

行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

亞太核醫醫藥法規與藥政制度研究	1
核醫造影及影像品保認證與人才交流計畫	5
原子能科技醫學農業工業等應用之資料研析	9
109 年核電廠結構/設備受潛在地震之安全影響及因應管制技術研究	14
109 年核電廠水災與海嘯危害再評估精進技術研究與管制技術諮詢	18
109 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究	23
高完整性混凝土處置容器混凝土品質提升及品質檢測方法評估	31
核設施除役石墨廢棄物特性研究	36
日本核設施除役拆除實施標準研究	40
核設施除役拆除作業污染擴散管制研究	43
除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究	47
除役期間因廠區設備停用、部分運轉或配置變更之消防危害因子研究	53
生質沼氣發電聯網應用模式及模組化設計研究	57
連續生產沼氣之厭氧發酵技術開發	62
沼液沼渣回收再利用方法評估	66
除濕輪於塑膠及農作物乾燥過程對於揮發性有機氣味吸附特性研究分析	70
高功率脈衝磁控濺鍍製作高性能抗反射薄膜研究	78
含綠能之三相不平衡配電轉供策略研究	85
含綠能三相在線潮流分析之研究	90
配電級綠能與需量排程之研究	95
SOFC 硬焊封裝接合件高溫耐久機械性質	101
電解液雜質影響分析與處理程序技術之研究	105



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

原子能科技國際發展趨勢及我國發展策略之研析	109
原子能民生應用與新南向政策願景規劃	114
含天然放射性物質商品之調查及管理研究	118
先進國家核電廠除役法規發展動態及管制要項探討	123
核電廠廠址管制內涵先期研析	128
109 年度國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制	133
109 年度國際除役技術指引和法規彙整之管制研究	139
海陸域輻射調查與國民輻射劑量評估	146
國民醫療輻射劑量調查研究計畫	150
台灣海域輻射背景調查計畫	154
輻射事件應變技術開發研究	160
輻射防護管制規範與度量技術研究	165
游離輻射防護法規體系精進研究	170
輻射災害應變資源建置與實務管理之研究	175
北部地區輻射災害檢驗分析實驗室之能力精進計畫	180
精進輻射災害環境輻射偵測能量與技術	184
國內輻射工作人員劑量評定機構管制技術精進	188
109-110 年度放射診斷設備之醫療曝露品質保證管制作業及項目精進研究	192
鋼鐵輻射異常物相關回收與熔煉作業人員之輻射劑量及風險評估研究	197
計畫曝露輻射安全與劑量約束評估研究	201
強化核能電廠保安防護與應變效能研究	205

109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管制研究	210
核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究	216
109 年度核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析	224
核能電廠除役過渡階段機組之一般性風險內涵研究	228
109 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析	233
放射性物質生產設施除污及除役規劃暨安全審查技術研究	239
109 年室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之審驗技術與案例研析	245
109 年除役作業場所輻射分析之審查技術研究	251
109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能之管制技術研析	256
核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究	261
109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究	267

亞太核醫醫藥法規與藥政制度研究

Research on Asia-Pacific Nuclear Medicine Regulations and Drug
Administration System

(計畫編號：109A007)

康熙洲

陽明交通大學藥物科學院

本計畫採用下列三種方式進行。

- 一、蒐集日本與印尼法規資料，加以研析與國內法規差異性，產出亞太國家核醫藥品研究報告，供核研所參採。
- 二、舉辦「亞太核醫法規訓練課程」與參訪國內藥政管理單位財團法人醫藥品查驗中心，培育國內國際法規人才與加強國內法規單位之聯繫，深入了解國內法規。
- 三、與越南 Cho-Ray 醫院簽訂合作意向書，可以拓展我國在越南核醫藥物上使用、法規等上的差異性及共同推廣核醫藥物研發與臨床應用。

1. Collect data on Japanese and Indonesian regulations, analyze the differences with domestic regulations, and produce research reports on nuclear medicines in Asia-Pacific countries for the participation of nuclear research institutes.
2. Holding the "Asia-Pacific Nuclear Medicine Regulation Training Course" and visiting the domestic drug regulatory agency consortium medical product inspection center, cultivating domestic and international regulatory

talents and strengthening the relationship between domestic regulatory agencies, and in-depth understanding of domestic regulations.

3. The signing of a letter of intent for cooperation with Cho-Ray Hospital of Vietnam can expand the differences in the use and regulations of nuclear medicines in Vietnam and jointly promote the research and development and clinical application of nuclear medicines.

壹、計畫目標

本次的研究方法蒐集以日本與印尼的核醫藥相關法規並作分析與比較原則，用以對比台灣目前法規是否適合國際潮流、配合國家南向政策提出相關建議，並可提供給目前國內有意願前往東協的國家發展的生技相關產業一個依據。

貳、重要成果

本次研發成果之重要貢獻如下

- 一、完成日本、印尼核醫藥品研究報告，便於國內核醫藥品擬定南向政策與方向，同時培育內製藥法規人才掌握東協國家對於核醫藥品管理趨勢。
- 二、舉辦亞太核醫法規訓練課程與參訪活動醫藥品查驗中心，以強化核研所內對於我國核醫藥法規面的認知與審查面的細節，與加強與核研所與法規單位的縱向聯繫，對於在案件送審效率、在開發中藥物的可行性與送件方針與在特殊性藥品專案申請方式。
- 三、藉由與越南大水鑊醫院簽定合作意向書，核研所研發的核醫藥物可藉由與該醫院於臨床前試驗及藥物生產之經驗分享，後續其亦提及

109 行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

可在越南進行臨床試驗等合作意願，將有助於我國在越南開展核醫藥物市場，進而做為我國在南向市場的試金石。

參、展望

對於國內的核醫藥品未來的走向有以下三點建議：

- 一、建立核醫藥品法規資料庫，蒐集各國核醫藥法規，並定期更新資料庫維護資料庫完整性。
- 二、定期舉辦藥政人才交流訓練會議、藥政法規教育訓練課程、國內核醫藥品相關研討會以加強國內各藥廠橫向聯繫與藥政單位的縱向聯繫。
- 三、藉由本次所簽署的合作意向書，加強與越南的聯繫，定期舉辦交流會議與交換人員進行深度交流，且可將目前已開發出的核醫藥物在越南進行臨床試驗，應用已知的醫院敲開東協的核醫藥大門。

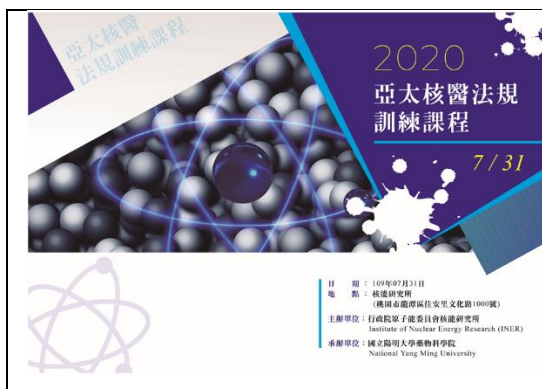


圖 1 課程海報



圖 2 食藥署藥品組 董怡君視察

109
行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表



圖 3 參訪醫藥品查驗中心



圖 4 拜訪越南經濟文化辦事處

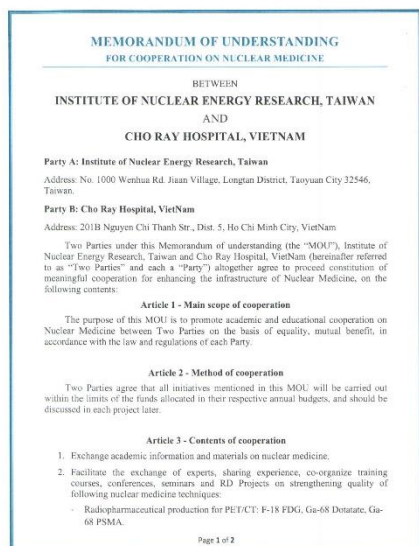


圖 5 意向合作書 I

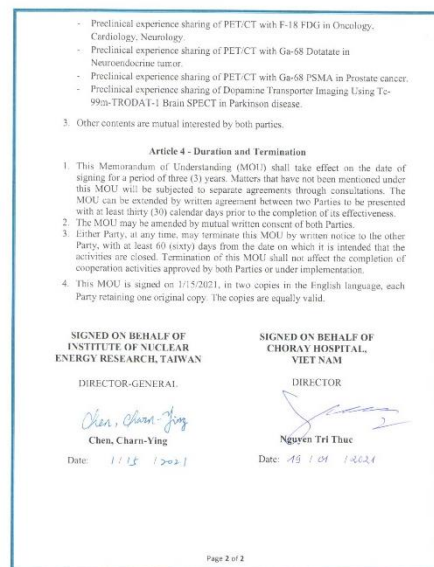


圖 6 意向合作書 II

核醫造影及影像品保認證與人才交流計畫

Talents exchange and certification of quality assurance in nuclear medicine
imaging

(計畫編號：109A008)

黃文盛^{1,2} 楊邦宏²

¹ 臺北醫學大學附設醫院核子醫學科 ² 臺北榮民總醫院核醫部

本次計畫重點在於提升國內核醫造影技術、建立影像品保認證制度與國際人才交流計畫為主，提升核子醫學影像品質，才能協助推廣我國核能研究所之核醫藥物之市場開發，預計分成以下幾點完成：(1)建立核醫醫學儀器之影像品保審核機制，通過醫學實驗室認證查核核醫影像造影技術，確保病患核醫影像之正確性。(2)協助核能研究所開發之新中樞影像分析軟體之驗證，回溯性腦神經疾病之影像分析研究，完成研究報告一篇。(3)主辦國際重要核醫藥物/醫材相關研討會 1 場次。

The focus of this plan is to improve the domestic nuclear medicine imaging technology, establish an image quality assurance certification system and international talent exchange programs. Furthermore, improve the quality of nuclear medical imaging in order to help promote the market development of nuclear medicines by the Institute of Nuclear Energy Research (INER). We will follow these points to complete in this project. (1) To establish an image quality assurance procedure for nuclear medicine medical instruments, to pass medical laboratory certification of nuclear medicine imaging technology, and

ensures the accuracy of patients' nuclear medicine images. (2) To assist the verification of the new imaging analysis software developed by the INER. This is a retrospective image analysis study of cerebral neurological diseases, and will write a research report. (3) Host one international conference on nuclear medicine / medical materials.

壹、計畫目標

建立核醫影像品保審核機制，通過 TAF(Taiwan Accreditation Foundation)醫學實驗室認證查核核醫影像造影技術為目標，確保病患核醫影像之正確性。並結合臨床影像資料庫，協助核能研究所開發中樞神經影像分析軟體之驗證，利用回溯性腦神經疾病之影像分析研究，完成研究報告。主辦國際重要核醫藥物/醫材相關研討會 1 場，以提升國家影響力與了解世界脈動位。

貳、重要成果

本委託案主要分三個時程分期驗收：第一期為建立核醫醫學儀器之影像品保審核機制，通過 TAF(Taiwan Accreditation Foundation)國家實驗室認證，驗收日為 109 年 08 月 20 日。第二期為協助核研所開發之新腦中樞影像分析軟體之試驗，提供臨床轉化係數及測試經驗回饋，驗收日期為 109 年 10 月 30 日。第三期為主辦國際重要核醫藥物/醫材相關研討會 1 場次，驗收日期為 109 年 12 月 20 日。

一、說明研發成果之重要貢獻

(一) 建立核醫醫學影像品保審核機制

本部藉由通過 TAF 醫學實驗室認證，這是一套符合國際標準品

質管理系統與流程的方法，依據「ISO 15189 醫學實驗室—品質與能力特定要求」、「醫學領域之核子醫學影像檢查對應 ISO 15189 使用指引」及「醫學領域之核子醫學影像檢查特定規範」等指引準則導入管理流程系統內，從病患接受核醫檢查前、中、後、編訂造影檢查之品質手冊規範，提供核醫界參考標準。

(二) 新腦中樞影像分析軟體測試報告

回溯性收集過往 10 例腦部功能異常病患，包含了阿茲海默症、巴金森氏症及癲癇患者共 10 位，整理出 10 位病患經過核研所軟體分析的圖形量化報告結果與本院核醫專科醫師目視讀片結果以及 Easy z-score imaging system (eZIS)軟體分析比較，提供未來研發腦血流影像軟體之參考依據。

(三) 主辦國際重要核醫藥物/醫材相關研討會 1 場次

本計畫特別邀請六個國際貴賓演講該國家及其服務醫院機構的核醫藥物最新近況，依序為印尼、韓國、泰國、巴西、澳洲、美國等六個國家代表，透過網路視訊直播方式演講該國最新核醫發展趨勢，本次活動舉行方式為國內開放實體上課，國外貴賓採網路上線之演講方式與問答，雙軌同時進行國際會議，讓與會人員都獲得各國寶貴的核醫現況，對於未來各醫院的規劃有很大的貢獻參考。

二、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文

本計畫為精進核醫技術、人才訓練培養與國際核醫經驗交流為主，在本計畫總共產生三個文件，可以提供未來國內核醫科發展核醫影像品質之參考依據。

(一) 臺北榮總核醫 TAF 品質手冊(另冊)

(二)核研所開發軟體分析臨床病患圖形報告與目視判讀報告

(三)2020 核醫前瞻國際論壇大會手冊

參、展望

核醫影像檢查經由循環式品質管理手段(Plan-Do-Check-Act, PDCA)，以確保品質持續改善，經由矯正措施，將可以使核醫影像技術水準提升，每項檢查都有標準流程和處置方式，讓核子醫學影像更臻完善，有助於核醫影像檢查業務之推廣應用。並期望透過發展影像分析軟體，同時建立臺灣全國正常腦影像資料庫，提供臨床判讀之重要依據，定量化腦部生理吸收狀態，提供臨床量化數據，成為未來診療的新利器。



原子能科技醫學農業工業等應用之資料研析

Data collection on the application of atomic energy technology in medicine,
agriculture and industry

(計畫編號：109B013)

洪光威

秀傳醫療財團法人彰濱秀傳紀念醫院

原子能的民生應用範圍廣泛，已涵蓋醫、農、工業等領域。本計畫設計問卷調查以及相關研究機構等網路蒐集，了解台灣及馬來西亞等國內外的原子能科技應用在醫、農、工業之資料研析。

Atomic energy has a wide range of livelihood applications, covering medical, agricultural, and industrial fields. This project designs questionnaire surveys and relevant research institutions and other Internet collections to collect the information about the application of atomic energy technology in medicine, agriculture, industry in Taiwan, Malaysia, etc.

壹、計畫目標

原子能的民生應用範圍廣泛，除了核能發電外，並且已涵蓋醫、農、工業與環境等領域。例如使用 X 光射線於內科和牙科方面來診斷骨折和蛀牙已有超過五十年的歷史，另外也應用於癌症治療；因此本計畫目的在於收集原子能科技於醫學、農業、工業等應用之資料，特別是有關原子能科技在醫學臨床應用的統計資料，包括有放射診斷、核醫治療設備、核醫

藥物等。

貳、重要成果

原子能科技應用於癌症治療，我們經由使用仔細調整過焦點的輻射線來殺死癌細胞並可避免對鄰近的健康細胞造成太大傷害，此外可經由注射放射性同位素進入體內及應用電腦輻射偵檢造影器，來診斷無法以 X 光直接清晰透視的內臟組織。而核醫藥物是標定放射性同位素在藥物載體上，或同位素本身容易被特定器官吸收，因著核醫藥物在體內對器官或是腫瘤具備特異性讓核醫藥物能透過專一性配對，在藥物分佈下，使特定器官或是癌症腫瘤位置累積核醫藥物，因而進行核醫診斷或治療。輻射亦可應用在醫學器材的消毒，例如針筒消毒，由於一般高溫的消毒會把藥膏和繃帶的品質破壞，而由於輻射本身不具高熱，因此輻射消毒滅菌，有廣泛應用之趨勢。

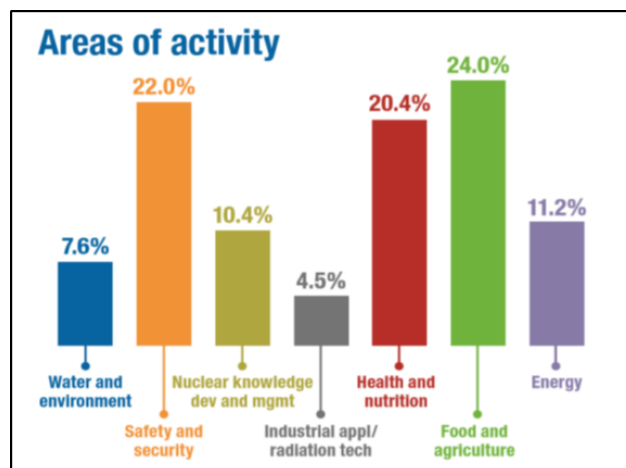


圖 1 國際原子能總署 2018 年援助亞太地區之經費項目分布

而國際原子能總署 2018 年應用原子能科技援助亞太地區之經費項目分佈如圖 1，援助經費支出 25.3 百萬歐元。其中水與環境佔 7.6%，保安佔 22.0%，核知識推廣佔 10.4%，工業輻射技術應用佔 4.5%，健康與



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

營養佔 20.4%，糧食與農業佔 24.0%，能源佔 11.2%。

國外醫學應用方面：馬來西亞擁有 144 間公立醫院、240 家私立醫院，共 42,300 個公立醫院病床數、16,000 個公立醫院病床數；具核子醫學設備的醫院數 6 間，有 41 床政府核准之隔離設施用床。核醫市場方面，藥品市場約 10 億美元，設備市場出口約 103 億美元、進口約 103 億美元。該國有超過 70 位以上的核醫專科醫師，核醫設備分類的數目統計如下，PET Center 數目：政府部門（衛生部）為 2、公共學術研究中心為 3、私立醫院約 11；SPECT/CT 數目：政府部門（衛生部）為 6，其中包含 9 台伽瑪相機、5 台 SPECT/CT、2 台 PET/CT；Cyclotron 數目：計有 3 台，政府部門（衛生部）為 2、私立醫院為 1。

輻射照射在農業的應用，用於防治病蟲害，抑制發芽，殺蟲、滅菌，品種改良及延長食品保存期限等，增加農作物和食物的產量，或提高農作物的經濟價值。利用輻射照射保存食物，既不會降低食物原有的天然養分，也不會有放射性殘留。如圖 2，核研所利用輻射照射抑制鬱金香球莖，防止倒伏，可確保不受溫度影響而陡長增進觀賞價值；而亦利用輻射照射抑制大蒜發芽。



圖 2 核研所應用輻射照射於鬱金香與大蒜之試驗



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

又如中國水仙花之鱗莖經 5~10Gy γ 射線照射後栽植時，其花之形狀與葉片之生長受到抑制，可使植株矮化，不會倒伏，其花之形狀大小及芳香均不受影響，提升觀賞品質。另一利用輻射照射雄東方果實蠅致使不孕性，達到防治之效果。另外儲物經 1.5KGy 輻射照射，則可徹底防治儲物害蟲之再發生，照射之儲物項目包括禾穀類、豆類、乾果、鮮果及加工食品等。以 0.2~0.6 KGy 照射外銷菊花可有效的防治蟲害，且不傷害切花品質。又馬鈴薯與大蒜輻射照射後，可射照射後，可達到抑制發芽，延長貯存期限等效果。達到抑制發芽，延長貯存期限等效果，如表 1。

表 1 台中區農業改良場所列輻照農業用途之使用目的與範圍

使用目的	使用範圍
1.抑制發芽	馬鈴薯、甘藷、洋蔥、大蒜
2.延長儲存期限	木瓜、芒果
3.防治害蟲	米、煙草、紅豆、綠豆、大豆、小麥、麵粉
4.雄不孕性	東方果實蠅、甜菜夜蛾
5.殺蟲滅菌	淡水魚(殺滅中華肝吸蟲等)、豬肉
6.檢疫照射	果疏檢疫照射等
7.動物飼料滅菌	動物飼料等
8.品種改良	冬瓜、稻米
9.抑制生長	水仙花

放射照相術在工業上的應用就如同醫師利用 X 光射線一樣地廣泛，此種技術可用於檢視金屬鑄件或焊接部位的隙及缺陷(通常這些隙縫或缺陷是很難使用其他方法偵測出來的)，亦可用於度量極微小的厚度，如金屬薄片，此放射照相術亦可用於檢視建築物或雕像的結構缺陷。輻射尚有

很多其他方面的應用，如藝術品鑑定及古物保存。除此之外考古學家亦可利用碳-14 的放射衰變計算出史前時期古物的正確時間。

環境方面，科學家使用同位素技術可以研究水資源的科學家使用同位素技術可以研究水資源的品質和水量。他們使用水中的天然同位素來確定水的來源、年齡、易受污染的程度，以及水資源如何在地上和地下相互移動和彼此間相互作用。也可以使用同位素技術去繪製出包括隱藏在地下的地下水庫的水資源、規模，並了解其受氣候變遷的影響。

參、展望

一般民眾常將輻射與核能發電直接連結而有莫名的恐懼，經由原子能科技於醫學、農業、工業等應用之充分資料，可以了解該科技目前的民生應用層面，並揭開輻射神秘面紗。日後可規劃針對新進國家，其放射診斷、核醫治療設備、核醫藥物等未來發展趨勢與策略進行收集；也可以規劃國際間的交流與合作。

109 年核電廠結構/設備受潛在地震之安全影響及因應管制技術研究

Safety Impact and Regulatory Technology Research for NPP

Structures/Components under Potential Earthquakes (2020)

(計畫編號：109B009)

洪李陵 朱世禹 侯琮欽 王雲哲 鍾興陽 洪崇展

成功大學土木工程學系

為因應台電核電廠執行PSHA SSHAC-3計畫之後續相關管制需求，本計畫首先檢視地殼地震地動特性的邏輯樹和權重分配之合理性。其次根據SSHAC-3震源危害度輸入資料庫，配合台電對台灣核電廠廠址之現地實驗土壤參數資料，考慮台灣過往震波的實際量測特性，檢視既有之核電廠地動反應分析技術與相關導則，針對基於性能設計概念並考慮場址特性之地盤反應譜(GMRS)及場址基礎輸入反應譜(FIRS)進行合理的管制。接著針對核能結構地震反應分析之導則與案例進行研析，包含土壤結構互制效應、基礎輸入反應譜之獲取以及土壤結構互制V&V案例研析。最後擬依據美國電力研究院(EPRI)和美國核能協會(NEI)相關文件，檢視加速耐震評估程序(ESEP)和多樣式應變策略(FLEX)的地震減災策略評估(MSA)方法和技術內涵。此外，並檢視EPRI- 3002009564報告建議的燃料池混凝土結構分析公式與使用非線性FEM分析的可行性評估，以供核能管制單位加速核電廠地震危害度之評估與驗證用過燃料池的耐震分析。

The TPC has executed the PSHA SSHAC-3 on its NPPs. At first, this project investigates the reasonability on the logic tree of the ground motion characterization for crustal sources on the later regulatory demand. Then, according to the hazard input data from SSHAC-3, the soil parameters obtained by field testing together with the unique non-linear effects on the vertical similar to the horizontal ground motions in Taiwan, this project tries to collect the existing as well as the up-to-date techniques and regulatory guidelines for the site-specific ground motion response spectra and the foundation input response spectra of NPPs. Meanwhile, this project also reports case studies as well as guidelines for NPP structures when the soil-structure interaction under seismic excitation should be considered. Concerns in the response analysis include SSI effects and the derivation of the FIRS. Prior V&V case studies are employed here severing as the demonstration examples that fulfill the recommendations in ISG-17 guideline. Finally, relevant documents published by EPRI and NEI are reviewed and examined for the expedited seismic evaluation process and diverse and flexible coping strategies for its seismic mitigating strategies assessment method. The applicability of the structural analysis procedure and nonlinear FEM analysis for the spent fuel pool suggested by EPRI 3002009564 will be assessed. A thorough understanding of the methodologies and their underlying scientific foundations may assist regulatory agency to accelerate NPP seismic risk evaluations.

壹、計畫目標

為因應台電核電廠執行 PSHA SSHAC-3 計畫完成後之後續相關管制需求，如場址地動放大效應分析更新，土壤-結構互制的樓板反應譜更新，建立地震機率風險分析評估所需技術，針對新一代的相關管制與研究技

術進行釐清與研析。計畫目標為協助建立國內核電廠地震等天然災害安全評估之新一代安全管理技術，並培養新一代管制技術人才，以供核能管制單位實質審查地震危害度分析、加速耐震評估程序和用過燃料池耐震分析之需。

貳、重要成果

一、研發成果之重要貢獻

修正 Pearson 和 Tukey 之離散三點估計積分值近似法，不論三支邏輯樹(圖 1)對應於對數常態分佈或是縮放卡方分佈，也不論積分式之用途函數為何，只要離散三點之累計機率和權重滿足本計畫推導的關係式，積分近似法的相對誤差為零。即使採用 Pearson 和 Tukey 之累計機率和權重，只要運用本計畫的修正式，相對誤差也非常低(圖 2)。

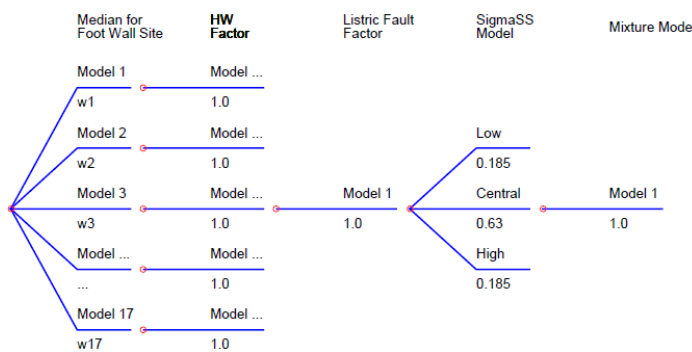


圖 1 地殼震源地動特性邏輯樹

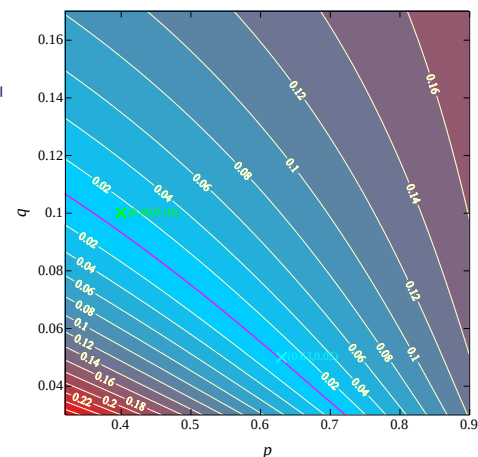


圖 2 估計值的相對誤差(%)

二、學術成就方面，發表國外期刊論文 1 篇

S.Y. Chu, C.J. Kang (2020), "Development of the Structural Health Record of Containment Building in Nuclear Power Plant", *Nuclear Engineering and Technology*, Available online 28 December 2020. (<https://doi.org/10.1016/j.net.2020.12.018>)



Original Article

Development of the structural health record of containment building in nuclear power plant

Shih-Yu Chu*, Chan-Jung Kang

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

ARTICLE INFO

Article history:

Received 21 April 2020
Received in revised form
15 December 2020
Accepted 16 December 2020
Available online xxx

Keywords:

Nuclear power plant
Recursive least squares
OKID/ERA
Standard operation procedures
Frequency response function
Restart

ABSTRACT

The main objective of this work is to propose a reliable routine standard operation procedures (SOP) for structural health monitoring and diagnosis of nuclear power plants (NPPs). At present, NPPs have monitoring systems that can be used to obtain the quantitative health record of containment (CTMT) buildings through system identification technology. However, because the measurement signals are often interfered with by noise, the identification results may introduce erroneous conclusions if the measured data is directly adopted. Therefore, this paper recommends the SOP for signal screening and the required identification procedures to identify the dynamic characteristics of the CTMT of NPPs. In the SOP, three recommend methods are proposed including the Recursive Least Squares (RLS), the Observer Kalman Filter Identification/Eigensystem Realization Algorithm (OKID/ERA), and the Frequency Response Function (FRF). The identification results can be verified by comparing the results of different methods. Finally, a preliminary CTMT healthy record can be established based on the limited number of earthquake records. It can be served as the quantitative reference to expedite the restart procedure. If the fundamental frequency of the CTMT drops significantly after the Operating Basis Earthquake and Safe Shutdown Earthquake (OBE/SSE), it means that the restart actions suggested by the regulatory guide should be taken in place immediately.

© 2020 Korean Nuclear Society, Published by Elsevier Korea LLC. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (<http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>).

圖 3、國外期刊論文發表

參、展望

接續進行 PSHA SSHAC-3 HID 之隱沒帶地震 GMC 邏輯樹與權重合理性之檢視、進行核電廠各種地盤反應分析方法差異性之研析與探討、檢核核電廠土壤-結構互制分析與地盤反應分析危害一致性、以及研析地震安全加速評估程序之安全停機路徑之關鍵結構/設備耐震度分析實例，以持續支援原能會 SSHAC Level 3 PSHA 計畫完成後之相關管制作業，強化核安及除役管制技術能量，保持與世界核能先進國家分析技術接軌，強化核安管制深度。

109 年核電廠水災與海嘯危害再評估精進技術研究與管制技術諮詢
Regulatory technology and advanced assessment methodology on flooding
and tsunami hazard reassessment for NPP (2020)

(計畫編號：109B010)

蕭士俊¹ 洪李陵² 陳彥龍¹

¹國立成功大學水利及海洋工程學系 ²國立成功大學土木工程學系

日本 2011 年 3 月 11 日福島核災事故發生後，美國核能管制委員會組成近期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF)進行調查與檢討，其中的建議事項 2.1 要求水災再評估。台灣地處海嘯侵襲風險相對較高的區域，且核電廠皆建於沿海地帶，故海嘯危害度評估相當重要。在核電廠海嘯危害度評估中，除了傳統的定值式評估方法之外，機率式評估方式已逐漸發展成形且受到重視，稱為機率式海嘯危害度評估(Probabilistic Tsunami Hazard Assessment, PTHA)。本研究透過蒐集相關研究報告、規範和導則的方式，研析美國核電廠水災危害評估之評估項目和程序，以及美國和日本核電廠相關單位之 PTHA 技術。最後，完成機率式地震危害度分析(Probabilistic Seismic Hazard Assessment, PSHA)研究成果 SSHAC-3 SSC 隱沒帶邏輯樹應用於 PTHA 之可行性探討。

After the Fukushima Daiichi nuclear disaster in Japan on March 11, 2011, the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) formed a Near-Term Task Force (NTTF) to conduct investigations. Recommendation 2.1 requires flooding hazard reevaluation. The tsunami hazard assessment is important to

the nuclear power plants (NPPs) in Taiwan due to Taiwan is in an area where the risk of tsunami is relatively high, and the plants are close to the ocean. In the tsunami hazard assessment of NPPs, the deterministic method was fully developed and used in tsunami forecasting. On the other hand, the development of probabilistic tsunami hazard assessment (PTHA) method is still in its infancy. In this study, the relevant research, standards, and guidelines are collected to understand the assessment process and items for flooding hazard evaluation of NPPs in the USA, and the PTHA method of NPPs in the USA and Japan. Finally, the feasibility of applying the logic tree of PSHA SSHAC-3 SSC in PTHA for the subduction zone is shown.

壹、計畫目標

日本福島核災事故發生後，USNRC 組成之 NTTF 的建議事項 2.1 要求核電廠進行水災再評估。故本研究目標分為三個部分：1. 彙整 USNRC 對水災危害評估之流程架構和評估技術等要求，提供國內進行相關審查所需之參酌。2. 鑑於美國和日本核能管制單位對 PTHA 之重視，研析相關方法及案例。3. 研析 PSHA SSHAC-3 SSC 隱沒帶邏輯樹應用於 PTHA 之可行性。

貳、重要成果

一、說明研發成果之重要貢獻

(一)彙整美國核電廠水災危害評估規範，以及美國 DCPD 和 Millstone 核電廠水災評估報告。

1. 彙整 USNRC 於 2012 年發布之 10 CFR 50.54(f)信函針對不同水災機制之評估要點。舉例來說，局部強降雨(Local Intense

Precipitation, LIP)之評估應將所有主動排水系統視為無法運行、忽略徑流損失以最大化徑流、慎選影響水深和流速的水力參數，並且這些參數應與標準工程方法中所用之值一致。

2. DCPD 於 LIP 再評估時，先計算出可能最大降雨，進而推求出 LIP。接著，以水動力模式分析 5 種不同雨型對廠區造成之影響，並遵照 10 CFR 50.54(f)信函之指示以保守的方式進行考量(如圖 1)。

(二)蒐集美國和日本核電廠相關單位之機率式海嘯危害度分析報告，彙整最新的評估方法。

1. 機率式海嘯危害度分析方法之架構可分為四個步驟，依序為海嘯波源模型、重現期評估、海嘯波傳模型和機率模型。
2. 美國和日本核電廠相關單位已建置完成地震型的 PTHA 評估方法(如圖 2 和圖 3)，其他海嘯源的評估方式尚未建置完成。

(三)建立國內機率式地震危害度報告(PSHA SSHAC-3 SSC)中的隱沒帶分析成果用於 PTHA 之可行性評估及方法流程。

1. PSHA SSHAC-3 SSC (2019)能提供 PTHA 有關地震型海嘯的部分海嘯情境(距離核電廠半徑 320 km 範圍內的地震海嘯，如圖 4)。然而，仍須對可能的區域和遠域的地震型海嘯源進行評估。此外，雖然目前美國和日本核能管制單位尚未能提出考慮海底山崩和火山作用海嘯源的 PTHA 方法，但國內仍應持續關注相關研究，不可忽視其影響。
2. 研究成功依據 PSHA SSHAC-3 SSC 書面報告建置轉換為 PTHA 邏輯樹所需參數之方法，未來若取得更細部的斷層資料，可再

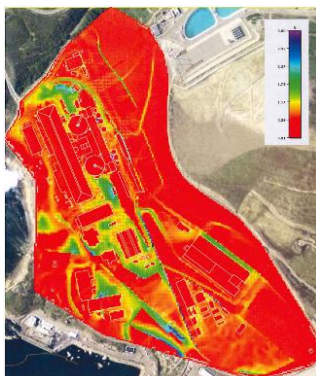
進行方法調整。

二、學術成就方面，共發表 1 篇國外期刊論文。

Lu, W. S., Wu, H. L., Hu, K. C., Chen, Y. L., Chen, W. B., Hsiao, S. C., Hsiao, Y., Chen C. Y. & Tsai, L. H. (2020). The Characteristics of Coastal Highway Wave Attack and Nearshore Morphology: Provincial Highway No. 9, Taiwan. Water, 12(11), 3274.

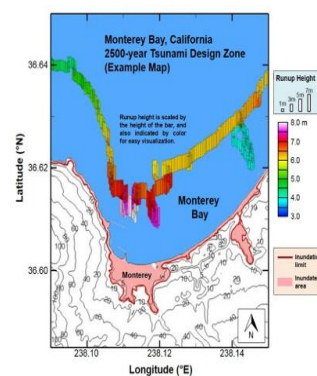
參、展望

基於未來 PTHA 相關審查之需求，擬進行其細部之研析，透過計算流程建立及案例研究之方式進一步建置審查要點。因美國在地震型 PTHA 之方法較為完備，故擬先以此為標的。另一方面，海底崩移型 PTHA 因其重現期評估困難，且美國核能管制相關單位無明確計算方式，故擬規劃相關學術研究之研析。最後，擬進行 PSHA SSHAC-3 SSC 斷層震源應用於 PTHA 之可行性評估，銜接既有之 PSHA 地震情境。



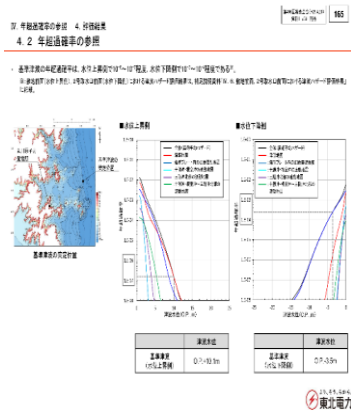
(資料來源：PG&E (2016))

圖 1 美國 DCP 的 LIP 造成之最大水深分布評估結果



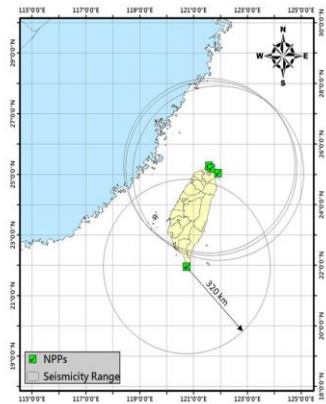
(資料來源：NUREG-CR7223 (2016))

圖 2 美國加州蒙特利灣地區海嘯溯升高和溢淹範圍



(資料來源：東北電力 (2019))

圖 3 日本女川核電廠取水口處的 PTHA 評估結果



(資料來源：PSHA SSHAC-3 SSC (2019))

圖 4 台灣核電廠 PSHA SSHAC-3 考慮之地震源範圍

109 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究

2020 Thermal-Hydraulic Safety Analysis and Regulation Technical
Improvement for Nuclear Power Plant

(計畫編號：109B006)

陳詩奎¹ 曾永信² 楊融華³

¹ 清華大學核能技術研究中心高級顧問 ² 清華大學原科中心核能師 ³ 清華大學能源
與環境研究中心約聘副研究員

本研究係整合材料科學、熱水流分析與風險評估團隊，以精進我國現有機組在不同運轉狀態下之管制能力。經由本計畫的執行，火山對於運轉中與冷停爐機組之影響，以及處於停機過渡階段之機組是否會因為微生物腐蝕而造成組件之腐蝕，甚或機組在假想事故中因為破口所導致之熱水流特性皆已被加以探討。在綜合各分項之努力後，本研究除了對火山危害以及冷卻水水質監測等程序書提出精進之建議外，亦就除役過渡階段之假想事故提出 NUREG/IA 技術報告，以作為參與 CAMP 國際合作計畫之成果。

This research integrated experts in materials science, thermal-hydraulic analysis and risk assessment field to improve the regulation capabilities for NPP units under different operating conditions. Through the study, the safety impact of volcanoes for the operating and cold shutdown units, the microbial induced component corrosion during the transitional phase of decommissioning, and the Loss of Coolant Accident (LOCA) caused by

hypothetical accidents are all discussed. After integrating the efforts of various sub-items, this research provides advanced recommendations for volcanic hazards and cooling water quality monitoring standard operation procedures. Furthermore, this research also proposes a NUREG/IA technical report on hypothetical accidents in the transitional phase of decommissioning as a result of participating in the CAMP international cooperation plan.

壹、計畫目標

日本福島一廠發生事故後的十年，雖然國內政府已決定於2025年終止使用核電；但在此之前營運中的電廠以及進入除役過渡階段的機組，其運轉與維護之安全性仍是主管機關致力之目標。雖然台灣使用之核能機組在基準設計經整體安全評估並改善後，已可因應複合式災害；但對於超過設計基準之天然災害仍需持續精進潛在威脅之評估與管制技術方可確保核安管制品質，增進民眾對核能應用之信心，進而確保核能在我國之安全應用，為達此目的，本研究分別進行以下三個子項的相關研究：

A. 「火山危害現象之風險分析及管制要項比對研究」部分：

本分項持續蒐集及研析國際上核電廠火山危害風險評估相關之技術資料，並進行核二廠冷爐停機之火山事件風險評估。此外，參考日本島根核電廠火山影響評估相關資料，比對核二廠之程序書p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」，評估其完善程度，並提出建議或注意事項，以作為管制單位之參考。靈敏度分析結果示，精進程序書p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」之內容，並強化相關訓練，可有效地降低「火山灰、落塵」之風險。

B. 「微生物腐蝕對於除役過渡階段的核電廠系統與組件安全維護的影響」部分：

本分項以探討微生物腐蝕對除役過渡階段之機組組件腐蝕為目的，探討當不同材料表面受微生物催化而產生並可能因生物膜而持續累積和濃縮的氯化物或是硫化物影響時，是否對處於除役過渡階段之機組造成局部腐蝕影響。研究中將透過國際資訊與國內機組際維運條件進行研析，以瞭解輻射場與溫度場對菌株之影響，並據以探討該條件下的微生物生長狀況及代謝產物，以協助主管機關瞭解除役過渡期間微生物腐蝕對燃料池各項組件完整性可能之影響。

C. 「CAMP合作計劃下核電廠除役過渡階段系統安全分析與評估」部分：

管制機關在進行核安管制工作任務時，需透過安全分析程式來進行審查與驗證工作，藉由CAMP台美國際合作案與美方經驗交流以及取得國際最新熱流分析程式版本，透過執行本計畫能強化管制機關之分析技術能量，並培養第三方驗證團隊以協助審查安全分析報告。

貳、重要成果

A. 「火山危害現象之風險分析及管制要項比對研究」部分：

本研究根據國外文獻與電廠程序書資料，建立核二廠冷爐停機之火山事件PRA模型，並進行火山灰條件爐心受損機率分析，其結果如表1。由表1可知，主要之風險來源為喪失最終熱沉與核島區重要廠房結構失效。

另外，比對核二廠程序書p1454「火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引」與日本島根核電廠2號機火山危害評估資料後發現，對於「火山灰、落塵」之危害因應對策，核二程序書大體而言完整且清楚，惟



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

若能進一步補充說明細部資訊，例如，空調系統進氣口濾網/過濾器之捕集率、濾網/過濾器備品數量之估算方法並確認足以應付長期SBO之情境(島根電廠之標準為足以支撐七天，唯核二廠與島根電廠之對外聯絡交通之條件不同，建議電廠依自身條件進行說明)、火山灰累積在輸電設備及凝子上之清洗方式等，會更加完整且堅實。另外，建議應於程序書說明ECW泵與ECCS泵房間在沒有空調冷卻的情形下，可連續運轉之時數；以及，假設發生「火山灰落塵期長(duration)時間」大於「pump在沒有房間空調冷卻下之可連續運轉時數」情形下之應變對策。

表1 火山灰條件爐心受損機率評估結果

項目	事故續列	說明	CCDP	佔比
1	VOLCFS04	喪失廠外電源且喪失 ECW(喪失最終熱沉之事故序列)	3.0×10^{-3}	72.3%
2	VOLCFS06	核島區重要廠房結構失效，爐心喪失補水	1.1×10^{-3}	26.6%
3	VOLCFS03	喪失廠外電源且喪失 SGTS(喪失儀控系統之事故序列)	1.9×10^{-5}	0.5%
4	VOLCFS02	喪失廠外電源事故序列	1.6×10^{-5}	0.4%
5	VOLCFS05	喪失廠外電源且喪失 EDG，為電廠全黑事故序列	7.7×10^{-6}	0.2%
合計			4.1×10^{-3}	

B. 「微生物腐蝕對於除役過渡階段的核電廠系統與組件安全維護的影響」部分：

一、經比對西班牙、印度、巴西與美國等多個研究用反應器或電廠之溼式貯存設施後確認，即使在高純水池水並具有用過核子燃料之強輻射場下，在多個溼貯設施下微生物生長仍為不可避免；

二、目前對於微生物腐蝕主要肇因於硫酸桿菌等厭氧菌(SRB)，但目前

電廠即已針對厭氧菌與好氧菌(SOB)以 D817.1 程序書對封閉循環之冷卻水進行監測；

三、微生物生長所產生之生物膜與代謝產物往往將造成局部氧化劑濃度過高而形成局部腐蝕，但主要則發生於奧斯田鐵系不銹鋼、鋁以及銅等材料，鋁合金因具有相對安定性故不受影響；

四、綜合核一廠機組於除役過渡階段之現況與 TRACE、CFD 對除役過渡階段機組後續之熱水流分析結果後確認，機組各處冷卻水對 SRB(如表 1 所示)與 SOB 菌(如表 2 所示)而言，皆屬適於生長之條件，需謹慎確認其影響。

五、經檢視目前機組之程序書後確認，目前電廠已有 D817.1 程序書依循 EPRI 對管制閉式冷卻水的微生物腐蝕機制，但對於除役過渡階段，甚或停止餘熱移除系統泵可能造成的靜滯水，建議可引用現有程序書進行確認。

表 2 除役過渡階段冷卻水溫與 S R B 菌生長合適性之比較

		區域			
		冷卻水	燃料池	爐心	爐穴
機 組 狀 態	除役 過渡	>30 °C	~40 °C	<45 °C	<45 °C
	大修 (開蓋)	>30 °C	~45 °C	<56 °C	<50 °C
	運轉	~35 °C	~40 °C	~300 °C	N/A

表 3 除役過渡階段冷卻水溫與 S O B 菌生長合適性之比較

		區域			
		冷卻水	燃料池	爐心	爐穴
機組狀態	除役過渡	>30°C	~40°C	<45°C	<45°C
	大修(開蓋)	>30°C	~45°C	<56°C	<50°C
	運轉	~35°C	~45°C	~300°C	N/A

C. 「CAMP合作計劃下核電廠除役過渡階段系統安全分析與評估」部分：

一、說明研發成果之重要貢獻

本計畫研究成果包括研蒐國際 CAMP 會議資料、取得最新版本熱水流分析程式、了解國際 CAMP 會員組織研究技術發展動態、建立國內熱水流分析技術模式(圖 1)與強化分析能力、以及提出核電廠除役過渡階段相關熱水流安全評估之管制建議,有助於提昇台灣與美方程式發展、技術開發、與研究合作,其研究成果(圖 2)更有助於強化我國核能安全管制,協助核一廠除役過渡階段熱水流安全評估作業審查與提出相關管制建議。

二、學術成就方面,共發表國內外研討會及期刊論文 2 篇

1. 撰寫 NUREG/IA 技術報告 1 篇: Establishment of Chinshan SFP Model and Safety Analysis in Decommission Phase
2. 發表 CSME 年會會議論文 1 篇: 利用 TRACE 程式分析金山電廠於除役過渡階段假想喪失冷卻水案例

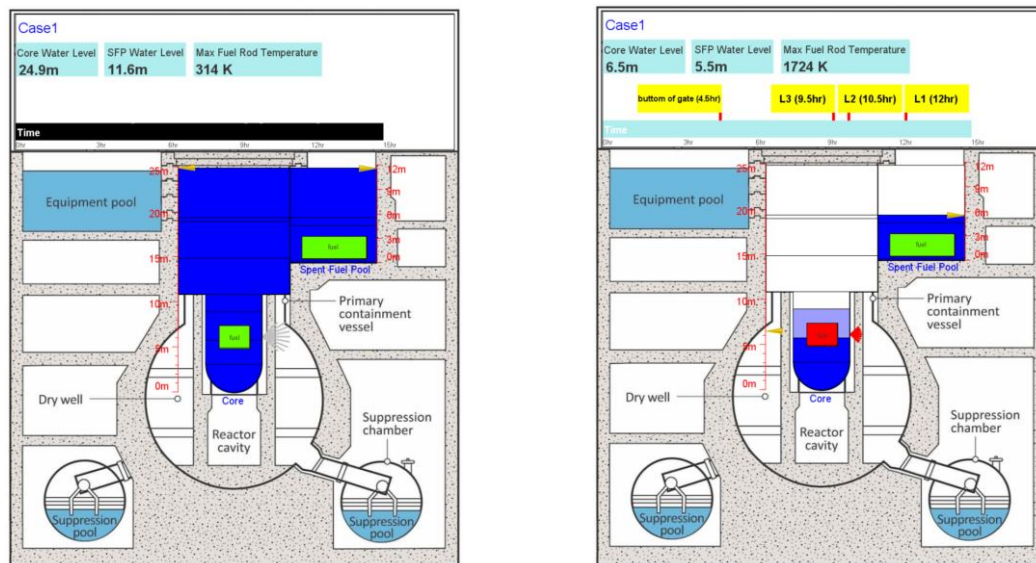


圖 1 國內熱水流分析技術模式

❖ 案例結果圖：護套溫度

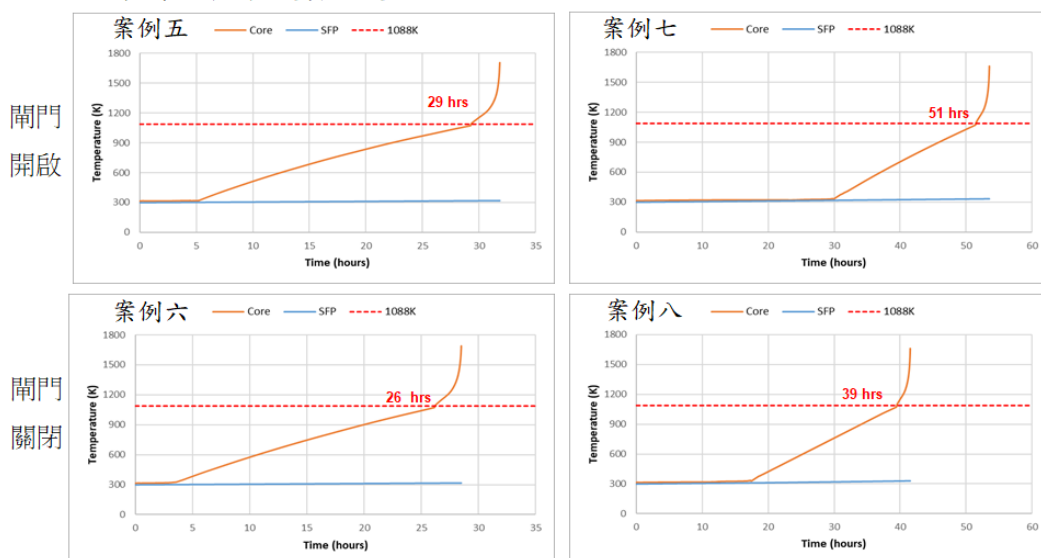


圖 2 核一廠除役過渡階段熱水流安全評估結果_溫昇時序

參、展望

本計畫透過各子團隊之通力合作，達成了與國際交流合作以提升對現有機組安全評估能力、除役過渡階段機組之組件腐蝕監管以及現有機



組風險危害之管制措施精進等成果，預期能為國內處於不同狀態之機組提供最新的管制建議，而預期透過目前培育之技術能力與團隊，將可為國內未來所需的核電廠除役過渡階段安全評估、審查與管制作業提供必要之人才與技術。

高完整性混凝土處置容器混凝土品質提升及品質檢測方法評估

Mix design development and quality evaluation of high integrity concrete
disposal container

(計畫編號：109A002)

黃偉慶 顏兆國 吳明福

國立中央大學土木工程學系

本研究採用活性粉混凝土技術，嘗試發展製作低放射性廢棄物高完整性容器之混凝土配比。第一部分為活性粉混凝土的配比參數選擇，以流度值 15.5 cm 為控制標準，進行不同配比之流度控制，選定減水劑及鋼纖維的添加量，並達到所需之工作性，再以振動方式製作試體；同時利用 90°C 熱水養護 24 小時，加速活性粉混凝土之水化反應，以改善內部微結構。第二部分選用三種水膠比($W/B = 0.22$ 、 0.20 及 0.18)，針對活性粉混凝土的力學特性及耐久性能進行試驗，以提出優化之活性粉混凝土配比，並評估活性粉混凝土應用於盛裝容器上的潛力。

三種水膠比之活性粉混凝土配比試驗結果顯示，在硬固性質方面，以水膠比 0.18 配比試體表現較為優異，顯示降低水膠比確實能提高強度以抵抗外部荷載；在耐久性質方面，因採用低水膠比及高溫熱水養護加速卜作嵐反應，三種水膠比混凝土配比性質差異並不顯著，各配比試體電阻率隨孔隙率增加而降低的趨勢很穩定，顯示以非破壞性的表面電阻率檢測方法，可適用於活性粉混凝土的快速品質檢測。

In this study, the reactive powder concrete was adopted to develop a concrete mix for highly-integrated container. The first part of the study was to determine the proportioning parameters of reactive powder concrete for the intended application. In order to improve the quality of the reactive powder concrete mixes, the specimens were cured in hot water at an elevated temperature of 90°C for 24 hours. The second part of the study was to prepare concrete specimens with varying water-to-binder ratios (w/b) of 0.22, 0.20, and 0.18, and assessed the mechanical and durability properties of the mixes such that potential mixes for highly integrated container can be identified.

Test results show that concrete mix with a w/b ratio of 0.18 exhibits the highest mechanical properties. This indicates that decreases in w/b ratio improve the stress-bearing capacity of the concrete mix. Also, due to the dense microstructure produced from accelerated pozzolanic reaction upon high-temperature curing, variations in the durability properties of concrete mixes were found to be insignificant. The surface resistivity of specimens was found to be correlated well with the porosity for reactive powder concrete, indicating a good potential as a technique for quality control.

