

108 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(4/4)

執行期間：

全程：自 105 年 1 月 1 日 至 108 年 12 月 31 日止

本期：自 108 年 1 月 1 日 至 108 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管制處

中華民國 108 年 12 月 31 日

目 錄

【108 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】	3
第一部分	7
壹、 目標與架構	8
一、 總目標及其達成情形.....	8
二、 架構	38
三、 細部計畫與執行摘要.....	39
貳、 經費執行情形	48
一、經資門經費表（E005）.....	48
二、經費支用說明.....	48
三、經費實際支用與原規劃差異說明.....	53
參、 主要產出與關鍵效益（E003）.....	54
第二部分	59
壹、 成果之價值與貢獻度.....	60
貳、 檢討與展望	114
參、 其他補充資料	116
一、 跨部會協調或與相關計畫之配合.....	116
二、 大型科學儀器使用效益說明.....	116
三、 其他補充說明(分段上傳)	116
附表、佐證資料表.....	117

【108年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

審議編號	108-2001-02-17-01					
計畫名稱	核能電廠安全管制法規與技術研究(4/4)					
主管機關	行政院原子能委員會					
執行單位	行政院原子能委員會(組改後為核能安全委員會)					
計畫主持人	姓名	張欣	職稱	處長		
	服務機關	行政院原子能委員會				
計畫類別	☒ 一般科技施政計畫 ☐ 新興重點政策計畫 ☐ 延續重點政策計畫 ☐ 前瞻基礎建設計畫					
重點政策項目	☐ 亞洲·矽谷 ☐ 智慧機械 ☐ 綠能產業 ☐ 生技醫藥 ☐ 國防產業(資安、微衛星) ☐ 新農業 ☐ 循環經濟圈 ☐ 晶片設計與半導體前瞻科技 ☐ 數位經濟與服務業科技創新 ☐ 文化創意產業科技創新 ☐ 其他_____					
前瞻項目	☐ 綠能建設 ☐ 數位建設 ☐ 人才培育促進就業之建設					
計畫群組及比重	生命科技 <u>0</u> % 環境科技 <u>100</u> % 資通電子 <u>0</u> % 工程科技 <u>0</u> % 人社科服 <u>0</u> % 科技政策 <u>0</u> % 計畫可為單一群組或多群組，請依各群組所占比重填寫%，總計須為 100%。					
執行期間	108 年 01 月 01 日 至 108 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 (以前年度 請填決算數)	年度	經費(千元)			人力(人/年)	
	105	60,744			32.4	
	106	62,393			34.2	
	107	51,154			33.6	
	108	44,862			34.8	
	合計	219,153			135.0	
	108 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	0	0	0
			材料費	5,352	4,974	92.94%
			其他經常支出	32,880	30,557	92.93%

			小計	38,232	35,531	92.94%
		資本門	土地建築	0	0	0
			儀器設備	8,712	8,398	96.40%
			其他資本支出	968	933	96.38%
			小計	9,680	9,331	96.39%
			經費合計	47,912	44,862	93.63%
政策依據	1. EYGUID-01070515000000：行政院 107 年度施政方針：十五、嚴格執行核電廠除役、核廢料處置及核電廠安全管制作業，持續推動公眾參與監督及資訊透明機制；強化國內輻射安全防護海陸域環境偵測及災害應變能量；創新原子能科技應用及綠色能源產業技術。 2. NEM-0104020203030000：全國能源會議(第四次)：2.3.3.追蹤及精進核能電廠安全防護，落實國際技術規範					
與國家科學技術發展計畫之關聯	1.NSTP-20170203030000：國家科學技術發展計畫(民國 106 年至 109 年)：3. 提升關鍵設施防震耐災能力 2.NSTP-20170204050000：國家科學技術發展計畫(民國 106 年至 109 年)：5. 發展核後端技術，邁向綠色永續社會					
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「核能安全管制研究中心」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。					
計畫重點描述	本計畫係為強化核安及除役管制技術能量，確保核電廠安全運轉及除役工作順利推行，除維持核能電廠安全運轉所需管制技術能力，保持與核能先進國家技術交流及經驗分享，精進熱水流分析、地震、材料腐蝕與維護、風險評估等核安管制技術外，同時因應我國核能電廠運轉執照陸續屆期，機組進入除役階段，針對我國機組進入除役階段而爐心仍置有核燃料之特殊情形，需參考各國核能電廠除役經驗以及法規要求，建立適當之技術評估與分析能力，強化除役管制作業品質及管制要求，確保國內核安及除役工作可順利進行。計畫重點主要如下： 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。					

	- 強化核能電廠熱水流安全及嚴重事故分析能力，汲取其他國家防範類福島事故之精進作為。 - 精進運轉中風險告知評估與管制技術，提升風險告知視察工具品質，並擴展工具應用範圍至核電廠除役階段。 - 強化機率式地震危害度分析能力，增進核電廠歷經超越設計地震之安全管理能力。	
主要績效指標	原設定	期刊與研討會論文 3 篇；研究團隊養成 3 隊；博碩士培育 12 人；研究報告 22 篇；製作軟體/教材並釋出 4 套；技術報告 5 篇。
	達成情形	- 學術成就方面：國內外研討會、期刊發表發表 6 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。 - 養成 3 個合作團隊，可機動地協助國內管制議題進行評估，以及提供管制所需專業安全審查或分析。 - 培育 12 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，有助於提升國內核能安全研發及管制能力。 - 完成研究報告 27 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。
計畫效益與重大突破	- 應用已開發之國內核電廠熱水流分析模式，建立核一廠除役過渡階段之反應器開蓋後熱水流分析模式，並新增用過燃料池冷卻系統之穩態案例與評估喪失冷卻之暫態案例分析，增進我國熱水流分析能力，並擴充應用範圍至除役過渡階段。 - 開發適用於核一廠除役過渡階段前期之視察風險評估工具 PRiSE，包括檢視 IMC 0609 及相關附件適用性，並提供系統隔離安全視察查核表供管制參考。 - 建立核能電廠除役過渡期間對於用過核燃料仍在爐心以及/或仍在用過燃料池之廠內安全設備留用以及隔離風險分析，並彙整管制等相關規範，提供相關管制技術建議。 - 維護及更新核二、三廠視察風險評估工具，以及完成我國核三廠火災顯著性確立程序(SDP)視察工具之開發。 - 精進 PSHA SSHAC level 3 審查技術能力，針對反應爐輔助建物之剪力牆，檢視耐震度分析案例，並與 SPRA 之耐震度標準	

	流程進行比較，提出管制要項建議。 6. 汲取日本/美國核電廠經歷超過設計地震後重起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，重起動所需具備之分析技術預先建立評估能力。			
遭遇困難與因應對策	符合進度要求。			
後續精進措施	已詳列本計畫後續精進建議於報告第二部分之貳、檢討與展望。			
計畫連絡人	姓名	龔繼康	職稱	技正兼科長
	服務機關	行政院原子能委員會		
	電話	02-22322118	電子郵件	jkgone@aec.gov.tw

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、總目標及其達成情形

1. 全程總目標：本計畫研訂目標係為妥善處理核安及除役管制可能面臨之管制議題，先期以研究項目評估，並延續核研所在核安管制累積之知識與經驗，持續以計畫方式結合國內學術研究單位，強化核能及除役安全管制效能。

2. 分年目標與達成情形：

年度	分年目標 [*]	達成情形 ^{&}
第一年	1. 國內外研討會、期刊發表發表 10 篇。 2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 8 名博碩士。 4. 完成研究報告 21 篇。 5. 完成相關手冊 3 件。 6. 完成軟體 3 件 7. 完成技術報告 7 篇。	本年度為四年期程計畫(105～108 年度)之第一年，細部研究成果請參閱說明部分，績效目標達成情況如下與原訂相符。 1. 本(105)年度完成國外期刊論文 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 12 篇。 8. 參與技術活動 2 場。
第二年	1. 國內外研討會、期刊發表發表 12 篇。 2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 8 名博碩士。 4. 完成研究報告 21 篇。	本年度為四年期程計畫(105～108 年度)之第二年，細部研究成果請參閱說明部分，績效目標達成情況如下與原訂相符。 1. 本(106)年度完成國內外研討會、期刊發表發表 16 篇。

		2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 4 名博士及 5 名碩士。 4. 完成研究報告 28 篇。
第三年	1. 國內外研討會、期刊發表發表 12 篇。 2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 11 名博碩士。 4. 完成研究報告 20 篇。 5. 完成相關軟體及手冊 2 件。 6. 完成技術報告 7 本。	本年度為四年期程計畫(105~108 年度)之第三年，細部研究成果請參閱說明部分，績效目標達成情況如下與原訂相符。 1. 本(107)年度完成國內外研討會、期刊發表 14 篇報告。 2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 17 名博碩士。 4. 完成研究報告 24 篇。 5. 完成相關軟體及手冊 2 件。 6. 完成技術報告 7 本。
第四年	1. 國內外研討會、期刊發表發表 3 篇。 2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 12 名博碩士。 4. 完成研究報告 22 篇。	本年度為四年期程計畫(105~108 年度)之第四年，細部研究成果請參閱說明部分，績效目標達成情況如下與原訂相符。 1. 本(108)年度完成國內外研討會、期刊發表發表 6 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，可機動地協助國內管制議題進行評估，以及提供管制所需專業安全審查或分析。 3. 培育 12 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，有助於提升國內核能安全研發及管制能力。 4. 完成研究報告 27 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，可提升核安管制相關技術能力。
--	--	---

說明：

「核能電廠安全管制法規與技術研究計畫」包括 3 個分項計畫，分別為「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」、「核電廠機械材料及除役安全管制技術精進研究」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，計畫內容詳列如下：

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：核電廠管制與設備檢測技術支援應用與研究

● 計畫目標：

為建立運轉中核能電廠組件設備檢測技術能力，提供管制機關參考建議，並透過持續參與國際合作計畫(OECD/NEA CODAP)，更新核能組件運轉經驗資料庫。

此外，針對核能電廠應維持其設計功能之管路、組件與結構，以及核電廠常見之銲接組件材料性質，研析非破壞檢測需求、檢測方法、檢測週期及檢測計畫之合理性，本計畫主要執行情形，如下所述。

● 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：

- (1) 藉由鎢極氣體保護電弧銲與電漿氣體轉移電弧銲兩種不同之銲接工法，探討銲接程序對低合金鋼(A508)底材與鎳基合金(52M)覆銲層之顯微結構影響。研究成果顯示，每道次施作入熱量對前一道次之熱影響區具有再次熱處理的效果。每道次覆銲層之銲冠處生成富鉻相析出，對於下一道次搭接會有不良的影響，造成銲接瑕疵的生成。另一方面，覆層銲接處理的底材稀釋率愈大，覆銲層之耐蝕能力愈低。
- (2) 完成低合金鋼(A508)與不鏽鋼(316L)對接試件，以 X 光繞射法檢測銲接件剖面軸向之殘留應力，分析銲接參數及銲接程序對異質銲道區域之殘留應力分布影響。研究成果顯示，銲接區域受到材料物理性質與銲接峰值溫度影響，產生

不均勻的殘留應力值。依照金屬填料順序不同，因前一道次受再次熱處理影響，使殘留應力隨銲件深度而變化，並發現銲件深度愈深，銲道殘留應力由張應力漸轉為壓應力狀態。

- (3) 以傳統量測殘留應力的鑽孔法搭配有限元素數值模擬，進行銲接後殘留應力的量測與分析，並開發全場量測的光彈法獲得應力分布干涉條紋，以得知殘留應力的原始形式（單軸向應力、多軸向應力、正向應力或剪切應力等），故可獲知進行安全評估時較危險的應力類型。

2. 本(108)年度迄今已完成下列成果，符合預期進度：

- (1) 以鎳基合金(52M)覆銲層階梯做為試驗規塊，透過斜束式投捕檢測法檢測不同覆銲層厚度之超音波訊號位移，探討不同厚度與微觀組織對超音波訊號的影響。研究成果顯示，受到覆銲層組織之凝固取向與彈性異向性所影響，超音波之折射角度將隨著厚度而變化。探頭之近場聚焦區的音速呈現較慢的趨勢，推論與碳化物受再次熱處理影響而回溶於基地相的現象有關；遠場發散區的訊號受到鎳基 52M 合金組織之凝固取向影響，厚度愈厚，訊號偏移量愈大。
- (2) 延續去年度直接使用 X-ray 繞射法量測異質平板或圓管覆銲執行進行放射性能量的殘留應力研究結果，本年度進一步依原結構特性與邊界條件等，以有限元素數值模擬實際銲接的製作過程，並利用等效能量法來探討分析覆銲層厚度增厚時產生的變化，結果發現等效能量法可提升計算效率並具相當精確度，同時發現覆銲對銲接區域與母材可生

成較為廣泛的壓應力，若採用正確合理的覆銲工法可使結構在銲接後的安全性具有較大的保障。

- (3) 持續參與國際合作計畫(OECD/NEA CODAP)，更新核能組件運轉經驗資料庫，本年度完成 3 筆我國核能電廠案例資料，並上傳至 CODAP 計畫資料庫，供各會員國參考。

子項計畫 1.2：核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

- 計畫目標：

為持續更新國內使用熱水流系統分析程式，透過本計畫強化使用技術經驗與能力。另鑒於核一廠目前已進入除役階段，需透過計畫建立此期間之熱水流安全分析能力與技術，確保核安及除役管制品質，提升我國核電廠安全性，本計畫主要執行情形，如下所述。

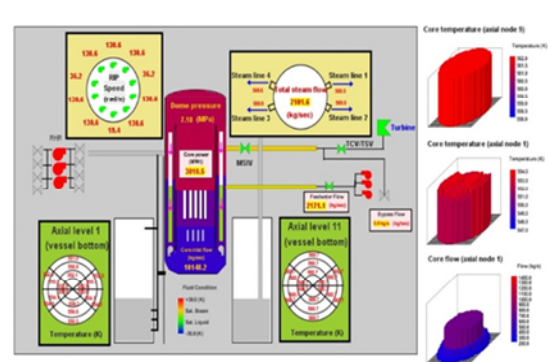
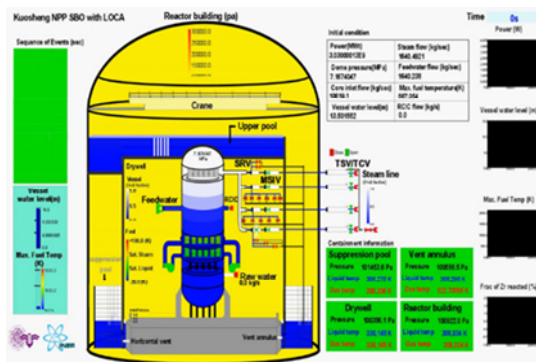
- 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：

- (1) 利用熱水流分析程式(TRACE)與燃料棒性質評估程式(FRAPTRAN)，建立 FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA 耦合介面以及動畫分析模式(請參閱圖二、圖三)，可供使用者便於進行分析工作，並擴充暫態案例分析範圍至核電廠熱流分析以及燃料棒性質分析，並且有效降低人力成本與電腦計算資源。

- (2) 完成核三廠 RELAP5/MOD3.3 安全分析模式建立，並驗證核三廠多種暫態案例，如主蒸氣隔離閥關閉(MSIVC)、飼水幫浦跳脫(FWPT)、以及汽機跳脫(TT)事件，成功執行多種事故模擬與評估。

- (3) 分析核三廠在發生類福島事故並處於長期喪失電源的情況下，根據美國核能協會 NEI 12-06 報告中所提的 FLEX 策略進行相關評估，並且針對長期喪失電源案例下的熱流現象做靈敏度分析之探討。評估結果有助於核電廠救援設備裝置與救援策略與驗證之參考。
- (4) 完成 NUREG-IA 技術報告，分享予美國核管會，以展現我國參與國際合作 CAMP 計畫中之成果。
- (5) 完成核能安全公約國家報告(CNS report)中、英文版第三版初稿撰寫工作。



圖二 核二廠 TRACE 動畫分析模式 圖三 核一廠 TRACE 動畫分析模式

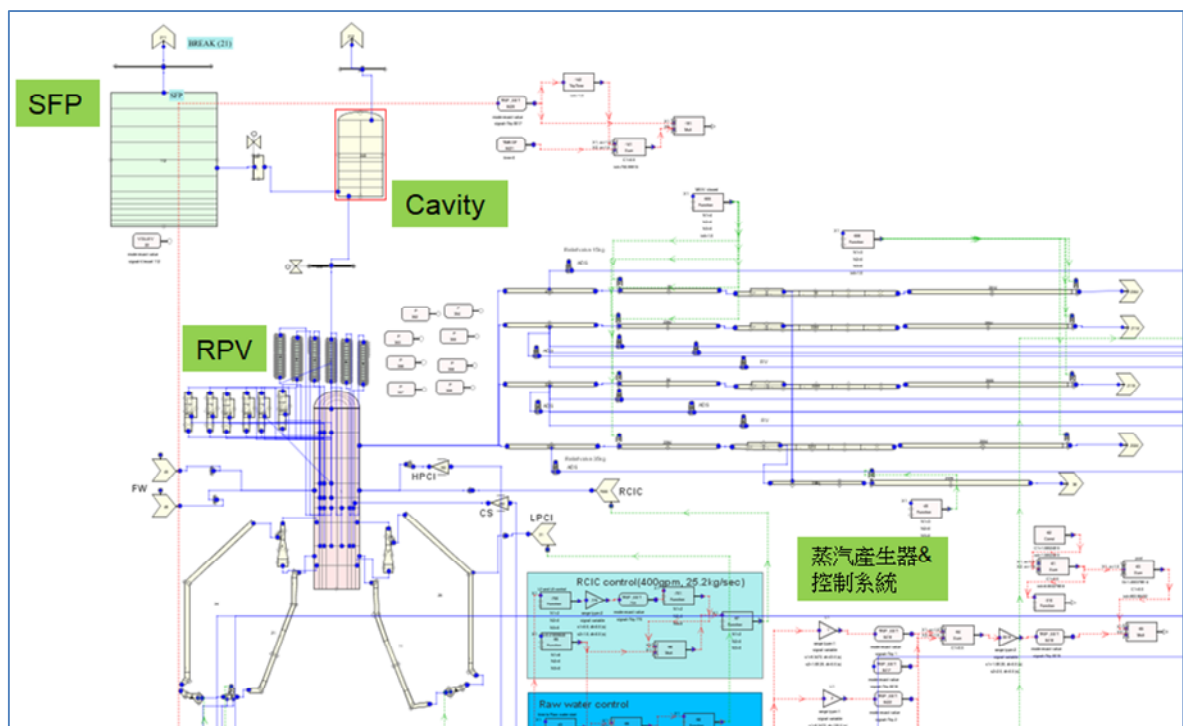
2. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

- (1) 完成核一廠除役階段反應器開蓋之熱水流分析模式建立，並與 CFD 程式穩態比對，以及新增用過燃料池冷卻系統之穩態案例與評估喪失冷卻之暫態案例分析。
- (2) 研析本年度台美合作計畫 CAMP 國際會議相關資料，包含美國核管會熱水流分析程式發展動態；SNAP 程式、TRACE 程式最新改版內容與精進；西班牙、捷克與南韓三國與 CAMP 計畫相關之核能發展現況，以供國內管制機關參考。

(3) 完成電廠運轉或除役相關暫態之分析，並撰寫 NUREG-IA 技術報告，分析予美國核管會。

(4) 完成核一廠除役過渡階段爐心水化學與組件材料評估程式，(主要為爐心與燃料池熱水流模式及輻射屏蔽模式)，請參閱圖四。同時研析核一廠除役過渡階段案例評估與組件材料狀況，提供管制機關參考。

(5) 完成核能安全公約國家報告(CNS report)2019 年英文版。



圖四 核一廠爐心的 TRACE 開蓋分析模式

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

● 計畫目標：

為提升核能電廠緩和嚴重事件能力，積極發展核能電廠嚴重事故分析程式，並研析其他國家防範類福島事故之精進作為，完成我國壓水式反應器 LOOP/SBO(電廠全黑)事故序列建立，藉此系統性檢視我國核電廠對於嚴重事件因應能力。

● 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：

- (1)利用原核一廠 MELCOR 模型，增加注水系統後，藉以模擬 104 年演習劇本，完成與 MAAP 程式之比對驗證報告。
- (2)將該模型調整為停機開蓋模式，以之進行運跑分析，完成與 MAAP 程式之比對驗證報告；此外，完成以 104 年演習劇本之 MELCOR 外釋輻射源項作為 WinMACCS 之輸入資料，進行廠外劑量分析，完成劑量分析報告一份。
- (3)蒐集與研議目前國內 LPZ 範圍制定參考資料。
- (4)技術支援管制機關核子事故評估組之事故評估工作。

2. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

- (1)蒐集並彙整美國 LPZ 範圍變更之參考法規、法規指引、技術文件及美國核能電廠成功取得 USNRC 許可之案例，研究申請案考量的情境、分析的方法與使用的程式等，考量國內核能安全管理法規與核能電廠現況，進行用過核子燃料全部退出反應爐但用過核子燃料池仍存有用過核子燃料狀態下之 LPZ 範圍變更之可行性研究。
- (2)以美國與核一廠同型電廠為例，根據其設計基準事故輻射劑量分析，使用核一廠參數條件(如用過核子燃料衰變熱與已停機時間等)，進行 LPZ 範圍可變更程度之可行性研究。
- (5)支援原能會核子事故評估小組之事故評估相關工作。

子項計畫 1-4：國際核能管制法規與後福島改善研究

● 計畫目標：

- (1)彙整先進國家對於天然災害之核能安全管制與風險分析資訊，協助強化我國管制技術與能力。
 - (2)持續蒐集並研析日本及歐美國家之核能電廠火山風險(如火山灰危害度與火山灰脆弱度，以及其它火山現象危害分析之方法)，協助強化我國管制技術與能力。
- 執行情形：計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，本子項可分為兩大部分，已提供管制單位參考：
 - 「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」：
 - (1)完成日本原子力學會(AESJ)「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」及相關技術報告資料研析，以瞭解日本核電廠海嘯風險評估的學理方法與最新進展。主要選擇兩座日本電廠為研究對象，分別為已通過 NRA 新規制基準審查但普遍認為受火山危害風險程度較高的九州電力川內核電廠，以及地理背景、位置與福島較為相近的東北電力女川核電廠進行研析，對於其所提出之「設置變更許可申請」資料，篩選有關火山及海嘯的內容作為實例研析之對象。深入瞭解其於各階段所提出的申請內容，以及 NRA 在整個審查核准過程的技術討論等相關文件，透過這些申請及審查文件的閱讀、分析與彙整，分別提出火山及海嘯安全管制建議，提供管制機關參考。
 - (2)完成日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估之導則草案，並與國際原子能總署(International Atomic Energy Agency，簡稱 IAEA)相關導則比較，探討國際間所採行的管制規範與方法。包括「基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則」、「耐海嘯

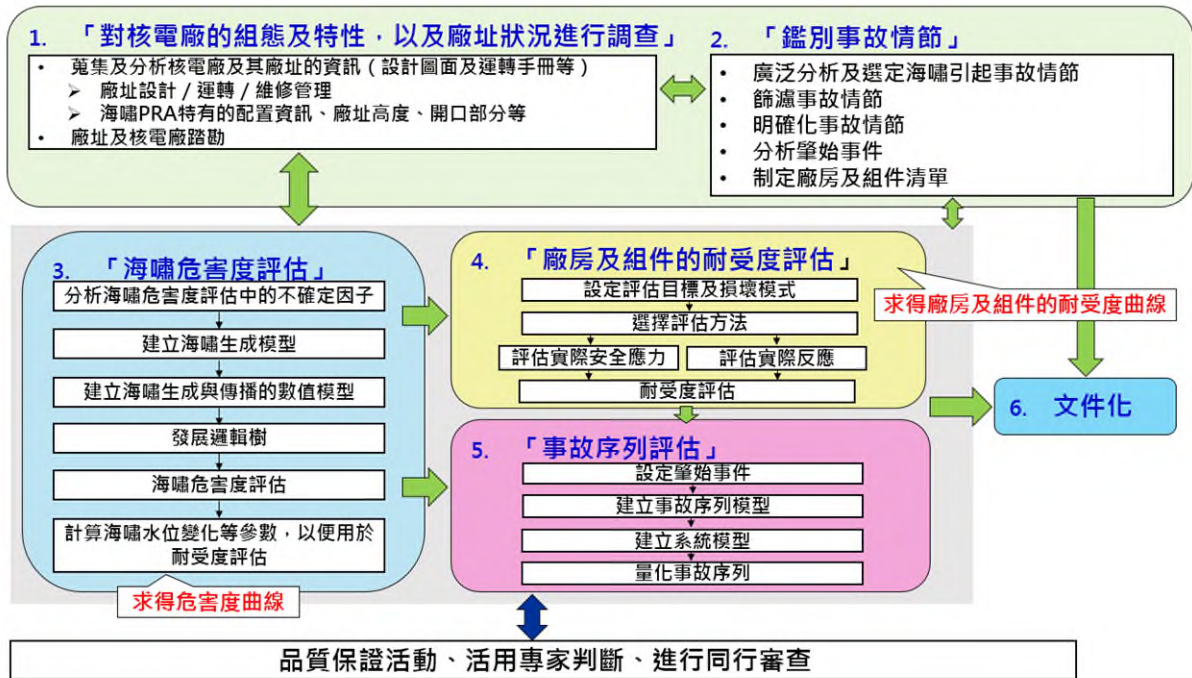
設計相關工事認可審查導則」、「核電廠火山影響評估導則」與 IAEA 於福島事件後陸續公布之導則，包括「Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations Specific Safety Guide」、「Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations」，時間表請參閱表二、表三，評估流程如圖五，透過深入分析日本核電廠新規制基準與 IAEA 有關海嘯及火山安全報告之異同，並提出差異比對，可作為日後建立國內管制規範之參考。

表二 IAEA 與 NRA 海嘯導則之出版時間比較

	導則名稱	出版年份
IAEA	Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations Specific Safety Guide”(No. SSG-18)	2011
NRA	基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則	2013
NRA	耐海嘯設計相關工事認可審查導則	2013

表三 IAEA 與 NRA 火山導則之出版時間比較

	導則名稱	出版年份
IAEA	Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”(No. SSG-21)	2012
NRA	核電廠火山影響評估導則	2013



圖五 評估流程

- 「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」：

(1) 完成核三廠全黑事故下廠內事件之爐心熔毀頻率(Core Damage Frequency,CDF)評估，並進行二階 PRA 分析：即早期大量輻射外釋(Large Early Release Frequency, LERF)、圍阻體現象事件樹(Containment Phenomenological Event Tree, CPET)、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 程式進行電廠全黑事故(SBO)序列之嚴重事故分析。

(2) 針對核三廠斷然措施(URG)對 LERF 之改善成效以靈敏度分析方法進行評估，目前美國核管會以 LERF 來代替二階之 CPET 分析，本研究則探討以 LERF 來代替 CPET 分析之適切性。研究結果顯示，在電廠全黑條件下，不同軸封一次側爐水洩漏模式對爐心熔毀頻率有將近 93%的差異，軸封一次側爐水洩漏不僅影響一階之 CDF 分析，對後續二階分析(如 LERF、CPET)之

亦有所影響(軸封一次側爐水洩漏可能直接影響圍阻體之評估與放射性物質之遷移)，應以國際上普遍採用之 WOG 2000 軸封一次側爐水洩漏模式進行評估，以獲得合理之 CDF、LERF、與輻射源項結果。由靈敏度分析可知改善軸封洩漏事故對於 CDF 與 LERF 之風險均能有效降低，斷然處置策略亦能有效減少 CDF 與 LERF 之風險。又比對 CPET 與美國核管會指引文件(NUREG/CR-6595)之簡易 LERF 分析法，依詳細之 CPET 定量結果，各 PDS 與對應相對簡化之 LERF 值相比，或有高低，總誤差約 10%，在可接受範圍內。

- (3) 自 107 年起，為進一步瞭解國際上核電廠火山風險評估的作法，以確保我國核電廠對火山防護設計之有效性。完成國際有關火山風險評估資料蒐集，包括澳洲地質科學研究中心(Geo-Science Australia)發展 VAPAH 程式來分析區域型的火山灰危害曲線，並利用地震危害分析的四個步驟，轉換成對應的火山灰落塵危害機率分析，可供國內研究參考。

● 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

- (1) 在海嘯研析部分，完成日本核電廠海嘯風險評估最新技術資料研析，主要為日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)於 2019 年 5 月出版的「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」及相關技術報告，並完成與 2011 年版本之比對分析，提出修訂重點及相關更新內容供管制單位參考。此外，彙整日本川內及女川核電廠海嘯危害度評估相關應用案例並提出實例分析。藉由研究成果，有助於國內建立核電廠海嘯安全度評估管制技術基礎。

