



2020

109 年度 | 行政院原子能委員會暨所屬機關

研究計畫成果彙編 上冊

行政院原子能委員會 編印

目錄

序言

VI

Preface

VII

研發計畫成果

X

壹

核能安全與核災應變

08

一、強化輻射災害應變與管制技術之研究 09

二、核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究 12

三、109 年核電廠熱水流安全分析暨管制法規技術精進研究 16

四、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 22

五、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 26



貳

電廠除役與廢棄物管制

31

一、核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究	32
二、除役作業場所輻射分析之審查技術研究	36
三、109 年度國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制	40
四、109 年度國際除役技術指引和法規彙整之管制研究	42
五、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	45
六、109 年度核電廠除役期間廠址地下水防護管制特性研析	49
七、先進國家核電廠除役法規發展動態及管制要項探討	52
八、核能電廠除役過渡階段機組之一般性風險內涵研究	55
九、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	58
十、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	63
十一、109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管制研究	67
十二、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	71
十三、核設施除役石墨廢棄物特性研究	75
十四、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	79
十五、除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究	85
十六、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	92
十七、日本核設施除役拆除實施標準研究	96
十八、核設施除役拆除作業污染擴散管制研究	99



一、原子能科技國際發展趨勢及我國發展策略之研析	107
二、原子能民生應用與新南向政策願景規劃	111
三、國內輻射工作人員劑量評定機構管制技術精進	115
四、海陸域輻射調查及國民輻射劑量評估	118
五、台灣海域輻射背景調查計畫	122
六、國民醫療輻射劑量調查研究計畫	127
七、109 年度輻射防護技術規範與劑量評估精進研究	131
八、含天然放射性物質商品之調查及管理研究	136
九、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	140
十、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	144
十一、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	147
十二、計畫曝露輻射安全與劑量約束評估研究	151
十三、游離輻射防護法規體系精進研究	154
十四、亞太核醫醫藥法規與藥政制度研究	158
十五、核醫造影及影像品保認證與人才交流計畫	161
十六、原子能科技醫學農業工業等應用之資料研析	165

肆

潔淨能源與永續發展

170

- 一、含綠能三相在線潮流分析之研究 171
- 二、配電級綠能與需量排程之研究 176
- 三、含綠能之三相不平衡配電轉供策略研究 182
- 四、電解液雜質影響分析與處理程序技術之研究 187
- 五、SOFC 硬焊封裝接合件高溫耐久機械性質 192
- 六、生質沼氣發電聯網應用模式及模組化設計研究 196
- 七、高功率脈衝磁控濺鍍製作高性能抗反射薄膜研究 201
- 八、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 208
- 九、連續生產沼氣之厭氧發酵技術開發 215
- 十、沼液沼渣回收再利用方法評估 218



序言

行政院原子能委員會（以下簡稱原能會）為我國輻射與核能安全的主管機關，除了嚴格執行安全管制工作外，同時也要推動原子能科技研究與創新應用，以強化原能會管制效能以及原子能民生應用之福祉。

「核安守護」及「核廢處理」是原能會重要的工作，也是重要的施政主軸，原能會透過強化核能安全及提升輻射災害防救能量、精進核電廠除役與完備放射性廢棄物管理、落實輻射安全管制及拓展原子能科技民生應用、研發綠色能源產業關鍵技術，全力推動當年度各項研究計畫，對於核能電廠除役、核廢料處置、輻射防護與災害應變能量，以及永續能源具有實質效益。

本彙編選自原能會 109 年度研究計畫成果，以四大主軸「核能安全與核災應變」、「電廠除役與廢棄物管制」、「輻射安全與民生應用」及「潔淨能源與永續發展」呈現，共有 49 項計畫；各項計畫由原能會同仁與學研單位共同合作與努力完成。期望能藉由本彙編呈現目前在安全管制以及原子能科技相關領域之推動與發展，並提供多項創新研究及成果參考。本彙編經多次篩選及校正，相關內容仍敬祈各界先進不吝惠予指正。



行政院原子能委員會主任委員

 謹識

110 年 7 月

Preface

The Atomic Energy Council (AEC) of the Executive Yuan is the competent authority for radioactive and atomic energy safety. In addition to strictly implementing nuclear safety regulations, we are also tasked with promoting the research and innovative applications of nuclear technology, which help to enhance our regulatory capacity and guarantee benefits brought by civilian applications of atomic energy.

“Guarding nuclear safety” and “managing radioactive waste” are important tasks as well as main pillars of administration for AEC. AEC has made tangible contributions to the nuclear power plant decommissioning, radioactive waste disposal, radiation protection, emergency response capacity, and renewable energy via enhancing nuclear safety, improving nuclear disaster response capacity, streamlining procedures for decommissioning power plants, revamping radioactive waste management, implementing radiation safety regulations, expanding the scope of civilian nuclear applications, developing key technologies in the green energy industry, and fully promoting research projects every year.