壹、計畫目標

本研究針對活性粉混凝土變化水膠比探討其各項性質，並嘗試利用高溫養護方式加速混凝土水化作用及改善混凝土微結構，以提升混凝土耐久性，針對不同配比之混凝土進行一系列力學、耐久性及非破壞性成效比較，評估活性粉混凝土應用於高完整性盛裝容器之潛力。

本研究主要研究內容與過程分述如下：

一、利用萬能試驗機進行抗壓試驗，取得不同水膠比及齡期之試體抗

壓強度，藉以評估混凝土之硬固性質。

- 二、依據 ASTM C 496 方法進行劈裂試驗，了解活性粉混凝土配比變化與其劈裂強度的關係，以驗證混凝土抵抗張力荷載的能力。
- 三、以直接拉力試驗評估活性粉混凝土添加鋼纖維配比之韌性能力。
- 四、由孔隙率試驗及乾縮試驗來探討混凝土之孔隙率、孔隙體積特性及體積變化量，驗證耐久性質並建立相關性。
- 五、以混凝土表面電阻率試驗結果建立與抗壓強度試驗、孔隙率結果之關係，期建立以表面電阻率檢定活性粉混凝土品質之方法與標準。

貳、重要成果

一、劈裂強度

根據試驗結果(圖 1)顯示水膠比愈低，劈裂強度愈高。而相同水膠比試體齡期 7 天、28 天至 91 天的劈裂強度成長並不明顯，可以顯示高溫養護能提供混凝土早期強度發展且具有足夠能力抵抗張力荷載。

二、直接拉力強度

隨著水膠比的降低，拉力強度有增加的趨勢，且極限強度發生的應變也隨著水膠比的降低而增加。由於鋼纖維對於裂縫的束制作用使得殘餘應力能延緩混凝土的破壞，由圖 2 可見，不同水膠比活性粉混凝土的殘餘強度皆可維持至 3% 以上的拉應變而尚未發生斷裂破壞。

三、抗壓強度

由圖 3 可知，透過降低水膠比，能明顯增加抗壓強度。高溫養護能有效提供活性粉混凝土早期強度發展，試體抗壓強度於早期即已趨於

成熟，即使試體養護齡期增長，抗壓強度不再有明顯增加。

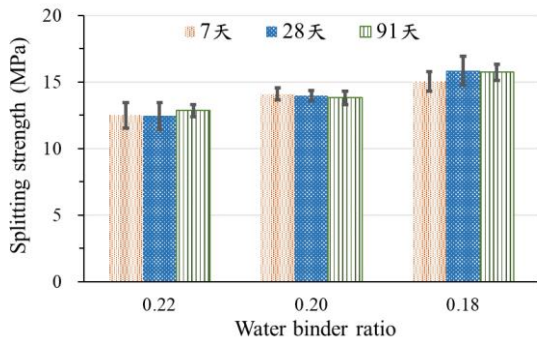


圖 1 不同水膠比對劈裂強度之影響

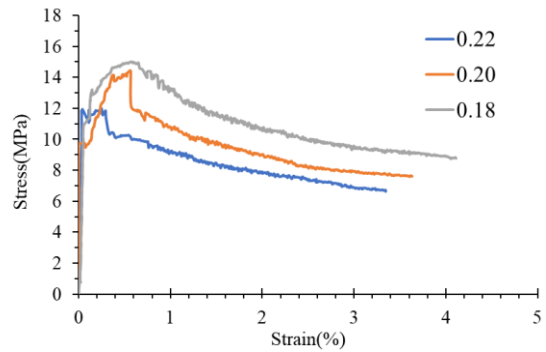


圖 2 不同水膠比對直接拉力強度之影響

四、表面電阻率

透過表面電阻率可知，降低水膠比，電阻值相對增加，代表其內部也較為緻密，如圖 4 所示。由表面電阻值可發現當值較高時，抗壓強度也相對較高，顯示表面電阻率能有效快速判定混凝土之品質。

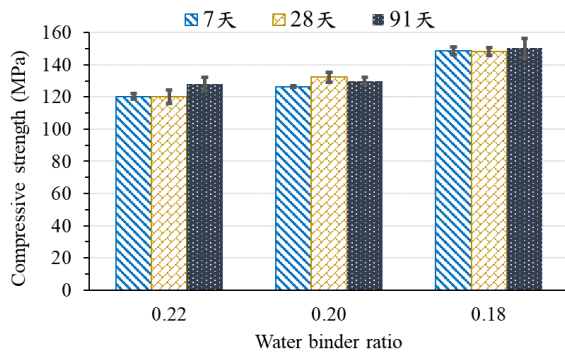


圖 3 不同水膠比對抗壓強度之影響

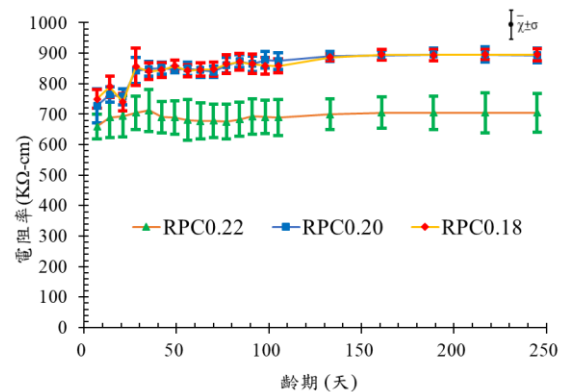


圖 4 不同水膠比對表面電阻率之影響

五、孔隙結構

由孔隙率試驗結果得知水膠比降低，使得混凝土孔隙減少變得更緻密，有益於混凝土的長期耐久性質；且由乾縮量測結果發現，降低水膠比能有效改善體積穩定性(圖 5)。

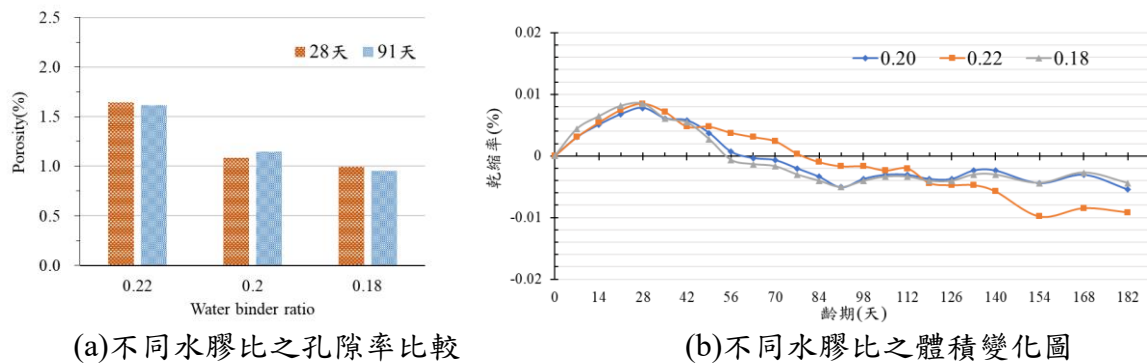


圖 5 不同水膠比之孔隙率及體積穩定性

參、展望

綜合試驗結果，由於添加大量的卜作嵐材料及採用高溫養護能有效加速混凝土卜作嵐反應，促進混凝土內部微結構的發展，幫助混凝土在早期迅速達到較高的品質，更能減少養護期間品質劣化的可能性。而透過上述試驗結果，與國外高完整性容器混凝土標準進行比較，所測試各水膠比之活性粉混凝土配比皆符合其容器混凝土之要求。

核設施除役石墨廢棄物特性研究

The Study of Characterization of Irradiated Graphite Waste for Nuclear Reactor Decommissioning

(計畫編號：109A003)

李志浩¹ 鄭仁傑¹ 阿什溫¹ 羅維禮¹ 陳家貫² 曾怡仁²

¹國立清華大學 ²核能研究所

石墨材料在核設施進行除役時，必須特別考量石墨經中子照射後的特性變化，對於除役工作的拆解、貯存及廢棄物管理的影響。經評估石墨材料經快中子輻射損傷所產生之機械性質改變，結果並未明顯變化。此外，TRR 石墨樣品中附著於石墨表面之碳-14 產生量必需加以考慮以進行適當的廢棄物管理。由實驗及理論計算數據指出，外層遠離爐心之石墨反射體之放射性活度可能低於 $7.2 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ 。

During the decommission of graphite reflector in a research reactor, the safety issue of residual radiative isotopes produced after a long time operation is of importance, especially the long half-life isotopes such as ^{14}C . Regarding to the mechanic strength of irradiation graphite as reflector in TRR reactor, its mechanic property does not change much and it should not be a concerned problem in the decommission of the graphite materials. Besides, the study result also shows, the activity of the graphite reflector which is far from the TRR reactor core is lower than $7.2 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$.

壹、計畫目標

石墨材料在研究型式的反應器中在進行除役時，必須特別考量石墨經反應器內中子照射後所產生的放射性核種產生(如長半衰期核種 C-14 等)。這些石墨經中子照射後的特性會對除役工作的拆解、貯存及廢棄物管理的決策方式，有決定性的影響。因此，本計畫利用 TRR 建廠時的石墨備品-核能級石墨為分析樣品，進行相關的物理、化學等特性研究。

貳、重要成果

TRR 石墨材料在進行除役時，必須特別考量石墨經反應器內中子照射後所產生的放射性核種產生(如長半衰期核種 C-14 等)。本計畫利用 TRR 建廠時的石墨備品-核能級石墨為分析樣品，進行相關的物理、化學等特性研究。本研究將核能研究所提供之 TRR 未受照射石墨樣品進行分切處理後，進行相關 XPS SEM/EDS, EPMA, SIMS, X-ray tomography, 中子活化分析，元素分析儀等實驗量測，其量測結果顯示，Li, Cl, Co, Ni 含量經 TRR 活化後，應可以低於管制豁免量。TRR 石墨樣品中附著於石墨表面之碳-14 產生量必需考慮進行適當的廢棄物管理。由實驗及理論計算數據指出，外層遠離爐心之石墨反射體之放射性活度可能低於 7.2×10^4 Bq/cm³；接近爐心之石墨反射體其碳-14 活度則可能較高。參照國際經驗，建議石墨表面的除汙方式，可以加溫氧化法移除石墨孔隙表面之碳-14 使其成為二氧化碳後吸收移除，另外加以處置，為減少核廢料之方法，此一方法與石墨表面之各項吸附物有直接關係，以加溫氧化去除表面之方法，將濃縮表面之 ¹⁴C 形成 B 或 C 級之放射性廢料，其餘之部分，尤其是離核心距離較遠的部分，則可以以 A 級放射廢料處理，或測定後證實低於

豁免管制量而再利用之，以減少大量之放射廢棄物。以上結果假設熱中子通率為 $1 \times 10^{13} \text{ n.cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ，然而大部分反射體石墨內的熱中子並不如此高。而在機械性質方面，石墨材料經 TRR 快中子輻射損傷所產生之機械性質改變，經文獻評估結果，並不會有重大之影響。

碳 14 的活度評估：產生 ^{14}C 的途徑有以下 3 種反應： $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ ； $^{13}\text{C}(\text{n},\gamma)^{14}\text{C}$ 與 $^{17}\text{O}(\text{n},\alpha)^{14}\text{C}$ 。TRR 實際運轉時間以 8.29 年完全運轉，來計算 ^{14}C 之活度。石墨中含氮之成分，石墨表面積之盲孔與非盲孔之比例等，需加以量測。我們以同步輻射研究中心之 X-ray Microscopy 以及 X-ray tomography 三維尺度研究之，其表面積大小以 BET 法量測之。計算可得石墨表面積區域可為 $0.90 \pm 0.31 \text{ m}^2/\text{g}$ ，石墨樣品的平均孔徑約為 12.4 – 13.5 nm。再者，石墨表面經常有不同之有機物吸附氮氣之能力也有所不同，我們也應用同步輻射之 XPS 測量其表面之性質。因上述穩定同位素之含量極低，僅能採用 SIMS 測量之。 ^{14}C 之來源為最大宗，也是放射性廢料決定性之放射源。計算假設如下：(1)假設石墨表面吸附一層氮原子以 $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ 反應進行計算；(2)假設石墨表面吸附一層氧原子以 $^{17}\text{O}(\text{n},\alpha)^{14}\text{C}$ 反應進行計算；(3)假設石墨塊材含有 ^{13}C 同位素以 $^{13}\text{C}(\text{n},\gamma)^{14}\text{C}$ 反應進行計算(4)以石墨中之間隙為空氣 $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ 反應進行計算；(5)以石墨中之間隙為空氣 $^{17}\text{O}(\text{n},\alpha)^{14}\text{C}$ 反應進行計算；(6)假設有氮原子溶於石墨計算 $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ 反應；(7)假設有氧原子溶於石墨計算 $^{17}\text{O}(\text{n},\alpha)^{14}\text{C}$ 反應。其結果如表一。

參、展望

石墨材料在核設施進行除役時，必須特別考量石墨經中子照射後的

特性變化，對於除役工作的拆解、貯存及廢棄物管理的影響。經評估石墨材料經快中子輻射損傷所產生之機械性質改變，結果並未明顯變化。此外，TRR 石墨樣品中附著於石墨表面之碳-14 產生量必需加以考慮以進行適當的廢棄物管理。

表一 ^{14}C 活度計算所用之各項數據

核種	原子濃度 (cm^{-3})	熱中子吸收 截面 (cm^2)	^{14}C 數目 (atoms/ cm^3)	活度 Bq/cm^3
^{14}N -吸附單層	3.99×10^{19}	1.8×10^{-24}	1.87×10^{17}	7.2×10^5
^{14}N -吸附單層 (覆蓋率 10%)	3.99×10^{18}	1.8×10^{-24}	1.87×10^{16}	7.2×10^4
^{17}O 吸附單層	1.37×10^{16}	2.35×10^{-25}	8.37×10^{12}	32
^{13}C 塊材	9.5×10^{20}	1.37×10^{-27}	3.28×10^{12}	1.3×10^4
^{14}N -間隙空氣	8.6×10^{18}	1.8×10^{-24}	4.0×10^{16}	1.5×10^5
^{17}O -間隙空氣	8.23×10^{16}	2.35×10^{-25}	5.0×10^{13}	192
^{14}N -元素分析儀 0.2%	1.8×10^{20}	1.8×10^{-24}	8.4×10^{17}	3.0×10^6
^{17}O -元素分析儀 0.02%	6.9×10^{15}	2.35×10^{-25}	4.2×10^{12}	13

日本核設施除役拆除實施標準研究

Study on the Implementation Standards for Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities in Japan

(計畫編號：109B007)

許文勝 楊融華 楊雋之

清華大學

日本於 2011 年福島事故後，截至 2019 年底已累計有 24 部商用核電機組決定除役，其核電廠的除役規範與相關實務經驗有許多可供我國借鏡之處。期望藉由本研究之執行，深入分析日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)於 2015 年所發行的「核設施除役拆除實施標準(AESJ-SC-A003:2014)」及其他相關技術報告，以獲知日本核電廠除役相關規範內容，提供管制機關作為未來執行除役管制事項之參考，進而協助落實我國核電廠安全除役之目標。

As of the end of 2019, there are 24 commercial nuclear power reactors in Japan decided to decommission. In the meanwhile relevant regulations, such as “Implementation Standards for Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities (AESJ-SC-A003:2014)” by Atomic Energy Society of Japan (AESJ), were established in Japan to meet the demand. It is expected that through the study, useful information obtained from analysis of the above documents will be provided to domestic regulatory agency to assist in enhancing decommissioning safety for nuclear power plants in Taiwan.

壹、計畫目標

台灣電力公司的「第一核能發電廠」是台灣首座商業運轉核電廠，亦是台灣三座核電廠中最早屆滿 40 年運轉年限並進入除役階段的核電廠。然而，台灣過去並無除役相關經驗，為強化我國除役安全管理之技術及能力，有必要汲取國外之除役經驗及作法，以確保整個除役期程能順利且安全地進行，充分維護公眾與環境的輻射安全。

貳、重要成果

完成日本原子力學會(Atomic Energy Society of Japan，簡稱 AESJ)核設施除役拆除實施標準(AESJ-SC-A003:2014)及其他相關技術報告(例如：原子力安全委員會(Nuclear Safety Commission)「確保反應器設施拆除安全的基本概念」、原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority，簡稱 NRA)「除役中發電用反應器設施安全規定審查標準」、NRA「發電用反應器設施及試驗研究用等核設施除役計畫審查標準」、NRA「已取得除役計畫認可的核設施的安全檢查實施要領」)之資料蒐集與研析。

藉由本計畫之執行，深入探討日本核電廠除役相關規範及審查標準，並綜整分析結果提供管制機關作為未來強化除役安全管理之借鏡，進而協助落實我國核電廠安全除役之目標。

參、展望

日本除役中之濱岡核電廠 1 號、2 號機與台灣核一廠同為輕水型沸水式反應器(BWR-4 Mark-1)，其除役作業執行上的實務經驗與技術應用相似之處甚多，頗值得國內電廠學習參考。本計畫後續工作重點將深入



瞭解日本濱岡核電廠所提出之除役計畫認可申請書中與拆除實施有關的各項內容進行細部探討，並分析、彙整研究結果，以提供國內管制單位在執行除役拆除審查時之參考。

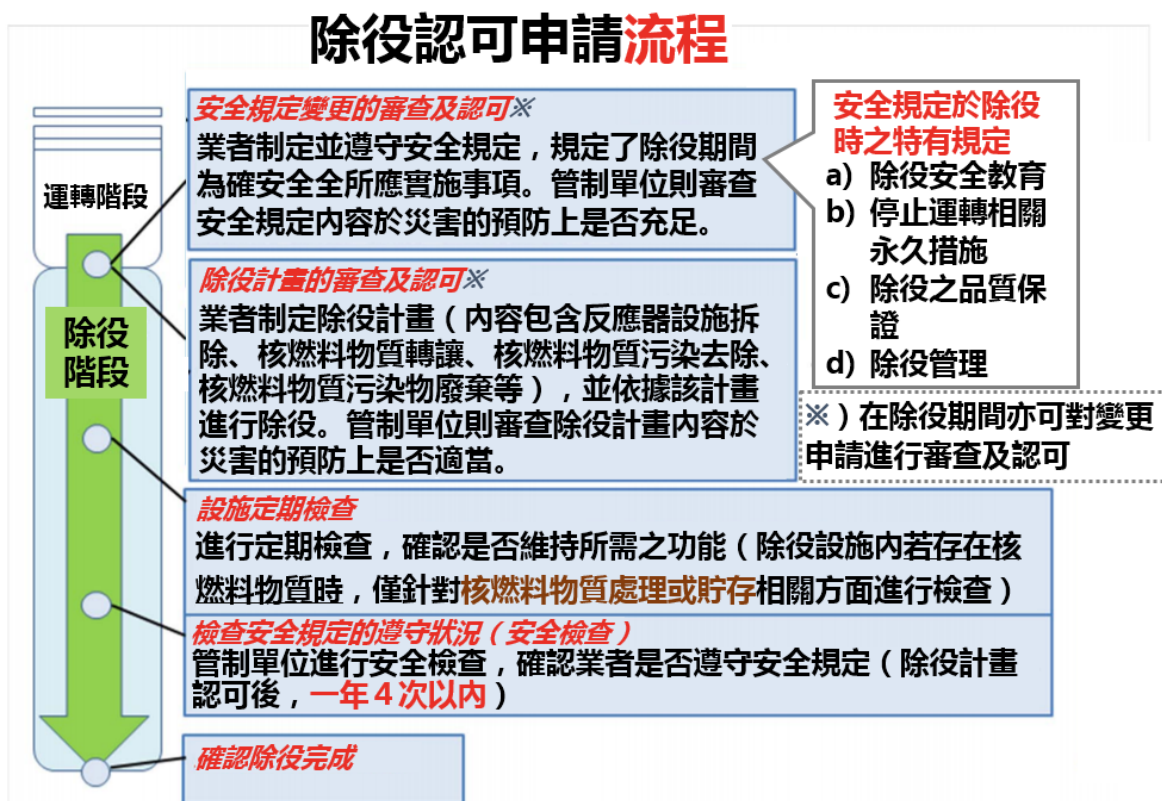


圖 1 日本核電廠除役認可申請流程

核設施除役拆除作業污染擴散管制研究

Study of the Contamination Control for Dismantling Operations during the
Decommissioning of Nuclear Facility

(計畫編號：109B008)

趙宏耀 陳柏任

鈞元能源技術工程股份有限公司

本研究旨在提出核設施除役過程拆除作業污染擴散管制作業準則之建議。首先蒐集國內外相關法規與文獻，檢討不同除役切割方法之特點，並發展整體通風與局部排氣計算表，本另提出應用於驗證計算流體力學模擬之流場可視化之實驗規劃與建議，以及包括不同切割方法之適用性、除役作業之局部排氣、整體通風系統設計及運轉階段等面向之安全考量事項。

This study proposes the suggestion of the standards and strategies for controlling the radioactive pollutant spread during the nuclear facility decommissioning processes. The references about the characteristics of different decommissioning disassembling methods are investigated. This study also develops the calculation sheets of designing the ventilation and local exhaust systems. The suggestions to plan the flow field visualization experiment of modifying the CFD modeling parameters are presented in this report. The conclusion and suggestion of the suitability of the different cutting methods, the notice to establish the local exhaust system for decommissioning,

the consideration in safety to design and to operate the whole ventilation system are illustrated.

壹、計畫目標

本研究旨在針對核設施於除役作業提出相關作業管制準則。透過回顧與整理國內外相關文獻，研討不同除役切割方法之特性與應用情境，並提供應用於除役場域之整體負壓空調、局部排氣之建議設計步驟、自動化設計計算表，並歸納系統設計之要點，提供核設施除役拆除作業污染擴散安全考量事項與建議。

貳、重要成果

一、研討不同除役切割方法之特性與應用情境

(一) 參考圖 1，往復鋸(機械式切割)者切割速度慢，懸浮微粒產生量低，屬適合高污染部件除役主要拆解方法；氧乙炔、電漿者切割速度快(約為往復鋸之 10 至 100 倍)，懸浮微粒(aerosol)產生量高(約為往復鋸之 100 至 1000 倍)，適合低污染部件除役之切割。

(二) 如為更高污染之部件則可另採用水下切割進行拆解。

二、整體負壓空調、局部排氣之設計要點與計算表

(一) 系統之設計與設備選用方法、流程如期末報告書中所述。

(二) 局部排氣口應設於切割點附近，第一時間即將污染抽除，且排氣氣流順暢與否影響捕捉效率甚鉅，應避免環境干擾氣流、人員或障礙物之阻擋並確保室內有足夠之補氣量與壓力。

(三) 整體通風系統設計時應建立壓力梯度層級進行管制，主要設備、電控或感測元件均應考量備援、納入極端氣候或突發狀況之安全

操作程序，且系統須定期檢視、備援應定期安排切換或測試，以確保各設備功能健全。

- (四) 相關風機、過濾器雖有備援設計，但平常應將備援設備同時開啟且採變頻降載運轉，兼顧安全與節能。

三、電腦初步模擬與文獻比對

- (一) 模擬採用軟體為美國國家標準暨技術研究院(NIST)開發之 FDS。

- (二) 模擬結果與文獻比對之流場特質相近，如圖 2 所示，因此本研究所採用之軟體具有相當之適用性。

參、展望

- 一、整體通風或局部排氣系統均可用本案開發之計算書進行設計，然位於作業區域內相關氣流路徑、進出口配置方案能否確保人員安全，則需另以軟體模擬搭配流場可視化實驗進行檢討，相關實驗規畫建議已說明於本計畫之期末報告中。

- 二、軟體模擬結果可以可視化研究成果予以修正，藉此發展模擬分析之標準流程，未來不論是規劃中或建置中的系統都可以採用軟體模擬檢核系統可靠性、提供有效改善措施並進行管制，保障人員與設備之安全。

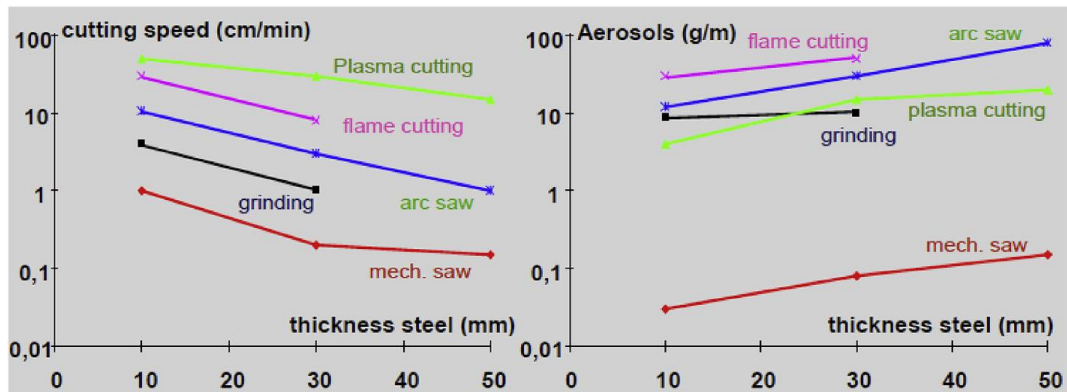


圖 1 各種切割方式之切割速度與懸浮微粒產生量之比較^[1]

[1]Sun Il Kim, et al.(2018), Aerodynamic Diameter and Radioactivity Distributions of Radioactive Aerosols from Activated Metals Cutting for Nuclear Power Plant Decommissioning, *Nuclear Engineering and Technology*, 50, 1088-1098

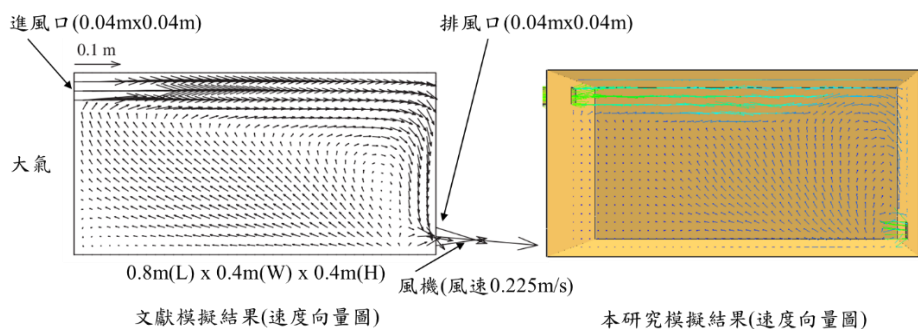


圖 2 文獻^[2]結果與本案電腦模擬比對

[2]Fangzhi Chen et al.(2006), Modeling particle distribution and deposition in indoor environments with a new drift-flux model, *Atmospheric Environment*, 40 357-367.

除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究

The Qualitative Assessment for the Integrity of the Mechanical Equipment
Important to Safety during Decommissioning for Chin Shan Nuclear Power
Station

(計畫編號：109B004)

呂明憲 余英裕

核能與新能源教育研究協進會

由於核一廠兩部機組在除役期間維持用過核燃料安全貯存的重要系統設備的完整性可能會受到內在風險、外部風險、以及機具作動或人為操作等影響，而需要進行風險評估。國際原子能總署(IAEA)建議其會員國採用分級方法(Graded Approach)進行除役安全風險評估，分級方法已分別應用於大型商用反應爐、實驗型反應爐、及核能實驗室等除役風險評估，並獲得 IAEA 會員國的支持。分級方法並已被用於研究除役作業安全評估的審查方法，以及研發除役作業安全評估的監管決策基準，以作為制定除役作業安全評估的審查辦法基準。

本計畫係採用國際原子能總署建議的分級方法進行「除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究」，系統性的針對核一廠除役期間過渡階段前期的重要系統設備之機械完整性進行定性評估分析，以評估其風險危害，研究成果可以作為監管決策和法規監管的基準參考。

其次，本計畫亦提出利用現象識別和排名表(PIRT)作為除役知識管理的策略，利用現象識別和排名表進行各除役工作領域或研究主題的知識

分類與評比，並建置一知識庫(Knowledge Base)以整合核電廠之除役研究成果。

The International Atomic Energy Agency (IAEA) recommends its member states to adopt the "graded approach" to carry out the safety risk assessment of the decommissioning activities. The "graded approach" has been adopted for the safety assessment of decommissioning in the field such as large-scale commercial nuclear reactors, experimental reactors and nuclear laboratories, and has been credited by its member states. The "graded approach" has been also adopted for the review of safety assessments for decommissioning activities and the development of a regulatory approach for reviewing safety assessments for decommissioning activities and as a basis for regulatory decision making. This research project will adopt the "graded approach" to carry out the study of "qualitative assessment of the integrity of system/equipment important to safety during decommissioning period" and the outcomes of this study report may be referred as a basis for regulatory decision making as well as regulatory rulemaking and regulatory control on the field of the integrity of system/equipment important to safety during decommissioning period.

Secondly, the Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) is employed as the strategy of decommissioning knowledge management in this project, by using PIRT to classify and evaluate the knowledge of each decommissioning work items or research topics and build a Knowledge Base to integrate the decommissioning research results of nuclear power plants.

壹、計畫目標

本計畫之目標旨在蒐集國外具經驗之電廠在除役期間對於風險事故的研究資料，並採用 IAEA 建議之分級方法(Grade Approach)進行系統性的定性評估，確保用過核燃料之安全貯存及除役期間重要設備機械的完整性，以防止放射性污染源擴散，並保障除役期間工作人員和公眾的健康和安全。研究成果也將提供給法規監管單位，作為除役期間重要設備完整性之法規制定及法規監管之參考。

其次，本計畫亦提出利用現象識別和排名表(Phenomena Identification and Ranking Table, PIRT)，作為除役知識管理(Knowledge Management, KM)的策略；利用現象識別和排名表進行除役知識相關研究主題的分類與評比，並建置一知識庫(Knowledge Base)以整合核電廠之除役研究成果。

貳、重要成果

一、分級方法(Graded Approach)

參考國際原子能總署(IAEA)安全報告系列(Safety Reports Series) NO.77 建議之分級評估方法，著重於放射性暴露危害對工作人員、公眾和環境的事故後果，以幫助所有類型核設施除役的持照者和法規監管單位，能專注於除役期間可能遭遇的風險，於事前予以因應及防範，並將注意力放在更重要的除役問題上。

IAEA 建議成員國統一採用分級方法進行除役安全評估，下屬之除役安全專案小組(DeSa)，亦以案例對分級方法在除役安全評估的實用性進行確認，本計畫依循分級方法分析之目的亦是期望能持續與國際除役經驗接軌，本計畫依分級方法評估台灣除役工作於除役過渡階段前期之

風險，評估方法及部分成果詳表 1、表 2 及圖 1。

二、現象識別和排名表(Phenomena Identification and Ranking Tables, PIRT)

現象識別和排名表(Phenomena Identification and Ranking Tables, PIRT)，是一種系統性的方法，可以從數個專家中收集特定主題的信息，並對信息的重要度進行排名，以實現某些決策目標。具體應用如：告知有關用於安全性分析的開發分析工具的決策、確定事故順序的過程並確定安全系統的成功標準、為審查安全分析和支持數據庫提供見解等。

本計畫先將除役所涉及的繁雜研究，並對應除役計畫實際需要，將除役知識彙整合併為 13 項研究主題，再對蒐集之除役研究報告或相關期刊資料(本階段以核研所除役相關研究報告為主)，進行各項主題的知識度與重要度量化評級，評估方法及部分成果詳表 3 及圖 2~4。

參、展望

本計畫以 Grade Approach 方法評估除役期間可能的風險，此方法在 IAEA 的推薦下，其會員國之電廠除役工作會予以採納，未來監管單位可透過 IAEA 以及有採行此方法之會員國進行交流，完善成套工作分類項目，並在同一風險分析架構下汲取他國除役之經驗，健全我國除役工作之風險預測及處理方法。

本計畫另以 PIRT 方法歸納我國在除役方面知識與技術之成熟度，此方法可透過加強專家訪查、文獻統計等方式逐步增進分析結果。未來除役 PIRT 可比照 NRC 執行案例，召集除役方面專家成立工作小組，定期檢視國內除役技術的發展現況，以協助政府妥善運用研發資源、引導業界尋找技術發展標的、並加強除役電廠工作安全。

表 1 分級方法的風險矩陣

嚴重度等級	可能性等級			
	極可能或經常(P1)	有可能或偶而(P2)	很少發生(P3)	極不可能(P4)
嚴重(S1)	R1	R2	R2	R3
高度(S2)	R2	R2	R3	R3
中度(S3)	R2	R3	R3	R4
輕微(S4)	R3	R3	R4	R4

表 2 核一廠除役過渡階段前期留用的重要設備完整性的定性評估結果列表(部分)

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果 (IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
1.6 人為引發事件								
1.6.1 維護不周全或失誤	維護人員因安全文化心態的不適應，對留用的重要設備維護不周全而導致其不可用或故障。根據美國進行除役電廠的維護基準檢查發現，除役電廠可能發生留用的重要設備維護不周全的案例。	P3	RS4	IS3	PS4	R3	訂定留用重要設備的維護清單和維護基準程序書；並加強維護人員的安全文化和訓練。	法規監管機關進行年度維護基準檢查。
1.6.2 操作失誤或違反規定	值班人員因安全文化心態的不適應，對留用的重要設備可能有操作失誤而導致其不可用。	P2	RS4	IS2	PS3	R3	加強值班人員的安全文化和訓練。	

表 3 各研究主題之綜合評分結果

研究主題	綜合評分		研究主題	綜合評分	
	核安	工安		核安	工安
1. 廠址設施特性	1.4	1.4	8. 人員訓練	3.1	4.6
2. 除役規劃	1.5	1.9	9. 核子保防物料管理	4.5	3.8
3. 拆除作業	1.4	3.6	10. 保安措施	3.9	4.1
4. 意外安全分析	4.1	3.9	11. 緊急應變方案	5.3	3.9
5. 除汙規劃	2.6	2.1	12. 廠址再利用	1.8	2.0
6. 廢棄物管理	2.3	1.2	13. 技術與財務管理	1.6	1.4
7. 輻射劑量與防護	3.3	2.7			

109 行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

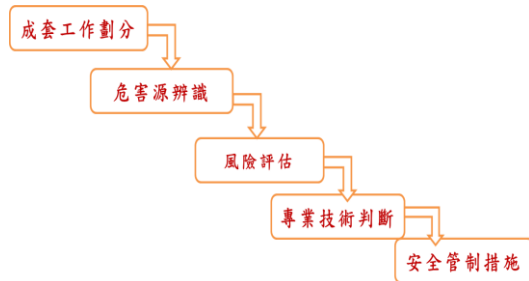


圖 1 分級方法的風險評估步驟

除役知識研究主題	
1. 廠址設施特性	8. 人員訓練
2. 除役規劃	9. 核子保防物料管理
3. 拆除作業	10. 保安措施
4. 意外安全分析	11. 緊急應變方案
5. 除汙規劃	12. 廠址再利用
6. 廢棄物管理	13. 技術與財務管理
7. 輻射劑量與防護	

圖 2 除役知識相關研究主題分類

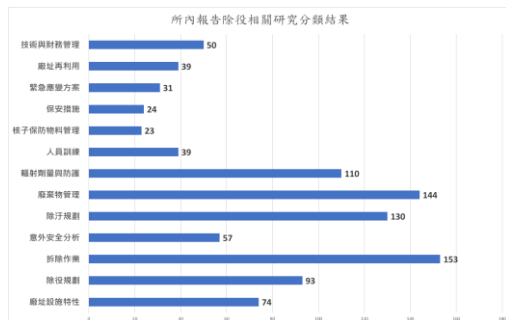


圖 3 核研所除役相關報告分類結果

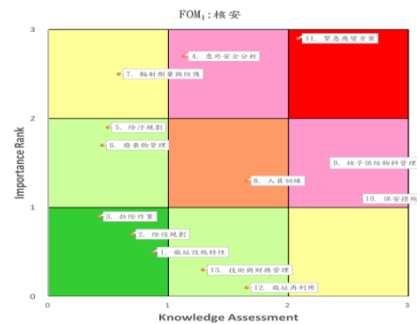


圖 4 以 PIRT 矩陣表示各研究主題在 FOM₁ 之位置

除役期間因廠區設備停用、部分運轉或配置變更之消防危害因子研究
Research on fire risk factors due to equipment shutdown, partial operation or
configuration changes during nuclear facility decommissioning
(計畫編號：109B005)

黃育祥¹ 許文勝² 郭銘瑜¹

¹ 中央警察大學消防系 ² 清華大學能源與環境研究中心

我國核一廠自 1978 年底實施運轉，執照期限為 40 年，配合政府非核家園的政策，規劃核一廠進行核電廠除役作業，從 2012 年起開始規劃準備除役作業，至 2018 年開始執行除役作業，而除役作業當中，火災防護將人命安全視為主要目標。各項除役工作中，許多火災風險的預防，亦是執行工作前的首要評估作業；如各項除役法規的應用、全球核電廠除役案例的參考，以及火災安全防護的計畫等。綜合上述，核一廠內部需建立一個符合除役作業標準的火災防護計畫能在維持核能安全上，防止生命財產的損失。

本研究透過國內、外法規綜合分析、國外案例分析與核一廠現場廠勘，初步針對核一廠火災防護歸納出以下六大項，並對除役工作的進行，羅列出火災預防工作的風險性分析，提出除役過程中所須遵守的原則與規範。

- 一、可燃物管理安全
- 二、通風與集塵設備安全
- 三、電氣安全
- 四、消防安全

五、施工安全

六、人員安全

The unit 1 of First Nuclear Plant was in operation since the end of 1978, and the license of 40 years. In line with the government's policy of non-nuclear homelands, the unit 1 of First Nuclear Plant was planned to carry out decommissioning. The preparations for decommissioning operations would be planned from 2012 and the decommissioning operations would be implemented in 2018. During decommissioning operations, fire protection regards the safety of human life as the main goal. In various decommissioning work, the prevention of many fire risks are also the primary assessment task before implementation; such as the application of various decommissioning regulations, reference to global nuclear power plant decommissioning cases, and fire safety protection plans. In summary, the unit 1 of First Nuclear Plant needs to establish a fire protection plan that meets the decommissioning operation standards to maintain nuclear energy safety and prevent loss of life and property.

Based on the comprehensive analysis of domestic and foreign laws and regulations, foreign case studies, and site surveys of The unit 1 of First Nuclear Plant, this study initially summarized the following six items for fire protection in The unit 1 of First Nuclear Plant, and listed the fire prevention work on the progress of decommissioning. Risk analysis, put forward the principles and norms that must be followed in the decommissioning process °

1. Safety of combustibles management
2. Safety of ventilation and dust collection equipment



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

3. Electrical safety
4. Fire safety
5. Construction safety
6. Personnel safety

壹、計畫目標

在除役期間過渡階段的前期，反應器內的燃料束尚未移除，核電廠火災影響核能安全的風險最高；故除役期間過渡階段前期評估時，仍應以運轉中核電廠的規模來做火災防護；為強化核電廠於除役期間的火災防護，規劃更完善的火災預防計畫。因此，透過法規與案例分析之探討及實際勘查，以達核能安全除役的主要目的。

貳、重要成果

除役期間過渡階段的前期應視為運轉中核電廠的安全規格執行相關必要措施。

一、用過燃料尚未移出用過燃料池之前，火災防護相當重要：

(一)主要目的防止發生火災事故，造成反應器廠房與汽機廠房的相關

結構、系統與組件的損壞，或影響反應器與燃料池冷卻系統的運轉，而導致燃料池冷卻系統的運轉安全。因此，相關的拆除作業必須以此為當作最終目的來做防護。

(二)建議採用逐層拆解與拆除之方式進行，再依各樓層空間區域，以

防火區劃增減設置之執行拆除作業，可有效降低火災風險因子導致火災發生而影響核安的機率。

(三)瑞士起司理論，只要各項安全措施與防護出了差錯，哪怕是小缺

失，一連串的缺失串在一起，很可能就成了大災難。故在施工前中後的評估與防護，必須層層確認，建立完整的檢核機制與除役作業施工的品質，才能有效確保災害的發生。

二、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文

(一) 國際研討會

1. The 13th International Symposium on Asian Society for Integrity of Nuclear Components, (ASINCO-13) April 21-22, 2021

Title: “Research on fire risk factors due to equipment partial operation during nuclear plant decommissioning”

(二) 期刊論文

1. 郭銘諭，黃育祥，”國內核能電廠除役期間火災因子分析之研究”，災害防救學報，Vol.22, Dec. 2021 (October 2020 Accepted)
2. 黃育祥，郭銘諭，沈子勝，”核電廠除役階段現勘調查火災分析研究”，警學叢刊，第 254 期，52 卷，Dec. 2021 (March 2021 under reviewed)

參、展望

核一廠除役 4 階段 25 年：其中過渡階段(8 年)、拆廠階段(12 年)為火災危險因子影響安全之重要階段，可分軟硬體來分析；軟體上有關變更之防災計畫或安全防護計畫，應由主管機關會同使用單位審查確認，尤以施工中防護為重點；硬體上應以滾動式檢討消防設備之增減設置，如檢修時程，減少風險低的廠區消防設備之檢修數量、範圍。

生質沼氣發電聯網應用模式及模組化設計研究

建構一株可生產中碳鏈脂肪酸之 *Yarrowia lipolytica*

Research on Biomass Power Generation Networking-Engineering *Yarrowia lipolytica* for the Synthesis of Medium-Chain Fatty Acids

(計畫編號：109A014)

蔡伸隆¹ 郭家倫² 黃瓊芳² 陳佳欣²

¹台灣科技大學化學工程學系 ²核能研究所

脂質是天然來源的產品，對石化原料而言，為一非常具有吸引力的可再生替代品。雖然天然產生的長鏈脂肪酸可以代替某些石油類似物；然而，中鏈脂肪酸則可以更貼近目前使用的石油產品所需的物理和化學性質。在這個研究中，我們利用基因轉殖技術設計一株解脂耶氏酵母(*Yarrowia lipolytica*)，從而產生中鏈脂肪酸。解脂耶氏酵母是一種油質酵母，其可在高滴度下自然產生脂質，我們在解脂耶氏酵母中表達對中鏈酰基-ACP 分子具有特異性的 ChFatB2 與 CpFatB1 硫酯酶，並將 *gut2*、*faa1*、*mfe1* 等三個基因從其染色體中剔除，使其具有可以累積生產中碳鏈脂肪酸的能力。結果顯示，當以葡萄糖當做底物時，所建構之菌株並不會累積 C10 脂肪酸。然而，在以辛酸做為底物之條件下，所建構之菌株就可以累積 C10 脂肪酸。未來將再繼續強化相關代謝路徑的改質，以提升最終改質菌株對葡萄糖轉化為 C10 的累積能力。

Lipids are products of natural origin and are very attractive renewable alternatives to petrochemical raw materials. Although naturally occurring long-chain fatty acids can replace certain petroleum-based chemicals, medium-chain fatty acids possess the physical and chemical properties that are closer to currently used petroleum-based products. In this research project, we will use gene cloning technology to design an engineered *Yarrowia lipolytica* which is an oleaginous yeast that naturally produces lipids at high titers. Therefore, it is a good candidate for producing medium chain fatty acid. We will express ChFatB2 and CpFatB1 genes that encoding thioesterases for the catalytic conversion of medium-chain acyl-ACP molecules in *Y. lipolytica*. In addition, we will delete the three genes *gut2*, *faa1*, and *mfe1* from its chromosome to prevent byproduct formation. Results indicated that the created strain have only poor ability to accumulatively produce medium-chain fatty acids when using glucose as the substrate. However, when using octanoic acid as the substrate, the engineered strain is able to accumulate C10 medium-chain fatty acid. Future work will be continued on optimizing the pathway for medium-chain fatty acids production, especially when using glucose as the substrate.

壹、計畫目標

使用酵母作為微生物細胞工廠來生產有價值的可再生燃料和化學品已經成為對抗全球暖化與能源危機等各種問題的重要解決方案。脂肪酸是具有長烷基鏈的分子，末端帶有羧酸，與石油中發現的化學物質非常相似。它們可以作為在細胞內儲存能量和碳的分子。解脂酵母菌具有可大量產生脂質的特性，使其成為工業化生產脂肪酸衍生產品的最佳微生物平台；而其中又以解脂耶氏酵母(*Yarrowia lipolytica*)是研究最多的酵母。研

究人員除已通過多種合理的進化方法對其進行了改造，以增加脂質的產生外，許多研究人員已經成功地在解脂耶氏酵母中生產了新型脂肪酸產品，包括 omega-3-脂肪酸，亞油酸衍生的不飽和和多不飽和脂肪酸以及烷烴。儘管它已可以被改造來產生大量的脂質和相關產品，但相關的烷基鏈比典型的石油衍生產品中的烷基鍊長得多，因而使其物理性質對工業和商業應用的吸引力下降。因此；利用基因轉殖技術建構生產中鏈脂肪酸的油質酵母將可使生產的可再生分子更適合用作石化產品之替代品。

貳、重要成果

一、說明研發成果之重要貢獻

(一) 批式 (Batch)與饋料批式 (Fed-batch)發酵法之比較：舉辦亞太核

醫法規訓練課程與參訪活動醫藥品查驗中心，以強化核研所內對於我國核醫藥法規面的認知與審查面的細節，與加強與核研所與法規單位的縱向聯繫，對於在案件送審效率、在開發中藥物的可行性與送件方針與在特殊性藥品專案申請方式。

(二) 以葡萄糖為底物(substrate)進行發酵：本研究初期嘗試以葡萄糖做為唯一底物，並嘗試透過發酵葡萄糖以生產 C10 脂肪酸。然而結果發現，發酵結果完全不包含目標產物癸酸，本研究根據結果作出兩個推論(圖 2)。其一，當 *Y. lipolytica* 合成出癸酸後馬上就會被代謝掉或是合成為更長的脂肪酸，因此本研究將作癸酸回收率的發酵實驗，測試若一開始加入癸酸，其他代謝的速度為何；其二，根據 *Y. lipolytica* 的脂肪酸合成路徑，若要從最原始底物葡萄糖合成目標產物癸酸，中間有非常多的反應會影響癸酸的合

成，因此第二個測試為直接加入辛酸(8 碳脂肪酸)作為合成癸酸的前驅物，測試是否能更功獲得癸酸。

(三) 癸酸的回收率：回收率的測試方法為在一開始發酵時(0hr)便加入癸酸，每 24 小時取點一次觀察癸酸的消耗程度。根據圖 3 結果可以發現，癸酸於第 24 小時便完全消耗，代表以葡萄糖為底物進行發酵時，可能會產生癸酸，但是被快速的消耗而沒有保存於 *Y. lipolytica* 之中。

(四) 以辛酸作為底物進行發酵：與饋料批式發酵一樣每天都會加入葡萄糖，除此之外，本研究將在第 24 小時取點後與 72 小時取點後額外加入辛酸作為發酵底物，觀察改殖菌株是否能夠累積癸酸。由圖 4 知結果可發現，加入辛酸作為底物時能夠確實累積癸酸，因此這方法是可行的。

二、學術成就方面，本研究成果以投稿於第 26 屆台灣生物技術暨生物工程國際研討會，將於 109 年 6 月 25-26 日在中興大學發表。

參、展望

本研究建構許多植體以及將其線性化後成功轉形至 *Y. lipolytica* 之中，並對成功改殖的菌株進行發酵測試，測試結果最好的組合為每天補充葡萄糖(饋料批示發酵法)以及補充辛酸作為發酵底物，能成功累積癸酸。未來，本研究將繼續尋找能累積更多癸酸的發酵方式，希望能超過現有合成脂肪酸的產量，達到綠色生產之目的。此外，在研究過程中發現，開發一套能同時將多組基因轉殖入 *Y. lipolytica* 中的系統，對於未來利用 *Y. lipolytica* 來當作生物精煉宿主細胞是非常重要的。

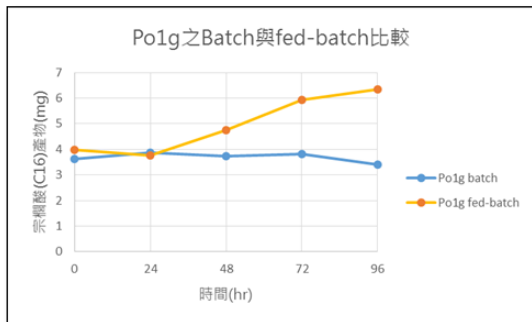


圖 1 不同發酵方式之差異

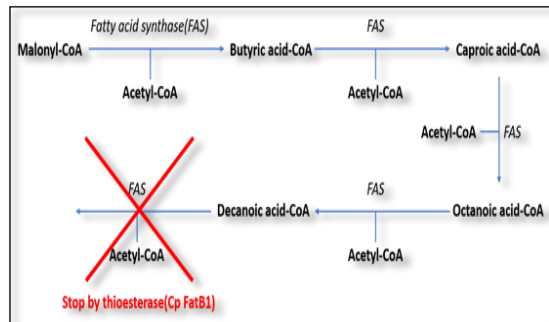


圖 2 脂肪酸合成路徑圖

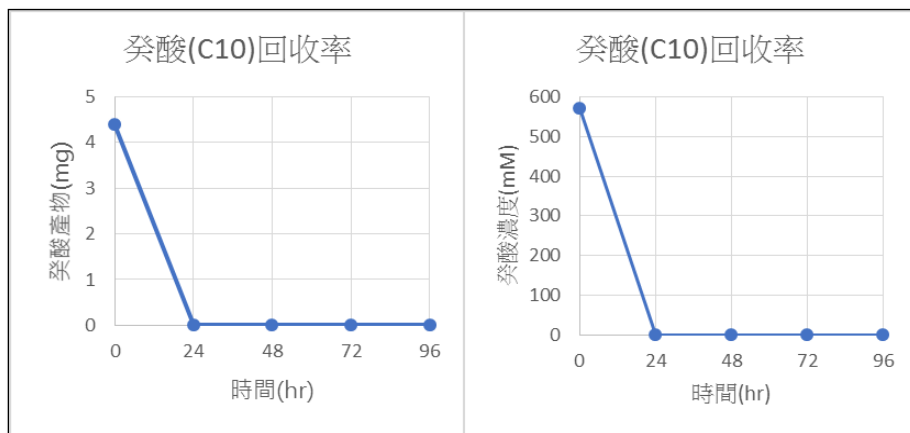


圖 3 癩酸的回收率

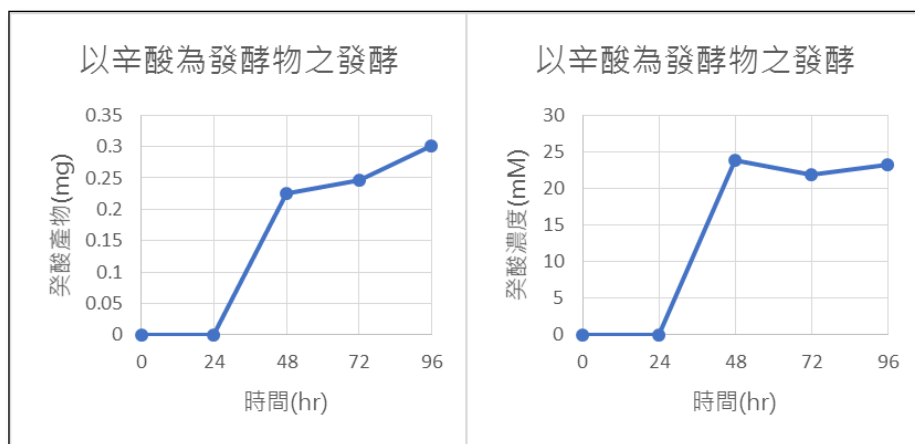


圖 4 以辛酸作為發酵物之發酵

連續生產沼氣之厭氧發酵技術開發

Development of anaerobic digestion technology of continuous production of biogas

(計畫編號：109A008)

張祐宸¹ 曾慶平¹ 詹明峯² 陳文華²

¹國立交通大學生物科技學系 ²核能研究所

本研究探討纖維廢棄物酸解聚處理後於連續式厭氧消化生產沼氣系統最佳化，利用高含氮之沼液當作調整材以調整碳氮比評估沼氣生產效率。廚餘沼液的化學需氧量為 44800 mg/L、總固體含量及揮發性固體分別為 43%、25%，碳氮比為 7.5。批次搖瓶實驗結果顯示，解聚稻稈與廚餘沼液共發酵最佳條件為 S/I=1、C/N=20、pH=7，平均每克乾重可產生 476 毫升沼氣，而解聚稻稈與養豬場沼液共發酵為 S/I=1、C/N=20、pH=6，每克乾重產氣量為 795 毫升，並且得知於 pH=6 條件下 COD 去除率效果最佳。本研究也進一步探討纖維料與養豬廢水混摻於連續系統厭氧共發酵沼氣生產效率並探討參數最佳水力滯留時間、碳氮比，達到最佳沼氣生產量。公斤級連續式反應器實驗結果顯示，水力滯留時間 25 天、碳氮比 20 為產沼氣最佳條件，每克 COD 及乾重產氣量分別達 333 毫升與 880 毫升沼氣，同時初步驗證了添加有機酸能有效提升產沼氣。

This study explores the optimization of biogas production in continuous anaerobic digestion after acid depolymerization of fiber waste, and high-nitrogen biogas slurry is used a material to adjust the carbon/nitrogen ratio. The

chemical oxygen demand (COD) of the kitchen waste biogas slurry are 44800 mg/L, the total solid content (TS) was 43% and the volatile solids (VS) is 25%. The C/N ratio of the high-nitrogen biogas slurry was at 7.5. High nitrogen-containing kitchen waste biogas slurry and depolymerized fiber raw materials batch flask experiments show that the optimal conditions are the substrate/inoculum ratio (S/I ratio) of 1 and C/N ratio 20, pH=7, which produces 476 mL-biogas/g TS. The co-fermentation of depolymerized fiber raw materials and pig farm biogas slurry were the S/I=1, C/N=20, pH=6, which produced 795 mL-biogas/g TS. The COD removal rate is the best under the condition of pH=6. In this study, the biogas potential of depolymerized fiber materials mixed with wastewater of pig farms in different parameters (hydraulic retention time and organic load rate) of continuous stirred tank reactor (CSTR) anaerobic digestion is further analyzed. The best experimental parameters are the hydraulic retention time of 25 days and the carbon-nitrogen ratio of 20 are the best conditions for biogas production, which produces 333 mL-biogas/g COD and 880 mL-biogas/g TS. The results also verify that the addition of organic acids can effectively increase the biogas production.

壹、計畫目標

厭氧消化產沼氣技術會伴隨大量副產物沼液沼渣的生成，促使近年來沼液沼渣去化再利用之研究興起。本研究採取以高含碳解聚纖維稻稈為料源，並添加廚餘(或豬糞)厭氧消化系統出流之高含氮沼液以供醱酵做進一步產沼氣，運用於公斤級連續式反應器(CSTR)進行生質沼氣研究，以評估纖維稻稈與沼液共醱酵之最佳產氣條件。

貳、重要成果

一、說明研發成果之重要貢獻

(一)主要發現

在本計畫中，經由一系列解聚纖維稻稈與廢水混參比例、碳氮比和水利滯留時間調整後，公斤級連續式反應器內以碳氮比 20、水力滯留時間 25 天、pH 7.3 的條件下單日總產氣量最高可達 13530 公升，每克乾重產氣量最高可達 1833 毫升，是最佳稻稈處理及產氣綜合表現。

(二)本計畫所解決之問題

生質沼氣除了能作為燃料產生經濟效益外，利用生產沼氣時的厭氧消化過程處理回收物也能為環境帶來利益，例如傳統農業肥料(如動物糞便、廢棄農作物等)自然降解的過程中會導致甲烷與二氧化碳的排放。若先經過厭氧消化處理，不僅有助於減輕異味、去除對人體或動物有害的病原體，消化後產生的沼液具有用作土壤肥料的潛力，回收產生的沼氣也有助於減少溫室氣體排放。

歐洲的沼氣廠使用原料來源為都市廚餘、生活垃圾、加工業廢水、玉米稈和禽畜糞便等，厭氧消化後富含高有機質之殘渣可製成肥料、餘熱回收利用，提高能源效率。

二、學術成就

本計畫研究成果預計可發表在國內研討會中，後續初步探討結果進行深入研究後預計將撰寫 2 篇期刊論文發表。

參、展望

本計畫使用公斤級連續厭氧消化系統，將高含氮沼液與纖維料源的厭氧反應參數調整至最佳化，提升生質沼氣生產效率，優化再生能源應用。未來將可以提供實場規模之參照，最終達到提升農業廢棄物與能源作物的經濟價值，此技術將可延伸應用至其他纖維料源之沼氣生產，將對台灣綠色能源、產業升級、循環經濟及永續發展均有其重要性。

沼液沼渣回收再利用方法評估

Evaluation of recycling methods of biogas residue and slurry

(計畫編號：109B003)

郭楊正 林錫杰 廖麗玲

財團法人食品工業發展研究所

為提升厭氧消化之沼氣生產效率，利用木質纖維解聚物來增加碳源，已證實可增加沼氣的總產量，然而其所產生的沼液沼渣之特性仍須進一步分析，方能評估其去化方法。本計畫針對國內外畜牧廢水之處理方式進行探討，並針對木質纖維解聚物及畜牧廢水共消化所產生之沼液沼渣進行肥分、重金屬及有害菌的分析，以作為評估資源化利用可行性的依據。根據分析結果，我們估算沼液入田時的建議使用量；根據重金屬分析結果，需要定期監測土壤中鋅的累積量；樣品中未檢測出大腸桿菌，但有少量沙門氏桿菌，因此建議不要使用在生食蔬菜上。

Using de-aggregation lignocellulose to increase the carbon source has been proven to improve the total production of biogas in the AD process. However, the characteristics of the biogas slurry and residue still need to be analyzed in order to evaluate the decontamination method. In this project, we analyzed the biogas slurry and residue produced by co-digestion of de-aggregation lignocellulose and livestock wastewater, including fertilizer composition, heavy metals, and harmful bacteria, then refer to this as the basis for evaluating the feasibility of resource utilization. Based on the results of the

analysis, we calculated the recommended amount of biogas slurry to farmland. The accumulation of zinc in the soil should be monitored regularly. E.coli was not detected in the sample, but Salmonella was detected, so it is recommended not to use it for lettuce planting.