- (2) 在火山部分，建立核一廠除役過渡階段前期條件機率火山 PRA 模式，並完成條件爐心熔損機率(CCDP)評估及靈敏度分析。
- (3) 進行核一廠措施與日本女川核電廠 2 號機設計基準資料比對，並提出建議或注意事項。
- (4) 完成火山危害風險評估方法研析，如評估火山灰擴散使用之數值分析模式、火山灰肇始頻率分析應考慮之參數(包括火山灰碎屑之粒徑、火山灰厚度、及火山灰持續期長等)，提出管制建議供參。

子項計畫 1-5：風險告知視察工具暨導引開發與維護

- 計畫目標：

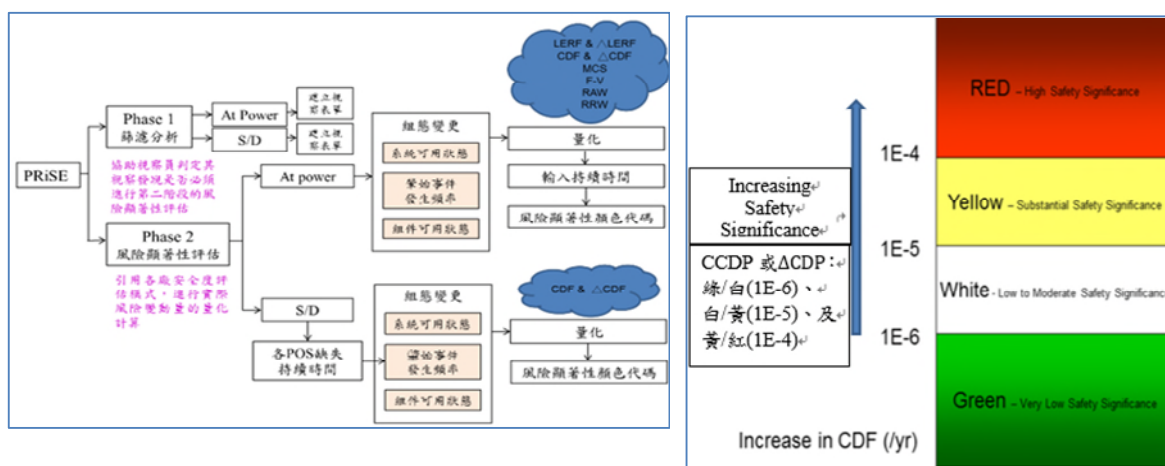
因應管制機關技術需求，進行風險告知視察工具暨導引開發與維護，並蒐集國外相關案例，以供國內執行核安及除役視察管制作業時參考使用。

- 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：

- (1) 完成風險顯著性評估工具，依據顯著性確立程序(SDP)建立，提供標準化的評估過程，建立簡易操作界面以節省作業時間，並彈性更新風險分析模式版本與運轉數據，落實風險告知視察作業。
- (2) 完成我國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工作，工具架構請參閱圖六，並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 以符合最新模式現況與廠內事件運轉數據，擴充工具應用範圍至功率運轉及大修期間與相

關案例驗證，相關成果將利於管制人員提升評估結果的時效性與保持作業的一致性。



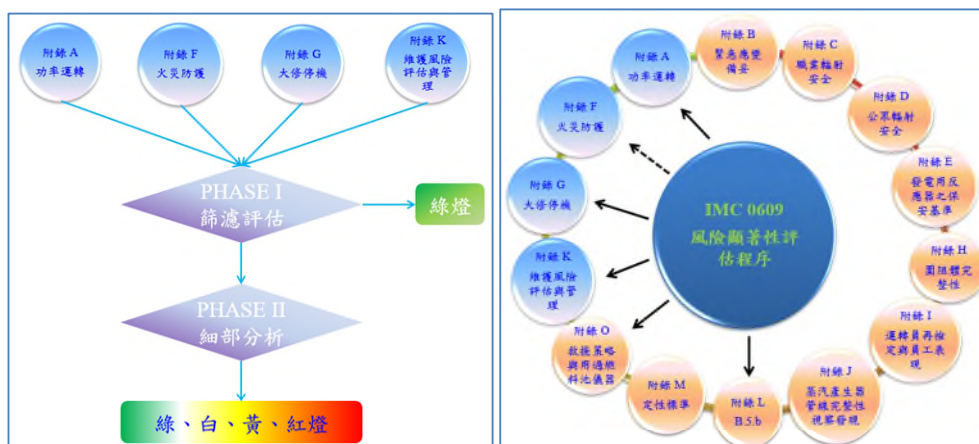
圖六 PRiSE 工具系統架構圖及風險顯著性程序顏色判定準則

- (3) 針對核一、二、三廠視察工具 PRiSE，涵蓋功率運轉期間及大修期間，延續 105 年廠內事件相關成果，進一步將工作範圍擴展廠外事件(即地震及颱風模式)運轉數據更新與相關案例驗證。其中廠外事件模式係依據美國核管會 IMC 0609 App. A 進行篩濾分析，提供視察員與廠外事件視察發現相關之篩濾分析導引。
- (4) 建立核一、二、三廠肇始事件評估導引，以強化現有視察風險評估工具 PRiSE 功能，並新增「肇始事件頻率」簡化變更功能的倍數設定，提供可參考的文件數值，利於管制單位視察員使用。
- (5) 針對核二廠及核三廠，完成維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體與操作手冊，包含 App.K 及 App.O 篩濾準則；針對核一廠，完成 PRiSE 操作手冊，並新增肇始事件評估導引電廠實例，將強化風險告知管制工具並擴大應用範圍。
- (6) 參考核一、二、三廠運轉實例，如異常事件報告(RER)，以建立肇始事件評估導引視察員之作法和數據設定。

(7) 關於移動式救援措施(FLEX)各項改進措施，完成「核電廠廠外移動式救援措施風險有效性評估」報告，涵蓋 FLEX 個案分析、假設條件、採用參數及適用情況等內容。此工作參考斷然處置程序書，在假設該程序書所定義之時序與設備均已具備技術有效性的前提下，藉靈敏度分析以評估相關措施於風險上的有效性，相關案例評估結果可供未來制定 FLEX 相關管制作為之參考。

2. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

- (1) 開發核三廠火災 SDP 視察工具軟體、及有關火災安全停機視察發現風險評估之流程，提供管制機關參考。
- (2) 持續維護核二、三廠視察風險評估工具 PRiSE，並提供核安管制紅綠燈之各項視察評估所需之強化評估功能、模式或數據庫更新。
- (3) 開發核一廠除役期間過渡階段視察風險評估工具，包含以下項目。
 - I. 針對 IMC 0609 及相關附件，檢視其於除役過渡階段之適用性。
 - II. 針對可能停止運轉之設備進行風險評估，提出「系統隔離安全視察查核表」架構草案，供管制機關參考。
 - III. 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，完成 IMC 0609 App.O，提出除役過渡階段 FLEX 策略視察項目之建議。
- (4) 更新視察發現使用 IMC 0609 相關附錄之判定流程(參閱下圖七)，並完成美國核能管制委員會 NRC 相關 SDP 實例蒐集，供我國視察作業參考。
- (5) 完成 2 次視察風險評估工具 PRiSE 訓練課程，精進管制人員之工具使用能力。



圖七 PRiSE 工具-新增判定流程功能

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

● 計畫目標：

- (1) 為釐清不同溫度、溶氧、加氫之壓水式電廠環境對於材料影響性，以對間隙腐蝕之成因機制及後續形成 SCC 裂縫能有清楚了解。計畫藉由鐵氟龍材料置於噴灑不同海鹽量之不銹鋼(SS304L)試片表面，造成間隙，探討有無間隙腐蝕環境對材料劣化之影響。並研究不同加工表面(光滑表面與粗糙表面)、鐵氟龍材料與不銹鋼接觸力大小，對間隙腐蝕之影響，有助於核電廠材料安全管制參考。
- (2) 模擬除役階段核電廠碳鋼管路內部環境，進行靜滯水碳鋼管材受到爐屑沉積之腐蝕研究，確保停機管路完整性及安全性。

● 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：

- (1) 在同一鐸道中由於熱傳方向不同，底層鐸道與上層鐸道會有不同的枝晶(Dendrite)方向，本研究發現此枝晶方向若是與裂縫生長方向平行，則裂縫生長速率則較快，反之若接近垂直，則裂縫生長速率則較慢，甚至可能停止生長，由此研究可證實為何鐸道試件應力腐蝕裂縫生長速率之數據常有極大差異，此結果有助於核能電廠材質肇因分析。
- (2) 進行冷作 Alloy 600 合金破裂阻抗實驗，研究結果發現應變量高的晶粒較易發生穿晶裂縫，顯示材料劣化與材料受到之負載歷程、環境關係密切，另外，研究亦發現晶界特徵會受冷作加工程度影響，形成雙晶的 $\Sigma 3$ ，有助於提升破裂阻抗，20%及30% 冷作加工會增加高角度晶界(RHABs, Random High Angle Boundaries)，促使裂縫破裂阻抗降低，所以 SCC 裂縫生長速率受晶界特徵及殘留應變兩因素的影響，研究成果有助於釐清裂縫生長速率因素，提供管制參考。

2. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

- (1) 完成壓水式電廠不銹鋼爐心組件冷作加工研析，研究成果顯示，SS304L 冷作加工 10 %與 20 %之間，硬度可達 HV300，參考工程經驗，硬度值大於 HV300，發生應力腐蝕的敏感性增加。透過本計畫可對冷作加工之 SS304L 不銹鋼於模擬壓水式電廠水質之環境下的劣化機制更為了解，有助核能電廠運轉狀態下材料安全。
- (2) 探討 SS304L 試片側面出現二次裂縫之肇因，研究發現於模擬 PWR 溶氫水環境 (2.4 ppm 與 120 ppb)與充氮除氧環境均發現 SSRT 試片側面二次裂縫，故可排除是氫氣造成之影響，另由

高溶氧 PWR 環境與模擬 BWR 水環境之 SSRT 試片側面則無明顯二次裂縫出現，目前推論氧化物可能扮演重要角色。由 SSRT 延伸率、拉伸強度(UTS)數據分析，二次裂縫出現並不影響機械性質，研究結果可提供壓水式電廠爐心組件受環境影響評估。

- (3) 完成 A106 鋼材隨時間變化腐蝕速率曲線及不同階段腐蝕產物分析，經由 X-ray 及拉曼光譜方法，確定氧化物成分主要為 Fe_2O_3 及 Fe_3O_4 ，經由重量損失率量測，可評估鋼管於停止運轉後，腐蝕速率之變化，目前數據顯示，腐蝕速率分為三個階段，初期由於水中溶氧最高、水質最為乾淨，鐵離子溶出最快，且生成的氧化物型態以 Fe_2O_3 (鬆散，沒保護性)為主，至第二階對屬於氧化物剝落與腐蝕生成物附著達成平衡階段，故重量損失速率趨於停滯，第三階段則氧化物剝落較生成物略為增加，故重量損失速率較第一階段遲緩。研究成果可提供核能電廠停止運轉後碳鋼管路內部腐蝕數據，確保停機管路完整性及除役評估之技術參考。

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

● 計畫目標：

- (1) 蒐集國外電廠宣布永久停機至除役過渡階段前期所引用之相關法規、除役技術引用之法規與規範(同樣基於對留用機械設備、除役機具、留用機械設備及除役機具相互間之影響有關的管制法規)。
- (2) 建構核能電廠除役期間設備維護安全管制知識平台。

- (3) 依核電廠外圍設施之輻射強度與放射性物質存量，評估研析適用之消防法規，以及探討以國內現有消防法規取代美國消防協會(NFPA)法規之影響。
- (4) 運轉中核能電廠消防法規與美國核管會導則指引 1.191(RG 1.191)之差異並蒐集具體執行案例。
- (5) 進行核電廠除役過渡階段前期視察管制實務研究與規劃
- (6) 核電廠除役拆除作業之國際經驗彙整研析。

● 執行情形：

1. 計畫前二年(105-106 年)主要探討核能電廠組件維護管理技術研究，已完成下列成果，並提供管制單位參考：
 - (1) 針對核能組件製造材料之銲接強度對疲勞壽命影響議題進行探討，並在組件設備老化評估管理中，針對各種環境效應疲勞評估方法加以彙整研究。計畫依 ASME Code Case N-792-1 有關金屬組件環境效應疲勞評估之程序，完成評估平台之建置，其優點只需輸入溫度、溶氧量、硫含量及應變率參數，便可獲得金屬組件的環境疲勞累計使用因子(CUF)，此可供設計人員獨立且快速完成。
 - (2) 針對核能電廠對於安全級設備之環境驗證議題，進行工業標準及導則指引彙整，引入 IEEE Standard 323(1974)用於核電廠 1E 等級設備(Class 1E Electrical Equipment)和接合介面(接頭)之驗證原則、程序以及方式，供管制參考。
 - (3) 在核電廠之鑄造不銹鋼管路部分，參考 NUREG-2191 及整理確認其是否有熱脆化(Thermal embrittlement)之老化顧慮之程序等作業要求。若無法直接檢測到熱脆化的現象，必須以檢測管路

上之裂紋瑕疵的方式來管理熱脆化老化效應，例如進行 EVT-1 或採用依據 Code Case N-824, Ultrasonic Examination of Cast Austenitic Piping Weld From the Outside Surface 內容之要求加以研判。

2. 計畫第三年(107 年)因應核能電廠機組陸續進入除役過渡階段，調整研究方向，對於除役過渡階段可能技術議題(如爐內仍將存置核燃料一段時期)先期評估，提供管制機關參考。

- (1) 彙整國際上電廠有關除役過渡階段之因應作為之相關資料，以美國核管會出版之報告「Regulatory Analysis for Regulatory Basis: Regulatory Improvements for Power Reactors Transitioning to Decommissioning, 2018」為主要參考內容。

- (2) 研析國際原子能總署(IAEA)出版之報告，主要在電廠生命週期中，即使在除役階段，留用設備與除役機具亦應進行維護管理，並提供來自於捷克、法國、烏克蘭、英國及美國等國之實際案例，以及探討核能電廠生命週期中導致除役過程遭遇未預期困難之可能因素。

- (3) 參考 NUREG-1801 Rev.2 與 ISG，對除役過渡階段前期之系統、結構、組件維護管理資料庫進行規劃及整合。

3. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

本計畫透過蒐集國際除役相關經驗，先期規劃可能解決之研究路徑並據以擬定研究項目，達成預定研究目標，主要成果如下：

- (1) 完成國際原子能總署及美國電力研究院發表之除役相關報告，以及義大利 Trino 壓水式及 Caorso 沸水式核電廠資料研析，該

兩廠雖提早停止運轉(運轉執照尚未屆滿),於停機期間爐心仍有燃料存置一段時期,另彙整美國 SONGS 電廠除役規劃程序所需資料,提供管制機關規劃除役管制作業時參考。

- (2) 在除役期間消防法規及相關議題研究方面,以美國核管會發布之導則指引 RG1.191 以及日本「JEAG4103-2009 原子力発電所の火災防護管理指針」為主軸,完成研擬核能發電廠除役期間有關消防安全設備替代性原則,並研擬提出核能發電廠除役期間火災風險因子分析原則,提供除役過渡階段消防安全視察參考。
- (3) 為建立我國核安管制方面在除役視察及拆除管制等專業能力,持續蒐集核電廠除役技術彙整及分類,更新並擴充國內除役相關研究計畫及國際除役相關出版品資料,作為我國管制單位除役視察,及未來研擬拆除計畫之參考。
- (4) 在除役過渡階段管制視察方面,參考經濟合作暨發展組織核能署(OECD/CNRA)舉辦之視察經驗工作坊(WGIP),彙整各國於除役過渡階段的視察經驗,包含:視察架構、視察範圍、視察方案、組織管理等,說明電廠從運轉時期進入除役過渡階段的管制視察變革,提出建議,可作為我國於除役過渡階段視察計畫的參考。並經統計彙整出各國於除役過渡階段視察項目,相對於運轉階段之視察範圍與投入人力之變化情形。
- (5) 完成國際核能電廠進入除役過渡階段之系統組件管制經驗研析,包括美國核電廠、Rancho Seco 核電廠於安全貯存階段所使用的洩水及斷電等隔離措施、德國 Mülheim-Kärlich 核電廠及西班牙

牙 José Cabrera 核電廠等，探討於我國核一廠除役過渡階段的適用性，建立除役過渡階段的視察管制技術。

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

- 計畫目標：

本計畫總目標為協助精進國內核電廠地震安全管制技術，並培養相關工作所需之人力及能力。

- 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：

(1) 在核能電廠耐震餘裕分析方面，完成機率式地震風險分析(SPRA)元件耐震度曲線和統計式斷層位移災害分析方法(PFDHA)的相關文獻和模式蒐集，並綜整 SPRA 元件耐震度分析之方法與原理，利用供水泵範例說明耐震度分析之方法。同時對我國地震目錄資料庫進行檢測和分析，探討濾除餘震是否助於滿足震源時空分佈的假設。此外，完成耐震餘裕評估(SMA)與保守定量式失效餘裕度方法(Conservative Deterministic Failure Margin, CDFM)之綜整，詳述 CDFM 之關鍵公式與參數，並以 CDFM 法推求高信心水準與低損壞機率(High Confidence Low Probability Failure, HCLPF)耐震容量值，再與 FA(Fragility Analysis)機率參數建議值所推求之 HCLPF 耐震容量值進行比較。

(2) 完成同行審查報告(2010/106)標竿案例的數值驗證及確認；並根據 NIST(2011)所建議之窄頻模型，提出含近斷層震波效應之反應譜調

整方法及流程，再實際應用於我國三座核電廠所在場址，以比較調整前後之反應譜差異。

(3) 在核能電廠海嘯度評估方面，完成成果如下：

- I. 將海底山崩崩塌土體分別視為剛體及單組份顆粒材料三種不同組成，並考慮崩塌土體與周圍海水的雙向耦合交互作用，建立以崩塌土體為該三種組成時之台灣北部近岸海底山崩三維紊流數值模擬能力。
- II. 分別以二維淺水波方程模式以及三維耦合模式模擬核三廠於設計海嘯加 6 米時之海溝型海嘯侵襲下的溯升及溢淹。研究結果顯示，增加斷層滑移量的方式放大海溝型海嘯之地震矩規模，成功分別模擬出能滿足三座核電廠（核一/二/三廠）達設計海嘯加 6 米的情境條件，進一步探討受曼寧係數影響下核三廠受海溝型海嘯波侵襲時導致的最大溯升高和溢淹範圍，建議應將曼寧係數對於模擬溢淹結果之影響列入未來管制重點。
- III. 研析國際對於海嘯作用力規範，如 FEMA P646 之海嘯作用力、ASCE-7(2013)之容許應力法與極限設計法對於不同海嘯（洪水）風險區之載重組合設計、以及日本津波避難ビル等の構造上の要件の解説(2013)對於海嘯沖刷之防範。研析結果顯示，廠區的溢淹面積可以作為判斷該情境是否滿足設計加 6 公尺的一種方式，並且在計算防海嘯牆作用力時，模式在流速及水深之取樣頻率應達到 0.5 Hz 以上。除此之外，摩擦係數在近岸對海嘯波高度的影響相對較為顯著，除了影響海嘯波作用於防海嘯牆上的水動力大小之外，亦會影響最大作用力發生的時間點。

(4) 在核電廠重起動方面，完成下列成果

- I. 研析 ANSI/ANS-2.2-2016、ANSI/ANS-2.23-2016、JANTI 和 IAEA 有關核電廠結構健康檢測資料，並蒐集核能發電廠鋼筋混凝土結構健康診斷相關文獻，以協助評估鋼筋混凝土結構之最大容許裂縫寬度。
 - II. 彙整核電廠經歷超越設計地震後，鋼筋混凝土構件裂縫寬度的評估標準與流程。並完成 2007 年日本柏崎刈羽核能發電廠以及 2011 年美國 North Anna 核能發電廠重起動各階段之詳細評估與管制技術經驗之剖析，並比較兩國重起動評估導則之異同。
 - III. 參考核二/三廠的第三次十年整體安全評估報告，針對圍阻體結構已進行的健康診斷成果，自行完成遞迴性最小平方法識別方法理論推導，並成進行識別程式之撰寫與偵錯，同時完成遞迴性最小平方法識別方法相關參數研究。
 - IV. 根據核三廠於兩次歷史地震事件(2010/11/12、2011/08/31)量測資料，與第三次十年整體安全評估報告內容初步平行驗證，完成結構健康診斷管制要點與接受準則建議。
2. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：
- (1) 完成 PEER 報告(2018/03)三套測試案例庫的數值結果驗證，提出管制要點。
 - (2) 整理 EPRI 有關核電廠 SPRA 耐震度分析的技術要項，並針對反應爐輔助建物之剪力牆，檢核耐震度分析案例，並與 SPRA 之耐震度分標準流程進行比較。
 - (3) 在核三廠之海嘯數值模型方面，模擬計算馬尼拉海溝 T02 情境參數，並與核三廠之「廠區溯升溢淹」、「外海 15 米水深」及「取

水口」與 COMCOT(Cornell Multi-grid Coupled Tsunami model)的模擬結果相比，發現底床粗糙度於 $n = 0.02-0.03$ 會影響廠區附近之最大溯升高及溢淹水深，但差異不大。

- (4) 在探討海底大規模山崩或坡體滑移引發之海嘯方面，將海底山崩崩塌土體視為單相流變流體，並考慮崩塌土體與周圍海水的雙向耦合交互作用。建立台灣北部近岸海底山崩基於崩塌土體為流變流體的混合二維三維海嘯傳播數值模擬能力，評估核電廠防海嘯設計水位加 6 公尺的適切性。
- (5) 搜集海嘯牆初步設計資料進行靜力分析，依 ASCE 7-16(American Society Of Civil Engineers)之公式，進行漂流殘骸衝擊力模擬分析，此外採用國內外現行規範，如：蓄水與引水篇、JEAG 4601-1987 及 ASCE 7-16，所提供之載重組合、慣性力之靜力係數及海嘯作用力對核一/二/三廠進行穩定性評估並加以比較及探討。
- (6) 在核電廠重起動研究方面，以 1997 年 US NRC 之 RG1.166 及 RG 1.167 為架構藍本，完成核電廠承受超越設計地震後重起動導則草案。
- (7) 分析日本柏崎刈羽核電廠之 SSE 震後重起動經驗及其所使用的相關技術，檢討三維有限元素分析模型與集中質量有限元素分析模型之模擬結果差異性，並探討不同重要分析參數對柏崎刈羽核電廠地震安全分析結果之影響。

- (8) 在核電廠圍阻體結構健康診斷方面，針對核能電廠地震事件原始資料進行詳細剖析，提出適當的頻道訊號篩選機制，進行結構健康檢測，並提出圍阻體健康監測與診斷流程建議。
- (9) 彙整美國 North Anna 核電廠於 2011 年歷經維吉尼亞地震分析探討以及其重起動前全面性評估檢查，驗證核電廠設計規範具有足夠意外事故與抗震承載能力，使核電廠有足夠安全餘裕快速重啟動。
- (10) 在核電廠圍阻體結構健康診斷方面，針對核電廠地震事件原始資料進行詳細剖析，提出適當的頻道訊號篩選機制，進行結構健康檢測，並提出圍阻體健康監測與診斷流程建議。

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

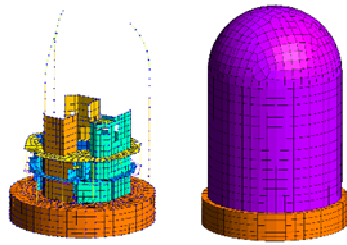
- 計畫目標：

- (1) 建立核三廠燃油、水儲存槽土壤結構互制分析模型。
- (2) 土壤結構互制分析(SSI)過程中導入液體 SLASH 效應之方法之研究。
- (3) 核三廠液體儲存槽周圍打樁後耐震能力強化效果研究。
- (4) 編寫 SSI 標準分析作業程序，傳承經驗及提供管制參考。

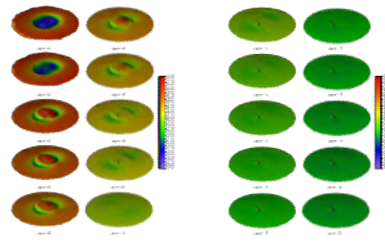
- 執行情形：

1. 計畫前三年(105-107 年)完成下列成果，已提供管制單位參考：
 - (1) 完成 SASSI 程式建置，重建核三廠圍阻體廠房分析模型後並使用上述程式進行分析，請參閱圖八，另以此基準進行土壤二次非線性對土壤結構互制分析之影響研究，請參閱圖九，此分析模型可重複應用於未來執行核安管制時對地震安全分析報告的驗證，而研究結果顯示無論水平向或垂直向，若土壤的土質夠堅硬如核電廠基岩，

土壤近域非線性效應對土壤結構互制分析結果之影響微小，初步判斷其對於國內核電廠廠址相關地震安全分析可不予考慮。

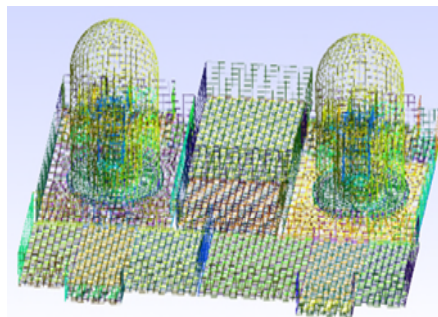


圖八 圍阻體分析模型

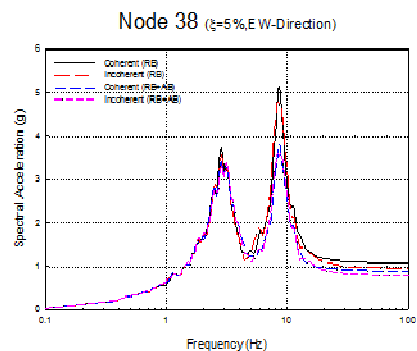


圖九 二次非線性各土層剪力模數

- (2) 在美國核管會於 2007 年後要求核電廠有關土壤結構互制分析需考慮非同步地震(Incoherency)效應之背景下，重新建構核二廠輔機廠房及圍阻體分析模型並重行分析，請參閱圖十，進行核二廠反應器與輔機廠房在非同步設計地震下之反應分析研究，請參閱圖十一，以了解 Incoherency 效應對核二廠結構安全評估之影響。由於核二廠之輸入地震為 1952 年 Taft 地震修改後之人造地震，主要頻率內涵大部份在 20Hz 以下，研究結果無論水平向及垂直向 Incoherency 效應皆不明顯，但仍稍影響輔機廠房及反應器廠房水平向和垂直向之中高頻反應，若改以高頻之地震歷時輸入模型，Incoherency 效應就比較顯著。故初步建議未來相關核電廠之土壤結構互制分析必須考慮廠房間之互制效應及 Incoherency 效應，尤其分析對象為地震歷時輸入具中高頻反應時。

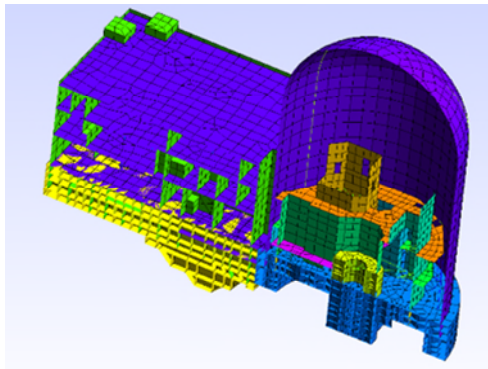


圖十 核二廠分析模型

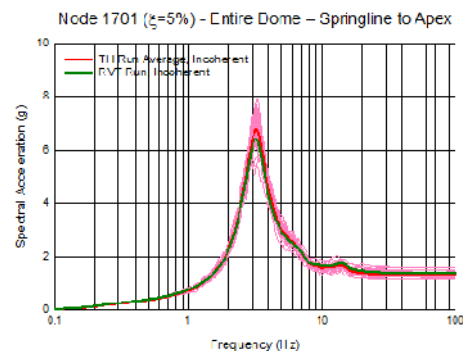


圖十一 圍阻體頂點水平向反應譜分析結果比較

- (3) 增建核三廠輔機/控制廠房模型，請參閱圖十二，並與 105 年度建立之圍阻體模型合併，重新分析並做鄰近廠房效應對 SSI 分析之影響研究，同時進行隨機振動理論(RVT)應用於 SSI 之研究，請參閱圖十三。研究結果顯示 RVT 方法的結果略高於歷時分析結果的平均值，在靠近地表的高頻部分稍為顯著，整體而言分析的結果非常接近，故未來國內核電以 RVT 方法執行新的 SSI 分析應可接受。此外，亦發現鄰近廠房效在垂直向有明顯影響，建議於分析模型時應盡量涵蓋全部分析標的，避免各棟廠房單獨分開來分析。
- (4) 綜整分析結果提出結論及建議供管制單位參考。
- (5) 彙總歷年分析經驗，納入法規條文、範例，完成 SSI 標準分析作業程序。



