應做法。該 NTTF 之第八項建議即針對程序書整合、人員訓練與演習演練相關，因此美國核能協會(Nuclear Energy Institute, NEI)提出了 NEI 14-01 與 NEI 13-06 兩份文件作為核能業界之因應辦法。

● 107 年度主要成果

- (1) 透過探討核一廠演習策略，建立並完成 MAAP5 與 MELCOR 程式輸入參數檔，包括進入事件之肇始原因，廠內外電源在各種時機之喪失，緊急爐心注水系統(ECCS)之可用性與目前廠內程序書之因應作為來進行模擬分析。
- (2) 完成 MAAP5 與 MELCOR 核一廠過去演習劇本驗證報告，提出精進改善建議，並使用 MACCS 與 MELCOR 程式根據該劇本進行劑量分析納入驗證報告中。
- (3) 完成 MAAP5 與 MELCOR 核一廠今年演習劇本驗證報告，提出精進改善建議，並使用 MACCS 與 MELCOR 程式根據該劇本進行劑量分析納入驗證報告中。

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)福島事件後，各國管制單位與研究機構針對此等超過設計基準之天然災害所造成的潛在威脅，均致力強化核安管制作為。為使國內核能管制作業能與時俱進，以消除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)數十年來，美國核管局(USNRC)每年皆定時舉辦國際合作會議 CSARP (Cooperative Severe Accident Research Program)，聚集各國核安管制單位，討論最新的嚴重事故相關研究。而在近幾年的 CSARP 會議中可以看出管制單位使用 MELCOR 之趨勢，故

有必要更新精進國內以 MELCOR 進行分析之技術，以強化核能安全分析能力。

- (3) 福島事件後日本核能安全管理機關「原子力規制委員會」(Nuclear Regulation Authority, 簡稱 NRA)要求核電廠強化防海嘯能力並應具備多重防海嘯對策，在面對超出設計基準水位的海嘯時，能夠維持電廠重要安全設施的功能，並提倡使用「機率式風險度評估方法(Probabilistic Risk Assessment, PRA)」進行風險管理，以提高電廠的安全性。有鑒於國內各界對核電廠的安全要求日益升高，有必要了解日本核電廠海嘯風險度評估的作法，以確保台灣核電廠海嘯防護設計之有效性。

● 計畫目標

- (1) 持續精進福島核子事件後各國重要核能安全管理法規與安全管理資訊，協助強化我國管制技術與能力。
- (2) 蒐集及整理日本電廠使用機率式風險度評估方法進行風險管理之技術資料與實務應用案例，提供管制機關決策參考。
- (3) 建立國內核電廠嚴重事故獨立分析模式，進行國內核能電廠之平行驗證工作，強化核能安全分析能力。
- (4) 彙整國際上核能電廠火山風險應用風險分析，進行風險管理之技術資料(如技術要項與參數)及應用案例，協助強化我國管制技術與能力。

● 預定工作項目

- (1) 持續蒐集 107 年度世界核能先進國家核安管制機構針對福島事件之管制作為，同時評估其適用性。
- (2) 蒐集研析日本核電廠海嘯風險度評估的相關技術資料，深入分析日本核電廠海嘯機率性風險評估實施標準及應用案例。
- (3) 建立國內核三廠 MELCOR 嚴重事故分析模式，並參考台電公司之核三廠演習劇本，以 MELCOR 程式運跑及分析進行獨立驗證。
- (4) 蒐集先進國家核電廠火山風險分析之相關技術資料，深入研析核能電廠火山風險技術要項與參數。

● 預期績效

- (1) 參考先進國家福島事件後改進事項及國際核能管制法規之變革與新要求，檢視評估國內核電廠因應能力之改善方針。
- (2) 蒐集日本方面之技術資料，並以東北電力公司女川核電廠海嘯PRA實務應用為案例進行研析，提供管制機關決策參考。
- (3) 建立平行驗證國內核能電廠演習劇本之能力，強化核能安全分析。
- (4) 蒐集各國核能電廠火山風險分析資料，提出分析技術要項及相關關鍵參數。

● 國內外發展概況

- (1) 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。而我國核電廠則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，同時對於山腳/恆春斷層之地震設計進行重新評估，以因應 BDBE 外在事故對電廠的威脅。
- (2) 福島事件後，於 2013 年 7 月 NRA 實施「實用發電用反應器及其附屬設施之位置、構造及設備基準相關規則(即新規制基準)」，其第 6 條規定中：「防止廠外衝擊所造成的損壞：安全設施在發生假想的自然災害(地震與海嘯除外)時其安全功能亦不致受到損壞」，才大幅提升對自然現象之假定以及要求強化防護對策，並於電廠設計上所需考量的自然危害中增列了「火山的影響」。NRA 為適當評估火山對核電廠的影響，在參酌國際上所確立的 IAEA 安全導則(No. SSG-21)以及日本民間規定—日本電氣協會「核能電廠火山影響評估技術準則」(JEAG4625-2009)之基礎上，

完成了日本國內適用的火山影響評估導則之制定，並於 2013 年公布「核電廠火山影響評估導則」成為正式的規範。

(3)數十年來，美國核管局(USNRC)每年皆定時舉辦國際合作會議 CSARP (Cooperative Severe Accident Research Program)，結合世界各國的核安管制單位，討論最新的嚴重事故相關研究，並透過國際合作的方式，強化 MELCOR 程式之應用，共同維護及精進 MELCOR 程式。2014 年台灣於 CSARP 會議發表 MELCOR 於用過燃料池之應用，結合 SNAP 程式之動畫模式及用過燃料池的分析，領先當時他國的研究。另於 2013 及 2015 年的 CSARP 會議，發表 URG(斷然處置指引)之相關研究，展現我國核安管制技術能力。國內 MELCOR 團隊於 CSARP 會議之交流，除可跟隨國際趨勢及改善缺失外，並可以有效強化團隊 MELCOR 之技術能力。

(4)福島事件主要肇因於海嘯規模超越了福島核電廠的海嘯防護設計基準，故突顯核電廠海嘯風險評估之重要性。為此，日本 NRA 除制定更為周延的規範、要求核電廠強化防海嘯能力並應具備多重防海嘯對策、面對超出設計基準水位的海嘯時能夠維持電廠重要安全設施的功能之外，並提倡使用「機率式風險度評估方法(Probabilistic Risk Assessment, PRA)」進行風險管理，以提高電廠的安全性。

● 107 年度主要成果：

- (1) 蒐集彙整日本原子力規制委員會(NRA)管制法規的更新內容，同時分析日本機組再起動相關管制措施，並提出差異與比較結果供管制單位參考。
- (2) 蒐集研析日本有關核能電廠海嘯安全度評估方法之先期研究相關資料，在海嘯方面，可能影響電廠因素(如漂流物碰撞及海嘯淹水、海水淹沒等)之相關研究日益受到重視，計畫綜整國際關於脆弱度評估之應用案例，並且完成日本原子力學會出版之「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準」及「核電廠海嘯機率性風

險評估實施標準之應用案例」研析，評析實施標準及相關個案，提供管制機關參考。

(3) 進行 MELCOR 2.2 版本升級，以符合國際版本之規範。

(4) 建立國內核三廠 MELCOR 嚴重事故分析模式，並參考台電公司之核三演習劇本，以 MELCOR 程式運跑分析進行獨立驗證，並與 MAAP 程式分析結果進行比對。

(5) 蒐集彙整先進國家有關核能電廠火山風險分析之相關研究資料，參考國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)、日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)及其他文獻資料，研析 13 種火山活動現象對核電廠可能之衝擊，以及火山活動現象之定性篩濾方法；此外，並比較地震危害與火山灰落塵危害之定量分析方法，研究成果可應用於核能電廠遭受火山灰落塵之安全度分析，有效提升相關管制議題技術能力的深度與廣度。

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」，採用本所為協助管制機關所開發之風險告知視察工具(PRiSE)進行核能電廠功率運轉期之視察發現風險顯著性評估(Significance Determination Process, SDP)，以利管制機關各項視察判定之實施。為加強視察評估範圍，PRiSE 功能從最初僅適用於功率運轉期擴增至大修期間，且納入地震、颱風等廠外事件評估，供視察員應用於相關視察評估業務。

(2) 考量美國核管會風險顯著性確立程序不斷擴大應用範圍，以及國內核能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，視察風險評估工具 PRiSE 需依規劃逐年更新，以擴大 PRiSE 應用範圍，並依管制需求更新風險量化所需的個廠安全度評估模式與數據庫，以維持評估結果的時效性與作業的一致性。

● 計畫目標

因應管制機關執行視察判定需求以及國際風險告知管制潮流之需要，持續更新風險告知視察工具，協助管制機關視察員，在現場立即判斷視察發現在風險上之顯著性，藉以決定因應視察發現所必要的管制作為，符合我國核能管制單位之實際需求。

- 預定工作項目

- (1) 研究美國 SDP 視察手冊附錄 K 有關維護風險評估與管理視察發現風險評估之流程。
- (2) 開發核二廠維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體。
- (3) 開發核三廠維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體。
- (4) 新增肇始事件評估導引實際案例。
- (5) 在風險告知視察工具(PRISE)，新增 IMC 0609 App. O 篩濾準則。
- (6) 撰寫核電廠廠外移動式救援措施之風險有效性評估報告。

- 預期績效

- (1) 完成核二廠維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體與操作手冊(含 App. O 篩濾準則)。
- (2) 完成核三廠維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體與操作手冊(含 App. O 篩濾準則)。
- (3) 完成核一廠廠外移動式救援措施之風險有效性評估報告。
- (4) 完成核二廠廠外移動式救援措施之風險有效性評估報告。
- (5) 完成核三廠廠外移動式救援措施之風險有效性評估報告。

- 國內外發展概況

- (1) 美國核管會建立反應器監督程序(Reactor Oversight Process, ROP)，並於 2000 年 4 月全面實施，國內於 2004 年參考美國核管會反應器監管方案建立視察工具，技術協助管制機關執行視察工具需求，決定視察判定在安全上的顯著性。根據 SDP

的結果，同時結合績效指標，評估電廠運轉實績及決定管制介入程度。

- (2) 為使核電廠績效評估作業標準化，核研所於 2006 年開發之 PRiSE 工具協助視察員進行視察發現風險顯著性評估，當時美國尚未開發類似軟體。為加強視察評估範圍，近年來核研所持續開發大修期間、地震與颱風廠外事件、維護風險評估與管理、用過核子燃料池燃料安全等 SDP 視察工具，以利視察員應用於相關視察評估業務。

● 107 年度主要成果：

- (1) 將 IMC 0609 附錄 K 維護風險評估與管理之流程納入 SDP 視察工具，提供管制單位擴大應用範圍。
- (2) 強化風險告知管制工具，使駐廠視察員由既有爐心燃料安全相關績效缺失評估能力，擴展至涵蓋日常維護作業與用過核子燃料池燃料安全之評估能力，落實風險告知視察與評估作業。
- (3) 藉由計畫探討我國核能電廠廠外移動式救援措施之風險有效性分析，提昇核能機組運轉安全，並將管制資源作有效運用，確保民眾安全。

分項計畫 2：核電廠機械材料及除役安全管制技術精進研究

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

為因應國內核能電廠運轉現況，研究材料在核能電廠環境下之影響機制，可提供管制單位作為技術參考，進而提出有效的防治策略。由於不同的製程(材料因素)、水化學條件(環境因素)及受力狀態(應力因素)會導致不同程度的組件劣化行為，故長期投入相關研究並持續關注國際間的研究現況，為強化國內核能電廠自主安全管理的關鍵要素。因此，根據美國核管會於 2014 年所整理的

NUREG/CR-7153 報告(Expanded Materials Degradation Assessment, EMDA)，篩選相關議題進行深入研究。

我國因四週環海，濱海環境之空氣含較多氯離子，在高溫高濕環境下，氯離子容易在潮解後停滯於鋼材表面的局部區域，若這些區域是銲道區域及冷加工之殘留應力處，則有可能產生氯離子誘發應力腐蝕龜裂(chloride induced stress corrosion cracking；CISCC)。由於許多腐蝕數據是加速實驗與敏化材料得到的成果，與真實應用有差距，因此有必要瞭解其劣化機制。此等議題對除役電廠之管理、以及乾儲筒之維護是極為重要的。

鑄造不銹鋼為核能電廠冷卻水壓力邊界組件大量使用之材料，然而，在核能電廠的運轉條件下，鑄造不銹鋼會因熱時效(Thermal aging)及中子照射的影響，使其產生強度增加、破裂韌性及延展性下降等影響。因此，本研究針對鑄造不銹鋼材料，探討熱時效及熱時效後進行冷作加工對其在高溫、高壓水化學環境下行為之影響。此外，本研究亦開發非破壞檢測與評估技術，進行熱時效鑄造不銹鋼的劣化程度量測工作。另鎳基合金具有好的抗腐蝕性與機械性質，因此廣泛應用於核電廠組件。我國核電廠亦使用大量 Alloy 600 合金，加氫水化學對冷作加工後抑制應力腐蝕龜裂劣化性質之效益更值得深入研究。

● 計畫目標

- (1) 探討加氫水化學對 Alloy 600 應力腐蝕裂縫生長速率抑制效益評估，釐清其環境影響機制。
- (2) 研究冷作 SS304L 不銹鋼於模擬 PWR 水環境之應力腐蝕性質，建立模擬 PWR 測試水環路供後續環境效應劣化測試，釐清 PWR 環境之不銹鋼劣化肇因，俾利電廠安全管制技術參考。
- (3) 除役電廠環境溫濕度及海鹽沉積量對管路間隙應力腐蝕研究，確保電廠除役期間仍能有效管理。

● 預定工作項目

- (1) 加氫水化學對不同冷作程度 (10%，20%，30%) Alloy 600 應力腐蝕裂縫生長速率抑制效益評估。
- (2) 測試模擬 PWR 水環路運轉順暢，進行不同冷作 SS304L 不銹鋼於模擬 PWR 水環境之應力腐蝕敏感性測試。
- (3) 釐清負載、海鹽量、溫濕度及間隙腐蝕誘發 SS304L 發生氯鹽誘發應力腐蝕之交互關係。
- (4) 針對鑄造式反應爐氫氣片狀夾層現象進行研究，探討對於反應爐結構完整性之影響。
- (5) 綜整目前研發成果作為核安管制之參考。

● 預期績效

- (1) 評估 Alloy 600 鎳基合金於不同冷作環境下之效應影響。
- (2) 建立壓水式電廠(PWR)水質環境材料劣化測試環路，提供後續 PWR 電廠爐心組件材料影響測試評估。
- (3) 研究除役電廠不銹鋼管路間隙腐蝕，探討間隙腐蝕誘發後續應力腐蝕之影響，確保電廠除役期間仍能有效管理。

● 國內外發展概況

- (1) 美國於 2015 年發表近半世紀的材料受環境影響演進過程。其中應力腐蝕在 1970 年代首發生於 PWR 電廠中的蒸汽產生器(Steam generator)以及 BWR 電廠中的管件銲道(Pipe weld)，而 1980 年代則有沖蝕腐蝕(Erosion-corrosion)以及 PWR 電廠中加熱器套管(Heater sleeve)與儀器管嘴(Instrument nozzle)的應力腐蝕等議題。到了 1990 年代，則為 PWR 電廠中反應爐壓力槽頂蓋穿越管(RPV head penetration)及 BWR 電廠內部產生應力腐蝕。而至 2000 年，應力腐蝕已在 PWR 電廠中的異材銲道(DM weld)以及 PWR 電廠內部組件產生。由於在美國機械工程學會(ASME)在核能電廠材料的相關規範中，並未注意到應力腐蝕對材料劣化影響的複雜性及重要性，且常將破損案例視為特殊獨立事件，而失去提早預防的警訊，

另外，觀念、法規、實驗方法、數據老舊等，故在核電廠中常有不可預期之材料劣化情況發生。因此，只有核能電廠、研究單位及管制單位三方的齊力合作及研究，才能共同解決應力腐蝕導致材料劣化的問題，進而提升核能電廠整體運轉的安全性。

- (2) Peter Scott 等人發表 Environmentally-assisted degradation of Nickel-base Alloys in LWRs, 指出 BWR 電廠使用大量 Alloy 600，如控制棒穿越管、儀器穿越管、CRD 端管(Stub Tube)、爐心噴灑管嘴(Core Spray Nozzle)等，劣化的肇因有腐蝕疲勞、輻射促進應力腐蝕龜裂(Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking, IASCC)，但多數仍以沿晶應力腐蝕龜裂(Intergranular Stress Corrosion Cracking, IGSCC)為主。鎳基合金在 BWR 電廠破損案例相對較不銹鋼少，常與間隙環境、水化學、局部應力、溫度與冷加工有關。

● 107 年度主要成果

- (1) 完成模擬 PWR 測試水環路供後續環境效應影響測試之建立，釐清 PWR 環境之不銹鋼劣化肇因，研究成果可提供管制機關參考。
- (2) 完成模擬 PWR 水環路運轉測試，進行不同冷作 SS304L 不銹鋼於模擬 PWR 水環境之應力腐蝕敏感性測試，完成研究報告供管制機關參考。
- (3) 評估加氫水化學對不同冷作程度 (10%，20%，30%) Alloy 600 應力腐蝕裂縫生長速率抑制效益，提出建議供管制單位參考。
- (4) 釐清負載、海鹽量、溫濕度及間隙腐蝕誘發 SS304L 發生氯鹽誘發應力腐蝕之交互關係，研究成果可供核安管制參考。
- (5) 綜整目前研發成果作為核安管制之參考。

子項計畫 2-2：核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究

● 成立計畫之必要性

因應核能電廠陸續進入執照終止後，機組進入除役階段，而依據我國「核子反應器設施管制法」規定，核設施在永久停機後，須以拆除方式完成除役。由於核一廠用過燃料池已幾近飽和，因此於核一廠 1 號機運轉執照屆期進入除役階段時，即可能面臨爐心內用過核子燃料無法全數移出之情形，此時尚有部分機械系統、廠房結構、電氣設施，實際仍負有維持電廠核安、輻安、工安等相關要求，故仍需持續針對除役期間仍需運轉之系統組件，進行必要維護與檢測作業，維持其應有設計功能。此外，除役準備作業需參考先進國家對於核電廠除役階段之經驗，但因各國國情不同，其對於除役期間過渡階段執行相關作業及法源依據亦有所差異，故如何參照相關之安全規定，彙整出符合我國現況相對應之評估方法及參考，為當前應積極執行之目標。

● 計畫目標

- (1) 蒐集世界先進國家對核能電廠於除役期間過渡階段相關管制法規及文獻。
- (2) 管制區域解除或縮減有關之法規、分析及實務資料，並加以彙整研析。
- (3) 進行除役期間過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術研究。
- (4) 研析噴砂除污技術於核電廠除役之應用。
- (5) 進行核能電廠除役技術資料彙編工作。

● 預定工作項目

- (1) 蒐集歐美日先進國家對核能電廠於除役期間過渡階段相關管制法規、分析及實務經驗資料，並加以彙整研析。

- (2) 建構核能電廠除役期間過渡階段安全管制知識平台，藉由所界定仍需維持安全之系統、結構、組件，歸納評估資訊及視察程序書。
- (3) 研究除役期間過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術，強化相關管制之技術能力。
- (4) 研析噴砂除污技術於核電廠除役之應用探討，及進行核能電廠除役技術彙編工作，強化相關管制之技術能力。
- (5) 長期處於冷停機狀態下對於餘熱移除(RHR)系統材料機械性質影響評估。

● 預期績效

- (1) 蒐集國外先進國家對於核能電廠除役期間過渡階段相關之管制法規與經驗，獲取國際上最新之相關資訊，落實除役期間過渡階段安全管制作業。
- (2) 完成核能電廠除役期間過渡階段安全管制知識平台，掌握仍需維持安全功能之設備組件相關資訊，強化國內核能電廠在此階段之安全性。
- (3) 評估除役期間過渡階段仍需維持安全組件、消防設備、管路老劣化機制，作為核安管制之參考。
- (4) 研析噴砂除污技術於核電廠除役之應用探討，及進行核能電廠除役技術彙編工作，強化安全管制。

● 國內外發展概況

- (1) 美國：1998 年至 2013 年期間，沒有機組永久停機，而在 2013 至 2016 年，共有 6 部反應爐停機、燃料退出並進入除役階段。值得注意的是，在 2013 年有 4 部機組沒有提前通知或事先規劃就永久停機，分別是：Crystal River 三號機、Kewaunee 核能電廠以及 San Onofre 電廠二、三號機。此外，在 2014 年 12 月 29 日，Entergy 公司永久終止 Vermont Yankee 電廠。2016 年 10 月 24 日，Omaha 公共電力公司則終止了 Fort Calhoun

一號機。而可提供國內相關參考資訊的電廠為 Vermont Yankee 電廠，目前已知該電廠是屬 BWR-4 電廠，其使用的是 SAFSTOR 之處理方式，且其除役期間停機過渡階段約 1.3 年。

- (2) 日本：濱岡 1 號機與國內核一廠同為 BWR-4，自 2001 年底起就停，且於 2008 年底決定除役，除役計劃書也同時提出並於 2008 至 2009 年獲得管制單位核可。但該廠 1 號機的爐心燃料是於 2005 年才開始陸續從反應爐中移置 4 號機之用過燃料池，直至 2013 年 1 月才完全移出，其 2 號機也屬類似情況；但由時間推算，濱岡電廠未到 40 年就已決定停爐，特別是因福島事故之後，日本政府檢討各核電廠的安全性，學者指出濱岡核電廠所在地在三十年內發生規模 8 以上地震的可能性達到八成，因此日本政府要求停止此核電廠運轉，並強化耐海嘯及耐震的設施。該電廠遂於 2011 年 5 月 13 日起停止運轉第四及第五機組，包括已於 2009 年停用的第一及第二機組，及檢修中的第三機組，此電廠所有機組已停止運轉，故上述情況皆可提供國內參考。
- (3) 依據「核子反應器設施管制法」之規定，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之 3 年前向主管機關提出除役申請。核一廠 1 號機及 2 號機之運轉執照分別將於 107 年 12 月 5 日及 108 年 7 月 15 日到期，故台電公司已依據「核子反應器設施管制法」之規定，提出核一廠除役計畫；核一廠除役主要分成四個階段，包括停機過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段。由於核一廠用過燃料池已幾近飽和，無法容納目前爐心內之用過燃料棒，因此核一廠 1 號機運轉執照屆期進入除役過渡階段時，即可能面臨爐心內用過核子燃料無法全數移出之情形。

● 107 年度主要成果

- (1) 彙整國外先進國家在除役期間過渡階段相關規範及經驗資訊，顯示除役過程非預期事件的處理為需注意之關鍵議題，計畫研析國際原子能總署發表之相關報告，探討國際除役案例與實務經驗回饋，並提出除役規劃時應考量之事項，含括非預期事件需要的一般資訊，以及正常除役規劃程序需要的資料，確保除役作業符合安全要求。
- (2) 為有效管理電廠設備維護資訊、除役技術報告、除役管制經驗，藉由計畫建構核能電廠除役期間設備維護安全管制知識平台及除役技術彙編，並完成「安全管制知識平台規劃建置」、「停機過渡階段仍需維持之安全組件設備老劣化管理」及「噴砂除污技術於核電廠除役之應用探討」研究報告，成果可供管制機關參考。
- (3) 研析美國核電廠消防計畫（Fire Protection Programs, FPPs），由資訊蒐整過程發現關鍵在於盡可能降低火災發生的可能性和火災影響。除役階段重點為（1）合理防止火災發生；（2）迅速發現，控制和撲滅可能導致放射性危害的火災；（3）確保火災對公眾造成放射性危害的風險最小化，藉由計畫彙整國際消防管制經驗，提出關鍵要項供管制參考。

分項計畫 3：核能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：核能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

本(107)年度為延續性之四年期計畫之第三年，福島事件後，顯示核電廠對於天然災害的設計基準地震大小可能仍須檢討，此事件值得同屬地震頻繁的我國借鏡；另一方面，2007 年日本柏崎刈羽核電廠及 2011 年美國 North Anna NPP 亦經歷了比設計基準地震還強烈之地震，仍能維持核電廠安全。主要差異在於福島事件由地震引起之海嘯超過了福島第一核電廠設計之瀕危效應(cliff edge)。因此，應持續投入資源研究核電廠超越設計地震之餘裕量，