壹、計畫目標

為評估木質纖維解聚物及畜牧廢水共消化所產生之沼液沼渣的再利用可行性，本計畫分為「去化方法評估」及「特性分析」兩部分執行。「去化方法評估」主要搜尋國內外研究案例、實施概況及相關法規，作為本案參考依據；「特性分析」則針對沼液沼渣進行肥分、重金屬及有害菌的分析，並提出本案之沼液沼渣於田間施用的建議使用量。

貳、重要成果

一、國內現況分析

國內針對畜牧糞尿處理上，多數採用畜試所三段式豬糞尿處理方式，亦即固液分離後，經分離後之固形物以堆肥化處理，液體部分則約停留 10 天時間，經厭氣發酵法處理後，再經活性污泥法處理後排放。環保署於 2016 年起即開始推廣「沼液沼渣農地肥分使用」計畫，然必需考量公共衛生問題及進行環境監測，避免環境、農田及地下水遭受污染。環保署及相關部會積極推動沼液沼渣資源化利用，在多個縣市政府配合之下，截至 109 年 9 月 30 日，全台已有 1,419 家畜牧場採行畜牧糞尿資源化利用，核准施灌量每年達 664 萬公噸。在此政策推行之下，未來本案所使用木質纖維解聚物及畜牧廢水共消化技術所產出之沼液沼渣，便可依循此路徑進行去化。

二、核研所厭氧共消化技術沼液沼渣特性分析

核研所樣本肥力分析結果如表 1，相較於一般畜牧場，第一批次的含氮量偏低，第二批次則高於平均值。從兩批次樣本的含氮量來看，顯示核研所產出的沼液廢水含氮量較不穩定。在全磷酐的部分，兩批次混合沼液沼渣分別為 $0.17\pm0.02\%$ 及 $0.20\pm0.01\%$ ，相較於畜牧厭氧廢水，核研所的全磷酐值偏高；在全氧化鉀的部分，第一批次混合沼液沼渣數值為 0.19% ，高於第二批次的樣本(0.04%)。綜合上述肥力分析結果，第一批次樣本在磷鉀比例上偏高，第二批次氮肥比例較高，因此在後續使用上需依照作物及生長期的需求進行施用。

在重金屬分析部分，兩批次的混合沼液沼渣之鋅濃度分別為 113.8 ± 56.3 及 98.25 ± 13.44 mg/L，其餘皆在偵測極限以下(< 0.1 mg/L)。離心沼渣之鎘、鎘重金屬含量超過有機堆肥標準，無法直接施用於土壤中，建議添加其他物質再處理，例如堆肥化處理後，製成堆肥使用。

在有害菌部分，兩批次的樣本在大腸桿菌檢測培養基上皆未發現藍色菌落(圖 1A)，表示該樣品未檢測出大腸桿菌(<100 CFU/mL)；在沙門氏桿菌檢測培養基上，可檢測到代表沙門氏桿菌的紫紅色菌落(圖 1B)，兩批次樣本分別為 3.9×10^3 及 2.3×10^4 CFU/mL。

根據上述肥分及重金屬檢測結果，本計畫選用甘藍、洋蔥、小黃瓜及香蕉作為例子，並參考作物施肥手冊及台灣肥料有限公司作物施肥建議，評估其可取代肥料之用量，詳細內容請參閱結案報告。

參、展望

沼液沼渣的性質可能隨著季節、氣候及進料條件改變而產生變化，由本計畫的分析來看，在肥分上本案與一般畜牧場大不相同，且變化量較大，

因此會影響未來農田使用的用量與效果，未來待進料參數穩定後，需再進行定期檢驗分析。在重金屬部分，由於樣本中銅濃小於 0.1 mg/L，幾乎不會造成土壤的累積風險，但鋅濃度的部分則較高，因此須注意使用量及每年檢驗土壤的重金屬含量。有害菌分析之部分，本次分析樣品中並未檢測出大腸桿菌，但仍含有少量之沙門氏桿菌，故此建議以沼肥培養之作物，不要使用於生食蔬菜之供應上。

表 1 核研所沼液沼渣肥力分析

檢測項目	第一批次			第二批次			
	混合沼渣沼液	離心沼液	離心沼渣	混合沼渣沼液	離心沼液	離心沼渣	污泥
全氮 %	0.06±0.05	0.08±0.02	1.55±0.02	0.94 ±0.04	0.74 ±0.02	0.99 ±0.05	2.50 ±0.25
全磷酐 %	0.17±0.02	0.13±0.01	1.57±0.06	0.20 ±0.01	0.16 ±0.06	5.77 ±0.08	21.85±0.17
全氧化鉀 %	0.19±0.01	0.15±0.02	1.38±0.03	0.04 ±0.00	0.04 ±0.00	3.05 ±0.04	0.70 ±0.01
鈉 %	0.11±0.006	0.11±0.002	0.11±0.003	0.10 ±0.002	0.10 ±0.00	0.35 ±0.008	0.05 ±0.001
氯 mg/kg	5.48±0.39	5.39±0.87	3.59±0.83	1.18 ±0.84	3.62 ±0.42	7.47 ±0.23	3.99 ±1.77
pH	7.4	7.82	7.52	7.31	7.50	7.42	7.83
EC mS/cm	8.04	8.31	1.44	4.87	4.98	1.10	1.57
有機質 %	2.95±0.05	1.09±0.01	64.72±0.38	1.25±0.03	0.76 ±0.01	67.75±0.02	43.06±0.75

a：pH、EC 樣品和水比(1：10，w/v)

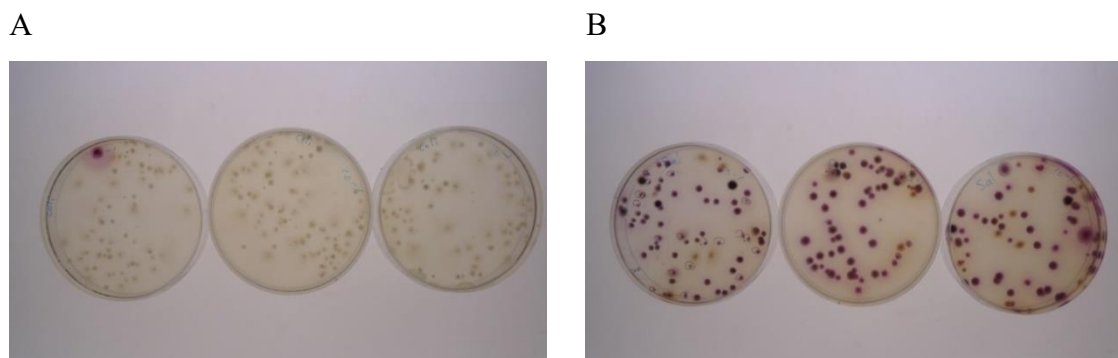


圖 1 腸桿菌群(A)及沙門氏桿菌(B)檢測培養。每個實驗為三重複。

除濕輪於塑膠及農作物乾燥過程對於揮發性有機氣味吸附特性研究分析

Study on the adsorption characteristics of desiccant wheels for volatile organic gases from the drying process of plastic and crop

(計畫編號：109B001)

林家驊

虎尾科技大學生物科技系

本計畫乃採用鋁渣純化後之環保再生材質高溫燒結陶瓷化之除濕輪進行揮發性有機氣體吸附特性試驗，期使擴展資源化的除濕輪的實際應用面。吸附試驗以設計建構可串聯使用之試驗模組進行吸附特性研究，使用不同孔徑的除濕輪通過三種有機氣體分別進行吸附測試，以獲得吸附動力及貫穿曲線之操作參數。由吸附試驗獲得之實驗數據，分析不同孔徑除濕輪之吸附特性下的數學模型。除濕輪對於甲苯、乙醇及丙酮之平均單位吸附量分別為 1.54、1.19 及 0.81 $\mu\text{g/g}$ 。本研究是除濕輪對於有機氣體吸附的前驅研究，未來可對除濕輪進行改質增加吸附能力。

This project focuses on analysis of the adsorption characteristics of the desiccant wheels which were made by aluminum dross for the wider application. Adsorption tests of the desiccant wheels which have different PPIs (pores per inch) are conducted to pass through three volatile organic gases to obtain the operation parameters of adsorption kinetics and breakthrough curves. Based on the results of adsorption tests, mathematical models of the desiccant wheels with different PPIs will be developed. The adsorption capacity of

desiccant wheels for toluene , ethanol, and acetone were 1.54, 1.19, and 0.81 $\mu\text{g/g}$, respectively. This study is a pioneering study for VOCs adsorption by using the desiccant wheels. In a further study, adsorption capacity can be improved by modifying the surface of the desiccant wheels.

壹、計畫目標

鋁渣屬於一般事業廢棄物，然而其遇水容易產生化學變化的特性，鋁渣若經不當處置，除有害金屬離子可能會透過地表水釋出而污染環境外 (Das et al., 2007)。核能研究所於 2019 年開發建置「公斤級煉鋁爐渣純化提取氫氧反應系統技術」，將鋁渣以多孔陶瓷技術高溫燒結製成不同孔徑除濕輪。除濕輪可經由加熱來達成水氣的吸脫附，達成對農產品乾燥的效果 (Patel and Kar, 2012)。本計畫乃利用除濕輪多孔特性，進一步測試對揮發性有機氣體(Volatile Organic Compounds, VOCs)的吸附特性。

本計畫由核能研究所提供環保再生材質除濕輪進行吸附試驗，除濕輪是以鋁渣純化再生的氫氧化鋁或氧化鋁作為陶瓷漿體原料，其粒徑分佈分別為 $D_{10} = 22.4 \mu\text{m}$ 、 $D_{50} = 40 \mu\text{m}$ 、 $D_{90} = 63.5 \mu\text{m}$ ，再以 1000-1300 $^{\circ}\text{C}$ 燒結而成的陶瓷化多孔材質輪體。多孔陶瓷乃以發泡技術製作的聚合泡棉作為陶瓷漿料之載體，陶瓷孔徑由發泡材料的孔洞尺寸主導。環保再生材質除濕輪的孔徑大小在 10-60 PPI (pores per inch)之間。多孔材質的特性可增加吸附劑對 VOCs 的吸附能力(Zhang et al., 2012)，相關研究亦指出可應用添加劑的方式增加處理 VOCs 的能力(Cordi and Falconer, 1996)。

貳、重要成果

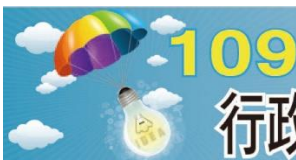
一、吸附試驗設計

本研究以核能研究所製備之除濕輪套入除濕輪串連模組進行吸附試驗。吸附有機氣體以化學計量方式製作吸附試驗之不同極性有機氣體，氣體共包含乙醇(ethanol)、丙酮(acetone)以及甲苯(toluene)，分為高濃度(101-150 ppm)、中濃度(51-100 ppm)與低濃度(1-50 ppm)，製備於具化學惰性之 PVF 聚氟乙烯樹脂採氣袋中(Tedlar®，DuPont™，USA)。採氣袋連接在吸附輪體承載艙一端，另一外以定流量之採氣泵進行吸附試驗。每批次試驗開始，重新校正比對採氣泵流量，採氣泵流量設定在 0.5 ± 0.25 l/min 左右，以皂泡式流量校正計進行流量測定與校正。每一批次之流量測定，皆經 10 次量測比對，待最終平均流量與額定流量誤差在 5% 以內，始得開始進行吸附試驗。另外，為避免試驗氣體累積與工作場域安全，吸附試驗模組已架設在分析實驗室之化學排煙櫃內，以維護操作人員安全。

二、吸附動力及貫穿曲線操作參數

Yoon-Nelson Model (Yoon and Nelson, 1984) 是廣泛使用的吸附動力模式，從防毒面具的活性碳填充濾毒罐設計與測試(SEA, 1997)，到工業廢氣的吸附床設計 (Kim and Kang, 2004; Tsai et al., 1999)，在實場操作都有實際應用。Yoon-Nelson Model 為假定氣流通過吸附床中的吸附劑時，部分氣體分子被吸附而部分氣體分子通過，吸附分率的衰減率正比於貫穿分率(P)與吸附分率(Q)的相乘。

$$-\frac{dQ}{dt} \propto QP \quad (1)$$



上式可再一步積分後，可得

$$t = \tau + \frac{1}{k} \ln \frac{c}{c_i - c} \quad (2)$$

t ：時間(min)

τ ：貫穿濃度發生時間(min)

k ：反應速率常數(1/min)

c_i ：VOCs 進流濃度(ppmv)

c ：VOCs 經吸附床吸附後之出流濃度(ppmv)

此外，針對不同有機氣體分別通過吸附模組，由(3)式計算，由已知之氣體濃度 C_0 ，在固定流量 Q_g 下，由貫穿濃度可推算吸附層之質量傳輸帶厚度 Z_a 以及吸附層所需填充厚度 Z ，並可獲得單位吸附材質之平衡吸附量 Y_0 。經由上述參數可帶入(4)式中求出吸附層最少材質總量 W ，以作為後續處理有機氣體之依據。

$$Q_g \times C_0 \times t_b = [Y_0 \times S \times Z - Z_a \times \rho_b] + [Y_0 \times S \times Z_a \times \rho_b] \times \left(\int_0^{Z_a} C dZ \right) / (C_0 Z_a) \quad (3)$$

$$W = S \times Z \times \rho_b \quad (4)$$

W ：吸附層最少材質總量(kg)

Q_g ：進流有機氣體流量(m^3/min)

S ：吸附層之截面積(m^2)

C_0 ：進流有機氣體中溶劑濃度(kg/m^3)

C ：有機氣體中溶劑濃度(kg/m^3)

Y_0 ：吸附層在溶劑濃度為 C_0 時之平衡吸附量(kg solvent/kg solvent gas)

Z ：吸附層所需填充厚度(m)

Z_a ：吸附層之質量傳輸帶厚度(m)

ρ_b ：吸附輪體之填充密度(kg/m^3)

由 3 種氣體、3 種濃度以及 3 種孔隙率的吸附試驗結果(圖 1)，建構相對應之突破曲線 Yoon-Nelson Model 吸附動力模型(圖 2)。吸附動力模型所得之各項參數如表 1 所示，動力模式之 R^2 皆在 0.9 以上，平

均標準誤差(Mean absolute error, MAE)在 0.01-0.04，理論 50%貫穿時間(τ_{50_theor})也與實驗 50%貫穿時間(τ_{50_exp})近似。由吸附動力模式之參數中，除濕輪對於乙醇氣體的平均反應速率常數(k)為 0.110 1/min，對於丙酮氣體為 0.294 1/min，對於甲苯氣體為 0.159 1/min。除濕輪之平均單位吸附量於乙醇氣體為 0.81 $\mu\text{g/g}$ ，於丙酮氣體為 1.19 $\mu\text{g/g}$ ，於甲苯氣體為 1.54 $\mu\text{g/g}$ 。平均質量傳輸帶厚度(Z_a)於乙醇為 24.5 cm，於丙酮為 8.3 cm，於甲苯為 14.7 cm。

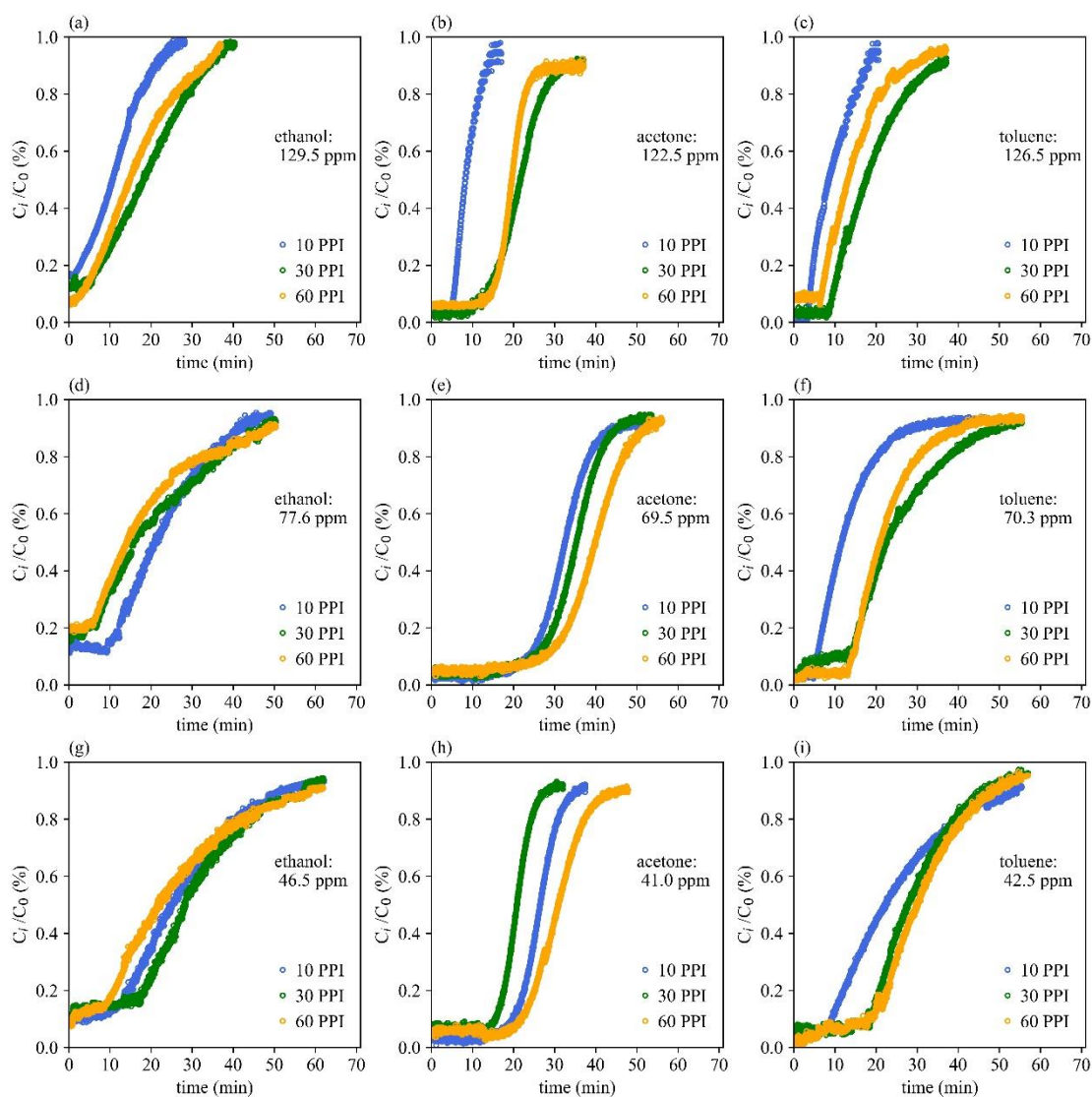


圖 1 甲苯、乙醇、丙酮不同濃度區間通入不同 PPI 輪體之吸附曲線

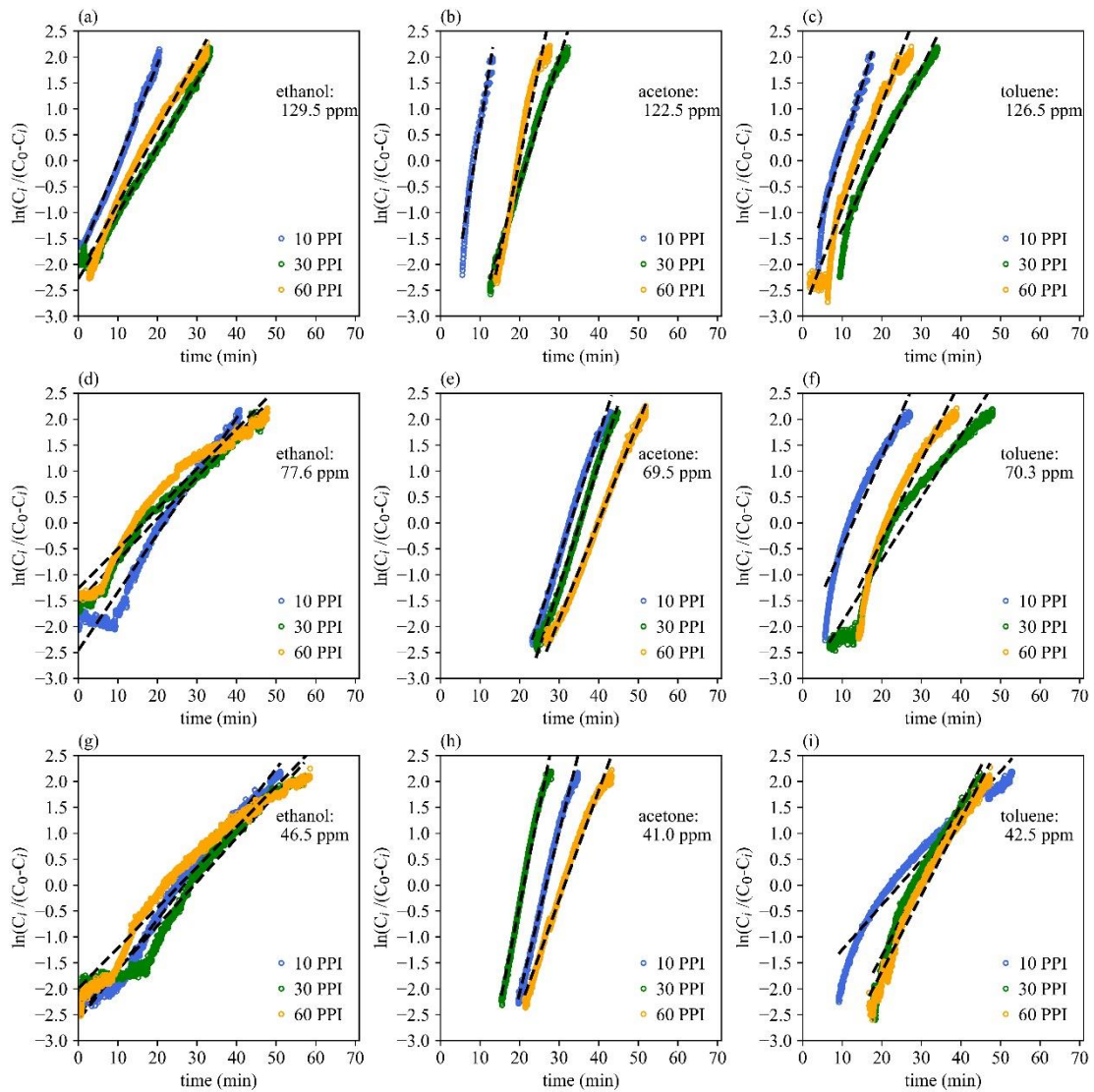


圖 2 甲苯、乙醇、丙酮不同濃度區間通入不同 PPI 吸附輪體之 Yoon-Nelson model 吸附動力模型模擬結果



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

表 1 吸附動力模型參數

pore	gas	conc. (ppm)	weight (g)	k (1/min)	R ²	τ _{50_exp} (min)	τ _{50_theor} (min)	MAE	adsorption capacity (μg/g)	Za (cm)
10PPI	ethanol	129.5	1806.35	0.189	0.995	10.5	10.2	0.01	0.69	25.0
		77.6	1800.44	0.112	0.973	20.9	22	0.02	0.87	25.0
		46.5	1806.55	0.097	0.986	24.3	26.9	0.02	0.64	24.7
129.5		1884.51	0.127	0.994	18.1	18	0.01	1.17	25.0	
77.6		1882.05	0.08	0.98	15.4	19	0.02	0.77	25.0	
46.5		1860.75	0.085	0.971	28	29.3	0.03	0.69	25.0	
129.5		1820.51	0.141	0.984	14.7	15.9	0.02	1.08	21.0	
77.6		1760.1	0.077	0.946	14	16.5	0.04	0.75	25.0	
46.5		1730.56	0.078	0.963	21.4	25.6	0.04	0.65	24.8	
10PPI	acetone	122.5	1814.74	0.479	0.969	8.2	8.7	0.03	0.69	9.6
		69.5	1744.6	0.235	0.993	32.4	32.8	0.01	1.51	7.6
		41	1801.78	0.311	0.992	26.5	26.7	0.02	0.72	6.8
122.5		1919.55	0.243	0.991	21.6	21.9	0.02	1.62	11.0	
69.5		1892.1	0.235	0.996	35.3	35.2	0.01	1.45	8.1	
41		1849.83	0.379	0.988	20.8	21.1	0.02	0.53	7.1	
122.5		1828.13	0.366	0.967	19.6	20	0.04	1.55	7.9	
69.5		1744.05	0.19	0.997	39.7	39.8	0.01	1.81	8.5	
41		1733.59	0.211	0.988	30.8	31.4	0.02	0.85	8.3	
10PPI	toluene	126.5	1824.94	0.25	0.975	8.4	9.2	0.02	1.27	14.8
		70.3	1798.97	0.174	0.948	11.6	12.7	0.04	0.98	14.8
		42.5	1829.76	0.086	0.957	22	24.5	0.03	1.11	16.6
126.5		1843.79	0.155	0.973	17.5	18.5	0.02	2.39	13.0	
70.3		1650.05	0.12	0.954	22.4	26	0.05	2.01	18.8	
42.5		1863.45	0.146	0.963	27.5	29.4	0.03	1.22	10.4	
126.5		1832.04	0.202	0.964	13.1	14.6	0.04	1.82	22.1	
70.3		1708.84	0.155	0.934	20.9	22.2	0.04	1.71	10.0	
42.5		1803.86	0.147	0.979	29.6	31.4	0.03	1.36	11.9	

參、展望

本研究以除濕輪為吸附材建構吸附模型，模型考量氣體動力進行設計，並進行相關的氣密與流量設定調校。吸附試驗進行過程，考慮有機氣體爆炸濃度下限，避免實驗過程有安全顧慮，所有試驗過程皆在化學排風

櫃中進行。吸附試驗選擇三種不同極性的有機氣體進行單一氣體吸附，每一批次吸附皆使用新的陶瓷化多孔除濕輪體進行試驗，試驗過程不進行脫附。

由三種有機氣體之吸附試驗結果來看，除濕輪之平均單位吸附量於乙醇氣體為 $0.81 \mu\text{g/g}$ ，於丙酮氣體為 $1.19 \mu\text{g/g}$ ，於甲苯氣體為 $1.54 \mu\text{g/g}$ 。吸附結果低於目前常見使用活性碳或是沸石之吸附材。建議後續對除濕輪進行改質，搭配除濕輪之多孔特性，增加吸附能力。

本研究是以 5 個除濕輪為一組進行批次吸附試驗，以串聯方式增加有機氣體在除濕輪體的移動距離，俾便觀測質量傳輸厚度。在吸附試驗結果中得知，平均質量傳輸帶厚度(Z_a)於乙醇為 24.5 cm，於丙酮為 8.3 cm，於甲苯為 14.7 cm。在進行吸附試驗之批次秤重結果發現，除濕輪並非均質，建議在除濕輪製作過程須考慮輪體均質程度，以利後續研究。

高功率脈衝磁控濺鍍製作高性能抗反射薄膜研究

Research of high performance anti-reflection coatings fabrication by
high power impulse magnetron sputtering

(計畫編號：109A005)

陳威廷¹ 盧榮宏^{1,2} 李志偉^{1,2,3}

¹明志科技大學材料工程系 ²明志科技大學電漿與薄膜科技研究中心

³長庚大學機械工程學系

近年來隨著光電科技產業的發展，對於抗反射(AR)薄膜之需求日漸殷切，高功率脈衝磁控濺鍍(HiPIMS)技術可獲得結構緻密、厚度均勻性佳與附著性優異的薄膜，因此備受學術界與工業界的重視。本計畫首先透過模擬計算與設計TiO₂/SiO₂ 薄膜厚度，再以HiPIMS 技術進行複合式AR鍍膜測試。結果顯示以疊加型高功率脈衝磁控濺鍍技術製備雙層之TiO_x/SiO_x 薄膜與四層TiO_x/SiO_x/TiO_x/SiO_x 薄膜的厚度差異都小於5%，顯示極佳的均勻性。在機械性質方面，雙層TiO_x/SiO_x 薄膜硬度值達 5.8 GPa，最高臨界荷重為21.7 N；四層TiO_x/SiO_x/TiO_x/SiO_x 薄膜硬度值為6.6 GPa，最高臨界荷重為6.9 N。從光學特性分析結果可知，以氧流量15 sccm 鍍製雙層TiO_x/SiO_x 薄膜，在400 nm-700 nm 波段有較低的反射值5.98%；四層TiO_x/SiO_x/TiO_x/SiO_x 薄膜於400-700nm 波段的平均吸收率為1.72%，反射率為1.40%，穿透率為96.84%，此薄膜之光學性質已達到預期成果，可作為抗反射光學薄膜。

The demand of anti-reflection (AR) coatings is increased rapidly as the fast development of optoelectronics industries in nowadays. The high power impulse magnetron sputtering (HiPIMS) technique, is characterized for its ability to deposit thin films with dense microstructure, uniform film thickness and excellent adhesion properties, which has attracted lots of attentions from academia and industries. In this work, we did the simulation and designed the thickness values of $\text{TiO}_2/\text{SiO}_2$ multilayer thin films and then grew these thin films using HiPIMS technology. We found that the thickness differences for $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ and $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ thin films were less than 5% implying their good uniformity. The hardness of 5.8 GPa and the maximum adhesion critical load of 21.7 N were obtained for $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ film. For the $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ films, the hardness was 6.6 GPa and the maximum adhesion critical load was 6.9 N. The reflectance of 5.98 % was achieved in the range of 400-700 nm for the $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ thin film fabricated using 15 sccm oxygen flow rate. Meanwhile, the average absorbance of 1.72 %, reflectance of 1.40 % and transmittance of 96.84 % were obtained in the range of 400-700 nm for $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ film, which already met the requirement and can be used as anti-reflection coating.

壹、計畫目標

本計畫透過模擬計算多層複合式薄膜之厚度設計，使整體抗反射之反射率 $<5\%$ 及膜厚差異 $<5\%$ 以內。之後以高功率脈衝磁控濺鍍系統鍍製單層與多層氧化物薄膜，測量分析氧化物薄膜電漿回饋光譜，分析氧化物薄膜之微結構、光學性質。最後將成果投稿至兩篇國際期刊。

貳、重要成果

一、模擬計算多層複合式薄膜之厚度設計

本計畫利用多光束干涉遞歸法與高/低/高/低折射率的四層抗反射膜層設計，結合自行撰寫的薄膜厚度模擬比對程式來進行計算與設計，獲得如圖 1(a)的結果。並在後續鍍膜實驗結果獲得驗證。

二、 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 鍍膜實驗與驗證

本計畫利用高功率脈衝磁控濺鍍系統鍍製單面兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 氧化物薄膜，其中兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜的光學性質分析曲線圖分別如圖 1(b)與(c)。兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 於 400-700 nm 波段的平均反射率 5.98%，平均穿透率 91.46%，平均吸收率 2.56%；而四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜於 400-700 nm 波段的平均反射率 1.40 %，平均穿透率 96.84 %，平均吸收率 1.72 %。

單面兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜的截面形貌如圖 2 所示，平均厚度為 100nm，厚度差異為 2.6%。圖 3 則是四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜的截面形貌，平均厚度為 235.7nm，厚度差異為 0.6%。顯示本研究的兩種薄膜的厚度均勻性皆符合要求。兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 氧化物薄膜的機械性質分析結果如表 1 所列，前者的硬度與彈性係數分別是 5.8GPa 與 127 GPa；後者的硬度與彈性係數分別是 6.6 GPa 與 71 GPa。兩種薄膜經過刮痕試驗測試之後的表面形貌分別如圖 4(a)與(b)，其附著性質列於表 1，可以看到兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 的附著性質優於四層薄膜者。

三、獲獎-海報論文「疊加型高功率脈衝磁控濺鍍系統製備氧化鈦薄膜之機械性質評估」獲得 2020 台灣鍍膜科技協會年會學生海報論文最佳人氣獎(109 年 10 月 23-24 日，台中市)

四、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文共 7 篇，資料如下：

(一)國內研討會

1. 陳威廷、駱碧秀、李志偉，"氧化鈦薄膜的抗腐蝕性質評估"，109 年度防蝕工程年會暨論文發表會(109年9月4-5日，雲林)。
- 2.陳威廷、李志偉，"疊加型高功率脈衝磁控濺鍍系統製備氧化鈦薄膜之機械性質評估"，2020台灣鍍膜科技協會年會暨科技部專題計畫研究成果發表會(109年10月23-24日，台中市)(學生海報論文最佳人氣獎)。
- 3.陳威廷、蔡宗翰 盧榮宏、李志偉，"疊加型高功率脈衝磁控濺鍍系統製備氧化鈦薄膜之光學性質評估"，2020中國材料科學學會年會暨科技部專題計畫研究成果發表會(109年11月6-7日，新北市)

(二)國際研討會

1. Wei -Ting Chen, Bih-Show Lou, Jyh-Wei Lee Jyh-Wei Lee, "Effect of target poisoning ratios on the fabrication of titanium oxide coatings using superimposed high power impulse and medium frequency magnetron sputtering", 2021 ICMCTF conference, (April 26-30, 2021, Virtual Conference)

(三)期刊論文

- 1."Effect of oxygen flow ratios on the optical and mechanical properties of silicon oxide thin films grown by superimposed HiPIMS"，投稿至 Surface & Coatings Technology。

- 2.”Optical properties evaluation of titanium oxide films fabricated using plasma emission monitoring technique by superimposed high power impulse magnetron sputtering” , 投稿至 Materials Letters 。
- 3.”Effect of target poisoning ratios on the fabrication of titanium oxide coatings using superimposed high power impulse and medium frequency magnetron sputtering” , 投稿至 Surface & Coatings Technology 。

參、展望

本計畫已由自行研發之模擬軟體成功模擬計算多層複合式薄膜之厚度設計，再藉由高功率脈衝磁控濺鍍系統鍍製兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 氧化物薄膜，獲得反射率 1.40 %，穿透率 96.84 %，吸收率 1.72 %，及膜厚差異小於 5 % 的成果。展望未來可以結合商業量產型之大型鍍膜系統進行大尺寸基板的抗反射鍍膜製造，以提升台灣地區光電產業抗反射薄膜的製程技術。

表1.單面兩層與四層薄膜機械性質結果

Sample	Hardness (GPa)	Elastic modulus (GPa)	LC_1 (N)	LC_2 (N)
$\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$	5.8 ± 1.2	127 ± 11	12.1	21.7
$\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$	6.6 ± 0.1	71 ± 3	6.9	6.9



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

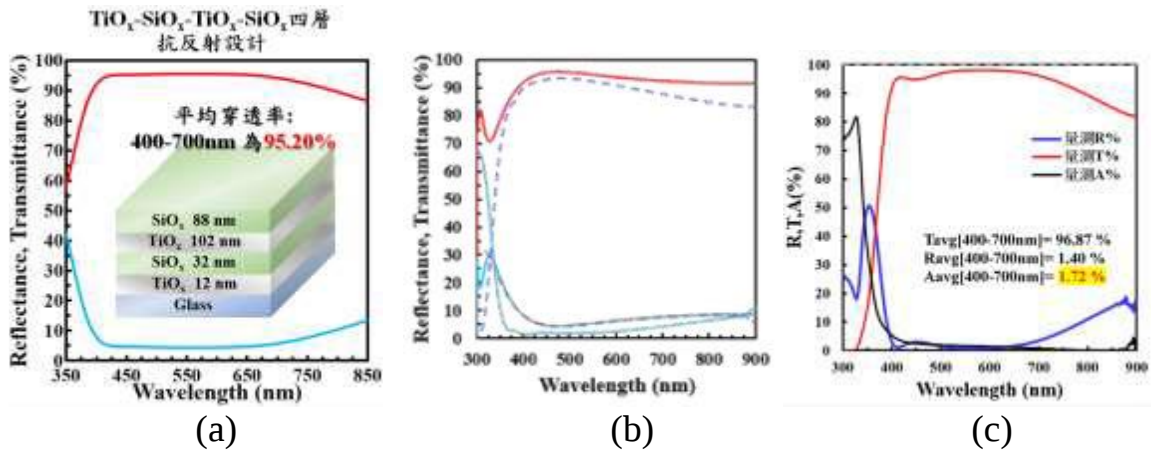


圖1 (a)抗反射理論模擬結果，(b)單面兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與(c)單面四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜的光學性質分析曲線圖

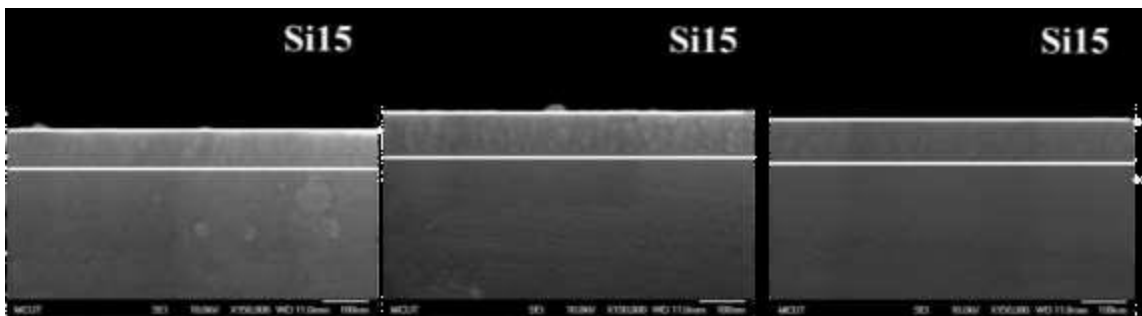


圖2 單面兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜的截面微結構

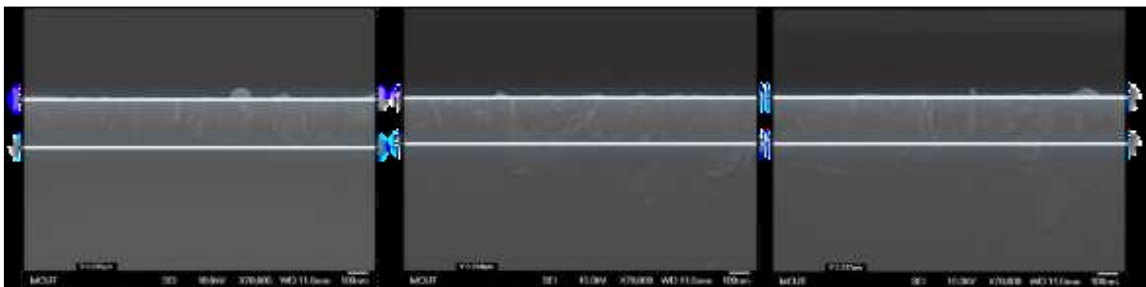


圖3 單面四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 薄膜的截面微結構

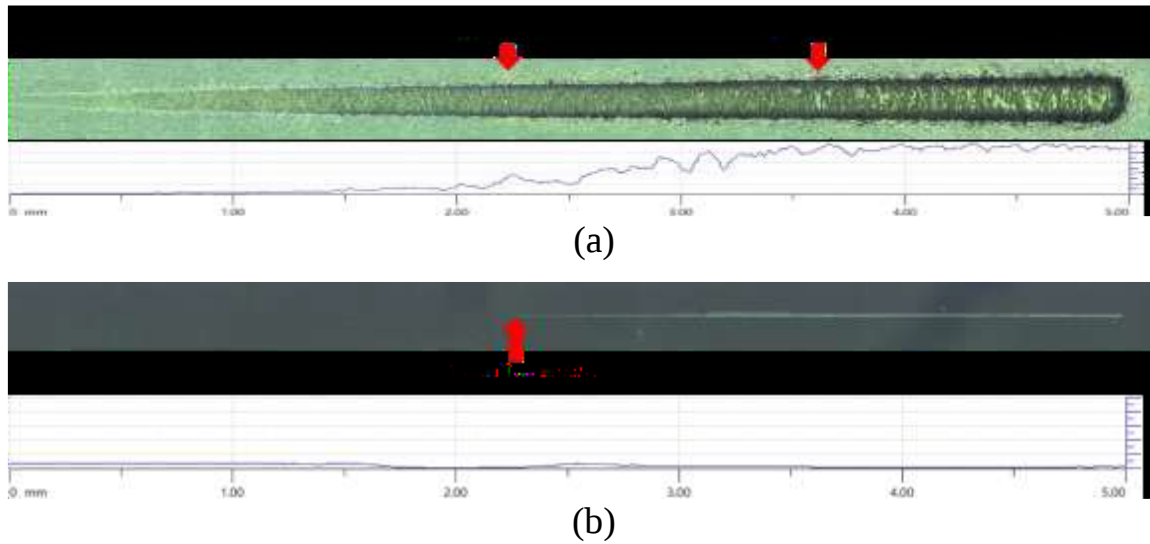


圖4 單面(a)兩層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 與(b)四層 $\text{TiO}_x/\text{SiO}_x/\text{TiO}_x/\text{SiO}_x$ 刮痕試驗刮道照片

含綠能之三相不平衡配電轉供策略研究

Study of Electric Power Distribution for Three-phase Unbalanced Power
System

(計畫編號：109A011)

陳正一¹ 談光雄² 陳柏愷¹ 曾梓渝¹

¹ 中央大學電機工程學系 ² 國防大學理工學院電機電子系

本計畫主要目標為研究微電網內各分散式電源與儲能自主發電調配能力，以因應再生能源之高滲透率、各項電子設備感測元件隨時間衰退與三相不平衡負載等，所造成控制不佳與系統能源損耗情形，為克服此問題，本計畫將研究微電網內各分散式電源饋線系統間調控技術與轉供策略，並透過補償三相不平衡負載，以強化微電網系統之穩定性。此外，本計畫將依據核能所微電網系統為基礎，建立相關微電網系統，其微電網系統包含柴油發電機、儲能系統與三相負載，並依此探討分散式電源在不同運作模式之間互相轉供策略以維護微電網系統之穩定性。

The main objective of this project is to study the generation and distribution capabilities of various distributed generators. Due to the high penetration rate of the renewable energy, the decline of sensing components of various electronic equipment, and three-phase unbalanced loads, the control performance of the microgrid is very poor and cause the energy loss. To overcome this problem, the regulation technology and transfer strategy between the distributed generators and the feeder of the microgrid are researched in this

project to maintain the stability of the microgrid system by compensating the three-phase unbalanced loads. Moreover, the microgrid system of the institute of Nuclear Energy Research (INER), including diesel generators, storage system and three-phase unbalanced loads, is adopted to established the simulation models. Based on this system, the regulation and transfer strategy of the distributed generators in different operating modes will be discussed to maintain the stability of the microgrid system.

壹、計畫目標

本計畫主要目標為研究微電網內各分散式電源與儲能自主發電調配能力，以因應再生能源之高滲透率、各項電子設備感測元件隨時間衰退與三相不平衡負載等，所造成控制不佳與系統能源損耗情形。本計畫依據核能所微電網系統為基礎，建立相關系統模型，包含柴油發電機、儲能系統與三相負載，並依此探討分散式電源在不同運作模式之間互相轉供策略以維護微電網系統之穩定性。

貳、重要成果

在微電網系統中最重要的議題為功率分配亦即電能管理，目前在微電網系統分散式電源控制部分，已經發展出各種控制法則，其中最為常見的控制法則區分如下：(1)定功率控制法(P/Q Control)、(2)電壓、頻率控制法(V/f Control)、(3)下降控制法(Droop Control)。本計畫研究微電網內各分散式電源饋線系統間調控技術與轉供策略，並透過補償三相不平衡負載，以強化微電網系統之穩定性。本計畫運用瞬時功率理論發展出不平衡負載補償控制策略，如圖 1 所示，首先，將三相不平衡負載之電流訊號經由

瞬時功率計算得到所需補償功率(P_L 、 Q_L)；接著，同時將變流器直流鏈電壓經由直流鏈電壓之控制方法得到電流控制力($\bar{P}_{loss}$)；為了使責任分界點無虛功率的存在，所以令瞬時虛功命令為零($Q_s^*=0$)，上述結合瞬時實功率 P_L 與瞬時虛功率 Q_L 。利用瞬時功率反轉算出 α 軸與 β 軸的電流命令(i_{La} 、 $i_{L\alpha}$)再經由座標轉換得到三相電流命令(i_{La} 、 i_{Lb} 、 i_{Lc})，最後將目標參考電流透過電流控制技術產生脈波寬度調變訊號，訊號送入功率開關產生補償電流，以改善電力品質。

一、說明研發成果之重要貢獻

(一) 透過 PSIM 軟體開發模型並進行模擬，不平衡情境顯示在 $t=0.5$ s 時 a 相負載從 48.4Ω 變成 72.6Ω ，b 相及 c 相負載為 48.4Ω ，負載之電壓、電流如圖 2 所示，柴油發電機提供負載所需之電壓、電流如圖 3 所示，三相六臂變流器之儲能系統補償柴油發電機之不平衡電流，三相六臂變流器之儲能系統之電壓、電流如圖 4 所示。由圖 3 及 4 可知，儲能系統結合補償策略，可使柴油發電機三相輸出電流達平衡狀態。

(二) 本研究所發展之電力控制與補償策略雛型，可用來針對不同電壓管制層級，進行微電網穩定性調控，達成用電效率及能源安全效益的提昇。除可輔助國內能源廠商作為技術開發之參考，亦能促進國內電力相關產業投入微電網之技術提升。

(三) 主持人於 2020 年 11 月榮獲 IEEE 2020 International Symposium on Computer, Consumer and Control (IS3C 2020) 最佳論文獎。

二、學術成就方面，共發表國際期刊論文一篇。

(一) Cheng-I Chen, Yeong-Chin Chen, Chung-Hsien Chen, and Yung-Ruei

Chang, “Voltage Regulation Using Recurrent Wavelet Fuzzy Neural Network-Based Dynamic Voltage Restorer,” *Energies*, 13, 6242, 2020, pp. 1-19.

參、展望

隨著微電網系統及電力電子技術的發展，不同類型的負載與日俱增，其中電感性負載佔大多數，電感性負載會造成輸電系統上有虛功率傳遞，這樣的現象會增加配電系統的線路損耗。現今正值智慧電網相關系統整合與建置階段，電力品質補償裝置之設置與相關控制技術實為值得關注之發展項目。

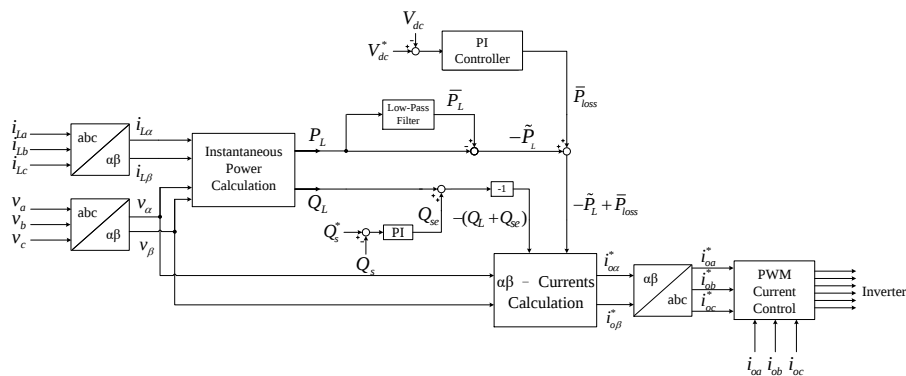


圖 1 不平衡負載補償控制架構圖

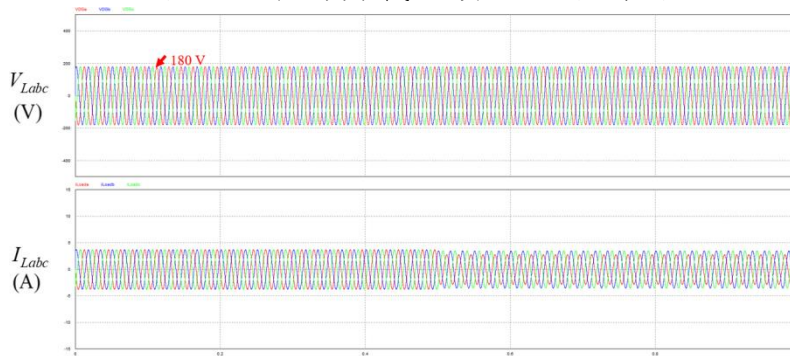


圖 2 負載之電壓、電流



109

行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

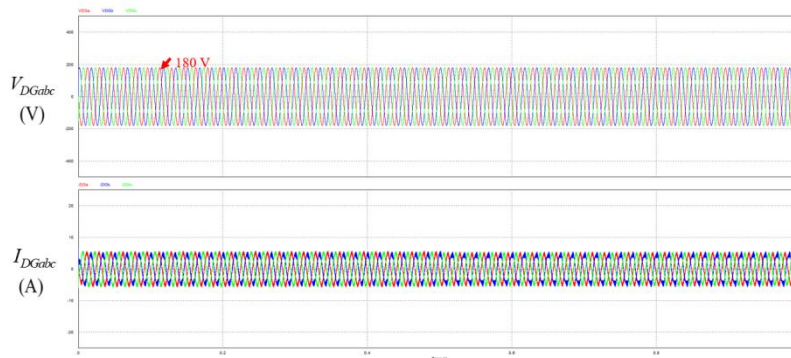


圖 3 柴油發電機之電壓、電流

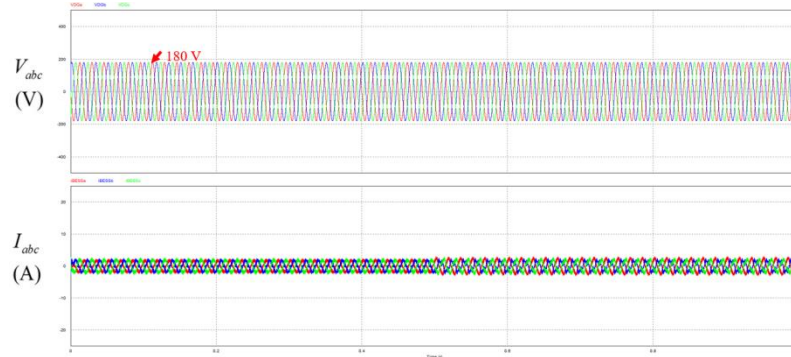


圖 4 三相六臂變流器之儲能系統之電壓、電流

含綠能三相在線潮流分析之研究

Study on Three-Phase Power Flow Analysis Incorporating
Renewable Energy

(計畫編號：109A009)

劉祐任¹ 楊世丞¹ 姜政綸² 李奕德²

¹ 中正大學電機工程學系 ² 核能研究所

綠色/再生能源之技術應用近幾年已成為各國所重要發展之電網技術，當大量的再生能源併入配電系統後衍生之電壓變動問題將影響區域電網之供電穩定性與安全，此乃自然能之間歇特性導致再生能源發電設施之輸出電力產生變動以及系統中能源設施失衡的安裝設置所造成。常見的電壓變動影響有電壓升/降、電壓不平衡以及電壓閃爍現象等，其嚴重度亦受到併接於饋線上的再生能源安裝容量而有所異。本計畫以核研所之微電網示範場域經配電饋線化後之系統架構作為研究對象，進行配電系統潮流分析技術研究，主要內容包含(i)建立配電系統與相關關鍵能源設施建模技術，用於系統模擬與潮流分析；(ii)以 MATLAB/Simulink 與 OPAL-RT 等軟/硬體環境作為基礎，建立配電微電網系統即時模擬環境，用於情境模擬測試與方法驗證；(iii)開發具變壓器有載分接頭、智慧變流器與儲能系統之協調電壓控制策略，用於配電系統電壓問題改善與抑制。

With a large amount of green/ renewable energies integrated into the electric distribution system it may cause various voltage problems, and then

further affects the system stability and safety. This is due to the intermittent characteristics of natural energies which cause the output power variation on the renewable energy facilities and unbalanced installations of renewable power generations. The most commonly seen voltage problems include under/over voltage, voltage sag/swell, voltage imbalance, and voltage fluctuation, etc., and the severity is followed with the installation capacities of these renewable energies. Thus, to seek the solutions for these voltage problems may take more concerned in recent years. This project aims to investigate the power flow analysis technology based on INER microgrid system that be formed as virtual distribution system. The main tasks of this work include (i) to establish the modelling technology of the distribution system and critical energy facilities in system for simulation and power flow analysis; (ii) to build real-time simulation environment of distribution system for scenario simulation test and method validation; (iii) to develop voltage control strategy that be applied to transformer on-load tap changer (OLTC), smart converter, and energy storage system for improvement and mitigation of voltage problems.

壹、計畫目標

在能源政策積極推動下，再生能源於電力系統中之安裝占比持續提升，在達到安全與穩定供電之電力系統運轉考量下，如何有效評估大量再生能源併網對系統造成之衝擊，以及預先規劃好相關改善與抑制策略，將是達到此項目標前之重要課題，也因此讓開發適用之潮流分析方法、建構合宜之系統/組件模型以及提出有效之協調控制策略，成為本計畫專研高占比再生能源併網議題之主要執行目標。

貳、重要成果

本計畫以圖 1 系統架構為對象，完成以下內容探討：(1)三相不平衡配電系統之潮流、電壓與電流(含中性線)分析；(2)不平衡負載與太陽能發電對於整體微電網之影響；(3)開發如圖 2 所示之整合有智慧變流器、儲能系統控制與變壓器 OLTC 調節之協調式控制策略，用於微電網饋線系統之電壓問題改善；(4)透過 OPAL-RT 建構即時模擬環境，作為微電網配電饋線之測試驗證。

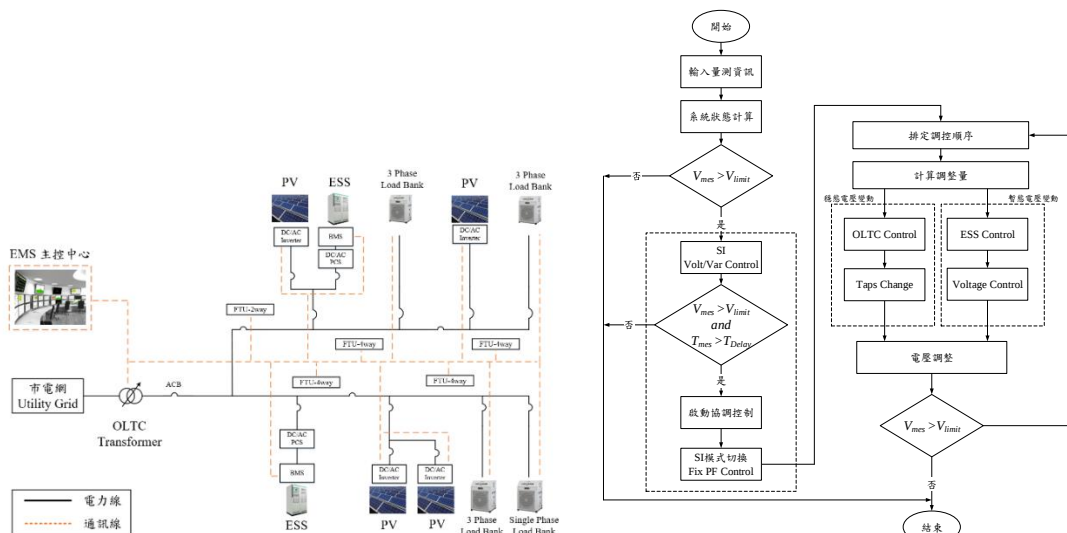


圖 1 微電網系統架構圖

圖 2 本計畫提出之協調控制策略

一、說明研發成果之重要貢獻

(一)完成適用於具微電網之配電系統饋線電壓控制策略開發

傳統配電系統較常採用變電所 OLTC 調節或於饋線中安裝補償電容之方式來抑制電壓變動問題。然而，隨著現今再生能源安裝占比於系統中提高，其除對既有系統造成運轉上之衝擊，連帶也為傳統調控方法之操作帶來挑戰。本計畫主要研究配電系統併入高占比太陽能發電時所造成之電壓問題，並在具有微電網系統架構下提出可有效改善饋線電壓變動之協調控制策略，其整合了太陽能智慧變流器、儲能

系統與變壓器 OLTC 三項設施之操作。計畫中，透過各種情境之模擬分析，找出了各項設施獨立運轉時之有效調控範圍，以及在何種困難情境下須啟動協調控制來維持系統電壓穩定。所開發之控制策略，在電壓調節設計上分別依據 IEC 與 CNS 國際與國家標準之要求進行操作，讓整體方法符合法規適用性；此外，於協調控制中加入相關改良機制，避免了不同設施在執行電壓調節時發生追逐現象，進而影響改善之效。整體計畫提出之方法，如圖 3 所示經由完整之模擬試驗得到良好之驗證，預期所提出之成果未來可作為電網與再生能源規劃之參考依據。

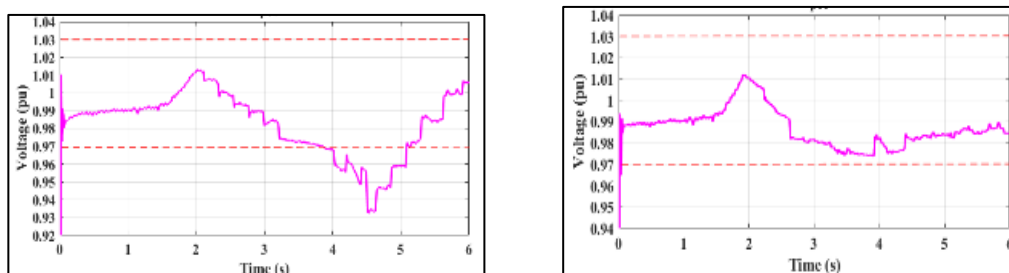


圖 3 併接點電壓：(左)不具協調控制；(右)具協調控制

二、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文

1. IEEE ICASI 2020 會議發表 Improvement of Voltage Fluctuation by Fuzzy-Based Inverter Voltage/Var Control for the Distribution System with PV Integration.
2. IEEE IS3C 2020 會議發表 Using Multi-Mode PV-STATCOM System for Steel Plant Power System Voltage Fluctuation Mitigation.
3. Energies 期刊發表 Assessment of PV Hosting Capacity in a Small Distribution System by an Improved Stochastic Analysis Method.