This Compilation selects R&D achievements from research projects in 2020 and presents the findings in four categories: “Nuclear Safety and Disaster Response” , “Power Plant Decommissioning and Waste Regulation” , “Radiation Safety and Civil Application” , and “Clean Energy and Sustainable Development” , which totals 49 research projects and is completed through the cooperation and joint efforts of AEC colleagues and academic and research organizations. In addition to presenting innovative studies and their results for future reference, it is hoped that this Compilation will shed light on our progress and achievements in safety regulations as well as nuclear technology development. We selected research projects for this Compilation with great care and revised the report several times to ensure its accuracy. Nevertheless, we await with humility and sincerity feedback from experts and scholars of different disciplines.



Chairman and Minister
Atomic Energy Council, Executive Yuan

July 2021



壹

核能安全與核災應變



一、強化輻射災害應變與管制技術之研究

計畫單位：核能技術處

Enhance the Technology of Radiation Accident Response and Administration

Execution Unit : Department of Nuclear Technology

Abstract

This project, from 2020 to 2023, strengthens the overall capability of radiological emergency preparedness and response in our country, improve related technology and protect the people and the environment from radiation accident. The main achievements in 2020, include the backup radioactivity analysis laboratory attain TAF certification on environmental sampling, the setup of radioactive detection vehicle for multi-topography, and the concept design of decision-making simulation system for the radiological emergency responder, etc.

(一)摘要

本計畫以四年期程執行，自 109 年至 112 年強化我國整體輻射應變能量，增進應變技術，確保民眾與環境之輻射安全。109 年度主要成果包括南部放射性分析備援實驗室取得 TAF 游離輻射測試領域之環境試樣放射性分析增項認證，擴展放射性分析檢測技術由食品樣品至環境樣品領域，增加備援實驗室於緊急應變時之分析量能，完成可適用於多元地貌場域之戶外型遙控移動載具底盤動力模組建置，以及完成輻射災害第一線應變所需模擬決策推演系統之規劃設計，建立可供展示之擬真系統，未來開發完成後，可供訓練輻射災害第一線應變人員使用。

(二) 計畫目標

本計畫為解決輻射災害放射性分析備援實驗室檢測能量有限、輻射災害防救訓練場所、裝備與教材不足等問題，以「強化輻射災害緊急應變與管制實務相關技術研發，建構完整輻射災害應變諮詢與訓練網絡」為總目標，針對分析檢測能量、科技防災技術、輻射災害防救訓練、輻射災害管理制度與核設施保安應變等 5 方向為執行標的，並分別設定其分項目標。

(二) 重要成果

1. 南部備援實驗室於取得 TAF 游離輻射測試領域之環境試樣放射性分析增項認證，認證項目包括環境試樣沉積物、蔬菜及草樣等加馬檢測分析，擴展放射性分析技術由食品樣品至環境樣品領域，增加備援實驗室於緊急應變時之分析量能。
2. 完成輻射災害應變資訊平台建置規劃，包括平台介面與功能規劃（如線上電子地圖、輻射資訊、任務派復即時顯示與訊息回報等功能）及可適用於多元地貌場域之戶外型遙控移動載具底盤動力模組建置，使用 WiFi 5G 通訊模式建構遠端操控平台，並可遙控執行輻射偵測任務，增加輻射事件應變之即時性與有效性。
3. 完成輻射災害第一線應變所需模擬決策推演系統初期規劃設計，建立可供展示之擬真系統，供未來進行開發，以利輻射災害第一線應變人員訓練使用。

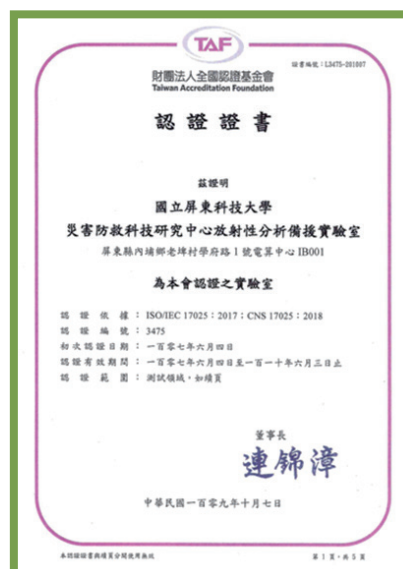


圖 1 南部備援實驗室取得 TAF 環境樣品輻射分析之增項認證。

(四) 展望

透過持續輔導，南部備援實驗室將持續精進放射性分析檢測技術與品質，並擴展環境樣品之分析檢測項目，強化災時緊急應變備援量能。遠端遙控輻射偵測平台後續將建置回收放射性物質與即時影像傳輸之功能，並與開發中之輻射災害應變資訊平台系統結合，以強化輻災應變之安全性、有效性及時效性，有助輻射災害現場應用。輻射災害第一線應變所需模擬決策推演系統則於未來開發完成後，可供作地方政府輻射災害應變人員訓練使用。