以做為管制機關應用之參考，有助於進一步確保國內核能電廠之安全性。

● 計畫目標

本計畫目標為因應福島事件後，協助管制機關精進國內核電廠地震安全管制技術，作為核電廠相關之地震安全管制參考。

● 預定工作項目

- (1) 協助管制單位檢視 PSHA SSHAC level 3 參與性審查，建立技術能力。
- (2) 彙整海底山崩引發之海嘯之模型、建立核電廠受海底山崩引發海嘯之不同海嘯數值模型、分別探討台灣東北部及西南海域發生海底山崩時造成的海嘯溢淹。
- (3) 進行核電廠經歷超過設計地震後重起動之結構健康診斷之接受準則研究。

● 預期績效

- (1) 技術支援管制機關執行核電廠 PSHA SSHAC level 3 及斷層位移危害度評估，並提供管制建議。
- (2) 彙整海底山崩引發之海嘯之模型、建立核電廠受海底山崩引發海嘯之不同海嘯數值模型、分別探討台灣東北部及西南海域發生海底山崩時造成的海嘯溢淹。
- (3) 進行核電廠經歷超過設計地震後重起動之結構健康診斷之接受準則研究，提出管制決策建議。

● 國內外發展概況

本(107)年度為延續性之四年期計畫之第三年，國內外發展概況摘述如下：

- (1) 國外：美國已具備完整之以或然率訂定核電廠設計地震相關法規與技術，符合此要求的加州 Diablo Canyon 核電廠的相關評估報告已完成並經過美國核管會(USNRC)的審查；在核電廠經歷超過設計地震後的相關法規也參考日本及美國的超過

設計地震經驗而有新的進版，如 IAEA 及 EPRI 亦有更新相關報告。

- (2) 國內：以或然率方式檢討核電廠設計地震方面，台電已委託國家地震中心自 106 年開始進行為期 3.5 年之計畫，參考美國 DCPD 的執行經驗，於目前也已經接近尾聲，並預計在今(107)年底會有初步執行結果。

● 107 年度主要成果

- (1) 技術支援管制機關執行 SSHAC level-3 及核電廠斷層位移危害度評估，提供管制建議。
- (2) 精進非地震引發之海嘯模擬方式，導入崩塌土體可視為大變形顆粒結合體，以趨近真實海底山崩引發的滑移土體與周邊海水進行雙向耦合交互作用時巨觀的應力與變形的特性，並探討核能電廠所在之台灣東北部及西南海域發生海底山崩時造成的海嘯溢淹情形，完善海嘯模擬方式。
- (3) 使用核電廠地震紀錄進行結構健康診斷評估，進行日本歷經中越沖地震(NCO)後柏崎刈羽核能發電廠(KKNPP)核電廠重起動之結構健康檢測過程初步分析，研究成果可提供管制機關關於結構健康檢測之參考。

子項計畫 3-2：核能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

計畫迄今已完成包括核一廠反應器廠房、核二廠反應器廠房、核二廠輔機廠房、核三廠反應器廠房地震安全分析模型之建立，同時使用這些分析模型進行土壤結構互制分析(Soil-Structure Interaction, SSI)結果影響之研究(如相鄰機組、土壤二次非線性、非同步地震等效應)，研究成果可用於核能電廠地震安全管制技術相關參考。因核電廠安全設備不止安裝於反應器廠房，輔機廠房、燃料廠房、緊急柴油發電機燃油貯存槽等亦是重要安全結構，仍有必要持續建模以備管制技術參考。107 年度續建核三廠輔機廠

房分析模型，並進行隨機震動理論地震輸入對分析結果之影響研究，國際上亦不斷研究影響分析準確結果之因素，本計畫持續關注研究趨勢，並針對關鍵項目進行研究。

● 計畫目標

- (1) 延續過去研究成果，逐步建構國內核能電廠反應器及安全設備廠房之結構分析模型，並建立結構地震安全分析流程，作為管制機關對於地震安全分析報告與及時評估強震後核能電廠是否能安全繼續運轉之參考。
- (2) 建立核三廠輔機廠房結構全有限元素分析模型，並與 105 年度建立之圍阻體模型整合成同一基礎(foundation)的完整模型並執行地震反應安全分析。
- (3) 配合執行建模及分析過程，強化土壤結構互制分析訓練，進行技術經驗傳承，完成之分析模型輸入檔可供分析人員應用，同時分析結果亦可供比較之用。

● 預定工作項目

- (1) 建構分析模型，蒐集輸入參數所需資料。
- (2) 藉由 Shake 程式，分析核電廠土壤地震應變參數及輸入地震加速度歷時轉換。
- (3) 使用 SAP、GMSH、客製化 SASSI 程式建構廠房結構之網格化 Detailed Model 分析模型。
- (4) 執行 SASSI 分析，分析結果與 FSAR 反應譜比較，同時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「核三廠反應器廠房之設計地震隨機震動理論反應分析」相關核能電廠土壤結構互制分析重要之議題研究。
- (6) 綜整目前研發成果作為核安管制之參考。

● 預期績效

- (1) 研究成果可提供核能電廠地震反應安全評估結果，作為管制機關決策時之參考。
- (2) 探討國際上目前關切之核能電廠結構地震反應安全分析議題，提出關鍵項目，深化國內核能電廠地震安全評估技術與經驗，並可與其他國家核安管制單位分享及交流。
- (3) 進行技術經驗傳承，完成之分析模型輸入檔可供分析人員應用，同時分析結果亦可供比較之用。

● 國內外發展概況

- (1) 核能研究所於 2013 年執行國內顧問公司所作核三廠圍阻體分析模型之平行驗證工作，以 Shake、SASSI 程式應用國內顧問公司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，增加分析之準確度。
- (2) 國際間廣泛應用 SASSI 在頻率域執行 SSI 之分析或研究，因應用 SAP 僅能在時域上分析較受限制，處理地震波散射問題程序上較為複雜。另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。

● 107 年度主要成果

- (1) 建立核三廠輔機廠房結構全有限元素分析模型，與 105 年度建立之圍阻體模型整合成同一基礎的完整模型，並執行地震反應安全分析，可探討鄰近結構物效應對 SSI 分析之影響，並提出研究報告供管制機關參考。
- (2) 執行「核三廠反應器廠房之設計地震隨機震動理論反應分析」相關研究，探討隨機震動理論產生之地震波與原始計算書選取之地震波，對 SSI 分析結果之影響並提出研究報告，成果可提供管制參考。

- (3) 持續進行客製化 SASSI 分析程式之年度維護工作，增進分析計算數值精度，增加批次化分析指令與可顯示土壤層功能及動畫功能。並提供應用 SASSI 執行 SSI 之技術，以核三廠輔機廠房之建模與分析，培訓核能電廠土壤結構互制分析技術，傳承技術經驗。
- (4) 綜整歷年研發成果作為核安管制之參考。

二、遭遇困難與因應對策

無。

三、實際執行與原規劃差異說明

實際執行情況與原規劃相符。

參、經費執行情形

一、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

計畫名稱	執行情形	107 年度							108 年度 總人力 (預算數)
		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	原訂	3.6	6.5	6.8	1.9	3.6	10.4	32.8	—
核能電廠安全管制法規與技術研究計畫	實際	3.6	6.5	6.8	1.9	3.6	10.4	32.8	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0.1	0.5	0.2	0.1	0.7	2.7	4.3	
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	實際	0.1	0.5	0.2	0.1	0.7	2.7	4.3	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0.8	0.5	0.2	0.3	0.1	0	1.9	
核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	實際	0.8	0.5	0.2	0.3	0.1	0	1.9	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0	0	0.3	0	0.4	3.8	4.5	

MELCOR 與 MAAP 程式 模擬核能電 廠嚴重事故 應變策略	實際	0	0	0.3	0	0.4	3.8.	4.5	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0.8	0.2	0.5	0.3	0.1	0	1.9	
國際核能管 制法規與後 福島改善研 究	實際	0.8	0.2	0.5	0.3	0.1	0	1.9	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0	0.5	0	0	0	3.7	4.2	
風險告知視 察工具暨導 引開發與維 護	實際	0	0.5	0	0	0	3.7	4.2	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0.6	1.7	1.6	0	1.8	0	5.7	
核能系統壓 力邊界組件 材料劣化與 防治技術開 發	實際	0.6	1.7	1.6	0	1.8	0	5.7	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫	原訂	0	1.9	1.8	0.9	0	0	4.6	
核能電廠除 役期間停機 過渡階段安 全管制技術 研究	實際	0	1.9	1.8	0.9	0	0	4.6	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—

子項計畫 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究	原訂	1.1	0.2	0.2	0.3	0.1	0	1.9	
	實際	1.1	0.2	0.2	0.3	0.1	0	1.9	—
	差異	0	0	0	0	0	0	0	—
子項計畫 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究	原訂	0.2	1	2	0	0.4	0.2	3.8	
	實際	0.2	1	2	0	0.4	0.2	3.8	—
	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

與原規劃相符。

二、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

單位：千元；%

	107 年度					備註
	預算數 (a)	初編決算數			執行率 (d/a)	
		實支數 (b)	保留數 (c)	合計 (d=b+c)		
總計	46,942	46,724	0	46,724	99%	
一、經常門小計	37,342	37,178	0	37,178	99%	
(1)人事費	10,270	10,229	0	10,229	99%	
(2)材料費	0	0	0	0		
(3)其他經常支出	27,072	26,949	0	26,949	99%	
二、資本門小計	9,600	9,546	0	9,546	99%	
(1)土地建築	0	0	0	0		
(2)儀器設備	9,600	9,546	0	9,546	99%	
(3)其他資本支出	0	0	0	0		

(二) 經費支用說明

項目名稱	用途	金額(千元)
經常門	教育訓練費；水電費；通訊費；資訊服務費（網路、資訊設備維護）；其他業務租金（影印機、傳真機）；臨時人員酬金（替代役、專支人力）；按日按件計酬（顧問、講座鐘點、專家諮詢、出席、稿費）；研討會報名或註冊費；相關專業服務技術支援、特定專業資訊蒐集費、論文發表費、問卷調查費；國際組織會費；CAMP、CSARP 及 RAMP、ICGEAC 使用費；物品（消耗品：文具、紙張、耗材、材料、微量元素標準樣品、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、特殊合金材料、鋁材、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、電源插座、實驗支架平台水路與電力配置所需耗材；非消耗品：桌、椅、公文櫃、壓克力、電腦螢幕與辦公相關物品等）；一般事務費（印刷、廣告、清潔、工安衛生、雜支）；房屋建築養護（房屋及實驗室水電與冷凍空調維護費、實驗室設施安裝、更換與維護費（包含門禁系統安裝與維護、門、燈座、燈管、水塔、樓地板鋪設、牆面修補、天花板修補、水槽、排水管、水塔、排風櫃維護、天車、吊車等））；辦公器具養護（辦公器具等養護）、上述之「非消耗品」、「房屋建築養護」與「辦公器具養護」等配置與維護範圍、涵蓋本所執行本計畫之相關館舍；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（載運儀器貨品費與本所內館舍間之儀器設備搬運費）；短期車資（短程洽公車資）；資料儲存、雜支費；委託研究費（除役期間停機過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術研究、核電廠除役技術編彙、核電廠於除役過渡期之爐心狀態評估研究、日本核能電廠海嘯安全度評估方法之先期研究、核能電廠火山風險評估要項與參數研究及核三廠嚴重事故模擬比對、CAMP 合作計劃下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證、覆層銲接處理對核電廠冷卻水壓力邊界異質銲接管之影響研究、鎳基合金覆銲組織熱裂性研究、噴砂除污技術於核電廠除役之應用探討、核三廠反應器廠房之設計地震隨機震動理論反應分析暨客製化 SASSI 年度維護與 SSI 技術諮詢、107 年核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究）；勞務採購（材料準備、測試與分析服務[如：樣品固溶熱處理、樣品研磨製備及顯微結構分析、化學成分分析、電子探微儀分析、金屬表面分析、硬度、磨耗、刮痕、拉伸、潛變與疲勞等相關機械性質測試、腐蝕與氧化性質測試、聚焦電子束樣品製備與分析、掃描式與穿透式電子顯微鏡分析、銲接處理與碳、硫、氫、氧、氮等微量元素分析、電腦斷層服務、熱重分析儀分析服務、時效硬化處理、高溫燒結處理、殘留應力量測、材料相容性測試]；客製化 SASSI 分析軟體維護與土壤結構互制分析技術諮詢）；套裝軟體維護（ANSYS、ABAQUS 結構及熱水流分析軟體（或相同性質軟體）一年期使用授權或租賃）；核安管理資料庫會員續約（NRS WebCARL Membership Renewal）。	37,342

資本門	機械與機電設備費(銲接系統及其相關附屬設備、研磨拋光系統及其相關附屬設備、破壞性檢測系統及其相關附屬設備、機械手臂系統及其相關附屬設備、鹽霧腐蝕試驗系統及其相關附屬設備、非破壞檢測系統及其相關附屬設備、光學量測系統及其相關附屬設備、溫溼度控制系統及其相關附屬設備、高溫控制系統及其相關附屬設備、電子天平及其相關附屬設備、影像尺寸量測儀、量測儀器、監控設備、與資料擷取、機構、馬達、驅動器、結構體等)；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、辦公室電腦與冷氣、不斷電系統、印表機、掃描器、實驗數據紀錄系統[包含工業電腦與伺服器]、排煙櫃系統、實驗桌、實驗室置物架、實驗操作平台、天平桌、超純水系統、實驗室排風櫃與水槽、實驗室冷凍空調[含冷氣機、除濕機與冰水機]、實驗室配電配水工程、實驗室門禁系統、實驗用油壓系統、烘箱、高溫爐、工安衛生等雜項設備)；實驗數據紀錄系統(包含工業電腦與伺服器)；工作站 CPU 更新及動態記憶體擴充；採購軟體(ANSYS CFD 軟體模組升級；工程輔助設計軟體；資料庫建置軟體 JMatPro 材料計算軟體輔助套件、CIVA 分析軟體功能擴充；數據擷取、紀錄與分析軟體；數值運算程式化軟體(Origin、Matlab、Simulink)、ANSYS 套件模組、SYSWELD 分析軟體輔助套件；計算型工作站；網路儲存設備；網路儲存設備硬碟擴充；套裝軟體維護(客製化 SASSI 分析軟體維護)	9,600
小計		46,942

(三) 經費實際支用與原規劃差異說明

經費實際支用與原訂規劃大致符合。

肆、主要產出與關鍵效益（E003）

屬性	績效指標類別	績效指標項目		107 年度		108 度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
				原訂目標值	實際達成值			
學術成就 (科技基礎研究)	A.論文	期刊論文	國內(篇)	12	2		有助於提昇學術成果，並貢獻核安及除役相關安全管理分析技術，可作為後續應用及管制機關決策之參考。	
			國外(篇)		2			
		研討會論文	國內(篇)		5			
			國外(篇)		5			
		專書論文	國內(篇)		0			
			國外(篇)		0			
	B. 合作團隊 (計畫)養成	機構內跨領域合作團隊(計畫)數		0	0		所培養之團隊可配合國內管制議題或管制機關之要求，技術支援管制機關進行國內核能電廠運轉管制所需之專業安全分析，以確保核能運轉安全。	
		跨機構合作團隊(計畫)數		3	3			
		跨國合作團隊(計畫)數		0	0			
		簽訂合作協議數		0	0			
		形成研究中心數		0	0			
		形成實驗室數		0	0			
學術成就 (科技基礎研	C.培育及延攬人才	博士培育/訓人數		11	5		可培養出未來國內需要的核能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。	
		碩士培育/訓人數			12			
		學士培育/訓人數			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			

屬性	績效指標類別	績效指標項目	107 年度		108 度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值			
究 性)	D1.研究報告	研究報告篇數	20	24		計畫執行時對於各個技術議題、預定目標之心得總結、創新發現、應用發想與管制要點等研究成果之歸納記載，可提供核安管制在學術/技術/應用等各方面之參考與經驗傳承，並增加技術能力。	
	F.形成課程/ 教材/手冊/軟體	形成課程件數	0	0		1. 藉由技術經驗傳承，建構研發之基礎，提高從事核能安全及除役管制人員技術能力。 2. 透過技術經驗傳承，撰寫土壤結構互制分析導則，強化從事地震安全分析安全管制之技術能力。	
		製作教材件數	0	0			
		製作手冊件數	2	2			
		自由軟體授權釋出教材件數	2	2			
技術	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	7		藉由技術經驗傳承、技術應用要點與限制等紀錄，提升技術經驗	

屬性	績效指標類別	績效指標項目	107 年度		108 度目標值	效益說明 (每項以 500 字為限)	重大突破
			原訂目標值	實際達成值			
創新 (科技技術創新)		新檢驗方法數	0	0		及管制品質。	

107 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、主要成果之價值與貢獻度

一、「探索(Discovery)」：

本計畫於 107 年共計發表國外期刊論文 2 篇；國內期刊論文 2 篇；國內研討會論文 5 篇；國外研討會論文 5 篇，主要研究成果如下(以子項分別說明)：

1. 「國際核能管制法規與後福島改善研究」子項：

藉由計畫執行，參與嚴重核事故研究計畫(Cooperative Severe Accident Research Program, CSARP)，於 2018 年會議發表「Code Crosswalk of Fukushima-like Simulations for Chinshan BWR/4 NPP Using MELCOR2.2/SNAP, TRACE/SNAP, PCTRAN and MAAP5.03」論文一篇，顯示我國在國際核能分析領域之成效。

2. 「核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證」子項：

完成 NUREG-IA 技術報告「The Analysis and Study of ELAP Event and Mitigation Strategies using TRACE Code for Maanshan PWR」，並分享與美國核管會。研究目的為探討核三廠於核子事故下所採行緩和策略之模擬分析，目前在 NUREG/IA 技術報告發表現況方面，我國已累計 30 篇，在會員國中名列首位，展現我國熱水流安全分析領域技術實力。

3. 「核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發」子項：

(1) 發表「Effects of dendrite axes and fusion boundary on stress corrosion cracking of 308L/304L welds in a high-temperature water environment」於 ASINCO(Asian Structural Integrity of Nuclear Components)國際會議，並獲選轉為 IJPVP 期刊論文，利用模擬沸水式反應器環境，對於兩種不同(308L / 304L)不鏽鋼介面進行研究，發現存在有肥粒鐵(ferrite)/奧斯田鐵(austenite)界面顯示出比單獨僅有奧斯田鐵更高的應力腐蝕龜裂(SCC)敏感性。同時如果施加壓力方向接近垂直於軸向時，則應力腐蝕龜裂生長速率增加，研究成果有助於了解應力腐蝕龜裂發生情

形，並作為管制應用之參考。

- (2) 完成「塑性變形對經熱時效之鑄造不銹鋼在高溫水化學環境下應力腐蝕性質之影響」論文。利用 Alloy 600 冷加工試片模擬應力腐蝕龜裂情形，發現主要出現為沿晶應力腐蝕龜裂，但 20% 冷加工以上的試片會觀察到穿晶應力腐蝕龜裂，造成穿晶應力腐蝕龜裂的主因為冷加工造成晶粒內部殘留應變增加，殘留應變越大的晶粒越容易發生穿晶破裂，可證實應變量高的晶粒較易發生穿晶裂縫，研究成果可用以了解不銹鋼應力腐蝕發生之特性。

4. 「核能電廠超越設計地震之地震安全管理技術研究」子項：

107 年共發表國內外期刊和研討會論文 7 篇(詳如附表佐證資料所列)，含括台灣西南部海底山崩情境分析、建築機率式耐震性能評估法等研究領域，研究成果可提升國內評估建築物耐震能力及海嘯情境分析能力。

計畫已評估緩和核能電廠嚴重事故之斷然處置措施(URG)，提供管制機關評估核電廠採行處置措施之參考。對於核能電廠天然事件之影響性評估，研究團隊搜集資料並技術支援管制機關執行地震危害度高階分析審查技術研究(SSHAC level-3)及核電廠斷層位移危害度評估，提供管制建議。計畫亦進行搜集日本歷經中越沖地震(NCO)後柏崎刈羽核能發電廠(KKNPP)重起動之結構健康檢測過程，可提供管制機關於地震發生後結構健康檢測之參考。

二、「發展(Development)」：

鑒於我國核能電廠運轉執照屆期，機組陸續進入除役階段，過去我國尚無核電廠除役經驗，如何妥善完成核能電廠除役作業為當前重要課題，目前在核能使用先進國家已有部分核能電廠進入除役階段，計畫在選擇研究方向時即已考量除役期間管制機關可能面臨之問題，先期規劃可能解決之研究路徑並據以擬定研究項目，關於除役部分研究項目主要規劃於「核能電廠除役期間停機過渡階段安全管理技術研究」子項，透過蒐集國際除役相關經驗之方式，達成預定研究目標，

主要成果如下：

- (1) 透過研析國際原子能總署發表之相關報告，歸納出除役過程非預期事件的處理為需注意之關鍵議題，探討捷克、法國、烏克蘭、英國及美國之除役案例與實務經驗回饋，提出除役規劃時應考量之事項，含括非預期事件需要的一般資訊，以及正常除役規劃程序需要的資料，供管制機關確保除役作業品質符合安全要求。
- (2) 在除役期間消防法規及相關議題研究方面，研析美國核電廠消防計畫（Fire Protection Programs, FPPs），由資訊蒐整過程發現關鍵在於盡可能降低火災發生的可能性和火災影響。為達成此二目標，運轉中核電廠消防計畫旨在透過縱深防禦使火災發生時，電廠仍能安全停機，且輻射外洩率降至最低。而除役階段時重點放在（1）合理防止火災發生；（2）迅速發現，控制和撲滅可能導致放射性危害的火災；（3）確保火災對公眾造成放射性危害的風險最小化。藉由計畫執行消防資訊彙整，提出國際消防管制經驗與關鍵要項。研究成果可提供管制機關依核電廠外圍設施之輻射強度與放射性物質存量，評估適用之消防法規。

三、「推廣(Delivery)」：

- (1) 因我國過去未有除役經驗，針對燃料未全部移出反應爐期間之管制、運轉執照屆期至除役許可核發間之管制銜接、除役期間現場重要技術議題安全管制、除役完成後廠址之解除管制程序等方面，需先期掌握國際除役管制經驗，且涉及跨領域技術整合，如何參考及整合國際除役資訊與技術經驗，為當前所面臨之議題。
- (2) 為妥善處理除役期間可能出現之技術議題，規劃「核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究」子項進行相關研究項目，透過計畫執行，結合學界單位研發能力，除建置除役期間過渡階段安全管制知識平台，整合電廠設備維護資訊、除役技術報告、除役管制經驗等除役期間重要技術資訊外，並完成除

役技術彙編工作，將跨領域之除役技術項目進行系統性彙整及分類，有助於管制機關檢索及利用除役相關技術資訊，妥善處理除役期間可能面臨之技術問題。

四、「商業化(Commercialization)」：

對於核能管制單位要求事業單位所提送之核能電廠結構健康診斷報告，未來可參考計畫成果建立評估流程，要求事業單位於提送診斷報告時，提供必要之關鍵要項以及各地震事件之原始量測紀錄，同時進行地震事件診斷結果之平行檢視，以適時掌握各核能電廠機組圍阻體結構系統之健康履歷，有效降低核能電廠重起動所需時程。國際曾發生核能電廠遭受地震侵襲後重起動的案例，若能確保核能在安全的前提下即時回復電力，可有效降低電廠未如預期供電產生之相關成本，對於供電穩定及提升經濟效益實有助益。

計畫擬定目標係為妥善處理核安及除役管制時可能面臨之技術議題，研究成果主要提供管制機關執行決策時之技術參考，與科研成果商業應用較無明顯關聯性。

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. 透過計畫的執行，與清華大學、成功大學及台灣科技大學等學術單位進行交流合作，建立 3 個專業技術團隊，分別在核能電廠爐心熱水流、地震及材料腐蝕方面持續專精，除有助於人才培育，深化國內基礎科學之研究發展外，同時可即時提供管制機關所需之技術支援，強化管制技術能力。
2. 藉由計畫執行，完成 NUREG-IA 技術報告並分享美國核管會，並藉由雙方合作相互提供模擬技術與經驗交流，有助於雙方之技術合作交流。目前 NUREG/IA 技術報告發表現況，我國目前貢獻累計 30 篇，在 CAMP 會員國中發表量名列首位。
3. 參與 CODAP 國際合作計畫，強化核安管制技術交流，除於共享資料庫中新增五個我國之案例外，亦完成 CODAP 第六次專題報告。