參、展望

高占比再生能源併入配電系統運轉所帶來之運轉衝擊與電力品質問題持續受到各界所重視，惟有維持良好之併網控制與操作，方能讓再生能源之利用於系統中達到最大化。致使，尋求高效且合乎時代之分析技術與系統調控方法乃是國內朝向先進電網技術發展所應關注之重要課題之一。

配電級綠能與需量排程之研究

Study on Switching Scheme of Distribution Networks Considering Green
Energy and Demand Response

(計畫編號：109A010)

黃維澤¹ 姚凱超¹ 林韋辰¹ 蕭耀賢¹

李奕德² 姜政綸² 何元祥² 蔡佳豪²

¹國立彰化師範大學 ²核能研究所

本計畫建立一系統化饋線自動開關切換排程，其目的為降低饋線上分散式再生能源高滲透與需量用戶參與需量反應方案對區域配電網之衝擊與影響，因此擬訂進行配電級綠能與需量排程之研究。首先，廣泛蒐集彙整整合綠能高滲透與需量反應作法用以提高區域配電網運轉效能之相關文獻，作為本計畫後續研究參考；其次，擬定以 Python 為基礎建立模擬分析平台，包含資料庫系統、預測程式模組、電力潮流解析模組與最佳化程式模組；最後，藉由所開發之平台匯入區域配電網負載資料與氣象資料於資料庫，並利用 OpenDSS 建立電網模型，再以深度學習與最佳化演算法透過所建置之平台進行饋線負載與綠能關連性分析、負載最佳相位配置，以及饋線重組最佳開關切換策略。

This project aims to establish a systematic feeder automatic switching scheme for reducing the impact of distributed renewable energy high penetration and demand users' participation in the demand response program in the regional distribution networks. Therefore, a research on switching

scheme on green energy and demand response in distribution networks is planned. Firstly, the relevant researches related to the integration of high penetration of distribution green energy and demand response to improve the operation efficiency of the regional distribution networks has been extensively collected as the following research reference for this project; secondly, it is proposed to build a simulation analysis platform based on Python, including a database system, forecasting program module, power flow analysis module, and optimization program module; finally, the load and weather data of the regional distribution networks was imported into the database through the developed platform, and the OpenDSS is used to build the grid model. Then the deep learning and optimization algorithms are also be applied to analyze the relationship between feeder load and green energy through the built platform, the optimal phase arrangement of the three-phase loads, and the optimal switching scheme for feeder reorganization.

壹、計畫目標

在正常運轉情況下，當饋線尖峰負載過高時，例如：台灣夏季預期外的大量空調用電，造成部分饋線異常重載，故需即時切換轉供；或者當系統需要緊急卸載時，可將重要負載(如醫院等)切換轉移至其他饋線；再者，隨再生能源的大量併網，饋線上上群聚大量太陽光電發電系統所發電力可被轉供至相對時間下其他尖峰需量過高之饋線；除此之外，近年來(特)高壓用戶參與計畫性與臨時性需量反應，以及需量競價等方案，在尖峰用電與系統發生運轉可靠度期間抑低用電已舒緩供電瓶頸亦可能造成區域配電網內饋線負載分布不均，此時可透過開關切換達饋線負載均勻分布。在台電調度中心，配電負載轉供可分為定期轉供與不定期轉供。定期負載

轉供是以降低系統損失、提升系統運轉穩定為目的，以及變電所電力設備定期檢修時，將其負載轉移至其他變電所之手段；而不定期負載轉供則以縮小停電區域範圍及儘速復電為原則。而定期負載轉供搭配配電變壓器相別調整，可有效提高負載因素、參差因素、三相平衡度，以及饋線末端電壓，然而兩者間的相互關係複雜，在最佳運轉配置決定上不容易，台電目前亦缺乏較有系統性的整合方式，故本計畫完成開發一最佳化模擬平台，其架構圖如圖 1 所示。

貳、重要成果

本計畫以饋線歷史負載與氣象站資料進行預測與關聯分析，預測方法使用機器學習之長短期記憶(Long Short Term Memory, LSTM)與極限梯度上升(eXtreme Gradient Boosting, XGBoost)，兩預測法則之細節設定則整理如下表 1，測試之各狀態變數的平均貢獻度等分析數值整理於表 2，圖 2 為 168 小時之饋線負載實際值、LSTM 法與 XGBoost 法之預測結果。在某時間區域兩方法之方均根偏移分別為 56.43 與 63.56，故此饋線負載以 LSTM 方法預測模型較為精確。圖 3 為兩方法以沙普利值關聯分析結果，在此饋線負載中以 LSTM 模型分析出之重要因子亦較 XGBoost 合理。

台電配電變壓器相別調整操作習慣為以一個月為週期，區處以人工調閱報表的方式決定相位配置；而饋線開關轉供部分則由調度中心統籌，視情況進行饋線結構重整，達到系統更有效的運轉結果。本計畫則提出一套系統性的整合平台，將鄰近之各變電所、饋線，以及負載預測資料建模，再以饋線負載均化、改善損失與饋線末端壓降、不平衡率等作為最佳化目標，並以饋線電壓以及併聯轉供電壓大小與相位差等作為限制，利用強化



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

學習法之 Asynchronous Advantage Actor-Critic(A3C)法求解配電變壓器相別調整，以及饋線開關的切換，使得系統有明確性、規劃性的得出最佳運轉方法，達到系統運轉效能提升、總損失下降，以及降低保護電驛誤動作等結果。表 3 為根據式(1)目標函數制定之 4 個模擬案例及其最佳化模擬結果，分別考慮不同權重不同權重之饋線總損失、出口中性線電流，以及調整個數。其中降低調整個數是考量人工作業成本，而圖 4 顯示案例一之饋線損失與其均化結果。

$$OF = \left[\omega_1 \left(\frac{E_{loss}^i - E_{loss}^{min}}{E_{loss}^{max} - E_{loss}^{min}} \right)^p + \omega_2 \left(\frac{I_n^i - I_n^{min}}{I_n^{max} - I_n^{min}} \right)^p + \omega_3 \left(\frac{N^i - N^{min}}{N^{max} - N^{min}} \right)^p \right]^{\frac{1}{p}} \quad (1)$$

參、展望

本計畫依據所擬定目標與工作項目。首先，廣泛蒐集並彙整有關綠能高滲透、需量反應、需量預測與人工智慧最佳化等方法用以提高區域配電網運轉效能之相關文獻，作為本計畫立論參考依據；其次，以 Python 程式語言為基礎建立一套系統化求解方法與模擬分析平台，包含 FTU 資料轉檔方法、預測程式模組、電力潮流解析模組、影響因子分析模組與最佳化排程模組；最後，藉由所開發之程式匯入區域配電網負載資料與氣象資料於 SQLite 資料庫，並利用 OpenDSS 建立電網模型，再以深度學習與最佳化演算法進行饋線負載與綠能關連性分析、負載最佳相位配置，以及饋線重組最佳開關切換排程，本計畫以台電雲林區處虎菁配電變電所所轄饋線形成之區域配電網進行模擬分析，結果顯示本計畫所提方法以開關切換策略與相位平衡建議可有效降低中性線電流與系統損失，提高配電網運轉效能，以期進一步由下而上提高饋線、區域配電網至輸電網運轉穩

定度；此外，本計畫亦藉由分析影響饋線淨負載變動因子，粗略評估饋線之負載與再生能源佔比，用以瞭解饋線淨負載受天候之影響程度。

表 1 預測法則之細節設定比較

LSTM	訓練輸入張量維度	訓練輸出矩陣維度	疊代次數
	12051x4x7	12051x1	50
XGBoost	訓練輸入矩陣維度	訓練輸出矩陣維度	樹個數/學習率
	12055x7	12055x1	32000/0.0080

表 2 100 次多項式計算測試之各因子之貢獻度、平均值、誤差比與標準差

方法	x_1	x_2	x_3	x_4	x_5	x_6	x_7	平均值	誤差比(%)	標準差
LSTM	1.137	1.145	1.137	1.139	1.149	1.149	1.141	1.141	14.1	0.00516
XGBoost	1.112	1.177	1.113	1.148	1.037	1.243	1.154	1.143	14.3	0.06376

表 3 饋線重構與負載換相最佳化模擬案例及其結果

Case	Weighting			E_{loss} (kWh)	I_n (A)	N
	ω_1	ω_2	ω_3			
Original	-	-	-	9512	34.8	-
Case 1	1	0	0	8249	28.8	812
Case 2	0	1	0	8698	19.9	774
Case 3	0.8	0.2	0	8297	23.2	796
Case 4	0.4	0.3	0.3	8331	21.2	398

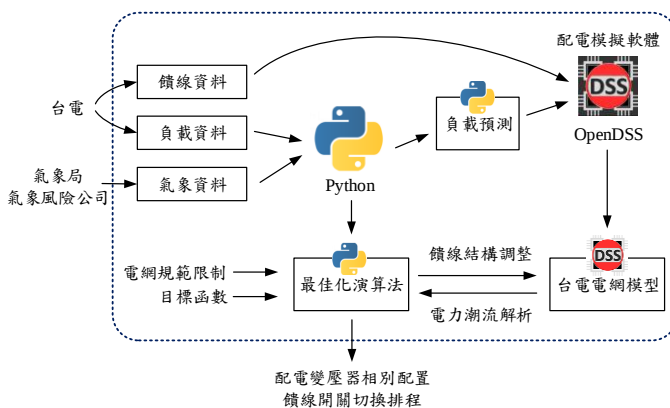


圖 1 本計畫架構圖

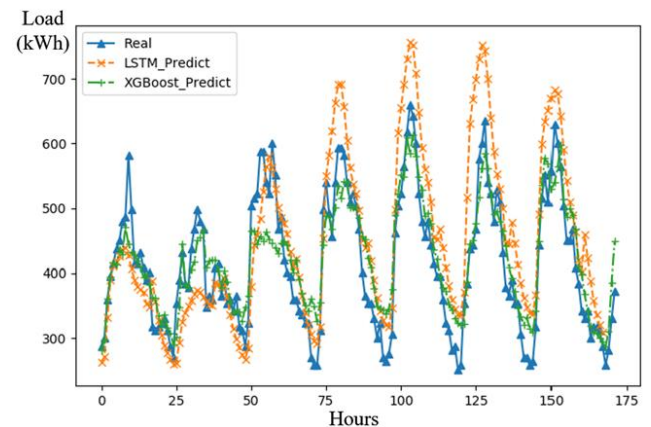


圖 2 實際負載、LSTM 法與 XGBoost 法

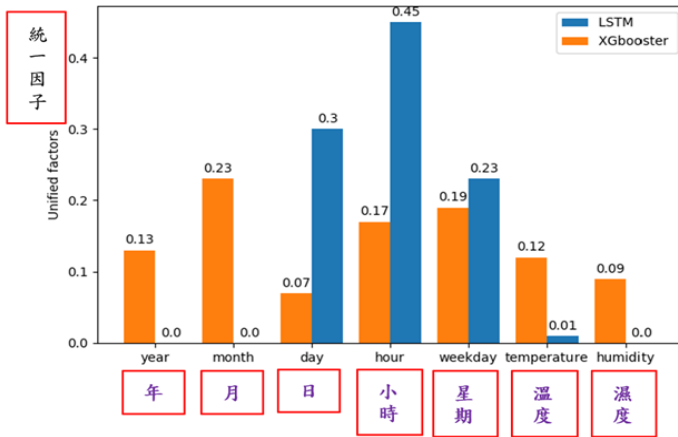


圖 3 LSTM 法與 XGBoost 法之分析因子結果

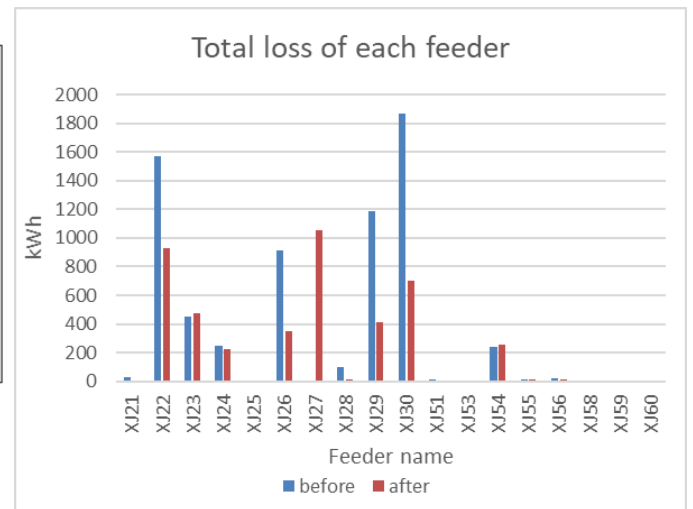


圖 4 Case1 之饋線損失降低與均化結果

SOFC 硬焊封裝接合件高溫耐久機械性質

High-Temperature Durable Mechanical Properties of Braze Sealing Joint for SOFC

(計畫編號：109A013)

洪瑋佟¹、林志光¹、黃亮維²、劉建國²、吳思翰²

¹國立中央大學機械工程學系 ²核能研究所

本研究針對核研所開發適用於 MS-SOFC 系統硬焊封裝技術之銀基硬焊填料，進行與金屬連接板接合之接合件的高溫機械特性分析，探討硬焊填料/金屬連接板接合件於高溫下之潛變性能與破壞模式。由實驗結果得知不論在未時效及 1000 小時時效處理後，接合件於 750°C 氧化環境下的張力及剪力潛變壽命皆隨著負載減少而增加。未時效張力及剪力接合件具 1000 小時壽命的潛變強度分別為 5.33 MPa 及 3.27 MPa，為接合件高溫拉伸及剪力強度的 40% 及 33%，損傷程度相近。而時效處理之張力及剪力接合件具 1000 小時壽命的潛變強度分別為 5.67 MPa 及 3.63 MPa，為接合件高溫拉伸及剪力強度的 40% 及 37%，損傷程度相近。經過時效處理後之張力及剪力接合件，其耐潛變能力得到一定的提升。根據斷面分析得知未時效張力及剪力接合件，在較短斷裂時間下，破斷面發生於氧化鉻層及銀焊料層之間，而中、長斷裂時間下，破斷面介於鉻酸銀層及銀焊料層之間。而時效處理之張力及剪力接合件，在所有斷裂時間下，破斷面皆會發生於鉻酸銀層及銀焊料層之介面或氧化鉻層及鉻酸銀層之介面。

The aim of this study is to investigate the high-temperature creep properties and fracture pattern in an SOFC stack using braze sealing technique. Experimental results indicate that the creep rupture time of both unaged and aged joints is increased with a decrease in the applied constant shear and tensile loading at 750°C. The tensile and shear creep strengths of unaged joints at 1000 h are of 5.33 MPa and 3.27 MPa, respectively, which are about 40% and 33% of the average tensile and shear strengths, respectively. The tensile and shear creep strengths of aged joints at 1000 h are of 5.67 MPa and 3.63 MPa, respectively, which are about 40% and 37% of the high temperature average tensile and shear strengths. A thermal aging treatment at 750°C for 1000 h slightly enhances the joint strength of tensile and shear specimens. For unaged tensile and shear joints, fracture occurs at the interface between Cr₂O₃ and braze at short rupture time while fracture occurs at the interface between Ag₂CrO₄ and braze at medium-term and long-term rupture time. For both aged tensile and shear joints, fracture occurs at the interface between Ag₂CrO₄ and braze or between Cr₂O₃ and Ag₂CrO₄ for any rupture time.

壹、計畫目標

為配合核研所執行高效率固態氧化物燃料電池技術開發及應用計畫之目標，本研究計畫針對核研所已開發適用於新一代平板式 MS-SOFC 系統硬焊封裝技術所用之硬焊填料，進行與金屬連接板接合之焊接件的高溫耐久機械特性分析，探討硬焊填料/金屬連接板接合件在高溫工作條件下的潛變行為，尤其是硬焊填料與金屬連接板之鍵結界面，在高溫長時間受力作用下之接合強度劣化行為與破裂模式，做深入的分析，以探討硬焊耐久接合性對 MS-SOFC 電池堆結構可靠度之影響。

貳、重要成果

- 一、對於未時效接合件在 750 °C 下進行之潛變實驗，若施加張應力及剪應力分別小於 5.33 MPa 及 3.27 MPa，接合件之斷裂時間將會大於 1000 小時(圖 1)，而對於時效接合件，若施加張應力及剪應力分別小於 5.67 MPa 及 3.63 MPa，斷裂時間將會大於 1000 小時(圖 1)。
- 二、由圖 1 的比較可以看出，經過時效處理能略微提升接合件的耐潛變能力，在相同的作用力下，時效處理試片具有較長的潛變壽命。
- 三、對於未時效張力及剪力接合件，在較短斷裂時間下，破斷面發生於氧化鉻層及銀焊料層之間，而中、長斷裂時間下，觀察到破斷介於鉻酸銀層及銀焊料層之間。(如表 1 所顯示)
- 四、對於時效張力及剪力接合件，在所有斷裂時間下，破斷面主要會發生於鉻酸銀層及銀焊料層之間。(如表 1 所顯示)

參、展望

持續透過學界與核研所互補性的合作，相輔相成，建立金屬支撐固態氧化物燃料電池堆封裝接合件高溫耐久機械強度量測能量及壽命評估模式，將可作為國內在開發金屬支撐固態氧化物燃料電池系統，設計電池堆結構尺寸與材料選擇的參考，提升國內發展 SOFC 技術所需之研發能量、技術水平與人才培育。

表 1 未時效及時效處理之張力及剪力試片破斷面位置比較

斷裂時間	負重模式	時效條件	破斷面位置*
短斷裂時間	張力	未時效	A
中斷裂時間	張力	未時效	A+B
長斷裂時間	張力	未時效	B+E
短斷裂時間	剪力	未時效	A
中斷裂時間	剪力	未時效	A+C
長斷裂時間	剪力	未時效	B+C+D+E
短斷裂時間	張力	時效	B+F
中斷裂時間	張力	時效	B+C
長斷裂時間	張力	時效	A+B
短斷裂時間	剪力	時效	B+F
中斷裂時間	剪力	時效	B+C+F
長斷裂時間	剪力	時效	B+C+F

*A：氧化鉻層及銀焊料層之介面；B：鉻酸銀層及銀焊料之介面；C：鉻酸銀層及氧化鉻層之介面；D：銀焊料層；E：鉻酸銀層；F：氧化鉻層

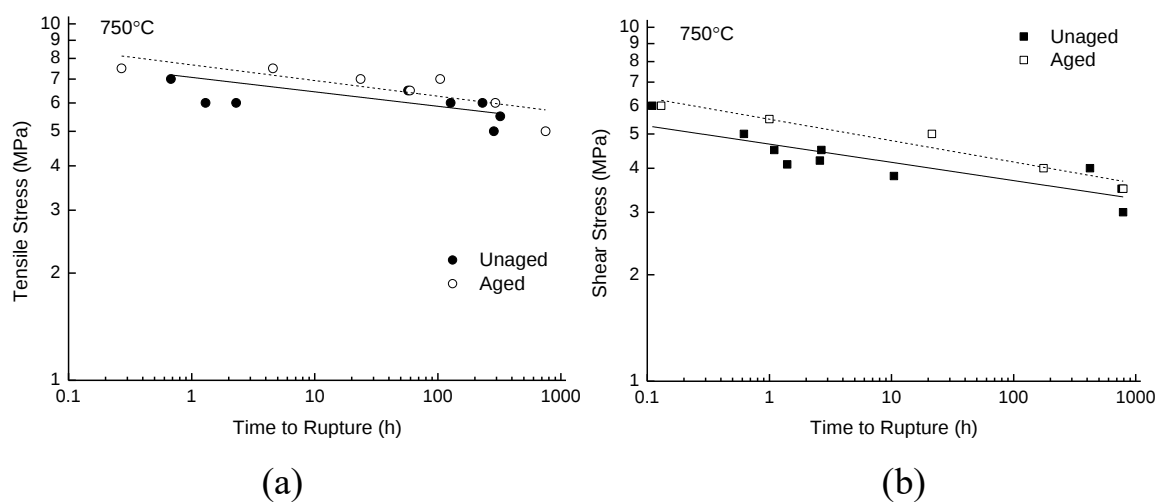


圖1 未時效及時效處理接合件之應力－斷裂時間曲線比較圖：(a)張應力模式；(b)剪應力模式

電解液雜質影響分析與處理程序技術之研究

Impurity Analysis and Improvement for Recycling Vanadium Electrolyte

(計畫編號：109A012)

張志宇¹ 盧芊彤² 薛康琳²

¹聯合大學化學工程學系 ²聯合大學能源工程學系

從事業廢棄物中煉製鈮電解液，因煉製過程中的所有雜質與化學添加劑皆有可能殘留於氧化鈮中而進入電解液，導致電池性能降低與元件提早損壞。本委託計畫在分析商用電解液與本計畫含雜質電解液中發現最主要的雜質為鐵離子與銨離子。因此本研究經評估商用活性碳、商用離子樹脂和沉澱法等方式去除電解液中的雜質，結果顯示沉澱法去除鐵離子與銨離子達 70%以上。再生後電解液經全鈮液流單電池在市售全鈮液流電池測試的條件下(@100 mAcm⁻²，平均輸出功率密度 >120 mWcm⁻²下)測試後庫倫效率、電壓效率與能量效率依序庫倫效率、電壓效率與能量效率依序為 92.8%、87.3%與 80.9%。

Recycling vanadium electrolyte with impurities and chemical additives from the raw materials to the refining process may result in reduced electric performance and damage the equipment and premature component damage. This research was studied to remove impurities by commercial active carbon, resin and precipitation method. The results show precipitation method was the highest efficiency, and the removal efficiencies of iron and ammonium ions were more than 70%. Regenerative electrolyte of coulomb efficiency, voltage



行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

efficiency and energy efficiency were 92.8%, 87.3% and 80.9%, respectively under the conditions of commercial all vanadium redox cell testing (@100 mAcm⁻², average output power density >120 mWcm⁻²).

壹、計畫目標

綠能結構用之儲能系統組件產業應用之全鈮液流電池系統(VRFB)之電解液占整體系統成本的 40%以上，為大幅降低鈮電解液成本，可從事業廢棄物中煉製鈮電解液。然而事業廢棄物的提煉鈮液方法大部分經由鈉化培燒法或是聯胺法提煉而成，因此從原物料到煉製過程中的所有雜質與化學添加劑皆有可能殘留於氧化鈮中而進入電解液中，會導致電池性能降低與元件提早損壞。本研究擬以藉由本計畫含雜質電解液建立鈮電解雜質去除程序，並分析比較處理前後之成分與電性分析，建立連續式處理程序。

貳、重要成果

一、說明研發成果之重要貢獻

(一)電解液處理前雜質成分與電性分析分析：含雜質電解液與商用鈮電解液之經感應耦合電漿(Inductively Coupled Plasma, ICP)分析後，可知鐵與銨離子遠高於標準。鐵的標準電位為 -0.44 V，其電位會影響全鈮液流電池的充放電電壓與效能(如圖 1 所示)，需去除。關於銨離子對鈮電池的影響文獻研究結果正反不一[1][2]，但電解液規範將銨離子濃度設定在 50 ppm 以下，因此銨離子對全鈮液流電池的影響仍有待探究。

(二)處理程序評估與電性測試：由表 1 之 ICP 分析結果可知，無論是

活性碳與離子樹脂調整效果皆不顯著，而沉澱法去除鐵離子與銨離子的效果較為明顯(去除率為 70%以上)，CV 分析如圖 2 所示，並依實驗結果建立乙處理程序如圖 3。再生之電解液經全鈳液流單電池測試後，在相同 1.6 M 比較 50 mAcm⁻² 與 100 mAcm⁻² 的電流密度的電壓效率結果可發現依序為 92.6 %與 87.3 % (如表 2 和圖 4~圖 6)。

參、展望

鈳電解液會隨著全鈳液流電池的普及價格越高，但全鈳液流電池的效能主要取決於鈳電解液品質。因此，電解液中的雜質去除是非常值得研究的。本研究經評估商用活性碳、商用樹脂和沉澱法比較後，雖沉澱法去除雜質效果較佳但耗能，未來可在持續優化處理程序。

參考文獻

- [1] Z. He, Y. He, C. Chen, S. Yang, J. Liu, Z. He, S. Liu, Ionics, vol 20, pp.949–955, 2014.
- [2] G. Wang, J. Zhang, J. Zhang, J. Chen, S. Zhu, X. Liu, W. Wang, J. Electroanal. Chem., vol 768, pp. 62-71, 2016.

表 1 含雜質電解液處理前後結果

本計畫電解液(1.6 M)	雜質, ppm (Fe: 73.2 ; NH ₄ ⁺ : 650)		去除率
活性碳法	Fe:	71.6	2 %
樹脂法	Fe	71.9	2 %
沉澱法	Fe	20.0	73 %
	NH ₄ ⁺	148.2	77 %

表2 再生電解液單電池電性測試條件與結果

測試樣品	測試條件	CE%	VE%	EE%
本計畫電解液	1.6 M @ 50 mAcm ⁻²	92.2	94	86.6
本計畫再生電解液	1.6 M @ 50 mAcm ⁻²	93.6	92.6	86.6
	1.6 M @ 100 mAcm ⁻²	92.8	87.3	80.9
	2.0 M @ 50 mAcm ⁻²	93.1	90.8	84.4

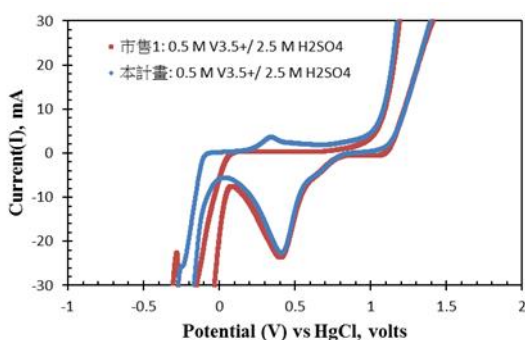


圖 1 雜質電解液與市售電解液

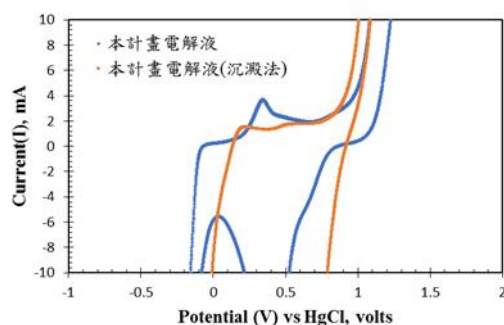


圖 2 處理前後之電解液分析

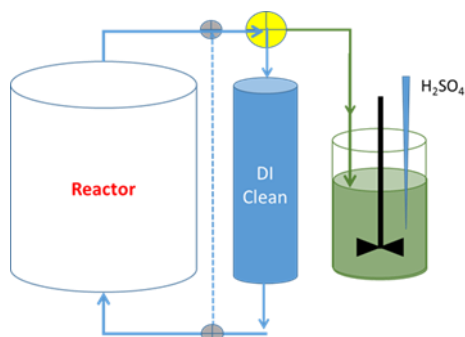


圖 3 連續式處理程序

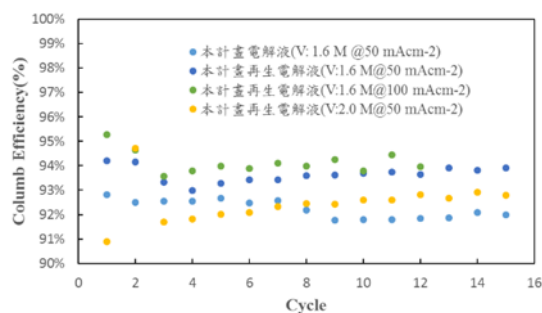


圖 4 再生電解液庫倫效率

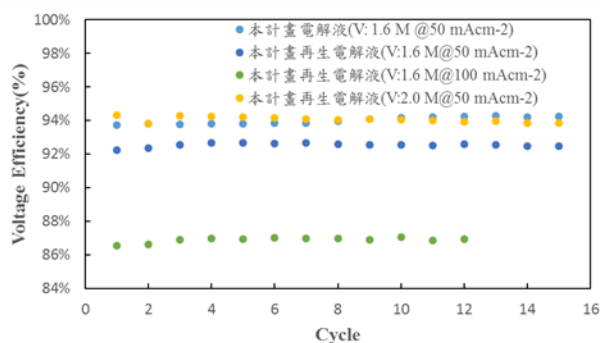


圖 5 再生電解液電壓效率

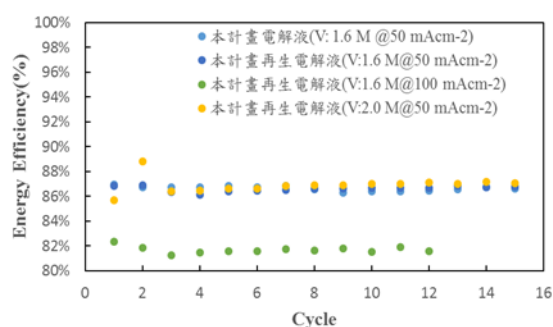


圖 6 再生電解液能量效率

原子能科技國際發展趨勢及我國發展策略之研析

Research on the International Trend of Atomic Energy Technology and
Development Strategy for Taiwan

(計畫編號：AEC109001)

陳治均 韓佳佑 廖偉辰 洪瑋嶸 袁正達 柴蕙質

郭春河 胡效天 謝珍妮 郭宛儀 葛復光

核能研究所

本計畫藉由探討國際原子能應用發展趨勢，整理逾 50 種民生應用相關之原子能技術群組，並透過專家座談會探討民生應用 8 大領域值得優先投入的技術群組，作為我國未來原子能科技策略規劃之基礎，以推動原子能科技於各類民生用途之應用，另本計畫支援原能會辦理 3 場原子能科普業務，並翻譯國際間原子能科普文宣、刊登原子能民生應用簡析等，提供社會大眾多樣的科普資源，讓社會大眾獲取輕鬆有趣的原子能科學知識。

In this study, we conduct assessments for nearly fifty atomic technology groups for civil purposes, and derive technology strategic priorities for eight fields through the expert panel method. The results of this study could be used in proposing a detailed strategic plan to promote the civilian uses of atomic technology. In order to improve public understanding of the atomic energy technology, we support Atomic Energy Council (AEC) in handling three atomic energy popularization works, translate international atomic energy

popularization literatures, and provide a variety of popular science resources for the general public (including publish short science articles and develop tabletop game).

壹、計畫目標

本計畫透過國際原子能科技發展趨勢及國內產業現況之蒐集研析，提出符合國情之原子能科技政策建議，作為原能會擬訂原子能科技發展策略，推廣原子能科學教育及民眾溝通、促進國際合作交流及建立自主核子保防工作之政策基礎及業務支持。計畫依目標分為「原子能科技趨勢及發展策略」、「原子能民生應用科學教育推廣」、「國際核能管制架構及核電趨勢」、「國際核子保防資訊及合作拓展」四項工作項目。

貳、重要成果

一、說明研發成果之重要貢獻

(一) 原子能科技趨勢及發展策略

綜觀當前國人關注的各項與科技政策相關之社會議題，可以分為「健康與民生」、「能資源與環境」、「前瞻應用科技」與「產業經濟」等面向：「健康與民生」強調完善醫療診斷及治療與農業永續及糧食安全，保障民眾生命安全；「能資源與環境」著重環境衛生及水資源管理，確保環境永續，且所有人都能獲得潔淨的水；「前瞻應用科技」重視新興科技崛起與科技研究及創新能力，以因應未來趨勢挑戰；「產業經濟」關注產業智慧化與製程改善，帶領產業創新轉型，活絡經濟動能。是以，本研究應用「專家問卷及座談會技術群組評分」方法，邀請各領域專家，針對所蒐集的國內外技術資料，就重要性、可行性

及產業化可能性等要素進行評分，收斂結果與製作策略藍圖。藉由本計畫的執行，釐清國內未來在原子能應用發展上的技術需求，結果可作為原能會在推廣原子能科技的施政方針及核研所技術發展策略參考。圖 1 所示為綜整各領域結果所彙製的策略藍圖，由該圖可很清楚明瞭各領域技術群組的發展優先順序，值得一提的是本計畫結果所呈現的技術群組項目優先順序，評分要素考慮了重要性、可行性與產業化可能性，部分技術群組受限國內市場規模及特殊性雖較難產業化，但仍需國家投入穩定資源強化相關基礎設施、人才培育及關鍵技術建立，以因應國際競爭及貿易保護政策下，維持國內相當自主能力。

(二) 原子能民生應用科學教育推廣

為提升國民科學知能，推廣民眾對原子能科技與其貢獻的了解，並促進公眾溝通，核研所於 109 年度協助原能會舉辦 3 場原子能科普展覽，經統計 3 場展覽累積參觀人次達 15,854 人次，有效推廣原子能民生應用科學教育，讓全國民眾都有機會接觸到原子能科普教育。另外，為持續推廣大眾原子能科學教育，在原子能民生應用科學教育文宣或教材推廣方面，已翻譯兩篇國際原子能科普文宣。本計畫也透過刊登原子能民生應用簡析及開發科普桌遊展具「中子咻咻咻」等方式，提供社會大眾多樣的科普資源，讓社會大眾獲取輕鬆有趣的原子能科學知識。

(三) 國際核能管制架構及核電趨勢

本計畫透過蒐集彙整美國、歐盟、加拿大、澳洲等國家對於核電的發展趨勢與公眾溝通之做法，有助於協助原能會提供資訊以增進人民對於原子能及其應用的理解，同時提升資訊透明度並強化民眾對於

政府處理核能事務的信任感¹。

(四) 國際核子保防資訊及合作拓展

本計畫透過研究其他國家的核子保防經驗，期望對我國建立自主核子保防能力有所啟發，考慮地緣的關係選擇日本及韓國作為比較，而 EURATOM 為類似 IAEA 的國際組織，本文也參考其核子保防的作法，最後提出我國執行核子保防實施策略建議。

參、展望

政府規劃與推動科技政策之目的，在於促進科技資源之有效運用與整合，並以科技創新因應國內之發展需求，以政策工具極大化資源分配之效益，期能透過基礎研究強化科技創新實力與促進國家發展，因此，透過本計畫對「原子能科技趨勢及發展策略」、「原子能民生應用科學教育推廣」、「國際核能管制架構及核電趨勢」、「國際核子保防資訊及合作拓展」之研究，將有助於後續原能會研擬原子能科技的研發策略及推動目標。

¹更多相關資料可參考能源資訊平台-簡析 <http://eip.iner.gov.tw/energyAnalysis.aspx>

109 行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表



註：(1)應用於生技藥物開發、(2)例如有害氣體的消除、(3)應用於產品溯源、產區識別、真偽鑑定、(4)穩定同位素與水文地質分布圖集繪製、(5)超導量子位元、矽量子點以及量子光電晶片、(6)中子斷層影像、殘餘應力分析(包含醫學、非破壞性檢測、國防及航空檢測)、(7)能源材料、生醫材料、(8)於輻射效應下之可靠度研究及測試方法

圖 1 我國原子能科技於民生應用發展之策略藍圖

原子能民生應用與新南向政策願景規劃

A Study of Atomic Energy Applications for People's Livelihood and Vision
Planning on New Southbound Policy

(計畫編號：AEC109002)

林洺秀 張淑君 紀立民

行政院原子能委員會核能研究所

原子能科技的民生應用範圍廣泛，可充分應用在消除飢餓、確保健康及福祉、水的衛生及其永續管理、可負擔的清潔能源、工業創新與基礎建設、減緩氣候變遷之措施、確保海洋資源、確保陸地生態系統及發展夥伴關係等永續發展目標上。本計畫蒐集印度、印尼、馬來西亞、新加坡、泰國及越南等六個國家的原子能科技發展與應用，涵蓋醫療、農業、工業等領域。而新南向政策推動原子能科技合作方面，因醫療領域是我國強項之一，為現階段與該六國原子能科技合作建議的優先可行方向，如放射診斷藥物、放射治療藥物及輻射影像技術等。後續可先善用各部會現有之交流平台及合作中心，並開放游離輻射標準實驗室、輻射照射廠，以進行原子能科技的技術交流、培育專業人才及區域市場連結。

Atomic energy technology has a wide range of people's livelihood applications, which can be applied to nine of the seventeen Sustainable Development Goals (SDGs). The nine SDGs include: zero hunger, good health and well-being, clean water and sanitation, affordable and clean energy, industry, innovation and infrastructure, climate action, life below water, life on

land, partnerships for the goals. This project collects atomic energy technology applications in six countries including India, Indonesia, Malaysia, Singapore, Thailand and Vietnam, covering medical, agricultural, industrial and other fields.

As for the New Southward Policy to promote atomic energy technology cooperation, Taiwan's well-developed medical system and technology rank among the best, it is the priority and feasible direction proposed for cooperation with the six countries, such as cancer radiotherapy, nuclear medicine application and medical imaging technology. In the future, we can make use of the existing cooperation platforms and centers of various ministries, then open national radiation standard laboratory and γ -irradiation facility to conduct technical exchanges in atomic energy technology, cultivate professional talents and connect regional markets.

壹、計畫目標

原子能科技應用廣泛，其可在實現聯合國永續發展目標中發揮重要的作用。而配合我國推動新南向政策，本計畫蒐集印度、印尼、馬來西亞、新加坡、泰國及越南等六個國家的原子能科技發展與應用，包括農業、工業、醫療等面向；並研擬後續推動國際合作之可行性建議，特別醫療領域是我國的強項，也是現階段與該六國原子能科技合作的優先可行方向。

貳、重要成果

- 一、原子能科技應用廣泛，在實現未來永續發展中發揮重要的作用，其可充分應用在消除飢餓、確保健康及福祉、水的衛生及其永續管理、可負擔的清潔能源、工業創新與基礎建設、減緩氣候變遷之措施、

確保海洋資源、確保陸地生態系統及發展夥伴關係等永續發展目標上。

二、檢視新南向六國(印度、印尼、馬來西亞、新加坡、泰國、越南)之原子能科技發展與應用以及 IAEA 在該區域之援助項目，可以看出醫療衛生及農業應用是重點項目。而由我國原子能科技發展之現況，如特定醫療技術檢查檢驗設備數量數及使用人次等，顯示台灣相較新南向國家而言，我國原子能科技在醫學領域之進展較快速。

三、新南向政策推動原子能科技合作方面，建議以己之長接地氣，尋求雙向合作；因此醫療領域是現階段與該六國原子能科技合作的優先可行方向。若能結合我國原子能科技之民生應用發展策略藍圖，如放射診斷藥物、放射治療藥物、輻射影像技術等，則具推廣與持續研發之雙重效益。而我國可發生游離輻射設備治療已有相當醫療品質保證基礎，尤其近年興起之質子治療，或有助促成雙方未來技術交流及醫療互助之可能。

四、推動新南向原子能科技之合作，在有限資源之下，建議先善用政府各部會現有之交流平台及合作中心，例如醫衛新南向產業 e 鏈結之一國一中心、新南向科研合作專網的海外研究中心；進行原子能科技的技術交流、培育專業人才及區域市場連結等。

五、OPEN-Lab，進行雙方相關實驗室之設備建置、技術及人員互相交流。例如我國國家游離輻射標準實驗室可和印度、印尼、馬來西亞、泰國之游離輻射標準實驗室彼此的能力比試、放射治療之劑量標準與校正等技術交流。我國輻射照射廠亦可和印度、印尼、馬來西亞、

泰國、越南之輻射照射廠技術交流與觀摩，特別是新南向國家其農糧保存、蟲害防治、檢疫滅菌及品種改良等。

六、新南向之政策願景除了原子能科技醫療應用外，區域議題之共同研究，如海洋放射性物質擴散模式與調查，可藉由科研合作專網與新南向國家進一步合作；另外核研所有關綠電契機-微電網供電系統、生質精煉綠色製程技術-纖維酒精等技術亦可成為推動新南向的議題。

參、展望

近年來我國政府推動新南向政策，從「經貿合作」、「人才交流」、「資源共享」與「區域鏈結」四大面向著手去推動執行。基於醫療領域是我國的強項，也是原子能科技民生應用的重要一環；日後可規劃針對放射診斷、放射治療及核醫之影像、治療、藥物等，利用政府現有之整合平台及中心以促成雙方未來技術交流及醫療互助之可能。

含天然放射性物質商品之調查及管理研究

Research on the radiation survey and safety management for NORM
(naturally occurring radioactive material) contained products

(計畫編號：AEC109003)

黃珏吉 袁明程 李綉偉 盧苡欣

核能研究所

含天然放射性物質之商品應用日漸廣泛且深入民生，本計畫分析不同商品之天然放射性物質添加型式及含量，建立含天然放射性物質商品之氡氣量測及校正、人員劑量評估等技術，及研擬輻射異常之含天然放射性物質商品之處理方案，以保障民眾使用相關商品之輻射安全。

The applications of products containing naturally occurring radioactive materials (NORMs) are becoming increasingly widespread and deeply involved in people's livelihood. This plan was analyzed the types and content of NORMs added in different commodities, establish techniques for radon measurement and calibration, personnel dose assessment of products containing NORMs, and develop a treatment plan for products containing NORMs with abnormal radiation to protect the radiation safety of people using related products.

壹、計畫目標

本計畫之執行內容，係考量目前因科技之進步、民眾生活品質之提高，

游離輻射於民生應用之發展較過去更為快速增長。主管機關本於管制之立場，亟需針對未來游離輻射於民生應用之發展潮流，及參考國際趨勢，預先進行研究、調查，以為日後建立合宜之管制規範、審查及評估之技術。

貳、重要成果

109 年度研究計畫內容依原能會核定版本計畫書執行，研發成果及其貢獻說明如後：

一、重要貢獻

(一) 氡氣濃度標準校正與測試系統硬體建置

本研究建立含天然放射性物質商品之氡氣量測校正設備及技術，參考國際氡安全委員會(National Radon Safety Board, NRSB)、美國氡科學技術協會(American Association of Radon Scientists and Technologists, AARST)等文獻。利用所建置之硬體，包含氡氣量測儀器校正腔體(如圖 1)、產生氡氣之標準參考物質鐳-226(SRM-4973)，及氡氣量測儀器 Alphaguard 等，執行校正系統測試，並以所測得之數據所製成之氡衰變曲線(如圖 2)，完成氡氣偵檢儀器校正因子之評估。

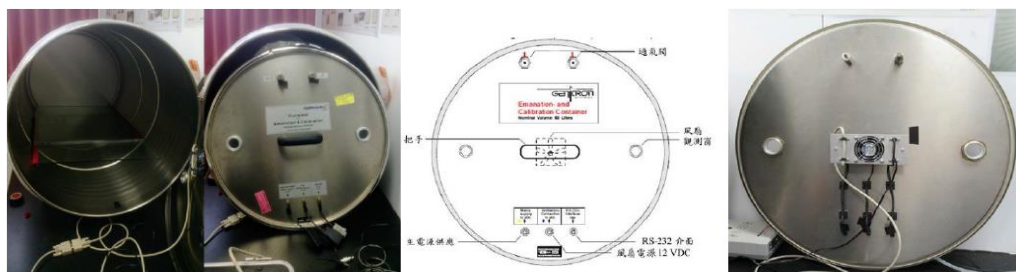


圖 1 氡氣量測儀器校正腔體

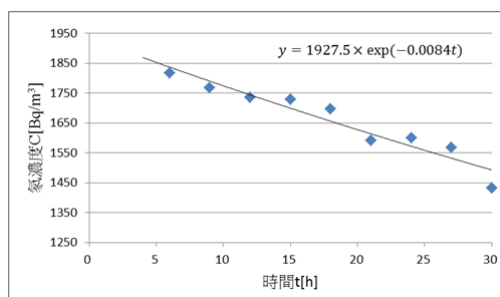


圖 2 氡衰變曲線

(二)引進氡氣參考物質與量測標準

本研究引進 Pylon 公司所生產之固體鐳 226 標準射源(型號 RN-105A)作為產生氡氣(氡-222)之標準參考物質，與固體鈷-228 標準射源(型號 TH-1025)作為產生氡氣(氡-220)之標準標準參考物質(如圖 3)，以使氡氣量測校正系統能更趨完備，並已設計一脈衝式游離腔將作為量測氡氣之原級標準，未來可規劃參加國際比對，進一步取得國際認證，使氡氣量測儀器校正技術具公信力。



圖 3 固體鐳-226 標準射源(RN-105A,左圖)及固體鈷-228 標準射源(TH-1025,右圖)

(三)含天然放射性物質商品之快速初篩用儀器性能評估研究

本研究彙集 107 年至 108 年期間抽驗床墊之量測數據，其中以手持式表面污染偵檢器(GRAETZ CoMo-170)所度量得到之表面污染計數值(cps)，與氡氣活度濃度(Bq/m³)之間有一線性關係且為正相關(如

圖 4)，而氡氣濃度又是影響體內輻射曝露程度之關鍵因素，因此可將床墊表面所測得高於背景之表面污染計數值，作為初步判別抽驗床墊是否輻射異常之快速篩選指標，以提升稽核效率。

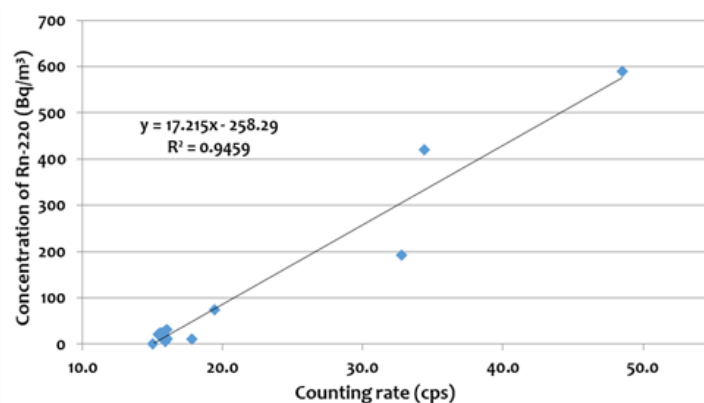


圖 4 107-108 年抽驗床墊表面污染計數與氡氣濃度(氡-220)

線性回歸分析圖

(四)含天然放射性物質商品管理之國際文獻蒐集

含天然放射性物質商品管理主要參考國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)82 號報告及國際原子能機構(International Atomic Energy Agency, IAEA)115 號報告等相關文獻，與日本放射線醫學綜合研究所(Near InfraRed Spectroscopy, NIRS)及韓國核能安全研究所(Korea Institute of Nuclear Safety, KINS)網頁資訊，其中，對於於鈾、鈾的濃度設定或劑量限值標準，均與我國現行天然放射性物質管理辦理所訂 1 貝克/克或 1 毫西弗/年之規定一致，可供國內後續研擬含天然放射性物質商品管理方案參考之用。

(五)協助執行含天然放射性物質商品之後市場調查

本調查彙整 108 年 1 月至 109 年 6 月期間核研所協助市售商品

主責主管機關年度定期抽驗或原能會不定期抽驗樣品之輻射檢測與劑量評估結果，以作後續含天然放射性物質商品後市場調查規劃之參考。

二、學術成就

- (一) 完成「含天然放射性物質商品之快速篩檢用儀器性能評估研究」與「氡氣偵檢器校正系統建置研究」研究報告，可做為現場稽查人員與後續校正系統建置之參考。
- (二) 完成「含天然放射性物質商品之後市場調查(108 年-109 年)」研究報告一篇，以作後續含天然放射性物質商品後市場調查規劃之參考。
- (三) 投稿“Inspection and radiation dose evaluation results for NORM-containing products in Taiwan” SCI 期刊一篇，以增進相關訊息於國際專業實驗間互動與交流。

參、展望

109 年度研究計畫為強化氡氣量測儀器標準校正技術，及建立含天然放射性物質商品調查作業之氡氣量測技術與標準作業程序，在技術方面上，藉由建立氡氣濃度標準校正與測試系統，及引進氡氣參考物質與量測標準，以確保氡氣量測之準確性及可追朔性，而在調查面上，提出樣品中天然放射性物質含量之快速篩檢之指標，以供現場稽核人員快速判別含天然放射性物質商品是否有輻射危害之虞。綜上，有助於準確且快速的評估方法或量測技術之建置，以減少含天然放射性物質商品在市場上的衝擊，降低民眾不必要之輻射曝露風險。

先進國家核電廠除役法規發展動態及管制要項探討

Discussion on Development Trends and Regulations of Nuclear Power Plant
Decommissioning Laws in Advanced Countries

(計畫編號：AEC109014)

黃慧婷¹ 胡博硯²

¹勤理法律事務所 ²東吳大學法律系

核一廠 1 號機及 2 號機已於 108 年 7 月 16 日取得除役許可，核能電廠之除役作業是我國核能管制之重要課題。行政院原子能委員會(下簡稱原能會)參酌國外核能電廠除役管制技術經驗及法規，重新檢視我國除役相關條文。並且參考國際原子能總署一般安全標準及相關指引等有關除役期間之管制作法，修訂我國「核子反應器設施管制法施行細則」及「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，皆於 107 年 11 月 16 日發布。

基於國際先進國家對核能電廠除役法規仍持續推演增修中，且我國至今未曾實際操作過完整除役作業，故本次研究計畫著重於德國、英國及比利時等歐陸三國之核電廠除役管制規範。藉由管制機關、新興議題、管制法規動態及管制要項等四個層面為觀察重點，分析德國、英國及比利時核能電廠除役遭遇之管制問題，對於該等 3 國現有的法制之影響。借鏡該等 3 國之經驗，對於我國除役核能電廠除役管制法規與除役作業之審查指引或審查導則，提出分析意見與具體建議。

Decommissioning of nuclear power plants is an important subject of nuclear energy control in my country, since Unit 1 and Unit 2 of Nuclear Power Plant No. 1 have obtained decommissioning permits on July 16, 2019. The Atomic Energy Committee of the Executive Yuan (hereinafter referred to as the AEC) takes into consideration the technical experience and regulations of foreign nuclear power plant decommissioning control. In addition, refer to IAEA general safety standards and related guidelines and other related management methods during decommissioning period, amended “Enforcement Rules for the Implementation of Nuclear Reactor Facilities Regulation Act” and “Regulations on the Permit Application and the Management for Decommissioning of Nuclear Reactor Facilities” on November 16, 2018.

Since advanced countries in the world still upgrading and amending regulations of nuclear power plant decommissioning, and our nation has never operated a complete decommissioning operation actually so far. Therefore, this research project focuses on the decommissioning control regulations for nuclear power plants in European countries including Germany, the United Kingdom and Belgium. By means of observing four different aspects such as regulatory authority, novel issues, regulatory dynamics and regulatory essentials, analyzing the problems encountered in the period of decommissioning of nuclear power plants and their impact toward the existing legal systems of these countries. Based on the experience of these three countries, this project provide analysis opinions and specific suggestions to the guidelines for the nuclear power plant decommissioning control regulations and decommissioning operations of our country.

壹、計畫目標

目前國際先進國家對核能電廠除役法規仍持續推演增修中，因此原能會仍需適時掌握國際管制脈動和經驗，精進我國核能電廠除役管制措施，提升除役作業之安全。本項計畫除須蒐集先進國家所關注之核電廠除役管制議題與其法規發展動態資訊外，亦須研析先進國家核電廠除役相關法規資訊，適切對我國核電廠除役管制並提出相關洞見。目前國際先進國家對核能電廠除役法規仍持續推演增修中，因此原能會仍需適時掌握國際管制脈動和經驗，精進我國核能電廠除役管制措施，提升除役作業之安全。本項計畫除須蒐集先進國家所關注之核電廠除役管制議題與其法規發展動態資訊外，亦須研析先進國家核電廠除役相關法規資訊，適切對我國核電廠除役管制並提出相關洞見。本次研究案當為著重歐陸國家之核電廠除役管制規範，俾利我國有關法規更趨完善。

貳、重要成果

經蒐集德國、英國與比利時等三國除役相關法規發展動態與管制要項，本研究提出以下四點觀察及建議：

一、日益重視民眾溝通與公眾參與

除役事務因涉及眾多利害關係人及廠址附近民眾，不僅德國於聯邦眾議院設立網路請願平台，英國更直接由核能除役局（NDA）發起民意調查，比利時則發展出由廢棄物管制局（ONDRAF/NIRAS）與地方成立合作夥伴關係機構（STOLA），藉此提供公眾參與的管道，增進民眾對除役事務之理解與對話、溝通機會。我國推動核電廠除役在即，除由核電廠營運者台灣電力股份有限公司在場址所在地推動民眾溝通作業，

主管機關亦可主動投入相關公眾溝通，例如舉辦研討會等，強化民眾就除役事項之了解，盡可能獲致最大共識。

二、強化除役經費之控管及監督

關於除役經費，德國就放射性廢棄物之貯存與處置成立公共基金，並由核電廠營運者支付相關費用。比利時則由 Electrabel 公司與比利時政府共同持股成立 Synatom 公司負責管理核電廠除役基金。我國目前係透過核能發電後端營運基金管理會管理後端營運相關經費。惟須留意者為，106 年 1 月 26 日我國電業法修正通過，台灣電力股份有限公司（下稱台電公司）須在 112 年 1 月 25 日前轉型為控股母公司，並下設發電及輸配售電子公司。因電業法並無限制發電業之經營方式，未來核能發電事業部是否自控股母公司獨立，仍有待持續關注。惟依現行台電公司規劃，核能發電事業部可能保留於控股母公司轄下，故原能會進行監管之對象仍為台電公司，且核後端基金之運用仍應符合「核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法」，故電業法修正後原能會就相關財務能力之監督應無太大影響，惟仍應注意後續發展。

三、廢核進程與除役計畫的配合

另關於核能電廠之運轉年限，我國電業法於 106 年 1 月 11 日修正通過第 95 條規範，其中第 1 項規定「核能發電設備應於中華民國一百十四年以前，全部停止運轉。」，嗣因 107 年公民投票案之結果，本項規定遂予廢除。然原能會於 108 年 7 月 12 日業已依核子反應器設施管制法第 23 條第 1 項規定，核發核一廠 1 號機、2 號機之除役許可，並自 108 年 7 月 16 日起生效，依核子反應器設施管制法施行細則第 16 條規定，台電公司應於 25 年內完成核能電廠之除役。惟核二廠、核三廠

仍在運轉中，基於公民投票乃表徵人民權利之行使，相關議題並會隨著社會氛圍之演進而有所不同，我國或可參考比利時逐步停止核能電力使用法之立法技術，修訂保留彈性條款，賦予執政當局得依電力供應之安全性予以調整。

四、除役管制法規的細緻化

最後，就核能電廠除役管制法規部分，我國主管機關依核子反應器設施管制法第 23 條規定之授權，訂定核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法，另有核子反應器設施除役計畫審查導則、核能電廠除役管理方針及核子反應器設施除役計畫導則。其中核子反應器設施除役計畫審查導則及核子反應器設施除役計畫導則就除役計畫之審查已有相當規範，且我國核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 12 條課予經營者應每年提出年度執行報告；第 10 條課予經營者主動於一定期限內提出除役期間關於輻射安全、環境輻射監測等報告，相較於英國立法例規範主管機關至少每五年就除役計畫進行審查，乃更為積極之作法。

參、展望

我國核一廠 1 號機及 2 號機已於 108 年 7 月 16 日取得除役許可，宣告我國進入核電廠除役階段，雖我國無相關除役經驗，惟本研究透過蒐集外國立法例有關管制機關、新興議題、管制法規動態與管制要項之資訊，希冀對我國未來實際執行除役作業能有進一步助益。

核電廠廠址管制內涵先期研析

An preliminary analysis of the connotation of site regulation of nuclear power plants

(計畫編號：AEC109015)

沈政雄¹ 李元德² 吳子毅²

¹ 沈政雄律師事務所 ² 中桂法律事務所

本計畫從美國核能電廠除役程序中部分廠址先行釋出之程序法制及案例，評估其行政程序引進我國之可行性，檢視我國目前有關核電廠劃設之禁制區(Exclusion Area Boundary, EAB)、低密度人口區(Low Population Zone, LPZ)或其他廠址管制措施之行政程序是否完備，提出政策及法制建議。首先，分析我國核能電廠除役程序及相關廠址管制措施之法制狀況；其次，自美國核能電廠除役有關廠址先行釋出之案例經驗中，歸納其程序特徵及可供我國借鏡之點；進而，比較我國法與美國法之制度差異及法理解釋之問題點，視研究發現，可能參考我國核一廠除役計畫之規劃及執行為例。最後，研析美國法之法制經驗是否有於我國法參照調適之可行性，並探討我國此部分程序規定之完備性，以提出研究建議。

This plan is going to research on the legal procedures and cases regarding partial release of site regulation in decommissioning of nuclear power plants in the United States, to assess the feasibility of the introduction of its administrative procedures into our country, to examine whether the current administrative procedures for EAB, LPZ or other plant control measures are

complete, and to put forward policy and legal recommendations. Firstly, we are going to analyze the current legal status of the decommissioning procedure and related plant control measures of nuclear power plants in Taiwan. Secondly, we plan to summarize the procedural characteristics and the experience that we can learn from the United States on partial release of the plant sites regulation in decommissioning of nuclear power plants; Further, to compare the differences of legal systems and the interpretation of legal theories between Taiwan and the United States. We may, if necessary, refer to the planning and implementation of the decommissioning plan of the first nuclear plant in our country as an example. Finally, we will analyze whether the legal experience of the United States is feasible in the adjustment of Taiwan legal system, and explore the issue of the completeness of our country's procedural provisions on this matter, in order to provide research recommendations.