圖十二 核三廠分析模型



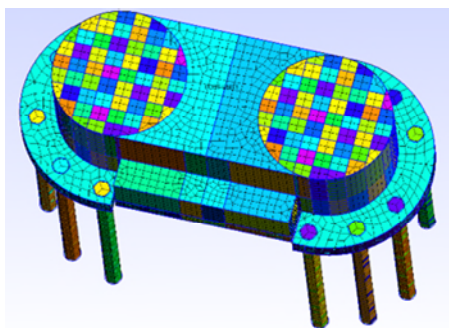
圖十三 圍阻體頂點水平向反應譜分析結果比較

2. 本(108)年度已完成下列成果，符合預期進度：

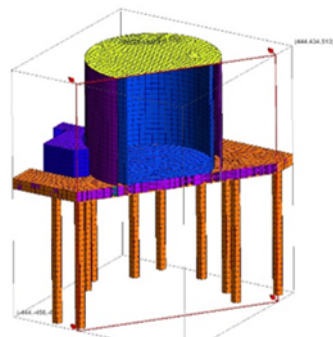
- (1) 因應福島事件後之評估與改善，核三廠對安全相關桶槽 RWST 等在其周圍加裝地樁，強化抵抗超越設計地震(RLE)之水平地震力。為了使本子項計畫發展之分析工具所評估的範圍能包含新裝設之地樁，本團隊便於分析工具 LSASSI 程式中建構了 Sectional Pile、Simplified Pile 元素，並對燃油及燃料再裝填貯存槽重建含地樁分

析模型以進行分析，請參閱圖十四、圖十五，可檢核福島事件後以地樁補強耐震一級結構能否達到地震安全，並提供管制單位進行相關安全管制之參考。

- (2) 彙整歷年土壤結構互制分析執行經驗與因應國際上有關 SSI 主題所進行之研究成果(土壤二次非線性、非同步地震、隨機震動理論)，彙編成「核電廠土壤結構互制分析(SSI)標準作業」技術手冊，可提供地震安全管制分析報告之參考。
- (3) 完成 SSI 標準分析作業程序訓練課程，並提供 SSI 操作手冊及課程講義，以實機操作方式精進人員使用程式分析能力，有助於傳承經驗及提供管制參考。



圖十四 燃油貯存槽分析模型



圖十五 再裝填燃料水貯存槽模型

二、架構

細部計畫		主持人	執行機關	計畫原訂目標	計畫效益與目標達成情形
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	47,912/ (44,862)	張欣	行政院原子能委員會	本計畫研訂目標係為妥善處理核安及除役管制可能面臨之管制議題，先期以研究項目評估，並延續核研所在核安管制累積之知識與經驗，持續以計畫方式結合國內學術研究單位，強化核能及除役安全管制效能。	本(108)年度預計完成如下： 1. 完成國內外研討會、期刊發表 6 篇，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. 完成培育 12 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 27 篇。 5. 完成技術報告 5 本。

三、細部計畫與執行摘要

本段落請以摘要方式呈現，完整執行內容請以附件上傳方式提供

細部計畫 1	核能電廠安全管制法規與技術研究	計畫性質	3. 應用與技術發展
主持人	張欣	執行機關	行政院原子能委員會
細部計畫目標	本計畫研訂目標係為妥善處理核安及除役管制可能面臨之管制議題，先期以研究項目評估，並延續核研所在核安管制累積之知識與經驗，持續以計畫方式結合國內學術研究單位，強化核能及除役安全管制效能。		
計畫投入 (Inputs)			
預算數 (千元)／決算數 (千元)／執行率	47912／44862／93.63%	總人力 (人年) 實際／(規劃)	34.8/34.8
其他資源投入	無。		
主要工作項目	本年度重要成果		主要成果使用者/服務對象/合作對象
核電廠管制與設備檢測技術支援應用與研究	1. 以鎳基合金(52M)覆鋁層階梯做為試驗規塊,透過斜束式投捕檢測法檢測不同覆鋁層厚度之超音波訊號位移,探討不同厚度與微觀組織對超音波訊號的影響。研究成果顯示,受到覆鋁層組織之凝固取向與彈性異向性所影響,超音波之折射角度將隨著厚度而變化。探頭之近場聚焦區的音速呈現較慢的趨勢,推論與碳化物受再次熱處理影響而回溶於基地相的現象有關;遠場發散區的訊號受到鎳基 52M 合金組織之凝固取向影響,厚度愈厚,訊號偏移量		研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。

	愈大。 2. 延續去年度直接使用 X-ray 繞射法量測異質平板或圓管覆銲執行進行放射性能量的殘留應力研究結果，本年度進一步依原結構特性與邊界條件等，以有限元素數值模擬實際銲接的製作過程，並利用等效能量法來探討分析覆銲層厚度增厚時產生的變化，結果發現等效能量法可提升計算效率並具相當精確度，同時發現覆銲對銲接區域與母材可生成較為廣泛的壓應力，若採用正確合理的覆銲工法可使結構在銲接後的安全性具有較大的保障。 3. 持續參與國際合作計畫(OECD/NEA CODAP)，更新核能組件運轉經驗資料庫，本年度完成 3 筆我國核能電廠案例資料，並上傳至 CODAP 計畫資料庫，供各會員國參考。	
核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證	1. 完成核一廠除役階段反應器開蓋之熱水流分析模式建立，並與 CFD 程式穩態比對，以及新增用過燃料池冷卻系統之穩態案例與評估喪失冷卻之暫態案例分析。 2. 研析本年度台美合作計畫 CAMP 國際會議相關資料，包含美國核管會熱水流分析程式發展動態；SNAP 程式、TRACE 程式最新改版內容與精進；西班牙、捷克與南韓三國與 CAMP 計畫相關之核能發展現況，以供國內管制機關參考。 3. 完成電廠運轉或除役相關暫態之分析，並撰寫 NUREG-IA 技術報告，分析予美國核管會。 4. 完成核一廠除役過渡階段爐心水化學與組件材料評估程式，(主要為爐心與燃料池熱水流模式及輻射屏蔽模式)。同時研析核一廠除役過渡階段案例評估與組件材料狀況，提供管制機關參考。 5. 完成核能安全公約國家報告(CNS report)2019 年英文版。	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。

MELCOR 與 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略	1. 蒐集並彙整美國 LPZ 範圍變更之參考法規、法規指引、技術文件及美國核能電廠成功取得 USNRC 許可之案例，研究申請案考量的情境、分析的方法與使用的程式等，考量國內核能安全管理法規與核能電廠現況，進行用過核子燃料全部退出反應爐但用過核子燃料池仍存有用過核子燃料狀態下之 LPZ 範圍變更之可行性研究。 2. 以美國與核一廠同型電廠為例，根據其設計基準事故輻射劑量分析，使用核一廠參數條件(如用過核子燃料衰變熱與已停機時間等)，進行 LPZ 範圍可變更程度之可行性研究。 3. 支援原能會核子事故評估小組之事故評估相關工作。	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。
國際核能管制法規與後福島改善研究	1. 在海嘯研析部分，完成日本核電廠海嘯風險評估最新技術資料研析，主要為日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)於 2019 年 5 月出版的「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」及相關技術報告，並完成與 2011 年版本之比對分析，提出修訂重點及相關更新內容供管制單位參考。此外，彙整日本川內及女川核電廠海嘯危害度評估相關應用案例並提出實例分析。藉由研究成果，有助於國內建立核電廠海嘯安全度評估管制技術基礎。 2. 在火山部分，建立核一廠除役過渡階段前期條件機率火山 PRA 模式，並完成條件爐心熔損機率(CCDP)評估及靈敏度分析，以及進行核一廠措施與日本女川核電廠 2 號機設計基準資料比對，提出建議或注意事項。 3. 完成火山危害風險評估方法研析，如評估火山灰擴散使用之數值分析模式、火山灰肇始頻率分析應考慮之參數(包括火山灰碎屑之	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。

	粒徑、火山灰厚度、及火山灰持續期長等)，提出管制建議供參。	
風險告知視察工具暨 導引開發與維護	1. 開發核三廠火災 SDP 視察工具軟體、及有關火災安全停機視察發現風險評估之流程，提供管制機關參考。 2. 持續維護核二、三廠視察風險評估工具 PRiSE，並提供核安管制紅綠燈之各項視察評估所需之強化評估功能、模式或數據庫更新。 3. 開發核一廠除役期間過渡階段視察風險評估工具，包含以下項目。 (1) 針對 IMC 0609 及相關附件，檢視其於除役過渡階段之適用性。 (2) 針對可能停止運轉之設備進行風險評估，提出「系統隔離安全視察查核表」架構草案，供管制機關參考。 (3) 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，完成 IMC 0609 App. 0，提出除役過渡階段 FLEX 策略視察項目之建議。 4. 更新視察發現使用 IMC 0609 相關附錄之判定流程，並完成美國核能管制委員會 NRC 相關 SDP 實例蒐集，供我國視察作業參考。 5. 完成 2 次視察風險評估工具 PRiSE 訓練課程，精進管制人員之工具使用能力。	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。
核能系統壓力邊界組 件材料劣化與防治技 術開發	1. 完成壓水式電廠不銹鋼爐心組件冷作加工研析，研究成果顯示，SS304L 冷作加工 10 %與 20 %之間，硬度可達 HV300，參考工程經驗，硬度值大於 HV300，發生應力腐蝕的敏感性增加。透過本計畫可對冷作加工之 SS304L 不銹鋼於模擬壓水式電廠水質之環境下的劣化機制更為了解，有助核能電廠運轉狀態下材料安全。 2. 探討 SS304L 試片側面出現二次裂縫之肇因，研究發現於模擬 PWR 溶氫水環境 (2.4 ppm 與 120 ppb)與充氮除氧環境均發現 SSRT 試片側面二次裂縫，故可排除是氫氣造成之影響，另由高溶氧 PWR	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。

	環境與模擬 BWR 水環境之 SSRT 試片側面則無明顯二次裂縫出現，目前推論氧化物可能扮演重要角色。由 SSRT 延伸率、拉伸強度 (UTS) 數據分析，二次裂縫出現並不影響機械性質，研究結果可提供壓水式電廠爐心組件受環境影響評估。 3. 完成 A106 鋼材隨時間變化腐蝕速率曲線及不同階段腐蝕產物分析，經由 X-ray 及拉曼光譜方法，確定氧化物成分主要為 Fe₂O₃ 及 Fe₃O₄，經由重量損失率量測，可評估鋼管於停止運轉後，腐蝕速率之變化，目前數據顯示，腐蝕速率分為三個階段，初期由於水中溶氧最高、水質最為乾淨，鐵離子溶出最快，且生成的氧化物型態以 Fe₂O₃(鬆散，沒保護性)為主，至第二階段對屬於氧化物剝落與腐蝕生成物附著達成平衡階段，故重量損失速率趨於停滯，第三階段則氧化物剝落較生成物略為增加，故重量損失速率較第一階段遲緩。研究成果可提供核能電廠停止運轉後碳鋼管路內部腐蝕數據，確保停機管路完整性及除役評估之技術參考。	
核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究	1. 完成國際原子能總署及美國電力研究院發表之除役相關報告，以及義大利 Trino 壓水式及 Caorso 沸水式核電廠資料研析，該兩廠雖提早停止運轉(運轉執照尚未屆滿)，於停機期間爐心仍有燃料存置一段時期，另彙整美國 SONGS 電廠除役規劃程序所需資料，提供管制機關規劃除役管制作業時參考。 2. 在除役期間消防法規及相關議題研究方面，以美國核管會發布之導則指引 RG1.191 以及日本「JEAG4103-2009 原子力発電所の火災防護管理指針」為主軸，完成研擬核能發電廠除役期間有關消防安全設備替代性原則，並研擬提出核能發電廠除役期間火災風險因子分析原則，提供除役過渡階段消防安全視察參考。	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。

	3. 為建立我國核安管制方面在除役視察及拆除管制等專業能力，持續蒐集核電廠除役技術彙整及分類，更新並擴充國內除役相關研究計畫及國際除役相關出版品資料，作為我國管制單位除役視察，及未來研擬拆除計畫之參考。 4. 在除役過渡階段管制視察方面，參考經濟合作暨發展組織核能署(OECD/CNRA)舉辦之視察經驗工作坊(WGIP)，彙整各國於除役過渡階段的視察經驗，包含：視察架構、視察範圍、視察方案、組織管理等，說明電廠從運轉時期進入除役過渡階段的管制視察變革，提出建議，可作為我國於除役過渡階段視察計畫的參考。並經統計彙整出各國於除役過渡階段視察項目，相對於運轉階段之視察範圍與投入人力之變化情形。 5. 完成國際核能電廠進入除役過渡階段之系統組件管制經驗研析，包括美國核電廠、Rancho Seco 核電廠於安全貯存階段所使用的洩水及斷電等隔離措施、德國 Mülheim-Kärlich 核電廠及西班牙 José Cabrera 核電廠等，探討於我國核一廠除役過渡階段的適用性，建立除役過渡階段的視察管制技術。	
核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究	1. 完成 PEER 報告(2018/03)三套測試案例庫的數值結果驗證，提出管制要點。 2. 整理 EPRI 有關核電廠 SPRA 耐震度分析的技術要項，並針對反應爐輔助建物之剪力牆，檢核耐震度分析案例，並與 SPRA 之耐震度分標準流程進行比較。 3. 在核三廠之海嘯數值模型方面，模擬計算馬尼拉海溝 T02 情境參數，並與核三廠之「廠區溯升溢淹」、「外海 15 米水深」及「取水口」與 COMCOT(Cornell Multi-grid Coupled Tsunami model)的	研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。

	模擬結果相比，發現底床粗糙度於 $n = 0.02-0.03$ 會影響廠區附近之最大溯升高及溢淹水深，但差異不大。 4. 在探討海底大規模山崩或坡體滑移引發之海嘯方面，將海底山崩崩塌土體視為單相流變流體，並考慮崩塌土體與周圍海水的雙向耦合交互作用。建立台灣北部近岸海底山崩基於崩塌土體為流變流體的混合二維三維海嘯傳播數值模擬能力，評估核電廠防海嘯設計水位加 6 公尺的適切性。 5. 搜集海嘯牆初步設計資料進行靜力分析，依 ASCE 7-16(American Society Of Civil Engineers)之公式，進行漂流殘骸衝擊力模擬分析，此外採用國內外現行規範，如：蓄水與引水篇、JEAG 4601-1987 及 ASCE 7-16，所提供之載重組合、慣性力之靜力係數及海嘯作用力對核一/二/三廠進行穩定性評估並加以比較及探討。 6. 在核電廠重起動研究方面，以 1997 年 US NRC 之 RG1.166 及 RG 1.167 為架構藍本，完成核電廠承受超越設計地震後重起動導則草案。 7. 分析日本柏崎刈羽核電廠之 SSE 震後重起動經驗及其所使用的相關技術，檢討三維有限元素分析模型與集中質量有限元素分析模型之模擬結果差異性，並探討不同重要分析參數對柏崎刈羽核電廠地震安全分析結果之影響。 8. 彙整美國 North Anna 核電廠於 2011 年歷經維吉尼亞地震分析探討以及其重起動前全面性評估檢查，驗證核電廠設計規範具有足夠意外事故與抗震承載能力，使核電廠有足夠安全餘裕快速重啟動。 9. 在核電廠圍阻體結構健康診斷方面，針對核電廠地震事件原始資	
--	--	--

	料進行詳細剖析，提出適當的頻道訊號篩選機制，進行結構健康檢測，並提出圍阻體健康監測與診斷流程建議。		
核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究	1. 因應福島事件後之評估與改善，核三廠對安全相關桶槽 RWST 等在其周圍加裝地樁，強化抵抗超越設計地震(RLE)之水平地震力。為了使本子項計畫發展之分析工具所評估的範圍能包含新裝設之地樁，本團隊便於分析工具 LSASSI 程式中建構了 Sectional Pile、Simplified Pile 元素，並對燃油及燃料再裝填貯存槽重建含地樁分析模型以進行分析，可檢核福島事件後以地樁補強耐震一級結構能否達到地震安全，並提供管制單位進行相關安全管制之參考。 2. 彙整歷年土壤結構互制分析執行經驗與因應國際上有關 SSI 主題所進行之研究成果(土壤二次非線性、非同步地震、隨機震動理論)，彙編成「核電廠土壤結構互制分析(SSi)標準作業」技術手冊，可提供地震安全管制分析報告之參考。		研究成果應用於管制單位(核能管制處)執行核安及除役管制之技術參考。
主要績效指標 KPI 達成情形			
原規劃	1. 國內外研討會、期刊發表 3 篇。 2. 養成 3 個合作團隊。 3. 培育 12 名博碩士。 4. 完成研究報告 22 篇。	達成情形	本年度為四年期程計畫(105~108 年度)之第四年，細部研究成果請參閱說明部分，績效目標達成情況如下，與原訂相符。 1. 本(108)年度完成國內外研討會、期刊發表 6 篇，有助於提升學術成果，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，可機動地協助國內管制議題進行評估，以及提供管制所需專業安全審查或分析。 3. 培育 12 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，有助於提升國內核能安全研發及管制能力。 4. 完成研究報告 27 篇，內容包括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。
補充說明	符合原計畫目標		
本年度效益、影響、重大突破			
本(108)年度完成效益如下 1. 完成國內外研討會、期刊發表 6 篇，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. 完成培育 12 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 27 篇。 5. 完成技術報告 5 本。			
遭遇困難與因應對策			
無。			

貳、經費執行情形

一、經資門經費表（E005）

1. 初編決算數：因績效報告書繳交時，審計機關尚未審定 108 年度決算，故請填列機關編造決算數。
2. 實支數：係指工作實際已執行且實際支付之款項，不包含暫付數。
3. 保留數：係指因發生權責關係經核准保留於以後年度繼續支付之經費。
4. 109 年度預算數：如立法院已通過 109 年度總預算，則填寫法定預算數；如立法院尚未通過總預算，則填寫預算案數。

單位：千元；%

	105年度	106年度	107年度	108年度				
				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)	
一、經常門小計	49759	51427	41410	38232	35531	0	35531	92.94%
(1)人事費	0	0	0	0	0	0	0	%
(2)材料費	6963	7991	10229	5352	4974	0	4974	92.94%
(3)其他經常	42796	43436	31181	32880	30557	0	30557	92.93%
二、資本門小計	10985	10966	9744	9680	9331	0	9331	96.39%
(1)土地建築	0	0	0	0	0	0	0	%
(2)儀器設備	10121	10040	9744	8712	8398	0	8398	96.40%
(3)其他資本	864	926	0	968	933	0	933	96.38%
總計	60744	62393	51154	47912	44862	0	44862	93.63%

		105 年度 決算數	106 年度 決算數	107 年度 決算數	108 年度 決算數(執行率)
綱要計畫總計	總計	60744	62393	51154	44862(93.63%)
核能電廠安全管制 法規與技術研究	小計	60744	62393	51154	44862(93.63%)
	經常支出	49759	51427	41410	35531(92.94%)
	資本支出	10985	10966	9744	9331(96.39%)

二、經費支用說明

項 目	說 明	金 額(千元)
一、人事費	核研所正式編制員工不支領費用	0
二、座談會出席費	依研究計畫設計需求編列。	0
三、問卷調查費	依研究計畫設計需求編列。	0
四、報告印刷費	印刷、影印、編寫與計畫相關之參考資料、執行成果及報告。	10
五、資料蒐集費	蒐集所需之國內外法規、論著或相關期刊報告之費用。	100
六、差旅費	為執行計畫所需而公出公差之交通、膳雜、住宿費 (因執行”核能電廠除役期間停機過渡階段安全管理技術研究”子項之工作需求，需派遣人員實地赴我國電廠考察管制單位之視察作業及進行技術查證工作，且此為首次進行此項研究，無前例可循，難以估計需要多少人天才能蒐集完成所需資訊，保守估計將超過 140 人天，其他子項計畫亦有相關需求，故編列額度較往年大幅成長。)	655
七、稿費、鐘點費及審查費等	依研究計畫設計需求編列。	0
八、設備購置、使用與維護費及租金等	1. 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、溫度濕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、力學控制系統及其相關附屬設備、電化學反應箱、量測儀器、監控設備、與資料擷取、機構、馬達、驅動器、結構體等)； 2. 資訊軟硬體設備費(硬體設備、軟體購置、工作站 CPU 更新、系統開發費，不含一般行政事務用桌上型個人電腦)； 3. 執行計畫所需雜項設備費；	9,500

	4. 採購專業軟體：SYSWELD 模擬分析軟體更新； SAP2000、Comsol 主程式及相關模組；LSASSI 軟體年度維護；	
九、其他費用	1. 專業套裝軟體購買維護(包含；ANSYS、ABAQUS、LS-Dyna 維護等)。 2. 與計畫執行相關需參加之國際組織會費或年費(CAMP、CSARP、RAMP、ICGEAC 國際合作研究年費)〔共約 95000 美金〕。 3. 國內合作計畫組織會費或年費(防蝕工程以及核能、材料，冶金、化學年會會費)。 4. 為完成計畫目標、培養學術界或第三方專業研究團隊、及促進跨領域技術交流，需委託外界之研究： (108 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立〔約 420 萬元〕； 異質金屬介面對核電廠反應器冷卻水壓力邊界銲接組件之非破壞檢測分析的影響評估〔約 70 萬元〕； 含低放射性污染物設施在除役期間消防法規變更之影響〔約 60 萬元〕； 核電廠除役技術編彙(II) 或 核電廠除役技術資料彙編及研析〔約 160 萬元〕； 除役期間留用設備管路系統維護策略研究〔約 55 萬元〕； 除役期間設備與機具環境影響參數評估〔約 55 萬元〕； 108 年核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究〔約 350 萬元〕； 5. 為執行本計畫需委請所外廠商、學術研究單位或法人單位，執行各種材料式片樣品之準備、測試、製作與分析服務：(拉伸試片、疲勞試片、CT 試片、潛變試片、磨耗試片等製作、樣品研磨製備等材料製備服務；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、聚焦電子束樣品製備與分析、掃描式與穿透式電子	16,999

	顯微鏡分析、熱重分析儀、電腦斷層分析、殘留應力量測分析與材料元素檢測等相關分析服務；硬度，磨耗，刮痕，拉伸，四點彎曲，潛變與疲勞、腐蝕與氧化性質測試、銲接處理、固溶熱處理、時效硬化處理、高溫燒結處理等相關實驗設計與測試服務)。 6. 專業程式、套裝軟體使用操作或技術諮詢服務費（核三廠更換燃料水儲存槽土壤結構互制分析與 SSI 技術諮詢；核電廠除役過渡階段 MELCOR 程式爐心模式精進與燃料池模式建立技術諮詢；核一廠 MELCOR 程式燃料池模式建立）。 7. 為執行計畫需習得新技能，所需舉辦教育訓練之費用。 8. 執行計畫時，為與各界專家學者意見交流及展現研發成果，需參加之研討會報名費、註冊費(如 ICGEAC、防蝕工程以及核能、材料，冶金、化學、機械與銲接等相關研討會註冊費或報名費)及其論著發表衍生之相關費用。 9. 設施及機械設備養護費（實驗室儀器與設備之維修、保養與校正與定檢）	
十、勞務費	1. 核研所研發替代役、專支人力支援費用。 2. 資料文件繕打、掃描、光學辨識、整理等之按日或論件計酬費用。	9,078
十一、計畫研發相關耗材費	1. 1.執行本計畫所需相關文書耗材（含彩色雷射印表機碳粉匣、文具、油墨、紙張、電池、光碟、五金、公文櫃、壓克力、電腦螢幕等）。 2. 執行本計畫所需相關研發或實驗耗材（含微量元素標準樣品、電子、五金、專業期刊、實驗管件、閥件、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、合金材料、銲材、不鏽鋼螺栓組、原子力顯微鏡探針、斷路器、保護控制電驛、配電電路線材、訊號轉接盒、材料研磨與拋	710

	光耗材、金相試劑耗材、實驗支架平台水路與電力配置所需耗材等)	
十二、雜支費	最高依一至十一項金額總和百分之五計列。	573
十三、行政管理費	核研所規定由計畫經常門費用之百分之十認列。。	3,125
合計		40,750

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。

參、主要產出與關鍵效益（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 107 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		108 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)	3	0	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。	無。
			國外(篇)		3		
		研討會論文	國內(篇)		0		
			國外(篇)		3		
		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		3	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。	無。
		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		

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	12	3	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。	無。
		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		
	D1.研究報告	研究報告篇數	22	27	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。	無。
	D2.臨床試驗	新藥臨床試驗件數	0	0	NA。	NA。
		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	NA。	NA。
		<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	1	藉由技術經驗傳承，開設技術訓練課程，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。另完成「SSI 標準分析作業程序」技術手冊，提供管制機關進行地震安全分析所需	無。
		製作教材件數	0	2		
		製作手冊件數	1	1		
		自由軟體授權釋出教材件數	3	3		

					參考指引。	
	其他		0	0	NA。	NA。

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	NA。	NA。
				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		
				新型/設計專利(件)		0		
				商標(件)		0		
				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		

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		5	7	藉由技術經驗傳承、技術應用要點與限 制等紀錄，提升技術經驗及管制品質。	NA。
		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	NA。	NA。
		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	0	NA。	NA。
	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	NA。	NA。
			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		

108 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：(若 KPI 目標值有修改，亦須在此說明)

本計畫在論文、合作團隊(計畫)養成、培育及延攬人才、研究報告及形成手冊/軟體皆已達成原訂目標。

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、 成果之價值與貢獻度

(請說明計畫執行至今所達成之主要成果之價值與貢獻，亦即多年期綱要計畫，請填寫起始年累積至今之主要成就及成果之價值與貢獻度。)

一、學術成就(科技基礎研究)

本計畫為四年期計畫，完成之學術研究成果及科學上之發現，如下所述：

1. 105 年

- (1) 研究論文一：「Effect of degradation on nonlinear ultrasonic behavior of aged centrifugal-cast stainless steel」，本研究利用非線性超音波鑑別不同時效程度之鑄造不銹鋼之劣化情形，將繼續研究非線性超音波對其它材料老劣化情形之適用性。
- (2) 研究論文二：「Wear behavior of thermally sprayed Zn/15Al, Al and Inconel 625 coatings on carbon steel, Surface & Coatings Technology」，研究結果發現利用不同熱噴塗層材料可延長管路或組件氯鹽腐蝕及耐磨性質，初步發現以 Inconel 625 效果最佳。
- (3) 研究論文三「Fuel Rod Behaviour and Uncertainty Analysis by FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA Code in Maanshan LBLOCA」，本研究利用結合 TRACE 熱水流分析程式與 FRAPTRAN 燃料棒性質評估程式，成功建立 FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA 耦合介面，能有效提升暫態案例分析範圍與機制，擴展核電廠安全評估領域(熱流分析以及燃料棒性質分析)，並且有效降低人力成本與電腦計算資源。
- (4) 研究論文四「Investigating thermal mixing and reverse flow characteristics in a T-junction using CFD methodology」先前自主架設之實驗設備來進行相關的測試，並根據自行操作的邊界條件來進行一系列之實驗研究。自主建立實驗的優點在於可有效

且確實掌握實驗相關動向以及條件設定，國際之實驗許多在操作條件設定上並未明確說明，對於 CFD 驗證而言卻會成為未知的誤差來源。自主實驗的建立除了容易與 CFD 分析結果互相比對外，更可加強國內核能界在熱水流相關實驗之經驗累積。

2. 106 年：

- (1) 研究論文五：「A508 與 Inconel 52M 鎢極氣體保護電弧銲與電漿電弧覆銲後之微觀結構與腐蝕特性研究」。本研究以鎢極氣體保護電弧銲與電漿氣體轉移電弧銲兩種不同之銲接工法，探討銲接程序對 A508 低合金鋼底材與鎳基 52M 合金覆銲層之顯微結構影響。研究成果顯示，每道次施作入熱量對前一道次之熱影響區具有再次熱處理的效果。每道次覆銲層之銲冠處生成富鉻相析出，對於下一道次搭接會有不良的影響，造成銲接瑕疵的生成。另一方面，覆層銲接處理的底材稀釋率愈大，覆銲層之耐蝕能力愈低。
- (2) 研究論文六「Effects of δ -Ferrite Content and Long-Term Thermal Aging on the Stress Corrosion Cracking Behavior of Cast Austenitic Stainless Steel CF8A in a High-Temperature Water Environment」，本研究探討鑄造不銹鋼經熱時效後之應力腐蝕劣化及裂縫生長之路徑。研究成果顯示其與時效後之成分偏析有極大關係。另外，肥粒鐵相含量高者($\geq 20\%$)，尤須注意，對裂縫生長之影響，遠大於時效所造成之影響，但加氫水化學均可有效抑制 SCC(stress corrosion cracking)裂縫生長。所以水質溶氧量及肥粒鐵相含量為管制之重點。
- (3) 研究論文七「Numerical simulations of electric potential field for alternating current potential drop associated with surface cracks in

low-alloy steel nuclear material, Nondestructive Testing and Evaluation」，本研究探討以交流電位降量測裂縫方式時，裂縫尖端之電流密度分布及 CT 試片最佳電位量測距離仍影響裂縫量測之準確度，本研究提出有限元素法及 unfolding 理論證明最佳之電位量測距離。