有關國內核電廠熱疲勞的相關經驗，供各國參與計畫參考，展現我國核安管制技術能力。

貳、檢討與展望

1. 目前核三廠圍阻體、輔機/控制廠房置放安全設備之耐震 I 級結構均已建構完成其土壤結構互制分析全有限元素模型，會對分析結果產生影響之鄰近結構、Subtraction 方法也完成了效應研究，另土壤結構互制分析引用隨機振動理論(Random Vibration Theory, RVT)方法進行了同步地震、非同步地震之分析，研究成果均可提供管制機關應用參考，未來可規劃執行如燃油貯存槽(FOST)、更換燃料水槽(RWST) .. 等分析模型建置，並進行液體 Slash 效應對儲存槽結構之影響研究，進行改善前後之分析結果比較，綜整研究成果後提供標準評估作業流程，作為管制參考。
2. 未來可辦理風險告知視察工具(PRISE)實作訓練課程，提升視察人員使用工具之熟練度，協助管制單位視察員熟練運用於現場，即刻判斷視察發現在風險上的顯著性，藉以決定因應視察發現所必要的管制作為。

參、其他補充資料

一、 跨部會協調或與相關計畫之配合

本計畫為四年期中程計畫之第三年，研發內容擬定過程配合政府政策，並參考相關科技計畫關鍵項目，以及我國當前對於核安及除役管制之需求，進行通盤考量後訂定。

本計畫執行研發工作係職權交辦由本會核能研究所辦理，計畫協調機制及運作情形良好。

二、 其他補充說明

無。

附表、【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
107	本年度為四年期程計畫(105～108 年度)之第三年,績效目標達成情況與原訂相符。	1. 107 年度於國內外研討會、期刊發表共 14 篇,有助於提昇學術成果,並貢獻核電相關安全分析技術,研究成果可作為後續應用及管制機關重要參考。 2. 養成 3 個合作團隊,可技術支援管制機關,提供管制所需建議或安全分析。 3. 培育 5 名博士及 12 名碩士,提供核能領域所需系統安全分析領域高階研發管制人力,有助於提升國內核能安全研發及管制品質。 4. 107 年度完成研究報告 24 篇,內容包含國際核安資訊的追蹤研析、嚴重事故處理與緩解、國內外最新管制法規比較研究分析、組件老劣化管理評估、核電廠除役國際相關法規及資訊的研析、地震安全管制等等,可提升核安及除役管制技術能力與決策品質。

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
Uncertainty Analysis of PWR LBLOCA with TRACE and DAKOTA	Tsung-Yi Shen(沈宗逸)	2018	F
The Analysis and Study of ELAP Event and Mitigation Strategies using TRACE Code for Maanshan PWR(為 NUREG-IA 報告)	Jung-Hua Yang (楊融華)	2018	D
利用 TRACE 與 FRAPTRAN 程式分析馬鞍山電廠假設全黑事故執行斷然處置之有效性分析	沈柏如	2018	E
Code Crosswalk of Fukushima-like Simulations for Chinshan BWR/4 NPP	蔣宇	2018	F

Using MELCOR2.2/SNAP, TRACE/SNAP, PCTTRAN and MAAP5.03 (該研討會僅要求簡報，故僅附上簡報檔)			
Effects of dendrite axes and fusion boundary on stress corrosion cracking of 308L/304L welds in a high-temperature water environment	呂文豐	2018	F
Correlation between Fatigue Crack Growth Behavior and Fracture Surface Roughness on Cold-Rolled Austenitic Stainless Steels in Gaseous Hydrogen	陳泰丞	2018	D
塑性變形對經熱時效之鑄造不銹鋼在高溫水化學環境下應力腐蝕性質之影響	陳泰丞	2018	E
中高樓結構機率式耐震與倒塌風險評估之應用研究	謝瑋桓	2018	B
隔震建築機率式耐震性能評估法	盧煉元	2018	E
中高樓建築機率式耐震評估法之案例應用	蔡諄昶	2018	E
台灣西南部海底山崩情境之模擬計算及分析	連偉成	2018	E
Mechanical properties and self-healing evaluation of strain-hardening cementitious composites with high volumes of hybrid pozzolan materials	洪崇展	2018	D
高韌性泡沫纖維混凝土	洪崇展	2018	E
High performance fiber reinforced concrete under deteriorating environmental conditions	洪暄惠	2018	F

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	清大 TRACE 分析技術團隊	B	A	2016
核工組	清大 MELCOR 嚴重事故分析團隊	B	A	2018
環境效應促進材料劣化研究團隊(燃材組)	ICGEAC 國際合作組織	C	A	2010

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
賴柏辰	清華大學核工所	A	B
李郁萱	清華大學工科所	B	B
王振安	清華大學核工所	B	B
辜郁庭	清華大學工科所	A	B
何愛玲	清華大學工科所	A	B
沈宗逸	清華大學工科所	B	B
沈柏如	清華大學工科所	B	B
蔣宇	清華大學	A	B
陳得誠	清華大學	A	B
鄭惟遠	清華大學	B	B
謝岳衡	中央大學機械所	B	學術討論
湯宇仕	國立成功大學土木工程學系	B	B
連偉成	國立成功大學水利及海洋工程學系	B	B
許晉維	國立成功大學土木工程學系	B	B
林敬博	國立成功大學土木工程學系	B	B
康展榮	國立成功大學土木工程學系	B	B
張佑誠	國立成功大學土木工程學系	B	B

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
覆層銲接處理對核電廠冷卻水壓力邊界異質銲接管之影響研究	王朝正	2018	D
超音波於不銹鋼銲道之波傳研究	林佑需	2018	D
CAMP 合作計劃下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證	楊融華	2018	D
核電廠於除役過渡期之爐心狀態評估研究	曾永信、王美雅、黃昱翔	2018	D
日本核能電廠海嘯安全度評估方法之先期研究	許文勝、楊雋之等人	2018	D
核能電廠火山風險評估要項與參數研究及核三廠嚴重事故模擬比對	陳詩奎、陳得誠、王仲容等人	2018	D
104 年核一廠核安演習 MELCOR 程式與 MAAP 程式結果比較	陳承賢、王德全	2018	D
107 年核一廠核安演習 MELCOR 與 MAAP5 程式比對驗證研究	蕭伯彬、范勝淵	2018	D
利用 MACCS 程式分析核一廠 104 年演習劇本外釋劑量研究	范勝淵	2018	D
美國核管會之核能電廠除役期間消防視察程序書	鍾君勵	2018	D
除役過程非預期事件的處理	林書睿	2018	D
電廠停機過渡階段建議使用之消防規範	吳思穎	2018	D
核電廠除役技術編彙	張似璵(清大)	2018	D
除役期間停機過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術研究	馮玉明(清大)	2018	D
噴砂除污技術於核電廠除役之應用探討	林志宏(清大)	2018	D
經滾壓加工之 304L 不銹鋼在高溫水化學環境下應力腐蝕敏感性研	陳泰丞	2018	D

究			
不銹鋼於不同鹽含量下之間隙腐蝕比較	蔡坤釗	2018	D
冷加工對 Alloy 600 在高溫水環境下應力腐蝕龜裂之影響	呂文豐	2018	D
107 年核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究	洪李陵、盧煉元、蕭士俊、方中、侯琮欽、王雲哲、洪崇展、朱世禹、鍾興陽	2018	D
107 年地震危害度高階分析(PSHA SSHAC-3)審查技術研究	洪李陵、盧煉元	2018	D
107 年不同海嘯源模擬分析管制驗證模式建立	蕭士俊、方中、侯琮欽	2018	D
107 年核電廠超過設計地震重啟動之地震安全分析技術研究	王雲哲、洪崇展、朱世禹、鍾興陽	2018	D
核三廠反應器廠房之設計地震隨機振動理論反應分析計算比對	廖克弘	2018	D
核三廠輔機/控制廠房土壤結構互制分析	曾盈達、高雍超	2018	D

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
核二廠風險顯著性評估使用手冊 4.3 版與 PRiSE V 4.3 版軟體	C	C	2018	核能研究所	否
核三廠風險顯著性評估使用手冊 4.3 版與 PRiSE V 4.3 版軟體	C	C	2018	核能研究所	否

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
REACTOR COOLANT SYSTEM (RCS) LEAKAGE FROM A CONTROL ROD DRIVE THREADED CONNECTION	A	李建洲	2018	INER
Operating Experience Regarding Failure to Meet Technical Specifications Requirements for Changing Plant Conditions(電廠組態條件改變	A	夏振原	2018	INER

時，有關未符合運轉規範要求的運轉經驗)				
OPERATING EXPERIENCE REGARDING FAILURE TO MEET TECHNICAL SPECIFICATIONS REQUIREMENTS FOR CHANGING PLANT CONDITIONS(電廠運轉狀態改變時，運轉過程未能符合運轉規範要求)	A	邱柏榮	2018	INER
NRC 暫行指令 TI2515/182 審查業界執行地下管路與桶槽劣化控制倡議的結果	A	陳勝裕	2018	INER
TECHNICAL ASSESSMENT OF POTENTIAL QUASI-LAMINAR INDICATIONS IN REACTOR PRESSURE VESSEL FORGINGS(反應爐壓力容器鍛件中可能出現近似夾層瑕疵顯示之技術評估)	A	張睦東、黃俊源	2018	INER
Information on Licensing Applications For Fracture Toughness Requirements For Ferritic Reactor Coolant Pressure Boundary Components	A	林書睿	2018	INER
NOBLE FISSION GAS RELEASES DURING SPENT FUEL CASK LOADING OPERATIONS(用過燃料罐置放作業期間惰性分裂氣體洩漏)	A	黃尚峯	2018	INER

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法

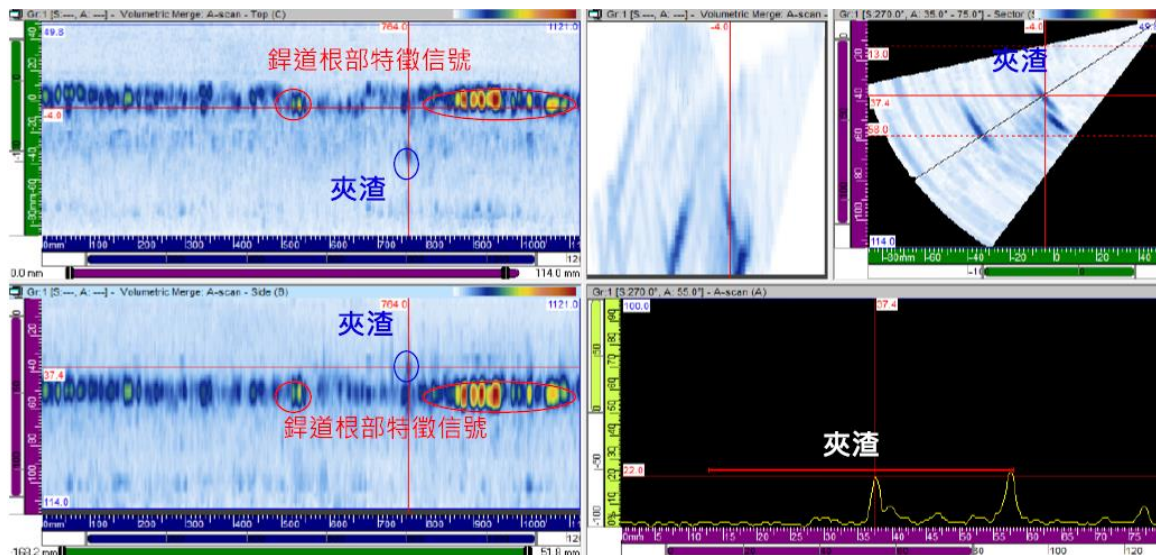
附錄二、佐證圖表

107 年度：

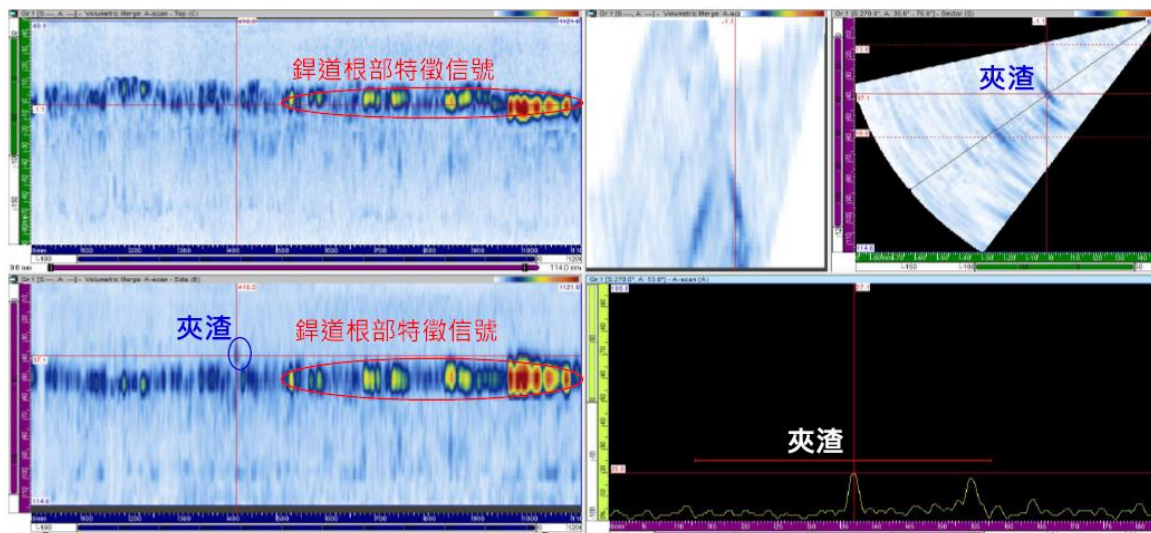
1-1 核能電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究：



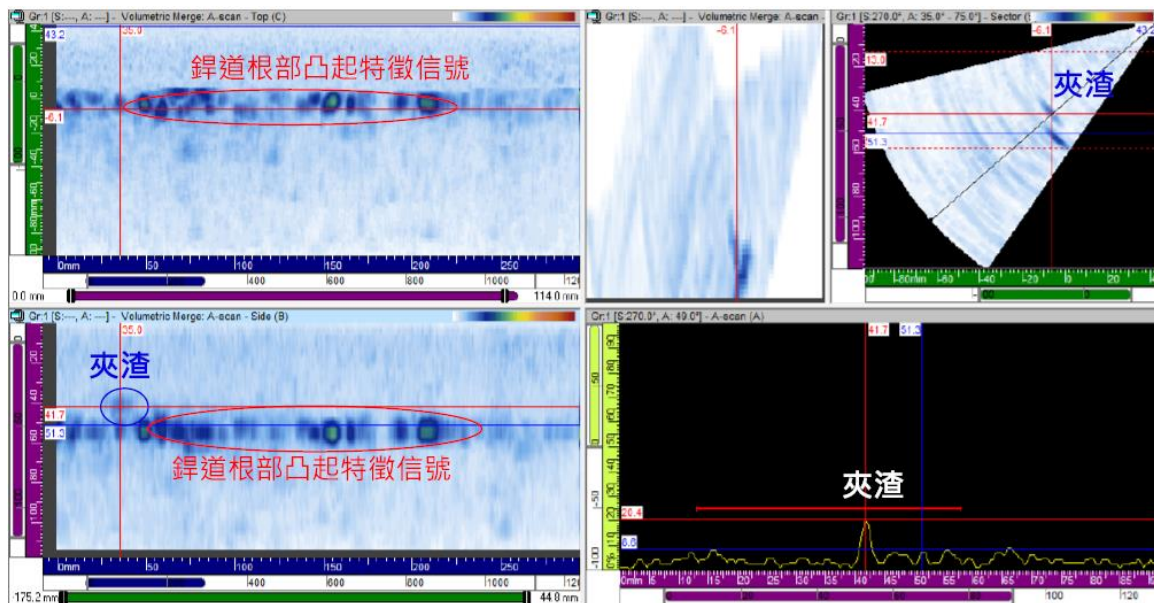
銲接管件之陣列超音波檢測進行方式及探頭架設外觀。



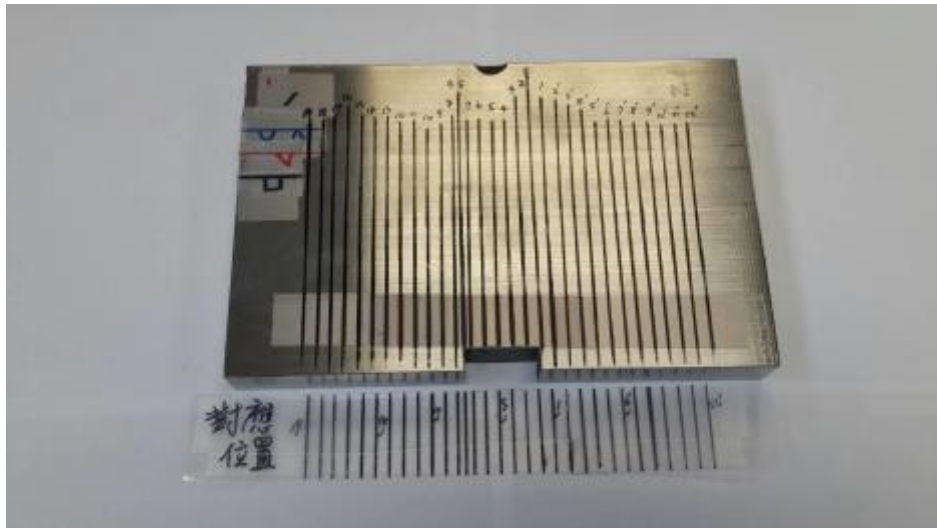
N-PWHT 試件由 304S 不銹鋼端掃描之 B scan、S scan、C scan、A scan，以及 D scan 合併圖。（聲速: 5700 m/s）



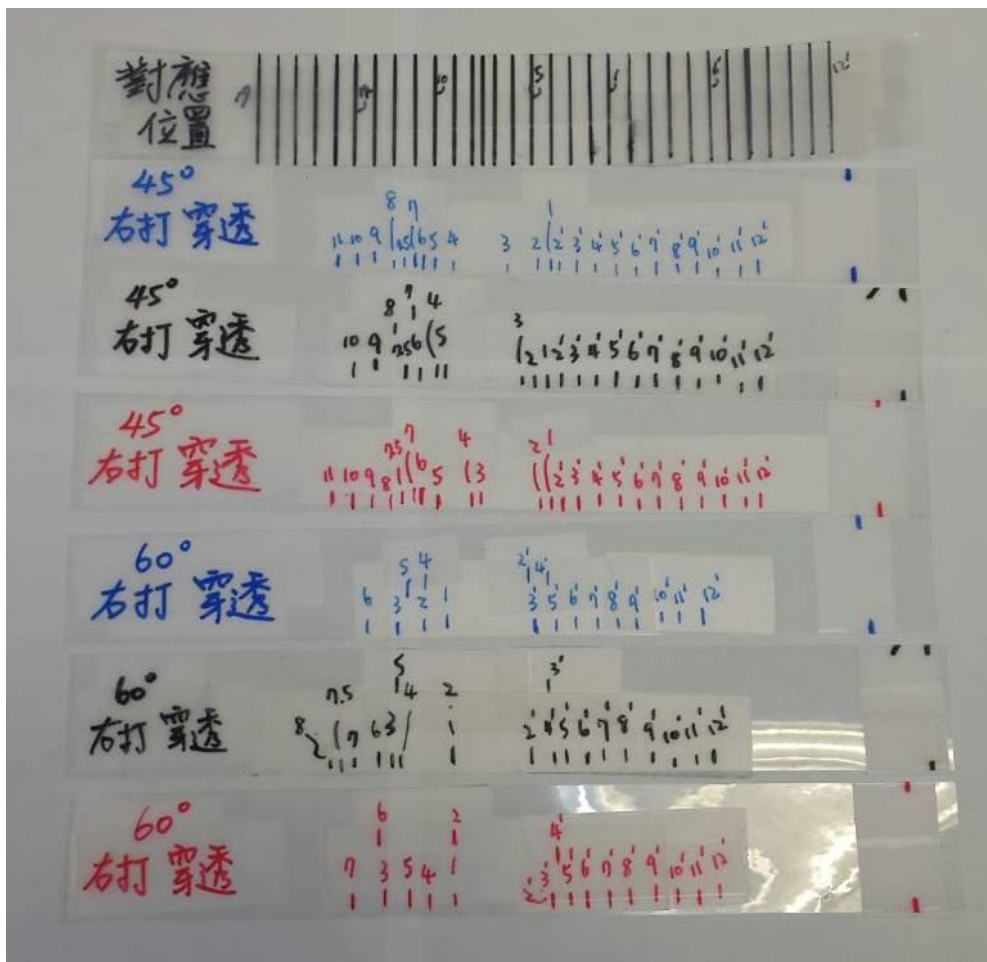
Y-PWHT 試件由 304S 不銹鋼端掃描之 B scan、S scan、C scan、A scan，以及 D scan 合併圖。（聲速: 5700 m/s）



Y-PWHT-52M 試件由 304S 不銹鋼端掃描之 B scan、S scan、C scan、A scan，以及 D scan 合併圖。（聲速: 5700 m/s）

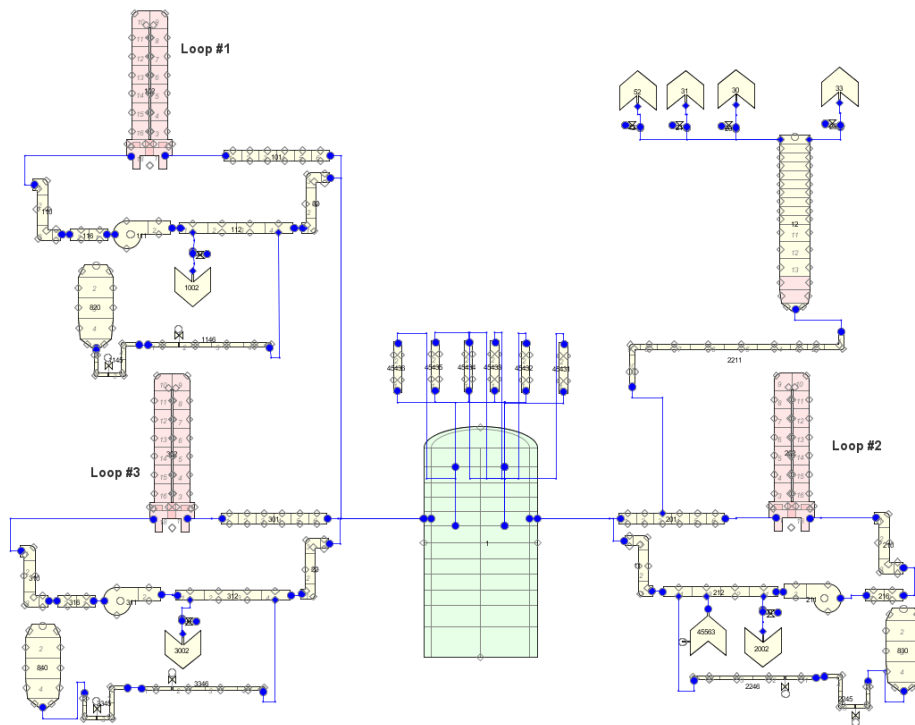


窄縫掃描線軸對應位置



右向發射超音波其落點對應圖

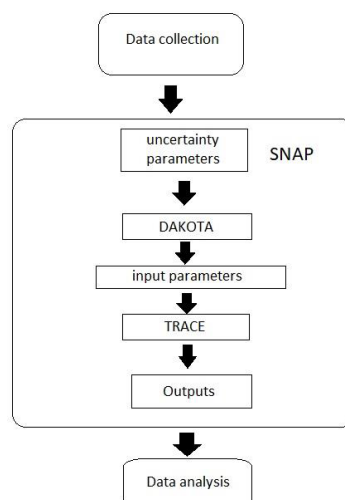
1-2 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：