壹、計畫目標

- 一、瞭解美國核電廠有關部分廠址外釋之法規要求及相關管制建議事項，供委託機關管制作業參考。
- 二、掌握解除/變更禁制區，對尚未解除除役管制之核子反應器設施的影響性。
- 三、掌握我國核子反應器設施制區、低密度人口區之解除/變更管制作業應包含的行政程序，及廠址解除管制行政程序之完備性與相關管制審查建議事項，供委託機關管制作業參考。

貳、重要成果

- 一、我國法關於核電廠禁制區及低密度人口區之劃設及管制規定，歷經原子能法、核子設施周圍地區管制辦法、原子能法施行細則及核管法，核管法以前之規定大致相當，至核管法則有大幅修正。因核管法施行細則於 92 年 8 月 27 日始訂定發布，核一廠、核二廠及核三廠設置時間，雖於核管法公布施行前，但有關管制區域範圍之解除或變更，仍應適用核管法之規定。但因原區域劃設適用舊法，解除或變更卻適用新法，行政程序上有應如何法規調適之問題。
- 二、美國法關於禁制區等管制區域之劃設，其內涵，主要在於審查核電廠廠址之設立地點是否適合，因此，經營者應將有關禁制區之劃設範圍及經營者對其範圍內土地利用之權限，於安全分析報告中敘明，並於申請執照之程序中，作為安全分析報告內容之審查對象，以確立核電廠設廠之安全性。其中，若允許於禁制區內進行與核子反應器運轉無關之活動，亦必須於安全分析報告中詳述其活動之特性、內容、時間、頻率、人員撤離及確保不受超標輻射劑量之方案。
- 三、美國法關於 PSR 規定源於原核准之核電廠廠址中，某一部分土地若確定已無輻射劑量之風險時，可否先行將該部分自管制範圍中移除，於原有規定中並無明文，且原有第 50.82 條規定係就整體廠址規範核准 LTP 之條件，因而滋生是否增訂或修正之疑義。因而美國核管會考量 PSR 個案審查與標準化審查流程之優缺點與成本等因素，增訂第 50.83 條規定，以提供業者申請非限制性使用之廠址部分外釋之原則與程序，詳細規定如本文第肆章及第伍章內文。

四、美國法於增訂 PSR 規定之前，並無可於核准 LTP 之前，存在先行將部分廠址釋出或解除除役管制之規定，此與我國法之現況相同，美國法就此之法規影響評估，結論上，認為原有之程序架構，並不能涵蓋或處理部分釋出程序之需求，因而建議應採取增訂條文之方式。因美國法基於原子能法之概括授權，由美國核管會制定聯邦行政法規 10 CRF，故其修法亦是針對此法規內容。10 CRF 之法律位階可相當於我國行政程序法第 150 條所定之法規命令，但因美國法採行總統制，行政權有其固有權限，與我國政府體制有所差異，我國法若擬引進部分廠制先行解除除役管制之程序，可能無從將我國之核管法，視同如美國 1974 年能源重組法第 105 條(a)之地位，進而認為已有概括授權，而當然認為可直接於施行細則或所授權之子法中規定，仍必須於解釋論及制度設計論，詳研立法目的及相關利弊得失，採取適當之規範型式。

參、展望

- 一、核管法第 4 條第 2 項規定所指之「無關」、「影響」，仍屬抽象而為不確定法律概念，須因應個案情形而判斷之。其具體審查基準或應考慮因素，可參考前美國法關於安全分析報告審查準則之規定，於實務上之審查準則上具體化。此外，我國法禁制區及低密度人口區之解除或變更，必須考量管制實務，未來應與核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 13 條依序分別辦理。
- 二、核管法第 27 條規定禁制區及低密度人口區之解除或變更程序如何進行，大致可從：申請人、申請時點及事由、程序進行等方面，加

以檢討。其中，第 27 條規定核定公告解除或變更禁制區及低密度人口區之情形由主管機關「視情況」決定之。所指「視情況」，將來如何設定其具體基準，必須參照除役計畫所規劃之除役時程及國外經驗，考量核子燃料處置狀況以及現場作業項目，針對可能發生的事故，評估民眾可能接受到的輻射劑量程度是否達符合規定等，而加以決定之。相關程序進行之技術性、細節性，或必須解釋母法規定之事項，可於施行細則中進一步具體化。

三、我國如擬增訂相當於美國法之 PSR 規定(部分廠址解除除役管制)，有必要增設該部分廠址除役活動執行結果之審查程序、審查要件、後續監管等機制。此可能包括：1.是否限於未受影響區之範圍；2.應否有申請時點、條件之限制；3.應符合如何之輻射標準值；4.審查通過之條件如何；5.是否限於非限制性使用等規定；6.因必須先確認該部分區域除役後之輻射劑量符合所設定標準，再於最終輻射偵測報告整體再確認，涉及先行解除除役管制之區域與未解除除役管制之區域間，以至於最終廠址環境偵測報告之審查，應如何配合監管；7.資訊公開及保存義務等配套措施及議題。因較現況管制體制更為複雜，建議參酌本研究所評估引進其程序對所涉現行核管法相關規定之影響性分析，綜合考量我國立法體例、制度設計完整性及民情關注度，謹慎研議之。

109 年度國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制

2020 Collection and Analysis of International Decommissioning Cases and Regulation-related Risks

(計畫編號：AEC109006)

朱鐵吉 黃毓皓 郭瓊文 林庭安

財團法人核能資訊中心

我國核能一、二、三廠，在經過 40 年的運轉期限後，於近年陸續進入除役階段。在「(當代)使用者付費」的普遍共識下，世界各國皆透過專案基金之設置來確保有足夠的預算依規劃時程完成核電廠除役工作，避免增加下一代的負擔。我國已於經濟部下設置「核能發電後端營運管理基金」，而依據我國「核子反應器設施管制法」第 23 條第 1 項第 4 款規定，核設施(電廠)經營者於提出除役申請時應檢附財務基礎足以勝任除役執行之相關佐證資料，經管制機關審核發給許可後，方得進行除役工作。

由於除役費用估算通常在除役前數年(或更早)就已提出，所以當除役費用預估若因時程落差以及缺乏實務經驗等因素而與除役實況有大幅差異時，有可能會導致除役工作無法如期如質進行。隨著我國核電廠相繼進入除役階段，針對除役費用議題應可參考已累積一段時間之國際相關實務經驗，再考量國內現況後彙整可行作法以供管制機關審查與管制相關議題之參考，促進此議題之管制效益及效能，順利完成國內除役工作。

After forty-year operation, all three Nuclear Power Plants (NPPs) in Taiwan enter the decommissioning stage in succession, starting from 2018. According to internationally recognized practices: users pay, we need to assure that there are sufficient revenues allocated to satisfactorily complete the decommissioning tasks, and leave the least burden to our next generations. The National Back-End Foundation (NBEF) was established in 1999, under the governance of Ministry of Economy, in compliance with the Article 23 of the Nuclear Reactor Facilities Regulation Act: the licensee shall provide the technical, the management ability and the financial data, etc., to prove that they are competent to execute the decommissioning.

Since the cost estimation usually is proposed couple years before the decommissioning starts, differences exist between the cost estimation and the actual cost. These differences could become substantial and affect the overall quality and schedule of the decommissioning, especially when key uncertainties/risks are not well handled during estimation stage. This paper summarizes the experiences accumulated and risks anticipated by international communities in decommissioning cost, with considerations of state-specific issues in Taiwan, to propose recommendations for regulators in reviewing the cost estimation on NPP decommissioning.

壹、計畫目標

我國正著手執行國內首次核電廠除役工作，因此在除役費用審查管制上快速建立制度化作業的最佳方法，就是蒐集彙整國際上已累積的相關經驗與做法。本計畫規劃進行三項研析工作：第一是對美國電力公司或電力業主現有除役經費估算主要方法的了解；第二是對國際上目前最新除役經費估算之數據與經驗回饋有所掌握；第三則是研析與我國法規相

近之美國核管會對核電廠除役費用估算之管制/審查標準。完成相關研析工作後，將國內現況納入考量並研提適用我國之審核/管制建議。本計畫研析之主要參考資料包括：

- 一、AIF-NESP-036 “Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates, ”Atomic Industrial Forum (USA), 1986。此報告為美國電力公司或電力業主除役經費預估之主要方法依據，我國核一、二廠除役費用估算也有參考此方法進行。
- 二、PNNL draft “Assessment of the Adequacy of the 10CFR50.75(c) Minimum Decommissioning Fund Formula,” Pacific National Northwest Laboratory (USA), 2011。本報告彙整研析美國 23 個核電廠除役費用預估，以及 4 個當時（100 年）已完成除役工作核電廠之實際費用資訊。
- 三、NEA #7201 “The Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants,” OECD/NEA, 2016。本報告蒐集研析 Nuclear Energy Agency (NEA) 會員國共 20 個核電廠之除役費用預估資料，其中有 7 個為輕水式核電廠；為方便相互比較，NEA 請各會員國以國際除役費用結構（International Structure for Decommissioning Costing, ISDC）格式，提供核電廠除役費用估算資料。
- 四、Nuclear Regulatory Commission (NRC) 之 Regulatory Guide (RG) 1.202 “Standard Format and Content for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”及 NUREG-1713 “Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”。此兩份規範為 NRC 審查美國各核電廠繳交除役費用之接受標準。

針對美國電力公司或電力業主現有除役經費預估方法之了解部分，本計畫將透過對 AIF-NESP-036 報告之研讀，考量國內現況後提出我國相關審核/管制之重點建議。

貳、重要成果

在對國際上目前最新除役經費預估之數據與經驗回饋的掌握上，針對 NEA #7201 報告研讀，以掌握 NEA 會員國（主要為歐洲國家）在除役經費估算上的做法，而在美國核電廠的部分則透過 Pacific National Northwest Laboratory (PNNL) 報告之研析來掌握。NEA #7201 報告中所涵蓋的各個會員國除役費用案例大多以國際架構 ISDC 呈現；而 PNNL 報告涵蓋之美國除役費用案例則是大多數採用 AIF-NESP-036 報告之方法論呈現。此兩份報告均就各國現行除役費用估算提報及更新機制、管制審查機制、各廠除役費用大項配置、以及尚待進一步研究之議題等提出彙整說明，雖然各個核電廠之除役費用皆有其特殊性（site-specific）而無法就費用細項逐一比對，但若將多個核電廠案例放在一起進行分析時，仍可看出其費用大項的分布趨勢（trend）。

由於美國之核電廠管制法規與我國相近，在一般審查注意事項上，透過研析美國核管會對核電廠除役費用估算之管制/審查標準（RG 1.202 及 NUREG-1712），以彙整適用我國之除役費用審查注意事項及重點。

針對本計畫所提各項審查/管制建議，將以風險洞悉（risk-informed）概念評估其優先順序，以供管制單位採納時之執行參考。各項管制建議分別在建議敘述最後給予 A、B、C 三類優先程度，其基本定義為：

A 類：本類建議請管制單位優先考慮試行，並視執行效益再評估是否

納入管制法規或例行管制作為。

B 類：本類屬於核設施（電廠）經營者自行決策範圍，建議管制單位鼓勵經營者試行。

C 類：本類建議由於國際間尚未完全達成共識或未完全發展成熟，建議密切觀察其發展情況再考慮是否試行。

主要管制建議如下：

- 依據經濟部「核能發電後端營運基金管理會」官方網站資訊，目前基金需求為 4,729 億台幣（105 年幣值，下同），其中「除役拆廠」科目共 1,014 億；「低放最終處置」科目為 292 億；「低放最終處置應變方案」科目為 381 億；「高放中期貯存」科目 549 億；「廢棄物運輸」科目 160 億。建議應釐清目前各電廠除役費用預估所使用之科目是否僅為「除役拆廠」？例如將用過燃料由爐心移至燃料池之費用屬何科目？用過燃料池之營運維持又屬何科目？低階廢棄物廠內暫貯之容器購置、廠內運搬、廠房新建/修整/營運等費用屬何科目？非屬「除役拆廠」科目費用雖非除役費用估算審查/管制範圍，但仍屬核電廠整體管制範疇，宜釐清並確認所有除役費用均已分別有其支應科目。（A 類）
- 以核一廠為例，現有之（公開版）除役費用估算統計僅下分為九大類，應「鼓勵」持照者提供更詳細資訊以進行實質審查比對。（A/B 類）
- 我國核一二廠除役時程均規劃為 25 年，與國際經驗（10-15 年）比對時應注意其中之實質差異。（A 類）
- 觀察資訊較完整之美國已除役電廠經驗，除役(低階)廢棄物有低

估趨勢，分析其主要原因或不完全適用於我國，但仍值得注意。

- 我國核一二廠除役費用估算據了解均參考 AIF-NESP-036 報告內容，該報告所提單價因子中之團隊成員數目與單項工作所需時間、工作困難因素、各類人力費率、各類設備與工具費用、參考除役時程、包商人力費用、應變準備金估算方式等參考數據，皆為參考美國除役經驗並做合理修訂後所得到的結果。我國於參採這些數據時，宜衡量我國物價指數、法規要求、工作環境、人員體能等因素進行適當修訂。(B 類)

109 年度國際除役技術指引和法規彙整之管制研究

2020 Study of international decommissioning regulations and guidelines

(計畫編號：AEC10902006L)

張似璫 陳瑋

財團法人中華民國輻射防護協會

為推動我國核電廠除役順利且安全地進行，本研究主要目標為協助以及強化管制單位掌握核能電廠除役期間相關的安全規範與技術指引。本計畫共完成 3 項工作：1.參考 IAEA 資料架構，蒐集 IAEA 除役相關資料包含基本法則、要求、導則以及技術文件共 103 份，並將資料進行分類製圖整理。2.針對 NUREG-1575 (MARSSIM)及 NUREG-1757 Vol. 2 兩份文件之廠址歷史評估部分進行重點摘述。另挑選美國 Rancho Seco、Zion、Vermont Yankee 等三座電廠之歷史場址評估報告進行相關研析比較。3.蒐集美國 SONGS、Zion 兩個電廠除役視察報告，總計 102 份。統整美國管制單位進行電廠除役視察項目與頻次分析，並彙整該等報告中重要發現與違規事項。

In order to facilitate the decommissioning of nuclear power plants (NPP) successfully and safely in Taiwan, this research aims to assist and enhance regulatory body on safety regulations and technical guidance in decommissioning process. According to the research purpose, three tasks were established and accomplished.

Firstly, the international decommissioning reference and publications from IAEA were collected and complied. Secondly, this study summarized historical site assessment (HSA) method mentioned in two important technical reports (NUREG-1575 and NUREG-1757 Vol. 2). We also analyzed and compared the HSA reports of US Rancho Seco, Zion, and Vermont Yankee NPP. In the third task, the US NRC Inspection Reports (IR) of SONGS、Zion NPP during decommissioning were collected. This research integrated the inspection items and analyzed inspection frequency into tables. The important findings or violations mentioned in IRs were particularly presented in the list.

壹、計畫目標

107 年 12 月起我國核電廠邁入除役作業階段，電廠除役期間可分為過渡階段，拆廠階段、最終狀態偵測階段、復原階段共計 25 年。本計畫目的著重在蒐集彙整國際除役技術指引和法規，以作為我國核電廠除役管制之參考依據。透過研析蒐集到之相關參考資料，進行應用於我國核電廠之適切性評估，並因應我國情境建議相應修正與細節補充。

本計畫研究項目：

- 一、蒐集 IAEA 除役有關安全規範與指引及除役相關技術報告，作為我國核電廠除役管制之參考依據。
- 二、蒐集並研析美國核能電廠廠址歷史評估文件，提出適用於我國情境之 HSA 審查要點。
- 三、整理並研析美國核管會電廠除役視察報告(IR)，以提出適用於我國的核電廠除役定期安全檢查之管制要項建議。

貳、重要成果

一、IAEA 除役有關安全規範與指引及除役相關技術報告

完成蒐集 IAEA 除役相關資料包含基本法則、要求、導則以及技術文件共 103 份。考量不同使用目的進行資料彙整。

為求資料使用容易性，將所蒐集之 IAEA 及去年研究蒐集之 NRC 文獻按照原能會核能管制處、原能會輻射防護處、原能會放射性物料管理局以及其他等四個單位使用者的角度做資料分類並製圖(圖 1、圖 2)。此外，參照 IAEA 與 NRC 文件/法規層級之架構做出兩個單位除役文件之對照表(表 1)。除了前述依照使用者角度將資料分類製圖外，面對繁多的技術文件，特別為核能管制處之權責範圍相關部分，按照不同除役應用主題做更深入的分類(圖 3)。最後為進一步提升主管機關使用資料的便利性，再將各項文件以可能用使用到的時間點以近期、中期、遠期需求加以標註。期許對我國核電廠除役管制能提供清楚明瞭之參考依據。

二、美國核能電廠廠址歷史評估文件

本計畫針對核能電廠廠址歷史評估文件部分，完成 NUREG-1575 及 NUREG-1757 Vol. 2 兩份文件之廠址歷史評估部分重點摘述；並挑選美國 Rancho Seco、Zion、Vermont Yankee 等三座電廠之歷史場址評估報告進行相關研析比較。

美國除役核電廠均採用 MARSSIM 的建議進行廠址歷史評估作業，藉由審閱和廠址與其環境相關的現存資訊及人員訪查，確認特定除役場址的可能污染源和可能受污染的介質，將廠址或偵檢單元分類為受影響與未受影響地區，再進一步將受影響區初分級別，以提供後續範圍偵檢與特性偵檢設計時的參考資訊。本研究亦根據 MARSSIM 以及研析美

國電廠 HSA 報告，做為我國電廠除役進行歷史場址評估審查時之參考內容，並從中提出適用審查建議。經研析後建議 HSA 報告內應充分說明所審閱的文件、人員訪查方式、及資料評估方法；報告中應討論環境輻射背景活度的認定，作為初步判斷的基準，也提供後續進行輻射偵檢與廠址調查之參考；報告應提供完整清楚的概念廠址模型，並隨後續輻射偵檢與廠址調查進行滾動式修正。此外，主管機關審查 HSA 報告之人員應該要具備 MARSSIM 相關知識，並對核電廠可能受到的污染有一定的了解。

三、美國核管會電廠除役視察報告(IR)

本計畫蒐集 San Onofre Units 2 & 3 自 2013 年宣布永久停止運轉並開始進行除役至 2020 年 7 月止之視察報告，總計 37 份。蒐集 Zion 電廠 Units 1 & 2 自 2000 年開始至 2020 年 3 月發布之最新視察報告，總計 65 份。在核電廠除役期間，美國核管會主要依據兩份視察手冊進行除役視察：IMC 2515 附錄 G -核電廠停機過渡階段之視察指引及 IMC 2561 -核電廠除役視察計畫。依據該兩份指引之視察項目完成兩座電廠之電廠除役視察項目與頻次分析。

本計畫亦彙整該等視察報告內容，以表列形式說明 US NRC 進行 SONGS、Zion 電廠除役視察時重要發現與違規事項(表 2)。根據上述結果再進一步提出我國電廠除役期間電廠視察之管制建議。管制單位在視察時，除了掌握業主在執行除役作業與核准的規畫作業是否一致外，應該與業主建立良好的溝通管道與監管機制，避免現場作業有所變更但主管機關卻未獲通知，並預防危害的形成。另外，不可輕忽人員訓練，因為除役作業期程相當長，各項作業人員的專業度訓練是相當重要的。人

員的輪替、離職造成作業熟練度不足可能導致作業疏失，故進行視察時也應特別注意。

參、展望

本計畫彙整電廠除役相關之國際參考文獻資料，研析美國電廠歷史廠址評估文件以及美國管制單位除役視察報等內容，並提出管制建議。希冀本年度計畫成果俾利我國管制單位面對不同除役階段準備工作之進行，檢視我國現行除役進程，並對在電廠除役期間所執行之除役審查與監督視察作業有所助益。

表 1、NRC 與 IAEA 除役文件對照（節錄）

指引 User	No.	Year	Title	Safety Guide User	No.	Year	Title
經濟部	RG 1.159		Assuring the Availability of Funds for Decommissioning Nuclear Reactors				
核管處、輻防處、 物管局	RG 1.179		Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors	核管處	IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.1	2006	Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices
核管處、輻防處、 物管局	RG 1.184		Decommissioning of Nuclear Power Reactors	核管處、 輻防處、 物管局	IAEA Safety Standards Series No. WS-G-2.1 <i>Superseded by No. SSG-47</i>	1999	Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors
				核管處、 輻防處、 物管局	IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.2 <i>Superseded by No. GSR Part 3</i>	2008	Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material
				核管處、 輻防處	IAEA Safety Standards Series No. SSG-47	2018	Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities
				輻防處、 物管局	IAEA Safety Standards Series No. SSG-49	2019	Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities
核管處、輻防處、 物管局	RG 1.185		Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities				
核管處	RG 1.202		Standard Format and Content of Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors				
				物管局	IAEA Safety Standards Series No. GSG-3	2013	The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste

表 2、SONGS 電廠除役特殊發現與違規事項表 (節錄)

No.	IR	Item No.	Item Status/ Item	Brief
	2014002	05000362/2013-001-00	Closed LER/ EDG Governor Actuator Hydraulic Fluid Contamination	與緊急柴油發電機 governor actuator hydraulic fluid 污染相關，尚未確認成因，但不排除是紀錄遭竄改所造成。
	2014002	05000361/2013-003-02 & 05000362/2013-003-02	Closed URI/ Procedure Adequacy for Responding to External Flooding Events	發現 SONGS 的淹水分析 (flooding analysis) 不夠保守，但因為電廠不需要再裝載燃料進入壓力槽(vessel)，所以關閉議題。
	2014004	05000362/2012-009-02	Closed VIO/ Failure to Verify Adequacy of Thermal-Hydraulic and Flow Induced Vibration Design for the Unit 3 Replacement Steam Generators	找到蒸汽產生器管路的磨損與完整性的肇因，雖然對安全性有一定程度重要性，但在除役狀態無關故關閉。

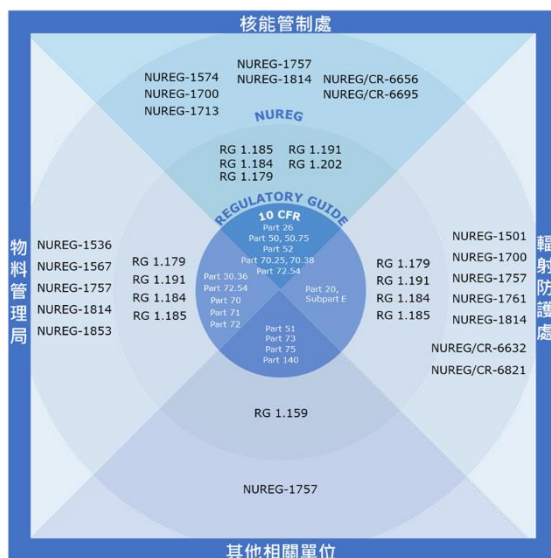


圖 1 NRC 除役相關法規
(按使用者分類)

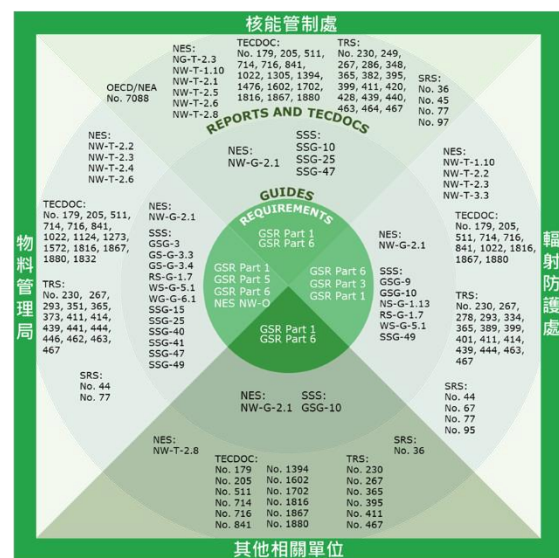


圖 2 IAEA 除役相關參考資料
(按使用者分類)

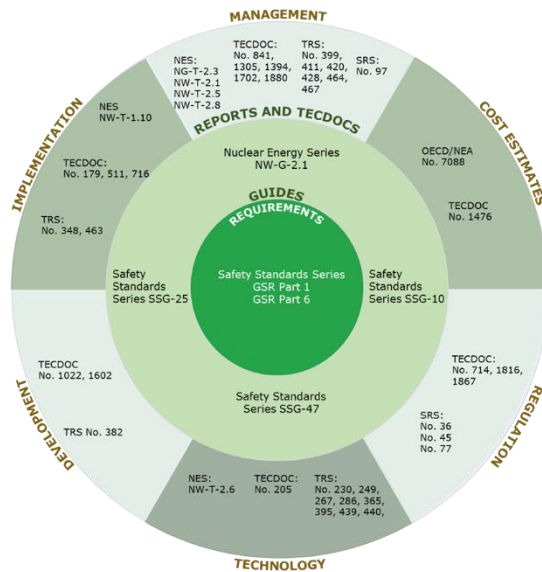


圖 3 IAEA 除役相關參考資料
(按核能管制主題應用分類)

海陸域輻射調查與國民輻射劑量評估

Environmental radioactivity survey of marine and coastal area and population
dose assessment of Taiwan

(計畫編號：AEC109010)

李明達 劉任哲 高薇喻 蔡文賢 洪明崎 徐明德

行政院原子能委員會輻射偵測中心

日本福島事件後，民眾對於環境的輻射劑量與輻射對海域的影響更為關注。本計畫推動台灣海域輻射監測調查與國民輻射劑量評估，以海水、海生物及累積試樣(岸沙及海底沉積物等)為主要分析樣品，並選擇銫-137為調查分析之關鍵核種；另就國民輻射劑量主要來源，規劃重新調查。109年延續 108 年規劃內容執行，持續建立台灣海域輻射背景資料庫並健全台灣海陸域環境輻射數據，進而能了解放射性廢水對台灣海域影響及變化趨勢。109 年的國民輻射劑量評估作業，已完成醫療輻射中電腦斷層與乳房攝影之劑量評估，以及吸菸行為造成國人輻射劑量評估等，並持續進行職業曝露、體外輻射劑量與食品體內劑量重新評估作業。

After Fukushima incident, more and more people care about the radiation around our living area and impact of ocean ecosystem. For the health of Taiwanese people, this project promotes Taiwan sea area radiation monitoring and population dose assessment. Seawater, marine organisms and cumulative samples (shore sand and seabed sediments) were used as the main analytical samples, and cesium-137 was selected as the key nuclear element for

investigation. Project, started from 2019, establish and refresh a radiation background database to improve the environmental radiation background of Taiwan's sea and land areas, and then grasp the trend of the impact of radioactive wastewater discharge from the Fukushima nuclear disaster and the other nuclear power plants on Taiwan sea area to ensure radiation safety. Population dose assessment confirmed medical dose due to computer tomography and mammography examination, cigarette smoking and ingestion of Cs-137. Other radiation sources like external and internal radiation dose from terrestrial gamma, cosmic ray and foodstuffs are continue reassessed.

壹、計畫目標

原能會為我國輻射及核能安全的管制監督機關，為了能讓民眾能夠瞭解環境輻射的現況，達到監測資訊透明化的目的，本計畫分為兩個分項計畫，分別為海陸域環境輻射調查與國民輻射劑量評估，逐年進行調查與評估，以得到完整之環境輻射資訊，以保障民眾、環境及輻射工作人員之輻射安全。

貳、重要成果

一、計畫執行重要成果

(一)海陸域輻射調查

1. 調查結果顯示臺灣海域海水之銫 137 (mBq/L)於水下 200 至 400 米處略高其他水層，但皆在背景變動範圍內。
2. 109 年完成海水試樣 312 件(含海水氣試樣 115 件)、海生物試樣 188 件以及沉積物試樣 83 件，總計 583 件之取樣及放射性分析，自 106 年起累積海域樣品數量已達 1,530 件。研究成果顯示臺

灣海域環境目前無輻射安全之疑慮。

3. 109 年度本計畫加強執行「台灣海域氡輻射背景調查計畫」，建立台灣海域氡輻射背景資料。
4. 109 年完成台灣北部山區土壤樣品 107 件之放射性分析，以健全台灣輻射地圖資料庫。
5. 109 年完成台灣西部農特產品(稻米)20 件之之放射性分析，以提供國民輻射劑量估評之參考。

(二)國民輻射劑量調查

1. 醫療輻射劑量評估部分，完成健保資料庫人數趨勢，自 89 年至 106 年各類別均呈成長趨勢，以非心臟類介入性透視與核醫成長幅度最大；電腦斷層與乳房攝影之國民輻射劑量評估結果分別為年劑量 0.76 毫西弗與 0.0041 毫西弗。
2. 完成南橫公路、北橫公路高山區域與綠島、金門等離島地區之環境背景輻射量測作業，量測數據納入國民輻射劑量體外劑量評估模式微調之參考。
3. 體內劑量評估部分，完成評估銫 137 核種攝食造成國民輻射劑量為每年 0.418 微西弗。
4. 彙整完成 84-108 年「全國輻射工作人員劑量資料統計年報」職業曝露劑量之整理，國民輻射劑量評估採 104-108 年共計五年數據為每年 0.234-0.366 微西弗，後續將納入其他年份資料進一步探討。
5. 民生消費部分，彙整衛福部國健署所提供國民吸菸行為習慣調查資料，推估吸菸所造成年劑量 0.049 毫西弗。此外，彙整 104-

108 年各機場國際與兩岸航線人次資料，初步排序建議進行約 50 條國際航線與 10 條兩岸航線之劑量評估，應能涵蓋旅客人口 90%以上，後續將就劑量評估參數進行探討。

二、學術成就方面，共發表國內外研討會論文四篇

2020 年(第 34 屆)環境分析化學研討會發表「海水中氙分析方法探討」、「台灣海域海水銫-137 分析方法探討」及「淡水總貝他分析方法之精進」論文共三篇，並於中華民國地球物理學會與中華民國地質年會發表「Spread of Radiocesium to the Taiwan Strait and Kuroshio east of Taiwan from 2018 to 2019」論文一篇。

參、展望

109 年度調查結果顯示臺灣環境無輻射安全之疑慮，110 年將參考近年海陸域調查結果，擬定滾動監測策略，並將調查結果以 OPEN DATA 方式資訊公開供民眾有效利用。國民輻射劑量評估將持續進行地表與宇宙輻射劑量格距較大區域進行量測，也將持續對於民眾關切之燃煤電廠、肥料、貓砂等分析評估；並完成職業曝露、飛航宇宙輻射與國人醫療輻射劑量評估。

表 1 臺灣鄰近海域樣品加馬能譜分析結果

	海水 (Bq m ⁻³)	沉積物 (Bq kg ⁻¹)	海生物 (Bq kg ⁻¹)
銫-134	-	-	-
銫-137	0.68~2.22	0.06~0.82	MDA ~0.61
氙	-	*	*

註："-"表示小於最低可測活度(MDA，海水Cs-134 MDA=0.5 Bq m⁻³、海水氙 MDA=2.03Bq L⁻¹、沉積物 Cs-134 MDA 值為 0.09 Bq kg⁻¹，海生物 Cs-134 MDA=0.03Bq kg⁻¹，海生物Cs-137 MDA=0.04Bq kg⁻¹)，"*"表示未檢測。

國民醫療輻射劑量調查研究計畫

Investigation on Medical Radiation Exposure of the Taiwan Population

(計畫編號：AEC109012)

蔡惠予¹ 張似璫² 陳拓榮³ 吳威德⁴

¹國立清華大學核子工程與科學研究所 ²財團法人中華民國輻射防護協會

³中山醫學大學醫學影像暨放射科學系 ⁴國家衛生研究院國家環境醫學研究所

本研究計畫透過下列程序來完成國民醫療輻射劑量調查研究：使用全民健康保險研究資料庫來調查台灣的醫療曝露人口；記錄抽樣醫院的檢查項目輻射參數與測量輻射輸出；針對 8 種醫療輻射類別(電腦斷層、核子醫學、心臟類介入性透視攝影、非心臟類介入透視攝影、傳統透視攝影、一般傳統 X 光、乳房攝影和牙科攝影)及其相應的 51 個檢查項目，依各檢查項目的醫療曝露模式分別開發劑量評估模型；評估每個檢查項目的有效劑量，並配合調查醫療曝露人口資訊，以得到集體有效劑量；最後搭配台灣總人口數，推算 8 種醫療輻射類別的平均國民醫療輻射劑量。

109 年已執行完成的工作項目：(1)健保資料庫的人數趨勢評估：8 種類別的平均年增率(89 年至 106 年)皆為正成長，其成長範圍為 0.01%~8.2%，以非心臟類介入性透視攝影成長 8.2%最為明顯；(2)針對 48 個類次分別進行醫院檢查序列調查之取樣：自 108 年開始至 109 年取樣所累計的病例數已達 64,444 筆臨床資料；(3)4 種類別下(電腦斷層、核子醫學、一般傳統 X 光、乳房攝影)完成 26 個檢查項目合計 72 個劑量評估模型；(4)推算集體有效劑量：電腦斷層台灣國民平均年劑量估算約為每人每年 0.76

mSv，乳房攝影台灣國民平均年劑量估算約為每人每年 0.0041 mSv。

In this project, we propose to investigate the medical radiation exposure of the Taiwan population via accessing National Health Insurance Research Database to get medical-exposure population, recording parameters of diagnostic examinations in sampling hospitals, measuring radiation beam characteristics and outputs, developing dosimetric models for eight types of medical exposure, evaluating the effective doses for each examining protocol, and deriving the collective dose. The survey will include eight types of medical exposure, such as computed tomography, nuclear medicine, cardiac interventional fluoroscopy, angiographic interventional fluoroscopy, conventional fluoroscopy, conventional radiography, mammography, and dental x ray, and at least 51 examinational protocols. Finally, we will propose a database of the Taiwan population dose from medical exposure, and establish a website to provide people to look up the dose level of examinational protocols of interest.

壹、計畫目標

本計畫的目標是執行醫療輻射造成台灣整體國民輻射劑量評估研究，透過全民健康保險研究資料庫取得醫療作業項目頻次，若有檢查項目未涵蓋於全民健康保險研究資料庫的部分則需配合其他相關資料庫以補足。另需透過實地調查醫療作業中的醫療輻射作業檢查項目、技術條件設定、臨床實際掃描方法等資訊，計算彙整出不同醫療檢查的輻射劑量，再以實地量測方式：包括射質評估、劑量輸出測量以確定劑量評估的準確性，藉由此次調查研究，了解醫療輻射造成台灣整體國民輻射劑量之情形，建立

完整的醫療輻射群體資料，未來亦可利用此資料評估國民醫療輻射運用的變化趨勢。

貳、重要成果

一、健保資料庫資料分析：健保資料庫的人數趨勢評估

109 年已統計 18 年(89 年至 106 年) 8 種類別的年度趨勢分析，也了解各年度與醫療輻射相關的檢查類別頻次增長的情況。其中 8 種類別平均年增率發現皆為正成長，成長年增率範圍從 0.01%~8.2%，以非心臟類介入性透視攝影成長 8.2%最為明顯。

二、取樣醫院檢查序列調查：48 個類次

109 年已完成 48 個類次，自 108 年開始至 109 年取樣所累計的病例數已達 64,444 筆臨床資料。

三、建構劑量評估模型：

劑量評估模型建構前置流程包含：蒐集、閱讀、整理國際相關文獻資料，上述 4 種類別本研究使用劑量模擬軟體包含 PCXMC、CT-expo，依據檢查項目細分出各檢查序列，建立對應的劑量評估模型，再計算各檢查序列的有效劑量。109 年已完成電腦斷層、核子醫學、一般傳統 X 光、乳房攝影 4 種類別劑量評估模型之建置。

四、推算集體有效劑量：電腦斷層、乳房攝影

集體有效劑量的計算包含：依據同醫院同類別同檢查項目不同檢查序列分別計算之並得到其有效劑量的分佈，因劑量分佈並非呈現常態分佈，故將選用各檢查序列之有效劑量中位數以執行後續數據加權和集體有效劑量計算。

109 年已完成 2 種醫療輻射類別之集體有效劑量：電腦斷層台灣國民平均年劑量估算約為每人每年 0.76 mSv，乳房攝影台灣國民平均年劑量估算約為每人每年 0.0041 mSv。

五、按計畫性質在執行成果方面，對於學術理論、經濟建設及其他應用方面的貢獻：完成論文投稿 1 篇；養成 1 個合作團隊；培育及延攬人才 6 名；技術報告 1 篇。

參、展望

110 年預計完成：(1)精進健保資料庫的人數趨勢評估，(2)32 個類次醫院檢查序列調查之取樣，(3)精進與微調 8 種類別 51 個檢查項目合計 140 個劑量評估模型，(4)推算 8 種醫療輻射類別之集體有效劑量，(5)彙整國民醫療輻射劑量資料，(6)建立台灣醫療輻射類別劑量網站。

台灣海域輻射背景調查計畫

Study of radiation background in waters off Taiwan

(計畫編號：AEC109011)

黃蔚人¹ 陳鎮東¹ 李明安² 詹森³ 楊穎堅³ 蔡文賢⁴ 李明達⁴

¹國立中山大學海洋科學系 ²國立海洋大學環境生物與漁業科學系

³國立臺灣大學海洋研究所 ⁴行政院原子能委員會輻射偵測中心

本案於民國 109 年之分工合作方式大致為：由國立中山大學團隊透過研究船順道採集海水樣品 (含 200 公尺以深之海水)、海底沉積物、以及柱狀岩心；由原能會輻射偵測中心協調相關單位採集海洋生物、表層海水，並計量上述所有樣品中天然 (主要為鉀-40 (K-40) 以及人工放射性核種 (銫-137 (Cs-137)、銫-134 (Cs-134))。爾後中山大學團隊接續海洋生物鑑定、並配合海洋物理模式、海洋化學參數進一步分析上述採集之海水可能來源，並提供資料庫可供查詢。

109 年度中，台灣鄰近海域中人工放射性核種 (Cs-137 以及 Cs-134) 之放射性活度皆小於調查基準值 (2 貝克/升)。海水 Cs-134 測值皆低於偵測極限 (0.5 毫貝克/升)。主要的 Cs-137 峰值於 200~300 公尺之深水 (<2.2 毫貝克/升)，透過前人文獻、海洋物理資料、海洋化學之水團分析以及主變量分析，結果初步顯示，Cs-137 之主要峰值與亞熱帶典型水團 (Subtropical Mode Water) 之特徵一致，但兩者間之關係仍待進一步調查。相較於前兩年發現在表層海水發現 Cs-137 次峰值，今年度該特徵則不明顯。海洋生物中，魚之 Cs-137 數值皆小於 0.61 貝克/公斤，蝦則小於 0.09

貝克/公斤，海底沉積物以及岸沙中的 Cs-137 數值皆小於 0.82 貝克/公斤。團隊並提出未來長期監測之執行策略，建議先確認「放射性核種在海水垂直分布中之極大層」之深度範圍，再依照該深度尋找其水平分布。若監測發現異常極大值，則採溯源追蹤或後續擴散等兩種形式調查。

This project assisted in collecting seawater and sediment samples surrounding Taiwan by the group led by the National Sun Yat-sen University during 2020. The Atomic Energy Council Radiation Monitoring Center collected marine biota and measured the activity of natural and anthropogenic radionuclides of all samples. Our group identified the marine biota. Physical models and oceanic chemical parameters were used to assess the influence of coastal currents surrounding Taiwan on the distribution of the activity of radionuclides.

The range of Cs-137 activity in seawater surrounding Taiwan was within the criteria of survey value (2 Bq m^{-3}). The activity of short half-time Cs-134 was lower than the detection limit (0.5 Bq m^{-3}). The primary Cs-137 peak was in seawater at 200 to 300 m depth. The temperature and salinity characteristics of primary Cs-137 peak were consistent with the ones of Subtropical Mode Water. But the relationship between them needs further investigation. The secondary Cs-137 peak in the surface waters during 2018 and 2019 was unclear in surface waters taken this year. In addition, the Cs-134 activities of marine biota samples, including fishes and shrimps, were lower than 0.6 and 0.09 Bq kg^{-1} . Cs-137 activities in sediments and sands were lower than 0.82 Bq kg^{-1} . The strategy of long-term monitor strategy is to identify the primary peak along the vertical water column and follow the depth of the primary peak to find its

horizontal distribution later. If an abnormal peak were observed, the strategy is to trace its source and follow its dispersal distribution.

壹、計畫目標

本計畫目標在臺灣鄰近海域執行海水、海底沉積物及海生物等取樣工作，其中海生物樣品由原能會輻射偵測中心協商跨部會單位協助採樣，以完成臺灣周遭海域輻射狀況之基本調查。本案並以洋流、氣候、季節等資訊，設計模式研判中國沿岸核電廠與日本福島事故所排放之放射性核種漂流至臺灣海域之可能情形，藉此科學理論依據以選定最適之輻射監測取樣站位等項目，規劃長程輻射監測調查計畫。

貳、重要成果

一、說明研發成果之重要貢獻

(一)樣品分析結果：無異常。

109 年度本計畫中臺灣鄰近海域之監測結果如表一，海水及沉積物之人工放射性核種 Cs-137 分析結果皆低於原子能委員會「環境輻射監測規範」之紀錄基準值(水樣為 $400 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ；沉積物為 $3 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$) 及調查基準值(水樣為 $2000 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ；沉積物為 $74 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$) 此外 Cs-134 活度則都低於偵測極限 $0.5 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ 。根據衛福部食藥署規定，食品之 Cs-134 及 Cs-137 總和需低於 $100 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ ，而本計畫海生物之計測結果皆遠低於標準值。

(二)特徵分析

本研究透過 Cs-137 活度對密度關係圖，企圖了解 Cs-137 在本海域及鄰近海域水團特性之關係，並使用本年度(2020)以及 2018 至 2019

年之成果，再加上 2016 年福島海域之文獻資料(日本平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費事業調査報告書)，進行比較。

結果顯示 2020 年在臺灣鄰近海域中 Cs-137 之相對高值來自於 σ_θ 大約 24.5-26.15 kg m⁻³ 之特徵水團(深度約 125-400 公尺深之間)。 σ_θ 高於 26.2 則來自於更深水層(例如 $\sigma_\theta=26.98$ kg m⁻³ 來自於 600 公尺深)，其 Cs-137 活度則降低。本研究結果得到之 Cs-137 高值之 σ_θ 特徵與福島海域之文獻資料相近，也與歷年分析結果相近(圖 4)。

Subtropical Mode Water (STMW) 為北太平洋渦旋中靠近西北太平洋一帶，水團 σ_θ 介於 25.0 至 25.6 kg m⁻³。儘管 Men et al. (2015) 以及 Inomata et al. (2018 及其引用文獻) 曾報導其中的 Cs-137 分布，該水團與臺灣鄰近海域間之關係仍有待進一步釐清。

(三) 資料庫建置與網頁展示

為求有效將調查及研究成果與參與研究人員、委辦單位分享，本計畫設置一個資料庫平台網站，彙整計畫相關資訊，網頁網址為 <http://aecmr-ocean.nsysu.edu.tw/AES>。該平台也整合衛星雲圖、MODIS 衛星、海水表面溫度等觀測資料及 HYCOM 模式，可將觀測及分析結果以圖像方式展現(圖 2)，亦可模擬輻射物質漂流軌跡(圖 3)。

二、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文

109 年度本計畫於 109 年地質年會發表 107-108 年度之計畫成果，題目為：Spread of Radiocesium to the Taiwan Strait and the Kuroshio east of Taiwan from 2018 to 2019。

參、展望

經過本案三年多來之調查，本年度(民國 109 年)與前兩年之差異主要有以下兩點，第一、東北區深層水的 Cs-137 高值略為下降，而西南區之深水高值則略為上升；第二、整體而言，表層水的次高峰值較難在今年觀察到。儘管主要的特徵-主峰值-仍然相同，然而三年來的空間變異，顯示出未來仍有值得持續調查的需要。本案除了對民生有助益之外，也將對臺灣沿近海如何受鄰近洋流影響做出貢獻。

未來長期監測之執行策略，建議規劃海水樣品採樣時先確認「極大層」之深度範圍，再依照該深度尋找水平分布。各監測站位在平時建議採垂直採樣分布之形式，並依深度或 σ_θ 採集水樣。若監測發現異常極大值，則採溯源追蹤或後續擴散等兩種形式調查(圖 4)。

表 1、臺灣鄰近海域水深 1 至 1000 公尺海水、沉積物及海生物加馬能譜計測結果(海水 Cs-134 MDA 值為 $0.5 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ，Cs-137 MDA 值為 $0.5 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ 。沉積物 Cs-134 MDA 值為 $0.10 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ ，Cs-137 MDA 值為 $0.05 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 。及海生物 Cs-134 MDA 值為 $0.03 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ ，Cs-137 MDA 值為 $0.04 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)。

	海水樣 ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$)	沉積物 ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)	海生物-魚 ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)	海生物-蝦 ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)	海生物-貝 ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)
Cs-134	-	-	-	-	-
Cs-137	0.72~2.20	< 0.82	< 0.61	< 0.09	-
樣品數	199	82	110(批)	13(批)	4(批)

1. 註："-"表示小於最低可測活度(MDA)。
2. 註：樣品數為本計畫及跨部會採樣數量之總和

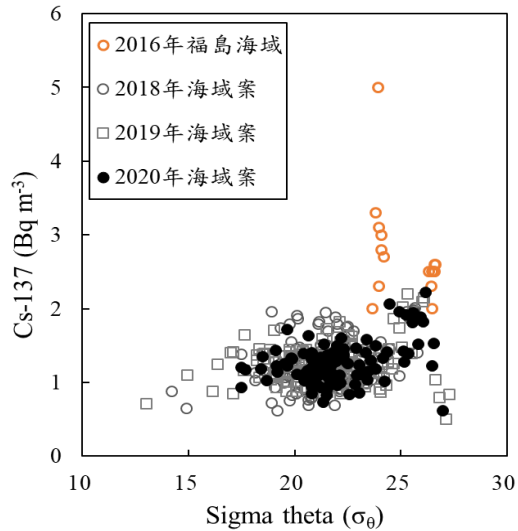


圖 1 臺灣鄰近海域各深度海水之 Cs-137 活度與密度圖

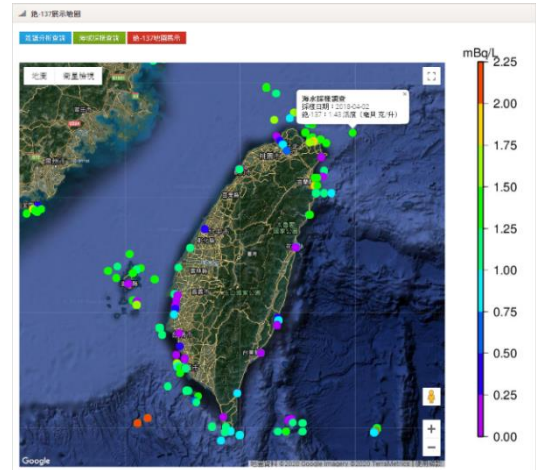


圖 2 能譜分析結果(Cs-137)地圖展示

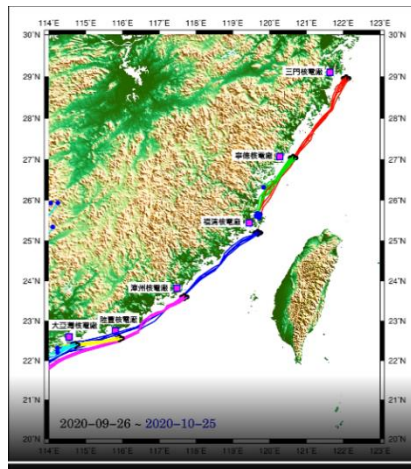


圖 3 HYCOM 模式模擬漂流軌跡

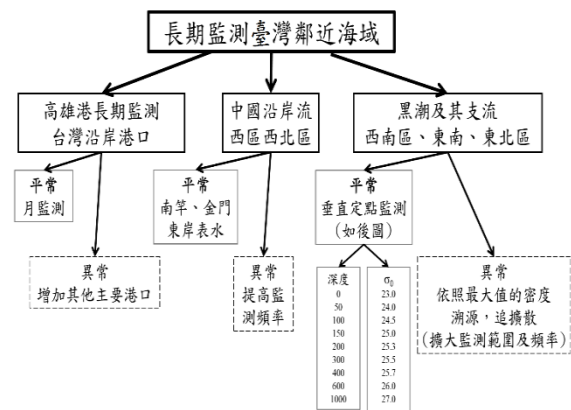


圖 4 台灣鄰近海域長期監測規劃示意圖

輻射事件應變技術開發研究

Research on The Emergency-Response Technology for The Radioactive
Events

(計畫編號：AEC109025)

姚勳忠¹ 林聰得¹ 鄧仁星²

¹核能研究所 ²中央氣象局

為充分提供輻射災害緊急應變防災、救災人員之教育訓練與應變所需資源，本計畫規劃建置輻災防救訓練研發中心基地，協助解決現今輻射災害防救訓練場所、裝備與教材不足之問題，研擬國內輻射彈爆炸事件應變策略，透過開發應變所需之遠端遙控輻射偵檢技術，以及核子事故以外類型之輻射災害管理技術與平台，擴大輻射災害的應變的效益及效能。

In order to provide the education, training and resources of radiation disaster response and disaster relief personnel, this project plans to build a research and development center for radiation disaster prevention and rescue training to solve the current shortage problems of radiation disaster prevention and rescue training sites, equipment and teaching materials. This project also plans to expand the effectiveness of response to radiation disasters by developing domestic dirty bomb incident response strategies, remote control radiation detection technologies, and the radiation disaster management technology and platform other than nuclear accidents.