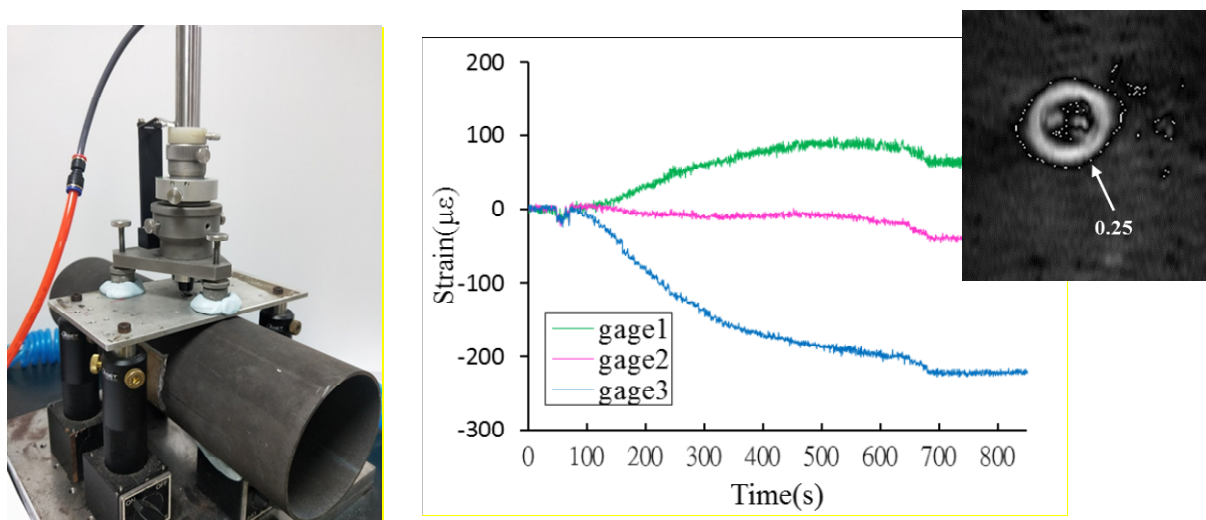
- (4) 研究論文八「Effect of dendrite axes on stress corrosion cracking of 308L/304L welds in a high-temperature water environment」投稿於 ICGEAC (International Cooperation Group on Environmentally Assisted Cracking)。本研究探討 SS308L 銲道裂縫生長速率於高溫冷卻水之差異性，以微觀組織及力學分力概念證明當裂縫成長方向與樹枝狀組織平行時，裂縫生長最快，而垂直時，裂縫可能停止生長。
- (5) 研究論文九「不同加工表面對 304L 不銹鋼間隙腐蝕速率的影響」。本研究探討間隙腐蝕之發生與試片表面之關係，研究顯示越細緻之表面如壓上覆蓋物可能造成保護效果，反之粗糙表面，覆蓋物與試件間自然形成間隙，會促進間隙腐蝕。
- (6) 研究論文十「防海嘯牆之作用力分析研究」。本研究以二維淺水波方程模式以及三維耦合模式模擬核三廠於設計海嘯加 6 米之海溝型海嘯侵襲下的溯升、溢淹和防海嘯牆所受之水動力載重。分析結果顯示，摩擦係數在近岸對海嘯波高度的影響較顯著。此外，摩擦係數不只影響海嘯波作用於防海嘯牆上的水動力大小，亦會影響最大作用力發生的時間點。

3. 107 年：

- (1) 研究論文十一「異質銲接件殘留應力分布與形成」。本研究利用鈎極氣體保護電弧銲與金屬氣體屏障電弧銲將 A508 與 316L 對

接，以 X 光繞射法檢測銲接件剖面軸向之殘留應力，探討銲接參數及銲接程序對異質銲道區域之殘留應力分布影響。研究成果顯示，銲接區域受到材料物理性質與銲接峰值溫度影響，產生不均勻的殘留應力值。依照金屬填料順序不同，因前一道次受再次熱處理影響，使殘留應力隨銲件深度而變化，在此研究中，深度愈深，銲道殘留應力由張應力漸轉為壓應力狀態。

- (2) 研究論文十二「異質銲接件以覆銲施作之殘留應力分析與量測」，檢測銲接件剖面之殘留應力，進行覆銲施作之殘留應力分析與量測。
- (3) 研究論文十三「應用四點彎曲實驗於反射式光彈現象之研究」，前述 2 篇論文皆以傳統量測殘留應力的鑽孔法搭配有限元素數值模擬，進行銲接後殘留應力的量測與分析，並開發全場量測的光彈法獲得應力分布干涉條紋，以得知殘留應力的原始形式（單軸向應力、多軸向應力、正向應力或剪切應力等），故可獲知進行安全評估時較危險的應力類型，請參閱圖十六。



圖十六 半破壞式鑽孔法量測殘留應力與光彈法量測應力分布結果

- (4) 研究論文十四「Effects of dendrite axes and fusion boundary on

stress corrosion cracking of 308L/304L welds in a high-temperature water environment」，本研究探討在高溫水環境下，308L 及 304L 不鏽鋼之材料性質。

- (5) 研究論文十五「中高樓建築機率式耐震與倒塌風險評估之應用研究」。本研究探討機率式中高樓建物倒塌耐震評估方法與流程，方便工程實務之應用，以篩檢出具高倒塌風險之中高樓建物。該方法乃採用核電廠機率式地震風險評估法(SPRA)中之耐震度分析法，以建立建物之倒塌易損曲線(collapse fragility curve)，再據以評估該建物於 2475 年迴歸期地震力(最大可能地震力，maximum capable earthquake)下之倒塌機率風險及 50 年內之倒塌機率是否於可接受之範圍，若否，則應進行耐震補強，減少地震時人員之傷亡。
- (6) 研究論文十六「隔震建築機率式耐震性能評估法」。為確保隔震建物達到應用之耐震性能等級，參考核電廠機率式地震風險評估(SPRA)中之耐震度分析法、隔震結構機率式耐震評估方法及流程。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。如此即可計算於特定地震力強度下隔震建物之損壞機率，有助於量化評估隔震建物之耐震性能。
- (7) 研究論文十七「台灣西南部海底山崩情境之模擬計算及分析」。研究以二維淺水波方程數值模式模擬台灣西南部海底山崩情境引發之海嘯，並透過模擬崩移物之不同初始加速度條件探討，探討海嘯對沿岸地區之影響。整體而言，當初始加速度越大時，造成之最大海嘯波高及溢淹範圍越大。當初始加速度相同時，高雄左營以北的海嘯波高和溢淹範圍較小，以南的海嘯波高及

溢淹範圍較大。

4. 108 年：

- (1) 研究論文十八「Inconel 52M 覆鋅層厚度與微觀組織對超音波訊號影響」。本研究以鎳基 52M 合金覆鋅層階梯做為試驗規塊，透過斜束式投捕檢測法檢測不同覆鋅層厚度之超音波訊號位移，探討不同厚度與微觀組織對超音波訊號的影響。研究成果顯示，受到覆鋅層組織之凝固取向與彈性異向性所影響，超音波之折射角度將隨著厚度而變化。探頭之近場聚焦區的音速呈現較慢的趨勢，推論與碳化物受再次熱處理影響而回溶於基相的現象有關；遠場發散區的訊號受到鎳基 52M 合金組織之凝固取向影響，厚度愈厚，訊號偏移量愈大。
- (2) 研究論文十九「Effects of Cold-Worked Degrees on Stress Corrosion Cracking Behavior of Alloy 600 in simulated BWR Water Environments」，研究成果發現冷作加工程度越大，應力腐蝕裂縫生長速度越快，主要是冷作後晶粒內部的高角度晶界越多，且晶界附近的 KAM (Kernal Average Misorientation) 角度值越大，此兩項因素，有助 SCC 裂縫生長，加氫水化學環境則可有效抑制冷作加工 600 合金應力腐蝕裂縫生長。
- (3) 研究論文二十「Study on the stress corrosion cracking susceptibility of cold-rolled SS 304L in simulated PWR water environments」，以慢速率拉伸測試進行研究。研究發現冷作加工之 SS304L 於含氧環境之應力腐蝕二次裂縫並不明顯，但於模擬 PWR 水環境卻明顯許多，研究可釐清氫脆裂化機制扮演之角色。
- (4) 研究論文二十一「應用小波函數修正人造基底振動」。PSHA 提供場址下岩盤的均勻危害度反應譜，場址上部土層的放大效應

需藉由非彈性動態歷時分析求得，其輸入為與均勻危害度反應譜相符的人造基底加速度歷時。研究選用數個高斯小波的線性組合當作基底函數，逐一修正最大偏差的譜位移，經由多次迭代，可產生與目標反應譜相符的人造基底加速度歷時。經由實例演算，無論是平滑還是片段連續的目標反應譜，這個方法皆能滿足相符精度 10% 的要求，尤其人造基底加速度的波形仍然與實測地表加速度紀錄相似，而且人造基底加速度、基底速度和基底位移均無明顯的基線偏移。

- (5) 研究論文二十二「A practical procedure for collapse risk assessment of Mid-to-High rise buildings」。本研究建立機率式中高樓建物倒塌耐震評估方法與流程，以篩檢出具高倒塌風險之中高樓建物，減少地震時人員之傷亡。該方法採用核電廠機率式地震風險評估法(SPRA)中之耐震度分析法，以建立建物之倒塌易損曲線(collapse fragility curve)，再據以評估該建物於 2475 年迴歸期地震力(最大可能地震力，maximum capable earthquake)下之倒塌風險是否於可接受之範圍。
- (6) 研究論文二十三「Effects of Relative Humidity on Crevice Corrosion Behavior of 304L Stainless-Steel Nuclear Material in a Chloride Environment」，研究結果顯示，間隙+海鹽分環境於適當溫度濕度所造成 SS304L 不銹鋼劣化，遠較沒有間隙環境者嚴重。海鹽於相對濕度 45% 以下，不會發生 SCC 裂縫，但 55% 則明顯發生， $0.1\text{g}/\text{m}^2$ 的含鹽濃度經 5000 小時測試，均無發生 SCC，顯示鹽含量與濕度為發生 SCC 之關鍵因子。
- (7) 研究論文二十四「Stress corrosion cracking of simulated heat-affected zone in a CF8A weld in high temperature water」。本研究

藉由熱模擬(Gleeble)模擬銲道附近的微觀組織，當 ferrite No.數量大於 18，材料強度(UTS)達到最大值，經由熱模擬後的組織，衝擊韌性增加。SCC 於水環路中測試顯示，裂縫會沿著 ferrite/ γ 相之介面，如裂縫起始及生長在 γ 相，材料強度將下降。

- (8) 研究論文二十五「Analysis of Maanshan Station Blackout Accident and Rescue Procedures Under Different Tube Plugging Situations with TRACE」。本研究評估核三廠意外事件中蒸汽產生器塞管率對一、二次側熱傳的影響性，以評估 URG 與 FLEX 救援策略以及程序之適切性。經暫態案例分析與評估結果，不論是在二次側蒸汽產生器的壓力、水位，或是一次側爐心的壓力、水位參數，因蒸汽產生器塞管率而造成的影響差異皆不明顯。因此核三廠，依照現有的緊急救援處理程序與應變措施，應可順利確保電廠安全。

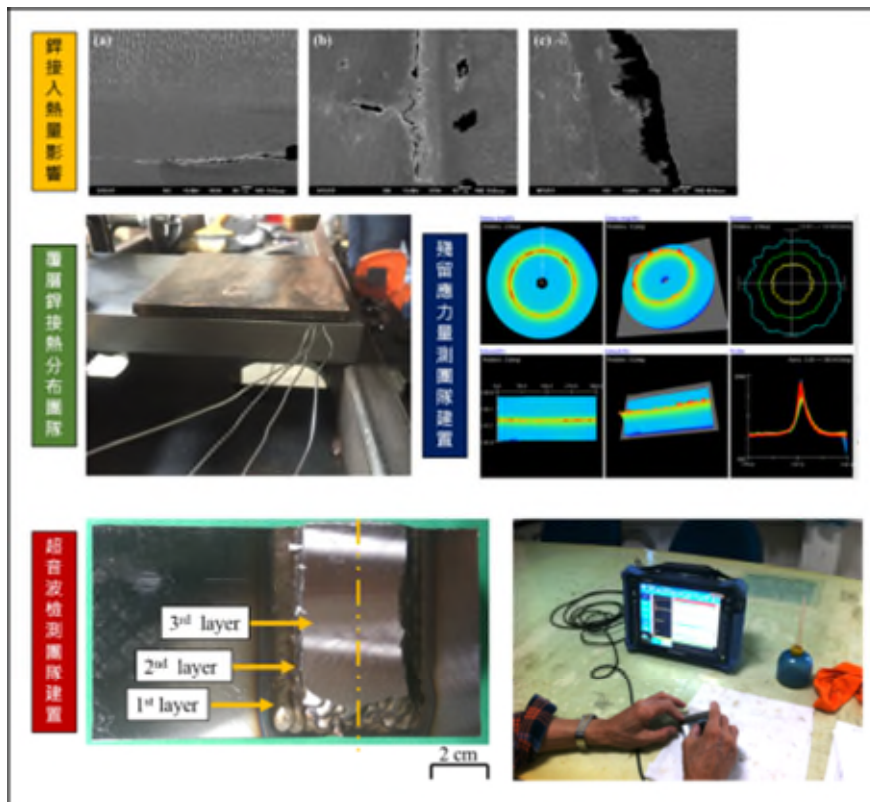
二、技術創新(科技技術創新)

本計畫今年為四年期計畫的最後一年，以下簡述分年度各子項的重要成果：

1. 核電廠管制與設備檢測技術支援應用與研究

● 105 年：

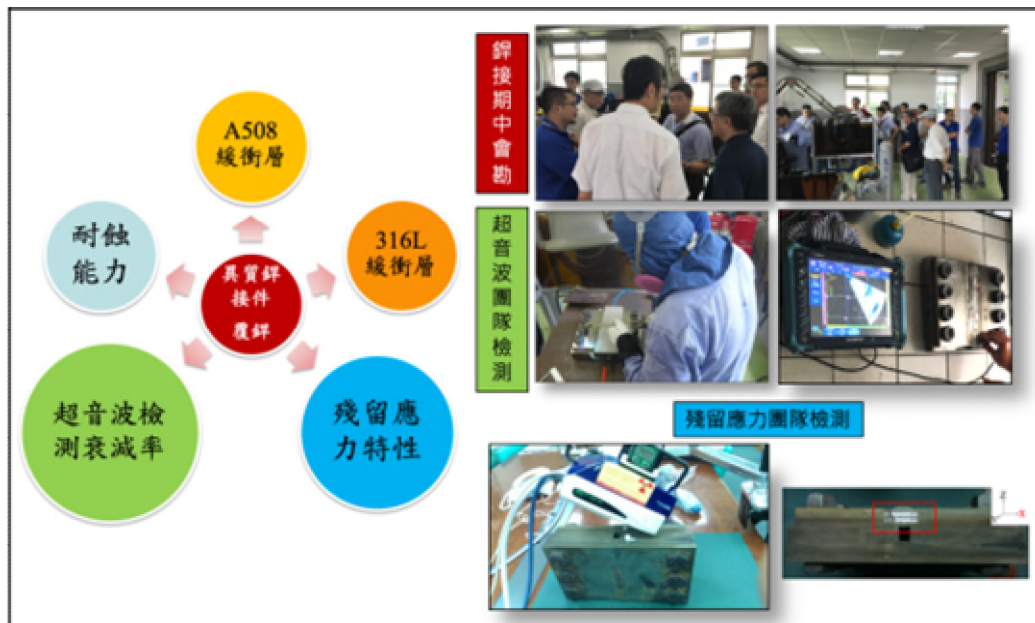
建立鎳基 52 合金施作覆層銲接層於 A508 低合金鋼之作業程序，利用顯微結構分析、非破壞性殘留應力量測、陣列式超音波檢測、銲接溫度量測等技術(請參閱圖十七)，探討核電廠冷卻水壓力邊界金屬材料經覆銲後之特性。獲得銲接製程參數對殘留應力、應力腐蝕的影響性，將覆銲參數與覆銲結構及防護性值進行整合性探討。



圖十七 鎳基 52 合金施作覆層銲接層於 A508 低合金鋼之作業程序

● 106 年：

建立 A508 低合金鋼/316L 不銹鋼的異質銲接組件之作業程序，利用顯微結構分析、銲後溫度分佈模擬、殘留應力模擬計算(如圖十八)，探討核電廠冷卻水壓力邊界組件經銲接處理後之特性。透過非破壞性殘留應力量測、陣列式超音波檢測、耐腐蝕能力分析，評估鎳基 52 合金覆層銲接層之作業程序對異質銲接組件之超音波檢出能力及殘留應力狀態的影響，並完成壓力容器銲補技術之研究交流資料庫建置。



圖十八 A508 低合金鋼/316L 不銹鋼的異質銲接組件之作業程序

● 107 年：

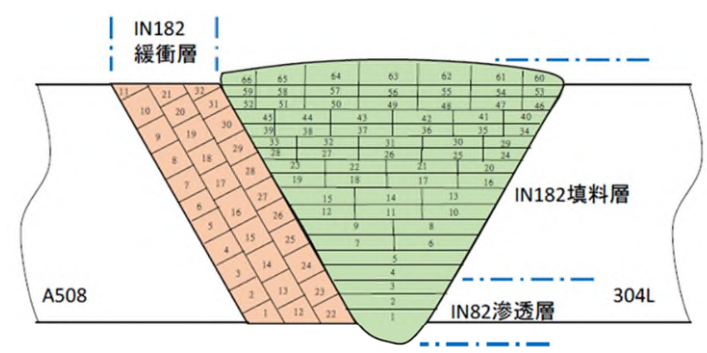
建立厚管之異質銲接組件的作業程序、管狀之鎳基 52 合金覆層銲接處理的作業程序，輔以顯微結構分析、耐蝕能力測試，探討銲接工序對異質介面的特性(如圖十九)。藉由殘留應力量測與分析定量化之超音波訊號，評估超音波波式傳遞方向對瑕疵深度檢出之準確率。透過模擬計算軟體建立管件邊界條件，與儀器量測數據交叉比較，以最佳化模擬參數及運算模式。



圖十九 管狀之鎳基 52 合金覆層銲接處理的作業程序

● 108 年：

針對異質金屬介面對核電廠反應器冷卻水壓力邊界銲接組件，進行非破壞檢測分析的影響評估研究，在進行多道次覆層銲接模擬分析時(如圖二十)，為加速模擬分析進程，發展出以等效能量法簡化模擬分析歷程，將多道次覆層銲接的入熱量簡化為單道次輸入。通常多道次覆層銲接模擬分析求解過程需經過大量的電腦運算，利用這種方法能更有效率的求解，且其求得之結果也得到驗證。此研究成果可成為未來覆層銲接有限元素模擬分析模型簡化之有效方法，以加速研究進程。



圖二十 多道次堆疊銲道示意圖

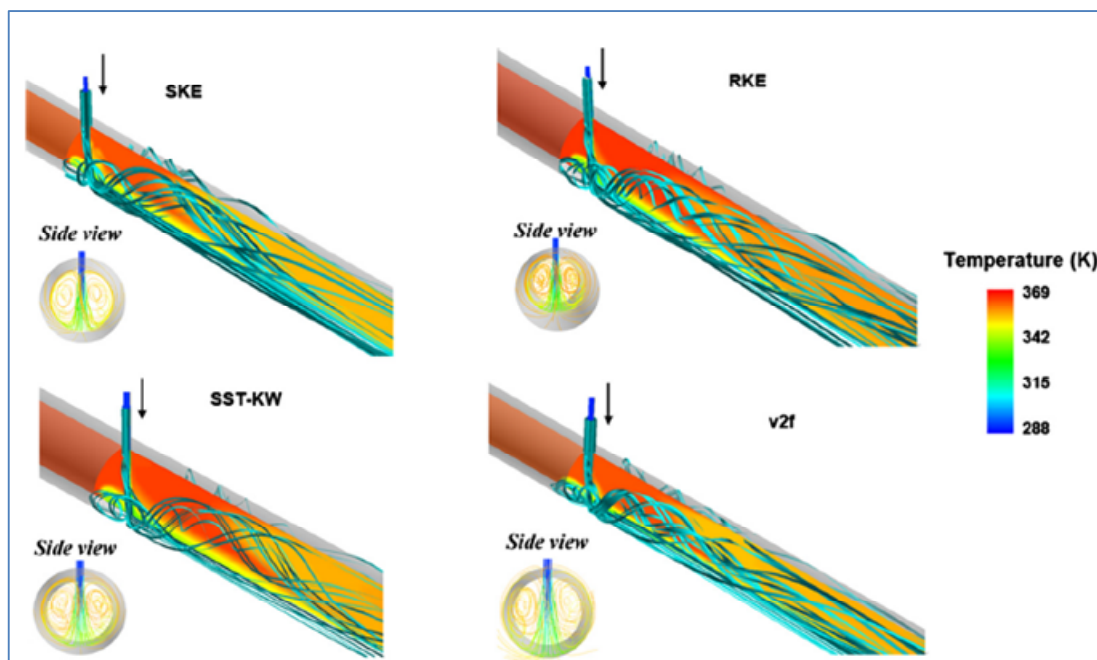
2. 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

● 105 年：

本子項可分為兩大部分：

A. 「CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之建立」：

研究在進行計算分析時，採用 ASME V&V 20-2009 中所規範的不準度評估方式，並參考國際重要實驗中關於燃料束次通道、T 型管實驗以及 PWR 之 PTS 計算，完成格點不準度之量化分析技術以及不同紊流模式分析。以核能安全分析之 BPGs 規範為準則，針對不同紊流模式及其近壁處理模式進行計算分析(請參閱圖二十一)，有助未來進行相關管制議題之參考。

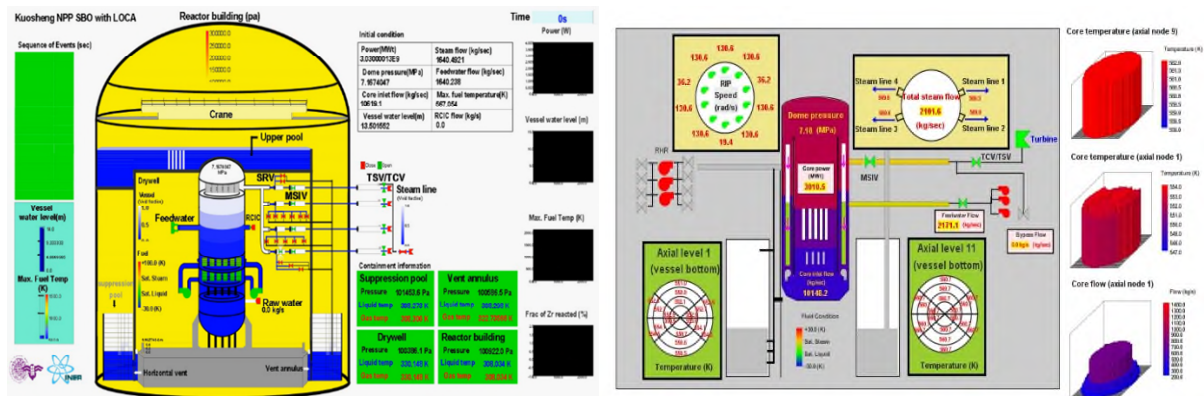


圖二十一 不同紊流模式之流線分布

B. 「核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證」：

在 TRACE 研究方面，建立國內核電廠動畫分析模式，細部組件包含緊急補水、灑水、事故破口、爐心功率分佈變化等模組，能藉由熱水流程式在執行暫態模擬事故時，以視覺化之介面展示核電

廠在此暫態時序下之相關參數變化(請參閱圖二十二)，有助於進行核電廠安全評估與熱流機制現象之釐清。



圖二十二 核電廠 TRACE 動畫分析模式

以往不同性質之程式在模擬核電廠安全分析也會有所差異，本計畫透過將不同性質之程式耦合，藉由結合 TRACE 熱流分析程式(包含圍阻體分析模式)以及 FRAPTRAN 核燃料分析程式，可評估核電廠在暫態行為表現，強化我國在核安管制與安全評估之技術與能量。

● 106 年：

本子項可分為兩大部分：

A. 「CFD 分析模式評估與核能安全審查導則之建立」：

本研究以混合三通管為主要分析對象，可藉由混合三通管之結構來模擬流場、溫度場並進行 FSI 分析，來計算混合三通管的熱應力情況，並可根據材料疲勞曲線對混合三通管的疲勞壽命進行評估。研究結果 RHR 系統在開始運轉後（冷熱水混合），可能發生熱疲勞損壞的總時間為約 2550 小時。在電廠 40 年運轉期間，RHR 系統不會累積到達此時間，故不會有開始發生疲勞裂紋的潛在危機。根據 MRP-192 報告，美國經檢視其國內的九座 PWR 電廠的 RHR 系統混合三通管，均未發現有熱疲勞損壞洩漏事件，雖然如此，該報

告仍然建議電廠的維護人員應該注意管路熱疲勞此一議題，根據 MRP-192 的建議，每十年進行檢測，已屬周全。研究結果有助於管制機關的核安管制，提昇國人對核電廠運轉安全的瞭解度與信心。

B. 「核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證」：

在 TRACE 研究方面，分成兩部分，除針對核三廠 LBLOCA(large break loss of coolant accident)進行傳統的保守假設分析外，並以最佳估算法加上不準度分析，來比較此兩種分析方式下，對於 LOCA 事故下燃料護套尖峰溫度的評估結果。根據傳統保守假設的方法，核三廠在 LBLOCA 下的 PCT 計算值為 1228.7K，另一方面，最佳估算的 59 次運算所得出的最大 PCT 值則為 1158.4K，皆低於法規限值。而根據 95/95 的機率與信心水準來計算，此 59 次運算的 PCT(peak cladding temperature)平均值為 1022.8K 而標準差為 65.8K。PCT95/95 經計算為 1131.1K，低於傳統保守假設方法得出的 PCT 以及法規限值(1477K)，因此與傳統的保守假設方法相比，最佳估算加上不準度分析對於 PCT 的評估提供了更大的安全餘裕。

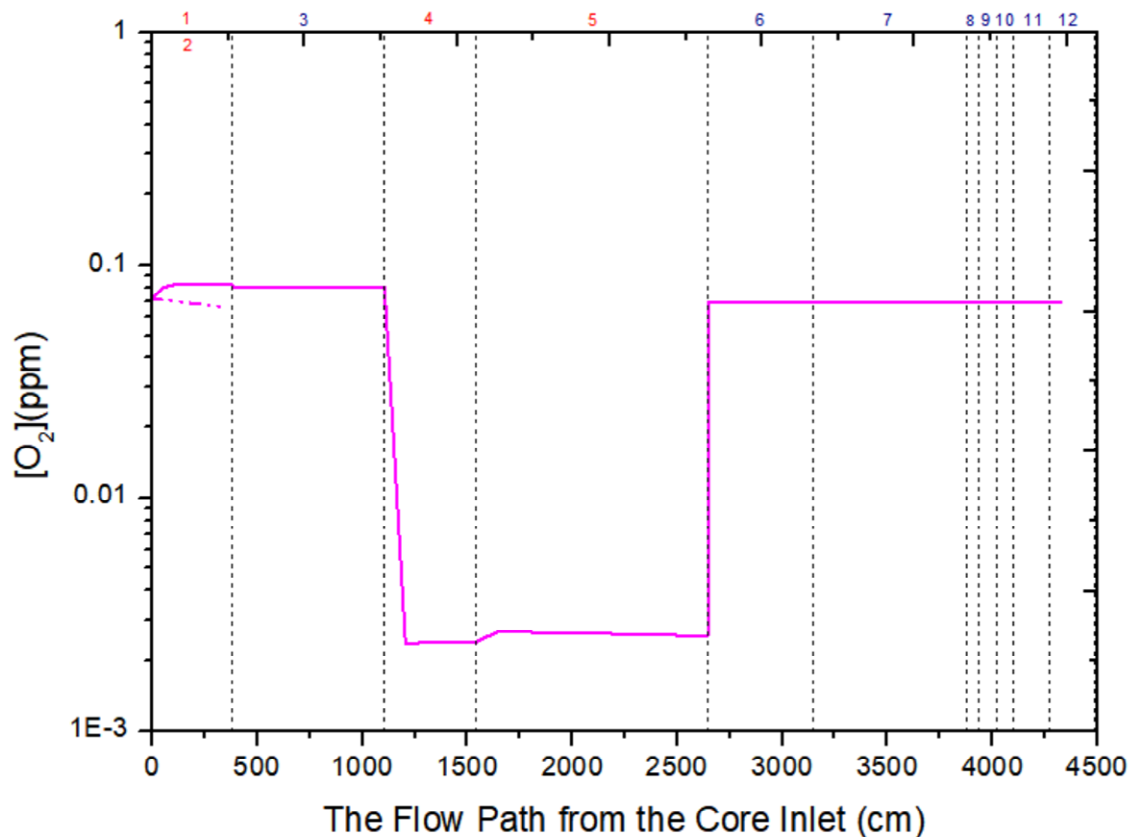
● 107 年：

本子項可分為兩大部分：

A. 「核電廠於除役過渡期之爐心狀態評估研究」：

本研究跨領域結合熱流分析技術、中子及加馬劑量分布評估技術，配合水化學評估程式，探討核一廠除役過渡階段冷卻水循環模式所造成的輻射場、熱水流特性，並用以計算爐心與燃料池等重要組件在開蓋模式下的水化學特性。在不考慮空氣中的溶氧，僅考慮爐心與用過燃料池中的燃料之條件下，經由分析所得之爐水氧化還原劑濃度的結果顯示(請參閱圖二十三)，因輻射分解產生的爐水有