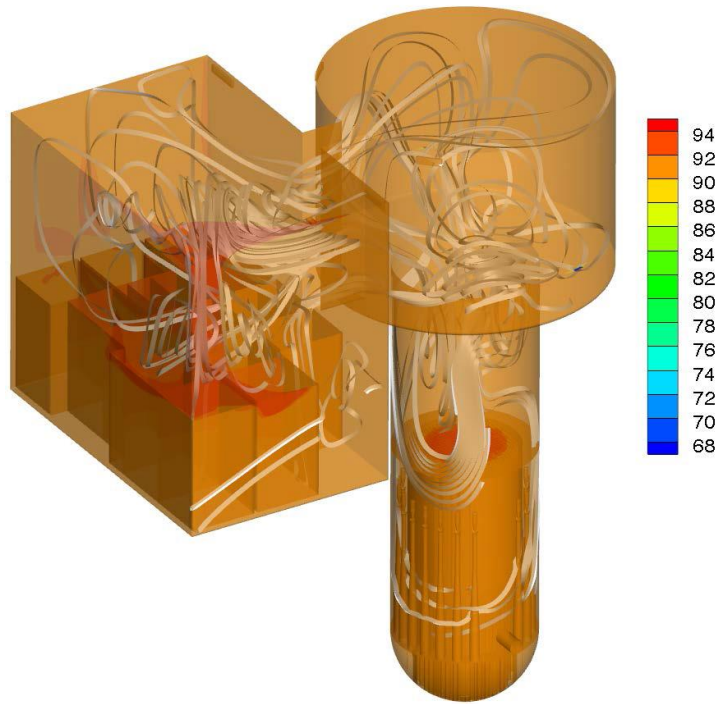
TRACE Model

$\alpha \backslash \beta$	One-side tolerance limits			Two-side tolerance limits		
	0.90	0.95	0.99	0.90	0.95	0.99
0.90	22	45	230	38	77	388
0.95	29	59	299	46	93	473
0.99	44	90	459	64	130	662

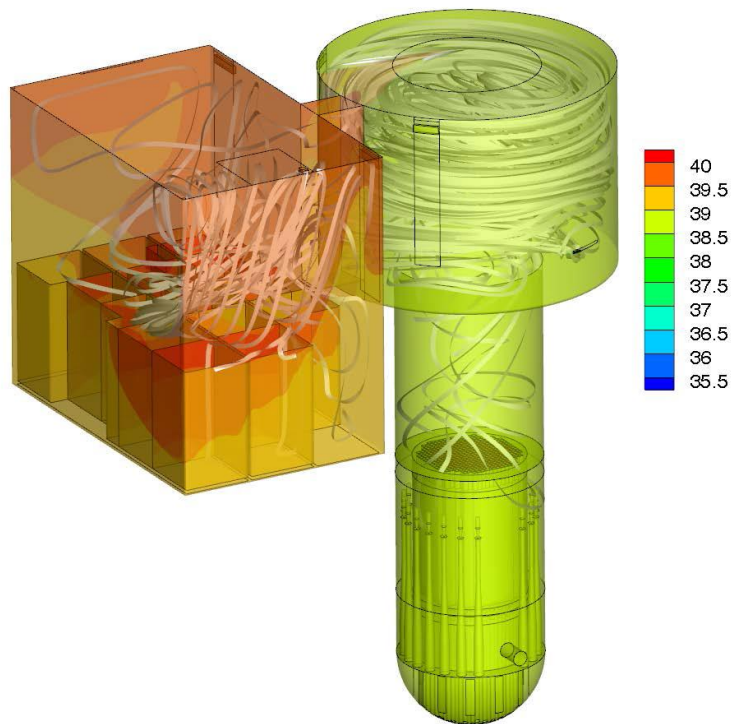
Times of simulation needed



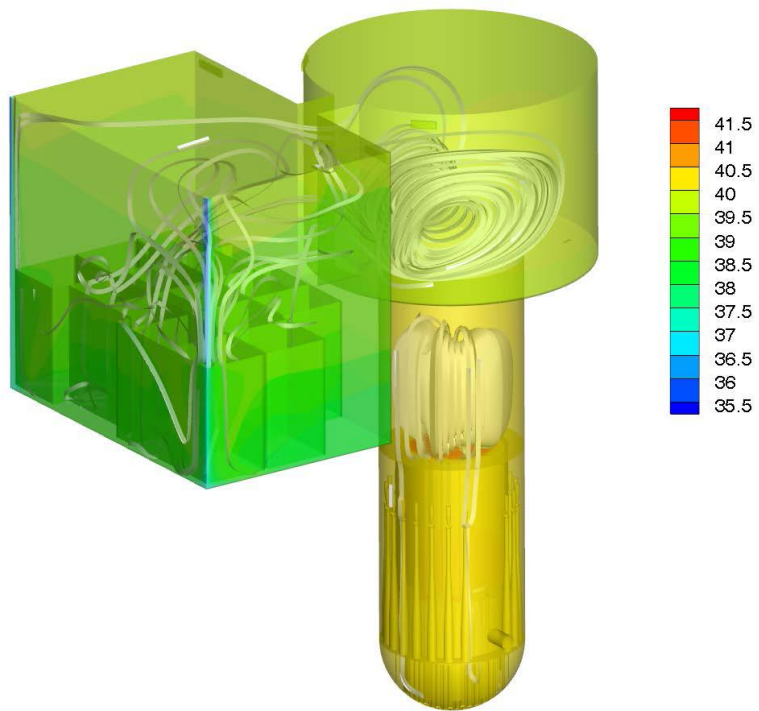
Process of analysis



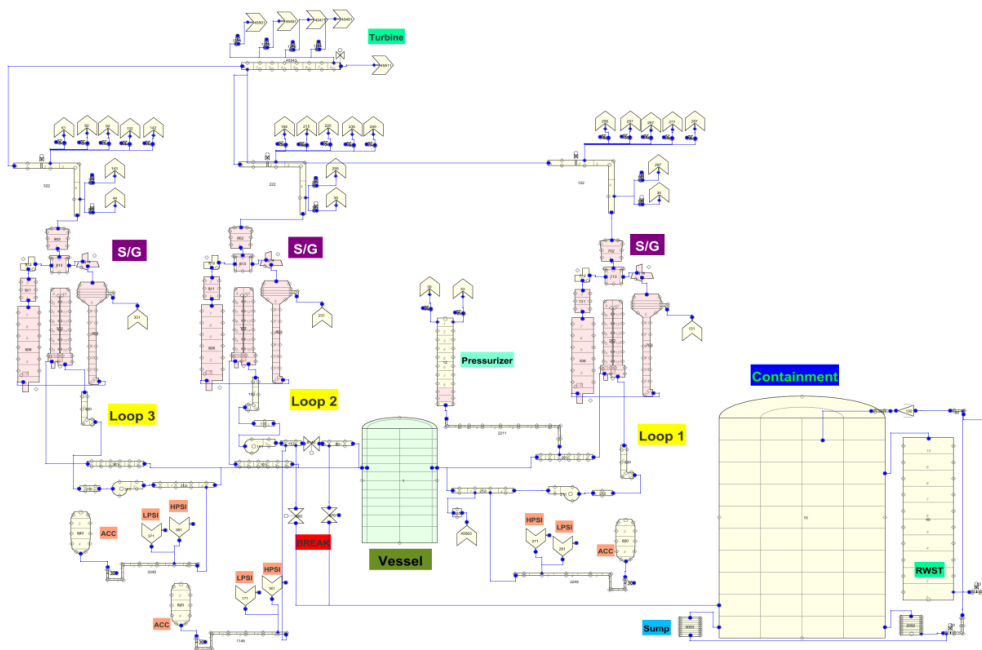
停機 60 天並採用既有燃料池冷卻系統由爐穴擴散器冷卻之溫度場



停機 870 天時採用爐穴冷卻方案之溫度場分佈

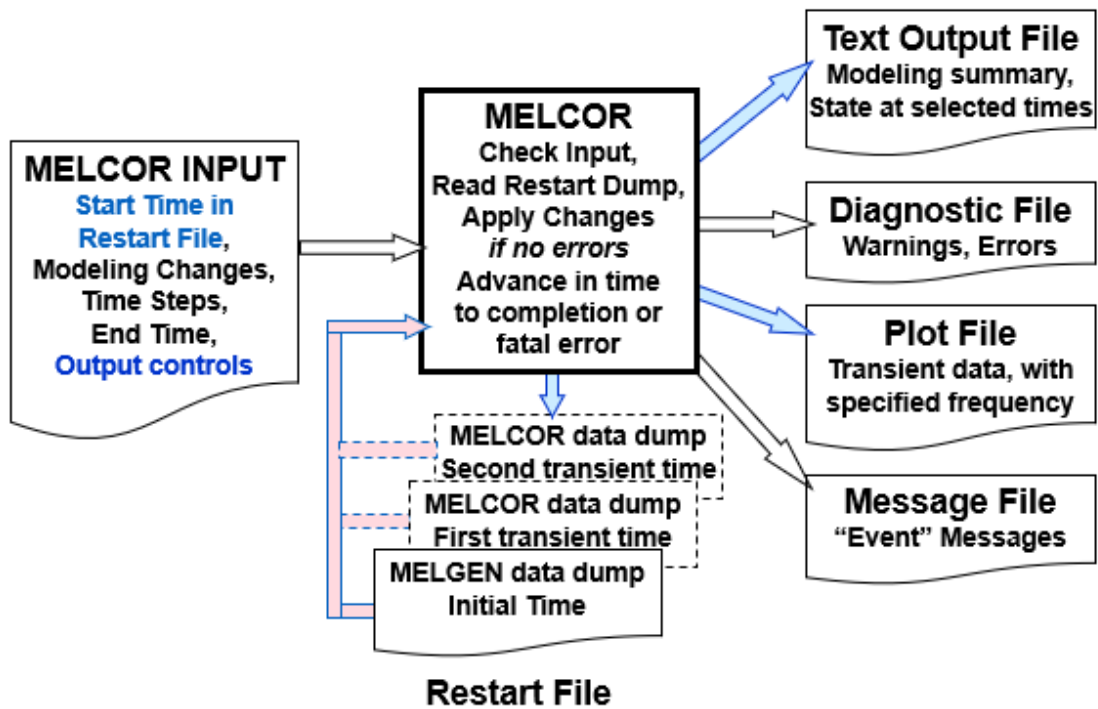


停機 870 天時採用燃料池冷卻方案之溫度場分佈

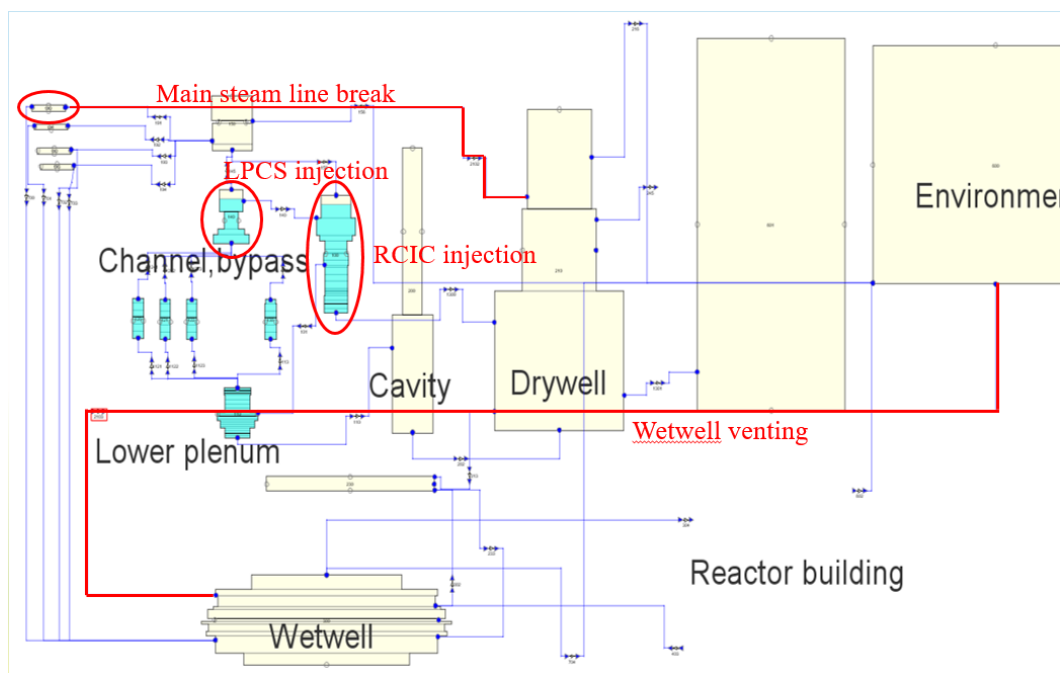


核三廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

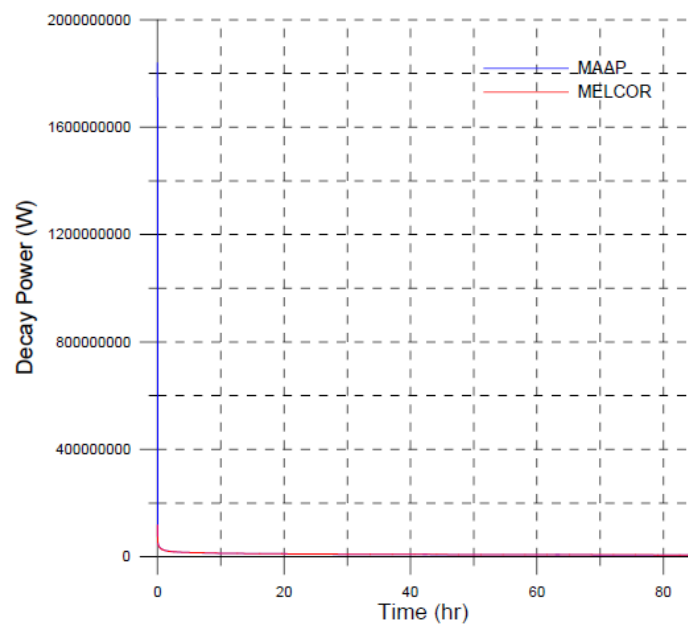
1-3 MELCOR 與 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事：