壹、計畫目標

本計畫為 4 年期計畫中的第 1 年，規劃輻災防救訓練研發中心室內基地，研擬國內輻射彈爆炸事件第一線應變人員初期應變策略，建立放射性物質擴散分析能力，辦理 110 年輻射應變技術隊基礎訓練，製作常用個人偵檢儀器與應變裝備之操作影片與手冊，開發遠端遙控輻射偵測平台雛型(下稱偵測平台雛型)、輻射事件應變資訊平台雛型(下稱資訊平台雛型)，奠定輻射災害應變基石。

貳、重要成果

一、研發成果之重要貢獻

(一)規劃輻災防救訓練研發中心室內基地

我國因輻射災害發生頻率甚低，過去並未設置相關輻災防救工作之實體空間，藉由本計畫經會(原子能委員會，下稱原能會)所(核能研究所，下稱核研所)協調後，選定核研所 012A 館 1 樓及鄰近之戶外場地做為輻災防救訓練研發中心基地，並完成室內空間規劃，為我國輻災防救工作重要里程碑之一。

(二)研擬國內輻射彈爆炸事件第一線應變人員初期應變策略

本研究完成輻射彈爆炸事件初期 100 分鐘之應變導則，指引應變初期現場行動在空間與時間上資源的安排、必須量測掌握的資訊等，有助於協助其他資源和團隊抵達現場後續之應變作業。

(三)辦理 110 年輻射應變技術隊(下稱輻應隊)基礎訓練

本計畫訓練對象為原能會輻應隊成員共 38 人，為其於 106 年成立以來，首次進行團隊、大範圍之射源搜索訓練如圖一，以及多

種常用個人偵檢儀器之操作訓練，提升各任務編組人員基礎技能及分工協作經驗。並製作常用個人偵檢儀器與防護裝備之操作影片與手冊，供學員課後複習查用。

(四)建立放射性物質擴散分析能力

本研究導入模擬程式以建立都會區戶外放射性物質擴散分析能力，以臺北 101 大樓為中心點半徑五公里的距離內之區域為分析對象，引入內政部 30m 水平解析度的地形資料，採用水平解析度 1 公里逐時氣象資料，經程式降尺度處理為 250 公尺水平解析度，以污染物碘-131 的乾濕沉降參數進行模擬，爆炸位置為 101 大樓東北方的 10 公尺處，在 101 大樓西方 5 公尺處另建置一長 70 公尺，寬 30 公尺，高度為 45 公尺之建築模型進行雙建物模型測試。

模擬結果如圖二所示，在西南側有較高累積污染物濃度，高濃度之分布範圍細長，為大樓夾擠效應導致風速加大所造成之結果。可提供應變人員預測現場污染濃度分布狀況參考。

(五)開發偵測平台雛型、資訊平台雛型

1. 偵測平台雛型

完成可遠端遙控、執行輻射偵測、環境感測、環景影像監視之輻射偵測平台雛型如圖三，並即時傳輸相關監測資訊或畫面，使應變人員進入現場前，可預先了解狀況與潛在之危害；並設計預留搭載機械手臂與夾爪，以及抓取物存放空間及載重餘裕，未來可擴充回收污染物功能，可協助應變行動，多方合理抑低應變人員可能遭受之輻射劑量。

2. 資訊平台雛型

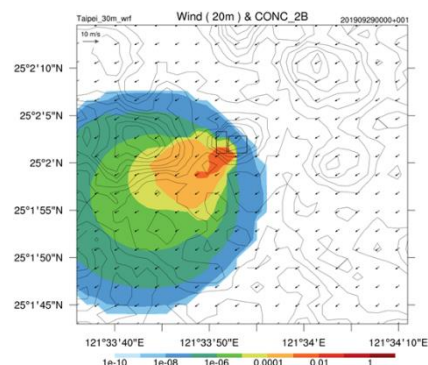
完成於電子地圖上進行各項資訊分享、溝通之功能規劃如圖四，例如偵測數據、地點、時間，人員任務傳達、回報，各項儀器配發之人員、所在地等，搭配線上繪圖，提升指揮中心與現場輻應隊成員之間的溝通效能與正確性。

參、展望

本計畫將依據輻應隊應變情境規劃、添購其所需設備；增加同位素核種辨識儀器操作手冊及影片，以利應變人員複習。放射性物質擴散模擬程式將開發輻射彈爆炸參數資料庫、建物資料轉換模組(以利用內政部之各縣市三維近似建物模型資料)，更精確模擬爆炸型態、以及我國地貌與建物狀況。偵測平台擬搭載機械手臂與各式夾爪，使其具備影像辨識、定位及物件夾取功能，應變資訊平台規劃接收輻射偵測平台之定位資訊與偵測數據及時間，相互結合搭配進行任務。



圖一 射源搜索演練

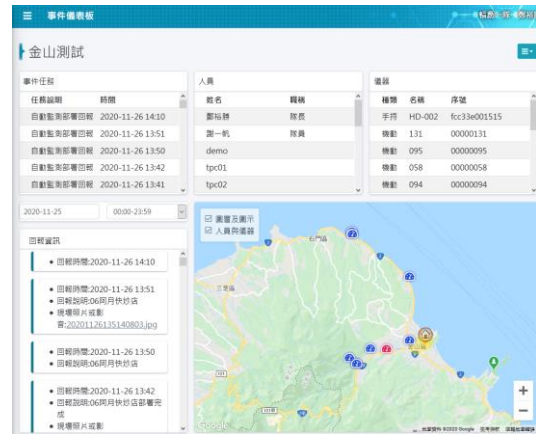


圖二 放射性物質擴散分析模擬(Bq/m²，方框為 101 建物)

109 行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表



圖三 偵測平台測試實況



圖四 資訊平台測試畫面

輻射防護管制規範與度量技術研究

Research on Radiation Protection Management Specification and Measurement Technology

(計畫編號：AEC109017)

袁明程¹ 朱健豪¹ 林怡君¹ 林婉琪¹ 許榮鈞² 朱葦翰¹

黃軍翰¹ 鄒騰泓¹

¹核能研究所 ²國立清華大學

為接軌國際最新輻射防護建議，本計畫因應國內外趨勢與配合法規研議，滾動式地進行輻防管制實務面與輻射度量技術之研究，採雙主軸方向進行。本年度針對技術規範、眼球水晶體劑量等輻防架構、管制影響及評估技術進行研析，同時引進最新技術規範，應用實驗室認證體系架構執行能力試驗，強化國內人員輻射劑量評估與輻射偵測儀器檢校正實驗室之技術能力，並精進人員生物劑量評估相關技術，以提升游離輻射防護管制技術與量能，確保民眾健康及安全。

In order to respond to the radiation management structure and technical specifications of international organizations, this plan adopted a roll-on approach to cooperate with the updated regulations on the improvement of technical ability in control practice and radiation protection measurement technology, in two main directions. This year we conducted researches on the radiation protection mechanisms, regulatory control impacts, and radiation evaluation techniques for technical specifications, dose for the lens of the eye,

etc. At the same time, the latest technical criteria were applied to the performance tests in laboratory certification system in order to strengthen the technical capabilities of personnel dosimetry assessment and radiation detector calibration laboratories. The plan also improved the technology related to biological dose evaluation. The purposes are to enhance the techniques for radiation protection management to ensure the public's health and safety.

keywords：radiation protection, proficiency testing, biological dose

壹、計畫目標

原子能總署(IAEA)、歐盟等陸續更新輻防管制建議與技術規範，同時體認到輻射度量技術是輻防管制之基礎，本計畫因應國際最新法規與管制實務趨勢，以輻射防護管制規範與度量技術研究為中心作規劃，進行輻射防護管制規範、輻射儀器檢校、生物劑量評估等面向之研究，以提升輻射防護管制技術，確保民眾健康及輻射安全。本計畫以核研所技術為中心，以三個子項計畫分工執行，並適時透過學術合作達到技術精進與擴散之目的，各項個工作成果如後續章節所述。

貳、重要成果

一、輻射防護技術規範與劑量評估精進研究

為確保依據 ICRP、IAEA GSA Part 3 等最新國際輻防概念，提出之游離輻射防護安全標準修正方向建議，於國內施行時，對於管制機關之管制作為及利害關係人遵循，可兼得輻射防護精神與規範施行可行性、技術可行性等面向，本年度與管制機關、專家學者、相關業務機構等利害關係人召開兩場討論會議，確認修正草案之可行性；並

評估修訂我國現行法規採行轉換係數之可行性，以確保我國輻防體系符合國際趨勢，並達合理抑低之目的。預期本計畫之研究成果可藉由法規面推動國內輻射防護觀念之更新，建構完整的輻射防護管制體系，作為管制機關之參考依據，並可以有效確保環境、民眾與工作人員之輻射安全。

本計畫根據 ISO 4037-1 完成窄能譜系列射質建置，經由實驗評估驗證，其半值層量測結果均能符合 ISO 4037-1 標準規範之要求。未來將持續進行各項修正因子的評估及標準克馬率的量測，之後再透過轉換因子將克馬率轉換為眼球水晶體劑量的操作量 $H_p(3)$ 。預期可適時提供相關眼球水晶體劑量計之校正，接軌國際劑量標準。

與清華大學合作，藉由 PIMAL 假體，模擬核醫及透視攝影工作人員劑量狀況。發現鎢製針筒罐可使核醫工作人員手部劑量降為 5.3%，眼球水晶體劑量降為 3.7%，全身有效劑量降為 15.1%，而 L 型鉛玻璃屏蔽可以使眼球水晶體劑量降為 16.9%，全身有效劑量降為 7.4%。鉛衣的屏蔽能使從事透視攝影醫師的劑量降低至原來的 0.1 倍以下，鉛眼鏡能將水晶體劑量降至原來的 0.8 倍。

二、輻射防護能力試驗技術研究

完成照射輻射場射質品保驗證與量測系統維持，利用監測游離腔等設計，達到品保因子 $<3\%$ 的合格照射，評估 4 大照射系統擴充不確定度(涵蓋因子， $k=2$)，確認符合 TAF-CNLA-T08(4)不得超過 5%之規定。

完成第 11 次人員劑量計能力試驗，並 109 年於 6 月 12 日舉辦「2019 年第 11 次人員劑量計能力試驗總結研討會」，本次試驗參與實驗室共 8 家，依據 108 年公告的 CNLA-TAF-T08(04)執行，結果顯示各人員劑量評估實驗室之技術能力達規範要求，合格率 100%。

執行輻射偵檢儀器校正能力試驗運轉研究，本次輻射偵檢儀器校正能力試驗研究的參與實驗室及項目為歷年之最，內容除「第 8 次輻射偵檢儀器校正能力試驗」外，尚包括三個實驗室比對活動：「第 4 次陸軍核生化研究中心儀器校正比對」、「第 1 次克馬校正實驗室校正比對」和「第 1 次台電放射試驗室比對(中子)」，總計有 6 家實驗室參與，所有參與實驗室皆已完成量測作業，預計 110 年發表能力試驗結果。

運用能力試驗既有經驗與相關技術，完成”全身計測實驗室比對試驗”臨時性任務，本試驗依據 ANSI/HPS N13.20(2011)規範執行，計有台灣電力公司及核能研究所等 5 個實驗室(10 部全身計測系統)參與，各單位之量測系統皆通過測試，可確保輻射工作人員及核設施附近鄰里民眾量測結果之準確性。

三、人員生物劑量染色體變異評估技術研究

與國內南部高雄醫學大學附設醫院合作，完成 3 例國人背景值(分別分析 1010、1027 與 1005 顆細胞)之染色體影像分析，試驗之成果將擴充我國生物劑量背景值資料，俾利精進歷年研究成果之代表性。

ISO17025:2017 監督評鑑，並於 10 月 6 日取得通過鑑督評鑑通知。藉由實驗室的評鑑認證，達到實驗室符合國際品質標準與技術提升之目的。

統計 104 至 108 年度之分析受試者之資料，將其分析數據分別依性別、地區及年齡進行統計計算，發現不論是在不同性別、地區及年齡層在統計上染色體變異率皆無顯著差異。

使用流式細胞技術(Flow cytometry)及酵素結合免疫吸附分析法進行 gamma-H2AX 分析方法測試。以人血照射不同劑量時，二種分析方法皆呈現隨劑量增加，gamma-H2AX 蛋白也隨著增加之趨勢。其中 Flow cytometry 分析方法在有較明顯之趨勢性，後續將持續精進此技術，作為 gamma-H2AX 的主要分析方法。

參、展望

整體而言，本計畫規劃與執行的工作，應屬國家輻射防護基礎建設的一環，無論在輻射防護法規的更新或執行，本計畫成果能確保我國輻防法規的國際追隨性，及確保國內各專業實驗室可提供足夠的技術能量，支持輻防法規的執行或更新。基礎建設非一朝一夕之功，須持續投入穩定的資源，方能維持各項基礎設施與技術能力，確保輻射防護法規可持續獲得可靠的技術支撐，保障全民的輻射安全。

游離輻射防護法規體系精進研究

Study on the revision of Ionizing Radiation Protection Act

(計畫編號：AEC109023)

董傳中 趙自強

長庚大學醫學影像暨放射科學系

我國現行游離輻射防護法的精神與架構，主要建立在 ICRP 1991 年發布的 60 報告。為了因應科技的進步、社會的變遷、環境的改變等，ICRP 於 2007 年發布了 103 報告，以提供更完善、更合理、更有效之輻射防護建議。ICRP-103 報告的改變，主要包括：(1)輻射曝露情境分類：計畫性曝露(planned exposure)、既存性曝露(existing exposure)、緊急性曝露(emergency exposure)，(2)輻射劑量管制：劑量限度(dose limit)、劑量約束(dose constraint)及醫療曝露與既存性曝露之劑量指引(reference level)，(3)劑量評估合理化：捨棄過於高估的關鍵群體(critical group)劑量，改採合理評估的分齡代表人(age-dependent representative person)劑量，(4)除了天然輻射源與人工輻射源之外，增加技術增強天然放射性物質(technologically enhanced naturally occurring radioactive material)的輻射防護。此外，ICRP 更新了流行病學研究之輻射健康危害(health detriment)風險係數(risk coefficient)、輻射加權因數(radiation weighting factor)、組織加權因數(tissue weighting factor)等。本計畫擬針對 ICRP-103 報告與 IAEA GSR Part 3 報告，以兩年時間進行完整的評估與研議，然後提出游離輻射防護法之修改建議，以確保修法品質及解決實施問題，並降低修法對社會、經濟、及整

體游離輻作業產生的衝擊。

The current Ionizing Radiation Protection Act in Taiwan is based on the ICRP-60 recommendation. Due to the technology advancements, social changes and environmental requirements, the ICRP revised its ICRP-60 and published ICRP-103 to provide more complete framework, reasonable approach and effective implementation for the radiation protection of individuals in different exposure situations. The improvements of ICRP-103 included, the classification of exposure situations into planned, existing and emergency exposure, the division of radiation dose controls into dose limits, dose constraints, and reference levels for medical, existing and emergency exposure, the better dose assessment for the age-dependent representative person instead of the overestimated critical group, and the introduction of existing exposure for the technologically enhanced naturally occurring radioactive materials. In addition, ICRP-103 updated the data on radiation health detriment risk factor, radiation weighting factor and tissue weighting factor. The objectives of this project are to study the new concepts and methods recommended in ICRP-103 and IAEA GSR Part 3 and to suggest revisions on the Ionizing Radiation Protection Act. This project will help to ensure the quality, smooth the implementation, and avoid any difficulty in the future revisions of Ionizing Radiation Protection Act..

壹、計畫目標

我國現行游離輻射防護法主要基於 ICRP 1991 年發布的 60 報告。ICRP 於 2007 年發布了 103 報告，但僅提供輻防作業的基本架構，並不直接提供法規文字，本計畫擬以兩年時間作一個完整的評估與研議，以便

提出修改游離輻射防護法之建議，降低修法對社會、經濟、及整體游離輻射作業產生的衝擊。

貳、重要成果

為完成適用 ICRP-103 於我國修改游離輻射防護法之建議書，本計畫共提出七大項工作內容，包括：1.研究各國 ICRP 103 報告實施現況、2.ICRP 103 報告與 IAEA GSR 報告在我國之可行性研究、3.收集國內專家意見、4.游離輻射防護法修改建議、5.政策影響評估、6.業界說明及 7.提出正式游離輻射防護法修改建議。其中本年度工作主要為前四項，詳細成果以下分述之：

一、研究各國 ICRP-103 報告實施現況：目前世界各國實施 ICRP-103 的現況，以歐盟各國為主。歐洲原子能共同體(EURATOM) 依據於 2013 年制訂了 EURATOM 2013/59 指引，要求各會員國於 2018 年前修訂完成各國之輻射防護法規，目前網路上找得到之已修訂英文版本法規，包括：英國、愛爾蘭、德國、法國、奧地利、斯洛維尼亞、愛沙尼亞等國，義大利則因未於期限前完成修法而於 2019 年遭 EURATOM 移送歐盟法庭處理，依此推論歐盟其它各國應都已完成修法。至於鄰近台灣之中、日、韓等亞洲各國，目前均在研議修法之中，其中有關緊急性曝露部分，因受福島核子事故的影響，均已提前採納 ICRP-103 衍生之技術指引，納入各國相關法規中實施。

二、ICRP-103 報告與 IAEA-GSR-3 報告在我國之可行性研究：本計畫探討 ICRP-103 報告與 IAEA-GSR-3 報告在我國之可行性。包括游離輻射之健康效應及健康效應使用之輻射劑量、輻射曝露之管制分類、

計畫性曝露之分級管制、商品添加放射性物質之管制...等，根據這些研究本計畫已產生輻防法修正草案初稿。

三、收集國內專家意見：雖然國際間對游離輻射防護法修訂已有許多建議，但將其引用至台灣並不會是一個閉門造車的流程，而是需要相關專家學者廣泛的參與。為收集國內專家意見，本計畫於 109 年 10 月 21 日及 12 月 2 日舉辦兩次專家會議，邀請國內產學研八位專家與原能會、核研所代表共同討論輻防法修正草案，與會代表對輻射源/輻射作業與輻射防護之定義、輻射工作人員或職業曝露工作人員、計畫性曝露與既存性曝露的界定、劑量指引、計畫性商品及既存性商品...等議題都提出了寶貴的意見，作為輻防法修正的參考。

四、游離輻射防護法修改建議草案：根據以上研究本計畫已產生輻防法修正草案，並持續與主管機關與各界溝通中，之後再經第二年之政策影響評估與性別影響評估之程序，於明年提出建議。

參、展望

在 ICRP-103 建議中闡明，各國立法機構應自行發展與 ICRP-103 相容的法規，而這立法程序並不只是由主管機關與業者參與，社會上關心輻射防護的社會團體(如工會、商會、環保團體及學術團體)的參與亦無法避免。因此，相關資訊必須透明且易於了解，若不完整描繪出 ICRP 新的民眾劑量合理抑低的架構，將會產生對片面改變的誤解，在立法過程中帶來不可預期的阻礙。為了避免這些阻礙的發生，本計畫冀望能作一個完整的評估與研議，以降低修法對社會、經濟、及整體游離輻射作業產生的衝擊。

109
行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表



圖一 計畫主持人報告輻防法修改建議



圖二 與會專家與主管機關討論

輻射災害應變資源建置與實務管理之研究

Research on the Resources Establishment and Practical Management of
Radiation Emergency Response

(計畫編號：AEC109026)

馬士元¹ 張馨心²

¹ 銘傳大學都市規劃與防災學系

² 瑞鉅災害管理及安全事務顧問股份有限公司

本計畫蒐集國際上有關重大輻射災害災後復原案例與實務，與日本福島事故後，復原與復興之規劃管理與最新情況；同時，蒐集日本、我國與其他國家之各類型防災專業人員培訓機制、運作方式與實際案例，進一步分析我國情勢，針對輻射災害之整備與應變研擬政府可與企業、志工團體、社區之合作方式。

為了協助地方縣市政府的第一線應變人員辨識輻射災害、熟悉輻災應變步驟與注意事項，本計畫進行第一線應變人員推演教育訓練系統之開發設計及辦理地方政府輻射災害防救講習。第一線應變人員推演教育訓練系統以較有可能遭遇之核醫藥物車禍事件為情境，依災害時序下達狀況，訓練參與訓練的學員進行跨組協調、災情處置。

This project collects international cases and practices of post-disaster recovery from major radiation disasters, as well as the planning management and latest situation of recovery and rehabilitation after the Fukushima incident in Japan. At the same time, it collects various types of disaster prevention

professional training mechanisms, operation methods and actual cases in Japan, Taiwan and other countries and further analyze the situation in Taiwan's cooperation methods between the government, enterprises, volunteer groups, and communities for the preparation and response to radiation disasters.

In order to assist the first responders of local governments to identify radiation disasters, familiarize themselves with radiation disaster response steps and precautions, this project conducts the development and design of the first response personnel deduction education training system and handles local government radiation disaster prevention and rescue workshops. Based on the more likely drug accidents as the situation, and issued the situation according to the time sequence of the disaster, and trained the trainees participating in the training for cross-group coordination and disaster handling.

壹、計畫目標

為了提升我國政府的輻射災害應變能力，本研究透過國外的文獻蒐集、國內有關於防災志工(防災士)之推動，以及針對地方縣市政府第一線應變人員辦理之相關訓練、劇本擬定、訓練系統設定等，強化一般民眾及公部門人員兩大主軸對於輻射的知識與應變能力，在這兩大主軸之相輔相成之下，有效提升我國的輻災防救能量。

貳、重要成果

一、資料蒐集、翻譯、研析與彙整

(一) 日本

1.重新調查福島第一核電廠事故

日本原子力規制委員會於 2019 年 9 月 4 日的定期例會表明重

新開始調查並分析福島第一核能發電廠，2020 年內以彙整期中報告書為目標。原子力規制委員會會議針對今後的事務調查與分析，表明「透過現場環境的改善及除役作業的進展，提升進入反應爐廠房內部的能力，能夠採集必要樣本並確認設施狀態」等能夠開始進入事故分析階段的看法。

2.COVID-19 等傳染病流行與輻射複合式災害發生時之防護措施基本原則

2020 年 COVID-19 肆虐全球，日本內閣府於 2020 年 6 月 15 日即針對 COVID-19 等傳染病流行暨核子事故發生時的防護措施，擬定「傳染病流行下，一旦發生核子事故，應充分考量感染者、感染疑似者、擴大感染及預防對策後，執行避難、室內掩蔽等各種防護措施」、「若要實施避難或臨時移居，為了防止過程中或避難場感染擴大，須區隔避難所與避難車輛的感染者及非感染者、確保人與人的距離、配戴口罩、洗手等手部衛生等感染對策」、「住家等場所實施室內掩蔽時，優先避免遭受放射性物質的曝露，室內掩蔽指示下達期間不實施換氣」、「若因天然災害而在指定避難所實施室內掩蔽，應避難密集、極力分散、撤離，如果難以執行，就前往 UPZ 以外事前準備的避難場所」等基本防護內容。

(二) 北歐

IAEA 於 2020 年 6 月 27 日公告，國際監測系統(International Monitoring System, IMS)檢測到在瑞典空氣中含有濃度異常的 Ru-103、Cs-134 及 Cs-137 共 3 種放射性同位素；歐洲地區的 29 個成員國向 IAEA 報告，其國土上均沒有發生可能引起 Ru-103、Cs-134 及 Cs-137

大氣中劑量率異常的事件，並提出了量測的結果數據。IAEA 根據會員國提供的數據進行技術評估，說明空氣中的輻射劑量率非常低，對人體健康或環環境沒有任何危害。IAEA 排除了釋放與射源處理不當有關的情況，亦不太可能與核燃料加工廠、用過的燃料池、工業或醫學中的輻射利用有關，因此推測，較可能與正在運作或維護的核反應爐有關。

二、輻射災害應變政府與民間團體合作推動方案研析

我國政府及民眾普遍對於常見的颱風、地震等天災都有一定的緊急應變機制與認識，然而，對於一般民眾而言，輻射災害是比較陌生的災害，因此，政府與民間團體合作的第一步，則是需要向民眾及民間團體傳遞輻射災害的相關知識，建立輻射災害的基本概念。後續則透過辦理培訓課程、取得特殊的資格證照後，與單位或團體簽訂合作協議或備忘錄等，並適時的回訓，俾利災害發生時，能發揮有效的協助。

三、模擬第一線應變人員推動教育訓練系統規劃設計

本研究團隊改善傳統演習或兵棋推演的常見限制，針對「導入空間思維」、「模擬災害情境」、「擴充劇本模組化」、「加入演練問答」、「保存演練數據成果」等 5 項設計原則進行災害情境兵棋推演系統之開發。系統因應操作對象劃分成系統管理者、教官及學員等 3 種，以及前、後台的設定與訓練介面；訓練界面主要以地圖圖面為主、文字為輔，強調跨組指派、溝通、協調、求援等訓練。

四、地方政府輻災防救講習

行政院原子能委員會每年持續辦理本講習，藉由輻災種類樣態與輻防要領、輻災防救業務規劃、輻災應變實例介紹、模擬推演教育訓練系

統介紹及實作課程(輻災情境推演)等課程，有效提升地方政府及相關單位輻射災害業務承辦人員以及第一線應變人員對應變機制與防救措施之了解，熟稔相關作業程序以維護自身安全，並進一步提升輻射災害緊急應變能力。課程與實作中學員不斷地透過討論，達到跨組協調的目的。

參、展望

近年氣候變遷影響逐為顯著，伴隨災害衝擊強度與頻率逐年上升，綜觀 109 年影響全球的災害，災害事件儼然成為當代國際社會的主要議題之一；因此，如何透過各種方式與災害共存，進而提升「抗災能力」成為我們當前須著重的課題。透過系統開發、計畫修訂、講習與演練的辦理，建立與地方企業、民間團體的合作機制等，逐步建全輻射災害的應變網絡。

北部地區輻射災害檢驗分析實驗室之能力精進計畫

Advancement of measurement and analysis laboratory for radiation disaster in
northern region of Taiwan from year

(計畫編號：AEC109028)

吳杰 戴子鈞 曾昀蓁 黃上容 賴怡汝

國立陽明交通大學

為了因應輻射災害發生後的環境輻射偵測，行政院原子能委員會委託國立陽明大學建置北部地區輻射災害檢驗分析實驗室，以提供檢驗分析能量。為了持續精進實驗室的檢驗能力，本年度完成建立環境水樣的量測方法，並評估盛裝水樣之容器的幾何對於最小可測活度（Minimum Detectable Activity, MDA）的影響，進而完成全國認證基金會（Taiwan Accreditation Foundation, TAF）游離輻射領域中環境保護水樣項目之認證。此外，配合主管機關積極參與台北市與新北市的防災宣導活動與原子能委員會舉辦的核安演習，進行擺設攤位與教育宣導以達到輻防教育推廣之目的。

In order to respond to environmental radiation detection after radiation disaster, Atomic Energy Council (AEC) entrusts National Yang-Ming University to establish a measurement and analysis laboratory for radiation disaster in northern region of Taiwan to provide radioisotopic analysis capability. To continuously improve the laboratory's capabilities, we established standard methods for environmental water samples, and evaluated

the impact of size and geometry of water sample containers on the minimum detectable activity (MDA). Furthermore, we achieved the certification of environmental protection for water samples in the field of ionizing radiation from Taiwan Accreditation Foundation (TAF). In addition, we actively participated in the disaster prevention activities in both Taipei City and New Taipei City, and also took part in nuclear emergency exercise organized by AEC to achieve the purpose of educating and promoting radiation protection.

壹、計畫目標

核災的發生可能嚴重汙染核電廠附近的水源、動植物與土壤等，進而影響周遭居民的生活與居住環境，因此有賴建立完善的環境檢測分析方法並進行環境監測，以保障民眾生活安全。然因「環境輻射監測規範」的要求，水樣的最小可測活度值(Minimum Detectable Activity, MDA)較為嚴格，此外，部分環境試樣須進行前處理與灰化以進一步降低MDA，因此，建立系統性的水樣分析標準流程與灰化程序，將有利於精進本實驗室放射性核種微量分析及檢測技術品質。

貳、重要成果

在建立環境水樣的量測方法方面，分別使用4公分容器與1公升馬林杯盛裝環境水樣，使用對應之效率矯正曲線進行不同時間的計測，以分析不同核種之MDA，結果如圖一。在Cs-137的量測上，馬林杯需要7500秒以達到環境規範標準，而4公分容器須85000秒才能達到相同的MDA，因此實驗室將以馬林杯作為環境水樣量測的標準容器。

在建立標準灰化作業方面，實驗室收集台灣常見的食用菇類，如香菇與杏鮑菇，並將樣品進行乾燥與灰化，放入4公分的標準容器中，進行50000秒的計測，以探討灰化前後樣品重量與其MDA的關係，結果如表一，可以發現灰化後的MDA大幅下降，表示灰化後的樣品可進行更精準的定量分析。

在水樣增項認證方面，配合水樣的MDA量測與IAEA能力試驗的通過，實驗室於109年4月29、30日完成TAF認證項目的水樣增項認證之現場評鑑與ISO/IEC17025:2017轉版異動。評鑑委員均非常滿意實驗室的現場狀況，並無任何不符合事項(non-conformity, NC)，且同意新增水樣認證。

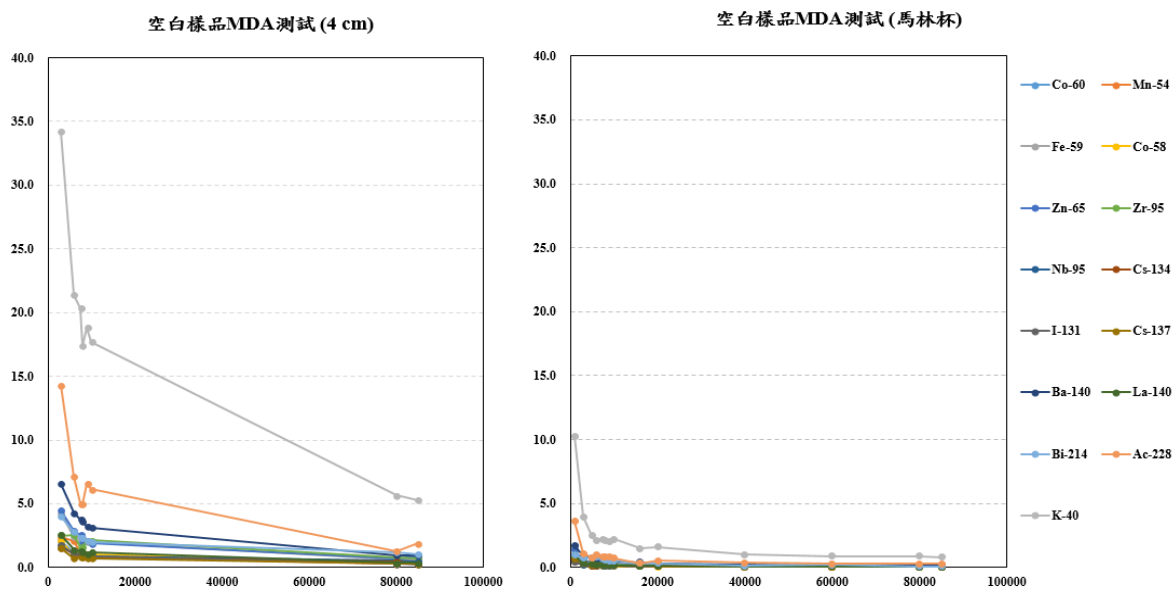
在教育宣導與核安演習方面，積極配合原子能委員會於金山青年活動中心與新北市於三重綜合體育館所舉辦核安演習與民眾疏散防災演練，並參與於白沙灣舉辦的新北市多元防災日擺攤活動。實驗室將持續推廣輻射安全，參與防災宣導以提升輻防教育宣導之能量。

參、展望

本實驗室將持續增進各種試樣的檢測準確度，如水樣、牛乳、肉類、飲用水等生物圈試樣，透過整合試樣前處理程序，提昇加馬核種分析能量，除此之外，未來將針對氙-3與鋇-90建立放射性核種分析能力，並建立液態閃爍計數的能力，以持續向上提升技術。在實務方面，亦將持續參與核安演習，強化國內核子事故之應變能力與放射性核種檢驗分析之能量。

表一 灰化前後香菇與杏鮑菇的重量與MDA

試樣	鮮重(g)	灰 重 (g)	鮮重 MDA (Bg/kg)			灰重 MDA (Bg/kg)		
			Cs-137	Cs-134	I-131	Cs-137	Cs-134	I-131
香菇	895.8	46.25	4.0	2.1	89.5	0.1	0.1	2.8
杏鮑菇	473.5	33.60	2.1	1.6	11.0	0.1	0.1	6.8



圖一 不同幾何大小之容器對於水樣MDA的影響

精進輻射災害環境輻射偵測能量與技術

Strengthen detection technology for radiation disaster response

高薇喻¹ 葉一隆² 陳庭堅³ 徐文信² 黃韋翔³

¹ 輻射偵測中心 ² 國立屏東科技大學土木工程系 ³ 國立屏東科技大學環境工程系

2011 年日本福島事故發生後，國內核能總體檢辦理成果報告敘述緊急應變機制有關輻射檢測人力及設備備援能量檢討報告之結果顯示，若在境內或鄰近之境外發生類似福島電廠核子事故，將會湧入大量需要檢測的各類農、漁、畜牧等產品，以及環境中水樣、空氣、土壤、生物樣品等樣本。然而於輻射災害發生時，為確保環境之輻射安全，在環境樣品檢測上，亦將面臨大量檢測量能之需求。因此本計畫主要目的是擴展檢測能量至環境中水樣、空氣、土壤、植物樣品與生物樣本之檢測分析技術領域，並取得相關領域檢測技術認證。

After the Fukushima accident in Japan in 2011, the Atomic Energy Council, AEC, thoroughly reviewed the lessons learned from Fukushima accident and proposed the “Programs for Safety Re-assessment”, make a proposal of the program and then publish the report. According to the report, it implies in case of the nuclear disaster, various radiative samples occurs and must be analyzed. As a result, there is a great demand for the detection and analysis of those environmental samples. The samples include agricultural, fishery, livestock products, water, air, soil, and biological environmental samples. In conclusion, for the sake of ensuring the environmental radiation

safety, the southern backup laboratory has to promote its capacity in radiative analysis. Therefore, the aim of this project is to enhance the capacity of radiative analysis in environmental samples, and finally acquired the extending accreditation about the items of environmental samples from the Taiwan Accreditation Foundation (TAF).

壹、計畫目標

本計畫的目的希冀在國立屏東科技大學輻射災害備援實驗室，建立環境試樣分析備援技術，強化備援實驗室之分析檢測量能，包括完成環境試樣放射性分析技術增項認證，完成核能三廠環境試樣計測比較實驗、於校內開辦輻射安全及災害防救環境教育訓練、支援核能三廠周遭鄉鎮里學校核安講習及現場輻射偵檢器檢測展示等項目。平時訓練相關人員與學生的參與，協助各級政府進行市售商品調查或環境輻射採樣檢測作業，接受民眾或廠商委託進行進出口食品、消費性商品、環境試樣放射性含量檢測等技術服務，當發生核子事故或輻射相關意外事件時，輻射災害備援實驗室亦可支援應變單位執行各類樣品的放射性檢測作業，提升輻災應變能量，確保國人的安全。

貳、重要成果

本計畫工作項目依行政院原子能委員會輻射偵測中心要求查核日期與項目進行控管，截至民國 109 年 12 月已完成核三廠第一~四季環境試樣計測比較實驗報告、開設「災害防救環境教育」與「輻射與安全」通識課程、完成核三廠周圍鄉鎮里及學校核安講習辦理現場輻射偵檢器輻射檢測展示、完成參加國際環境試樣放射性分析能力比較實驗檢討報告、通

過 TAF 環境試樣及生物試樣放射性分析方法增項認證等工作項目。

一、研發成果之重要貢獻

(一)完成核能三廠各季環境試樣計測比較實驗報告

於 109 年的 1、4、7、10 月配合輻射偵測中心安排前往台電核能三廠採集電廠周遭環境樣本，包括岸沙、海水、淡水、土壤、牧草及生物試樣等，並將樣本前處理後上機分析；分析完畢之樣本再與輻射偵測中心交換樣本分析，比對雙方前處理的能力及樣本檢測的能力。

(二)環境試樣放射性分析技術增項認證

為了擴展至環境領域，將規劃申請環境試樣放射性分析增項認證，包括環境試樣沉積物、蔬菜及草樣等加馬檢測之 TAF 認證。為了將放射性分析擴展至環境領域，規劃申請環境試樣放射性分析增項認證，包括環境試樣沉積物、蔬菜及草樣等加馬檢測之 TAF 認證，本實驗室於 109 年 3 月 20 完成相關操作程序書，並於 5 月 15 日向 TAF 提出環境類游離輻射分析之增項申請，增項項目包括海水、淡水、沉積物、生物試樣、空浮微粒及乳類等 6 項。

(三)參加國際環境試樣放射性分析能力比較實驗

本實驗室於 108 年 12 月 17 日報名參加 2020 年 IAEA 國際原子能總署試樣比對試驗，並於 109 年 7 月 21 日收到樣本，包括三個水樣(Sample 1、Sample 2、Sample 3-QC)、一個魚粉(Sample 4)以及三個濾紙(Sample 5、Sample 6、Sample 7)。最終於 109 年 11 月 12 日提報 IAEA 數據，而 IAEA 於 109 年 11 月 25 日公布試驗結果，本實驗室提報數據其準確度及精密度為”接受”。

二、學術成就方面

於 109 年 2 月 13 日前往馬來西亞吉隆坡城市參加「International Congress on Engineering, Sciences and Innovative Technologies」國際研討會，並於「International Conference on Advances in Civil, Architecture and Environmental Engineering (CAE)」會議中以口頭報告方式發表論文 1 篇，題目為「Study on the Distribution of Radionuclide Activity in Soil, Rice Component in Taiwan.」。

109 年 11 月 27 日於本校(國立屏東科技大學)參加「2020 International Sustainable Development Conference」國際研討會，並以口頭報告方式發表論文兩篇，題目分別為「Study on the Distribution of Radionuclide Activity in Soil, Tobacco Component in Taiwan.」以及「Assessment of Natural Radioactivity Levels and Radiation Hazards in Water in the Pintung, Taiwan」。

參、展望

未來將持續進行核能三廠環境試樣比較實驗以及參與國內外能力試驗，藉此穩固本實驗室之檢測技術，於核能三廠發生核子事故時，能立即投入支援進行放射性分析作業，肩負起緊急應變時環境樣品及食品放射性計測之功效。本實驗室亦積極參與及配合原能會或輻射偵測中心所規畫民眾科普宣導之工作，拉近民眾與政府間對於輻射安全認知的距離。

國內輻射工作人員劑量評定機構管制技術精進

Improve the quality control of radiation workers' dose assessment agencies in
Taiwan

(計畫編號：AEC109005)

馮真如¹ 黃議輝² 許世明¹

¹陽明大學生醫影像暨放射科學研究所 ²行政院原子能委員會

目的：國內輻射工作人員劑量評定機構，其人員劑量計的校正管理方面有所不同，本研究針對各評定機構，進行臨場訪視及佩章隨機盲樣測試，並評估管制技術精進之模式。

研究方法：訪查國內 8 間人員劑量評定機構，包含業務與佩章資訊之書面問卷，由研究人員前往各機構進行訪察與樣本隨機抽選。國家游離輻射標準實驗室進行所取樣之佩章照射後，回送佩章至原機構，並進行其照射劑量值判讀。

結果：人員劑量評定機構皆符合 TAF 品質認證。盲樣測試結果，第 I 類及第 II 類之能力評估結果皆通過規範值。劑量偏差之統計檢定，在相異使用年度及計讀紀錄皆無達到顯著水準($p>0.05$)。

結論：人員劑量評定機構符合 TAF 品質認證，各單位對劑量異常事件，皆有遵循通報流程與明確記錄備查。本計畫之小型盲樣測試，可做為測試各機構常規能力試驗之穩定性，確保該機構計測品質。

Aim : The personal dosimetry laboratories in Taiwan follow their own calibration management of personal dosimeters. In this study, we executed the on-site visit and blind test for personnel dosimeters quality performance for evaluation on quality control management improvement.

Materials& Methods : We survey 8 personal dosimetry laboratories in Taiwan, including a questionnaire for business information and inspect with random sample selection. The samples were sent to standard laboratory for irradiation and sent back to their own facilities for radiation dose conversion.

Results : The personal dosimeters laboratories held the qualifications of TAF certification. The results of statistical analyses showed that there were no significant difference ($p>0.05$) between dose deviation and influence by usage year or reading history.

Conclusion : For abnormal events, each facility followed the notification process with records keeping. We also recommended that the blind test can provide the routine performance test for checking the management quality of dosimetry laboratories.

壹、計畫目標

確保輻射工作人員所受職業曝露之合理抑低，應對輻射工作人員實施個別劑量監測。可透過全面定期訪查進行即時追蹤，得知國內評定機構所使用人員劑量計之不確定性。本研究進行下列各項工作：

1. 舉辦人員劑量評定機構管制精進作業會議。
2. 訪查人員訓練。
3. 進行個人加馬劑量佩章盲樣測試。
4. 訪查劑量評定機構之品管作業。

本研究確保輻射工作人員健康，並提升國內輻射工作人員劑量監測品質，研析國際劑量評定機構管理制度、研究及精進，劑量監測服務機構之個人加馬劑量佩章評定作業、並調查國內人員劑量評定機構計讀品質差異，提出對評定機構管制精進技術建議等，供主管機關進行核子反應器設施除役管制之作業參考。

貳、重要成果

依據本研究調查結果，國內人員佩章具備足夠數量支援現役輻射工作人員監測業務，且透過此次訪視，8 間評定機構之實驗室配置皆符合主管機關管理規範及 TAF 品質認證，各單位對劑量異常事件皆有遵循通報流程與明確記錄備查。本研究盲樣測試，顯示各單位皆符合能力測試之通過標準。而對樣本進行進階統計結果，樣本佩章使用年度及計讀次數相對於劑量誤差，基於各單位對自有佩章進行定期校正，於此無顯著影響的結果。

評定機構管制精進建議：

1. 現行 TAF 舉辦之定期佩章能力試驗結果具指標意義，建議管制機關促使劑量評定單位繼續參與。
2. 於 TAF 試驗之週期內(3 年)，或是評定機構發生異常劑量事件時，建議可安排如本計畫模式之小型盲樣測試進行即時性能力評估，確保該機構品質管理水準。
3. 對於劑量佩章於各劑量範圍能力驗證，第 I 類劑量建議以 TAF 定期試驗結果作代表，第 II 及第 III 類等，則可用盲樣測試作為補充驗證

4. 對於劑量紀錄缺失事件，評定機構應確實調查一切原由，例如與佩章使用端的溝通誤解或是佩章遺失所導致，並明確記錄案發狀況回報主管機關。

參、展望

本研究可延伸至第 III、IV 類射質之人員劑量佩章盲樣測試，執行模式部分，參考各參與單位提供實務性建議，以精進整體流程規劃。亦可配合肢端劑量計能力測試之推廣，進行盲樣測試，以加強品質管控能力。

109-110 年度放射診斷設備之醫療曝露品質保證管制作業及項目精進
研究

Research of Deployment Effectiveness of Medical Exposure Quality
Assurance measures and Items for Diagnostic Medical Imaging Equipments
for 2020-2021

(計畫編號：AEC109021)

杜俊元^{1,2} 楊邦宏^{3,4} 吳東信⁴

¹ 中華民國醫事放射師公會全國聯合會 ² 馬偕紀念醫院放射線科

³ 臺北榮民總醫院核子醫學部 ⁴ 國立陽明大學生物醫學影像暨放射科學系

本計畫依據 108 年之品保作業程序書進行全國 50 部電腦斷層掃描儀、50 部乳房 X 光攝影儀及 100 部心導管與血管攝影 X 光機之輻射醫療曝露品質保證作業訪查。分析電腦斷層掃描儀、乳房 X 光攝影儀及心導管與血管攝影 X 光機之訪查品保實測數據並建立資料庫，以結果作為重要參考資料並參考國際品保作業執行現況，驗證品保項目執行程序妥適性，並研擬可供我國臨床品保作業參考使用之新版品保作業程序書或教材 3 份，並提出精進醫療曝露品保法規的具體建議及未來推行品保政策之依據。

This project analyzed the suveys from nationally on-site visits on 50 computed tomography scanners, 50 mammography X-ray equipment, and 100 interventional X-ray equipment surveys according to 2019 control procedures workbook of Taiwan released by Atomic Energy Council, Executive Yuan. We

can take advantage of the surveys and field data to create a database. The outcomes may be an important reference for further control procedures workbooks or textbooks and concrete proposal for medical exposure quality assurance practices in the future.

壹、計畫目標

隨著醫療科技之急速發展，近年醫療院所配置大量放射診斷設備，而民眾所接受醫療曝露量也逐年上升。依據游離輻射防護法第 17 條之規定推動輻射醫療曝露品質保證作業(以下簡稱品保作業)，放射診斷品保作業納法迄今已推動多年，目前國際上也會因應醫療儀器的進步而建議或修訂新的品保作業程序。因此，在考量國內醫療院所人力負荷及未來可能新增其他設備醫療品保作業上，提出精進現行品保相關項目並提出具體建議。

貳、重要成果

一、研發成果之重要貢獻

科技日新月異，民眾接受醫療輻射之比例已大幅提升，藉由本計畫確保品保作業品質，使用合理的輻射劑量得到適當的診斷影像，大幅降低病人輻射風險與社會成本。透過辦理電腦斷層掃描儀、乳房 X 光攝影儀及心導管與血管攝影 X 光機品保作業專業課程教學、實作訓練，強化醫療曝露在職人員專業知能，提升醫療曝露品質，確保醫療曝露之適當使用。配合現場輔導訪查、意見交流，有助於國內培訓專業醫療曝露品保專業人員，讓醫療院所注重醫療輻射安全文化，進而達成國人獲得更安全與高品質的輻射醫療環境。

(一)國際合作

成立電腦斷層掃描儀、乳房 X 光攝影儀及心導管與血管攝影 X 光機醫療曝露品保專業團隊負責執行放射診斷的設備的檢(訪)查，另與國際學者共同組成跨國團隊，共計 4 個團隊。

(二)人才培訓

1. 舉辦電腦斷層掃描儀、乳房 X 光攝影儀及心導管與血管攝影 X 光機醫療曝露品保實作訓練課程 3 場，完成培訓臨床品保人員(圖一)。
2. 培訓國內輻射安全研究人才，博碩士生 2 人。
3. 完成我國放射診斷設備品保作業教材 3 份(電腦斷層掃描儀、乳房 X 光攝影儀及心導管與血管攝影 X 光機)，以作為培育專業品保人員之數位教材，達成提升品保作業能力標準化之成效。

二、學術成就之重要貢獻

完成醫療院所放射診斷設備之醫療曝露品保作業檢查，並進行法規施行後放射診斷設備之醫療曝露品質趨勢分析，蒐集彙整國際間放射診斷設備之相關品保法規與國內實地訪查結果進行分析比較，將研究成果撰寫為專題研究報告，以做為醫療曝露品保作業之經驗傳承，支援主管機關後續政策、法規及制度推動的參考報告。

(一)期刊論文

- 1.題目：Cardiac Catheterization Real-time Dynamic Radiation Dose Measurement to Estimate Lifetime Attributable Risk of Cancer 投稿發表於 PLOSE ONE 《公共科學圖書館：綜合》。
- 2.題目：Three-layer heterogeneous mammographic phantoms for Monte

Carlo simulation of normalized glandular dose coefficients in mammography 投稿發表於 Scientific reports 《科學報告》。

(二)國內外研討會

- 1.題目：Radiological Equipment as a Role of Radiographers in Taiwan
視訊會議發表於國際放射師總會 (International Society of Radiographers & Radiological Technologists,ISRRT) (圖二)。
- 2.題目：以新型乳房假體建立對比雜訊比與壓迫重量關聯投稿發表
於台北市醫事放射師公會 20 周年暨第 7 屆第三次會學術研討會
(圖三)。

參、展望

本計畫分二年期進行，109 年放射診斷設備之醫療曝露品質保證管制作業及項目進研究已達成所定之目標。110 年持續成立醫療曝露品保專業團隊，依據新版品保作業程序書，輔導醫療院所使用新版程序書，完成電腦斷層掃描儀 50 部、乳房 X 光攝影儀 50 部及心導管與血管攝影 X 光機 100 部等設備之品質保證作業檢查。蒐集相關檢查數據並依據現場檢查結果及國際相關資訊，檢討新版品保作業程序書之可行性，提出我國修訂品保法規之具體建議；完成心導管與血管攝影 X 光機醫療曝露品保作業訪查結果分析，並提出將透視攝影 X 光機納入醫療曝露品保法規範疇之具體建議。

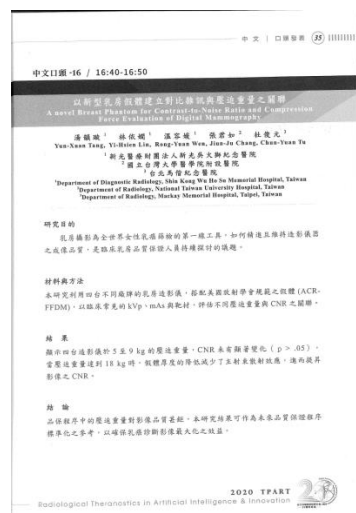
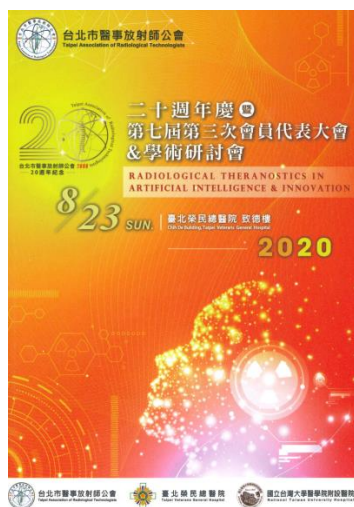
109 行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表



圖一、舉辦電腦斷層掃描儀、乳房 X 光攝影儀及心導管與血管攝影 X 光機醫療曝露品保實作訓練課程



圖二、國際放射師總會線上會議發表 Radiological Equipment as a Role of Radiographers in Taiwan，由 ISRRT Donna Newman 會長及 Napapong Pongnapang 亞澳洲區副會長參主持，參與國家有美國、歐盟及奈及利亞



圖三、參與台北市醫事放射師公會 20 周年暨第 7 屆第三次會學術研討會

鋼鐵輻射異常物相關回收與熔煉作業人員之輻射劑量及風險評估研究
Study on the Radiation Dose and Risk Assessment of Recycling and Smelting
Workers Related to Radiation Anomalies in Steel

(計畫編號：AEC109020)

許芳裕¹ 張似璵²

¹ 國立清華大學原子科學技術發展中心 ² 財團法人中華民國輻射防護協會

國內每年皆有數十件鋼鐵輻射異常物之通報案件，究其輻射異常物原因，大多數屬於鋼鐵管路或組件等廢鋼材含有天然放射性物質沉積管垢；少數屬於人工放射性物質之廢棄射源。本計畫分二年期進行，內容包括研析適用於評估經手或處置鋼鐵輻射異常物之相關人員輻射影響之商業化輻射防護評估程式，並透過蒐集與研析國際鋼鐵輻射異常物之管制作法與偵檢與處理程序，及訪查與檢查鋼鐵業者偵檢與處理鋼鐵輻射異常物之現況，規劃相關評估模擬情境，以確認相關從業人員之輻射劑量與健康風險。此計畫並將提出與建立鋼鐵輻射異常物之最適化作業流程規劃與合理抑低措施，供主管機關參考，以精進及強化國內發現鋼鐵輻射異常物後之輻射管制效能。

There are dozens of reported cases of iron and steel radiation anomalies in Taiwan every year. The reasons for the radiation anomalies are that most of the waste steel materials such as steel pipes or components contain natural radioactive material deposits, and a small number of scrap metal material containing waste radioactive sources which are artificial radioactive materials.

This project is planned to carry out for two years. The content includes research and analysis of commercial computer codes on radiation protection assessment, which codes are suitable for assessing the radiation impact of persons involved in handling or disposing of steel radiation anomalies. Through the collection and analysis of the international control/management measures and detection/processing procedures of steel radiation anomaly, and comprehending current detect and dealing situation of steel radiation anomaly by means of visits and inspections of the steel industry. With the planned relevant simulation scenarios to evaluate and confirm the relevant workers' radiation doses and health risks. Besides, this project will propose and establish the optimal operation process planning and reasonable control measures for iron and steel radiation anomalies for reference by the competent authorities to improve and strengthen the effectiveness of radiation control after the discovery of iron and steel radiation anomalies in Taiwan.

壹、計畫目標

本計畫之研究目標包括：(1)建立輻射防護評估程式能力，分析比較並找出最合適之輻射防護評估程式。(2)逐年針對各項工作單元、場所之從業人員作業環境進行分析探討。(3)模擬評估國內鋼鐵從業人員於不同接觸情境之輻射劑量與風險。(4)最適化作業流程規劃與合理抑低措施擬訂。

貳、重要成果

109 年鋼鐵業輻射異常物通報案件總計通報 34 起，通報之案件中，由本計畫研究團隊負責進行現場檢/訪查，並提出輻射異常物狀況調查報

告的計有 25 件，其中有 22 件為天然輻射異常物、2 件為人工輻射異常物，有 1 件中同時含有天然及人工輻射異常物。25 件中之後續處理方式，有 7 件為出口退運，有 16 件為國內處理(送核研所)；有 2 件尚待廠商確認。其他重要貢獻說明如下：

一、說明研發成果之重要貢獻

依據所假設輻射異常物案件之處理情境，鋼鐵業之從業人員於發現輻射異常物後可能接受曝露之輻射劑量，可藉由輻射異常物現場輻射偵測之計量率數據及設定之接觸情境，進行保守劑量評估。本計畫於 109 年度已蒐集與研析 USDOE ANL/EAD/TM-50、EC Radiation Protection No 89、IAEA-TECDOC-1130、IAEA SSG-17 及 NCRI ANSI N42.43 等相關國際文獻與報告，並已彙整出相關要點；並彙整國內現有之鋼鐵業者發現輻射異常物之管理作法「鋼鐵業者發現輻射異常物之通報及處理作業導則」，進行分析比較。

本計畫於 109 年已完成國際相關輻射防護評估程式的蒐集與建置以及輻射防護評估程式的特性與比較，本計畫已克服了 RESRAD-RECYCLE 的執行問題。此外，在輻射異常物代表性案例的輻射劑量評估結果中，RESRAD-RECYCLE 提供了完善的處置流程資訊與合理的曝露情節計算參數假設，但其計算結果因為計算方式的限制在部份情節有著顯著低估的現象。MicroShield 在計算參數設置與 RESRAD-RECYCLE 一致的前提下，其在輻射異常物的輻射劑量評估中經與 MCNP 比較後認為其可提供可信的結果與合理的計算時間。MCNP，在計算參數設置與 RESRAD-RECYCLE 一致的前提下，其計算結果的準確度被公認是最好佳的，但計算時間卻是三者之中最高的。綜合考量所

有因素之後，對於輻射異常物的體外劑量評估，本計畫建議採用 RESRAD-RECYCLE 的處置流程資訊與曝露情節計算參數假設，採用 MicroShield 為計算引擎工具。

以 MicroShield 程式計算輻射異常物案例與工作項目一之實測結果比較驗證上，母核加平衡子核之實驗組計算結果與實際量測值數量級是一致的。在利用單位活度的劑量推估可能的總活度值與量測活度值的比較上，建議可採用表面 5 公分處之劑量率量測值來推估鋼鐵輻射異常物之可能活度較為準確。

二、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文。

本計畫於 109 年已達成之具體學術成果包括，論文發表 1 篇：

賴柏倫，鋼鐵輻射異常物相關回收與熔煉作業人員之輻射劑量評估方法介紹，輻射防護簡訊，Issue 160，P23-33 (2020)。

參、展望

本研究計畫為二年期計畫，109 年為第一年期，第二年(110 年) 預定將考量鋼鐵輻射異常物之最適化作業流程規劃與合理抑低措施，提出天然輻射異常物偵檢與處理程序書(草案) 供主管機關參考，內容預計將包括廢鋼鐵中含天然輻射異常物之最適化作業流程規劃與合理抑低措施，以及偵檢與處理程序與主管機關之管理與管制等建議事項，以精進及強化國內發現鋼鐵輻射異常物後之輻射管制效能。

計畫曝露輻射安全與劑量約束評估研究

Study on Evaluation of Radiation Safety and Dose Constraint of Planned
Exposure Situation

(計畫編號：AEC109022)

許芳裕

國立清華大學原子科學技術發展中心

國際放射防護委員會最新之輻射防護建議書(ICRP 103 號報告)中將曝露情境分為計畫曝露、緊急曝露及既存曝露，而輻射作業也必須符合正當化、最適化及劑量限度之防護原則。三種曝露情境狀況中，計畫曝露在過去主要以輻射作業與干預為基礎的防護方法，在最新的建議中則建議強調劑量約束和風險約束，因此我國輻射防護體系也需要考量最新的規範內容，逐步導入劑量約束的概念。本計畫分二年期進行，內容包括蒐集國際間計畫曝露輻射作業之正當性及劑量約束規範及實務作法，研擬適用我國輻防管制體制之評估模式，提出適用國內輻射作業管制之劑量約束值建議。並將進行輻射源現況調查，搭配我國輻射源分級及分類，於每年度內至少完成 400 件輻射源之抽樣訪查作業(109 年已完成 412 件)，執行實際現場作業調查，統計其類型、用途及評估輻射劑量與風險，並檢視正當化及劑量約束之適用性，建立不同類型、用途之輻射源應用之輻射防護安全規範，使業者有所依循，以提升輻射安全之管制效能。

The latest radiation protection recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP Report No. 103) classify exposure scenarios into planned exposure situation, emergency exposure situation, and existing exposure situation. Radiation practices must also comply with the principles of justification, optimization, and dose limitation. Among the three exposure situations, the planned exposure situation in the past were mainly based on the protection of radiation practices and interventions. In the latest recommendations of ICRP, it is recommended to emphasize dose constraints and risk constraints. Therefore, the radiation protection system in Taiwan also needs to consider the latest regulatory content and gradually introduce the dose constraint concept. This project is planned to carry out for two years. The content of this project includes the collection of the justification and dose constraint specifications and practices of international planned exposure situations, the development of an assessment model applicable to Taiwan's radiation protection regulation system, and the recommendation of dose constraint values applicable to safety control of domestic radiation practices. This project will also conduct a survey of the current status of the radiation sources, in conjunction with the graduation and classification of radiation sources in Taiwan, to complete a sampling inspection of at least 400 radiation sources within each year (412 sources were inspected in 2020), perform on site surveys of radiation practices, count their types, uses, and evaluate radiation doses and risks, and review the applicability of justification and dose constraints, establish radiation protection safety specifications for different types and uses of radiation source applications, so that the industry can follow to improve the regulatory effectiveness of radiation safety.