效溶氧濃度最高值約為 95 ppb，與空氣中的氧氣溶入水中造成的溶氧量相比約為溶氧狀態的 1/60，因輻射分解產生的氧化劑濃度很少，不是造成爐水氧化性環境的主要因子。此結果可提供核一廠除役過渡階段之管制參考。



圖二十三 核一廠除役過渡階段，爐水中的溶氧隨流徑的分佈情形

B. 「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」：

本研究透過假設核三廠發生類福島事故，在面對極端條件下，探討以下幾個重點：

- (1) 模擬核三廠長期喪失交流電源事件(ELAP)，目的為評估核三廠在經歷超出其原先預期之全黑事件時，FLEX 策略以

及 URG(斷然處置措施)策略是否有足夠的冷卻能力並維持爐心被水覆蓋，防止爐心燃料裸露；

- (2) 確認電廠需保有多少時間餘裕來復原電力設備或使用替代電源來恢復電廠情況，以確保電廠處於安全狀況之下；
- (3) 進行軸封洩漏率靈敏度分析，探討 RCS 系統進入迴流冷卻(reflux cooling)的時間評估。

上述假想條件透過 TRACE 程式模擬運算後，有下列數項成果發現：

- (1) 執行控制降壓可降低軸封洩漏率，並使蓄壓槽連結至反應爐冷卻水系統(RCS)執行被動注水，無論破口流量為何，執行控制降壓皆可有效延長燃料護套破損時間。
- (2) 在低破口流量，提早執行控制與否對於反應爐壓力槽進入迴流冷卻階段之時間點無太大差距，但可因軸封洩漏量提前下降而延長 RCS 水位達 TAF(top of active fuel)時間，以及燃料護套溫度達 2200F 時間點；
- (3) 在高破口流量之狀況下，提早降壓仍具有有效降低軸封洩漏率之功效，同時 ACC 提早達被動注水壓力可提前注水至 RPV，延緩 reflux cooling 發生時間點；

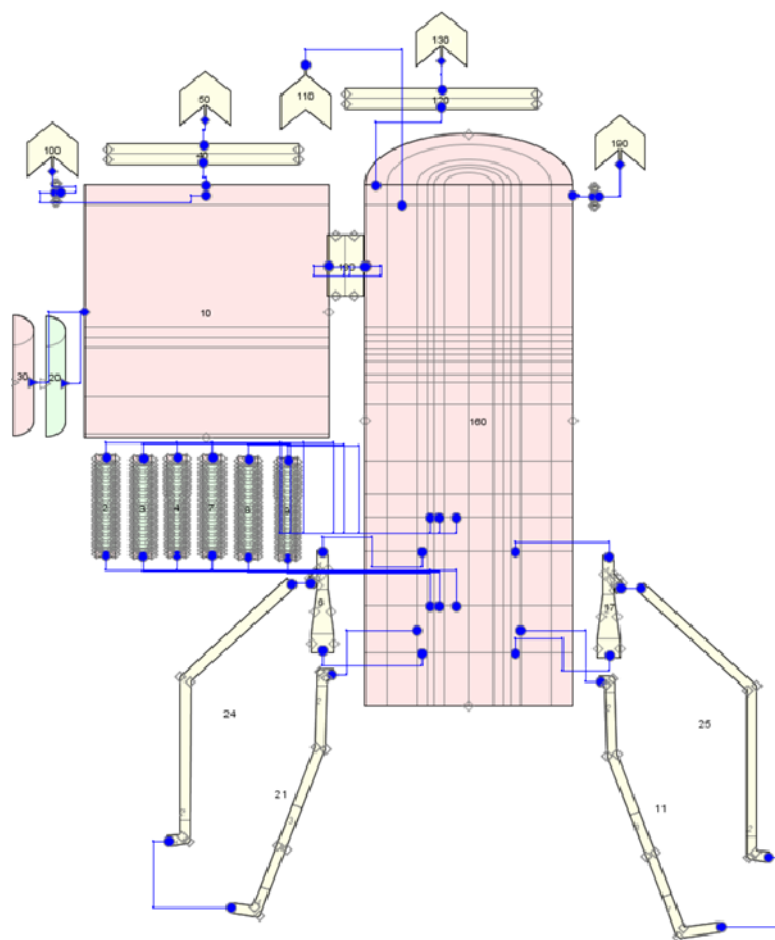
● 108 年：

108 年本子項計畫分為兩項研究工作：

- A. 「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」：

根據我國核電廠除役階段現況，建立核一廠爐心的開蓋 TRACE 熱水流分析模式(請參閱圖二十四)，研析除役階段反應器開蓋情況下之熱水流安全特性及相關議題。並將模擬結果與 CFD 程

式進行比對，驗證 TRACE 開蓋分析模式之可信度，隨後執行新增用過燃料池冷卻系統之穩態案例，以及喪失冷卻系統之暫態事故案例模擬與研析，以評估除役過渡階段之熱水流現象。完成核電廠在該階段遭遇意外事故下之事故發展時序建立，有助於管制單位掌握重要核電廠熱流參數時間點並檢視其救援策略之合理性。

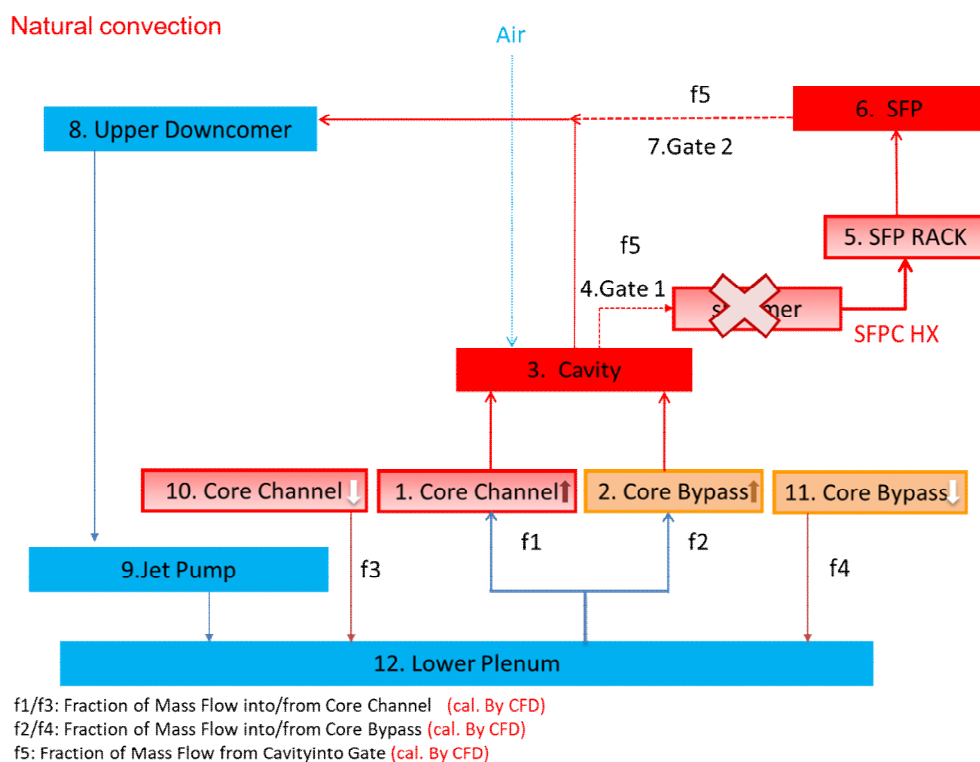


圖二十四 核一廠 TRACE 爐心開蓋分析模式

B. 「核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究」：

基於去(107)年所建立的跨領域水化學評估技術(結合熱流分析技術與中子及加馬劑量分布評估技術)，探討在除役階段其機組因開蓋時爐心降流區滯流現象與爐心外圍、燃料池角落回流區等處之結構，是否因為輻射分解效應及開蓋溶氧效應所致氧化劑濃度而造

成既有裂紋成長速率出現變化，假定之靜滯水流動過程請參閱圖二十五。研究結果顯示爐心與燃料池部分區塊，將因為冷卻水流速的減慢而出現燃料通道逆向(由上向下)流動之特性且降流區、燃料格架亦有流速趨緩的現象，出現輻射照射的分解高於再結合效應而造成顯著的過氧化氫濃度(~10ppm)現象。



圖二十五 核一廠除役過渡階段前期，假想靜滯水案例下之流動路徑

3. MELCOR 與 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略

● 105 年：

福島事故後，各國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 (emergency operating procedures, EOPs)與 SAMG (severe accident management guidelines, SAMGs)進行改版，台灣電力公司也在福島事故後加入斷然處置程序指引(ultimate response guidelines, URGs)，期能將核能電廠事故之危害降至最低。本計

畫以 MAAP 程式建立嚴重事故分析能力，並利用 MAAP 快速計算之特性，模擬電廠在事故下依據 EOP、SAMG 以及 URG 執行救援策略，分析救援時機與成效。藉由此項技術可於演習或實際狀況發生時，評估電廠狀態以及救援策略執行方式。

- 106 年：

各國於福島事故後針對核子嚴重事故救援策略進行檢討與改進，本計畫分析美國核管會管制報告之嚴重事故下救援措施執行策略，利用 MAAP 程式可快速運算之特性，分析救援策略執行時機，建立在嚴重事故下評估以及救援分析之能力。此外，完成核二廠演習劇本，可利用此劇本為假定基礎事故，藉以推演救援策略執行方式以及時機，建立核子事故或核安演習時之分析評估能力。

- 107 年：

為建立 MELCOR 程式之分析模擬能力，利用原始核一廠 MELCOR 模型修改注水系統後藉以模擬 104 年演習劇本，並完成與 MAAP 程式之比對驗證報告。進一步將該模型修改為停機開蓋模式，進行本年度劇本分析，完成與 MAAP 程式之比對驗證報告。此外，並以 104 年演習劇本之 MELCOR 外釋輻射源項作為 WinMACCS 之輸入資料，進行廠外劑量分析，完成劑量分析報告供管制參考。

- 108 年：

1. 針對國內除役核能電廠於用過核子燃料全部退出爐心(de-fueled)但用過核子燃料池仍存有用過核子燃料的狀態下，進行 LPZ 範圍變更之可行性研究，研究成果如下：

- (1) 研析美國 1993 年到 2019 年，核能電廠緊急應變計畫豁免申請取得 USNRC 同意之案例，有 Trojan、Connecticut Yankee、Vermont

Yankee 及 Oyster Creek 等，這些電廠透過此申請之許可將 LPZ 縮減到禁制區。這些案例中，主要的項目包含設計基準事故、超越設計基準事故、地震風險及備妥救援策略與演練等。

(2) 彙整美國除役核能電廠於 LPZ 變更之管制系統的演變，考量國內核能電廠管制法規如核子反應器設施管制法及核子事故緊急應變法等，針對國內之用過核子燃料全部退出反應爐但用過核子燃料池仍存有用過核子燃料狀態下，進行 LPZ 範圍變更之可行性研究。

(3) 為了解上述 LPZ 範圍變更之管制要項於國內的適用性，以核一廠為範例，使用 Vermont Yankee 申請案之設計基準事故輻射劑量分析為基礎，考量核一廠 2 號機的設計與現況，如用過核子燃料衰變熱與已停機時間等，完成核一廠 LPZ 範圍變更程度之可行性研究。

2. 支援核一廠緊急計畫演習、核三廠核安演習以及核二廠緊急計畫演習，並模擬電廠狀態，提供事故評估研判與救援建議。

3. 建立核一廠除役過渡階段前期之 MELCOR 分析程式，增加 SFP、Downcomer、recir-loop、Jet-Pump1 以及 Jet-Pump2 等模擬，使程式在模擬 LOCA 時可計算 Jet-Pump 與 Downcomer 間之流體傳遞狀態，使模式更符合實際狀況。

4. 國際核能管制法規與後福島改善研究

● 105 年：

本子項可分為兩大部分：

A. 「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」：

研析日本核電廠新規制基準有關火山及海嘯安全審查相關技

術資料，並以日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority，簡稱 NRA)公布日本核電廠申請重起動之申請相關資料，以及 NRA 所核定「核電廠火山影響評估導則」、「基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則」與「耐海嘯設計相關工事認可審查導則」作為主要研究參考。

本研究挑選日本受火山危害風險程度較高的九州電力川內核電廠，以及地理背景、位置與福島較為相近的東北電力女川核電廠，研析其所提出之「設置變更許可申請」資料，篩選有關火山及海嘯的內容作為實例研析之對象。深入瞭解其於各階段所提出的申請內容，以及 NRA 在整個審查核准過程的技術討論等相關文件，透過這些申請及審查文件分析與彙整，分別完成火山及海嘯安全審查導則草案，有助於日後建立相關的管制規範參考。

B. 「核三廠電廠全黑事故序列驗證評估」：

本研究除評估不同軸封 LOCA 模式對爐心受損頻率之影響外，並將核電廠斷然處置措施(URG)納入評估模式，探討 URG 措施對於 SBO 事故之緩解效益。此外，美國西屋公司發展 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)以解決反應爐冷卻水泵(RCP)軸封洩漏問題，因此本計畫再以三個靈敏度分析，分別為“RCP #1 軸封改為西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)”、“新增二次側高壓補水系統”、及“RCP #1 軸封改為 PSDS 並考慮 URG 措施”來探討改善軸封洩漏之效益，因此本計畫共建立八個分析模式。研究結果顯示，不同軸封 LOCA 模式其 CDF 結果有顯著差異，應以美國 NRC 認可、國際上普遍採用之 WOG 2000 模式，以獲得合理之風險評估結果。

● 106 年：

本子項可分為兩大部分：

A. 「日本核電廠新規制基準與 IAEA 有關海嘯及火山安全審查之比較研析」：

本研究主要係蒐集、彙整日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查之導則，並與國際原子能總署(International Atomic Energy Agency，簡稱 IAEA)相關導則進行比較研析，探討國際間所採行的管制規範與方法。資料蒐集重點鎖定日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查導則：「基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則」、「耐海嘯設計相關工事認可審查導則」、「核電廠火山影響評估導則」與 IAEA 於福島第一核電廠事故後，同年 11 月所公布新修訂的海嘯相關安全導則“Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations Specific Safety Guide”(No. SSG-18)、隔年 2012 年 10 月所公布的火山相關安全導則“Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”(No. SSG-21)，透過深入分析日本核電廠新規制基準與 IAEA 有關海嘯及火山安全審查導則之異同，並提出差異比對，可作為日後建立國內管制規範之參考。

B. 「核三廠電廠全黑事件之早期輻射大量外釋評估及源項分析」：

延續 105 年完成廠內事件之爐心熔毀頻率(CDF)評估，106 年則就核三廠 SBO 事故序列進行二階 PRA 分析：即 LERF(Large Early Release Frequency)、CPET (Containment Phenomenological Event Tree, CPET)、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 程式進行電廠全黑事故序列之嚴重事故分析；另外，並以靈敏度分析評估核三廠斷然處置措施與 PSDS 對 LERF 之改善成效。此外，美國核管會以 LERF 來代替二階之 CPET 分析，本研究則探討以 LERF 來

代替 CPET 分析之適切性。研究結果顯示在電廠全黑條件下，不同 seal LOCA 模式對 CDF 有將近 93% 的差異，RCP Seal LOCA 不僅影響一階之 CDF 分析，對後續二階分析(如 LERF、CPET)之亦有所影響(軸封 LOCA (一次側爐水洩漏) 可能直接影響圍阻體之評估與放射性物質之遷移)，應以國際上普遍採用之 WOG 2000 軸封 LOCA 模式進行評估，以獲得合理之 CDF、LERF、與 source term 結果。由靈敏度分析可知改善 seal failure 對於 CDF 與 LERF 之風險均能有效降低、斷然處置策略亦能有效減少 CDF 與 LERF 之風險。

- 107 年：

本子項可分為兩大部分：

- A. 「日本核能電廠海嘯安全度評估方法之先期研究」：

有鑑於台灣與日本同處環太平洋地震帶，大規模地震活動亦可能引發海嘯，有必要進一步瞭解日本核電廠海嘯風險評估的作法，以確保台灣核電廠海嘯防護設計之有效性。透過本計畫蒐集及分析日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan, AESJ)於福島核災後所出版的「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準」(AESJ-SC-RK004E:2011)及「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準之應用案例」(AESJ-SC-TR006:2012)，可增進對日本核電廠海嘯風險評估的瞭解，以供國內管制及未來審查之參考。

- B. 「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」：

為進一步瞭解國際上核電廠火山風險評估的作法，以確保台灣核電廠火山防護設計之有效性，完成國際火山風險評估相關報告研

析，探討分析方法論。由日本、歐美之火山灰危害研究結果可知，火山灰落塵對電廠主要之危害影響為通風系統，特別是主控制室通風系統、及緊急柴油發電機之進氣系統。火山灰落塵可透過設計或運轉措施加以緩解。因此，瞭解火山灰物質特性、顆粒粒徑分佈、廠址附近之沉積厚度，即可透過工程設計之方式避免火山灰落塵造成通風系統不可用；除火山灰之危害外，由於大屯火山群與核一、二廠之距離約 11~13 公里，因此，火山事件(現象)除了新的火山口開口之外，其餘現象均需進一步進行檢討。

● 108：

本子項可分為兩大部分：

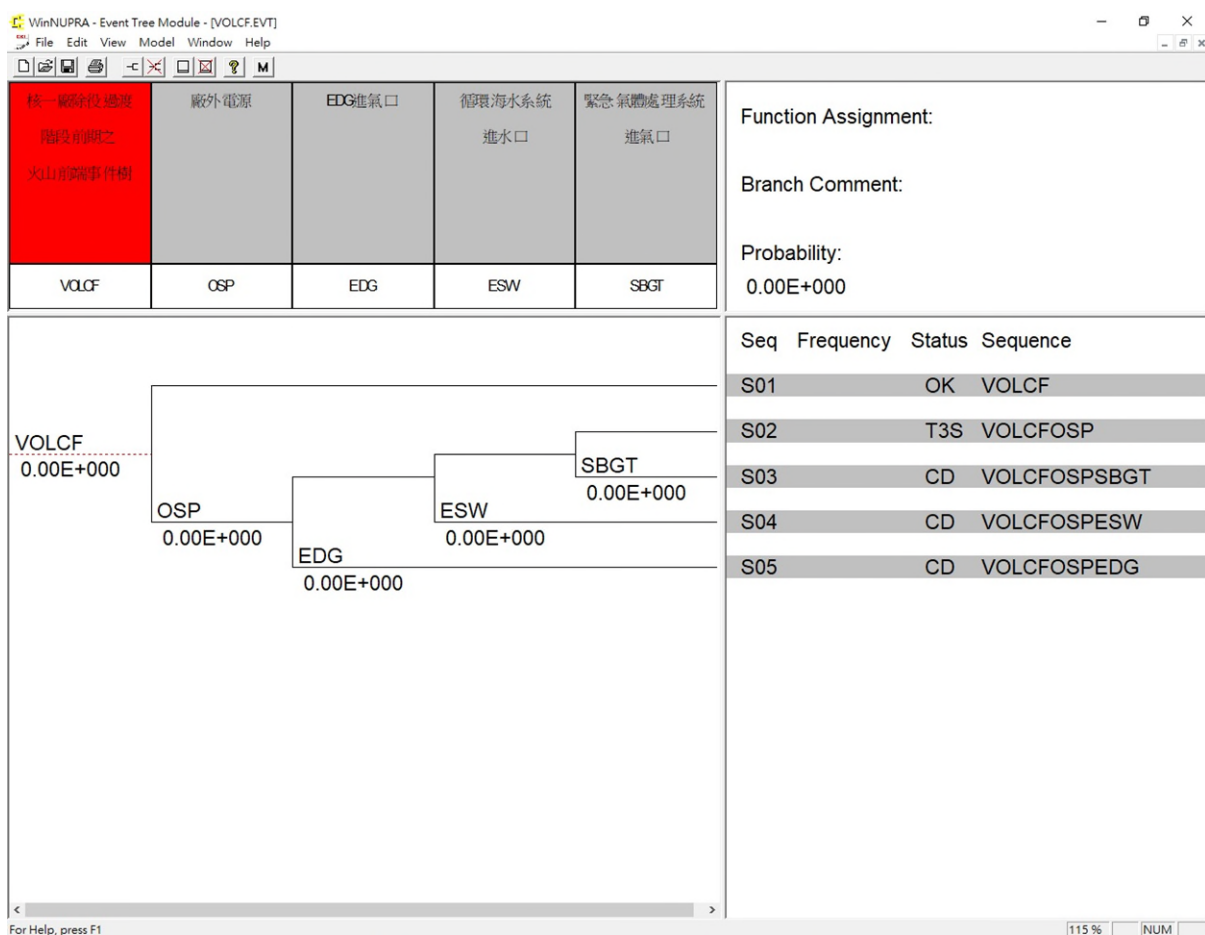
A. 「日本核能電廠海嘯安全度實施標準修訂版之研究」：

在海嘯議題方面，持續關注國際核能先進國家對於海嘯議題之管制發展，完成日本核電廠海嘯風險評估最新技術資料之蒐集，資料蒐集重點以日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)於 2019 年 5 月出版的「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準修訂版」及相關技術報告為主，針對上述資料進行研析並完成與 2011 年版本之比對分析，提出修訂重點及相關更新內容。此外，蒐集彙整日本川內及女川核電廠海嘯危害度評估相關應用案例並提出實例分析。藉由上述成果，有助於國內建立核電廠海嘯安全度評估管制技術基礎。

B. 「火山危害現象之風險分析研究」：

研析日本及美國火山危害/火山風險分析相關資料，提出國際上研析火山灰擴散、危害度分析方法的最新發展，並以相關資料建立核一廠除役過渡階段前期條件爐心熔損機率之火山 PRA 模式，

以及量化條件爐心熔損機率。此外，將核一廠措施與日本女川核電廠 2 號機設計基準資料 (第 6 條防止外部撞擊造成的損害)進行比對，提供管制建議。並完成核一廠除役過渡階段前期下爐心熔損機率火山 PRA 模式之前端事件樹，請參閱圖二十六。根據條件爐心熔損機率分析結果，主要之事故序列(情境)為「喪失廠外電源且喪失 EDG，為電廠全黑事故序列(約佔 49.8%)」及「喪失廠外電源且喪失 ESW，為電廠喪失最終熱沉之(約佔 45.6%)」。



圖二十六 核一廠除役過渡階段前期條件爐心熔損機率火山 PRA 模式前端事件樹

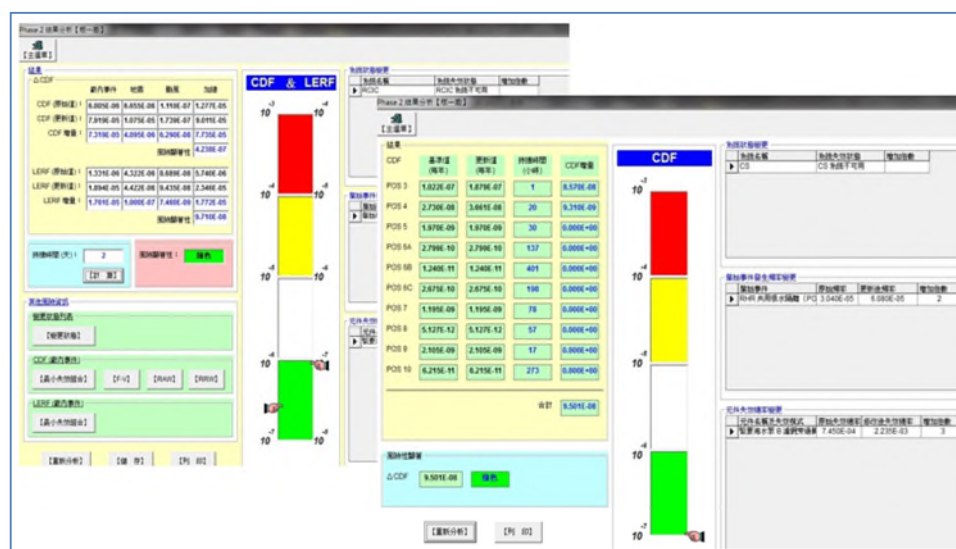
5. 風險告知視察工具暨導引開發與維護

為因應國際風險告知管制潮流以及國內外關注之核能議題與及國內核電廠安全度評估模式持續升級之必要，本計畫參考美國核管會反應

器監管程序(ROP)及其相關視察員視察手冊(IMC)，開發國內風險告知管制所需之工具(包括後續維護更新)－「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」，進行核電廠視察發現風險顯著性確立程序(SDP)。計畫成果有助於執行核安管制紅綠燈制度，增加管制透明度，強化民眾對於核電廠安全之信任感。105~108 年間各年度重要成果分述如下：

● 105 年：

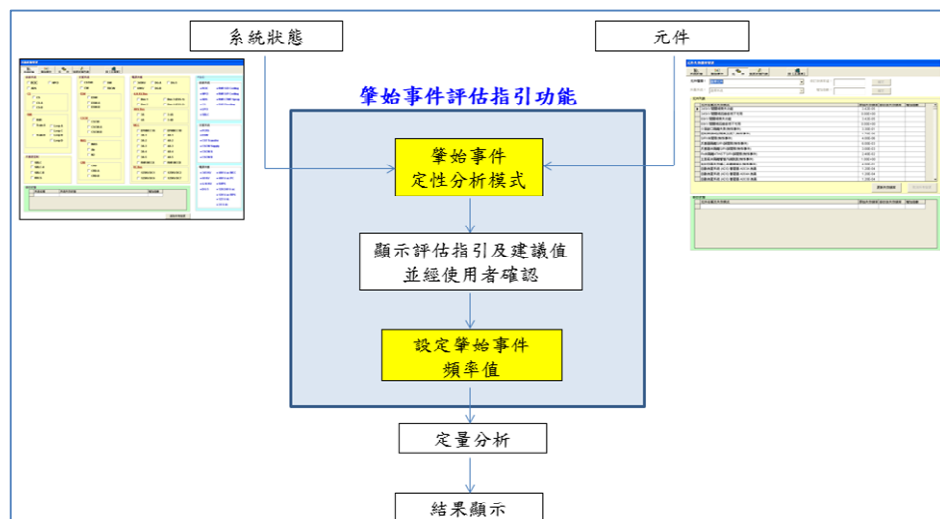
- (1) 完成風險顯著性評估工具，依據顯著性確立程序(SDP)建立，提供標準化的評估過程，建立簡易操作界面以節省作業時間，並彈性更新風險分析模式版本與運轉數據，落實風險告知視察作業。
- (2) 針對我國核能電廠所使用之安全度評估模式與運轉數據資料持續進行升級與更新，並更新現有核安管制紅綠燈作業所使用的視察風險評估工具 PRiSE 以符合最新模式現況與廠內事件運轉數據，範圍包括功率運轉及大修停機期間與相關案例驗證(請參閱圖二十七)，相關成果有助於管制人員提升評估結果的時效性與保持作業的一致性。



圖二十七 PRiSE 視察工具-功率運轉模式及大修停機模式之風險評估示意圖

● 106 年：

- (1) 針對我國核電廠視察工具 PRiSE，已有能力涵蓋功率運轉期間及大修停機期間，本年度研究成果進一步將工作範圍擴展廠外事件(即地震及颱風模式)運轉數據更新與相關案例驗證。其中廠外事件模式係依據美國核管會 IMC 0609 App. A 進行篩濾分析，提供視察員與廠外事件視察發現相關之篩濾分析導引。
- (2) 建立核一、二、三廠肇始事件評估導引(請參閱圖二十八)，以強化現有視察風險評估工具 PRiSE 功能。
- (3) 新增「肇始事件頻率」簡化變更功能的倍數設定，提供可參考的文件數值，利於管制單位視察員使用。
- (4) 召開「PRA 應用模式建立」研討會，使核能領域新進人員了解風險告知及風險顯著性評估等重要方法。