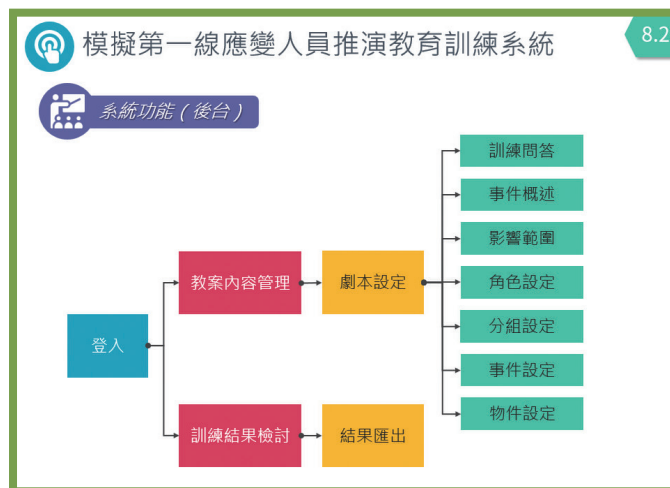


圖 2 輻射災害第一線應變所需模擬決策推演系統初期規劃。

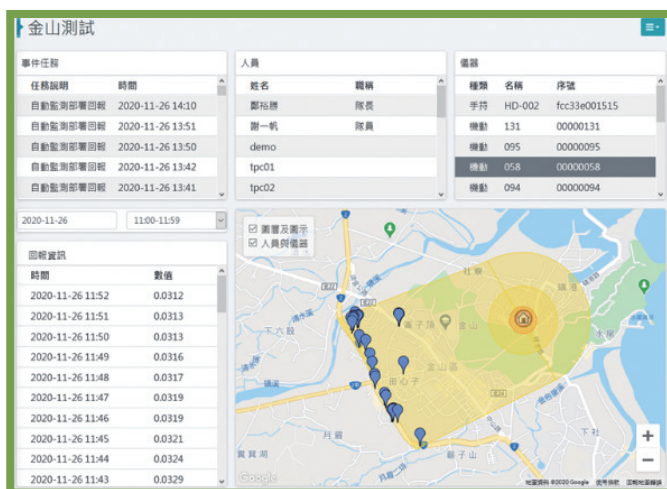


圖 3 輻災應變資訊平台雛形。



圖 4 遠端遙控輻射偵測平台車台。

二、核子反應器設施安全與除役前期作業管制實務研究

計畫單位：核能管制處

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

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

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.

(一)摘要

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，擴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。

(二)計畫目標

因應我國核能電廠陸續進入除役階段，在實務管制可能面臨之問題，預先依管制需求擬定研究項目，研究範疇熱水流分析、地震、材料腐蝕與維護、風險評估、安全管制技術領域之國際資訊彙整，增進除役管制技術能力，以妥善處理核電廠除役相關技術議題。

表 1 各國除役管制機關及相關規範彙整表

國家	機關	主題	說明
美國	NRC	Decommissioning of Nuclear Power Reactor	Regulatory Guide 1.184(2013)
		Decommissioning Planning During Operations	Regulatory Guide 4.22(2012)
		Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report	Regulatory Guide 1.185(2000)
德國	BMU	Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act (GRS translation 2016)	
瑞士	ENSI	Decommissioning of Nuclear Installations Guideline for Swiss Nuclear Installations	ENSI-G17 (2014)
義大利	ISIN	Decommissioning authorization process and controls	completely independent from any other political and promotional body
日本	AESJ	核設施除役拆除實施標準	AESJ-SC-A003 : 2014
加拿大	CNSC	Decommissioning Planning for licensed activities	Regulatory Guide G-219 (2000)
英國	ONR	Decommissioning	NS-TAST-GD-026 Rev.5 (2019)
IAEA		Decommissioning of Facilities	General Safety Requirement GSR Part6
		Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactor and other Nuclear Fuel Cycle Facilities	Specific Standard Guide SSG-47