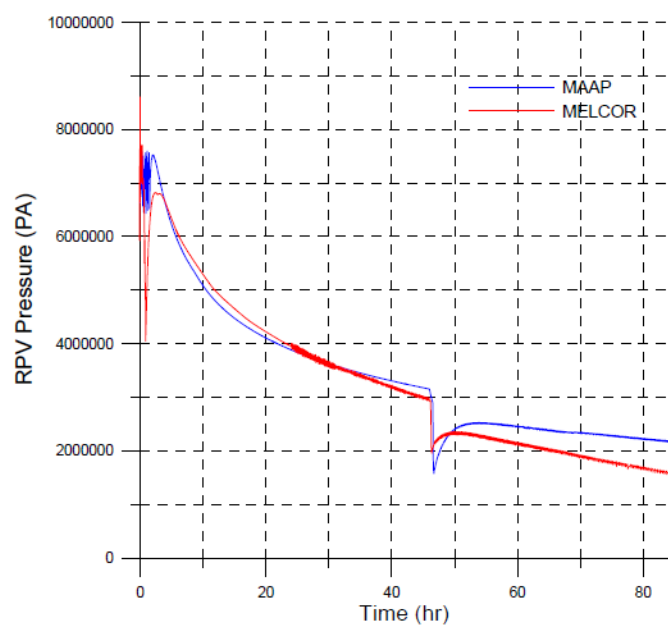
MELCOR 程序流程圖



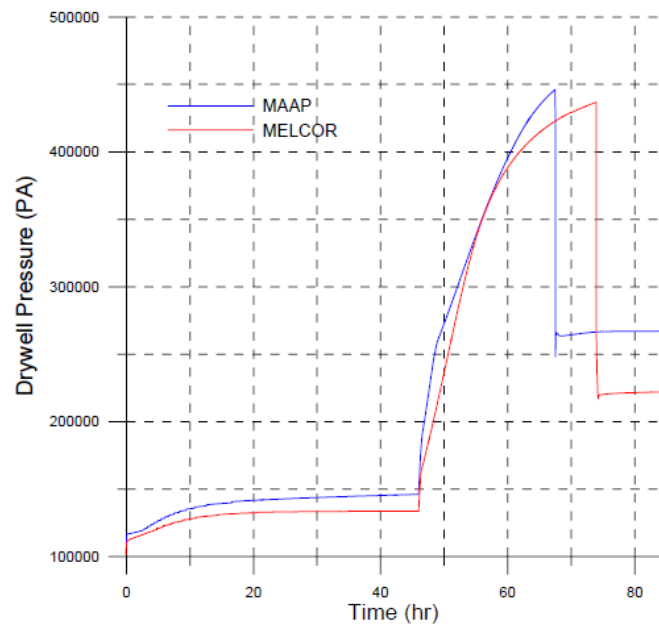
核一廠 MELCOR 模型與新增模型說明圖



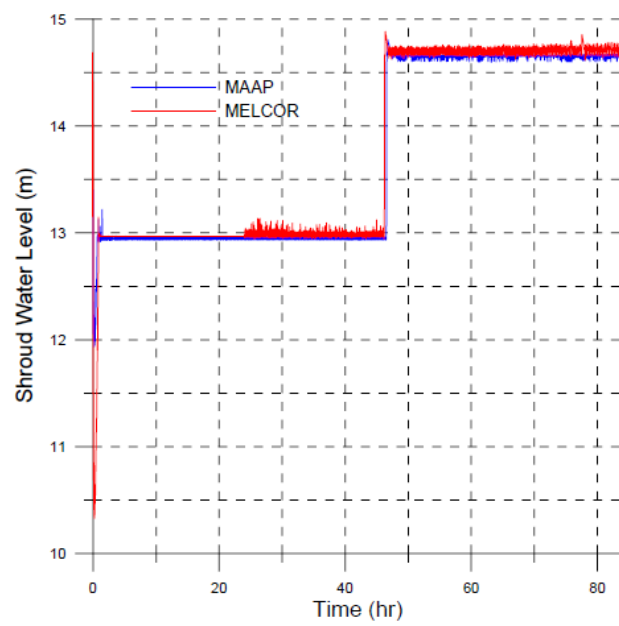
MAAP 與 MELCOR 衰變熱功率隨時間變化比較圖



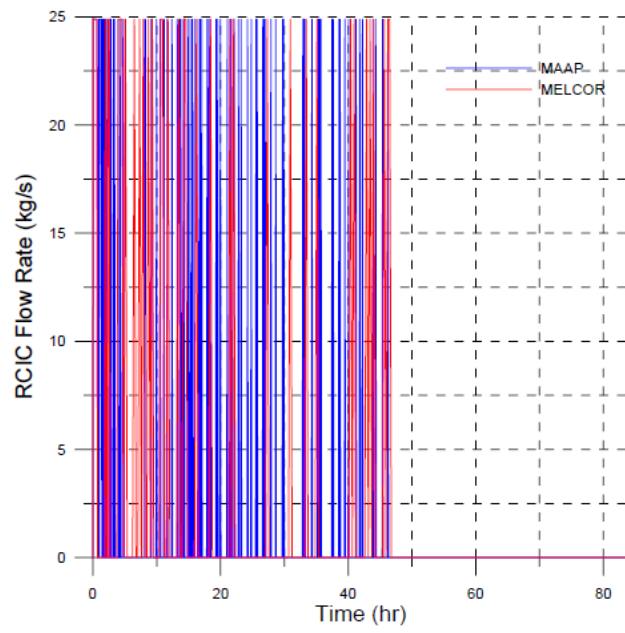
MAAP 與 MELCOR 系統壓力隨時間變化比較圖



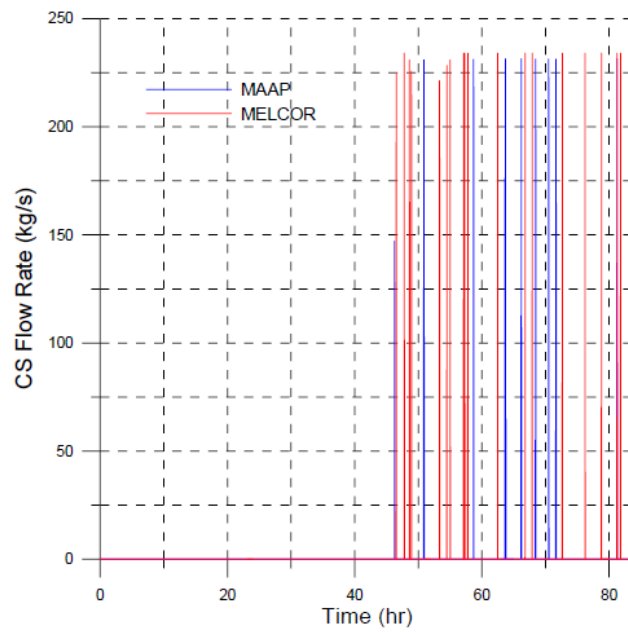
MAAP 與 MELCOR 乾井壓力隨時間變化比較圖



MAAP 與 MELCOR 側板水位隨時間變化比較圖

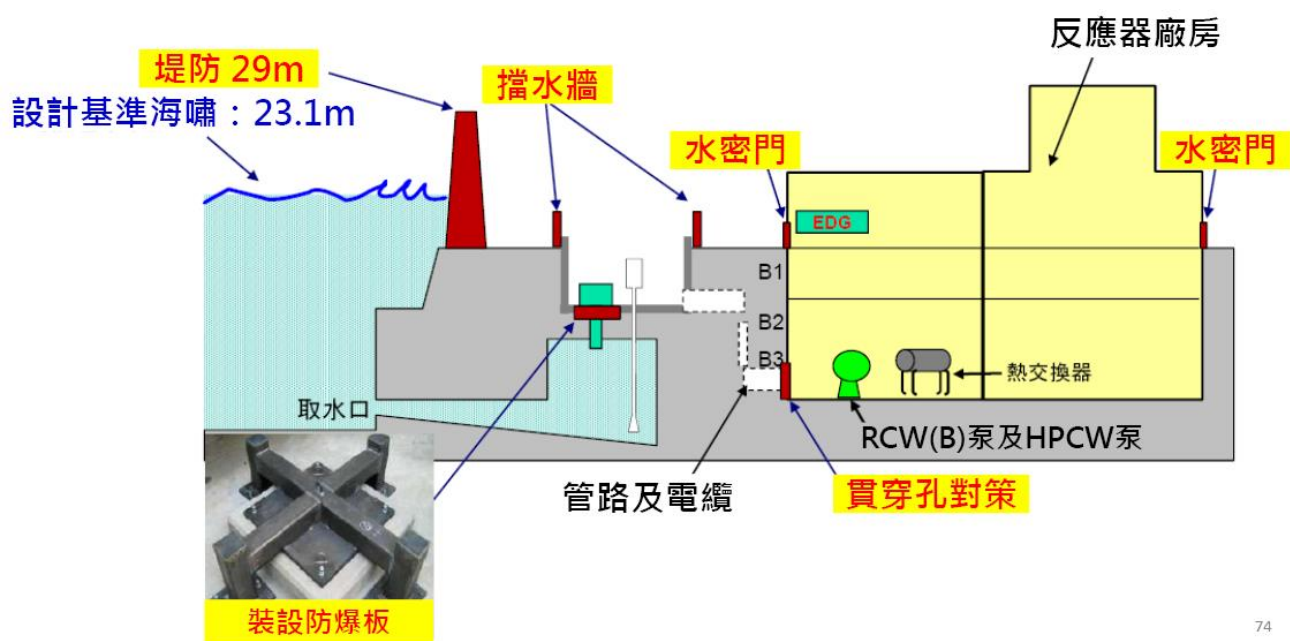


MAAP 與 MELCOR RCIC 注水水量隨時間變化比較圖

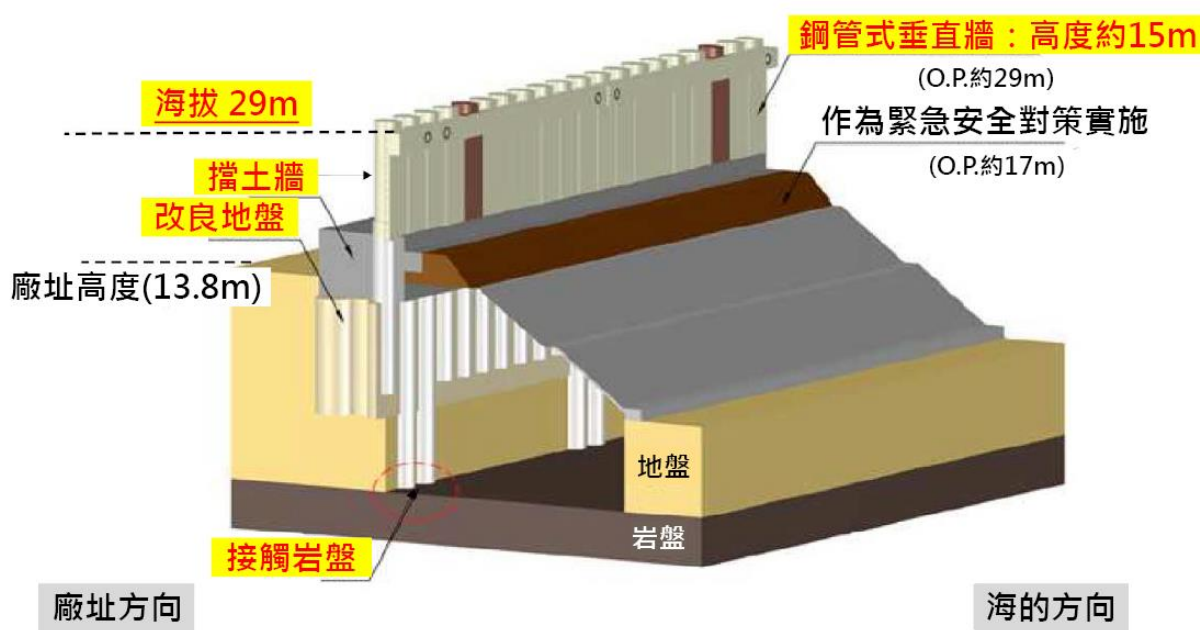


MAAP 與 MELCOR CS 注水水量隨時間變化比較圖

1-4 國際核能管制法規與後福島改善研究：



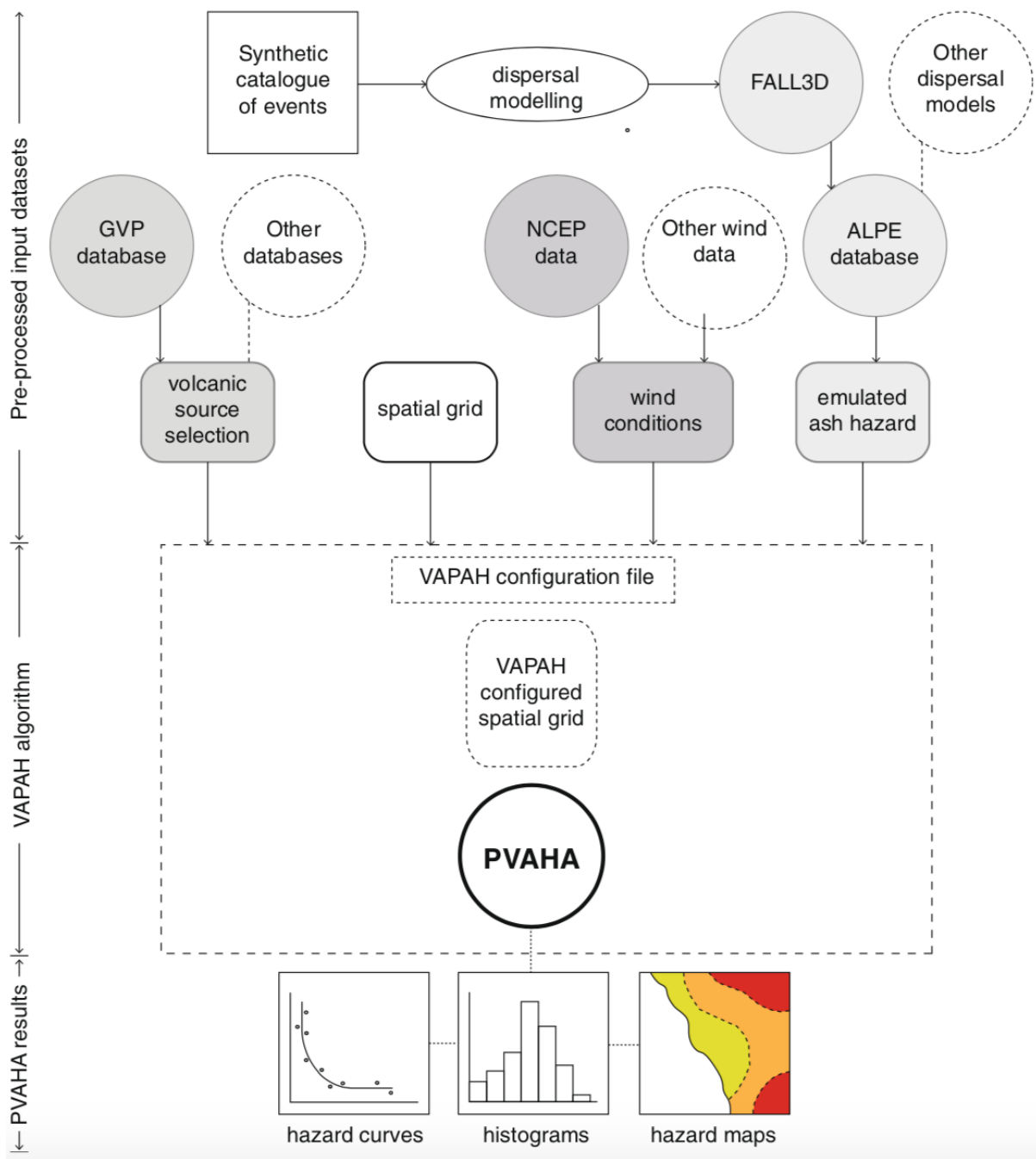
女川核電廠因應 311 的海嘯對策



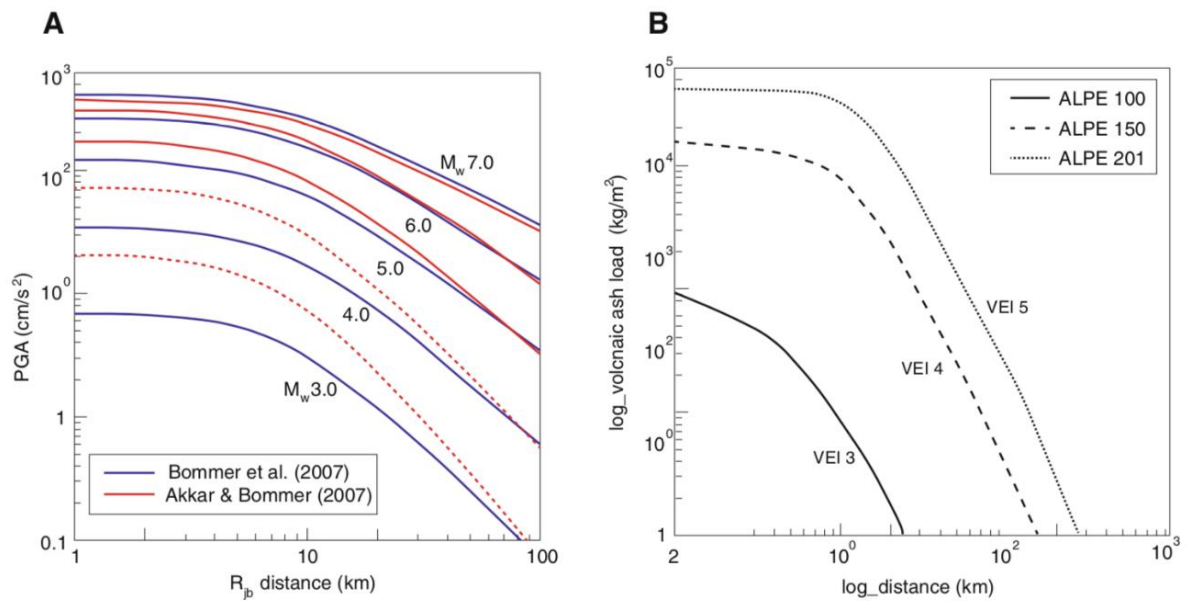
女川核電廠針對堤防的海嘯強化對策



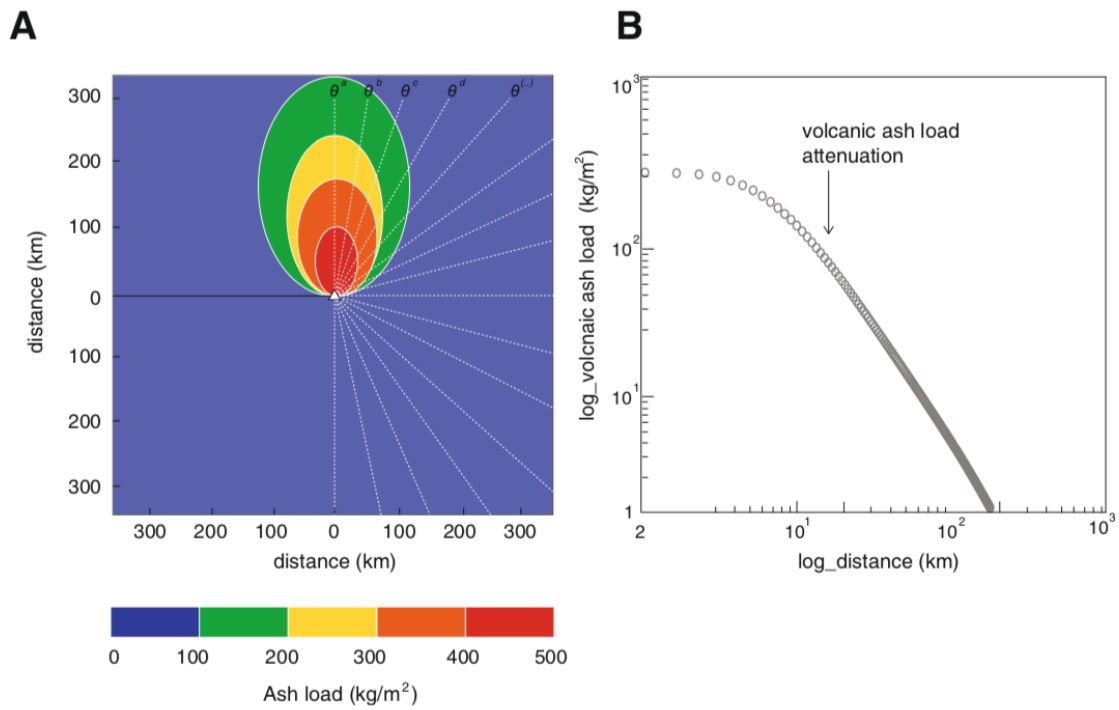
女川核電廠新建的防海嘯堤防



火山灰危害機率分析方法論示意圖



地動預測方程式與火山灰負載預測方程式



FALL3D 火山灰負載危害示意圖

1-5 風險告知視察工具暨導引開發與維護：

附錄K維護風險評估與管理-步驟3維護排程風險顯著性評估

結果

輸入維護時數

維護時數：電廠排程風險 2 視察排程風險 2

△CDF

電廠排程風險 視察排程風險

基準CDF：1.33E-05

排程CDF：1.74E-03 6.49E-03

CDF 增量：1.73E-03 6.48E-03

風險顯著性：1.084E-07

色塊：綠色

△LERF

電廠排程風險 視察排程風險

基準LERF：7.30E-07

排程LERF：8.03E-05 2.64E-03

LERF 增量：7.96E-05 2.64E-03

風險顯著性：5.845E-08

色塊：綠色

【儲存】 【風險管制作為】 【列印】 【離開】

ICDPD & ILERPD

1E-03 紅色 1E-04

1E-04 黃色 1E-05

1E-05 白色 1E-06

1E-06 綠色 1E-07

1E-07 1E-08

電廠維護排程

資料來源	系統名稱	系統資訊	原始值	更新值	增加倍數
系統	A3	A3 匯流排	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	A5	A5 匯流排	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	D/G 5	第五台緊急柴油發電機	1.05E-05	1.00E+00	0

視察維護排程

資料來源	系統名稱	系統資訊	原始值	更新值	增加倍數
系統	69KV	69KV 匯流排	2.94E-05	1.00E+00	0
系統	A3	A3 匯流排	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	A5	A5 匯流排	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	D/G 5	第五台緊急柴油發電機	1.05E-05	1.00E+00	0

核二廠維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體

附錄K維護風險評估與管理-步驟3維護排程風險顯著性評估

結果

輸入維護時數

維護時數：電廠排程風險 2 視察排程風險 2

△CDF

電廠排程風險 視察排程風險

基準CDF：1.05E-05

排程CDF：1.02E-03 2.37E-02

CDF 增量：1.01E-03 2.37E-02

風險顯著性：5.180E-07

色塊：綠色

△LERF

電廠排程風險 視察排程風險

基準LERF：2.45E-06

排程LERF：1.08E-04 3.12E-03

LERF 增量：1.06E-04 3.12E-03

風險顯著性：6.881E-08

色塊：綠色

【儲存】 【風險管制作為】 【列印】 【離開】

ICDPD & ILERPD

1E-03 紅色 1E-04

1E-04 黃色 1E-05

1E-05 白色 1E-06

1E-06 綠色 1E-07

1E-07 1E-08

電廠維護排程

資料來源	系統名稱	系統資訊	原始值	更新值	增加倍數
系統	125V DC AP	125V DC APK	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	D/G-5	第5台緊急柴油發電機	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	外電 161KV	外電 161KV	1.35E-05	1.00E+00	0

視察維護排程

資料來源	系統名稱	系統資訊	原始值	更新值	增加倍數
系統	125V DC AP	125V DC APK	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	4.16KV AC A	4.16KV AC APB	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	D/G-5	第5台緊急柴油發電機	1.05E-05	1.00E+00	0
系統	D/G-B	B台緊急柴油發電機	2.56E-03	1.00E+00	0
系統	外電 161KV	外電 161KV	1.35E-05	1.00E+00	0

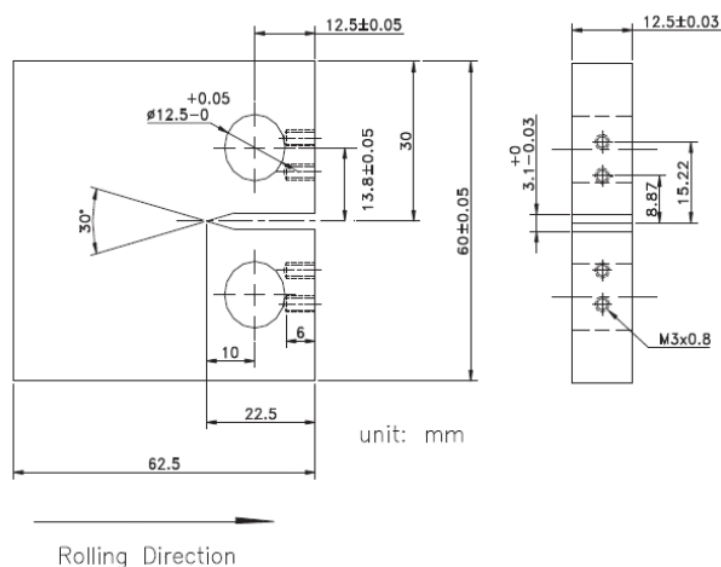
核三廠維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體

2-1 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發：

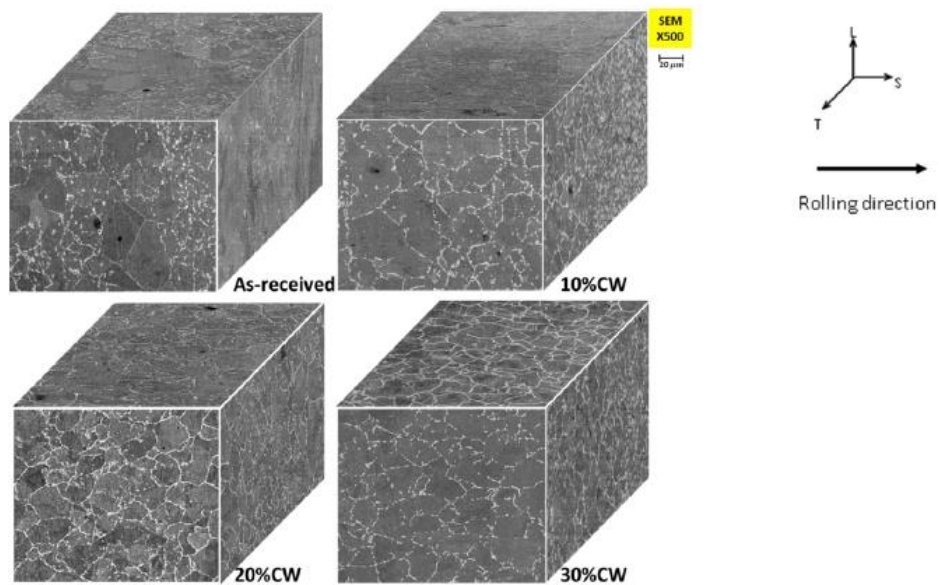
冷加工對 Alloy 600 在高溫水環境下應力腐蝕龜裂之影響：

溶氧與加氫水化學水環境參數

Test parameters	Oxygenated	HWC
Pressure MPa	10	10
Temperature °C	300	300
Conductivity(inlet), $\mu\text{S cm}^{-1}$	0.057	0.057
Conductivity(outlet), $\mu\text{S cm}^{-1}$	0.096	0.071
Oxygen(inlet)	7.1 ppm	< 7ppb
Oxygen(outlet)	6.7 ppm	< 4ppb
ECP(SHE)	0.2 V	-0.5V
pH(inlet)	7.2	-
pH(outlet)	6.2	-
Autoclave exchange rate	1 time/h	1 time/h
Hydrogen (inlet)	< 4ppb	120 ppb
Hydrogen (outlet)	< 4ppb	120 ppb

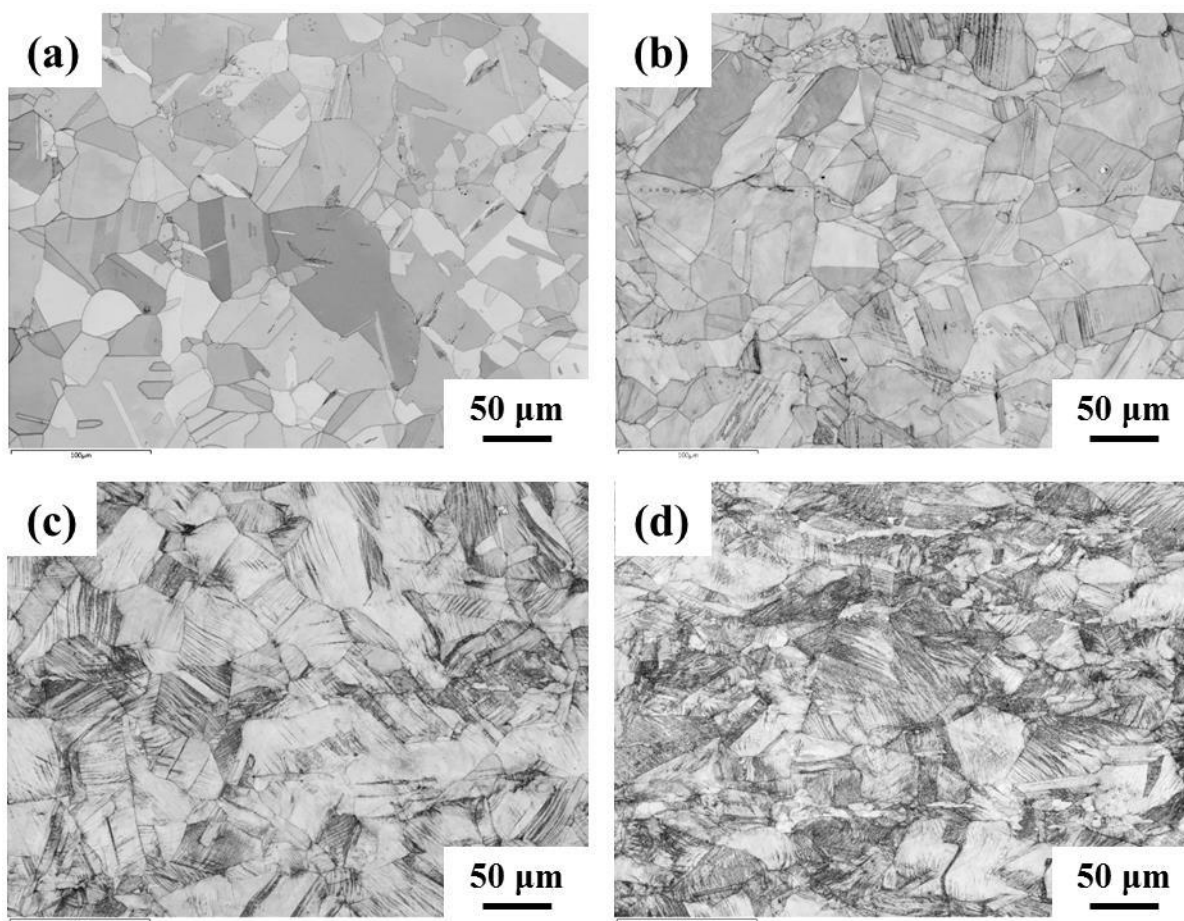


CT 試片尺寸示意圖

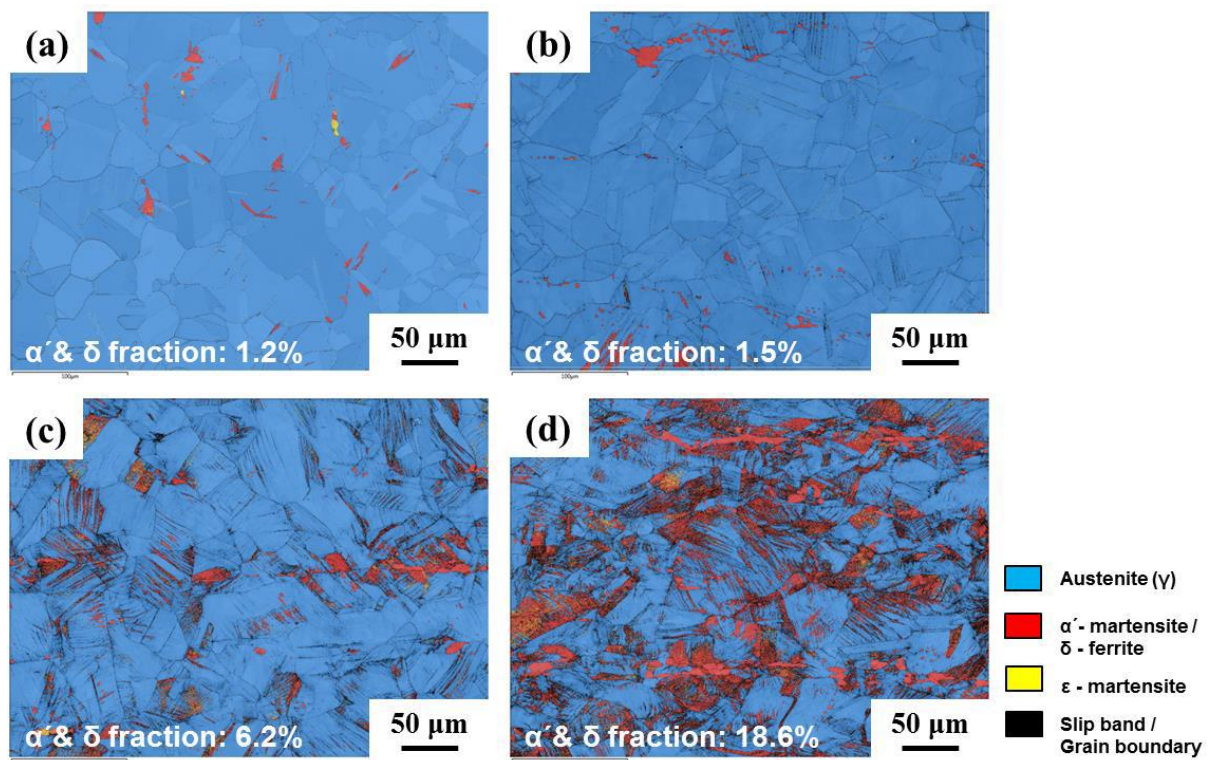


Alloy 600 試片金相圖

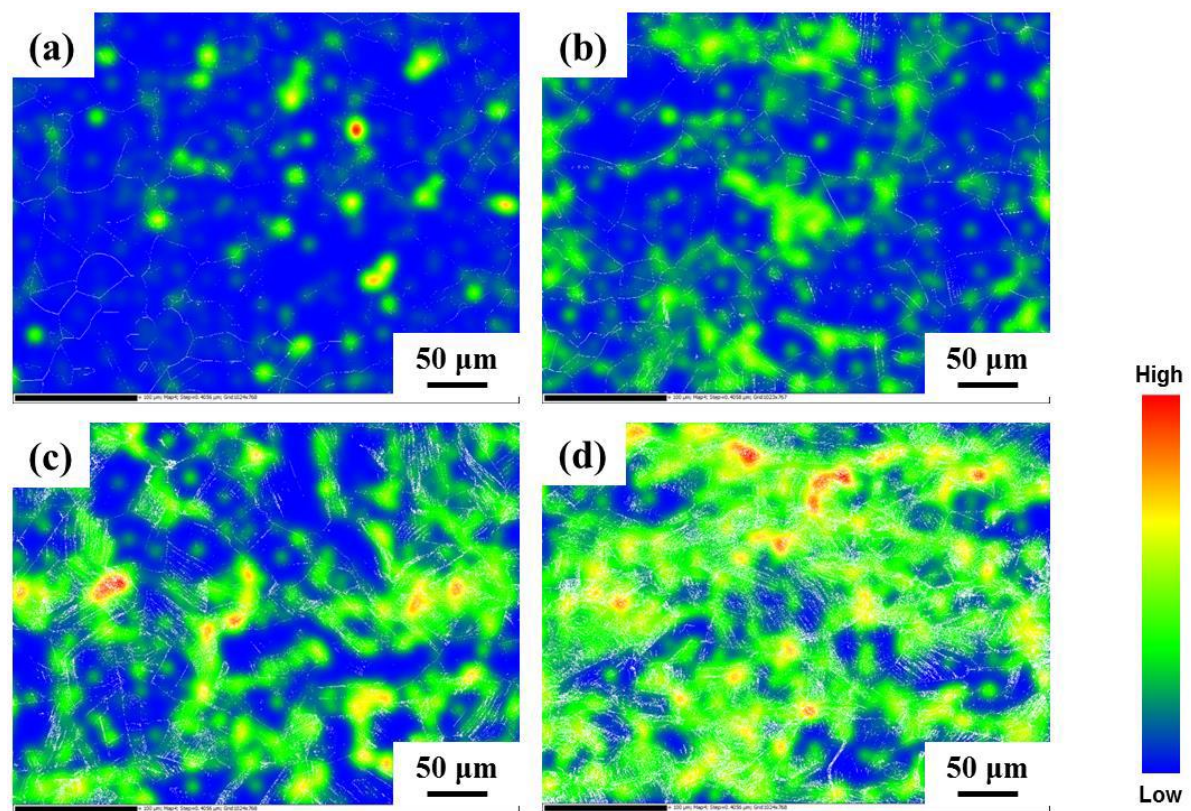
經滾壓加工之 304L 不銹鋼在高溫水化學環境下應力腐蝕敏感性研究：



經不同處理後 304L 不銹鋼的顯微組織形貌：(a)304L-SA，(b) 304L-10%，(c) 304L-20%，(d) 304L-30%



經不同處理後 304L 不銹鋼的相分布：(a)304L-SA，(b) 304L-10%，(c) 304L-20%，(d) 304L-30%



經不同處理後 304L 不銹鋼的塑性應變分布：(a)304L-SA，(b) 304L-10%，(c) 304L-20%，(d) 304L-30%

2-2 核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究：

Fire Protection Procedure of the US Nuclear Regulatory Commission for the Nuclear Power Plant Decommission