圖二十八 PRiSE 肇始事件評估指引計算流程圖

● 107 年：

- (1) 針對核二廠及核三廠完成維護風險評估與管理 SDP 視察工具軟體與操作手冊，包含 App.K 及 App.O 篩濾準則；針對核一廠

完成 PRiSE 操作手冊，新增肇始事件評估導引電廠實例。

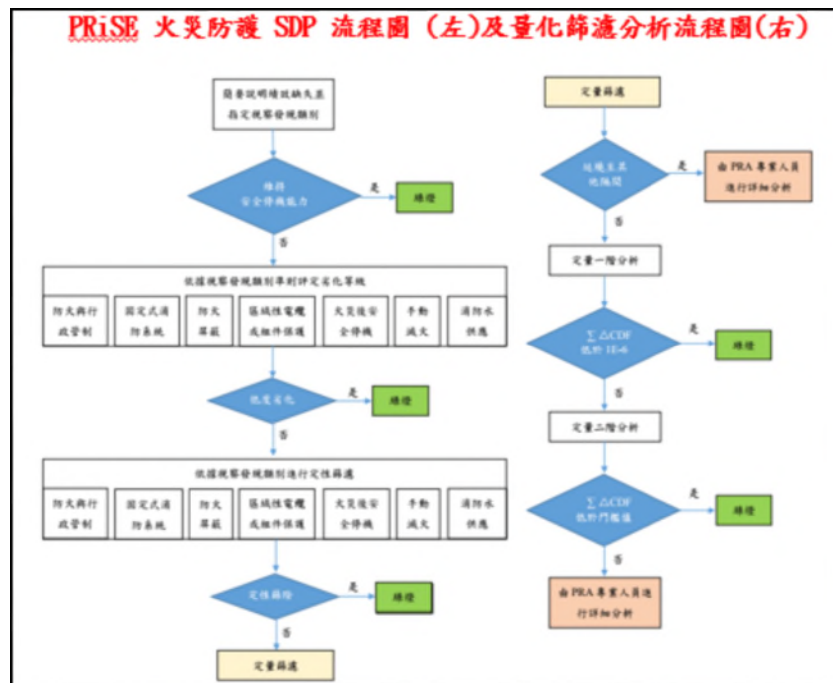
- (2) 完成有關維護風險評估與管理視察發現風險評估之流程，包括決定實際風險、決定風險赤字及評估風險管制作為等項目；相關成果整併入 SDP 視察工具中，將強化風險告知管制工具並擴大應用範圍。
- (3) 參考我國核電廠運轉實例及相關報告，建立肇始事件評估導引視察員之作法和數據設定。
- (4) 針對 PRiSE 工具，新增 IMC 0609 App.O 篩濾準則相關功能，包括事故緩解策略與用過核子燃料池參數監控相關視察發現之定性評估指引，並建立中文化界面，可利於駐廠視察員或分析者進行輸入或閱讀；相關計畫成果將可使原能會視察員由既有爐心燃料安全相關績效缺失評估能力，擴展至涵蓋日常維護作業與用過核子燃料池燃料安全之評估能力。
- (5) 關於 FLEX 各項改進措施，完成「核電廠廠外移動式救援措施風險有效性評估」報告，涵蓋 FLEX 個案分析、假設條件、採用參數及適用情況等內容，並參考斷然處置措施，藉靈敏度分析以評估相關措施於風險上的有效性，相關案例評估結果，可供未來制定 FLEX 相關管制作為之參考。

● 108 年：

- (1) 完成火災 SDP 視察工具軟體開發(以美國核管會 IMC 0609 附錄 F 為基礎)，並研析附錄 F 與其相關附件(請參閱圖二十九)，相關結果可做為管制作業之參考。
- (2) 針對核二廠及核三廠視察風險評估工具 PRiSE，持續提供相關功能之維護、及核安管制紅綠燈之各項視察評估所需之強化功能、模式或數據庫更新，並新增下列重要功能，包括：判定流

程功能、喪失外電傳輸線與肇始事件查詢表等。

- (3) 完成核能電廠除役期間安全評估，包括(a)提出核一廠除役過渡階段前期系統隔離安全視察查核表；(b)於核一廠除役過渡階段前期針對 IMC 0609 及相關附件予以檢視並提供其適用性；(c)針對核一廠除役過渡階段前期，進行其視察風險評估工具開發時程之規劃；(d)完成 App.O 定性評估指引(事故緩解策略與用過核子燃料池儀器)；(e)完成 App.L B.5.b 顯著性確立程序(SDP)。
- (4) 針對所使用之 IMC 0609 相關附錄，建立視察發現所對應之篩濾分析相關判定流程，乃採中英文並列方式予以呈現，有助於視察員使用及後續維護或更新。此外並蒐集美國核管會相關 SDP 實例及核電廠運轉經驗，供我國管制單位參考。
- (5) 完成 PRiSE 實作訓練課程，以精進管制人員 PRiSE 工具使用能力。包括 PRiSE 工具使用與操作手冊、和實際應用案例及實作等內容。

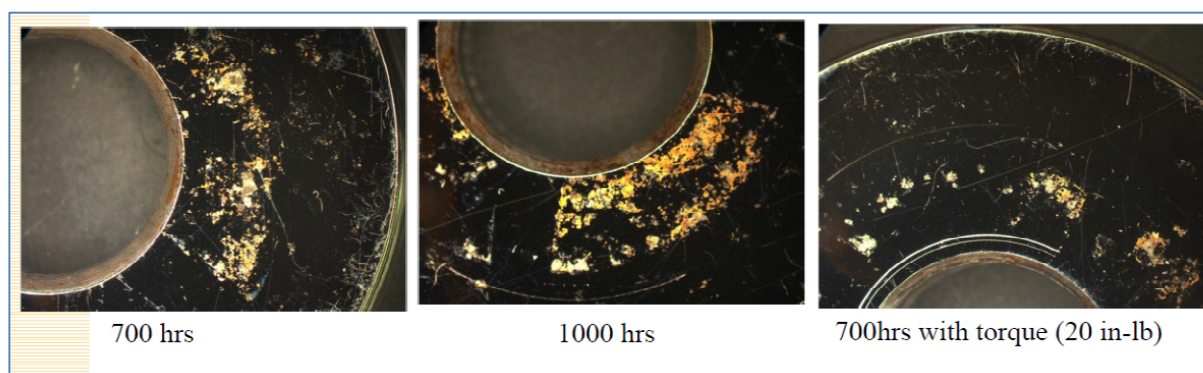


圖二十九 火災防護 SDP 流程圖

6. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

● 105 年：

本研究以鐵氟龍材料置於噴灑不同海鹽量之 SS304L 不銹鋼試片表面方式，造成間隙，探討有無間隙腐蝕環境對材料劣化之影響。並研究不同加工表面(光滑表面與粗糙表面)、鐵氟龍材料與不銹鋼接觸力大小，對間隙腐蝕之影響(請參閱圖三十)，對間隙腐蝕之成因機制及後續形成 SCC 裂縫能有清楚了解。



圖三十 經拋光後不同腐蝕時間之面積比較，圖右由於夾持力較大反而妨礙間隙腐蝕的嚴重性

● 106 年：

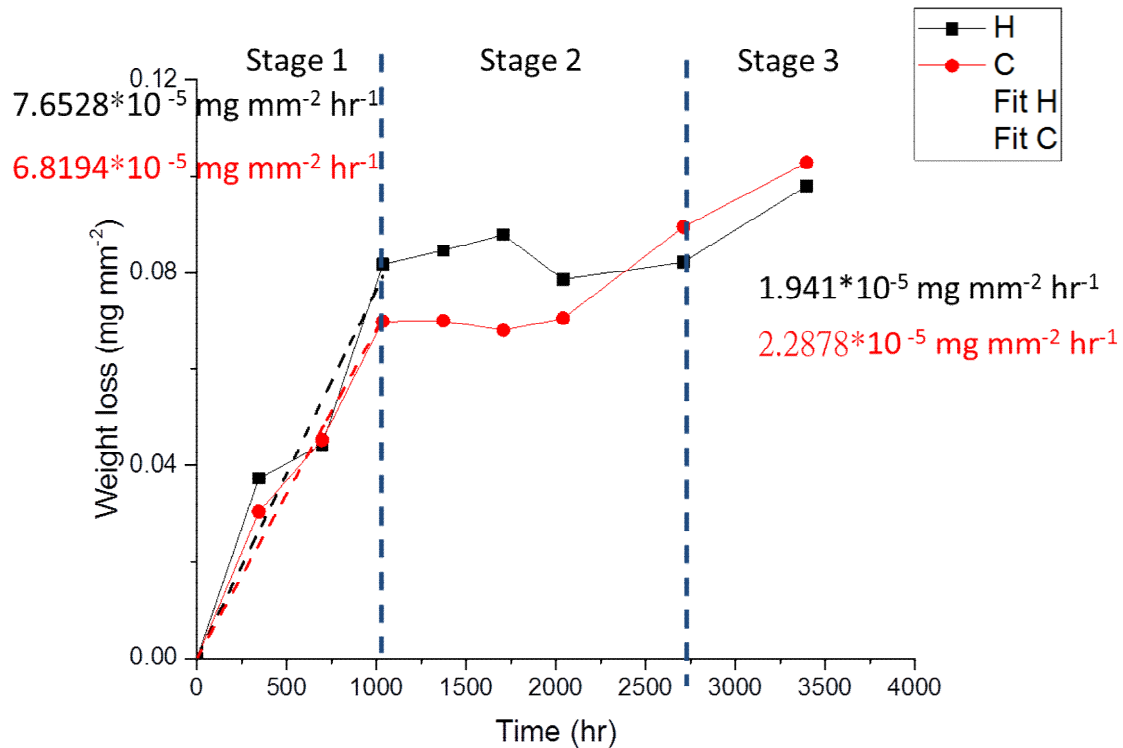
為探討 SS308L/SS304L 鐸道試件應力腐蝕裂縫生長速率之數據差異性，本研究自 SS308L 鐸道完成 CT 試片，在同一鐸道中由於熱傳方向不同，底層鐸道與上層鐸道會有不同的枝晶(Dendrite)方向，此枝晶方向若是與裂縫生長方向平行，則裂縫生長速率則較快，反之若接近垂直，則裂縫生長速率則較慢，甚至可能停止生長，由此研究可證實為何鐸道試件應力腐蝕裂縫生長速率之數據差異性，此結果有助於電廠材料影響肇因研判。

● 107 年：

完成冷作 Alloy 600 合金破裂阻抗實驗，研究結果發現冷作加工 Alloy 600 試片主要為沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)，但 20%、30% 冷作加工以上的試片會觀察到穿晶應力腐蝕龜裂(TGSCC)，造成穿晶應力腐蝕龜裂的主因為冷作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。本研究藉由 EBSD(Electron Backscattered Diffraction)中 GOS(Grain Orientation Spread)可證實應變量高的晶粒較易發生穿晶裂縫，顯示材料劣化與材料受到之負載歷程、環境關係密切，另外，晶界特徵會受冷作加工程度影響，形成雙晶的 $\Sigma 3$ ，有助於提升破裂阻抗；20%及 30% 冷作加工會增加高角度晶界(RHABs, Random High Angle Boundaries)，促使裂縫破裂阻抗降低，所以 SCC 裂縫生長速率受晶界特徵及殘留應變兩因素的影響。

● 108 年：

完成冷抽(C)與熱軋(H) A106B 鋼材於靜置水中之腐蝕研究(請參閱圖三十一)，初期水中溶氧較高，且鋼材尚未生成保護性氧化膜，腐蝕速率較快，約 1000 小時候水中溶氧變少，水中離子濃度漸增及 A106B 鋼材表面生成 Fe_3O_4 ，腐蝕速率銳減。此數據可作為電廠停止運轉後，水流呈現靜滯狀態下管路之腐蝕參考。



圖三十一 A106B 低合金鋼於靜滯水環境之腐蝕速率

7. 核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究

● 105 年：

本年度主要在核能組件製造材料之銲接強度對疲勞壽命影響議題進行探討，並在組件設備老化評估管理中，針對各種環境效應疲勞評估方法加以彙整研究，本計畫完成評估平台之建置(請參閱圖三十二)，其優點只需輸入溫度、溶氧量、硫含量及應變率參數，便可獲得金屬組件的環境疲勞累計使用因子(CUF)，此可供設計人員獨立且快速完成。

另一部分則完成 NUREG-2192 “Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal (SRP-SLR) Application” (核能電廠組件長效老化管理準審查計畫)研析，其主要為 NRC 及 EPRI 相關研究部門對於長時間運轉(60~80 年)下的電廠組件老劣化機制、老化評估方法及老化管理方案進行歸納整理而成，可作為管制核電廠老劣化問題時之重要參

考。

圖三十二 環境效應疲勞評估平台操作介面

● 106：

106 年度計畫主要完成國外核能電廠老化管理評估等相關議題探討，藉由彙整美國核管會所發布之法規、Regulatory Guide 及通知信函等瞭解在管制方面之最新發展，以及 EPRI、NUREG 和 IAEA 等機構出版之研究報告深入探討該議題之完整面；另參與國際合作研究計畫 (PARATRIDGE-2)，瞭解重要組件、管路之安全相關議題。

其次，依電廠設備系統如反應器冷卻水系統、特殊安全設施、輔助系統以及發電系統為分類，針對美國核管會近期審查核能電廠老化管理所發行之各廠安全評估報告(Safety Evaluation Report)，進行案例蒐集及最新研究方向之探討，並完成維護管理資料庫架構(請參閱圖三十三)，成果如下：

- (1) 在核能電廠安全級設備之環境驗證部分，完成工業標準及導則指引探討，引入 IEEE Standard 323(1974)用於核電廠 1E 等級設備(Class 1E Electrical Equipment)和接合介面(接頭)之驗證原則、

程序以及方式。

- (2) 在核電廠鑄造不銹鋼管路部分，參考 NUREG-2191 熱脆化 (Thermal embrittlement) 之老化顧慮程序等作業要求。若無法直接檢測到熱脆化的現象，必須以檢測管路上之裂紋瑕疵的方式來管理熱脆化老化效應，例如進行 EVT-1 或採用依據 Code Case N-824, Ultrasonic Examination of Cast Austenitic Piping Weld From the Outside Surface 內容之要求加以研判。

● 107：

本年度探討國內電廠在除役過渡階段前期之因應作為，以美國核管會出版之報告「Regulatory Analysis for Regulatory Basis: Regulatory Improvements for Power Reactors Transitioning to Decommissioning, NRC-2015-0070; RIN 3150-AJ59, January, 2018」為主要參考內容，並提出管制建議。



圖三十三 維護管理資料庫架構規劃

● 108：

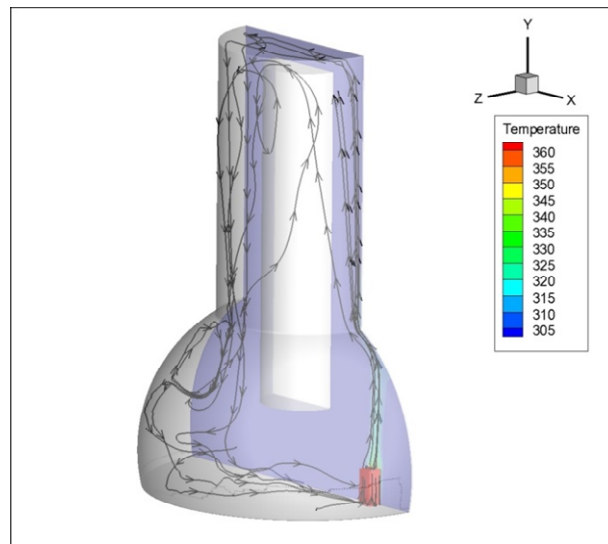
本計畫透過蒐集國際除役相關經驗之方式，達成預定研究目標，主要成果如下：

- (1) 探討義大利 Trino 壓水式及 Caorso 沸水式核電廠除役情形，該

兩廠雖提早停止運轉(運轉執照尚未屆滿)，但停機期間爐心仍存置燃料一段時期。此外，亦研析美國 SONGS 電廠除役規畫程序需要的資料，供管制單位參考。

- (2) 在除役期間消防法規研究方面，以美國核管會發布之導則指引 RG1.191 以及日本「JEAG4103-2009 原子力発電所の火災防護管理指針」為主軸，完成核能電廠除役期間有關消防安全設備替代性原則研析，並提出核能發電廠除役期間火災風險因子分析原則，提供未來除役期間消防安全管制之參考。
- (3) 在地下埋管維護部分，研析美國核管會報告有關風險告知(Risk-Informed)之方法評估地下埋管之腐蝕損傷，若產生較嚴重的管路薄化現象，也仍然會維持管路完整性。因地下埋管的腐蝕是局部的，最早都是由塗層局部區域的損傷，故所導致的劣化亦是局部性的，故從結構完整性的觀點來看，局部腐蝕效應較管路薄化的影響為低，根據運轉經驗與評估的結果是一致的，這些安全相關的地下埋管的劣化，應不會影響結構之功能性或完整性，研究成果可供管制地下埋管時參考。
- (4) 此外，在核設施之地下水含氫監測部分，以美國為例，部分管路於運轉時以維護管理方案實施監測，進入除役過渡階段後雖可能已阻斷隔絕，但為避免管內仍有淤滯導致洩漏情況，遂須維持其結構完整性。目前已完成 Pilgrim 電廠的 PDSAR 以及該電廠對地下水氫洩漏的案例研討，供管制單位參考。
- (5) 針對 BWR-4 電廠，探討反應器廠房一次圍阻體內氣流與溫度效應的影響(請參閱圖三十四)，參考 IAEA 對於除役期間留用設備維護管理之原則，假設除役階段留用機具作動下，其所產生

之熱源造成內部氣流的變化，粉塵可能造成留用設備之電纜線路絕緣不足的問題，研究結果提出可能累積粉塵之渦流位置，供管制單位參考。



圖三十四 一次圍阻體內機具溫度對內部氣流之影響(觀察渦流位置)

- (6) 在除役期間過渡階段的維護管理策略方面，對於留用設備檢測頻率已完成世界先進國家在除役作業前之 Care & Maintenance (C&M) 階段作為之彙整；在該報告中，強調監測、檢測與必要測試是必須維持的，而歐洲五個國家(法國、德國、英國、義大利及西班牙)在除役期間對核電廠之監控、檢測及維護 (Monitoring, Inspection and Maintenance) 策略皆要求無洩漏情況之發生，同時亦對電廠在溫度、濕度及主要圍阻體內維持負壓視為主要監控參數，空調及空氣過濾亦必須維持正常功能。
- (7) 在除役過渡階段管制視察方面，參考經濟合作暨發展組織核能署(OECD/CNRA)舉辦之視察經驗工作坊(WGIP)，彙整各國除役電廠於除役過渡階段的視察經驗，包含：視察架構、視察範圍、視察方案、組織管理等，說明電廠從運轉時期進入除役過渡階段的管制視察變革，並提出建議，可作為我國於除役過渡

階段視察的參考。經統計整理後，各會員國於除役過渡階段各視察項目中，相對於運轉階段之視察範圍與投入人力之變化情形請參閱表四。

表四 OECD 管制單位於除役過渡階段視察範圍及投入人力比較表

視察範圍及投入人力變化 (與運轉階段比較)	視察項目	備註
增加趨勢	業主與利益關係團體互動	此統計表為 14 個會員國所作之問卷調查之統計結果，各視察項目採眾位數結果代表變化情形。
	組織管理	
	人員及承包商資格	
	財務資源	
大致不變	異物控制	
	改正行動方案	
	環境議題	
	永久性與暫時性修改修改案	
	消防	
	廠務清潔	
	承包商管理	
	工安(人員安全)	
減少趨勢	設備驗證(EQ)	
	營運期間檢驗(ISI)	
	維護作業	
	設計基準視察	
	緊急應變	

(8) 研析國際除役經驗報告，包括美國核電廠除役過渡階段，及 Rancho Seco 核電廠於安全貯存階段所使用的洩水及斷電等隔離措施、德國-Mülheim-Kärlich 核電廠及西班牙-José Cabrera 核電廠等，參酌各國於除役過渡階段所使用的系統調整策略及拆除準備措施，探討我國核能電廠除役過渡階段的適用性，並參考 NRC 視察措施，建立除役過渡階段的視察管制技術。

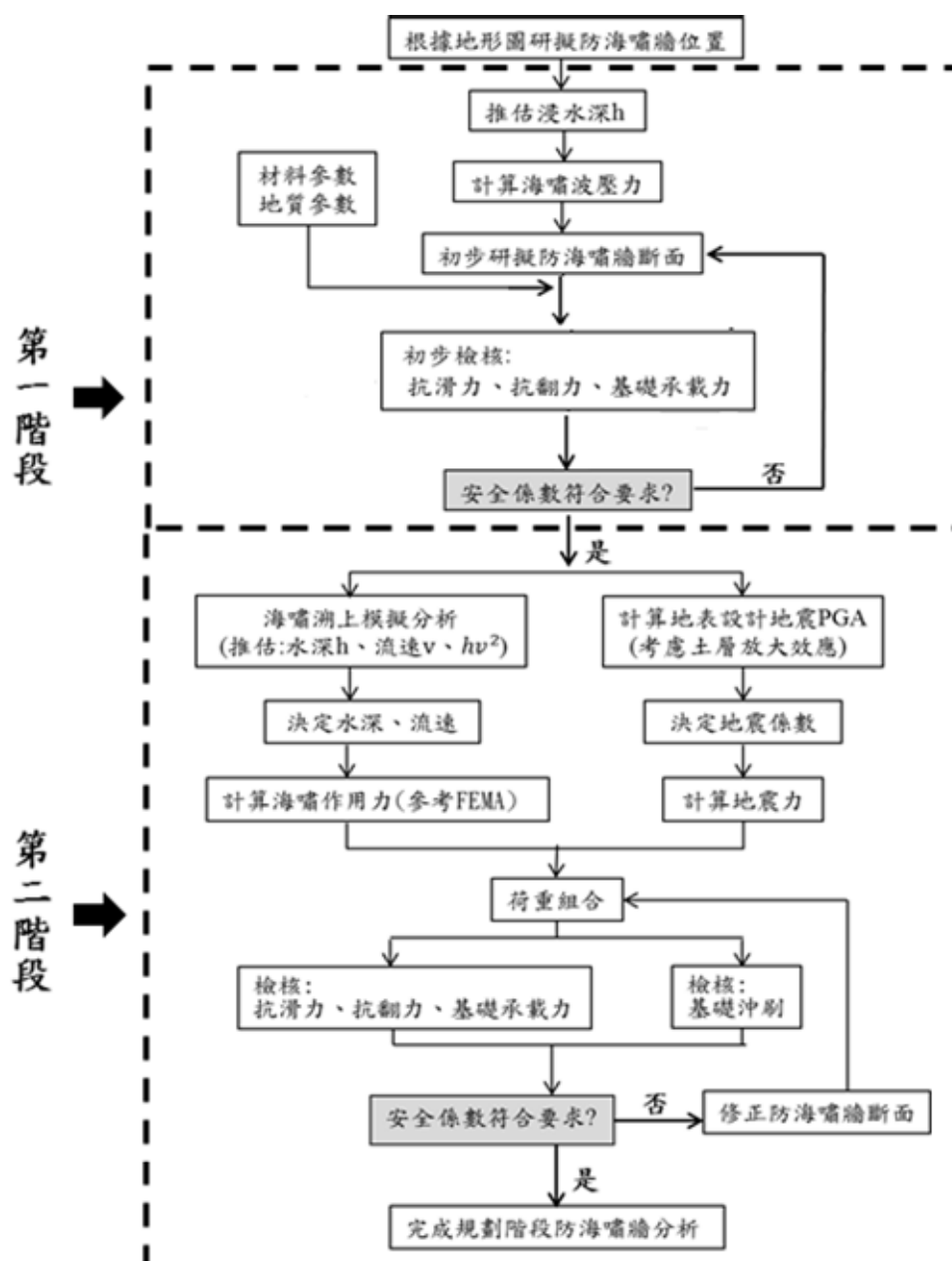
- (9) 研析國際核能電廠於除役階段大型組件拆除技術的選擇及評估方式，提出拆除作業通風系統規劃之氣流方向應考量：(1)清潔且無輻射的區域流向輻射污染區；(2)低輻射低污染的區域流向高輻射高污染的區域；(3)確保空氣流動所流經為連續區域。並研析西班牙 Vandellós-1 核電廠及我國台灣研究用反應器(TRR)拆解經驗，探討應用於我國核電廠廠房拆除作業計畫導則(草案)之適用性，研究成果提供管制參考。
- (10)進行核電廠除役技術彙整及分類，更新並擴充國內除役相關研究計畫及國際除役相關出版品資料，作為我國管制單位除役視察，及未來拆除計畫審查的參考。

8. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

● 105 年：

- (1) 分別以所有測站數據和台灣測站數據對 NGA-West2 GMPE 和其標準差進行偏差量的解析和探討，研讀 SPRA 元件耐震度曲線和 PFDHA 的相關文獻和模式。綜整 SPRA 元件耐震度分析之方法與原理，並以供水泵範例說明耐震度分析之方法。
- (2) 將海底山崩崩塌土體視為剛體，並考慮崩塌土體與周圍海水的雙向耦合交互作用，建立台灣北部近岸海底山崩基於崩塌土體為剛體的三維紊流數值模擬能力，評估核電廠防海嘯設計水位+6公尺的適切性(請參閱圖三十五)；並研究以二維淺水波方程模式以及三維耦合模式模擬核三廠於海溝型海嘯侵襲下的溯升及溢淹。本研究提出以增加斷層滑移量的方式放大海溝型海嘯之地震矩規模，成功分別模擬出能滿足三座核電廠(核一/二/三廠)達設計海嘯+6米的情境條件，進一步探討核三廠受海溝型海嘯波侵襲時導致的最大溯升高和溢淹範圍之結果受曼寧係數

之影響，結果顯示應將曼寧係數對於模擬溢淹結果之影響列入未來審查相關議題的重點之一；探討並整理 FEMA P646 之海嘯作用力、ASCE-7(2013)之容許應力法與極限設計法對於不同海嘯（洪水）風險區之載重組合設計、以及日本津波避難ビル等の構造上の要件の解説(2013)對於海嘯沖刷之防範。

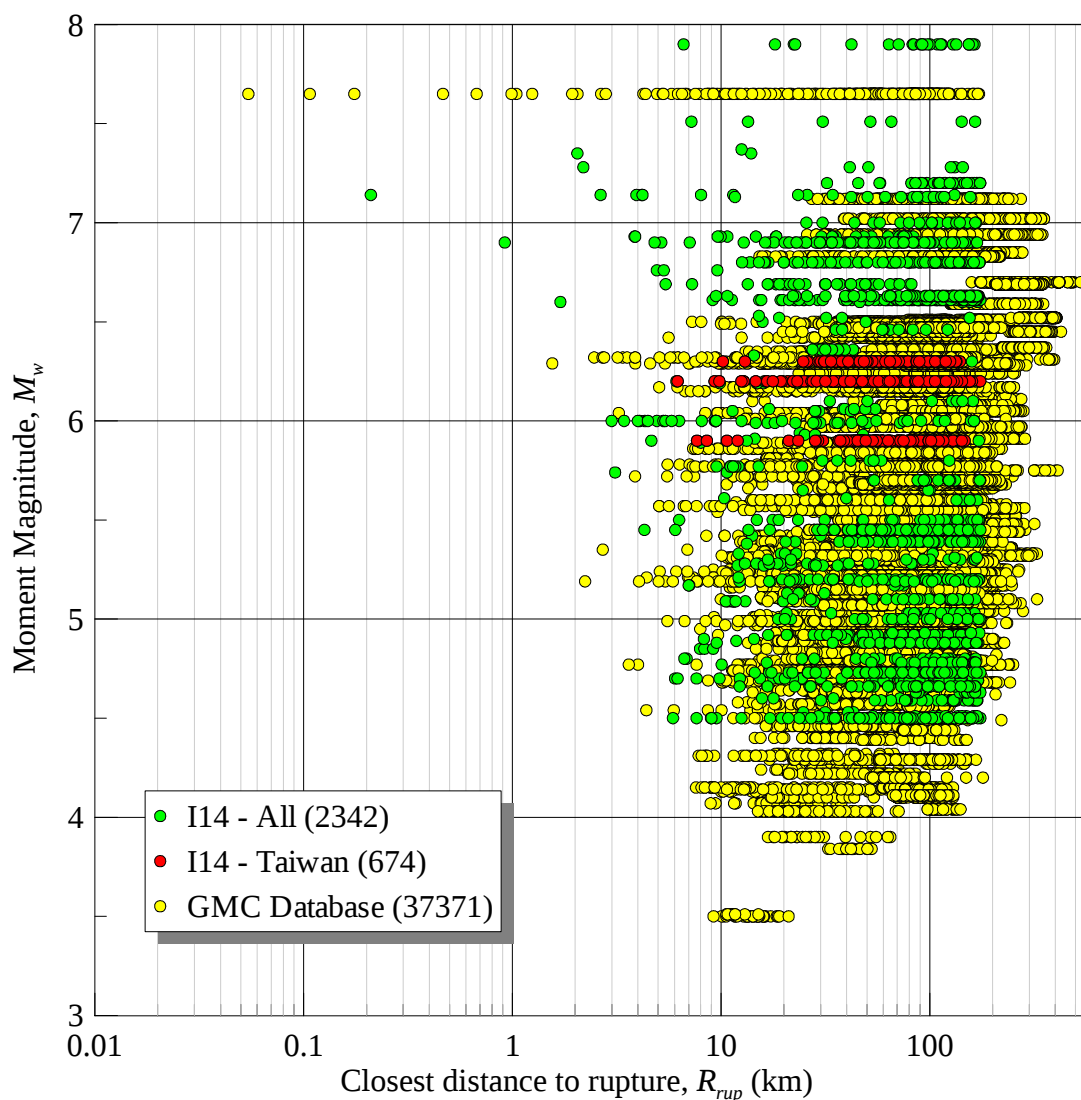


圖三十五 海嘯牆規劃階段之設計流程

- (3) 研析 2007 年日本柏崎刈羽核能發電廠以及 2011 年美國 North Anna 核能發電廠歷經超越安全停機地震(SSE)之重起動經驗。針對重起動所需之結構分析評估規範、重起動前之安全檢核及分析流程與重啟動之地震安全分析關鍵技術進行探討。