壹、計畫目標

本計畫之研究目標包括：(1) 蒐集研析國際實施正當性審查及導入劑量約束概念之實際作法。(2)對不同分級及類型之輻射源執行輻射安全檢查訪查作業，進行劑量及風險分析。(3)提出適用我國輻射防護管制之架構及具體做法，包括正當性審查及劑量約束評估。(4)建立不同類型、用途之輻射源應用之輻射防護安全規範。(5)宣導輻射劑量與風險等輻射安全防護觀念，使業者了解計畫曝露之合理抑低及輻射防護最適化觀念。

貳、重要成果

本計畫之 X 光機現場訪查與輻射安全檢測，109 年已完成可發生游離輻射設備總計完成 412 台之抽樣訪查，包括登記備查類(264 台)：櫃型 X 光機 99 台、移動型 X 光機 61 台、靜電消除器 26 台、離子佈植機 51 台、動物用(獸醫)27 台，及許可類(148 台)：照相檢驗 X 光機 56 台、非破壞照相檢驗 X 光機 43 台、刑事鑑定 X 光機 7 台、加速器 14 台、貨櫃 X 光機 13 台、測量用 X 光機 15 台(另有發現疑似異常情形而複查 10 台，含複查總計 422 台)。上述有輻射異常疑慮之案件於檢測後回報輻防處，並請使用單位(受檢廠商)限期改善後再行複驗，經複查後均已確認完成改善。其他重要貢獻說明如下：

一、說明研發成果之重要貢獻

本計畫主持人已於 109 年 3 月 6 日及 11 月 16 日至原能會進行 2 次工作方法與進度簡報，且於 109 年已完成超過原規畫(應完成 400 台)之訪查檢測數量，並依據現場訪查與實測劑量結果之統計分析及考量可能發生異常情況所導致人員劑量所評估之風險結果，進一步提出輻防管

制及風險控管之具體建議；此外，並已蒐集、研析國際間輻射作業正當性審查程序，彙整國際劑量約束之實務作法，提出正當性審查導則及適用我國推動輻射源劑量約束之「輻射作業正當性審查導則與輻射源劑量約束推動策略(草案建議)」建議書。

二、學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文。

本計畫於 109 年已達成之具體學術成果包括，論文發表 1 篇：

H.W. Liu, C.H. Hsu, F.Y. Hsu*, C.W. Kuo, C.C. Yu*. Radiation dose and risk assessment of staff and assisted personnel caused by veterinary X-ray examination, Taiwanese Journal of Applied Radiation and Isotopes 16(1):1851-1856, 2020.

參、展望

本研究計畫為二年期計畫，109 年為第一年期，已執行完成 412 件輻射源實際現場作業調查，第二年期(110 年)預計將完成至少 390 件，並持續統計其類型、用途及評估輻射劑量與風險，檢視正當化及劑量約束之適用性，建立不同類型、用途之輻射源應用之輻射防護安全規範，使業者有所依循，以提升輻射安全之管制效能。

強化核能電廠保安防護與應變效能研究

Research On Enhancing Performance of Security Protection and Responses in
NNP

(計畫編號：AEC109027)

黃俊能 鍾健雄 施國銓

社團法人美國消防工程師學會台灣分會

核子保安(Nuclear Security)是全世界各國共同關注的重要安全議題，核子事故的預防是自核能各項技術發展以來，世界各國均無法忽視的重要課題。無論是針對核子武器的發展限制或協議、核能電廠的安全與管控、核子技術發展與應用、輻射設備(施)的監督與查核等，顯示核能相關技術與設備有利於世界各國的永續發展，但也帶來一定程度的潛在威脅與安全風險。如何善用核能相關技術並避免其帶來負面影響始終是眾所矚目的國際議題。依據國際原子能總署(IAEA)的國際標準(IAEA Nuclear Security Series No.4)，當前的威脅環境(任何以核電廠為目標、可能透過輻射照射或輻射物質釋放危及電廠人員、大眾和環境的健康和安全的惡意行為)有關的風險，建議透過評估方法及改善行動以降低風險。本期研究涵蓋(1)警衛與應變武力效能研析，(2)核能電廠資通安全防護管制技術研究，及(3)核能電廠保安文化精進研究等議題。

Nuclear security issues are concerned by all world countries. Since the nuclear techniques were developed, the prevention of nuclear incidents is an

important issue that no country in the world can ignore. Though, the nuclear technologies, such as nuclear weapons development, restrictions or agreements, safety and control of nuclear power plants, nuclear technology development and application, and supervision and inspection of radiation equipment, are contributed to Sustainable development of the country, it also brings a certain degree of potential threats and security risks. How to make good use of nuclear energy-related technology and avoid its negative impact has always been an international issue that has attracted much attention. According to IAEA Nuclear Security Series No.4, facing current threat environments in which targeting any nuclear power plant including radiation exposure or release of radioactive substances endangers power plant personnel, public and environmental health, IAEA recommends risks are mitigated by evaluation methods and improvement actions. in the research, we focus on research and analysis on the effectiveness of guards and contingency forces, cyber security protections and controls, and advanced research on security culture of nuclear power plant

壹、計畫目標

核子保安(Nuclear Security)為各國關注安全議題，核子事故的預防受各國重視，核能技術雖利於各國永續發展，卻帶來潛在威脅與安全風險。如何善用核能並避免帶來負面影響至關重要？依據 IAEA 標準，當前威脅環境風險，建議透過評估及改善行動以降低風險。本計畫針對核能電廠的「保安防護與應變」主題，進行「實體防護」、「資訊保安」、「人員安全」、「物料管制及稽核」等研究。

貳、重要成果

本研究案為二年期，109 年主要研究範圍及工作項目分為三個部份，亦辦理相關教育訓練及研習會：

一、警衛與應變武力效能研析/警衛效能評估訓練

- 1.蒐集世界各國核能電廠核子保安警衛使用與應變武力部署之相關技術規範與參考資料。
- 2.蒐集研究文獻並參考其他工業界案例，評估影響核能電廠（包含除役階段）核子保安警衛及應變武力效能因素。
- 3.從各種外部威脅與內部威脅型態，以實體防護之攔截（Interruption）與弭平（Neutralization）準則，建立我國核能電廠應變武力效能評估模式。
- 4.考量核能電廠不同類型之核子保安警衛勤務(含崗哨及巡邏)，以風險分析方法，建立重要性評估模式，據以評估以無武裝保全人員取代保安警察差異，並研擬決策準則。

二、核能電廠資通安全防護管制技術研究

- 1.蒐集各國核電廠資安最新管制趨勢、法規與管制措施。
- 2.蒐集資通訊惡意入侵與攻擊核能電廠實際案例，研析作業手法與模式，研擬我國核能電廠資通安全設計基準事件。
- 3.評估人為作業疏失在核能電廠資通安全防護之風險模式。
- 4.針對核能電廠特有之工業控制系統安全架構與營運特性（如定期大修），比對現有資安防護技術規範，分析核能電廠資安防護對於惡意入侵與攻擊之防護效能，提出核能電廠資安防護管制精進建議。

三、核能電廠保安文化精進研究

蒐集各國對於強化核子設施保安文化之建議與做法，就組織、個人、管理與教育訓練等層面，提出強化我國核能電廠保安文化之決定因子(含權重分析)與具體精進做法。採用管理系、領導行為、個人行為等三大主構面及所屬 30 項子構面與 318 項指標因子建立問卷，進行國內專家問卷調查，並依據專家意見確立我國保安文化重要因子項目。

四、教育訓練、研習會及專家座談會

- 1.辦理 2 天(每天 6 小時)核能電廠核子保安警衛效能評估基礎訓練，邀請保安、警務或戰術等相關領域專家，針對核能電廠實體防護系統、警衛效能、應變武力與設施弱點分析，提供桌上演練/兵棋推演課程，並進行實作。
- 2.邀請國內專家學者辦理 1 日之研習教育，分享成果。
- 3.辦理專家深度座談會，邀請專家學者 6 名參與。
- 4.109 年核子保安及緊急應變技術研究計畫成果研討會成果發表。

參、展望

核子保安文化最終取決於每一個個體，包含決策者、監督者、管理者、雇員個人和(某種程度上)民眾。任何個人都會影響核子保安文化，而他們彼此之間、與管理者以及與技術系統之間的互動方式也會有所影響。研究團隊將持續深耕此一研究領域，依循 IAEA 相關指導原則，進一步蒐集並釐清國際相關促進核子保安文化相關文獻，研擬提出各項建議。

109
行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表



圖 1 警衛效能訓練座談會



圖 2 專家學者座談會

109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管制研究

Research on Safety Control of Low Radioactive Waste Disposal Scheme

(計畫編號：109FCMA003)

董家鈞¹ 李明旭² 楊長義³ 李宏輝⁴ 林文勝⁵ 劉宏仁⁵

¹國立中央大學應用地質所 ²國立中央大學水文與海洋科學研究所

³淡江大學土木工程學系 ⁴國防大學理工學院環資系 ⁵臺灣大學水工試驗所

原子能委員會放射性物料管理局為確保我國放射性廢棄物處置安全並精進審查技術，推動「109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管制研究」計畫，以強化我國管制技術與管制法規。本計畫透過彙整國際相關法規資訊，並審視我國處置環境與現況，針對低放射性廢棄物處置與貯存設施之場址安全管制要項與無意闖入者情節進行研究，並提出相關建議。同時亦針對處置岩體裂隙特性與現地應力對處置坑道結構穩定性進行研析，研究成果提供管制單位持續提升對於坑道處置安全審查及分析驗證之能力。

In order to ensure the safety of radioactive waste disposal and improve the review technology. The Fuel Cycle and Materials Administration (FCMA) supported the “Research on Safety Control of Low Radioactive Waste Disposal Scheme” to study the site safety control of low-level radioactive waste disposal and storage facilities and scenarios of unintentional intruders. This study also investigated effects of rock fractures characteristics and the in-situ stress on the stability of disposal tunnel structure. Results of this study were provided to support the FCMA to enhance the safety review and analysis of tunnel disposal facilities.

壹、計畫目標

我國有許多單位使用核技術並產生低放廢棄物，經濟部與台電公司則持續的推動相關處置作業。但目前因選址作業不順遂而需規劃集中貯存之應變方案。爰此，本計畫提出「109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管制研究」，針對低放射性廢棄物處置貯存設施之場址安全管制要項以及無意闖入者情節進行相關法規的蒐集及研析，探討我國目前現狀並提出相關建議。另外，為提供我國管制單位針對低放射性廢棄物處置審查技術持續精進之能量，本計畫針對處置岩體裂隙特性與現地應力對處置坑道結構穩定性之影響進行研析，針對上述課題分為四個子計畫進行研究，協助管制單位持續精進我國低放射性廢棄物處置審查技術，並提供集中貯存應變方案之相關建議。

貳、重要成果

(一)低放射性廢棄物處置場址特性管制

綜整研析 IAEA 安全標準叢書與國際先進國家低放射性廢棄物貯存設施及處置場址相關管制法規，釐清場址管制關鍵要項及各國在場址特性管制之異同，再以荷蘭及澳大利亞低放射性廢棄物貯存場址選址範例進行研析，歸納選址過程在場址管制之系統性論述，參考選址過程的系統性論述則可以建立場址特徵之管制架構與要項，最後審視我國現有相關場址特性管制法規提出後續修訂建議，以對我國低放場址特性管制的方法論與關鍵要項評估有更完整的架構與流程，並符合國際規範。

(二)低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制

研析美國 10CFR61 對於人類無意闖入事件的管制考量與沿革、

IAEA 對人類無意闖入評估及劑量標準，以及瑞典 SR-PSU 處置設施之未來人類行為之情節分析技術，並且分析其研究方法及分析流程和研究成果。本計畫亦透過修改 10 CFR 61 修訂後法規有關之情節發展分析及闖入者評估流程，提出符合我國低放處置之概念精之「無意者闖入分析流程」(圖 1)，可透過參照此流程發展無意者闖入情節，並依據情節發展進行闖入者評估分析。

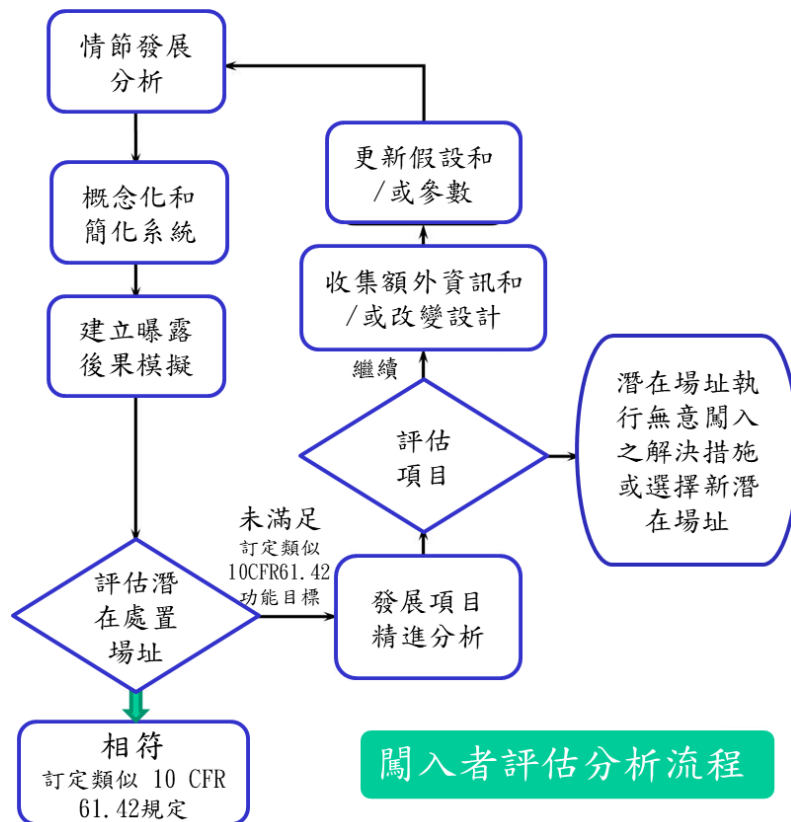


圖 1 我國低放處置無意者闖入分析流程

(三)低放射性廢棄物處置岩體裂隙特性研究

透過研析瑞典 SKB 相關技術報告，了解 SKB 運用於瑞典 Laxemar 和 Forsmark 兩處場址之離散破裂網路之水文地質建模方法，並且進一步釐清在進行模擬前，現地所蒐集之資料的可信度分析，包含資料的校正，以及模型中可能遭遇之變異性及不確定性，再以實際分析案例進行不同場址之比較。另外，對於室內試驗所得到的正向應力與導水係數之經驗式是否能真實反應至現地處置岩體的實際情形也進行相關文獻整理，研究成果提供我國低放處置參考。

(四)低放射性廢棄物坑道處置長期安全驗證評估

坑道式低放射性廢棄物最終處置，其在規劃設計、建造及運轉期間之坑道穩定性深受岩盤現地應力所影響。透過蒐整國內外有關現地應力量測技術、研究文獻與報告，提出各種現地應力量測方法之優缺點、限制條件與適用性(表 1)，並透過數值分析探討現地應力對處置坑道結構穩定性之影響，研究成果可供未來低放射性廢棄物最終處置有關現地應力量測技術規劃、量測品質確保與建立最終岩石力應模型之參考。

表 1 各種現地應力量測方法之優缺點與適用性

Method	2D/3D	優點	限制	適用性
鑽孔法(Overcoring)	2D/3D	所發展的技術兼具理論基礎與實務應用	1. 屬小範圍的量測，獲得的資料較具離散性(scattering) 2. 須配合鑽機(drill rig)	量測深度可達 1000 m
門止法(Doorstopper)	2D	可在承受高應力與含有節理的岩體中施作	1. 僅能獲得 2D 應力態 2. 須配合鑽機(drill rig)	弱岩(weak rock)與承受高應力之岩體
水力破裂法(Hydraulic fracturing)	2D	1. 可利用既有的孔洞(例如坑道、觀測井)進行施測 2. 獲得的資料較具較低的離散性	1. 僅能獲得 2D 應力態 2. 無法獲得最大水平應力 σ_H 3. 會干擾水化學(water chemistry)	1. 適用於淺層至深層的現地應力量測 2. 可獲得應力分布(stress profiles)
既存裂隙之水力試驗(Hydraulic test on pre-existing fracture, HTPF)	2D/3D	1. 可利用既有的孔洞(例如坑道、觀測井)進行施測 2. 可在高應力條件下進行施測	1. 施測較費時 2. 必須以既有的裂隙進行施測，且不同的試驗裂隙必須具有明顯的位態差異	由於施測較費時，通常在鑽孔法與水力破裂法施測失敗時採用
岩芯斷裂(Core discing)定性描述法	2D	可利用既有的鑽探資料進行先期研判	僅能提供定性的評估	僅能作為初期評估現地應力之參考
井孔崩落(Borehole breakouts)評估法	2D	1. 可利用既有的鑽探資料進行先期研判 2. 相對快速	1. 無法獲得現地應力方向 2. 如何從觀測結果推算應力值，尚待進一步的理論發展	主要發生在深層的孔洞
震源機制(Focal mechanisms)	2D	針對深地層的現地應力估算	僅適用於深地層之現地應力	
Kaiser effects/ASR/DSC/RACOS	2D/3D	1. 屬簡易的現地應力量測法 2. 適用於深地層現地應力評估	1. 可靠度相對較低 2. 屬較複雜的量測方法，且受諸多因素影響	1. 屬粗略評估 2. 可評估深地層現地應力
反算分析法(Back calculation)	2D	1. 快速且簡單 2. 有較高的確定性(certainty)	理論上沒有唯一解	僅適用於岩石隧道、孔洞建造期間之現地應力計算
Analysis of geological data	2D/3D	成本較低	1. 屬非常粗略的評估 2. 可靠度較低	適用於計畫先期評估

參、展望

本計畫為因應推動集中貯存之應變方案，針對低放射性廢棄物處置貯存設施之場址安全管制要項與無意闖入者情節進行研究。所整理之分析國際低放貯存設施與處置場址之場址特性管制要項可提供國內相關法規之定量規範精進參考；荷蘭貯存設施評估過程及澳洲貯存及處置之系統性方法論可供我國建立審驗技術之系統性架構參考。透過 IAEA 提出的處置安全案例發現，處置場封閉後管理及安全分析將是有效管理處置場安全之重要研究課題。另一方面，本年度重點研析 SKB 之水文地質模型中有關水力岩體區(HRD)建模，但對於地下水流動性較高之水力通導區(HCD)，我國是否有能力特徵化是一個重要的課題，未來可朝向較大破裂面的水力特性研究方向進行精進。最後，未來可透過統計分析以掌握量測

結果之可靠度，亦可透過嚴謹的室內試驗、平行驗證技術、現地應力量測策略的制定、量測技術與量測品質控制之先期評估與審議，以確保現地應力評估之品質。

核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究

Research on Regulatory Practices for Nuclear Reactor Safety and Early-Stage
Decommissioning Activities

(計畫編號：AEC1090013)

林家德

核能研究所

本計畫研究項目係為妥善處理核能電廠運轉及除役可能面臨之技術議題，以解決管制實務需求為導向並配合除役管制業務而擬訂。研究重點在於建立核能電廠運轉與除役安全所需之管制技術，精進熱水流分析、地震、材料腐蝕與維護、風險評估等相關核安評估能力。本計畫也保持與核能先進國家技術交流及經驗分享，因應我國核能電廠運轉執照陸續屆期，機組進入除役階段但爐心仍置有核燃料之特殊組態，參考各國核能電廠除役經驗以及法規要求，拓展技術評估與分析視野，強化除役管制作業品質及管制要求，促使國內核電運轉及除役工作均能在確保安全之前提下順利進行。

This project is aimed at adequately addressing the possible technical issues that might be encountered with the regulatory practices of operation and decommissioning of nuclear power plants, in a way to streamline the regulatory process. It emphasizes on keeping the regulatory technical competence, enhancing the capabilities in thermo-hydraulic analysis, seismic safety assessment, material corrosion and preventive maintenance, and risk

assessment. With the expiration of the licenses of Taiwan's nuclear power plants, it is necessary to exchange and share the experiences in advanced nuclear countries in order to cope with the unique decommissioning configuration wherein the spent fuels remain in the reactor vessel in the early stage. With reference to the international examples of decommissioning and associated regulatory requirements, this project built the corresponding analysis and assessment capabilities to strengthen the regulation quality and depth, to ensure safe operation and smooth decommissioning activities of the nuclear power plants.

壹、計畫目標

因應我國核能機組陸續由運轉進入除役階段，且部分除役前期之機組處於爐心仍置有核燃料之特殊組態，本計畫目標為妥善處理電廠除役可能面臨之技術需求，以解決管制實務問題，增進國內核電廠除役管制技術能量，提供管制單位建議以強化核安管制深度。

貳、重要成果

本計畫係依據 109 年 2 月 17 日原能會『會核字第 1090001958 號』函，由核研所執行，計畫全程 4 年，109 年度為第 1 年。

一、研發成果之重要貢獻

109 年度計畫之各項重要研究成果可大致區分為「精進運轉中核電廠核安管制技術」與「建立除役管制實務工具與技術」兩類簡述如下。

(一)精進運轉中核電廠核安管制技術類

1.核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

參與 CAMP 國際合作計畫 109 年度秋季會議蒐集熱水流程式最新資訊，應用於核一廠除役過渡階段 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)分析模式之精進，完成爐水淨化系統(Reactor Water Cleanup, RWCU)取水管路斷管冷卻水流失事件進程與現象模擬，並新增事件衰變熱條件。完成微生物腐蝕機制與重要參數研析與制訂，提出適用於用過核子燃料暫存於反應器壓力槽期間的水質管制重點。

2.核電廠後福島管制審查技術精進研究

建立核二廠火山活動事件機率式安全度評估方法模型，完成條件爐心受損機率評估。比對台、日火山灰危害影響評估與災害防治措施，提出火山活動事件管制關鍵要項建議，有助於解答管制疑慮。應用國內 SSHAC L-3 (Senior Seismic Hazard Analysis Committee Level-3)地震危害度報告隱沒帶分析成果於機率式海嘯危害度分析 (Probabilistic Tsunami Hazard Analysis, PTHA)之方法流程，利用地震調查分析成果，節省地震型海嘯分析之人力與資源。

3.核電廠結構/設備受潛在天然災害之安全影響及因應管制技術研究

協助管制單位檢視 SSHAC L-3 地震動特徵邏輯樹之 17 條代表性地震動預測方程式(Ground Motion Prediction Equation, GMPE)和單一測站標準差權重合理性。完成土壤結構互制分析(Soil Structure Interaction, SSI)之驗證案例研析並根據兩座核電廠之案例分析，提出管制建議。完成加速耐震評估程序(Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP)技術內涵檢視與兩座核電廠之案例分析。完成用過燃

料池壁有限元素法(Finite Element Method)模型勁度評估驗證。建立 SSHAC L-3 地震危害度分析之地殼震源地震動特徵參數與知識不確定性的檢視與驗證能力。

(二)建立除役管制實務工具與技術類

1.風險告知視察工具應用於運轉及除役作業管制之研究

完成核一廠除役期間過渡階段視察風險評估工具(第 1.1 版)及操作手冊，提供管制單位除役階段視察使用。參考美國核管會視察手冊 IMC 0609 報告及附錄，更新運轉中電廠 PRiSE (PRA-based Risk Significance Evaluation)工具，完成核二廠 PRiSE 風險顯著性評估工具(第 4.5 版)及核三廠 PRiSE 風險顯著性評估工具(第 5.1 版)。完成核三廠 PRiSE 原火災分析基準之精進，將延燒至其他隔間之擴散情節納入工具評估功能中，有利於管制機關核能電廠視察員可快速判定核三廠火災風險顯著性。依據「系統評估再分類與過渡程序」建立評估流程，完成核一廠除役過渡階段系統隔離下用過核子燃料風險分析案例，發展「風險優先係數」評估方法，提出測試維護保養週期之管制建議。

2.核電廠運轉及除役期間事故分析及緩和策略研究

提出核能電廠部分土地釋出供非限制性使用之管制要項建議。完成除役期間核子燃料全部移出核子反應器狀態下低密度人口區(Low Population Zone, LPZ)變更之劑量評估報告審查導則草案之精進。細調核一廠 MELCOR 程式(Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases)模式爐心控制體積格點，完成除役過渡階段前期再循環迴路斷管之暫態分析與緩和策略評估。完成核二

廠 MELCOR 模式為 2.1 版更新，確定穩態狀態正確並驗證電廠全黑事件結果正確性，可作為核二廠開蓋模式更新之基礎。擬定核子反應器設施除役期間之廠址或廠房部分釋出管制要項草案，提供管制機關做為決策或制定審查導則之依據。

3.除役期間核電廠重要設備維護管理安全管制技術研究

依據美國核管會 NUREG-1801 報告，完成我國核能電廠在除役期間過渡階段前期環境下，反應器壓力槽與爐內組件可能發生的腐蝕劣化之評估並提出管理方案與管制技術建議，包含水化學、爐內組件、螺栓完整性、一次性檢測、系統巡視等。研析美國核管會 NUREG/CR-7111 報告，針對用過核子燃料池結構，如混凝土壁、內襯板等組件，提出管制作為之建議。依據 IAEA TE-1725 Spent Fuel Storage Operation - Lessons Learned 報告，針對用過核子燃料池內襯板、吊運控制系統及池內組件(如中子吸收板、格架及吊運樑的保護塗層)維護，提出管制建議。

4.核電廠運轉及除役期間非破壞檢測評估研究

彙整國外核安相關資訊及完成「核能電廠除役期間高輻射及滯留水環境主動件失效機制及遠端目視檢測程序管制要項之探討」報告，提供非破壞檢測之管制參考。協助管制機關執行核二廠 2 號機 EOC-26、核二廠 1 號機 EOC-27 及核三廠 2 號機 EOC-25 等大修視察相關管制及檢測工作，並彙整報告供管制單位參考。

5.核電廠運轉及除役階段材料維護與防治策略研析

針對除役可能遭遇的組態環境條件，進行靜置水環境及高溶氧靜置水環境碳鋼腐蝕實驗，計算腐蝕速率，利用光學顯微鏡觀察試

片均勻腐蝕與局部腐蝕現象(間隙腐蝕、孔蝕等)。透過靜置水環境 A106 碳鋼腐蝕水氣介面實驗，觀察試片腐蝕行為，發現水氣介面區域腐蝕相較其他區域嚴重。探討塑性變形 SS304L 於模擬壓水式反應器水環路之環境效應劣化速率與溶氧量關係，彙整實驗數據提供管制機關參考。

6.核電廠除役視察管制實務研究

完成「核設施拆除作業污染擴散管制研究」報告，提出除役作業環境通風系統與局部排氣系統建置安全考量事項，提供審查參考。研析「日本核設施除役拆除實施標準研究(AESJ-SC-A003:2014)」，探討核電廠除役相關規範及審查標準，並提出管制要項。研析美國核管會知識管理(NRC KM Program)案例並建置除役知識管理系統，供管制機關使用，增進除役管制知識與效能。

二、學術成就

(一)學術成就量化績效

本計畫 109 年度發表國內外研討會及期刊論文共 12 篇。養成合作團隊(計畫)共 4 團隊。培育人才計 14 名，完成研究報告共計 35 篇，技術報告及檢驗方法報告計 5 篇。完成資料平台與資料庫 1 套(除役階段安全管制知識平台及相關硬體基礎設備建置)。

(二)摘述說明

1.論文「Development of the structural health record of containment building in nuclear power plant」，刊登於國際期刊「Nuclear Engineering and Technology」，說明核電廠圍阻體廠房和周邊相關廠房結構健康診斷的程序，詳如圖 1。

- 2.會議論文「Simulation of Diffusion and Movement of Aerosol Particles from Metal Cutting Operations in a Ventilated Enclosure」，發表於第27屆國際氣膠科技研討會。本論文為了解核設施除役進行金屬切割作業時，產生的氣溶膠(Aerosol)懸浮微粒的分布狀況，使用有限元素分析(FEA)軟體，模擬氣膠懸浮微粒於通風流場內的濃度分布和運動軌跡，詳如圖2。
- 3.研究報告：研析核一廠在開蓋情況下，僅有一串 LPCI 安全注水設備可用，在停機7天與942天的衰變熱下，以 NUREG-1738 報告之燃料尖峰護套溫度低於 600°C為成功準則，探討緩和策略適切性並提供管制建議，詳如圖3。

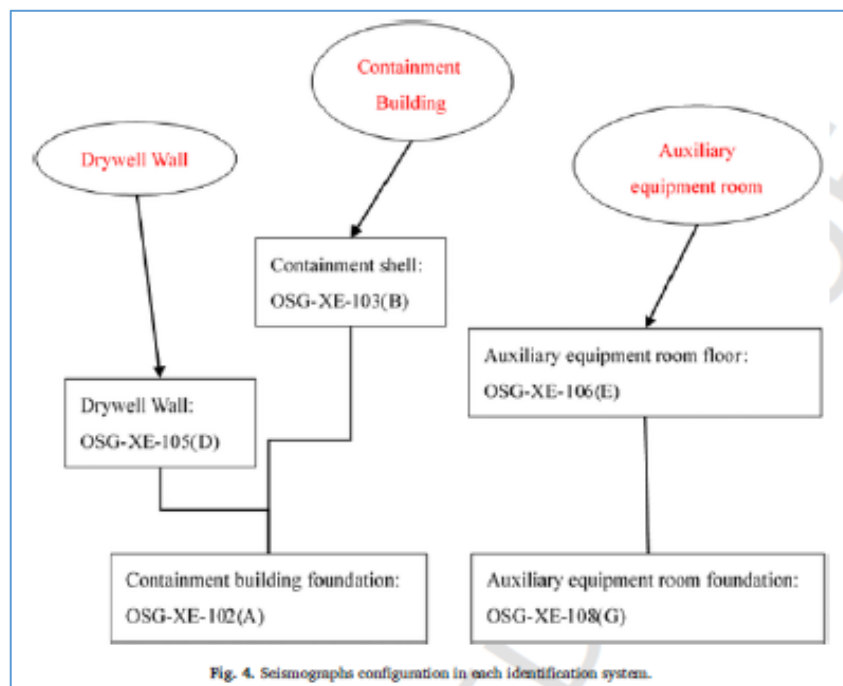


圖1 圍阻體廠房結構健康診斷程序構想

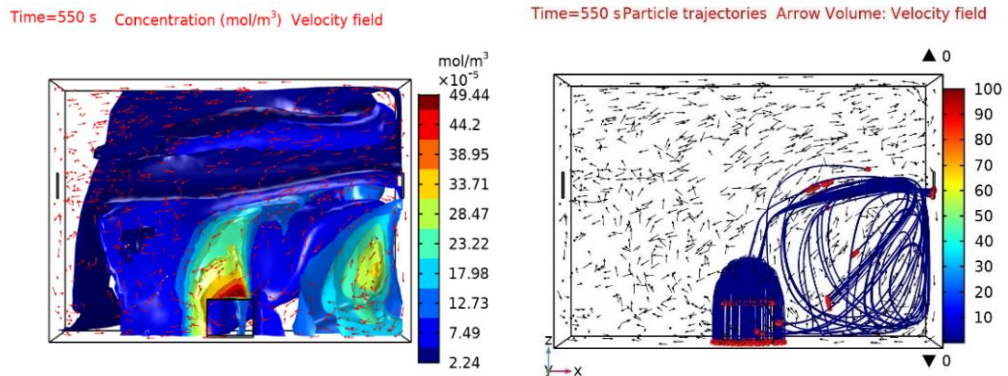


圖 2 除役作業氣膠溶懸浮微粒流速軌跡場模擬

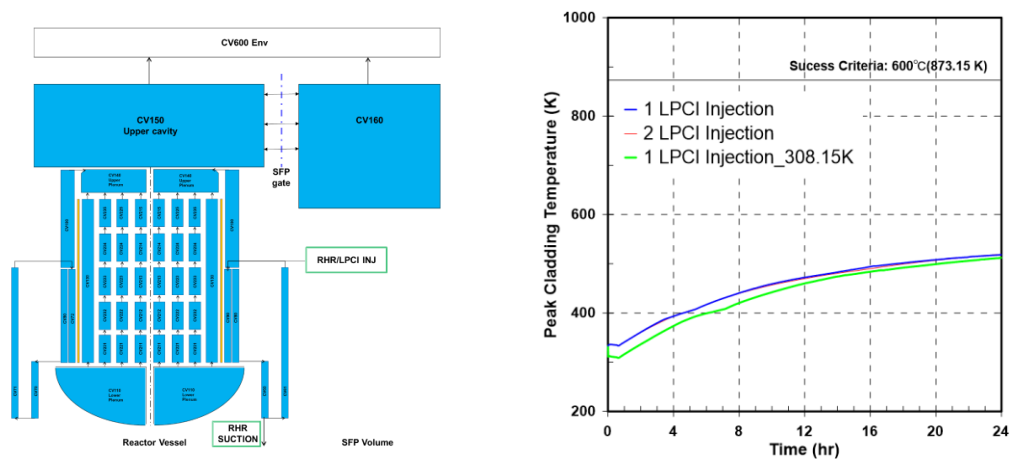


圖 3、核一廠開蓋下爐水快速流失事故之救援分析

參、展望

針對我國核電廠除役前爐心燃料未移除前的長期停機組態，本計畫透過自行研究、國際合作與經驗交流等方式，強化國內核電廠管制技術，為除役前的安全做好準備。因應未來核能機組進入除役狀態，亦將配合管制單位需求，開發除役期間的視察導則、工具與分析能力，確保用過核子燃料貯存的安全並支援各項可能面臨的管制議題。

109 年度核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析

Study on the characteristics of site-specific groundwater protection and control during the decommissioning of nuclear power plants

(計畫編號：AEC109009)

梁菁萍¹ 張誠信²

¹ 輔英科技大學 ² 開南大學

核電廠在運轉或除役期間，可能因為放射性污染物質藉由傾洩或洩漏過程意外釋出至地下水，為了保護公共健康與安全，應建立特定廠址地下水防護計畫，以確保及時且有效應變與管理。本計畫目的：(1)蒐集美國核電廠運轉與除役期間廠址地下水防護管制法規架構與業界導則文件，並據以研析運轉與除役核電廠管制方向之差異性。(2)蒐集及彙整美國核電廠廠址地下水防護管制案例與經驗，並研析除役廠址相關規定與特定技術要項、重要參數。(3)藉由研析美國核電廠廠址地下水防護管制法規與美國除役核電廠相關實務經驗，研提我國核電廠地下水防護管制架構之精進及管制技術要項之建議。計畫之整體管制建議如下：

- 1.參考美國業界作法包括 NEI07-07 指引，建立除役核電廠定期自我評估機制，針對地下水防護計畫與地下水監測計畫，採文件審查、定期/不定期專案視察等管制措施，確認核電廠除役期間地下水防護方案的符合性。
- 2.為精進核電廠除役的相關管制，建議持續蒐集國際間地下水防護方案相關資訊，以持續強化核電廠在除役期間地下水防護方案的管制效能。

Inadvertent radiological releases can get into groundwater owing to spills or leaks for operating or decommissioning nuclear power plants. To protect public health and safe, a site-specific groundwater protection program shall be established to assure timely responses and effective management. The project purposes are to 1) collect groundwater protection regulations and industry guideline documents of the operating or decommissioning U.S. nuclear power plants and analyze the regulation difference between operating and decommissioning nuclear power plants; 2) collect the cases and experiences of the U.S. nuclear power plants and analyze the regulations, specific techniques, and important parameters of the decommissioning nuclear power plants; and 3) suggest the advanced framework of the groundwater protection regulations for the Taiwan nuclear power plants based on the U.S. cases and experiences. The overall regulatory recommendations of this project are listed as follows.

1. Reference to U.S. industry practices including NEI07-07 guidelines, the establishment of a regular self-assessment mechanism for decommissioning nuclear power plants, for groundwater protection programs and groundwater monitoring programs, documentation review, periodic /irregular inspection and other control measures to confirm the compliance of groundwater protection programs during decommissioning of nuclear power plants.
2. In order to refine the relevant control of decommissioning nuclear power plants, it is recommended to continuously collect information on the international groundwater protection scheme, and to continuously strengthen the control effectiveness of the groundwater protection scheme of decommissioning nuclear power plant.

壹、計畫目標

本計畫為防範國內核電廠除役期間地下水之污染，必需了解及掌握核電廠廠址地下水防護之特性與評估。除在既有監測管制作業外，蒐集及彙整美國相關核電廠地下水防護計畫之管制資訊，提出相關廠址地下水防護管制要件與重要參數之管制建議，俾供作為審查管制之參考依據，並精進我國核電廠在除役期間地下水防護管制監督之技術能力。

貳、重要成果

核電廠在運轉或除役期間之地下水特性，可能因為放射性污染物質藉由傾洩或洩漏過程至地下水而改變，因此為了保護公共健康與安全，發展並實施特定廠址的地下水防護計畫，以確保能及時且有效的應變與管理放射性物質的意外排放至地下水事件是除役期間之重要議題，本計畫完成三項重要工作項目，A.美國核電廠運轉與除役期廠址地下水防護管制法規-研析運轉與除役核電廠在管制方向之差異性 B.NEI07-07「業界地下水防護倡議-指引文件」-研析運轉與除役核電廠在管制方向之差異性 C.美國核電廠廠址地下水防護管制案例與經驗-研析除役廠址相關規定與特定技術要項、重要參數。並據以研析核電廠除役期間廠址之地下水防護工作。計畫之整體管制建議如下：

參考美國業界作法包括 NEI07-07 指引，建立除役核電廠定期自我評估機制，針對地下水防護計畫與地下水監測計畫，採文件審查、定期/不定期專案視察等管制措施，確認核電廠除役期間地下水防護方案的符合性。為精進核電廠除役的相關管制，建議持續蒐集國際間地下水防護方案相關資訊，以持續強化核電廠在除役期間地下水防護方案的管制效能。

參、展望

我國核電廠在運轉期間以及依運轉執照屆期開始之除役期間，針對地下水防護措施之管制，可再精進評估電廠設計及工作作業可能影響地下水之風險與因應對策、評估任何會影響地下水防護方案之因素以修正地下水監測計畫，以及建立定期之程序性自我評估與審查機制。

核電廠除役相關地下水防護措施，建議持續蒐集並彙整美國核電廠(例如，OCNGS)除役期間相關資訊與其地下水監測計畫內容及結果，以作為我國核電廠除役之管制參考。

核能電廠除役過渡階段機組之一般性風險內涵研究

Generic Risk Insights Study of Flood and Typhoon Events for
Decommissioning Transition Period of Chinshan Nuclear Power Station

(計畫編號：AEC109016)

林子仁

財團法人核能與新能源教育研究協進會

本計畫(109 年度)「核能電廠除役過渡階段機組之一般性風險內涵研究」承續前二年廠內事件及廠內火災安全度評估的研究結果，繼續進行廠內水災及颱風事件之安全度評估，並針對爐心燃料全數移置用過燃料池之狀態(即除役過渡階段後期)，進行用過燃料池之風險評估。

本年度主要之研究內容，包括：除役過渡階段前期爐心之廠內水災事件、颱風事件等廠外事件之定量潛在風險，以及除役過渡階段後期用過燃料池之定量潛在風險，並提出風險洞識及管制作業之建議事項，供管制單位參考。

對於爐心尚有用過燃料之狀態，廠內水災事件安全度評估研究結果顯示：最重要之廠內水災為防水區 4I 消防水管路破裂水災擴散至防水區 4H，導致所有 4.16 kV 匯流排均不可用，所引致之廠內水災肇始事件(即喪失外電且所有 AC 電均不可用)。

對於用過燃料池(假設爐心燃料已全數移置用過燃料池)，隨著停機後之時間不同，其風險來源亦不同。廠內事件，停機後 10 年，對於池水沸騰主要風險來源為燃料池閘門失效；對於燃料受損主要風險則為重物掉

落(含燃料棒、燃料箱)。停機後 2 年，對於池水沸騰主要風險來源為喪失外電；對於燃料受損主要風險則為重物掉落。

This project, “Generic Risk Insights Study of Flood and Typhoon Events for Decommissioning Transition Period of Chinshan Nuclear Power Station,” continuing the results of the previous two-year PRA project, the internal event and the internal fire PRAs, conducts the internal flood event and the typhoon PRAs. And in addition, a risk assessment of the spent fuel pool will be conducted for the decommissioning transition later phase that all spent fuels are displaced and stored in the spent fuel pools.

The research contents of this year includes: the model establishment and evaluation of the internal flood event and the typhoon PRAs, and the risk assessment of the spent fuel pool for the decommissioning transition later phase. And the important technical elements and suggestions for the review of the internal flood event and the typhoon PRAs are also listed for the regulatory agency of Taiwan.

For reactor core, the results of the internal flood PRA have shown that the most important internal flood events are the flood propagation scenarios from flood zone 4I to 4H which lead to the initiating event of loss of offsite power with all AC power are unavailable.

For Spent Fuel Pool, the major risk sources may various follow by time after shutdown. For internal events, 10 years after shutdown, the main source of risk for pool boiling is the failure of the fuel pool gate, and the main risk for fuel damage is the load drop (include fuel rod and cask). For 2 years after shutdown, the main source of risk for pool boiling is loss of offsite power, and the main risk for fuel damage is the load drop.

壹、計畫目標

由於核一廠在進入除役期間後，即面臨用過核子燃料無法完全移出爐心的局面，本計畫以安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)方法，進行核一廠除役過渡階段前期(即進入除役期間後，爐心內仍有用過燃料期間)之廠內水災、颱風事件風險評估，以及除役過渡階段後期用過燃料池之風險評估。

貳、重要成果

一、完成研究報告，提出風險洞識建議或注意事項

對於爐心仍有用過燃料，廠內水災之主要風險來源為防水區 4I 之水災(因消防管路破裂)擴散至防水區 4H 導致所有 4.16 kV 匯流排均不可用(即喪失外電且所有 AC 電均不可用)，且水損後之匯流排難以在短時間內復原，但由於運轉員可用時間為 60 小時以上，故此時可考慮使用移動式救援設備(如 FLEX、B.5.b 設備)做為深度防禦之一環。彙整前兩年之成果，廠內水災事件 CDF 之整體風險占比約為 1%，如圖 1 所示；颱風事件 CDF 之整體風險占比則小於 0.1%。

對於用過燃料池(假設爐心已無用過燃料)，廠內、外事件 CDF 之風險評估結果如圖 2 所示。針對廠內事件，應注意重物掉落、燃料池閘門失效、喪失外電等肇始事件；針對廠外事件，應注意喪失外電、重物掉落(電纜熱短路引起)，以及地震造成襯板破裂池水洩漏，與喪失緊要海水系統。

本研究成果提供不同面向之風險洞識建議或注意事項，供管制單位參考，精進我國除役管制作業，有效管控我國核能電廠機組風險變化資

訊。

二、學術成就：本計畫為上個年度之延續計畫，去年研究成果已於 108 年行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表會，發表 1 篇研究論文。

參、展望

國際上常用之人為可靠度評估方法多適用於功率運轉期，或低功率/停機大修期，對於反應器永久停機但爐心尚有燃料之狀態(此時非 LOCA 條件下，運轉員有十分充裕的時間進行事故後之救援操作)其人為可靠度之誤失機率則沒有相關之評估方法，未來可針對此情況進行相關研究，如針對人因特性因子(performance shaping factor, PSF)進行權重評估，以降低人為可靠度誤失機率之不準度，使評估結果能更精確反應電廠風險輪廓。另外，FLEX 設備相關運轉經驗數據目前仍待蒐集，且使用移動式救援設備步驟之 HRA 方法論亦有待進一步精進。

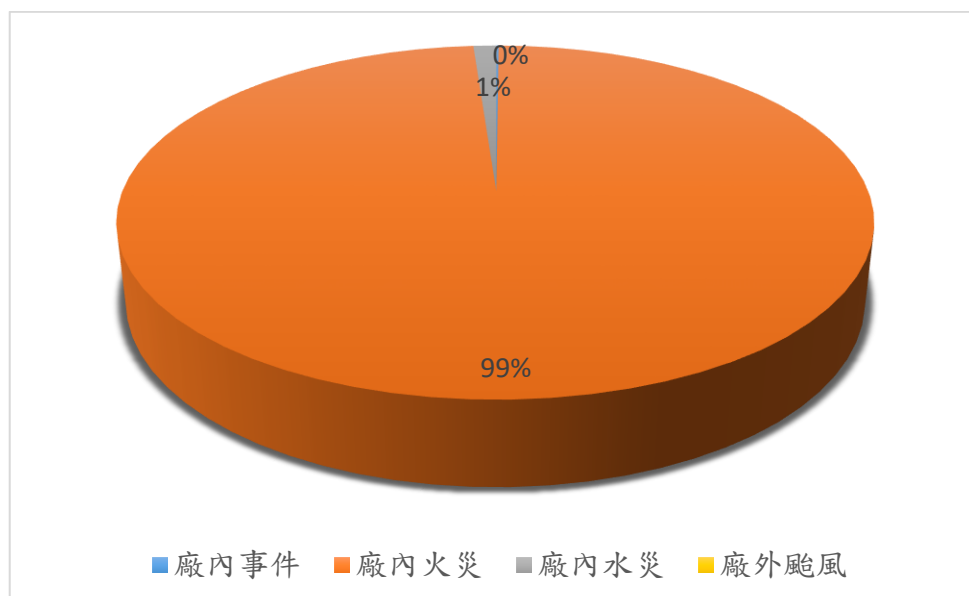


圖 1 核一廠除役過渡階段廠內、廠外事件爐心之風險評估結果(以 CDF 為例)



109

行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

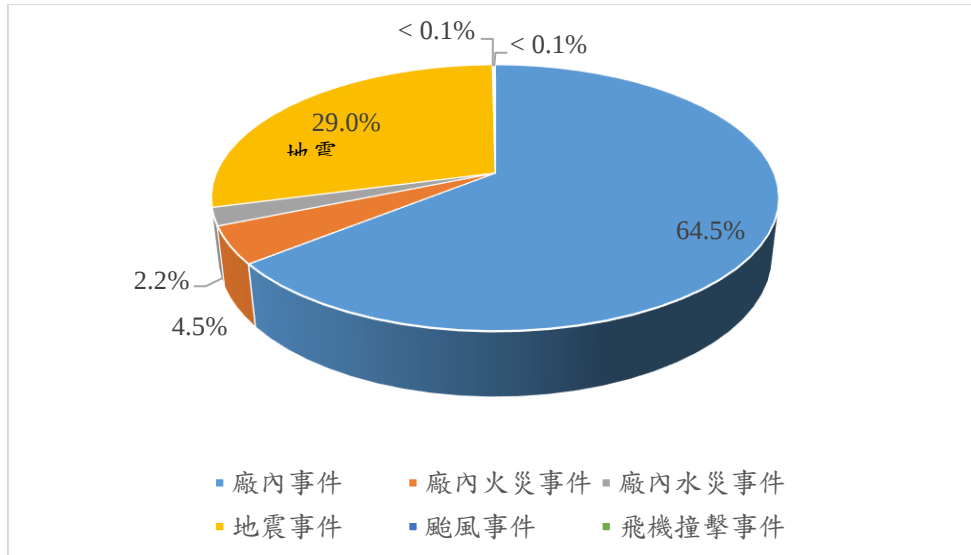


圖 2 核一廠除役過渡階段廠內、廠外事件用過燃料池之風險評估結果
(以 CDF 為例)

109 年度核電廠除役期間除污策略技術彙整與安全評估及相關特性分析
Technologies and Strategy of Decontamination, and Safety Assessment and
Characterization Analysis for Nuclear Power Plants during Decommissioning
(計畫編號：AEC109008)

許文勝¹ 歐陽汎怡² 林明緯² 葉宗洸² 王本誠² 李進得¹ 楊融華³

¹ 清華大學原子科學技術發展中心 ² 清華大學工程與系統科學系

³ 清華大學能源與環境研究中心

核一廠在預備進行廠房、系統及設備的拆除作業前，必須先進行除污，將其受污染表層及下方的污染物予以隔離並移除，以降低或消除公眾與作業人員的輻射曝露。為了更深入瞭解各種除污方法與技術的適用性，本計畫延續 108 年度研究主軸，持續蒐集、研讀國外電廠除污技術報告及國際案例的相關資料、有關除污技術之相關建議與決策原則並作重點彙整。研討與摘要目前主要應用於核電廠除污的各式化學與物理技術。藉由了解各項技術的運作原理、適用污染物質、適用表面材質、廢棄物管理、操作特性與除污成效等重要屬性進行彙整，使之成為審查除污技術的參考。探討各國核電廠除役過程所應用之非化學除污技術原理和優劣，針對機械、熔融、生物、複合方式等除污技術，進行彙整與分析，提供管制建議作為我國後續進行除污管制作業之參考依據並強化管制能量。

核電廠在除役階段，必須透過輻射偵檢與廠址調查來證明核電廠廠址的殘餘輻射符合廠址釋出之法規規範。MARSSIM 手冊(The Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)提供輻射偵檢規劃、

執行和評估的詳細指引。根據 MARSSIM 手冊，核電廠須依照 DQO (Data Quality Objective) 程序進行輻射偵檢規劃，並依照 DQA (Data Quality Assessment) 程序進行數據品質評估，以確保偵檢結果數據具備足夠的品質和數量。本計畫(2-2)於 109 年度研究主軸翻譯 DQA 指引文件、蒐集及研析 DQA 相關文獻，並將研析結果整理與摘述，以及彙整並提出有關輻射偵檢數據品質評估之審查要點與管制建議。

The structures, systems and components of Chin-shan Nuclear Power Plant will need to be decontaminated before dismantling, which to remove the material from areas where it is not wanted. Decontamination is used to reduce the dose that workers may receive from a component or surface, and the potential for airborne radionuclides. In order to better understand the applicability of various decontamination processes and technologies, the purpose of this project is to collect and integrate relevant information on the reports of international decontamination technologies, decommission decision and process, and the associated practices. This report aims at investigating a variety of chemical and physical technologies that have been commonly applied in the nuclear facilities and power plants for decontaminating radioactive surfaces. Through the understanding towards the working principles, target contaminants, applicable surfaces, waste managements, operating characteristics, and performance of these decontamination technologies, their properties and feasibilities are evaluated and compared as a reference for the regulatory authorities. Furthermore, in order to establish regulatory opinions of the subsequent decontamination process as the reference for regulatory agency, this study focuses on exploring the principles, advantages and disadvantages of non-chemical decontamination technology,

such as, mechanical, melting, biological and compound methods, used in the decommissioning of nuclear power plants at various countries. The results of research are to provide recommendations and regulatory decisions related to decontamination technology for AEC.

During the decommissioning phase, a nuclear power plant must demonstrate the residual radiation of the site meets the release criterion through radiation survey and site investigation. The Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) provides detailed guidance for planning, implementing, and evaluating radiological surveys. According to MARSSIM, the survey designs should use the Data Quality Objectives (DQO) Process and the survey result assessment should use the Data Quality Assessment (DQA) Process to ensure that the survey results are of sufficient quality and quantity. The purpose of this project (2-2) is conducting DQA guidance translation, collecting and integrating relevant information on the DQA-related documents, and providing review points and recommendations about DQA process to regulatory authority.

壹、計畫目標

子項計畫一：核電廠除役期間除污策略和技術彙整

本分項計畫研討並摘要美國國家環境保護局(U.S. EPA)所出版之“Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surface”報告；評析並摘要美國機械工程師學會(ASME)出版的 Decommissioning Handbook 之 Ch.17 “Decontamination” 和 Ch.13 “Decontamination Decisions and Process”，並探討各國核電廠除役過程所應用之非化學除污技術原理和優劣，針對機械、熔融、生物、複合方式等除污技術，進

行彙整與分析。同時針對以上之工作事項與除污技術，蒐集應用於國際核電廠除役除污相關的最新案例。

子項計畫二-分項 1：核電廠除役期間安全評估技術強化

本計畫目的為探討核一廠除役階段用過燃料池在嚴重事故下，燃料護套因失去冷卻造成溫度上升並導致鋁合金火災發生，以釐清核一廠用過燃料池發生鋁合金火災之時序與關鍵因子靈敏度分析，並彙整研究結果提供管制單位安全性建議，以持續強化我國核安管制能量，增進民眾對核能電廠除役安全之信心，並確保民眾生命財產之安全。

子項計畫二-分項 2：核電廠除役期間廠址取樣方法品質研析

此分項計畫目的為研究有關核電廠除役輻射偵檢作業之數據品質評估方法，包含摘譯數據品質評估(DQA)指引文件(EPA QA/G-9-2000)，蒐集並整理摘述 DQA 相關國際文獻，並提出輻射偵檢數據品質評估之建議導則供管制機關參考

貳、重要成果

子項計畫一：核電廠除役期間除污策略和技術彙整

經彙整子項計畫一研究成果，針對除污技術考量、廢棄物處理及有關環境、安全、健康的觀點，提供相關注意事項及管制建議，作為後續進行除污管制作業之參考依據並強化管制能量。

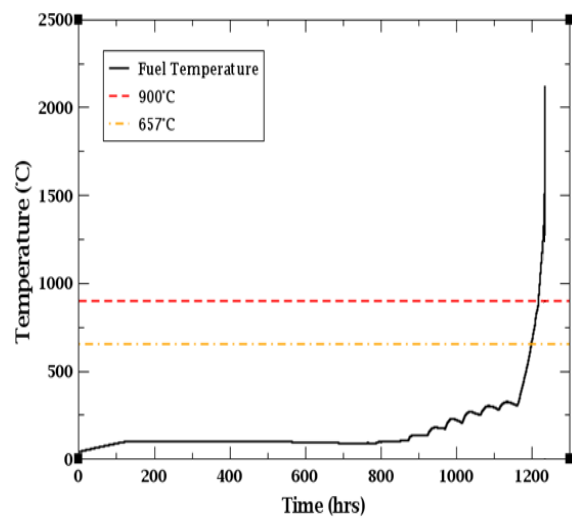
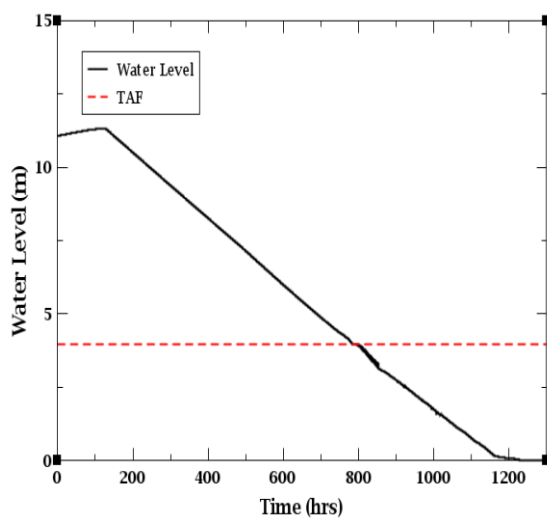
子項計畫二-分項 1：核電廠除役期間安全評估技術強化

本計畫完成蒐集國際文獻報告，研析核電廠在嚴重事故下其用過核子燃料之相關現象，並研議核一廠在除役期間用過燃料池相關安全議題，以釐清核電廠於除役階段發生嚴重事故時之時序與關鍵因子，並提出核

一廠除役期間用過核燃料池安全之管制建議供管制單位參考之依據。根據核一廠基本案例 SBO 事故分析結果中得知(表 1)，電廠於事故後 786 小時用過燃料池水位才會低於 TAF(圖 1)，在 1197 小時後用過燃料溫度上升至 Boral 熔化溫度點 657°C ，接著 1216 小時後溫升至 900°C (圖 2)，最後約 1233 小時後燃料及護套才會熔毀。因此可知以目前核一廠停機後超過 5 年，且衰變熱如此低的情況下，電廠有充分的時間餘裕來進行救援措施之施行與準備，確保電廠之安全。

表 1 核一廠 SBO 案例重要事件時序表

核一廠 SBO 案例	Time(hr)
SBO 發生	0
水位低於 TAF	786
Boral 開始溶化(657°C)	1197
銻合金火災發生溫度(900°C)	1216
燃料熔毀	1233



子項計畫二-分項 2：核電廠除役期間廠址取樣方法品質研析

1. 完成 DQA 指引摘譯，有助協助輻射偵檢或相關管制人員了解 DQA 程序之精神及內容。
2. 蒐集及摘述美國錫安核電廠有關 DQA 文獻之內容，提供實務參考。
3. 提供有關數據品質評估(DQA)相關導則建議予管制單位參考，期能精進輻射偵檢工作之數據品質。

參、展望

後續規劃以除污組件類型分類，針對除役過程之典型除污工作項目 (closed system & open system) 所採取之除污技術，及相關的廢棄物處理考量等進行國外資料蒐集與研讀，考量雷射除污技術應用於核電廠除污的優勢，亦將彙整相關資料成為雷射除污技術的管制參考，另規劃進行電化學方法應用於沸水式反應器環境下不銹鋼表面的除污技術之開發研究，以提昇國內的除役技術研究能量，並培養未來電廠除役作業相關的專業技術與管制人才。

根據我國能源政策，核二廠運轉期限到期後將進入除役階段，後續規劃建立核二廠評估模式，並將本計畫培育之技術能力與團隊貢獻於即將面對之核電廠除役階段安全評估與相關審查作業，以提昇國內的除役技術研究能量

放射性物質生產設施除污及除役規劃暨安全審查技術研究

Studies on radiation protection aspects in decontamination and
decommissioning of radioisotope production facilities

(計畫編號：AEC109019)

許榮鈞¹ 高潘福² 房博文¹ 謝澄憶¹ 王冠文¹

¹國立清華大學核子工程與科學研究所 ²中山醫學大學附設醫院核子醫學科

目前國內共設有 13 部迴旋加速器放射性物質生產設施，其粒子能量介在 9.6-30 MeV 之間，且其中過半數設施自投入營運迄今已逾 15 年。由於迴旋加速器生產設施在運轉過程中因核反應誘發二次中子生成，二次中子輻射再造成迴旋加速器本體、屏蔽或建築物結構體等不同程度的活化。隨著設施建物或加速器本身逐漸接近使用生命規劃週期，終將面臨永久停用問題，關於放射活化殘存量評估技術及設施除役技術將是未來管制的重點，國內有必要逐步建置生產設施除役相關導則與技術建議。本計畫針對國內迴旋加速器放射性物質生產設施進行運轉歷程調查、放射性活化評估與量測驗證，據以提出除役計畫撰寫導則建議與除役輻射安全審查導則建議。其中放射性活化評估使用先進的蒙地卡羅模擬分析，依設施參數調查結果，用以模擬評估加速器設施之放射活化污染潛勢情形，據以探討加速器組件、設施周遭介質與建物結構體等的活化影響。

At present, there are 13 cyclotron-based radionuclide production facilities in Taiwan, whose particle energies are between 9.6-30 MeV, and more than half

of them have been in operation for more than 15 years. Secondary neutrons are generated through nuclear reactions during the cyclotron operation and those secondary neutrons potentially induce material activation in the cyclotron body and shield structure to varying degrees. As many of these facilities are approaching the end of their lifetime, studies on radiation protection aspects in decontamination and decommissioning of radioisotope production facilities are deemed to be important and necessary for both the facility owners and regulatory agencies. The project aims to collect the operation history, to quantify the potential of material activation, to develop verification techniques for decommissioning of domestic cyclotron facilities. Assessment of radioactive residual activities in materials around the cyclotrons is the focus of this project. In addition, related guidelines and technical recommendations supporting for decommissioning activities will be proposed, including decommissioning planning strategies, assessment, and measurement of radioactive residual activities, etc. According to the survey result of machine specifications and technical parameters, advanced Monte Carlo simulation codes were used to predict the magnitude and trend of material activation for domestic cyclotrons. The results and experience obtained in this study will be beneficial to all parties involved in decommissioning of radioisotope production facilities.