By

Chun-Li Chung

Abstract

The NRC inspection manual chapter 2561 is applied for the nuclear power plant decommission. It includes that the purposes, scopes of the application, proper nouns, program contents, inspection processes, inspection focuses, site inspections, related reference procedures, and inspection frequencies are all detailed. The inspection manual refers to the inspection procedure number for fire protection, number 64704, which refers to the inspection objectives, inspection requirements, inspection guidelines, inspection resources, etc. about nuclear power plants. This article is the result of the Chinese translation for the inspection procedure 64704, in order to facilitate the fire protection inspection activities during the nuclear power plant decommissioning.

Keywords: Inspection procedure 64704; Fire protection; Inspection requirements; Combustible

Managing the Unexpected in Decommissioning

Sue-Ray Lin

Abstract

This report mainly extracts the contents of “Managing the Unexpected in Decommissioning” issued by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in 2016. The IAEA report provides references and unexpected experiences of decommissioning activities of nuclear facilities. Based on the relevant information, it is convenient for owners (power plant asset licensees) and the operators in considerations of the design and operation phase of the plant life cycle for the future decommissioning activities. Regulatory authority can also obtain relevant information from this report, paying special attention to accidents and unanticipated events when reviewing decommissioning plans and decommissioning works.

Keywords: Decommissioning, Regulatory authority, Unexpected events

電廠停機過渡階段建議使用之消防規範

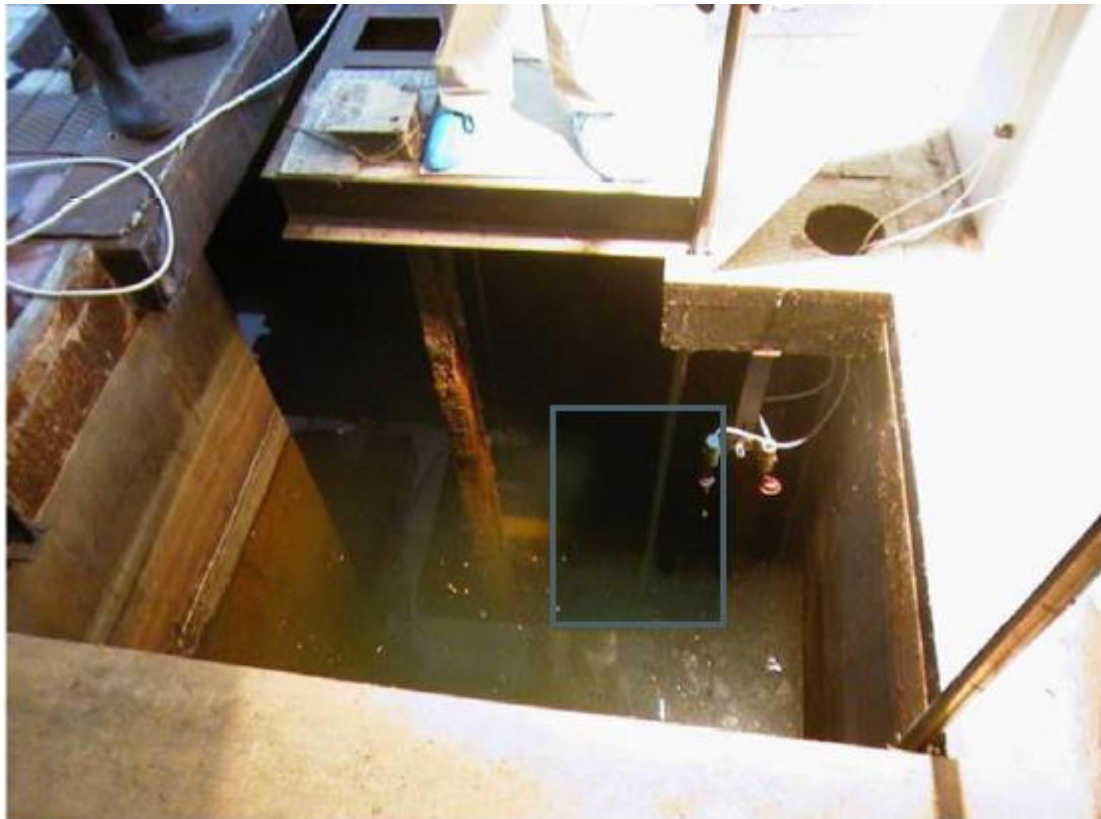
吳思穎

摘 要

核一廠運轉執照將於 2018 年底到期，台電公司已依法於 2015 年提出除役計畫，經原能會審議完成後，須於 25 年內完成拆除作業。由於核一廠燃料池已接近滿貯狀態，乾式貯存系統尚未正式啟動，因此盡管已經停機，燃料棒仍需置於爐心，故現階段仍建議電廠比照運轉中電廠之消防法規執行。

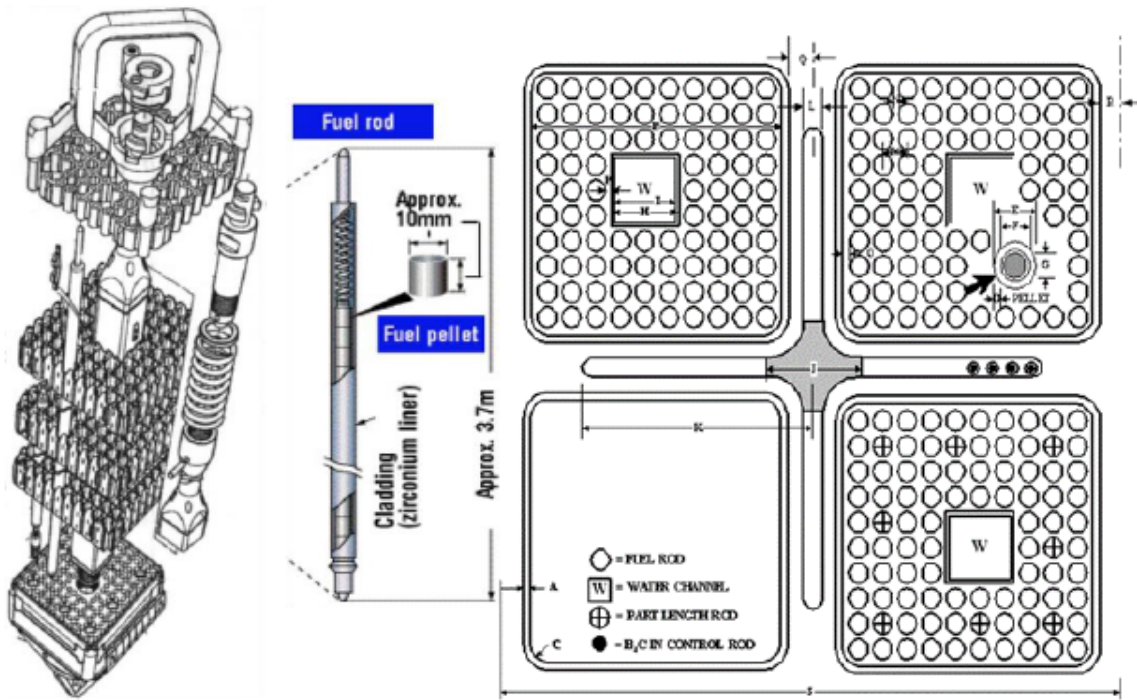
關鍵字：消防計畫、美國核能管理委員會、結構系統組件、聯邦法規、安全停機

除役過程非預期事件的處理：

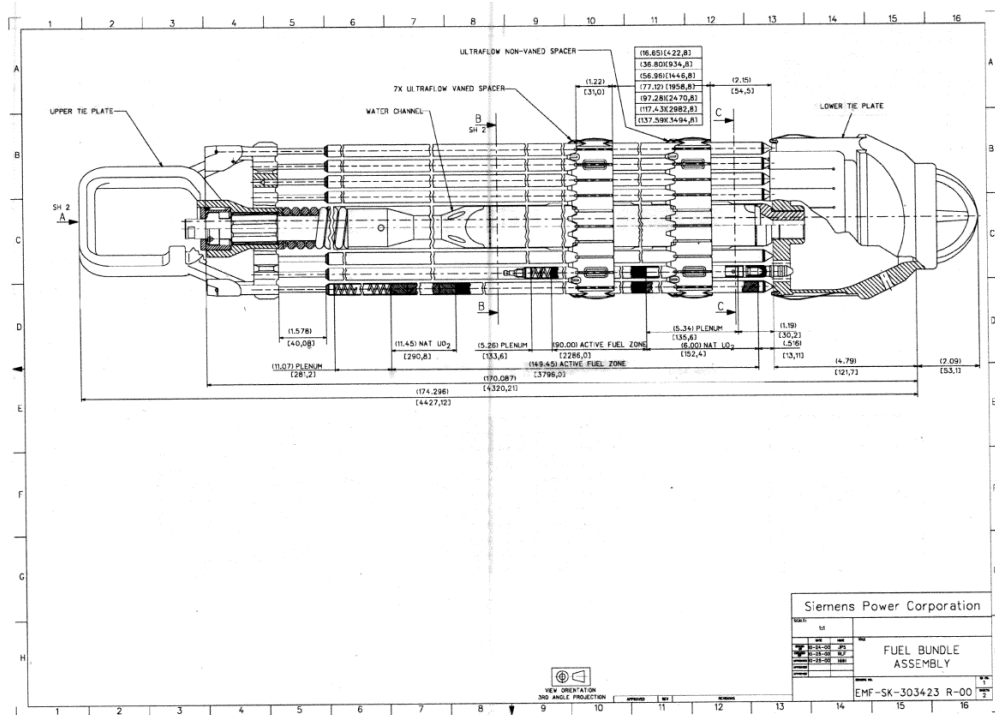


研究用反應爐燃料池結構腐蝕現象(摘自 IAEA)

除役期間停機過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術研究：



ATRIUM-10 燃料示意與截面圖



ATRIUM-10 燃料工程圖

噴砂除污技術於核電廠除役之應用探討：



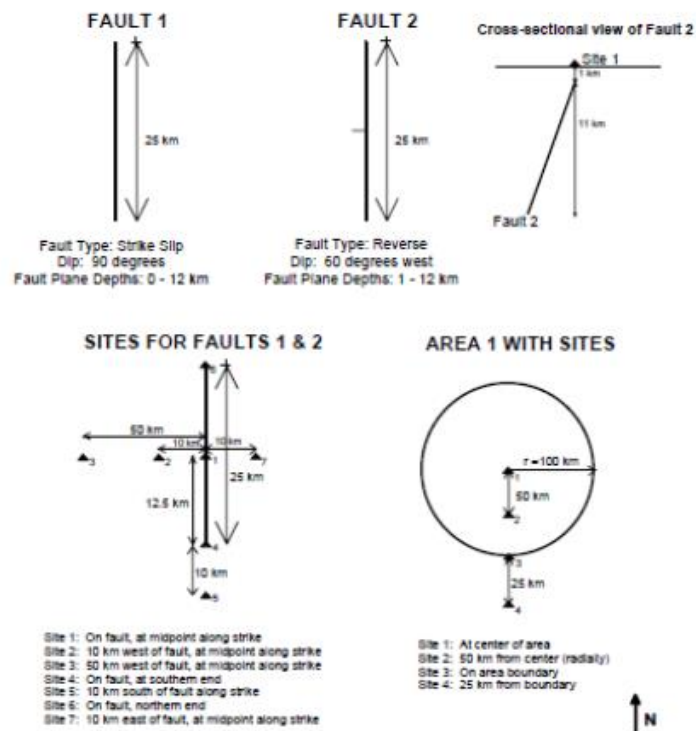
高壓水噴射之除污作業方式



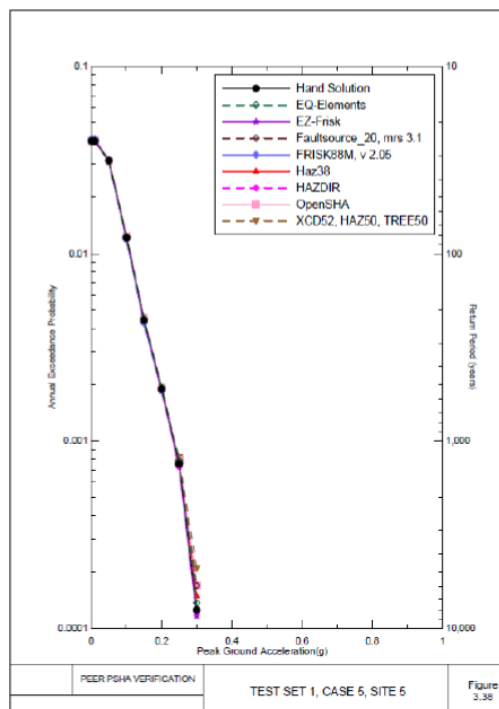
研磨料為砂之噴砂除污作業方式

3-1 核能電廠超越設計地震之地震安全管理技術研究：

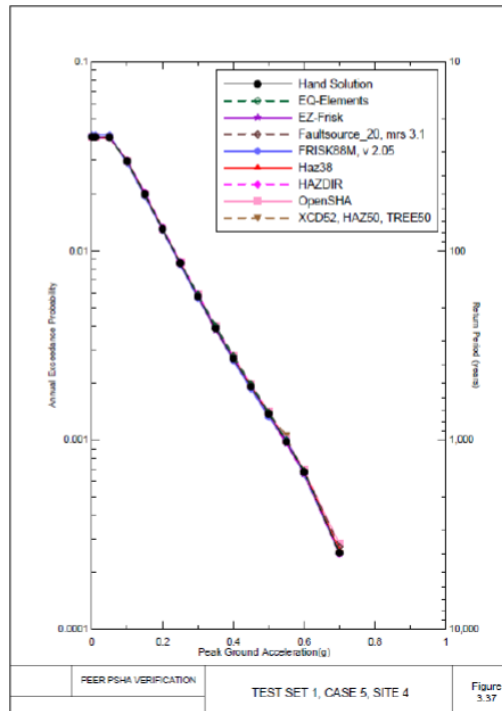
地震危害度高階分析(PSHA SSHAC-3)審查技術研究：



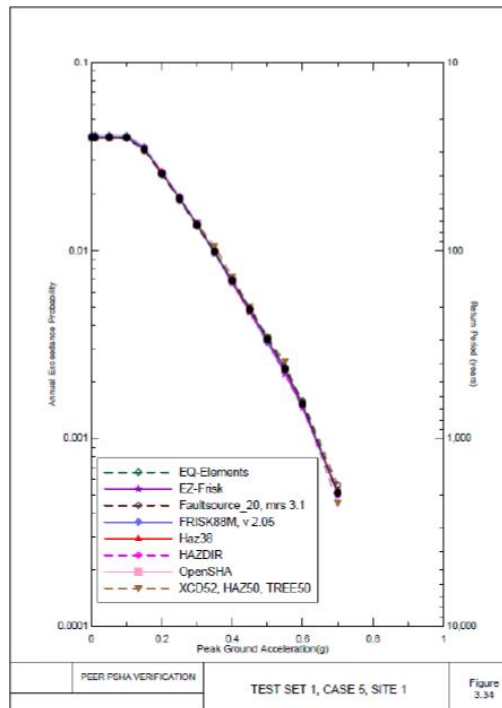
震源和場址的幾何分佈(Thomas 等人, 2010)



案例 5 場址 5 之 PEER 報告手算解與軟體解的比較(Thomas 等人, 2010)

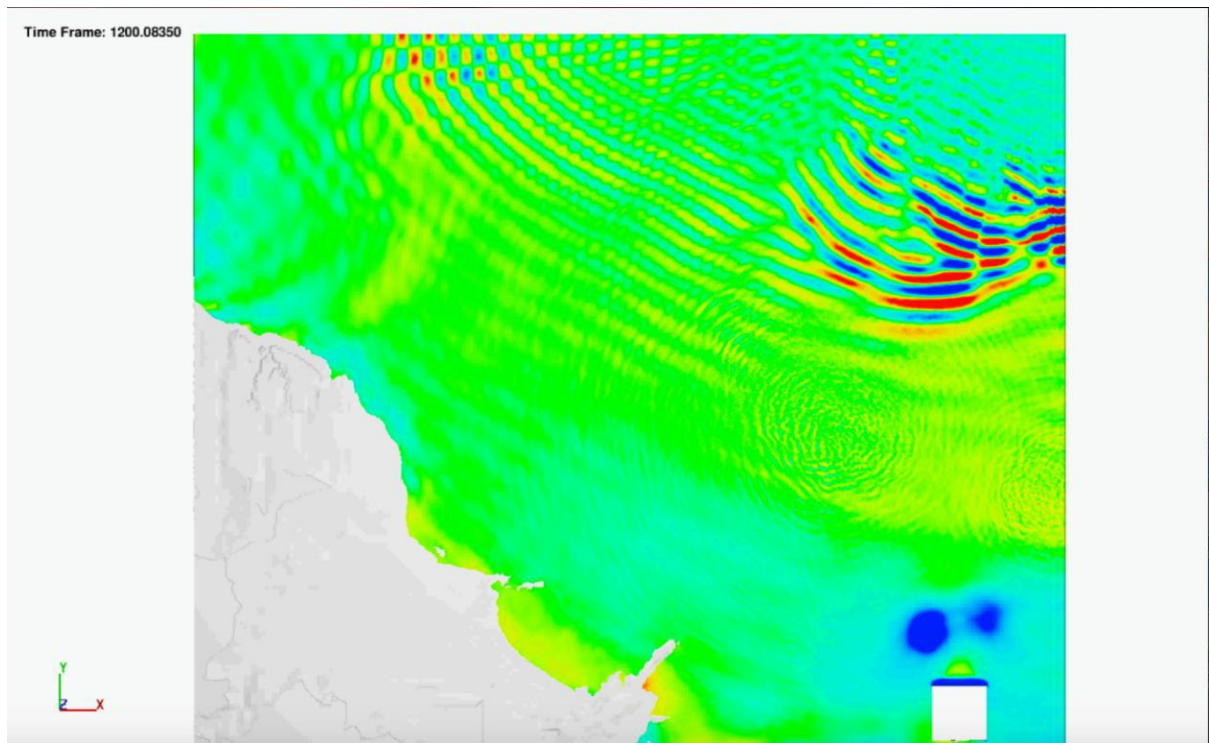


案例 5 場址 4 之 PEER 報告手算解與軟體解的比較(Thomas 等人, 2010)

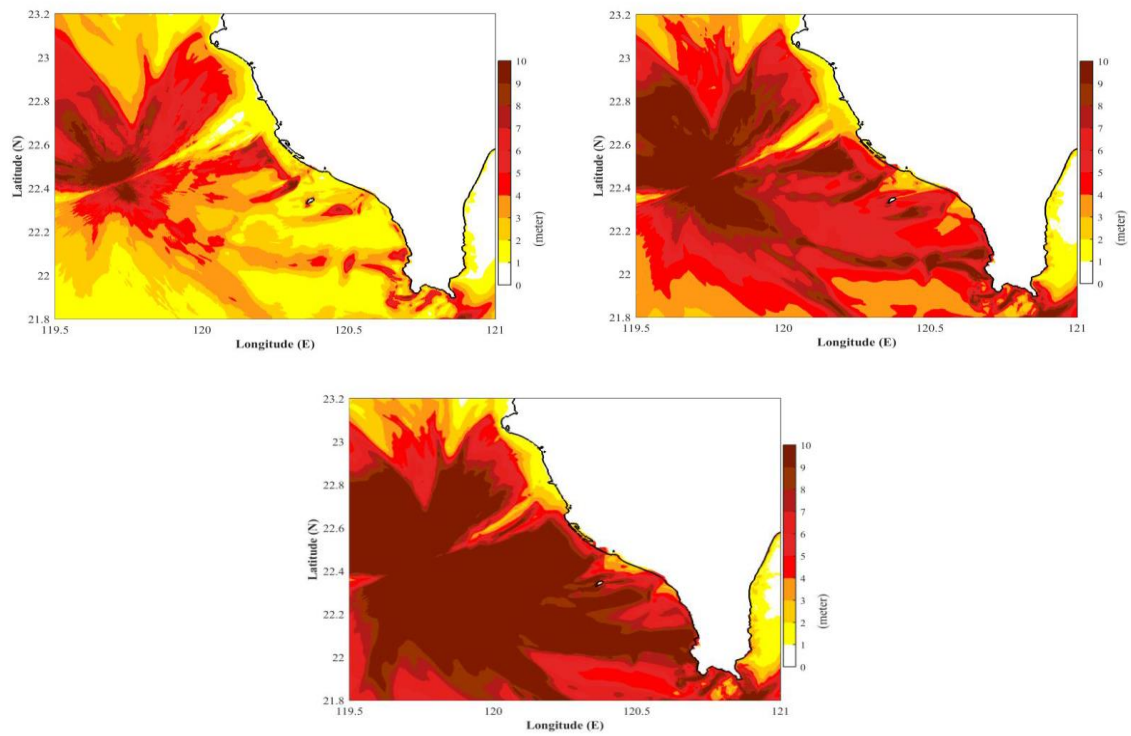


案例 5 場址 1 之 PEER 報告手算解與軟體解的比較(Thomas 等人, 2010)