(三)重要成果

1. 研析各國除役與拆除管制經驗及法規，彙整各國除役管制機關及相關規範，提供國內管制機關未來制定除役管制規範之參考（表 1）。
2. 對於我國核能電廠陸續進入除役階段，除役期間核子燃料移出反應爐前，為確保核燃料安全，電廠相關冷卻、淨化與補水系統及控制室運轉人員均依規定維持運作，持續執行監控、相關系統測試與維護，並比照運轉期間品質要求。將原應用於運轉階段之風險告知視察工具評估範圍調整至除役階段，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，使現場除役視察人員可即時掌握機組變動對用過核子燃料風險之可能影響。
3. 更新核一廠熱水流安全分析程式至開蓋情況，並以程式運跑事件發生之模擬情境，探討緩和策略適切性，提供管制技術建議（圖 1）。
4. 針對除役可能遭遇的組態環境條件，進行靜滯水環境及高溶氧靜滯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）。並參考美國核管會報告，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。
5. 更新核一廠 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。

(四)展望

鑒於我國核能電廠面臨同時處於運轉及除役階段之情形，透過自行研究、國際合作與經驗交流等方式，對電廠各階段面臨之技術議題進行綜合評估。考量目前核一廠進入除役階段，爐心尚需存置用過燃料一段時期，此情形已與運轉狀態有所不同；核二廠 1 號機將於 110 年進入除役階段，管制關切事項已轉為除役階段；此外，目前我國仍有核二廠及核三廠機組維持運轉。透過持續研究，提升核安及除役技術能力，以妥善處理可能面臨之技術議題。

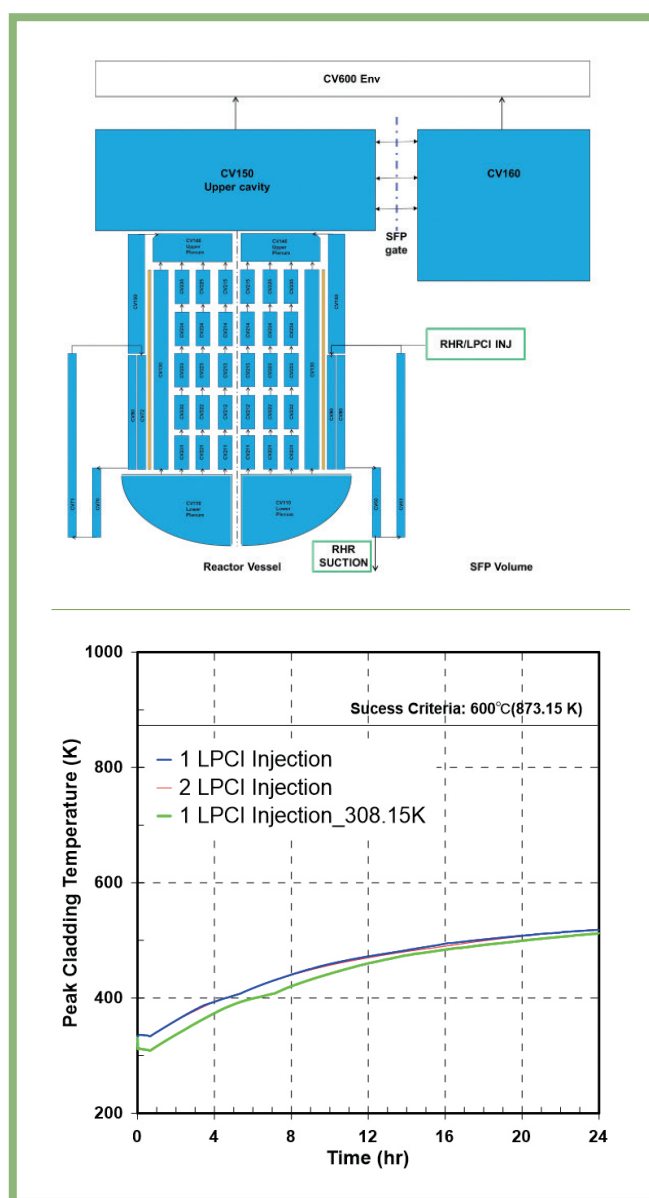


圖 1 核一廠熱水流安全分析模式及程式運跑分析示意圖。

三、109 年核電廠熱水流安全 分析暨管制法規技術精進 研究

計畫單位：核能研究所

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

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

（一）摘要

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。

（二）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：

1. 「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 P.1454「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 P.1454「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。

2. 「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。

3. 「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。

(三) 重要成果

1. 「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 P.1454「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礙子上之清洗方式等，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。

2. 「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：

- (1) 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；
- (2) 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；
- (3) 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；
- (4) 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 2 所示) 與 SOB 菌 (如表 3 所示) 而言，皆屬適於生長之條件，需謹慎確認其影響。

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%

- (5)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。

3. 「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：

(1)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。

(2)學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文 2 篇

- i. 撰寫 NUREG/IA 技術報告 1 篇: Establishment of Chinshan SFP Model and Safety Analysis in Decommission Phase
- ii. 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