● 106 年：

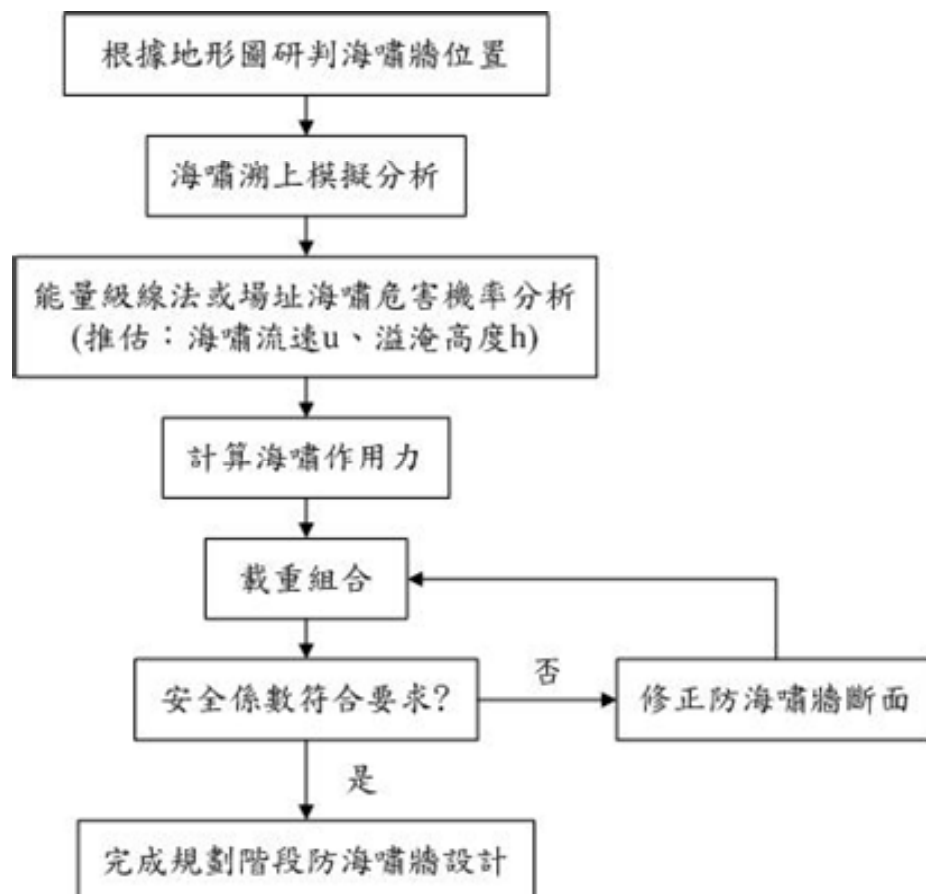
- (1) 分析我國地震目錄資料庫，探討濾除餘震是否助於滿足震源時空分佈的假設及探討 NGA-West2 I14 GMPE 的適用性，請參閱圖三十六。完成 SMA 與 CDFM(Conservative Deterministic Failure Margin)之綜整，詳述 CDFM 之關鍵公式與參數，並以範例說明 CDFM 法推求 HCLPF(High Confidence Low Probability Failure)耐震容量值，再與 FA(Fragility Analysis)機率參數建議值所推求之 HCLPF 耐震容量值進行比較。



圖三十六 各強地動資料規模與距離之散佈圖（圖例括號顯示資料筆數）

(2) 將海底山崩崩塌土體視為單相流變流體，並考慮崩塌土體與周圍海水的雙向耦合交互作用。建立台灣北部近岸海底山崩基於崩塌土體為流變流體的三維紊流數值模擬能力，評估核電廠防海嘯設計水位+6 公尺的適切性；研究以二維淺水波方程模式以及三維耦合模式模擬核三廠於設計海嘯+6 公尺之海溝型海嘯侵襲下的溯升、溢淹和防海嘯牆所受之水動力載重。分析結果顯示，廠區的溢淹面積可以作為判斷該情境是否滿足設計+6 公尺的一種方式，並且在計算防海嘯牆作用力時，模式在流速及水深之取樣頻率應達到 0.5 Hz 以上。除此之外，摩擦係數

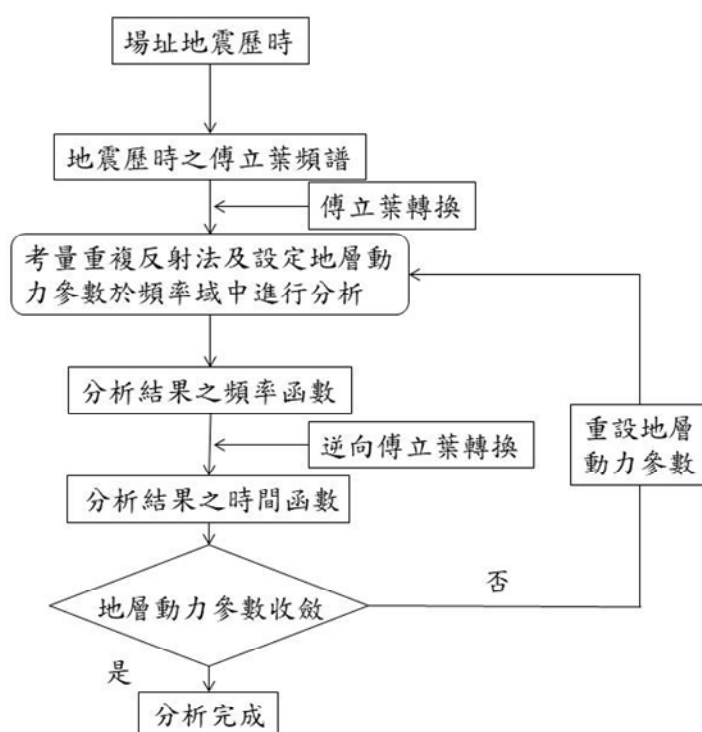
在近岸對海嘯波高度的影響相對較為顯著，除了影響海嘯波作用於防海嘯牆上的水動力大小之外，亦會影響最大作用力發生的時間點。另一方面，研究透過增加斷層滑移量的方式，藉以模擬更大危害的海嘯溢淹情境。結果顯示，將馬尼拉海溝 T02 情境之地震矩規模放大 3.7 倍時，可達到模擬海嘯之溢淹情境；歸納 ASCE7-16 在新增海嘯作用力與效應的章節中，海嘯作用下需考量之作用力及相關載重組合，並與規範 FEMA P646(2012) 及防波堤耐海嘯設計指南(2013)進行比較，統整海嘯牆設計考量重點。



圖三十七 ASCE7-16 結構設計流程

(3) 完成日本 KKNPP 與美國 NAPS 核電廠重起動各階段之詳細評

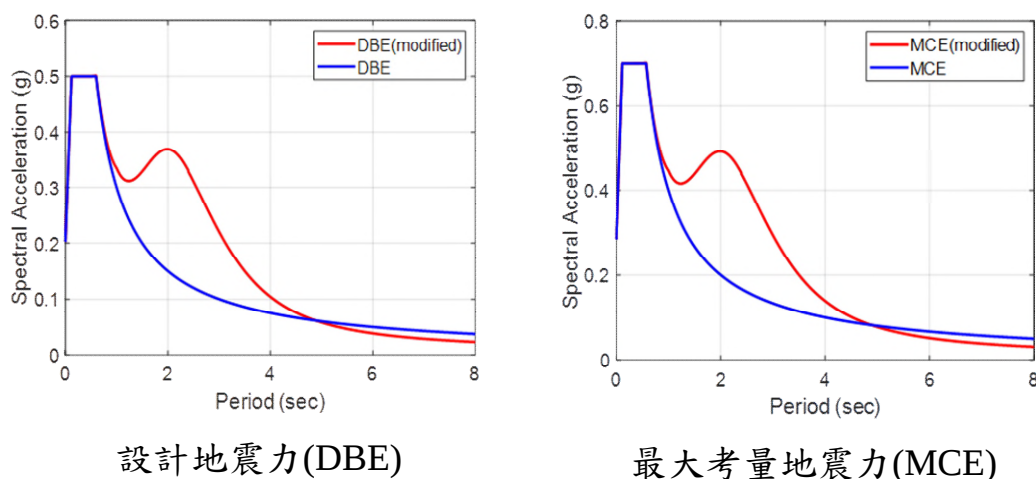
估與管制技術經驗之剖析，並比較兩國重起動評估導則之異同；針對核能發電廠耐震安全評估與設計考量土壤結構互制效應 (SSI) 進行文獻蒐集，討論各分析方法與相關程式其發展背景、應用性與優劣，並以日本柏崎刈羽核能發電廠歷經中越沖地震 (NCO) 的檢討經驗作為借鏡，探討國內核電廠受震安全評估分析；搜集核一/二/三廠第三次十年整體安全評估審查報告，並針對圍阻體之結構特性進行了解；初步研讀核三廠第三次十年整體安全評估審查報告，並搜集第三次十年整體安全評估之耐震安全評估原始報告；核三廠於 2010 年完成結構識別系統之建置工作，並以幾次收錄之地震進行結構自然頻率與阻尼的識別比對；持續搜集研讀核三廠圍阻體結構分析模型相關資料，及耐震安全監測分析相關報告，並搜集相關技術文獻資料，以利後續評估傳統集中質量模型之適用性和精進模型之正確性。



圖三十八 SHAKE 分析流程

● 107 年：

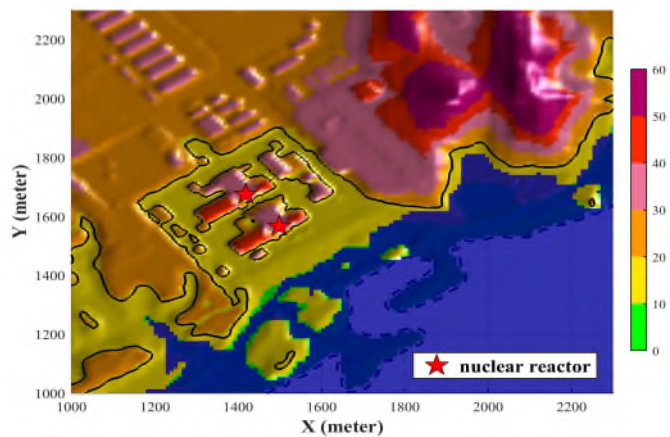
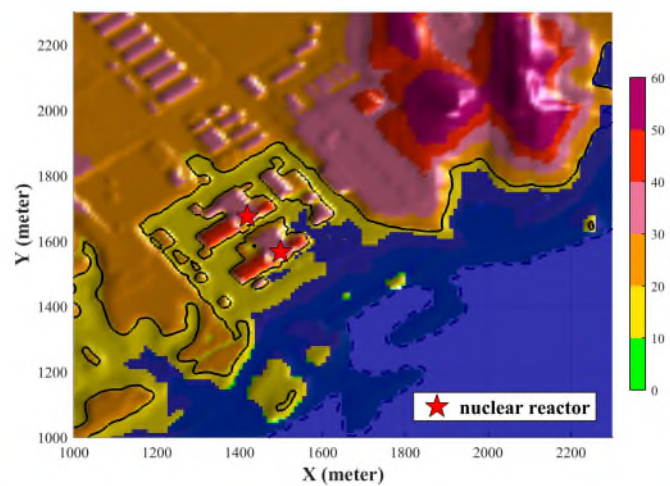
- (1) 完成 PEER 報告(2010/106) Test Set 1 標竿案例的數值驗證及確認；並根據 NIST(2011)所建議之窄頻模型，提出含近斷層震波效應之反應譜調整方法及流程，再實際應用於我國三座核電廠所在場址，以比較調整前後之反應譜差異。

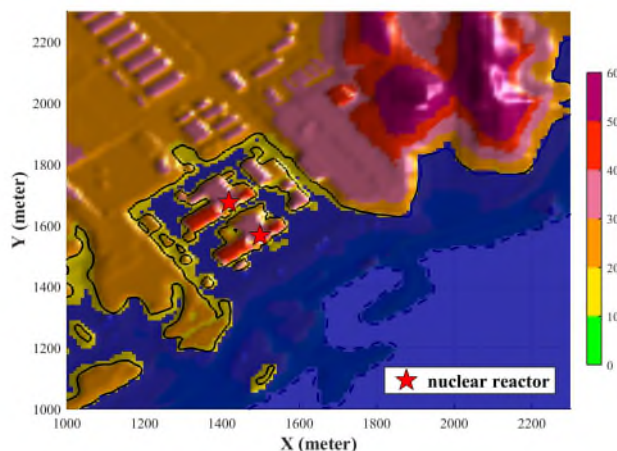


圖三十九 恆春場址設計震譜和調整後近斷層反應譜之比較

- (2) 將海底山崩崩塌土體視為單組份顆粒材料，並考慮崩塌顆粒材料與周圍海水的雙向耦合交互作用。建立台灣北部近岸海底山崩基於崩塌土體為顆粒材料的三維紊流數值模擬能力，評估核電廠防海嘯設計水位+6 公尺的適切性；研究以二維淺水波方程模式進行一組海嘯情境下，海底崩移物之初始加速度對於海嘯波高及其造成之溢淹的敏感度分析。結果顯示，初始加速度越大，造成之海嘯波高越大，但增加幅度有限，並存在空間上的差異。除此之外，透過模擬分析台灣南部海域之海底山崩潛勢區對於核三廠之研究發現三組具較大危害度之情境造成之海嘯對於廠區之危害不大。另一方面，研究透過放大崩移物厚度的方式，藉以模擬更大危害的海嘯溢淹情境。結果顯示，將情

境 LS3 之崩移物厚度增為原本之 7.1 倍時，可達到設計海嘯 + 6 公尺之溢淹情境；統整最新日本文件「防波堤の耐津波設計ガイドライン(港灣局 2015 修訂)」、「津波を考慮した胸壁の設計の考え方(2015 港灣局防災課)」之非溢流波浪力，制定海嘯牆規劃階段設計流程並與 ASCE7-16、FEMA P646(2012)及防波堤の耐津波設計ガイドライン中關於海嘯牆設計考量重點之內容進行比較。



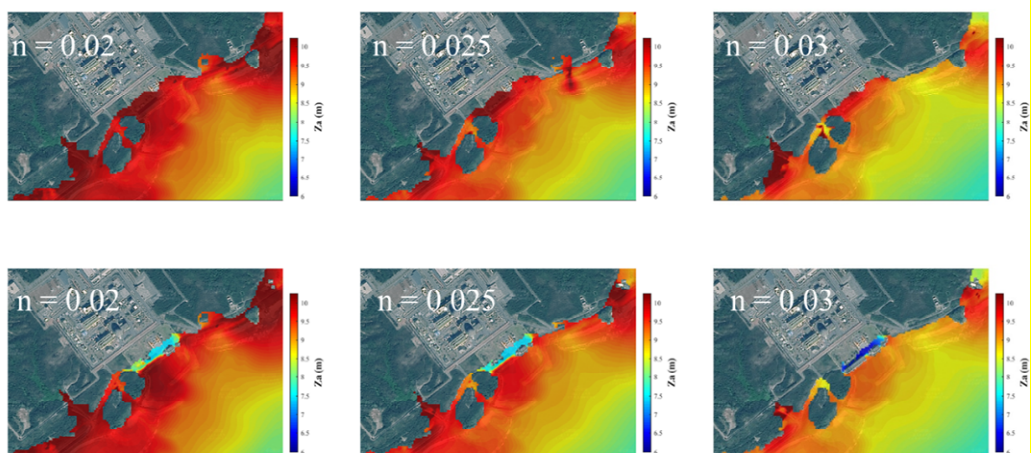


圖四十 不同海底山崩 LS1、LS2 和 LS3(崩移物厚度分別為原始厚度之 4.0 倍、3.3 倍、7.1 倍)引發海嘯造成核三廠之溢淹溯升
(黑色實線為設計海嘯+6 米之高程)

- (3) 在核電廠重起動分析方面，完成 ANSI/ANS-2.2-2016、ANSI/ANS-2.23-2016、JANTI 和 IAEA 有關核電廠結構健康檢測之研析，並詳細比對 ANSI/ANS-2.23-2016 與 EPRI 3002005284，探討地震量測儀器規範與非破壞檢測技術；蒐集核能發電廠鋼筋混凝土結構健康診斷相關文獻，以協助評估鋼筋混凝土結構之最大容許裂縫寬度。彙整核電廠經歷超越設計地震後，鋼筋混凝土構件裂縫寬度的評估標準與流程；參考核二/三廠的第三次十年整體安全評估報告，針對圍阻體結構已進行的健康診斷成果，自行完成遞迴性最小平方法識別方法理論推導，並成進行識別程式之撰寫與偵錯，同時完成遞迴性最小平方法識別方法相關參數研究。並配合「核能電廠地震監測系統規劃與佈置研究報告」管制審查案，根據台電公司提供核三廠於 2010/11/12、2011/08/31 歷史地震事件之量測資料，進行與第三次十年整體安全評估報告內容初步平行驗證，完成結構健康診斷之審查要點與接受準則建議。

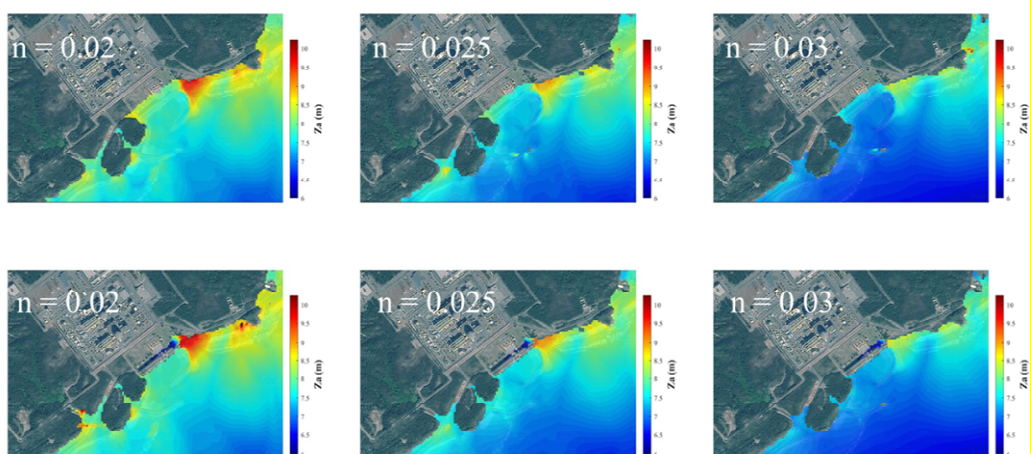
● 108 年：

- (1) 完成 PEER 報告(2018/03)三套測試案例庫的 PSHA 數值結果驗證，並對業主所提核三廠 PFDHA 總結報告提出管制要點。
- (2) 整理 EPRI 有關核電廠 SPRA 耐震度分析的技術要項，並針對反應爐輔助建物之剪力牆，檢核台電公司之耐震度分析案例，並與 SPRA 之耐震度分標準流程進行比較。
- (3) 在核三廠之海嘯數值模型方面，放大規模之海底山崩情境(LS1 和 LS3)中，防海嘯牆作用力分析結果顯示三維耦合模式所計算的受力大於二維淺水波方程模式以 FEMA P646(2012)之結果。可能是由於三維耦合模式考慮了防海嘯牆的影響，且三維耦合模式對於地形之影響和水動力行為之描述比二維水深積分模式更為真實。另一方面，此與本案於 106 年計畫探討海溝型海嘯所得之結果不同，故可能亦與海嘯源類型、海嘯初始位置和波傳過程等因素有關。模擬分析最新馬尼拉海溝情境參數之結果顯示，最新馬尼拉海溝情境之參數比原始參數更為保守。此外，最新之參數未達設計海嘯高度。比較 108 年 3 月台電簡報之海底山崩情境與原始之 LS1、LS2 和 LS3 的結果顯示，後者之情境較為保守，但未達設計海嘯高度。



圖四十一 T02 情境下考慮不同曼寧係數及有無廠區建物之最大水位分布

(上排為無建物，下排為有建物)



圖四十二 T03 情境下考慮不同曼寧係數及有無廠區建物之最大水位分布

(上排為無建物，下排為有建物)

- (4) 在探討海底大規模山崩或坡體滑移引發之海嘯方面，將海底山崩崩塌土體視為單相流變流體，並考慮崩塌土體與周圍海水的雙向耦合交互作用。基於歷史紀錄與調查報告，針對台灣北部近岸三個可能發生海底山崩地點，建立海底山崩基於崩塌土體為單相流變流體的混合二維三維海嘯傳播數值模擬能力。改變崩塌土體體積，評估核一/二/四廠防海嘯設計水位加 6 公尺的

適切性，以及當海嘯傳播至核電廠區時，海嘯之淹溢範圍。

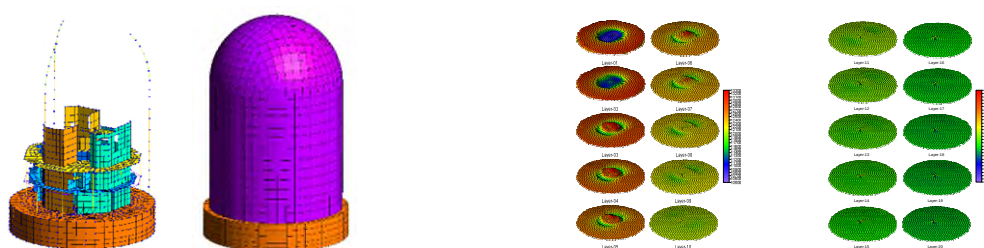
- (5) 蒐集海嘯牆初步設計資料進行靜力分析，依 ASCE 7-16(American Society Of Civil Engineers)之公式，進行漂流殘骸衝擊力模擬分析，此外採用國內外現行規範，如蓄水與引水篇、JEAG 4601-1987 及 ASCE 7-16，所提供之載重組合、慣性力靜力係數及海嘯作用力對核一/二/三廠進行穩定性評估並加以比較及探討。
- (6) 在核電廠重起動研究方面，以 1997 年 US NRC 之 RG1.166 及 RG 1.167 為架構藍本，完成核電廠承受超越設計地震後重起動導則草案。並針對美日兩國核電廠重起動經驗之結構健康診斷彙整相關技術內涵，包括對於日本柏崎刈羽核電廠之 SSE 震後重啟動經驗及其所使用的相關技術，檢討三維有限元素分析模型與集中質量有限元素分析模型之模擬結果差異性，並探討不同重要分析參數對柏崎刈羽核電廠地震安全分析結果之影響。及對於美國北安娜核電廠歷經維吉尼亞地震進行分析探討並彙整其重啟動前全面性評估檢查，驗證核電廠設計規範具有足夠意外事故與抗震承載能力，使核電廠有足夠安全餘裕快速重啟動。
- (7) 在核電廠圍阻體結構健康診斷方面，針對台電公司提供之地震事件原始資料進行詳細剖析，提出適當的頻道訊號篩選機制，進行結構健康檢測，並建議圍阻體健康監測與診斷流程供管制參考。

9. 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

● 105 年：

鑑於近期國際上有關核電廠土壤結構互制分析 (SSI) 傾向於以

SASSI 程式在頻率域執行，取代 1980 年代之時域分析，本計畫建置客製化 SASSI 程式，重建核三廠圍阻體廠房分析模型後並使用上述程式進行分析，另以此基準進行土壤二次非線性對 SSI 之影響研究，此分析模型可重複應用於未來執行核安審查管制時對地震安全分析報告的驗證，而研究結果顯示無論水平向或垂直向，若土壤的土質夠堅硬如核電廠基岩，土壤近域非線性效應對 SSI 分析結果之影響微小，就國內核電廠廠址相關地震安全分析可不予考慮。



圖四十三 左:圍阻體分析模型

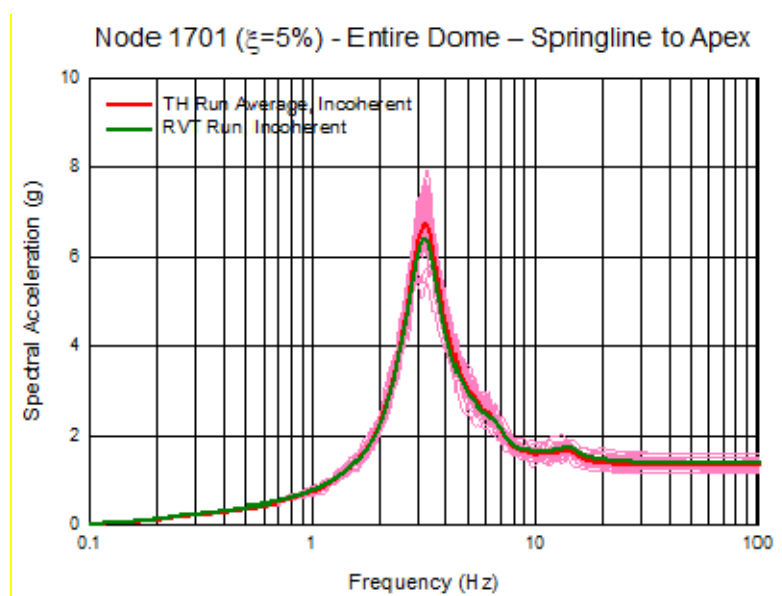
右:二次非線性效應下各土層剪力模數

● 106 年：

在美國核管會於 2007 年後要求核電廠有關 SSI 需考慮 Incoherency 地震效應之背景下，重新建構核二廠輔機廠房及圍阻體分析模型並重行分析，進行核二廠反應器與輔機廠房在非同步(Incoherency)設計地震下之反應分析研究，以了解 Incoherency 效應對核二廠結構安全評估之影響。由於核二廠之輸入地震為 1952 年 Taft 地震修改後之人造地震，主要頻率內涵大部份在 20Hz 以下，研究結果無論水平向及垂直向 Incoherency 效應皆不明顯，但仍稍影響輔機廠房及反應器廠房水平向和垂直向之中高頻反應，若改以高頻之地震歷時輸入模型，Incoherency 效應就比較顯著。故建議未來相關核電廠之 SSI 分析必須考慮廠房間之互制效應及 Incoherency 效應，尤其是地震歷時輸入具中高頻反應之狀況。

● 107 年：

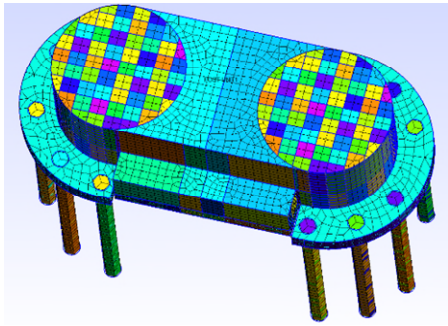
增建核三廠輔機/控制廠房模型，並與 105 年度建立之圍阻體模型合併，重新分析並做鄰近廠房效應對 SSI 分析之影響研究，此外，同時進行隨機振動理論(RVT)應用於 SSI 之研究，請參閱圖四十四。研究結果顯示 RVT 方法的結果略高於歷時分析結果的平均值，在靠近地表的高頻部分稍為顯著，整體而言分析的結果非常接近。



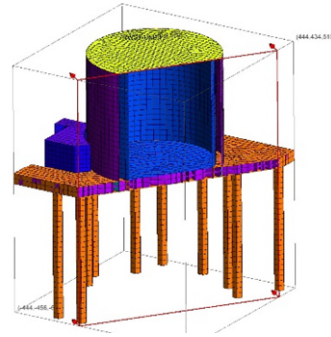
圖四十四 圍阻體頂點水平向反應譜分析結果比較

● 108：

- (1) 因應福島事件後之評估與改善，核三廠對安全相關桶槽 RWST 等在其周圍加裝地樁，強化抵抗超越設計地震(RLE)之水平地震力。為使計畫發展之分析工具所評估的範圍能包含新裝設之地樁，增加 Inter-Pile、Sectional Pile 元素，並針對燃油及更換燃料水貯存槽重建含地樁分析模型，以 RLE 地震力進行土壤結構互制分析，請參閱圖四十五，驗證 RWST 及 FOST 桶槽周圍加地樁可抵抗 RLE 地震力。