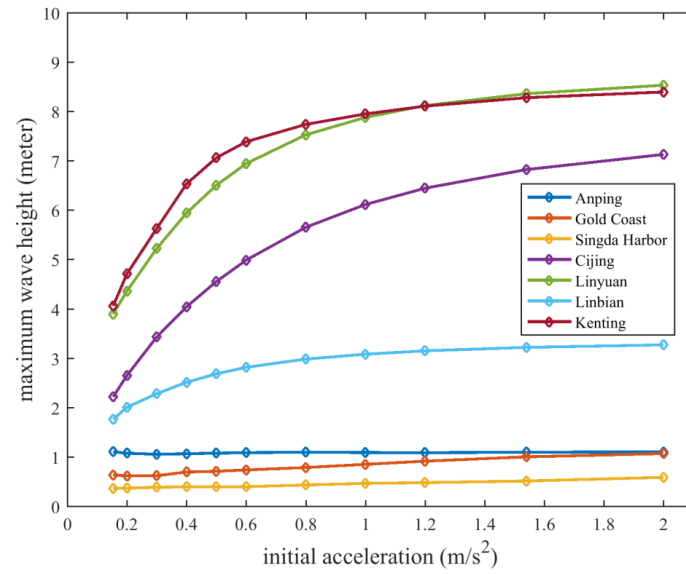
不同海嘯源模擬分析管制驗證模式建立：



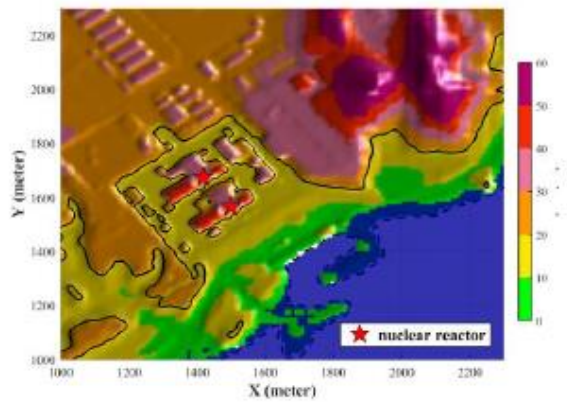
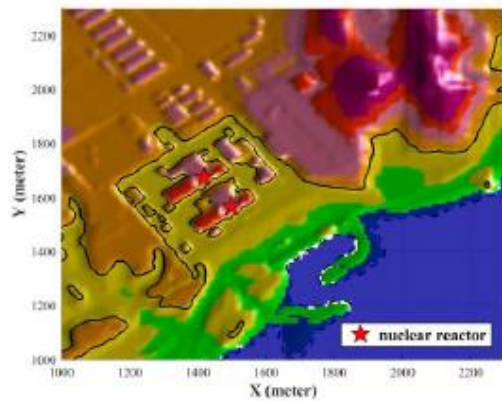
全域俯視波高時間序列圖



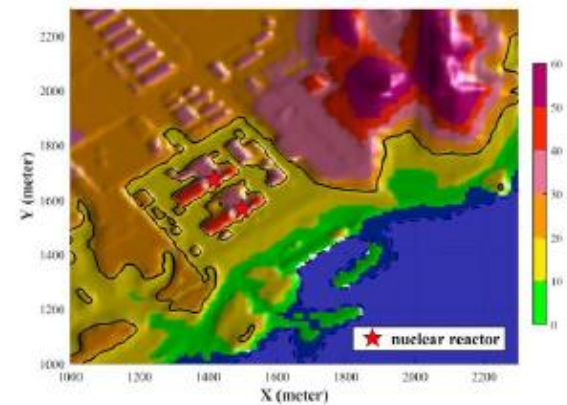
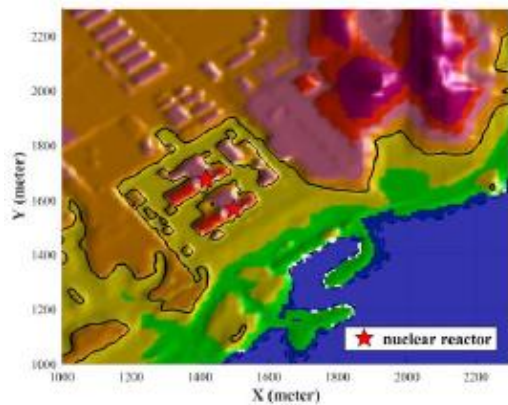
不同初始加速度模擬之最大波高分佈 (a) 初始加速度為 0.154 m/s²；b) 初始加速度為 0.5 m/s²；c) 初始加速度為 1.54 m/s²)



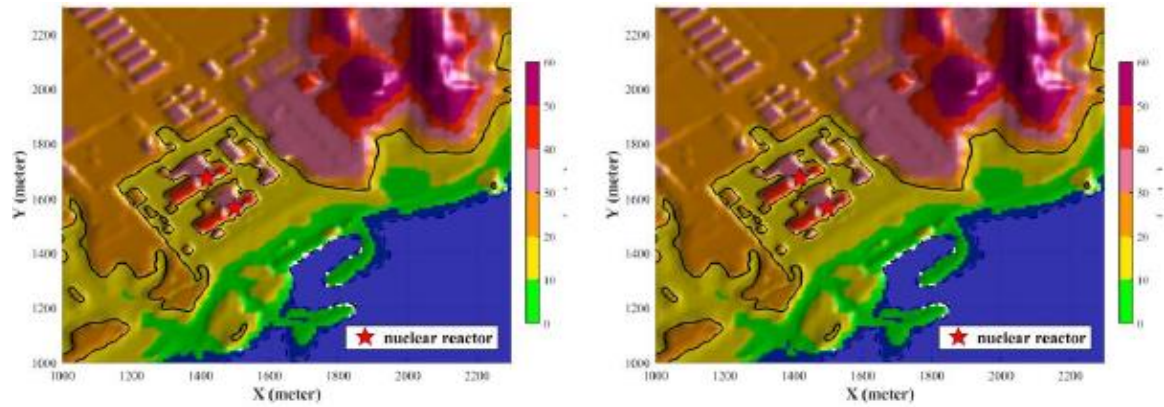
不同初始加速度於不同位置造成之最大波高



情境 LS1 於核三廠造成之溢淹情形(左圖：以本計畫判識之崩移物幾何條件之模擬結果，右圖：以 Li et al. (2015)判識之崩移物幾何條件之模擬結果)



情境 LS2 於核三廠造成之溢淹情形(左圖：以本計畫判識之崩移物幾何條件之模擬結果，右圖：以 Li et al. (2015)判識之崩移物幾何條件之模擬結果)



情境 LS3 於核三廠造成之溢淹情形(左圖：以本計畫判識之崩移物幾何條件之模擬結果，右圖：以 Li et al. (2015)判識之崩移物幾何條件之模擬結果)

International Conference on Civil and Environmental Engineering, ICCEE-2018/ Oct.14-17, 2018/ Dalian, China

High Performance Fiber Reinforced Concrete under deteriorating environmental conditions

H.-H. Hung^a, C.-C. Hung^b

^a Department of Civil Engineering, National Cheng Kung University, Tainan, Taiwan

^b Department of Civil Engineering, National Cheng Kung University, Tainan, Taiwan

Abstract

High Performance Fiber Reinforced Concrete (HPFRC) is characterized by tensile strain-hardening behavior accompanied by closely spaced hairline cracks. Depending on the properties of the matrix and fibers used, the ultimate tensile strain of HPFRC materials is up to 1-5%, which is significantly larger than normal concrete. The objectives of this research discussed the behavior of cracked in HPFRC under sulfate environment. Mechanical tests and scanning electron microscope (SEM) were employed to study the behaviors of pre-cracks with two different degrees. The results showed that the cracks in the sulfate environment had a better self-healing performance than those in the water environment.

Keywords: sulfate environment, high performance fiber reinforced concrete, cracks



Mechanical properties and self-healing evaluation of strain-hardening cementitious composites with high volumes of hybrid pozzolan materials



Chung-Chan Hung ^{a,*}, Yen-Fang Su ^a, Yu-Min Su ^b

^a Department of Civil Engineering, National Cheng Kung University, 1 University Rd, Tainan 701, Taiwan

^b Department of Civil Engineering, National Kaohsiung University of Applied Sciences, 415 Chien Kung Rd, Kaohsiung 807, Taiwan

ARTICLE INFO

Article history:
Received 5 February 2017
Received in revised form
2 September 2017
Accepted 3 September 2017
Available online 5 September 2017

Keywords:
Fibres
Microstructures
Mechanical properties
Non-destructive testing

ABSTRACT

The study investigates the self-healing performance and mechanical behavior of strain-hardening cementitious composites (SHCCs) incorporating high volumes of blended ground-granulated blast-furnace slag and fly ash (GGBS-FA SHCCs). The prepared SHCC specimens are pre-cracked by imposing a 0.5% or 1% tensile strain at the age of 180 days, and then exposed to lab-controlled dry, water immersion, or natural weathering conditions for 90 days. Multiple performance evaluation approaches are employed, including compressive tests, tensile tests, resonant frequency measurements, scanning electron microscopy, and energy dispersive x-ray analysis. In comparison with the performance of SHCCs without GGBS, blending GGBS and fly ash in SHCCs is shown to improve the tensile and compressive strengths at 7, 28, and 90 days, while the strain capacity and the multiple narrow cracking pattern of SHCCs are weakened. Furthermore, the SHCCs with blended GGBS and fly ash have enhanced self-healing performance compared to the SHCCs incorporating only fly ash.

© 2017 Elsevier Ltd. All rights reserved.

中華民國第14屆結構工程及第4屆地震工程研討會
The Fourteenth National Conference on Structural Engineering/
The Fourth National Conference on Earthquake Engineering
Taichung, Taiwan, 6-8 November, 2018
Paper No. 13024

中高樓建築機率式耐震評估法之案例應用

Probabilistic seismic performance assessment of mid-rise building

蔡諱和¹ 盧煉元² 蕭輔沛³ 湯宇仕⁴ 謝璋桓⁴ 陳慶輝⁵ 李官峰⁵

¹ 國家地震工程研究中心助理研究員, E-mail: chunchung@ncree.narl.org.tw

² 成功大學土木工程系教授

³ 國家地震工程研究中心研究員暨成功大學合聘副教授

⁴ 成功大學土木工程系碩士生

⁵ 祥禾工程顧問有限公司結構技師

摘要

都會區由於地狹人稠之故，建築物大多屬於中高樓結構，這些結構若於地震中倒塌或受損所造成的地震災害將不容小覷。然而，現行建物評估法大多屬於定量式 (deterministic) 的非線性靜力側推分析法，此法對於低矮樓房或有其準確性，但卻不易預估中高樓結構高頻振態之反應，亦未能計及震波與設計及施工中所涵有的諸多不確定因子，因此評估結果有可能不夠保守。有鑑於此，本文旨在研議一實用之機率式建物倒塌耐震評估方法與流程，該方法乃結合美國 FEMA P-58 之倒塌易損分析法、非線性增量式動力分析法與地震危害度分析法等，以計及結構在強震下的非線性動態特性及地震力的不確定性等項因子。倒塌性能指標的訂定方面則參採 ASCE 7-10 及 FEMA P695 建議之倒塌機率容許值，亦即：「最大考量地震力之倒塌機率」小於 10% 及「50 年內倒塌超越機率」小於 1%，作為判定建物是否有倒塌疑慮之標準。並與實務界合作分析一實際新建的中高樓 RC 建物為範例，說明實際操作流程的結果與分析所花費的時間。

關鍵字：中高樓建築、機率式評估法、耐震性能評估、倒塌易損分析、風險評估、增量動力分析、非線性歷時分析

中高樓結構機率式倒塌風險評估法之應用研究

謝瑋桓¹、盧煉元^{2*}、蕭輔沛³、湯宇仕⁴、黃尹男⁵

關鍵字：中高樓建築、機率式評估法、耐震性能評估、倒塌易損分析、風險評估、增量動力分析、非線性歷時分析

摘要

都會區由於地狹人稠之故，建築物大多屬於中高樓結構，這些結構若於地震中倒塌或受損所造成的地震災害將不容小覷。因此對於老舊或因設計施工不良具潛在危險性之中高樓建物，吾人實有必要建立一套合理的耐震評估方法，以作為工程實務上篩檢與補強之依據。然而，現行建物評估法大多屬於定量式(deterministic)的非線性靜力側推分析法，此法對於低矮樓房或有其準確性，但卻不易預估中高樓結構高頻振態之反應，亦未能計及震波與設計及施工中所涵有的諸多不確定因子，因此評估結果有可能不夠保守。有鑑於此，本文旨在研議一實用之機率式建物倒塌耐震評估方法與流程，該方法乃結合美國 FEMA P-58 之倒塌易損分析法、非線性增量式動力分析法與地震危害度分析法等，以計及結構在強震下的非線性動態特性及地震力的不確定性等項因子。惟因 FEMA P-58 對於建物倒塌的判定準則與倒塌性能指標的選擇並無明確的建議。因此，本文乃參採 PEER-TBI 與 ASCE 41-13 技術報告針對 RC 構造建議二項倒塌判定準則，分別稱為「總體結構」與「局部構件」倒塌判定準則。而在倒塌性能指標的訂定方面則參採 ASCE 7-10 及 FEMA P695 建議的倒塌機率容許值，亦即：「最大考量地震力之倒塌機率」小於 10% 及「50 年內倒塌超越機率」小於 1%，作為判定建物是否有倒塌疑慮之標準。其中，前者之最大考量地震力可採用我國設計規範之值，十分方便實務之應用；而後者則須配合工址所在地地震危害度曲線加以計算，有利建物所有人作為承擔風險決策之用。最後，再以一實際倒塌的中高樓建物案例說明本文所建議倒塌性能評估法之執行程序。

第 40 屆海洋工程研討會論文集 國立高雄科技大學 2018 年 11 月
Proceedings of the 40th Ocean Engineering Conference in Taiwan
National Kaohsiung University of Science and Technology, November 2018

台灣西南部海底山崩情境之模擬計算及分析

連偉成¹ 陳彥龍² 史名揚³ 周鼎³ 蕭士俊⁴

¹ 國立成功大學水利及海洋工程學系

² 國立成功大學水利及海洋工程學系博士後研究員

³ 行政院原子能委員會核能研究所研究員

⁴ 國立成功大學水利及海洋工程學系教授

摘要

本研究使用二維淺水波方程數值模式(COMCOT)模擬台灣西南部海底山崩情境所引發之海嘯，探討其對沿岸地區之影響。本文探討了不同初始加速度對於海嘯模擬結果之影響，分析台灣西南部地區溢淹的情勢。結果顯示，初始加速度的影響隨不同地點而改變。整體而言，初始加速度越大時，最大波高及溢淹範圍皆會增加。而在同一初始加速度的情況下，左營以北波高較小，溢淹較輕微，左營以南波高較高，溢淹較嚴重。

關鍵詞：海嘯、海底山崩、數值模式、初始加速度

高韌性泡沫纖維混凝土

High ductility fiber reinforced foamed concrete

洪崇展¹ 戴艾珍² 許晉維³

¹ 國立成功大學土木工程學系 教授 E-mail: n66061090@gmail.com 0988067609

² 國立成功大學土木工程學系 碩士

³ 國立成功大學土木工程學系 碩士生

摘要

泡沫混凝土屬於輕質混凝土之一種，其力學強度較低，具較高的脆性性質，一般泡沫混凝土於 28 天抗压強度僅為 1 至 10 MPa 間，多用於空隙填充以及絕緣用途。ECC (Engineered Cementitious Composites) 為一種高性能的纖維混凝土，透過細粒料與卜作嵐材料的組成以及 PVA 纖維的添加，使 ECC 具較高的力學強度，以及具有獨特的擬應變硬化行為與多重開裂現象。

本研究透過在兩種高礦物摻料(飛灰以及高爐石粉)含量的 ECC 配比中，嘗試添加利用機械式所預製的泡沫使其輕量化，能同時兼具 ECC 以及泡沫混凝土的特性，嘗試發展出高韌性的泡沫纖維混凝土，稱之「綠色輕質 ECC」。本研究中透過壓力試驗、單軸拉力試驗，探討材料組成的變化、設計單位重的變化以及纖維含量的變化對相關性質的影響。

實驗結果顯示，設計單位重所對應的泡沫含量，對於各項性質的影響較為顯著；隨著泡沫含量的增加，力學強度隨之下降。而纖維的添加，使材料具較高的抗拉強度，但因纖維較易影響漿體的流動性，使得部分性質受到漿體流動性下降的影響，孔洞發生相連以及試體易出現明顯的缺陷，可能使力學強度下降。

關鍵字：高韌性纖維混凝土(ECC)、飛灰、水淬高爐石、泡沫混凝土、綠色輕質混凝土

隔震建築機率式耐震性能評估法

Probabilistic seismic performance assessment of isolated buildings

盧煉元¹ 湯宇仕² 蕭輔沛³ 蕭子欣² 蔡諱昶⁴ 陳慶輝⁵ 李官峰⁵

¹ 成功大學土木工程系教授，E-mail: lyu@mail.ncku.edu.tw

² 成功大學土木工程系碩士、研究生

³ 國家地震工程研究中心研究員暨成功大學合聘副教授

⁴ 國家地震工程研究中心助理研究員

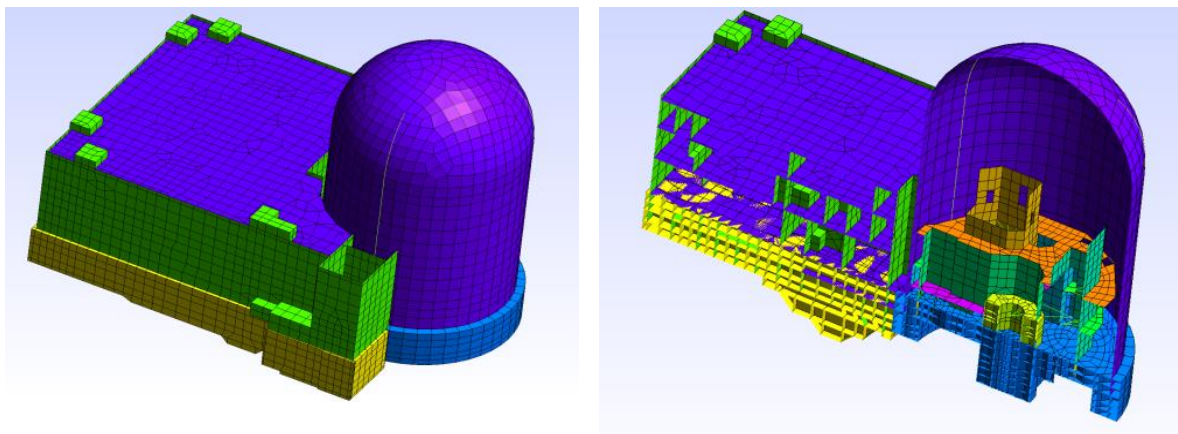
⁵ 祥禾工程顧問有限公司結構技師

摘要

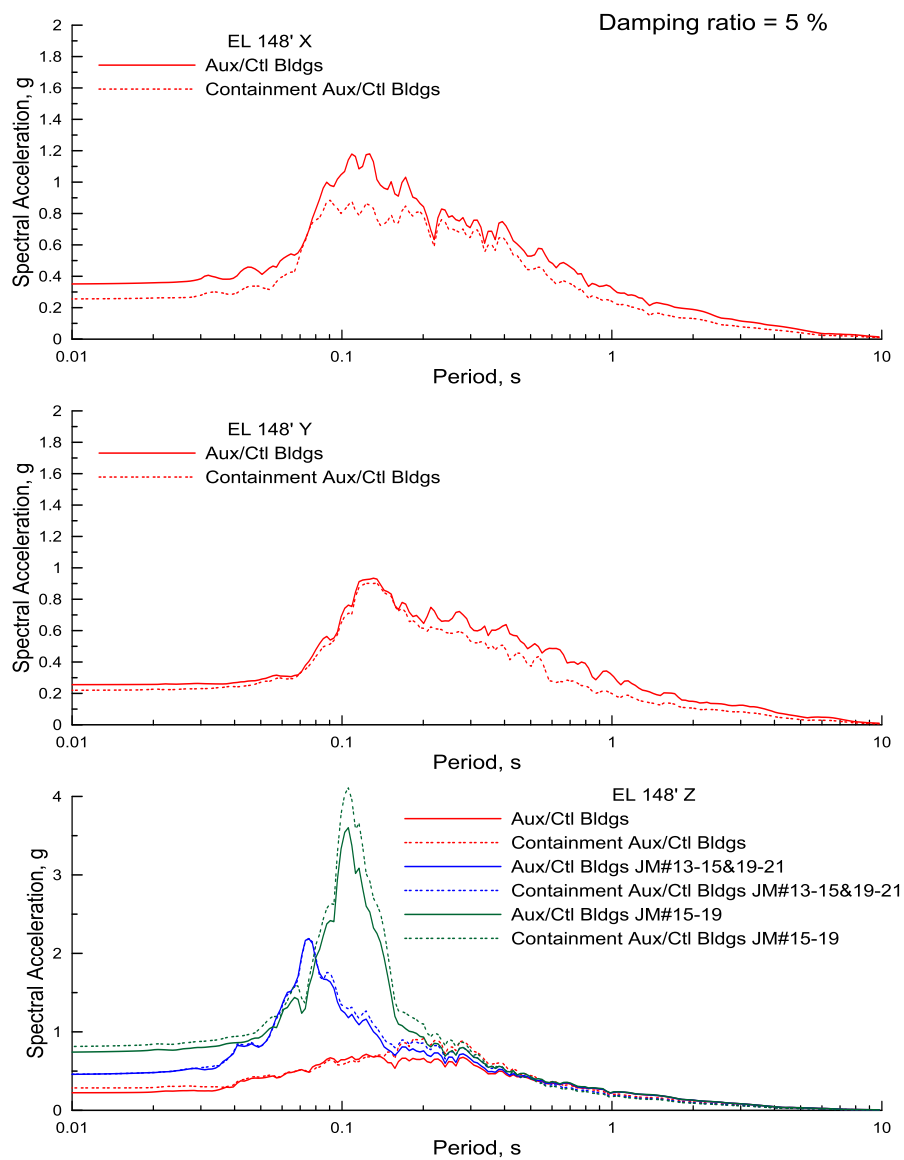
結構隔震技術為十分有效的建物防震技術，可用以提升新建物之耐震性能或用於既有建物之耐震補強。為確保隔震建物達到應用之耐震性能等級，建物若採用隔震技術宜有一套評估方法。惟，現行建築物耐震評估大多採用非線性靜力側推分析法進行，恐無法精確反應隔震建物之動態非線性行為。再者，現行評估法多屬於定值式(deterministic)方法，未能計及地震力、分析模型及施工過程所具有的不確定因子。有鑑於此，本文乃針對隔震建物建議一套合理的機率式耐震評估方法及流程，該流程將參考最新之美國 FEMA P-58 機率式易損評估法(collapse fragility assessment, CFA)及增量式非線性動力分析方法(incremental dynamic analysis, IDA)，以反應隔震系統與上部結構在強震下的非線性動態特性及地震力的不確定性等項因子。另則，於耐震評估流程中，本文參照國外相關規範訂定隔震建物各性能等級之破壞準則，再據以建立不同性能等級之易損曲線作為評估之依據。本文以一幢耐震力不足之老舊建物為例，並以摩擦單擺支承(FPS)對該建物進行耐震補強，再以本文所建議之機率式非線性動力分析評估法，進行隔震補強前後之耐震性能評估與比較，以量化隔震補強之效益。本文提出之機率式耐震評估法適用於一般建物與隔震建物，可供工程界完整評估建物耐震性能之用。