壹、計畫目標

本研究旨在探討國內 13 部迴旋加速器放射性物質生產設施在運轉時的二次中子特性，及運轉後加速器本體、屏蔽或建築物結構體等活化狀況的評估，利用設施參數調查的結果設計有／無自屏蔽兩種不同的設施模型，如圖 1 及圖 2 所示，以及 2 小時／1 年兩種不同的照射時間條件，共

計四種不同條件所造成的活化狀況分析，將作為未來提出除役計畫撰寫導則建議與除役輻射安全審查導則建議的根據。

貳、重要成果

- 一、針對迴旋加速器活化分析相關之國際文獻已收集 27 篇論文與 12 篇報告，文獻包括 10~30MeV 加速能量之設施，包括有無自屏蔽設計二種，彙整資料有利於國內不同屏蔽設計之設施依循參考。收集之文獻的分類著重加速器機型、加速能量、以及有無自屏蔽，探討重點包括設施使用年限、射束損失量、除役過程之關鍵任務、活化物產出之分析以及量測方法等，本團隊設計了適當的資料架構分類彙整相關文獻，有利於未來取用參考。
- 二、針對諸經驗國對於類似設施除役之管制與要求相關之文獻已收集近 10 篇，資料來源包括日本、澳洲、及歐盟國家，本團隊選擇以處理經驗或導則以及法規管制要求兩大面向來探討與說明，彙整內容請參閱期末報告 4.2 節。
- 三、針對國內 13 座迴旋加速器放射性物質生產設施之建造與運轉歷史，本團隊尊重各設施的配合調查意願，已於本年度蒐集到絕大部分設施的設備特性與運轉歷史資料，包括各設施運作對應靶號、生產核種、靶體材料、靶窗材質、靶窗厚度、靶電流、照射時間與生產活度等資訊，並歸納建立基礎資料庫，未來可視案例需求直接與蒙地卡羅模擬分析連結。
- 四、蒙地卡羅方法於加速器活化分析技術建立包括下列六個項目：中子產率驗證、核種活化驗證、劑量評估驗證、中子產率/中子劑量與氬

-18 產率關聯性驗證、無自屏蔽迴旋加速器設施活化分析、有自屏蔽迴旋加速器設施活化分析。本年度主要工作在於建立與測試 FLUKA 運跑環境，提高對於 FLUKA 程式使用的掌握度，利用重現文獻中的計算結果，確保在模擬時的物理模型參數選擇之正確性。本年度已完成中子產率、核種活化與劑量評估等三項基本驗證工作，並成功建立氟-18 核種產率(設施有詳細的紀錄資料)與二次中子產生(設施活化的來源)的關聯性，並延伸探討了二者關係隨入射質子能量變化的趨勢，可作為未來分析案例的基礎與參考。本研究同時也建立了二種迴旋加速器放射性物質生產設施(無自屏蔽加速器設施及有自屏蔽加速器設施)的參考模型(圖 1)，完成比較此二種設施周遭中子分布的特性(圖 2)，並評估此二種設施加速器組件與其建物混凝土活化的特徵分析(圖 3-5)，成功達到計畫設定目標。

五、關於蒙地卡羅模擬參數的靈敏度分析，本研究探討的參數包括射束能量、照射時間、靶材種類、靶材厚度、自屏蔽的有無、以及混凝土中雜質濃度等面向的影響。詳細分析結果如 4.5 節介紹，內容包含靶材厚度對 $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ 反應截面的影響、靶材厚度對氟-18 產率的影響、 $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ 反應截面與 $^{18}\text{O}(p,xn)$ 反應截面的關係、FLUKA 中 $^{18}\text{O}(p,xn)$ 反應截面與 TENDL-2019 的比較、 $^{18}\text{O}(p,xn)$ 中子產率與能量的角度依存性、二種設施運轉期間之中子分布狀況、加速器組件的活化狀況、混凝土塊材與混凝土中雜質的活化。

六、本計畫規劃之教育訓練已於 109 年 11 月 25 日於新竹國立清華大學順利舉辦，課程內容設計由淺而深，先針對蒙地卡羅的基本原理與應用作簡介、接續 FLUKA 的基本使用介面與電腦操作、說明本

研究收集之設施活化相關文獻與本土設施運轉資訊、最後透過上機實作提供與會人員實際瞭解本研究建立之蒙地卡羅模擬技術。

參、展望

本研究統整國內 13 部迴旋加速器放射性物質生產設施及設計及運轉歷史，據以提出可兼容國內現有設施之模型，本年度將實際投入實驗量測驗證模擬之正確性，並在完成相關驗證後建立除役計畫撰寫導則建議與除役輻射安全審查導則建議，供主管機關及相關從業人員參考。

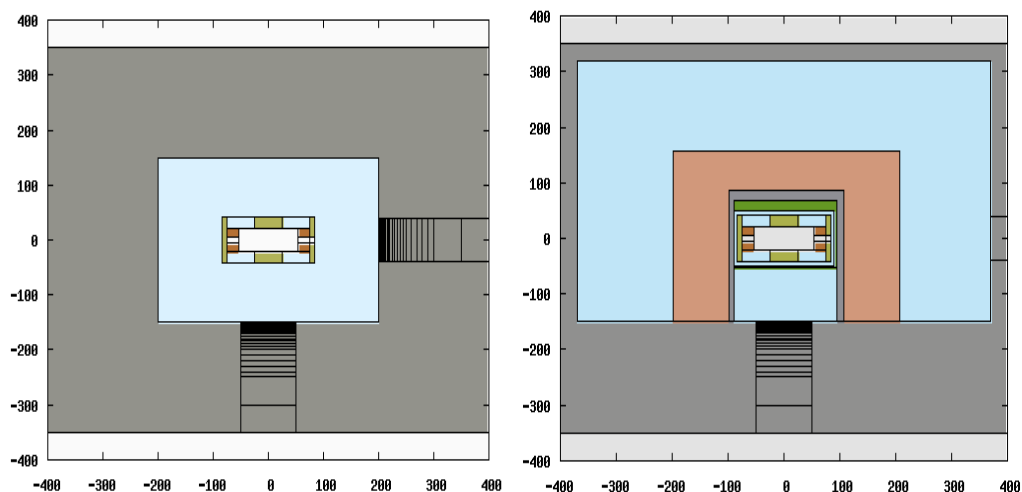


圖 1 設施模型：無自屏蔽設計(左)、有自屏蔽設計(右)

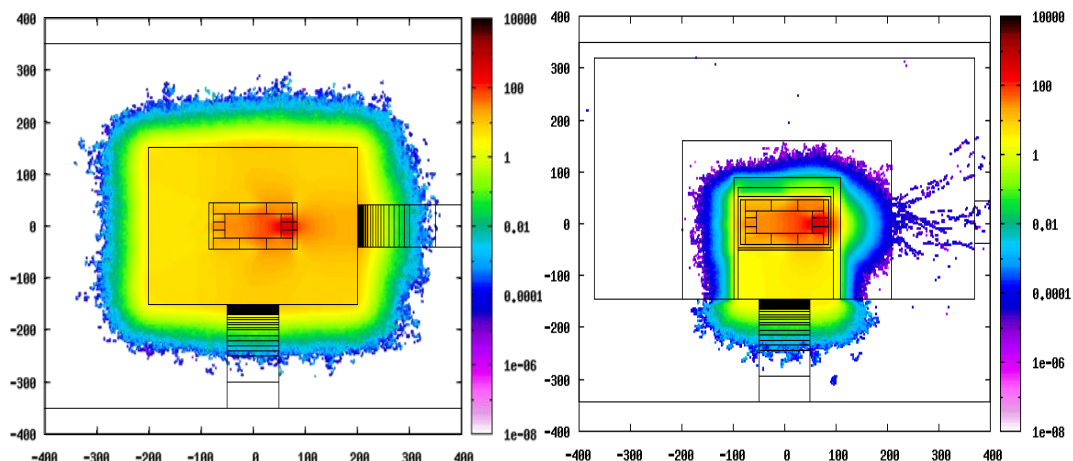


圖 2 設施運轉時的二次中子分布：無自屏蔽(左)、有自屏蔽(右)

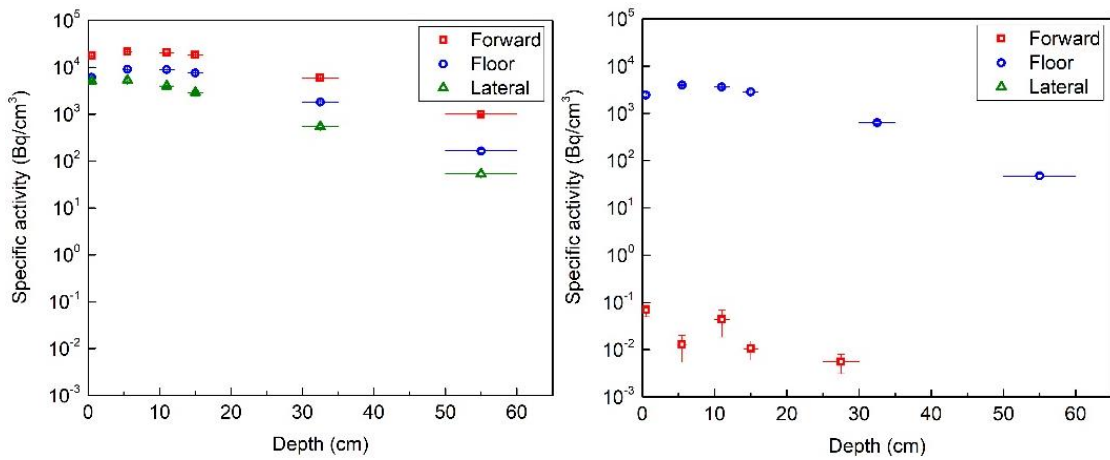


圖 3 設施運轉 2 小時後之混凝土活化：無自屏蔽(左)、有自屏蔽(右)

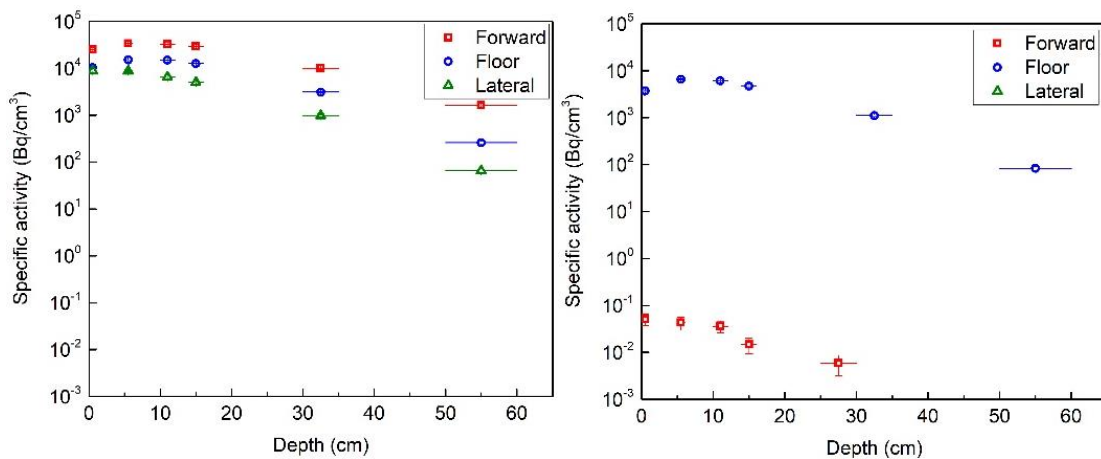


圖 4 假設持續運轉 1 年之混凝土活化：無自屏蔽(左)、有自屏蔽(右)

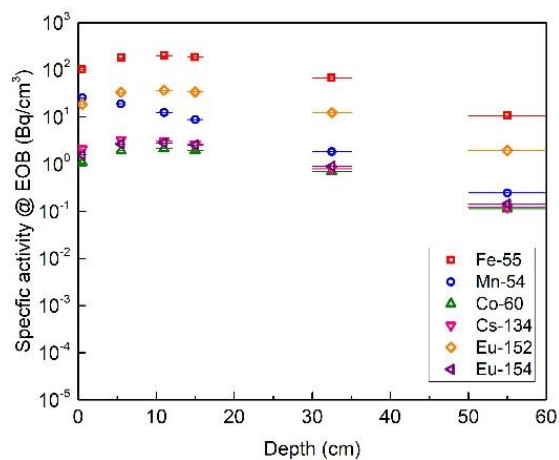


圖 5 無自屏蔽設施之混凝土內重要雜質活化情形(假設持續運轉 1 年)

109 年室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之審驗技術與案例研析

Verification Methodologies and Case Studies for Indoor Dry Storage
Facilities Loaded with Mixed Types of Casks

(計畫編號：109FCMA001)

許榮鈞¹ 曾永信² 賴柏辰¹

¹ 國立清華大學 核子工程研究所 ² 國立清華大學原子科學技術發展中心

為持續精進用過核子燃料中期貯存之管制技術，本研究深入探討一大型室內乾式貯存設施裝載兩種不同型態護箱時之輻射屏蔽與熱傳特性。研究中假設一大型混凝土乾貯廠房，兩側分別容納 60 組金屬護箱(以 HI-STAR 100 為例)與 60 組混凝土護箱(以 HI-STORM 100 為例)，藉以探討大型單一設施貯存不同類型乾貯護箱的輻射屏蔽與熱傳特性，強化國內自主平行驗證與安全審驗技術。針對前述的目標，基於參考文獻與專家經驗，本研究建立一個假想設施計算模型，並從輻射屏蔽與熱傳的觀點進行深入評估，研究主軸包括(1)國際室內乾貯設施輻射屏蔽與熱傳設計相關管制要求資訊蒐集研析、(2)乾貯地上建物設施與貯存護箱輻射屏蔽與熱傳評估模式建立、(3)單一設施貯存不同類型護箱，以及異常或意外事件情境之輻射屏蔽與熱傳案例評估與影響效應研析、(4)研提室內乾貯設施輻射屏蔽與熱傳分析審查重點或注意事項。本研究計畫執行所獲致的成果與經驗將有利於精進國內用過核子燃料室內乾式貯存設施審驗技術。

In order to continue improving the regulatory management technology of

spent nuclear fuel interim storage, this study explored the radiation shielding and heat transfer characteristics of a large indoor dry storage facility when two different types of dry storage casks are loaded. The facility considered in this study was a big concrete building loaded with 60 HI-STAR 100 metal casks and 60 HI-STORM 100 concrete casks. The characteristics of radiation field and temperature distribution around the facility were examined in detail in order to establish and improve parallel verification methodologies for upcoming safety review of a similar facility in the Chinshan nuclear power plant in Taiwan. To achieve the project goals, this study established a hypothetical facility model and evaluated it from radiation shielding and heat transfer point of views. The research content in each technical area included: (1) collecting information on the design and regulatory requirements of international indoor dry storage facilities, (2) establishing calculation models for the hypothetical facility with two types of cask, (3) evaluating the characteristics of radiation field and temperature distribution of the hypothetical facility under normal and abnormal conditions, and (4) summarizing the research results and proposing guidelines or recommendations for reviewing related safety analyses. The results and experience obtained from this project facilitate the progress of indoor dry storage program of spent nuclear fuels in Taiwan.

壹、計畫目標

本研究規劃一假想大型室內乾式貯存設施並進行輻射屏蔽與熱傳特性，藉此獲得持續精進用過核子燃料中期貯存管制技術所需之案例分析經驗。本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書及各項公開資訊，輔以瑞士 ZZL 與英國 SZB 設施之各項設計資訊，

規劃一混和使用 HI-STAR 100 與 HI-STORM 100 兩種型式護箱裝載逾 8000 束用過核子燃料之假想室內乾貯設施並，探討兩種護箱在不同列置或搭配參數下對前述技術領域之影響；計畫研究標的假想設施與兩種護箱模型如圖 1 與圖 2 所示

貳、重要成果

一、子項計畫 1：「室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型之輻射屏蔽評估研究」

(一) 針對金屬護箱(HI-STAR 100)與混凝土護箱(HI-STORM 100)各別進行完整表面劑量率分析。HI-STAR 100 護箱側邊表面劑量率以加馬射線為主要貢獻，屏蔽分析需特別注意護箱側邊上下兩端(無中子吸收材區域)的劑量率；HI-STORM 100 護箱側邊表面劑量率以加馬射線為主要貢獻，劑量率在護箱進(下)出(上)氣口處較高。

(二) 針對標的設施模型進行不同迷道設計的探討(圖 3)，結果可用於優化迷道設計有效降低此一項目的場外輻射貢獻。進出氣迷道設計對於室內乾貯設施的屏蔽設計相當重要，迷道輻射滲流的遷移計算相對困難，且必須考慮不同進出氣通道的特性與限制，不同迷道設計的遮蔽效果建議納入整體建物屏蔽設計。針對 2 種類型之護箱以 2 種不同排列型式在混凝土建物與金屬建物內貯存之情節，共完成 4 種組合之設施周遭中子與加馬射線劑量率分析。特定建物不同護箱排列方式的探討可以參考不同護箱完整表面輻射特性的資料，此一數據有利於後續設施整體與場外劑量率分

布的探討(圖 4)。

二、子項計畫 2：「室內乾貯設施建物型式與貯存護箱類型對熱傳功能之評估研究」

(一) 針對正常貯存中，護箱列置方式、間距與護箱比例等參數進行探討後發現，將各式參數對金屬護箱與混凝土護箱之影響加以分級，並針對所需技術重點與管制重點進行檢核(如表 1)。其結果確認，設施貯存多種護箱所需之分析技術與貯存單一護箱並無差異，透過方法論的規劃與保守參數的組合即可達成分析目的。而在管制重點的部分，可確認各項參數對於熱流雖有不同程度之影響，但仍透過既有審查導則進行管制與規範。

(二) 圖 5 顯示設施中不同列置方式對護箱移熱能力之影響。圖 6 顯示設施中金屬護箱(左)與混凝土護箱(右)遭遇絕熱案例之元件升溫趨勢。經檢視熱流分析之事故類型後可以確認，室內乾貯設施熱流分析中較為嚴苛之事故案(例如火災、水災以及絕熱案例)往往皆以護箱表面作為邊界條件，故單一設施中裝載異種護箱僅會的此事故的初始條件造成影響，而無需顧慮單一設施中不同護箱彼此間交互作用對分析技術所造成的影響。

參、展望

本研究團隊藉由國際間設施資訊的研析、乾貯護箱輻射與熱傳分析模式的建立、以及假想設施案例的探討，逐步精進國內用過核子燃料室內貯存設施安全分析所需必要技術，對於我國未來室內乾貯設施申照審查與分析驗證可提供堅實技術支援。

表 1 熱流參數對分析技術與管制要點之匯整

狀態	護箱類別	護箱間距	護箱列置	迷道設計	護箱比例	廠房類型	技術重點
正常貯存	金屬護箱	中	低	低	低	高	BC 設定
	混凝土護箱	低	低	低	低	高	
異常事件	金屬護箱	中	低	低	低	中	BC 設定
	混凝土護箱	低	低	低	低	中	
意外事故	金屬護箱	低	低	低	低	中	IC 合適性
	混凝土護箱	低	低	低	低	低	
管制重點	依審查導則 管制	作業程序 合適性	具彈性， 可依屏蔽 需求規劃	具彈性， 可依屏蔽 需求規劃	方法論檢 視護箱邊 界代表性	具彈性， 可依結構 分析需求 規劃	<u>現有審查 導則已有 對應管制 條文</u>

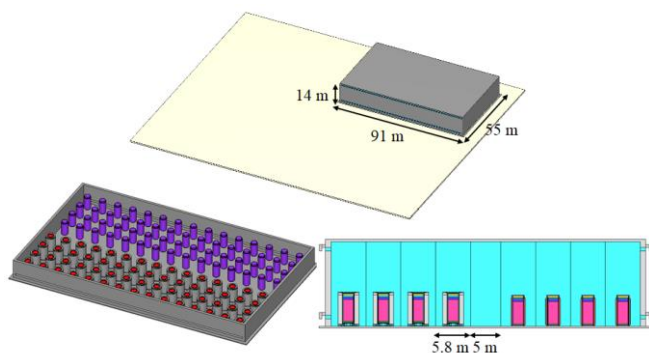


圖 1 假想乾貯設施示意圖

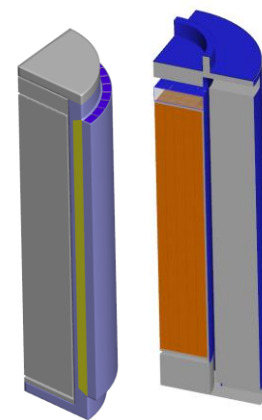


圖 2 兩種選定之護箱模型

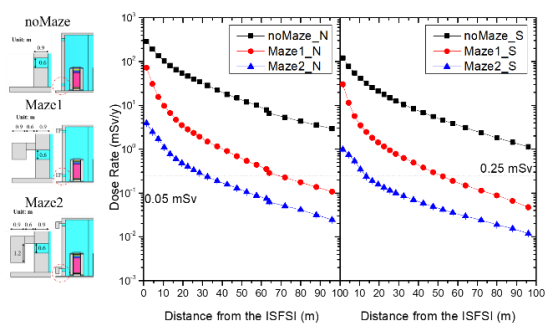


圖 3 設施迷道設計之影響

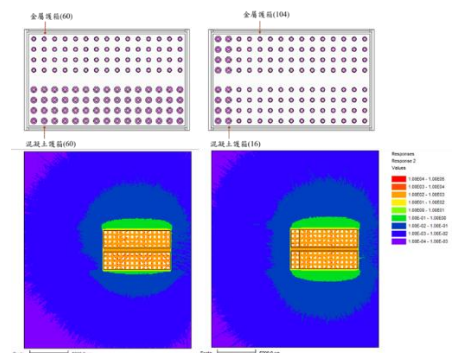


圖 4 設施搭載不同護箱配置之劑量分布

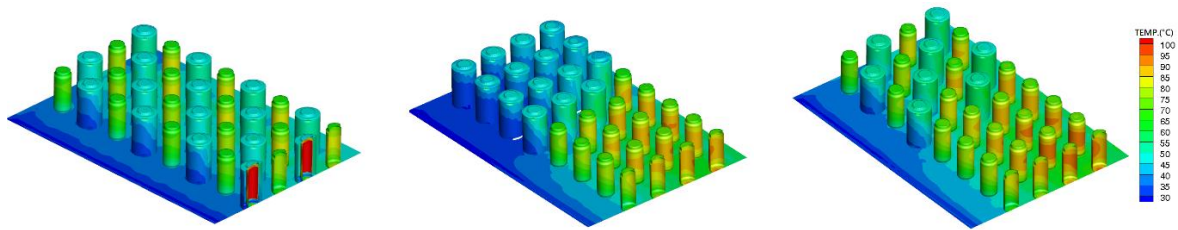


圖 5 設施中不同列置方式對護箱移熱能力之影響

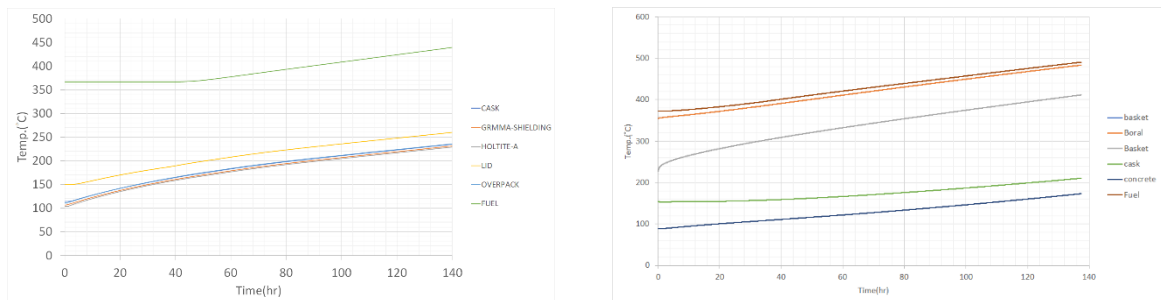


圖 6 設施中金屬(左)與混凝土護箱(右)遭遇絕熱案例之元件升溫趨勢

109 年除役作業場所輻射分析之審查技術研究

Research on the review technology of radiation analysis of decommissioning workplaces in 2020

(計畫編號：AEC109004)

劉鴻鳴 許芳裕 趙得勝

國立清華大學原子科學技術發展中心

本計畫針對「除役作業場所輻射分析之審查技術」進行相關研究，今年度主要包括兩個部分：1.難測核種比例因數評估、以及 2.最終狀態偵檢之獨立確認調查程序及方法。

難測核種活度的比例因數會隨設施而異，因此如何合理、正確的評估與決定比例因數是除役過程中輻射偵檢與場址特性調查極為重要的工作。本計畫彙整國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況，並且參考國際文獻，分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應用實例說明及提出審查導則建議。此外，獨立確認調查是重要的品質保證步驟，可確保除役廠址可符合釋放標準。獨立確認調查除了可約束設施經營者嚴謹地執行最終狀態調查計畫的要求與承諾之外，也可大大提升管制機關的公眾信譽。本計畫針對除役核電廠之獨立確認調查的執行策略、程序與方法進行研析，藉此建構國內確認調查的流程並提出確認調查的管制及視察建議。

This project conducts related research on the "Examination technology of radiation analysis in decommissioning workplaces". This year it mainly includes two parts: 1. evaluation of the Scaling factors of difficult-to-measure nuclear species, and 2. independent confirmation investigation procedures and methods of final state survey.

The scaling factors of difficult-to-measure nuclear species will vary with facilities. Therefore, how to make a reasonable and correct assessment and decision is a very important task for the radiation analysis and site investigation during the decommissioning process. This project referred to the international literature, and integrated both of the existing foreign/domestic technology, and also analyzed and summarized the evaluation methods, selection strategies, application examples, and review guidelines for difficult-to-measure nuclear species in decommissioning operations of nuclear power plants. Independent confirmation survey is an important quality assurance step, which can ensure that the decommissioned site can indeed meet the release criterion. Through the implementation of independent confirmation survey, in addition to keep the licensee strictly implementing the requirements and commitments of the final status survey plan, it can also greatly enhance the public reputation of the regulatory agency. By means of extensive technical documentation collection and review, this research has thoroughly explored the implementation strategies, procedures and methods of the independent confirmation survey for decommissioning nuclear power plants. It is expected to be useful for the inspection and regulation of independent confirmation survey for domestic decommissioning nuclear power plants

壹、計畫目標

核子反應器設施之除役於取得主管機關核發之除役許可後，最長可達二十五年。針對核電廠除役所進行之輻射分析與技術建立，為初期除役工作階段的關鍵技術之一，分析調查結果不僅可用於提供執行除役期間工作人員劑量評估參考、決定採取何種改善行動、估算除役成本及進行除役運作與意外狀況所造成的影響評估等。

主管機關針對除役作業場所輻射分析之相關報告將進行審查，以保障工作人員的輻射安全。延續去年針對 MARSSIM 相關的偵檢儀器特性評估、以及物質與設備的偵檢設計與審查導則之研究(MARSAME)後，今年將針對(1)核電廠廠址除役時輻射偵檢之難測核種比例因數相關評估技術，以及(2)除役核電廠最終狀態偵檢之獨立確認調查程序進行研究，以精進審查技術。

貳、重要成果

本計畫針對兩個主要研究項目的重要成果說明如下：

- 一、在難測核種比例因數的評估方面，本計畫完成彙整與探討國外現存難測核種的分析技術，包括國際上現存的化學分離方法與量測儀器之概況、以及不同廢棄物型態樣品的化學處理方式、分析技術可達到的低限值等。此外，亦與國內相關實驗室進行交流討論，了解國內實驗室之難測核種分析技術現況。完成研析共計 15 個國際上難測核種比例因數評估之應用案例，包括不同因素對比例因數的影響(A 類案例)、核種分類與易測核種的選定(B 類案例)、以及比例因數相關性評估與適用性探討(C 類案例)等。此外，本計畫亦參考 ISO

及 IAEA 相關報告，分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略，彙整相關結果，並提出難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議。

二、在最終狀態偵檢之獨立確認調查研究方面，本研究深入地分析獨立確認調查的策略，包括：過程中視察輔助措施、調查範疇、調查驗證比例、調查單元篩選標準、調查偵檢、第三方驗證機構合作機制、確認調查偵檢技術、以及品保方案等。此外，為了瞭解獨立確認調查的實務細節，本研究也廣泛地分析美國 ORISE 第三方驗證機構針對各除役核電廠所執行的獨立確認調查案例，藉此更深入地瞭解第三方驗證機構執行獨立確認調查的實務細節。有鑒於過往國內並未有實際執行獨立確認調查的經驗，本研究也針對第三方驗證機構所需建立的數據品質目標及品保制度進行研析，同時也歸納獨立確認調查的建議做法與經驗回饋，期可藉此做為國內建立第三方驗證機構的重要參考。

最後，本研究並將研發成果辦理教育訓練課程(研討會形式，如附圖)，希望可以透過持續性的讀書討論會、技術問題的交流會談、研討會的舉辦，來達到人才培育及教育訓練的目的。

參、展望

核電廠除役的執行期程長達 25 年、牽涉的技術層面也相當廣泛，因此業者與管制單位應持續性的進行意見交換，並針對必要的除役技術深入且不間斷的研究、同時進行人才培育，才有可能讓除役工作順利完成。除此之外，除役作業必須要能取得一般民眾的信賴，盡早建立國內獨立的

109 行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

平行驗證或第三方驗證機構，也才能讓除役作業更透明、更能取信於民。



附圖、核電廠除役輻防管制技術研討會

109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能之管制技術研析

109th-year Research Project- A Study on Structural and Material Performance
of Drystorage Cask Systems and the Regulator Compliance

(計畫編號：109FCMA002)

張惠雲

國立高雄大學土木與環境工程學系/國立中興大學土木工程系

台灣核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照已陸續屆期，核電廠將邁入除役階段。用過核燃料乾式貯存設施是核電廠除役的必要設施。用過核燃料必須先移出反應爐與燃料池，改放於乾貯設施中，之後才能依序繼續拆除燃料池與反應器廠房等。熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素之一，而乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響，特別是材料劣化與溫度相依之問題。

本委託計畫「109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能之管制技術研究」，即針對 (1)國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2)乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3)國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範，與(4)國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。本計畫研究所獲成果將有助於提升國內用過核燃料乾式貯存設施之安全管制技術，與強化相關設計審查作業。

The operation license of Taiwan 1st nuclear power plant has expired since Dec 2018 and the others will expire by 2025. The plants are moving onto the

phase of decommissioning, and spent fuel dry storage systems are essential to the decommissioning procedures. Namely, the fuel needs unloading and removing from the reactor and pool. After that, the emptied pool can be used for dismantling of the reactor, pool and reactor building. Heat removal greatly affects the safety of the spent fuel dry storage system, and the ventilation plays a key factor in the long-term integrity of the structures and components, especially in view of materials deterioration and temperature dependence.

The 109th-year research project is to conduct a study on structural and material performance of drystorage cask systems and the regulator compliance. The study collects and analyzes the techniques for evaluating the ventilation performance of drystorage cask systems, factors affecting the material deterioration of the systems, industrial specifications for material properties, and characteristics of different drystorage cask systems and safety regulations. The results obtained will help develop advanced safety regulation for drystorage cask systems in Taiwan and improve the design review and management techniques.

壹、計畫目標

台灣電力公司三座核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照陸續屆期，邁入除役階段。用過核燃料乾式貯存設施是核電廠除役的必要設施。熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素之一，而乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響，特別是材料劣化與溫度相依之問題。在上述背景下，本計畫研究因此針對(1)國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2)乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3)國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範，與(4)國際間乾貯護箱

系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。本計畫研究所獲成果，將應用於提升國內用過核燃料乾式貯存設施安全管制技術，與強化台灣未來相關貯存設施之安全設計審查與營運管理計畫。

貳、重要成果

一、國際間乾貯護箱分類

用過核燃料的貯存容器可以分成金屬護箱，與（不銹鋼）密封鋼桶，其外加之混凝土護箱，提供遮蔽與輻防等功能。德國與日本過去因為核燃料再處理，採用運輸與貯存兩用功能之金屬護箱，但燃料再處理已非主流趨勢。

二、被動式建築通風設計

從日本，德國與英國的設計審查案例可知，室內乾貯設施採用被動式通風設計已為目前國際所共同認可之標準。參照日本機械學會(JSME)規範，正常狀態下護箱周圍空氣設計基準溫度可設定為 45°C，而混凝土結構設計基準溫度為 65°C。

三、護箱與乾貯系統安全

如表 1 所示，對乾貯設施基本安全功能之維持，護箱主體尤為重要。特別是因為護箱除熱性能之衰減，可能是反映內部貯存之用過核燃料之長期完整性已有所改變。值得注意的是，表 1 所標示之重要程度分級僅為一個參考範例，而老化機制對貯存及運輸之重要程度可能有所不同。

四、室內貯存與護箱監測

除環境輻射監測，金屬護箱須進行內部壓力監測，與護箱表面溫度

監測，藉以避免封蓋的螺栓與密封件之熱力疲勞等問題。無論金屬或混凝土護箱，室內貯存者應於建築物出入氣口進行溫度監測，藉以偵測護箱系統之異常狀態或意外事故。

表 1 乾貯護箱系統元件之老化機制* (本計畫編譯重製)

來源	老化機制	重要程度	
		貯存	運輸
容器			
銲接密封(鋼)筒			
化學作用	大氣腐蝕	高	中
	水性腐蝕：全面、局部（孔蝕、間隙腐蝕）、應力腐蝕破裂、電腐蝕	高	中
栓接(金屬)護箱			
熱與物理作用	彈性密封條脆化	低	低
	密封件與螺栓之熱力疲勞	中	高
輻射	彈性密封條脆化	低	低
化學作用	大氣腐蝕（含近海環境）	高	中
	水性腐蝕：全面、局部（孔蝕、間隙腐蝕）、應力腐蝕破裂、電腐蝕	高	中
填充氣體			
熱與物理作用	穿過密封(鋼) 桶壁擴散	N/A	高
輻射	N/A	N/A	
化學作用	N/A	N/A	

*WASSC/TRANSSC joint working group, “Methodology for a Safety Case of a Dual Purpose Cask for Storage and Transport of Spent Fuel”, Report, 2011-2013.

參、展望

乾貯設施之設計審查應根據最新的知識與創見，並隨法規和技術之演變定期重新評估，以確保相關設計與維運作業能與時俱進。如美國技術文件 ISG-3 所建議，應考慮加強申照者對設計考慮外的事件(events)具有識別能力。另外 NUREG-2152 建議，CFD 分析應對護箱出、入氣口的氣

流壓力詳加設定，而國內最近的風洞實驗亦觀察到外風速對護箱除熱有所影響。建議未來可針對本土環境因子與工程材料特性，進一步研究。

核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

Research on the radiation safety management and planning technology for
decommissioning of nuclear power plants

(計畫編號：AEC109003)

黃珏吉 梁鑫京 林聰得 許玉霞

核能研究所

因應未來核電廠陸續除役，需研析核電廠除役相關安全管制技術，並吸收核電廠除役國際經驗，發展完整之大型核設施除役規劃及管理技術，其中包括防護措施的適用性分析、核電廠除役之輻射潛在意外事件蒐集分析及應用對策研擬等議題。本計畫執行「輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究」、「精進除役期間輻射管制技術之研究」、「除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練」等研究，研究成果可應用於支援輻射場域環境參數取樣與監測任務施行，減少危險場域作業之人員體外曝露危害、協助主管機關執行於除役階段之輻射安全管制及提供主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考，以確保核電廠除役過程之輻射安全。

Due to the decommissioning of nuclear power plants in the future, it is necessary to develop safety control technologies related to decommissioning of nuclear power plants, and to learn the international experience of nuclear power plants decommissioning to develop complete decommissioning planning and management technologies for large nuclear facilities. The project includes the

analysis of the applicability of protective measures, the collection and analysis of potential radiation accidents during decommissioning, and the study of the application of countermeasures. In this project, we conducted research on "development of radiation dose reduction technology and application of smart technology", "research on improving radiation control technology during decommissioning", and "establishment and training of radiation detection report review technology during decommissioning". The research results can support the sampling of environmental parameters at radiation sites, and to reduce the exposure hazards to personnel working in hazardous sites. In addition, the research will assist the authorities in implementing radiation safety control during the decommissioning phase, and provide a reference for the authorities to review the design and results of the decommissioning radiation detection of facilities in the future to ensure radiation safety during the decommissioning process of nuclear power plants.

壹、計畫目標

為落實除役期間各階段之輻防管制工作及輻射防護作業，並完備防護措施與技術能力，以保障輻射工作人員，應精進輻射安全管制技術，其中包括防護措施之適用性分析、核電廠除役之輻射潛在意外事件蒐集分析及應用對策研擬等，以提昇國內輻射防護與管制技術，並強化核設施除役之輻射安全。針對上述目標，本計畫之具體執行項目為：輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究、精進除役期間輻射管制技術之研究及除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練。

貳、重要成果

本研究計畫之重要成果與學術成就如下：

一、研發成果重要貢獻

於「輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究」完成載具之智慧自走可行性與應用範疇評估，本計畫開發之載具(如圖 1)藉由同時使用多種不同環境感測模組搭配機械視覺輔助，透過人工智慧計算規劃路徑(如圖 2)，使其具有區域導航自走能力，並適用於各種危害環境偵測，且透過任務需求指令設定，可自動接近或遠離危險物與障礙，進而減少人員曝露於危險環境，亦可找出最佳運行或撤離路徑，執行自主探索與偵測空間輻射劑量。此外，完成污染區載具防污技術研究，在輻射場域施行 500 次循環充放電程序中，受測鋰電池輻射累積劑量約計 2×10^7 rad，且由實測資訊中發現單鋰電池芯在此輻射環境及充放電條件下，亦可維持有 84.4% 之電池容量率(如圖 3)，此顯示單鋰電池芯在輻射場域應用中，與一般室內場域應用差異性不大，且符合 IEC62620 規範定義二次鋰電池(可重複充放電)經 500 次循環充放電測試後，仍需有 60% 以上的電池容量率之規定。

於「精進除役期間輻射管制技術之研究」完成研析 Dresden Nuclear Power Station 2&3、Duane Arnold Energy Center 以及 James A. Fitzpatrick Nuclear Power Plant 等三個電廠違反視察程序書「Inspection Procedure (IP) 71124.01 - Radiological Hazard Assessment and Exposure Controls (放射性危害評估與曝露管制)」以及「Inspection Procedure(IP) 71124.02 - Occupational ALARA Planning and Controls(職業合理抑低計畫與管制)」之案例，藉由探討國際停機過渡階段危害鑑別與輻射防護措施需求方案

與違規案例，可供作主管機關執行核電廠之輻射安全管制之參考。

於「除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練」研析美國環保署於EPA QA/G-9報告所發展之5步驟數據品質評估(Data Quality Assessment, DQA)程序，並以美國 MARSSIM 手冊中提供之案例，說明如何利用 DQA 進行數據評估、選擇統計方法及執行統計檢定等，以做出正確之結論。此外，完成 Visual Sample Plan(VSP)軟體測試，VSP 具備分析常態分佈及無母數數據之統計方法，並可依據數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)程序進行取樣設計，將取樣位置視覺化標示於地圖上，可應用於環境特性調查、整治、除污、除役及建築物污染評估等。本計畫舉辦一場「核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術訓練」(如圖 4)，訓練內容包含 MARSSIM 程序簡介、VSP 程式操作介紹、VSP 統計方法介紹及 VSP 參數輸入方法等。上述研究成果可供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考。

二、學術成就

本計畫產出論文 1 篇、研究報告 2 篇及形成教材 1 份，論文投稿於台電工程月刊之「輻射偵測智慧載具自走應用研究」，研究報告包含「除役階段危害鑑別與輻射防護措施需求方案」及「核設施除役輻射偵測數據品質評估技術研究」，並舉辦 1 場「核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術訓練」及完成教材製作。上述成果可應用於支援輻射場域環境參數取樣與監測任務施行，減少危險場域作業之人員體外曝露危害、協助主管機關於除役階段之輻射安全管制及提供主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考，確保核電廠除役過程之輻射安全。

參、展望

未來將持續精進研究成果，「輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究」本年度完成輻射區域自走載具行走能力增強與獨立自走(非人為操控)技術基礎建立，後續將以利用載具偵檢數據建立輻射地圖為目標；「精進除役期間輻射管制技術之研究」未來將針對除役期間常用輻防管制偵測設備及核設施除役第三方驗證執行策略，進行深入研究探討；「除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練」未來將參考國際核電廠除役輻射偵測規劃及審查技術文件，包括美國核管會 NUREG-1575、NUREG-1757 與 NUREG-1761、美國多部會輻射偵檢與調查手冊(MARSSIM 與 MARSAME)、美國環保署 EPA QA/G-4 與 EPA QA/G-9，以及 ANSIN13.12 等報告，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。



圖 1 輻射偵測智慧載具實體圖

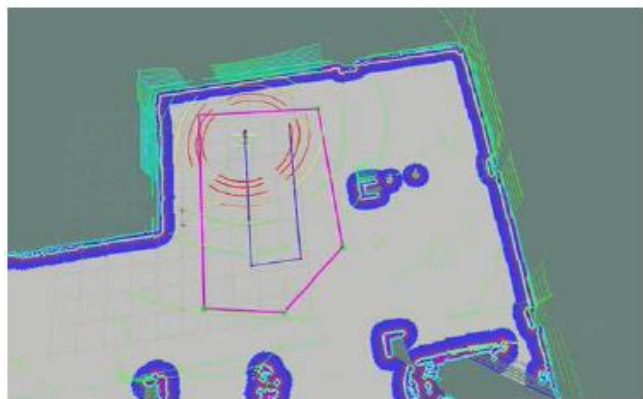


圖 2 地毯式弓字型環境探測運行

109
行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表

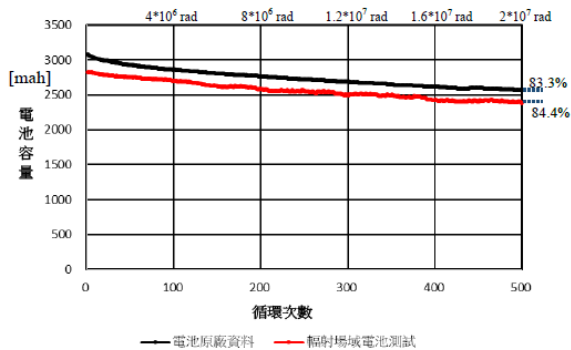


圖 3 鋰電池芯輻射場域充放電循環測試電池容量曲線圖



圖 4 核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術訓練

109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究

Development of Task Review, Verification and Control Capability on the
Design of Final Disposal Facility for Spent Nuclear Fuel

(計畫編號：109FCMA004)

黃偉慶¹ 張瑞宏¹ 楊樹榮²

¹國立中央大學土木工程學系 ²國立屏東科技大學土木工程學系

本計畫針對用過核子燃料最終處置安全分析報告相關內容需求，彙整國際組織提出之高放射性廢棄物最終處置有關安全規範或導則，以及主要核能國家對於高放廢棄物地質處置設施設計之安全標準與技術要項、高放廢棄物地質處置安全分析報告審查案例等，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之設施設計章節，並提出未來審查要項建議。同時，針對用過核子燃料處置安全評估所需的重要管制資訊及技術，進行實驗與模擬成果之平行驗證，包括處置設施國際技術報告之現地實驗結果與地震分析數值模擬之平行驗證、處置孔內低密度緩衝材料之行為模式及其對應之熱-水-應力耦合效應影響等重點工作，以掌握處置設施設計審查重點並提升國內相關管制技術與審查能力。

This project aims to study the safety requirements and/or guides established by international organizations for geological disposal facility of high-level radioactive wastes and the design criteria of geological disposal facility adopted by various major nuclear-power-generating countries. Based on a careful assimilation of the information, a draft guide for the safety analysis

report on geological disposal facility has been devised. Composition of the guide was launched by compiling the chapter on facility design, along with suggestions on major technical review issues. In addition to the preparation of design guide for geological disposal facility, a couple of verification tasks on important safety features of the disposal facility are included in the project. These tasks are intended to be conducted independently such that major findings from Taipower's safety assessment reports and/or internationally collaborated researches can be compared/verified. Thus, two technical sub-studies, namely, verifications on the results from field experiments conducted through international collaboration and seismic analysis/simulation, and the behavior of low density buffer and its effects on the thermos-hydro-mechanical coupling functions in the deposition hole, are included in this research project.

壹、計畫目標

本研究延續 104–108 年高放射性廢棄物最終處置計畫之經驗，針對用過核子燃料最終處置安全分析報告中設施設計所需資訊與技術，進行國際高放最終處置安全分析報告資訊蒐集與研析，並彙整各國處置計畫設施設計審查要項，以研提我國安全分析報告導則設施設計章節及提升相關審驗技術能力為目標，包含三個子項計畫。

貳、重要成果

台電公司於 106 年底完成我國用過核子燃料最終處置計畫第一階段「潛在母岩特性調查與評估」，並提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」，原能會完成 SNFD2017 報告審查後，要求台電公司依國際原子能總署(IAEA)所發布安全論證導則，參照 SNFD2017

報告國際同儕審查及原能會審查意見強化處置技術。為因應於 107 年邁入第二階段「候選場址評選與核定」工作展開，主管機關原能會物管局要求台電公司依計畫目標執行候選場址選址作業，並持續精進及完備用過核子燃料最終處置相關技術，於 110 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置初步安全論證報告」及 114 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」。

針對上述發展，原能會物管局規劃研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則，首年將以安全分析報告導則(草案)設施設計部分之章節內容優先，研提導則(草案)設施設計章節內容，以為後續發展之基礎，另為持續掌握高放最終處置技術最新發展，針對關鍵技術要項，規劃進行現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證、以及低密度緩衝材料耦合作用下不飽和特性與行為模式研究，研提國內對於最終處置審查重點或注意事項，以精進管制技術並強化最終處置審查能力，強化本土安全分析審查技術。

參、展望

子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計資訊研析

子計畫一內容範疇主要分為兩方面，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關資訊蒐集與研析，及彙整各國高放處置設施安全分析報告審查要項；二為研提我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施設計章節內容。針對用過核子燃料最終處置安全分析報告相關內容需求，本計畫對國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施 - 特

定安全導則」SSG-14 報告內容進行研析與討論，並將全文內容中文化；並對主要核能國家包括瑞典、瑞士、英國、芬蘭等國之高放射性廢棄物地質處置設施設計安全標準與技術要項或高放射性廢棄物地質處置安全分析報告審查案例等進行重點研析整理及主要內容中文化之工作。透過參酌各國經驗相對於我國用過核子燃料最終處置安全分析報告之適切性，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計及建造專章架構及條文內容(草案)，同時提出未來審查要項建議，以掌握高放射性廢棄物最終處置設施設計審查重點，並提升國內相關管制技術與審查能力。

除透過研究團隊內部分組討論與工作會議外，本研究同時藉由邀請國內專家學者舉行座談會，彙整專家意見及建議，提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則內容研擬之後續規畫與發展建議，作為持續發展完整安全分析報告導則的範例，以利未來繼續完成安全分析報告導則全部內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

子計畫二：最終處置場地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證

子計畫二針對處置場地下設施參考國際技術報告現地實驗結果之主要條件，建立數值驗證模型進行相應的數值模擬與參數分析，並參考國內階段成果報告模擬深地層處置隧道受地震負載作用下之動態分析進行平行驗證計算，以及對最終處置場熱傳導及耦合效應計算進行三方比較分析與驗證，所獲之主要研究成果如下：

1. 處置隧道地震分析之平行驗證計算方面，依照台電公司報告提供設置條件進行分析與驗證，所得結果與台電公司報告相近(模擬隧

道受力如圖 1)。分析結果顯示，地震加載機制對記錄點的主應力影響並不顯著；進而分析其餘母岩之應力行為，其大多差異亦不明顯，判斷原因為覆土壓力相對較大，故地震加載對於其處置隧道與中上層母岩的應力增量有限，而在母岩底層離地震加載位置較近區域則有明顯差異。

- 2.三方平行驗證分析之平行驗證計算方面，依照瑞典 SKB、SKI 報告提供處置罐設置條件進行分析與驗證，所得結果與兩報告相近(圖 2)。此外，並藉由調整處置罐邊界孔隙水壓，觀察到達飽和時間影響。從中了解增加邊界孔隙水壓，將使到達飽和時間逐漸縮短；其次，施予邊界孔隙水壓，對回填材料的影響較大。
- 3.現地實驗分析之驗證計算方面，依照 SKB 報告提供處置罐設置條件進行分析與驗證，所得結果與 SKB 報告相近。並藉由調整邊界溫度，觀察溫度歷時圖進行結果比較，進而了解溫度趨勢造成之影響；另外亦進行水力傳導係數參數之分析，從中得知與設置參數的位置越近之區域可以達到近乎飽和的效果。

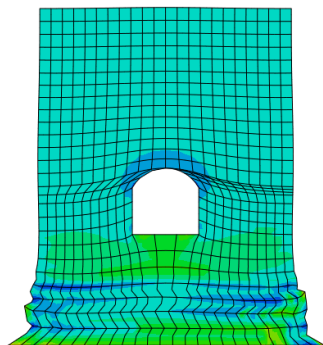
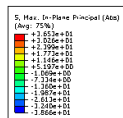


圖 1 模擬地震處置隧道受力雲彩圖

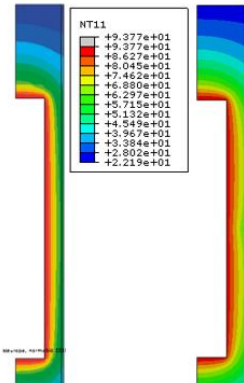
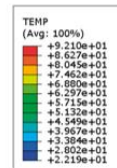


圖 2 處置罐溫度分析雲彩圖

子計畫三：低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式

地下水藉母岩裂隙流進處置孔可能造成緩衝材料沖蝕作用，使緩衝材料密度降低，進而影響處置銅罐長期安全穩定。為防止地下水在處置孔內自由流動，水力傳導係數應小於 10^{-12} m/s，回脹壓力應大於 1MPa。本計畫探討低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式，藉熱探針試驗、水力傳導係數及吸力試驗求得低密度緩衝材料相關參數，進而建立有限元素數值模擬模型並納入實驗參數，以及利用攝取水試驗及數值模擬驗證參數可行性，並和國際間相關研究成果進行比較，供後續沖蝕作用研究之參數使用，主要成果如下：

- 1.相同含水量之膨潤土，熱傳導係數隨乾密度提高而提升，且溫度越高熱傳導係數越高。相同溫度環境下，膨潤土水力傳導度隨乾密度提升而下降，且乾密度越高回脹壓力大。
- 2.低密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 之緩衝材之回脹壓力降至 0.49 MPa，將影響其封填孔隙的能力，故緩衝材料初始乾密度須大於 $1,400 \text{ kg/m}^3$ ；而其水力傳導度為 $3.38\text{E-}13 \text{ m/s}$ ，其值低於 $1\text{E-}12 \text{ m/s}$ ，仍具備必要的阻水能力，這顯示緩衝材料如因填充處置孔內間隙或沖蝕作用而降低密度時，其障壁功能的維持與密度降低的程度有關，需進一步探討緩衝材料沖蝕機制與沖蝕流失率對密度之影響，以有效評估沖蝕現象對緩衝材安全功能的影響效應。
- 3.本研究利用進行四週的攝取水試驗與數值模擬分析來驗證緩衝材料參數合理性，數值分析結果顯示膨潤土飽和度隨時間而增加，且模型進水口緩衝材孔隙比隨飽和度增加而變大(圖 3)，而模型頂部

膨潤土孔隙比受底部緩衝材料所產生回脹壓力的推擠而降低。此外，膨潤土攝入水四週試體含水量分布模擬結果與實際量測結果相符(圖 4)，所得相關耦合材料參數具有合理性，可應用於未來針對處置孔較大尺度的熱-水-力耦合效應的模擬。



圖 3 吸力與飽和度關係曲線

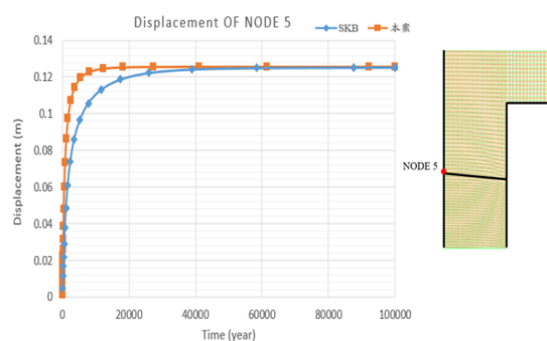


圖 4 處置孔 10 萬年間的豎向位移 (NODE5)