圖四十五 圖左:燃油貯存槽分析模型



圖右:更換燃料水儲存槽模型

- (2) 完成彙整歷年土壤結構互制分析執行經驗與因應國際上有關 SSI 主題所進行之研究成果(土壤二次非線性、非同步地震、隨機震動理論),彙編成「核電廠土壤結構互制分析(SSI)標準作業」技術手冊,可提供審查地震安全分析報告之參考。

三、經濟效益(經濟產業促進)

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,與科研成果產學合作、技術移轉、諮詢輔導及商業應用較無明顯關聯性。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

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,可提升核能於我國之安全使用,進而提升國民社會福祉。

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. 本計畫為四年期計畫最後一年,前三期已與學術單位建立良好之交流合作機制,建立 3 個專業技術團隊,今年度亦持續深化交流合作,持續在核能電廠爐心熱水流、地震及材料腐蝕方面深耕,除有助於人才培育,深化國內基礎科學之研究發展外,並可即時提供管制機關所需之技術支援,強化管制技術能力;同時傳承經驗與智慧,對

於核能領域人才斷層的銜接具有意義。

2. 透過台美合作，有助於兩方分析管制技術經驗之交流，並且透過程式使用之經驗回饋，有助於分析程式精進與發展，以及取得最新版之熱水流分析程式模組，強化管制技術之能量。每年提交NUREG/IA 技術報告供美國核管會及參與交流的各會員國參考，展現台灣在核能安全管理與分析技術上之動態與進展。

貳、檢討與展望

本計畫為 4 年期(105~108 年度)中程計畫最後一年，計畫成果包含核能電廠機械材料管制研究、核能電廠地震反應與土木結構安全分析等，並蒐集彙整福島事故後各國採行核安管制之技術與經驗，精進我國核能電廠安全管制與後福島管制技術。另外本計畫也針對除役期間燃料仍存放於反應爐內之過渡階段及除役安全管制技術相關議題，以及參考國外核電廠除役關切事項等納入研究計畫範疇進行評估。經檢視本計畫執行成果均符合原訂目標，對於部分研究可精進之項目，敘述如下。

1. 除役期間為維持設施安全，相關系統設備仍須持續運轉，其中用過燃料池冷卻系統仍依照技術規範要求執行定期測試和維護冷卻水質亦須符合要求。在本計畫已針對機組進入除役階段而爐心仍存置燃料一段時期之國際案例進行蒐集及研析(如義大利 Trino 壓水式及 Caorso 沸水式核電廠除役情形)，考量對於濕式用過燃料貯存池微生物生成情形，仍可進一步探討。故在下期計畫(自 109 年起)已規劃針對國際對於濕式用過燃料貯存池微生物生成情形進行相關研究，探討在何種環境條件下微生物生成之可能原因，以作為我國管制參考。
2. 在核能電廠除役期間火災防護部分，本期計畫已完成核能電廠除役期間有關消防安全設備替代性原則研析，並提出核能發電廠除役期間火災風險因子分析原則，考量除役期間可能因廠區設備停用、部分運轉或配置變更，而產生原消防區域變更，在下期計畫(自 109 年起)已規劃針對前述因廠區設備停用、部分運轉或配置變更，進行消防危害因子研究，以增進除役期間消防安全性。
3. 在核能電廠鄰近區域之海嘯模擬部分，本期計畫已完成崩塌土體與

- 周圍海水的雙向耦合交互作用模擬分析，以及模擬我國核能電廠鄰近區域海嘯之溢淹情境。有鑑於風險告知已經成為管制趨勢，且為因應未來管制案之需求，下期計畫之規劃重點項目為機率式海嘯評估方法與技術研析，包括：(a)機率式海嘯波傳模式研析，(b)隱沒帶海嘯源機率模式研析，(c)山崩海嘯源機率模式研析與可行性評估等。
4. 有關核電廠耐震分析技術研究方面，本期計畫已經陸續完成各廠之重要廠房結構有限元素分析模型之建構，並以柔性體積法分析廠房樓層於土壤結構互制下之受震反應，且探討非同步地震之影響。考量國際上地震分析方法日益精進，且因應未來 SSHAC Level 3 PSHA 計畫完成後之後續多項管制案需求，下期計畫將規劃以下重點項目：(1)新一代地盤反應分析管制技術研析，包括：參考岩盤輸入地震之產生程序、土層材料模式參數取得與不確定性考量之研究等。(2)新一代土壤與結構互制管制技術研析，(3)核電廠結構/設備耐震評估審查技術精進，包括：快速耐震評估程序 ESEP、NEI 12-06 附錄 H 及 EPRI 燃料池評估程序驗證等。
 5. 在核能電廠異質銲接件研究部分，雖計畫曾執行異質銲接的銲件，但僅使用 X-ray 的檢測方法進行殘留應力的分析比對，故未來可發展異質金屬於殘留應力的鑽孔或光彈法實驗量測與數值分析的準確性評估，以確認 X-ray 量測與數值計算的精準度。另可持續發展先進量測技術，如光纖光柵感測器與數位影像相關法用於銲接之熱變形與殘留應力量測，前者具有耐高溫且可同時量測機械應變與溫度特性的極細微感測元件，後者具有影像處理全域應力應變的多資訊能力，可結合本計畫已執行的技術與經驗持續發展。
 6. 對於異質平板圓管厚件、或銲接與覆銲的人工缺陷之超音波檢測部分，目前已可藉由過去數年度發展之陣列式超音波技術進行量測，

而可能存在之檢測盲區也由今年的覆鋁階梯試件的製作與超音波量測得以建立相關的資料庫，建議可持續進行技術精進以強化對於檢測盲區的了解，增加檢測之準確性。

7. 本年度進行的覆鋁階梯件也經由不同厚度與不同超音波入射角的檢測過程，以及試件切片觀察材料微結構方向性的研究，獲知鋁接材料異向性影響超音波波速與偏折特性的成果，建議可於超音波模擬分析上持續發展此技術，嘗試解決盲區的檢測問題。

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四年，計畫擬定之工作項目乃配合政府政策，以及我國當前對於核安及除役管制之需求後訂定。

本計畫之執行原則無涉跨部會協調，係經由職權交辦由本會核能研究所辦理，並透過學術合作或勞務委託，以達技術精進、官學合作、並建立第三方公正技術團隊，各子項計畫之間協調機制及運作情形良好。

二、 大型科學儀器使用效益說明

本計畫無編列經費購買大型科學儀器。

三、 其他補充說明(分段上傳)

無。

附表、佐證資料表

(請選擇合適之佐證資料表填寫，超過 1 筆請自行插入列繼續填寫，未使用之指標資料表請刪除。)

【A 論文表】

題 名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別
Effects of Relative Humidity on Crevice Corrosion Behavior of 304L Stainless-Steel Nuclear Material in a Chloride Environment	葉俊平	2019	C
Stress corrosion cracking of simulated heat-affected zone in a CF8A weld in high temperature water	陳泰丞	2019	C
Thermal spray coatings of Al, ZnAl and Inconel 625 alloys on SS304L for anti-saline corrosion	雍敦元	2019	C
Analysis of Maanshan Station Blackout Accident and Rescue Procedures Under Different Tube Plugging Situations with TRACE	楊融華	2019	F
A practical procedure for collapse risk assessment of mid-to-high rise buildings	Lyan-Ywan Lu (盧煉元)	2019	F
Standard Operating Procedures for Structural Health Monitoring and Diagnosis of Containment Building in Nuclear Power Plant	朱世禹、康展榮	2019	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；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【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(燃料組)	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；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【C 培育及延攬人才表】

姓名	機構名稱	學歷	性質
羅志明	中央大學機械所	B	C
謝岳衡	中央大學機械所	B	C
沈柏如	清大核工所	B	B
江秉修	清大核工所	B	B
王文豫	清大核工所	B	B
李郁萱	清大核工所	B	B
康展榮	國立成功大學土木工程研究所	B	C
卓逸凡	國立成功大學土木工程研究所	B	C
黃昱喬	國立成功大學土木工程研究所	A	C
連偉成	國立成功大學土木工程研究所	B	C
李承瑜	國立成功大學土木工程研究所	B	C
湯宇仕	國立成功大學水利及海洋工程研究所	A	C
蘇暉勝	國立成功大學水利及海洋工程研究所	B	C
張喬歲	國立成功大學水利及海洋工程研究所	B	C
吳志偉	國立成功大學土木工程研究所	A	C

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；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【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
Effects of Cold-Worked Degrees on Stress Corrosion Cracking Behavior of Alloy 600 in simulated BWR Water Environments	呂文豐	2019	D
Study on the stress corrosion cracking susceptibility of cold-rolled 304L stainless steel in simulated PWR water environments	陳泰丞	2019	D
CF8A 模擬銲道熱影響區在高溫水化學環境下之應力腐蝕行為研究	陳泰丞	2019	D
核電廠除役後碳鋼 A106 靜水環境腐蝕效應研究	呂文豐	2019	D
日本核能電廠海嘯安全度實施標準修訂版之研究	許文勝	2019	D
火山危害現象之風險分析研究	林子仁、陳得誠、陳詩奎	2019	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	2019	D
核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究	曾永信	2019	D
核三廠更換燃料水儲存槽土壤結構互制分析	廖克弘	2019	D
核三廠燃油儲存槽土壤結構互制分析	曾盈達、高雍超	2019	D
核一廠 MELCOR 程式燃料池模式建立與案例分析	林上智	2019	D
108 年度 MAAP 程式之演習劇本驗證分析報告	范勝淵	2019	D
異質金屬介面對核電廠反應器冷卻水壓力邊界銲接件之非破壞檢測分析的影響評估	黃育熙	2019	D

IAEA 對核電廠提早終止運轉之 管理維護觀點	林書睿	2019	D
核子反應器除役視察作業導則	陳建忠	2019	D
核電廠大修視察報告	胡進章	2019	D
除役管理突發事件	胡進章	2019	D
核能設備從停機過渡階段到除 役之安全考量	吳思穎	2019	D
除役期間設備與機具環境影響 參數評估	林洸銓/清大	2019	D
除役期間留用設備管路系統維 護策略	丁鯤/龍華科大	2019	D
含低放射性污染物設施在除役 期間消防法規變更之影響	沈子勝/警大	2019	D
108 年核電廠超越設計地震 之地震安全管理技術研究 (含核電廠承受超越設計地震後 重啟動導則草案)	洪李陵等人	2019	D
地震危害度高階分析(PSHA SSHAC-3)審查技術研究	洪李陵、盧煉元	2019	D
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	2019	D
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、鍾興陽、 洪崇展、朱世禹	2019	D
核電廠除役技術編彙(II)	張似璵	2019	D
核電廠汽機廠房拆除準備作業 管制技術研究	陳家貫、詹季達、葉偉增	2019	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；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【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
「核電廠土壤結構互制分析(SSI) 標準作業」手冊	C	A	2019	核能研究所	

核一廠除役期間過渡階段視察風險評估工具軟體與操作手冊 (第 1.0 版)	C	C	2019	核能研究所	否
核二廠風險顯著性評估工具軟體與使用手冊 (第 4.4 版)	C	C	2019	核能研究所	否
核三廠風險顯著性評估工具軟體與使用手冊 (第 5.0 版)	C	C	2019	核能研究所	否
風險顯著性評估工具軟體(PRISE)教育訓練課程	A	D (講師講述)	2019	核能研究所	否
風險顯著性評估工具軟體(PRISE)教育訓練講義(上半年度 108 年 5 月 30 日實施)	B	A	2019	核能研究所	否
風險顯著性評估工具軟體(PRISE)教育訓練講義(下半年度 108 年 10 月 17 日實施)	B	A	2019	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)；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【G 智慧財產資料表】

智財名稱	智財類別	授予國家	有效日期 (YYYYMM)	成果歸屬

註：智財類別分成 A 發明專利、B 新型/設計專利、C 商標、D 專書著作、E 品種；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【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
核安資訊：Anchor/Darling Double Disc Gate Valve Wedge Pin and Stem-Disc Separation Failures (IN-2017-03)	A	李建洲	2019	核研所
核安資訊：Kobe Steel Quality Assurance Record Falsification (IN-2018-11)	A	鍾佳霖	2019	核研所
核安資訊：Thermal Sleeve Flange Wear Leads to Stuck Control Rod at Foreign Nuclear Plant (IN-2018-10)	A	李建洲	2019	核研所

核安資訊：Inadequate Evaluation Of Temporary Alterations (IN-2019-01)	A	林書睿	2019	核研所
核安資訊：埋管及地下管路與桶槽建議事項之變更(LR-ISG-2015-01)	A	陳勝裕	2019	核研所
用過核子燃料已全部退出反應爐狀態下核子反應器設施低密度人口區變更申請審查導則草案	A	蔡智明	2019	核研所
用過核子燃料已全部退出反應爐狀態下核子反應器設施緊急應變計畫區變更申請審查導則草案	A	蔡智明	2019	核研所

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法；成果歸屬請填細部計畫名稱。

【108 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

績效自評審查委員：丁鯤、王朝正、方一匡、宋裕祺、饒大衛

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(自評評等：<u>良</u>) 優：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。 良：達成計畫原訂目標，且已就遭遇困難提出可行之因應對策。 可：大致達成原訂目標，且就遭遇困難所提因應對策尚屬可行。 待改善：超過3成以上執行內容與原規劃未符或未達成原訂目標，且仍須對所遭遇困難提出更有效可行之因應對策。 劣：半數以上執行內容與原規劃未符或未達成原訂目標，且仍須對所遭遇困難提出更有效可行之因應對策。		
1-1	本計畫大致達成計畫原訂目標，學術成就部份超越計畫原訂目標，且已就遭遇困難提出可行之因應對策。	感謝委員肯定。
1-2	本計畫共有3個子計畫，9個子計畫，108年度共有40項工作成果，但僅有6篇論文發表，也未見各項工作成果的論文發表與技術報告說明，雖達成目標，但每項工作成果僅作一般性的介紹，無特殊亮點與數據上的成果，有待改進。	感謝委員建議，計畫在研擬研究方向時係參考核安及除役管制需求，研究成果主要為協助管制機關提供實務建議及技術評估，並提出管制建議，計畫較偏重解決實務需求，將增進研究成果呈現方式以展現成效，請委員諒察。
1-3	績效報告書中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？	感謝委員建議，計畫在研擬研究項目時均考慮管制單位需求，研究成果均提供管制單位所需之技術資訊，其中如「風險告知視察工具暨導引開發與維護」子項，已將風險告知視察工具(PRISE)適用範圍從功率運轉期擴增至大修停機期，且納入地震、颱風等廠外事件評估，提供視察員於核能電廠運轉及除役

序號	審查意見	回復說明
		期間可即時運用之管制工具。計畫以熱水流方式評估核電廠機組在假設極端情況下可能產生的影響，做為緊急事故狀況下機組評估的參考。
1-4	核能安全管制技術與國際接軌是正確的方向，惟子項計畫一對於參與 OECD/NEA CODAP 計畫的執行及績效，似乎沒有太多著墨，建議可酌予補強。	感謝委員建議，本計畫藉由參與 OECD/NEA CODAP 國際合作計畫，持續維護並充實核能組件運轉經驗資料庫，取得各國電廠壓力邊界系統組件及管路老劣化相關資料，在 108 年計畫我國已完成 3 筆案例資料上傳至 CODAP 計畫資料庫，供各會員國參考，並可使用資料庫內所建置各國案例，加強我國應用及技術能力。已依委員意見修訂績效報告，增加 OECD/NEA CODAP 計畫的執行及績效，以具體呈現參與國際計畫之效益。
1-5	子項計畫一「核電廠管制與設備檢測技術支援應用與研究」部分，建議如下： 一、核電廠管制與設備檢測技術支援應用與研究果是否有產出技術手冊或規範，供為緊急應變之 SOP？ 二、子計畫 1-1 計畫目標參加國際合作，但成果工作報告中未見與國際合作案資料庫的連結，顯參加國際合作的效益不大。 三、子計畫 1-3，前三年在蒐集	感謝委員建議，相關說明回復如下： 一、核電廠管制與設備檢測技術支援應用與研究主要以非破壞檢測與材料老劣化研究為主，並持續參與 OECD/NEA 計畫，掌握材料老劣化與檢測能力，計畫以研究為主，目前尚未有產出提供緊急應變使用之技術手冊或規範，請委員諒察。 二、本計畫藉由參與 OECD/NEA CODAP 國際合

序號	審查意見	回復說明
	與研議國內 LPZ 範圍制定參考資料。108 年度根據美國電廠資料分析核一廠，但未有國內 LPZ 之結論，僅進行可行性研究，成效待商榷。	作計畫，持續維護並充實核能組件運轉經驗資料庫，在 108 年計畫已完成 3 筆案例資料上傳至 CODAP 計畫資料庫，供各會員國參考。 三、子計畫 1-3 係因應我國核能電廠進入除役階段後，對於用過核子燃料仍需置於爐心一段時期之客觀情形預先評估，自 108 年起增加用過核子燃料已全部退出反應爐 (defueled) 狀態下之 LPZ 範圍變更(縮減)管制之可行性研究，未來也將持續精進 LPZ 範圍變更管制研究。
1-6	績效報告書中所列發表論文，部分論文內容與計畫主題關聯性不大，另子項計畫二與子項計畫三之成果聯結有何具體成效，且子項計畫八與子項計畫九之成果聯結有何具體成效？	感謝委員建議，相關說明回復如下： 一、本計畫研究成果主要以論文、研究報告及技術手冊方式呈現，藉由綜整研究目標與成果，可提供較完整之管制所需資訊。論文為計畫成果之一部分，展現我國地震分析技術培育人材以及與學術單位合作之成果，同時藉由執行計畫培養地震分析技術專業人才及經驗傳承。 二、子項計畫二主要為發展我國核電廠熱水流安全分析技術，子項計畫三主要強化我國核電廠嚴重事故下技

序號	審查意見	回復說明
		術分析能力，藉由計畫執行精進我國使用相關程式經驗，掌握分析能力，研究成果可作為後續核安管制之參考資料。 三、子項計畫八係因應我國核能電廠可能面臨之天然事件(如地震、海嘯)進行先期評估及技術，研究成果可供子項計畫九參考使用，評估地震發生對於鄰近核能電廠結構有何影響，有助於強化我國對於核電廠結構地震安全管理能力。
貳、計畫經費運用之妥適度(自評評等：<u>良</u>) 優：經費運用與工作內容相當匹配，且運用更有效率。 良：經費運用與工作內容相當匹配，與原規劃一致。 可：經費運用與工作內容與原規劃大致相符，差異處經機關說明後可以接受。 待改善：經費運用與工作內容與原規劃不盡相符，差異處經機關說明後可以接受。 劣：經費運用與工作內容與原規劃非常不相符，且未說明差異或說明無法獲得接受。		
2-1	經費運用與原規劃的工作內容一致，執行率為 93.63%，顯示計畫執行控管得宜，尚稱良好；計畫實際執行人力與原規劃相符。	感謝委員肯定。
2-2	經費運用與工作內容匹配，與原規劃一致，然經常門之材料費、其他經常支出執行率均同為 92.94%，是否為行政因素？尚有改善的空間。	感謝委員建議，本計畫經費均依原規劃執行，計畫經費運用與原目標相符，其中在經常門之經費支用部分，並未區分材料費及其他經常支出項目，係為統一處理故出現數值相同情形，請委員諒察。
2-3	計畫執行單位並未就執行率為何不能提升做進一步的說明。	感謝委員建議，本計畫因包含九項子項計畫，執行率經持續努力

序號	審查意見	回復說明
		已達九成以上，經費執行率已達預期目標。未來在經費運用方面將再持續精進，以提升執行成效。
參、計畫主要成就及成果(重大突破)之價值、貢獻度及滿意度 (自評評等：良) 優：所達成量化指標或質化效益超越原計畫預期效益。 良：所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符。 可：達成 8 成原計畫預期效益。 待改善：達成 6 成原計畫預期效益。 劣：超過半數計畫預期效益未達成。		
3-1	計畫研究結果均能提供核安管制單位做為管制決策參考和技術依循。	感謝委員肯定。
3-2	計畫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，另質化效益與原計畫預期效益相符。	感謝委員肯定。
3-3	本計畫成果豐碩，質化效益與預期相符，量化指標不但達成原訂目標，其中國內外研討會、期刊發表 6 篇（原訂 3 篇）、研究報告篇數 27 篇（原訂 22 篇）、技術報告 7 篇（原訂 5 篇）、博/碩培育（訓）人數 15 人（原訂 12 人），形成課程件數 1 件（原訂 0 件）及形成教材件數 2 件（原訂 0 件），均超過原訂目標，值得肯定。	感謝委員肯定。
3-4	從總報告所列各子計畫之成果描述，量化指標及質化效益均與符合原計畫之預期效益，惟建議日後另外給審查委員子計畫報	感謝委員建議，有關計畫各子項產出之論文及報告，除已送國家圖書館公布，可藉由館藏目錄查詢系統參閱外，亦可於本會對外

序號	審查意見	回復說明
	告雲端電子檔的連結，將更有助於質化效益的評量。	網站委託研究計畫項下檢視研究成果(網址:本會首頁>施政與法規>施政績效>委託研究計畫>近年委託研究計畫成果>108 年度)，請委員參考。
3-5	部分發表論文內容(如 High Performance Fiber RC under deterioration environmental conditions、中高樓結構倒塌風險評估、中高樓建築物耐震能力評估等)與計畫主題關聯性不大，建議宜再檢討實際達成成果。	感謝委員建議，本計畫研究成果主要以論文、研究報告方式呈現，藉由綜整研究目標與成果，可提供較完整之管制所需資訊。論文為計畫成果之一部分，藉由論文發表可展現我國地震分析技術培育人材以及與學術單位合作之成果，同時藉由執行計畫培養地震分析技術專業人才，有助於技術能力提升及經驗傳承。
3-6	108 年度政府科技發展年度綱要計畫書(A006) 1-4「基本資料及概述表(A003)」內主要績效指標(KPI)中「研究報告 22 篇」與 1-5「主要績效指標表(B003)(KPI)」績效指標 D1「研究報告 20」不一致，108 期末報告則為 22 篇，宜請釐清。	感謝委員建議，108 年度政府科技發展年度綱要計畫書(A006)內容 1-5「主要績效指標表(B003)(KPI)」之績效指標 D1「研究報告 20」係屬誤植，應為 22 篇，已依委員意見修訂相關內容，以符合實際情形。
肆、跨部會協調或與相關計畫之配合程度(自評評等：良) 優：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。 良：跨部會協調或與相關計畫之配合情形良好。 可：跨部會協調或與相關計畫之配合情形尚屬良好。 待改善：跨部會協調或與相關計畫之配合情形有待改善。 劣：跨部會協調或與相關計畫之配合情形非常待改善。		
4-1	配合政府政策擬定研究內容，並參考相關科技計畫關鍵項目以及當前核安議題要求，計畫由核	感謝委員肯定。

序號	審查意見	回復說明
	能所辦理，計畫協調運作良好。	
4-2	本計畫透過職權交辦由所屬核能研究所執行，聚焦核能安全管制技術，跨部會協調或與相關計畫之配合情形良好，另並善用核能研究所的技術人力與資源，同時搭建委外合作的平台，培養第三方技術支援團隊，是提升管制技術能量可行的方法。	感謝委員肯定。計畫團隊養成為人才培育之重要成果，目前已建立與國內學術機構之人才合作交流方式，將依委員建議持續強化。
伍、後續工作構想及重點之妥適度(自評評等：良) 優：後續工作構想良好；屆期計畫成果之後續推廣措施良好。 良：後續工作構想良好；但屆期計畫成果之後續推廣措施可再加強。 可：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。 待改善：後續工作構想尚屬良好；但屆期計畫成果之後續推廣措施可再加強。 劣：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	本計畫已提出未來可繼續進行研究的構想，泰半並已列入後期（自 109 年起）計畫，具有延續性，且後續工作構想良好，惟建議在報告中對於屆期計畫成果之後續推廣應用事例可再多加描述。	感謝委員建議，除將研究成果送交國家圖書館供民眾檢視外，並落實資訊公開，由本會彙整重要研發成果，並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成果，支持管制機關核安強化作為。已依委員建議修訂績效報告，強化對於屆期計畫成果之推廣及應用說明。
5-2	建議後續工作成果，宜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。	感謝委員建議，研究成果主要以論文、研究報告方式呈現，藉由綜整研究目標與成果，可提供較完整之管制所需資訊。此外，藉由蒐集其他國家核安管制資訊，可提供系統化之管制參考。透過計畫執行，除提升我國技術能力及培養專業分析人才外，對管制

序號	審查意見	回復說明
		技術與法規精進亦得以持續強化，為制訂管制法規與重點提供助益。另計畫以研究為主，目前尚未有產出因應各種可能災變之應變決策系統，請委員諒察。
5-3	建議計畫執行單位思考，如何將透過核能研究所提供管制技術支援的能量和成效，藉由適當包裝及庶民語言，對外宣傳，增進社會大眾對核安管制的信任。	一、感謝委員建議。研究成果除供管制機關參考外，將研究成果送交國家圖書館供民眾檢視外，並落實資訊公開，上網公布供民眾參閱。此外，本計畫之研發成果已對外公布供民眾參考，除於原能會年度成果發表會公布外，同時彙整重要研發成果，完成科技計畫成果彙編供民眾參閱，以文字輔以圖片說明，有助於民眾了解計畫成果，支持管制機關核安強化作為。 二、未來將配合本會整體規劃，納入核安管制宣導品與文宣製作之參考，並以淺顯文句撰寫，增進民眾對核電廠安全管制的瞭解。
5-4	日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)於福島核事故後所出版的「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準」(AESJ-SC-RK004E:2011)及「核電廠海嘯機率性風險評估實施標準之應用案例」(AESJ-SC-TR006:2012)。	感謝委員建議。本計畫目標主要為協助核電廠安全管制技術研發與管制措施先期評估，協助管制機關進行技術評估及資料蒐集。將依委員意見持續將研發成果提供國內管制單位，並依國內需求協助研議標準修訂或技術更新。

序號	審查意見	回復說明
	本計畫為「核能電廠安全管制法規與技術研究」，在經過多年期研究之後，各項研究子議題若能提供類似 AESJ 出版的各項標準與應用案例，成果應更為具體。	
陸、總體績效評量暨綜合意見 (自評評等： <u>良</u>) 優、良、可、待改善、劣		
6-1	本四年期計畫之總體績效良好，計畫內容符合實際所需，各合作團隊分工良好，因分工頗細，宜掌握各自專業研究項目需能聚焦並與研究主軸輝映。	感謝委員肯定。
6-2	整體而言，本計畫執行成效顯著，達成原訂目標，部分主要績效指標，並超過原訂目標，值得予以肯定，另人力與經費亦與原定者相符，計畫控管良好。	感謝委員肯定。
6-3	各分項計畫執行的主要內容及成果與以前年度(105-108)差異之比對表，有助於快速比對各年度的成果價值與貢獻度，建議如能在表中各年度欄之各分項目標後加註子計畫編號(例如 1-1, 1-3 等)，如此可同時比對各子計畫達成分項計畫目標之貢獻度。	感謝委員建議，將修訂比對表，加註子計畫編號，以利檢視各子計畫達成分項計畫目標之貢獻度。
6-4	子項計畫二「有關核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究」有持續推動後續研究之必要。	感謝委員建議，在下期計畫(核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究)將持續依循職權交辦方式委由核能研究所辦理，鑒於我國核能電廠陸續進入除役階段，為符合管制技術需求，下期計畫自原計畫「核能電

序號	審查意見	回復說明
		廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究」內容分為「除役期間核電廠重要設備維護管理安全管制技術研究」及「核電廠除役視察管制實務研究」，未來將依委員建議持續推動相關研究，掌握核電廠除役關鍵技術。
6-5	核安管制單位透過職權交辦方式善用核能研究所的人力及技術資源，可有效提升管制技術能量，建議依此方向繼續推動。	感謝委員肯定。在下期計畫(核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究)以職權交辦方式委由核能研究所辦理，將依委員建議持續推動相關研究。
6-6	建議計畫執行單位思考將研究成果透過包裝做有效的對外宣傳，增進民眾對核安管制的信心。	一、感謝委員建議。計畫研發成果已對外公布供民眾參考，除於原能會年度成果發表會公布外，亦彙整重要研發成果，完成科技計畫成果彙編供民眾參閱，以文字輔以圖片說明，有助於民眾了解計畫成果，支持管制機關核安強化作為。 二、未來將配合本會整體規劃，納入核安管制宣導品與文宣製作之參考，並以淺顯文句撰寫，增進民眾對核電廠安全管制的瞭解。
6-7	建議後續計畫的執行，可以朝擴大學術研究單位的參與與合作努力，並且持續落實國際合作，與國際核安管制趨勢緊密接軌，即時取得管制新知和技術資訊。	感謝委員建議，目前已有與學術研究單位進行合作，培養熱水流分析、地震安全分析等管制所需技術團隊。在下期計畫將持續尋求我國學術研究單位合作進行管制技術研析，並參與國際核安

序號	審查意見	回復說明
		管制計畫，藉由國際交流活動取得最新管制資訊，以期能與國際技術能力同步，與時俱進。