關鍵字：隔震建築、耐震評估、易損曲線、機率式評估、非線性動力分析、耐震補強、增量動力分析

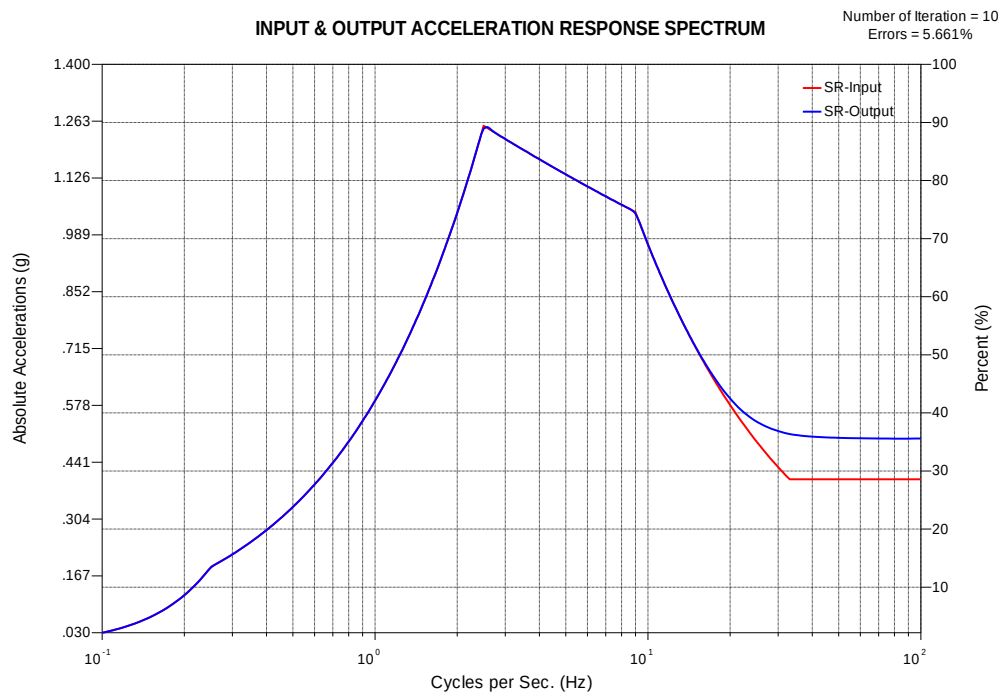
3-2 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：



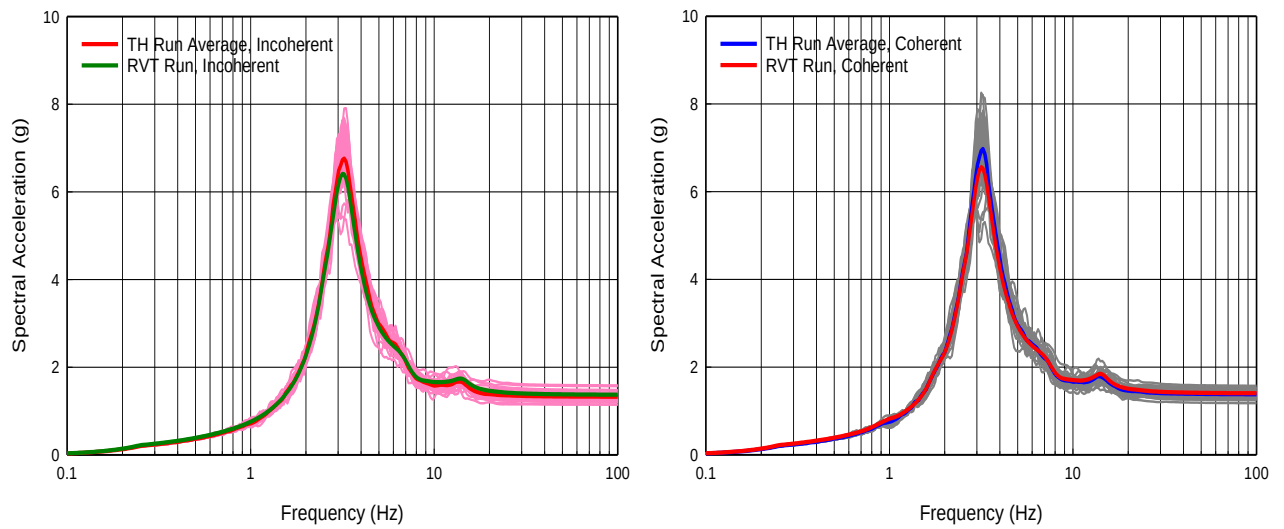
核三廠圍阻體、輔機/控制廠房土壤結構互制分析模型



鄰近結構效應研究-輔機/控制廠房 148 呎反應譜比較



RVT 方法研究-功率頻譜(PSD，Power Spectrum Density)特性產生的差異



RVT 分析結果-圍阻體頂 NS 向加速度反應之同步、非同步地震與 30 組地震歷時比較

附表、【107 年度績效自評意見暨回復說明(D007)】

計畫名稱：核能電廠安全管制法規與技術研究(3/4)

績效自評審查委員：饒大衛、葉宗洸、王朝正、敖仲寧、方一匡

序號	審查意見	回復說明
壹、計畫實際執行與原計畫目標符合程度(自評評分：8) 9-10 分：超越計畫原訂目標，且已就所遭遇困難提出有效之因應對策。 8 分：達成計畫原訂目標，且已就遭遇困難提出可行之因應對策。 7 分：大致達成原訂目標，且就遭遇困難所提因應對策尚屬可行。 1-6 分：執行內容與原規劃未符，或未達成原訂目標，或仍須對所遭遇困難提出更有效可行之因應對策。		
1-1	本計畫於國內外研討會、期刊發表共 14 篇，超出原訂計畫目標 2 篇；摘要內容符合研究主題。完成研究報告 24 篇，養成 3 個合作團隊，培育 5 名博士及 12 名碩士，提供核能領域所需系統安全分析領域高階研發管制人力，均達成或超越預定目標，分述如下： 1. 分項計畫一「運轉中核能電廠安全管制技術與後福島核安管制法規研究」達成計畫原訂目標，例如蒐集日本法規；建立國內核三廠 MELCOR 嚴重事故分析模式；完成核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證；精進國內核電廠之熱水流與嚴重事故安全分析與模式；並培育第三方人才育成分析技術團隊。 2. 分項計畫二「核電廠機械材	感謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	料及除役安全管制技術精進研究」完成模擬 PWR 測試水環路供後續環境效應影響測試；完成「安全管制知識平台規劃建置」及「停機過渡階段仍需維持之安全組件設備老劣化管理」研究等。 3. 分項計畫三「核能電廠地震反應與土木結構安全分析管制技術研究」彙整海底山崩引發之海嘯之模型、建立核電廠受海底山崩引發海嘯之不同海嘯數值模型；建立核三廠輔機廠房結構全有限元素分析模型；持續進行客製化 SASSI 分析程式之年度維護工作，增進分析計算數值精度。	
1-2	本計畫順利達成原訂目標，各計畫均能符合預期效益，且計畫執行期間未遭遇任何困難，值得肯定，但因本計畫主要目的為確保電廠安全，增進民眾對核能應用之信心，雖然確保電廠安全的研究工作均順利完成，惟成果分享與宣傳的工作仍待加強，主辦單位應更積極主動推廣，以具體加強民眾對核能應用之信心。	謝謝委員指導。計畫成果除提供管制機關參考外，為使民眾瞭解計畫研發成果，除將年度成果送交國家圖書館外，並落實資訊公開，由原能會彙製研發成果以摘要彙編上網公布，供民眾參閱。此外，計畫成果亦公布於原能會年度成果發表會，有助於民眾了解計畫執行情形及支持管制機關核安強化作為，將配合本會整體規劃，納入核安管制強化作為宣傳與文宣製作之參考。

序號	審查意見	回復說明
1-3	研討會、期刊發表篇數計 14 篇，已超越計畫原訂 KPI (12 篇)，研究報告 24 篇亦超過 KPI 值 (20 篇)，但報告中僅提「相符」，似未註明，另績效報告第 2-3 頁基本資料表中「計畫效益與重大突破」部分，似缺有關軟體/教材的數目之績效指標。	1. 謝謝委員指導。研討會、期刊發表、研究報告篇數超過 KPI 值已達成目標，未來將在績效報告書中註明。 2. 績效報告第 2-3 頁基本資料表中「計畫效益與重大突破」部分，軟體/教材的數目應更正為 2 件(核二廠風險顯著性評估使用手冊 4.3 版與 PRiSE V 4.3 版軟體、核三廠風險顯著性評估使用手冊 4.3 版與 PRiSE V 4.3 版軟體)，已於績效報告書補正，請委員諒察。
1-4	績效報告書中第 67、68 頁所列表文，部分論文內容與計畫主題關聯性不大。	謝謝委員指導，績效報告書所列表文中部分屬於合作團隊人員培訓時發表之論文，屬於人才培訓之成果因此納入，未來在成果展現時將區分人才培訓與計畫相關論文，請委員諒察。
1-5	報告第 13 頁架構表中，敘及「完成相關軟體及手冊 2 件」，與報告第 57 頁 F. 的數據及計畫原訂 KPI 均有出入，請予以釐清，若確有出入應加以說明，以免誤解。	謝謝委員指導，績效報告書所列完成相關軟體及手冊應為 2 件(核二廠風險顯著性評估使用手冊 4.3 版與 PRiSE V 4.3 版軟體、核三廠風險顯著性評估使用手冊 4.3 版與 PRiSE V 4.3 版軟體)，符合計畫原訂 KPI 目標，請委員諒察。
1-6	架構表子項計畫部分，「計畫原訂目標」與「計畫效益與目	謝謝委員指導，將於未來計畫說明部分明確區分「計畫原訂目標」

序號	審查意見	回復說明
	標達成情形」兩者文字敘述重複性似嫌太高，建議在文字表達上再斟酌調整，以具體呈現欲透過「效益及達成情形」顯示的績效。	與「計畫效益與目標達成情形」，以具體呈現研究成果及效益。
1-7	請針對績效報告書中第 10、11 頁所列 11 項預期效益之實際達成情形，逐項詳述與檢討。	謝謝委員指導，經逐項檢視績效報告書所列 11 項預期效益，謹再補充如下： 1. 績效報告第 10 頁第 1 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.13 計畫效益與目標達成情形欄位、P.22 之 107 年主要成果部分以及 P.61 之技術創新部分，請委員參考。 2. 績效報告第 10 頁第 2 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.14 計畫效益與目標達成情形欄位、P.26 之 107 年主要成果、P.60 之學術成就、P.62 之技術創新以及 P.64 之社會影響效益部分，請委員參考。 3. 績效報告第 10 頁第 3 項「參與 CODAP 國際合作計畫及相關研究事項」效益部分，補充說明如下： 參與 CODAP 國際合作計畫強化核安管制技術交流，除於共享資料庫中新增五個我國之

序號	審查意見	回復說明
		案例外，亦完成 CODAP 第六次專題報告。有關國內核電廠熱疲勞的相關經驗，供各國參與計畫參考，展現我國核安管制機關效能。 以上說明請委員參考。 4. 績效報告第 10 頁第 4 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.14 計畫效益與目標達成情形欄位、P.29 之 107 年主要成果、P.60 之學術成就以及 P.64 之社會影響效益部分，請委員參考。 5. 績效報告第 10 頁第 5 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.15 計畫效益與目標達成情形欄位、P.33 之 107 年主要成果、P.60 之學術成就以及 P.63 之社會影響效益部分，請委員參考。 6. 績效報告第 10 頁第 6 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.16 計畫效益與目標達成情形欄位、P.36 之 107 年主要成果、P.62 之技術創新以及 P.64 之社會影響效益部分，請委員參考。 7. 績效報告第 11 頁第 7 項之實際達成情形符合原訂目標，相

序號	審查意見	回復說明
		關成果已列於報告 P.16 計畫效益與目標達成情形欄位、P.39 之 107 年主要成果、P.61 之學術成就以及 P.65 之社會影響效益部分，請委員參考。 8. 績效報告第 11 頁第 8 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.17 計畫效益與目標達成情形欄位、P.43、44 之 107 年主要成果、P.65、66 之社會影響及其他效益部分，請委員參考。 9. 績效報告第 11 頁第 9 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.43、44 之 107 年主要成果以及 P.65 之其他效益部分，請委員參考。 10. 績效報告第 11 頁第 10 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.18 計畫效益與目標達成情形欄位、P.46 之 107 年主要成果以及 P.63 經濟效益部分，請委員參考。 11. 績效報告第 11 頁第 11 項之實際達成情形符合原訂目標，相關成果已列於報告 P.18、19 計畫效益與目標達成情形欄

序號	審查意見	回復說明
		位、P.49 之 107 年主要成果、P.62 之技術創新以及 P.64 之社會影響效益部分，請委員參考。
1-8	績效報告書中第 5 頁所列各項研究成果中，除發表期刊與研討會論文、培育人才，以及養成合作團隊外，有無具體可行的成果，落實到核能電廠安全管理法規的修正與技術提升，且進而提出一套因應各種可能災變的應變決策系統？	謝謝委員指導，對於核能電廠因應天然事件之應變決策，已於計畫中進行對應之研究項目及評估，提供管制機關參考，研究成果摘述如下： 1. 對於福島事故後改進措施研究部分，本計畫已提出緩和核能電廠嚴重事故之斷然處置措施(URG)研究與分析報告，提供管制機關評估核電廠採行處置措施之參考。 2. 對於核能電廠天然事件之影響性評估，研究團隊搜集國際資訊外，並提供地震危害度高階分析審查技術研究(SSHAC level-3)及核電廠斷層位移危害度評估相關管制建議。計畫亦進行搜集日本歷經中越沖地震(NCO)後柏崎刈羽核能發電廠(KKNPP)重起動之結構健康檢測過程，提供管制機關於地震發生後結構健康檢測之參考。 3. 維護更新管制機關執行核安管制紅綠燈作業所使用的視

序號	審查意見	回復說明
		察風險顯著性評估工具(PRISE),107年於軟體新增針對事故緩解策略與用過核子燃料池參數監控相關視察發現之定性評估指引,有利於核安管制紅綠燈制度之執行。
1-9	本計畫的3個子計畫共包含9個分項計畫,但每個分項計畫的主要研究成果說明,僅條列3至5個重點,似嫌簡略;而關於計畫成立必要性、計畫目標、預定工作項目、預期績效、國內外發展概況的篇幅則過多。建議調整比重。	謝謝委員指導,將遵照委員意見辦理,未來除於績效報告書第一部分強化研究成果論述,以平衡篇幅比例外,並於第二部分「主要成就及成果之價值與貢獻度」,強化論述說明,完整展現實際研究成果,同時增強內容與附錄圖表連結性,增加報告可讀性,請委員諒察。
貳、計畫經費及人力運用之妥適度(自評評分：9) 9-10分：與原規劃一致。 7-8分：與原規劃大致相符，差異處經機關說明後可以接受。 1-6分：與原規劃不盡相符，且計畫經費、人力與工作無法匹配。		
2-1	經費執行優良，執行率達99%，其差額在合理範圍內，顯示計畫執行控管得宜；惟第53頁表E005的執行率與第2頁基本資料表(D003)內容不一致，請釐清。	謝謝委員指導，本計畫經費均依規劃執行，計畫第53頁表E005之執行率係屬誤植，已於績效報告書更正，請委員諒察。
2-2	計畫實際執行人力運用符合原規劃。	感謝委員肯定。
參、計畫主要成就及成果(重大突破)之價值、貢獻度及滿意度 (自評評分：8) 9-10分：所達成量化指標或質化效益超越原計畫預期效益。 8分：所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符		

序號	審查意見	回復說明
7 分：大致達成原計畫預期效益。 1-6 分：未達成計畫原計畫預期效益。		
3-1	績效報告書中第 56 頁所列各項量化指標均有達成，部分項目有微幅超過預期目標，但國外期刊論文數量應可再加強，藉以提升我國核安研究的國際能見度。	謝謝委員指導，目前計畫持續發表美國核管會(NRC)之 IA 報告，後續將鼓勵參與計畫同仁發表國外期刊論文部分，以提升我國核安研究的國際能見度。
3-2	績效報告在社會影響方面，建議可就「增加管制透明度減少民眾疑慮」的面向，加以評估說明。	謝謝委員指導。為使民眾瞭解計畫研發成果，除將年度成果送交國家圖書館外，並落實資訊公開，由原能會彙製研發成果以摘要彙編上網公布，供民眾參閱。此外，計畫成果亦公布於原能會年度成果發表會，有助於民眾了解計畫執行情形及支持管制機關核安強化作為，未來計畫將持續加強研究成果資訊公開。
3-3	本計畫在學術成就、技術創新有實質量化之產出，各計畫之成果。對於經濟效益、社會影響、科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等，亦將有幫助，惟部分發表論文內容與計畫主題關聯性不大，宜再檢討實際達成成果。	謝謝委員指導，績效報告書所列論文中部分屬於合作團隊人員培訓時發表之論文，屬於人才培訓之成果因此納入，未來在成果展現時將區分人才培訓與計畫相關論文，請委員諒察。
肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評分： <u>9</u>) 10 分：認同機關所提計畫執行無須跨部會協調，且不須與其他計畫配合。 9-10 分：跨部會協調或與相關計畫之配合情形良好。 7-8 分：跨部會協調或與相關計畫之配合情形尚屬良好。 1-6 分：跨部會協調或與相關計畫之配合情形仍待加強。		

序號	審查意見	回復說明
4-1	本計畫配合政府政策擬定研發內容，並參考相關科技計畫關鍵項目以及當前核安議題要求，交由所屬之核能研究所執行，計畫協調機制及運作情形良好	謝謝委員肯定。
4-2	跨部會協調或與相關計畫之配合情形尚屬良好，惟建議進一步加強與科技部及教育部的協調合作，特別是在人才培育的項目上。	感謝委員建議，針對加強與科技部合作部分，原能會持續透過與科技部共同辦理原子能科技學術合作研究計畫(Mutual Fund)，強化跨部會之協調合作。 針對加強與教育部合作部分，本計畫所培育養成的合作團隊中，目前已有多個學校參與，例如：熱水流(TRACE)分析團隊係與清大合作，地震安全分析係與成大保持合作。 未來原能會亦將持續強化原能會與其他部會機關之協調合作與人才培育事宜。
伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評分： <u>8</u>) 9-10 分：後續工作構想良好；屆期計畫成果之後續推廣措施良好。 7-8 分：後續工作構想尚屬良好；屆期計畫之後續推廣措施尚屬良好。 1-6 分：後續工作構想有待加強；未規劃適當之屆期計畫後續推廣措施。		
5-1	後續工作構想及重點部分，建議可就整體性規劃部分加強說明。	感謝委員指導，後續工作構想及重點如下說明： 1. 本計畫 107 年結束後仍將於 108 年延續，除持續進行原規劃(核能安全管制法規、除役及地震安全評估)研究目標外，亦將彙整四年期研究成果

序號	審查意見	回復說明
		供管制機關參考。 2. 目前原能會已規劃 109-112 年度研究計畫，除延續天然災害之評估外，因應我國核能電廠逐漸進入除役階段，已增加除役管制技術研究項目，計畫亦將配合管制實際需要調整相關研究內容。
5-2	後續工作構想尚屬良好；屆期計畫之後續推廣措施尚屬良好，同意以除役階段、以日本電廠實例探討與導則之符合性、綜整研究成果，並提供標準評估作業流程或導則，為工作之重點。	感謝委員肯定。
5-3	建議後續工作成果，可著重在能夠落實到核能電廠安全管制法規的修正與技術提升，且進而提出一套因應各種可能災變的應變決策系統。	謝謝委員指導，對於核能電廠因應天然事件之應變決策，已規劃對應之研究項目評估其有效性，提供管制機關參考，研究成果摘述如下： 1. 對於福島事故後改進措施研究部分，本計畫已提出緩和核能電廠嚴重事故之斷然處置措施(URG)研究與分析報告，提供管制機關評估核電廠採行處置措施之參考。 2. 對於核能電廠天然事件之影響性評估，研究團隊搜集國際資訊外，並提供地震危害度高

序號	審查意見	回復說明
		階分析審查技術研究(SSHAC level-3)及核電廠斷層位移危害度評估相關管制建議。計畫亦進行搜集日本歷經中越沖地震(NCO)後柏崎刈羽核能發電廠(KKNPP)重起動之結構健康檢測過程，提供管制機關於地震發生後結構健康檢測之參考。 3. 維護更新管制機關執行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)，107 年度於軟體新增針對事故緩解策略與用過核子燃料池參數監控相關視察發現之定性評估指引，有利於核安管制紅綠燈制度之執行。
5-4	本計畫成果除了做為管制單位參考，建議後續工作可著重於核安強化作為的宣傳與文宣製作。	謝謝委員指導。計畫成果除提供管制機關參考外，為使民眾瞭解計畫研發成果，除將年度成果送交國家圖書館外，並落實資訊公開，由原能會彙製研發成果以摘要彙編上網公布，供民眾參閱。此外，計畫成果亦公布於原能會年度成果發表會，有助於民眾了解計畫執行情形及支持管制機關核安強化作為，將配合本會整體規劃，納入核安管制強化作為宣傳與文宣製作之參考。

序號	審查意見	回復說明
陸、總體績效評量暨綜合意見 (自評評分： <u>9</u>) 10:極優 9:優 8:良 7:可 6:尚可 5:普通 4:略差 3:差 2:極差 1:劣		
6-1	本研究計畫在科技基礎研究、科技技術創新的各個項目上皆獲具體成果與原訂計畫相符或稍超越。在社會對核電觀感、核能防護安全之法規制度，與科技政策管理制度建立，績效甚佳；此外，在人才培育、國際合作等亦均達成指標，或超越指標。	感謝委員肯定。
6-2	本計畫已依原規劃執行，總體績效優，獲致之成果確實能夠協助管制單位提升技術能量，惟107年度為4年期計畫的第3年，計畫單位宜就後續工作構想與重點，及早進行整體架構性的規劃。	感謝委員指導，後續工作構想及重點如下說明： 1. 本計畫 107 年結束後仍將於 108 年延續，除持續進行原規劃(核能安全管制法規、除役及地震安全評估)研究目標外，亦將彙整四年期研究成果供管制機關參考。 2. 目前原能會已規劃 109-112 年度研究計畫，除延續天然災害之評估外，因應我國核能電廠逐漸進入除役階段，已增加除役管制技術研究項目，計畫亦將配合管制實際需要調整相關研究內容。
6-3	計畫執行成果能夠符合預期目標，值得肯定，人力與經費亦與原訂目標相符，計畫控管良好，建議主辦單位未來應持續	感謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	支持。	
6-4	計畫內容符合實際所需，各合作團隊分工良好，惟因計畫分工頗細，建議宜掌握各自專業研究項目需能聚焦，並與研究主軸輝映。	感謝委員指導，本計畫於成立時已依專業分工，並依年度需求適時調整研究重點，108 年將依委員意見持續聚焦於專業研究項目，並落實研究主軸。
6-5	在年度績效表中，建議除了載明人才培育，論文發表及研究報告數目外，宜載明核電廠在運轉期間現場重要安全系統、組件維護作業之審查管制能力精進之具體項目。	謝謝委員指導。有關核電廠在運轉期間現場重要安全系統、組件維護作業之審查管制能力精進之研究成果，包括協助管制機關進行非破壞檢測，已列於運轉部分研究項目(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)，請委員參考。
6-6	針對日本對福島事故所作之改進意見蒐集部分，建請載明國內今後之管制改進措施，另於後續研究中，建議增列核廢料處理之相關項目。	1. 對於福島事故後改進措施研究部分，本計畫已評估緩和核能電廠嚴重事故之斷然處置措施(URG)，提供管制機關評估核電廠採行處置措施之參考。對於核能電廠天然事件之影響性評估，研究團隊搜集資料並技術支援管制機關執行地震危害度高階分析審查技術研究(SSHAC level-3)及核電廠斷層位移危害度評估，提供管制建議。計畫亦進行搜集日本歷經中越沖地震(NCO)後柏崎刈羽核能發電廠(KKNPP)重起動之結構健康檢測過程，可提供管制機關於地震發生後結構健康

序號	審查意見	回復說明
		檢測之參考。 2. 另核廢料處理部分，原能會已由其他計畫方式委請核研所進行相關研究，故未列於本計畫內執行，相關研究成果可於原能會網站之研究成果專區參閱。
6-7	本計畫期末成果簡報之第25頁所呈現之數據當中，導電度之參數像是 BWR 電廠環境下之參數，而在 PWR 電廠導電度通常會比 BWR 高出幾十倍，請釐清該數據之正確性或說明其實驗條件。	感謝委員指導，本計畫為模擬反應爐環境，評估加氫水化學對不同冷作程度 Alloy 600 應力腐蝕裂縫生長速率抑制效益，研究範圍包括 BWR 及 PWR 兩部分，期末成果簡報第 25 頁係為模擬 BWR 電廠環境之爐水導電度，如果是模擬 PWR 水環路，則導電度確實會高出模擬 BWR 者數十倍。未來在模擬 PWR 電廠之水質條件時，將注意導電度參數之正確性，請委員諒察。