除役過渡階段冷卻水溫與 S R B / S O B 菌生長合適性之比較

表 2

		區域			
		二次側循環水	用過燃料池	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	40°C

表 3

		區域			
		二次側循環水	用過燃料池	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	40°C

*綠色表示最適生長 藍色為可生長 黃色為不利生長 紅色為無法生長。

(四)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。

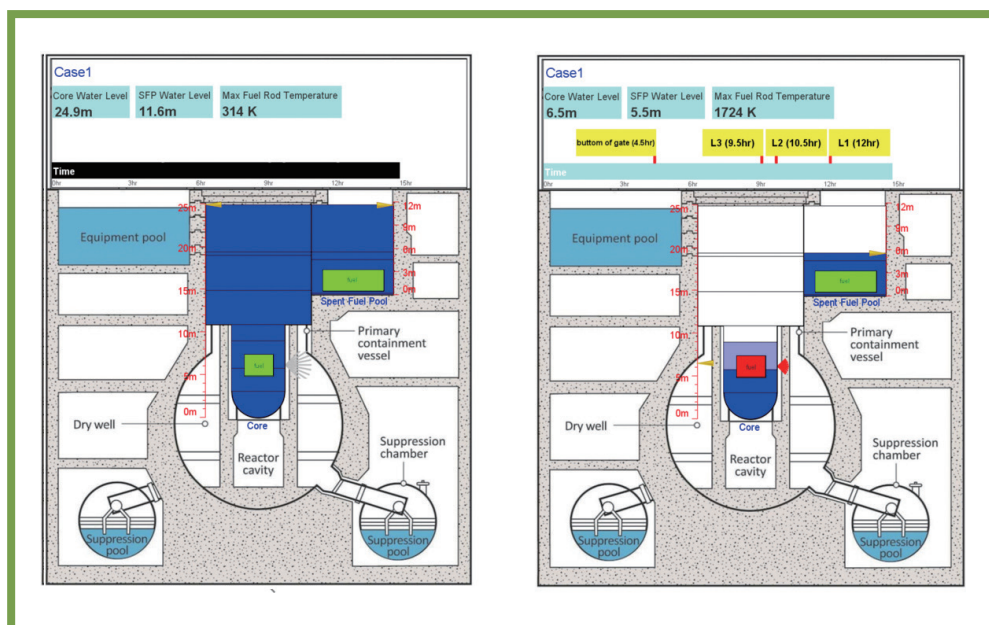


圖 1 國內熱水流分析技術模式。

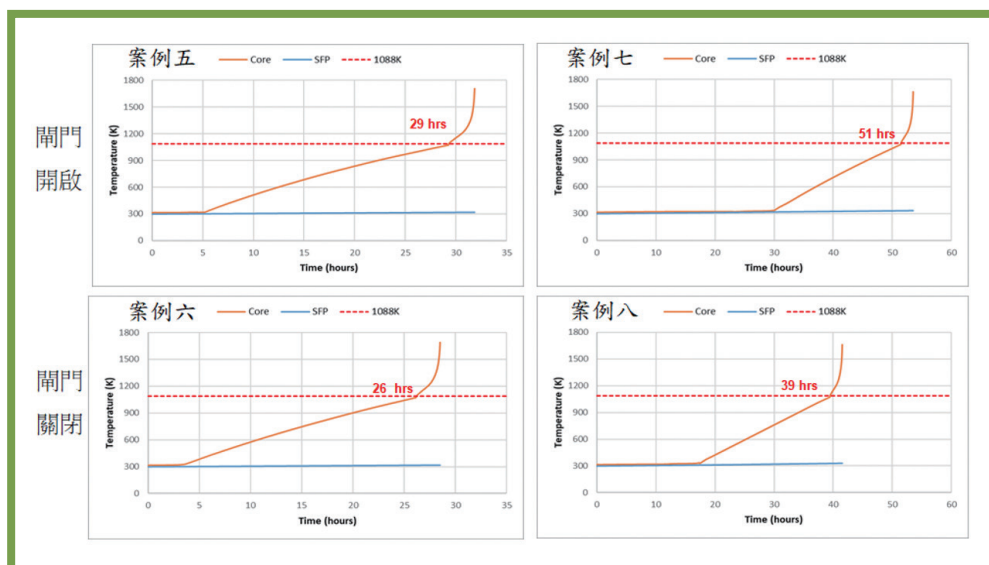


圖 2 核一廠除役過渡階段熱水流安全評估結果—溫昇時序。

四、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

計畫單位：核能研究所

Safety Impact and Regulatory Technology Research for NPP Structures / Components under Potential Earthquakes (2020)

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

(一)摘要

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。

(二)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制技術，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。

(三)重要成果

1. 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）。

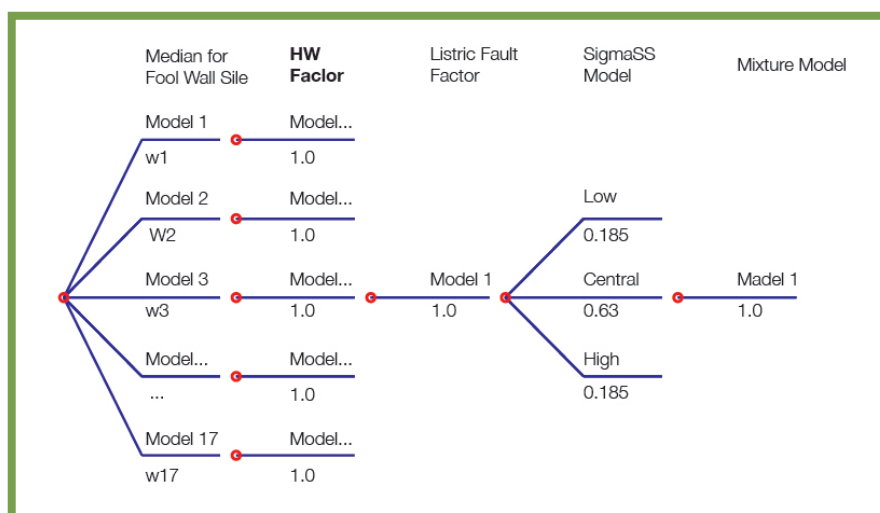


圖 1 地殼震源地動特性邏輯樹。

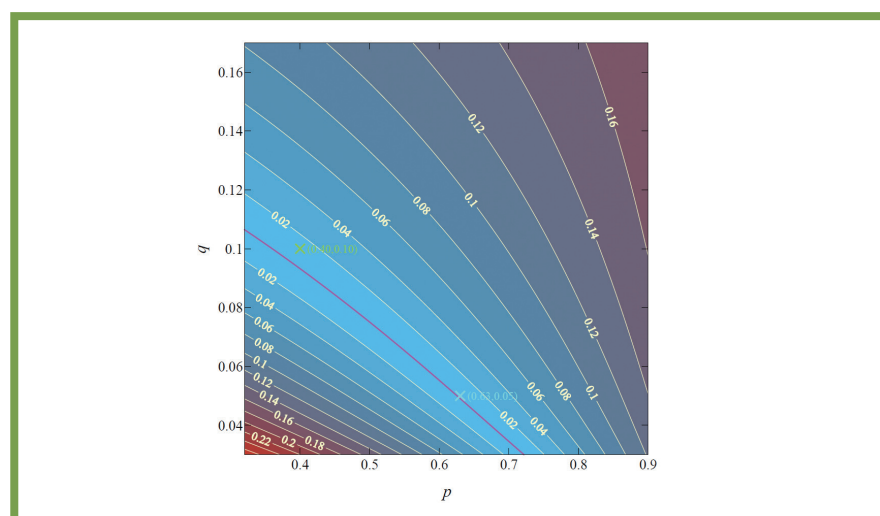


圖 2 估計值的相對誤差(%)。

2. 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>)

(四) 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。



圖 3 國外期刊論文發表。

五、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

計畫單位：核能研究所

Regulatory technology and advanced a ssessment methodology on flooding and tsunami hazard reassessment for NPP (2020)

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

(一)摘要

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。

(二)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。

(三)重要成果

1. 說明研發成果之重要貢獻

- (1) 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。

- i. 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。
 - ii. 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）。
- (2) 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。
- i. 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。
 - ii. 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。
 - iii. 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。
 - iv. 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。
 - v. 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。

6. 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.

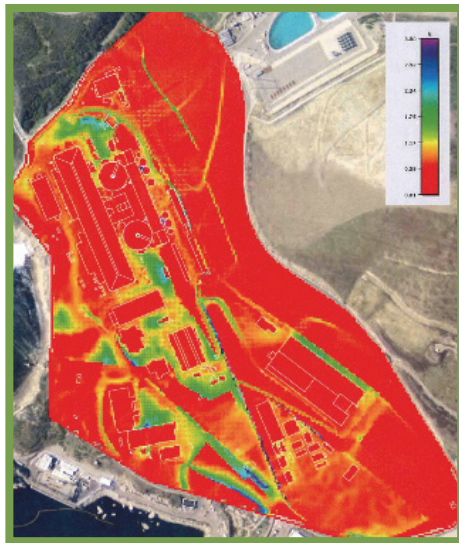


圖 1 美國DCPP的LIP造成之最大水深分布評估結果。

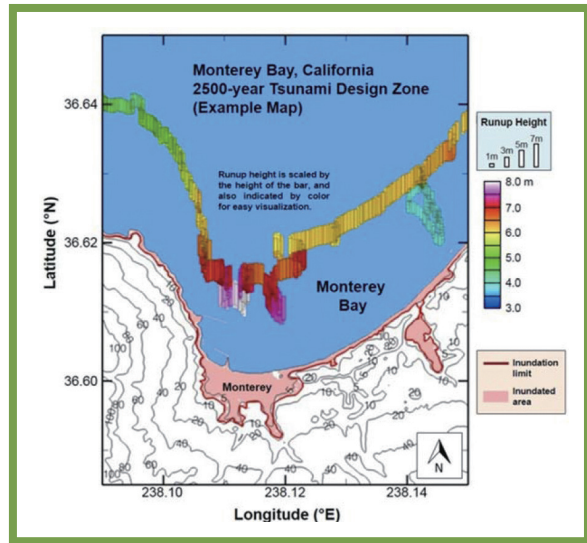


圖 2 美國加州蒙特利灣地區海嘯潮升高和溢淹範圍。

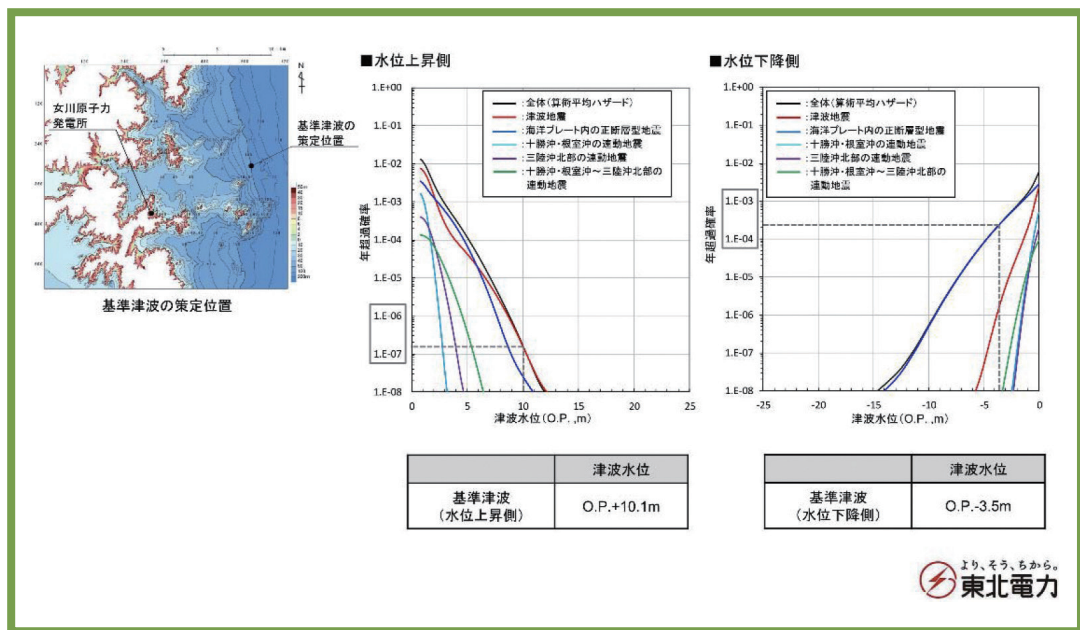


圖 3 日本女川核電廠取水口處的PTHA評估結果。

(四)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。

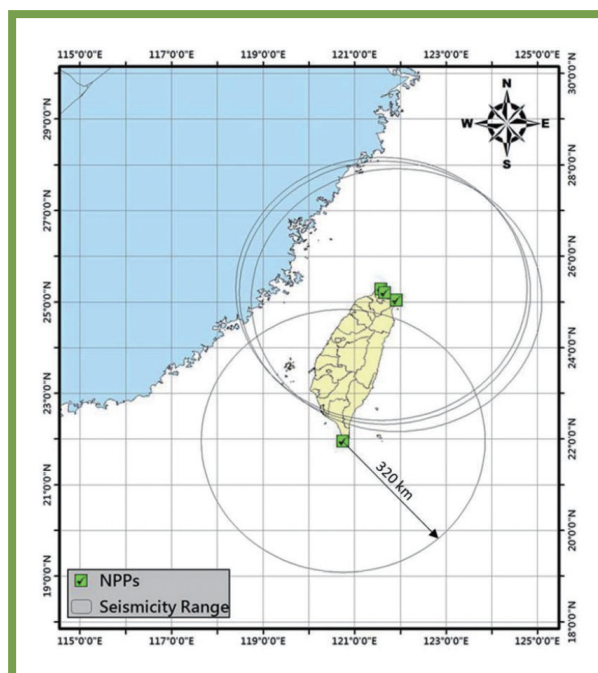


圖 4 台灣核電廠 PSHA SSHAC-3 考慮之地震源範圍。

貳

電廠除役與廢棄物管制



一、核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃技術研究

計畫單位：輻射防護處

2020 research on the radiation safety management and planning technology for decommissioning of nuclear power plants

Execution Unit : Department of Radiation Protection

Abstract

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.

（一）摘要

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，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、協助執行於除役階段之輻射安全管制及提供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。

（二）計畫目標

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。



圖 1 輻射偵測智慧載具實體圖。

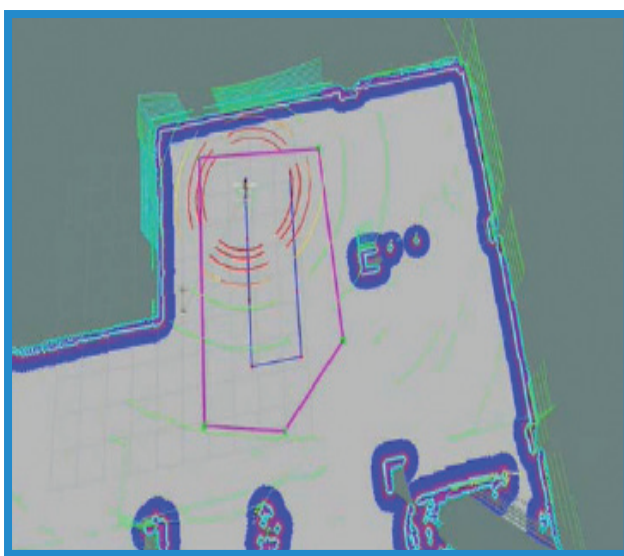


圖 2 地毯式弓字型環境探測運行。

(三)重要成果

1. 研發成果之重要貢獻

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。

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，供管制參考。

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。

2. 學術成就方面，共發表國內論文一篇、研究報告二篇及形成教材一份，並舉辦一場「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。

(四) 展望

未來將持續利用載具偵檢數據建立輻射地圖、深入研究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、研析國際核電廠除役輻射偵測規劃及審查技術文件，持續提升我國核設施除役之輻防管制能力。

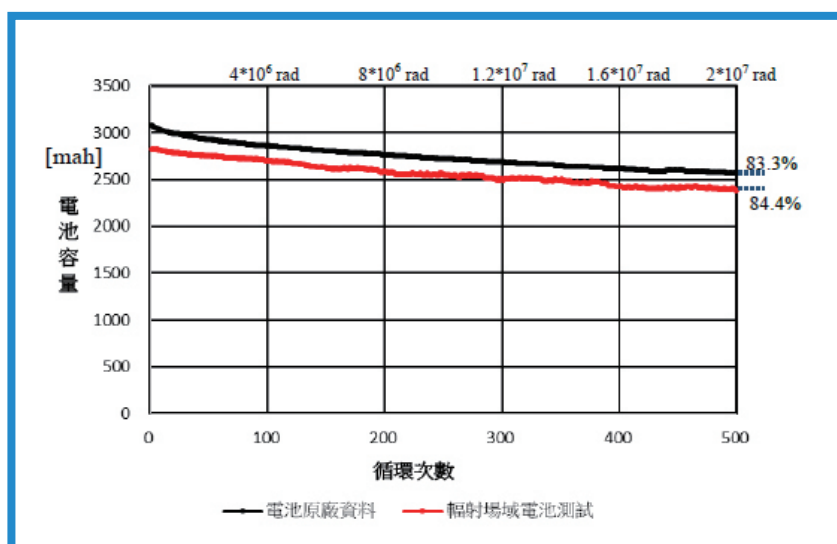


圖 3 鋰電池芯輻射場域充放電循環測試電池容量曲線圖。



圖 4 核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術訓練。

二、除役作業場所輻射分析之 審查技術研究

計畫單位：輻射防護處

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

Execution Unit : Department of Radiation Protection

Abstract

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.

（一）摘要

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。

（二）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。

(三) 重要成果

1. 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。
2. 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。

（四）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。



圖 1 核電廠除役輻防管制技術研討會。

三、109 年度國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制

計畫單位：核能管制處

International Decommissioning Case Collection and Related Risk Insight Regulation

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

The project has conducted three research and analysis tasks : (1) Understanding the main methods for estimating the decommissioning expenditures of existing nuclear power plants taken by U.S. power companies or owners, (2) Have a grasp of the latest data and experience feedback on the current international decommissioning expenditure estimates, (3) To study and analyze the regulation guidelines and standards of the U.S. Nuclear Regulatory Commission related to the decommissioning costs estimation of nuclear power plants.

(一)摘要

本計畫執行三項研析工作：第一是瞭解美國電力公司或電力業主現有核電廠除役經費估算的主要方法；第二是掌握國際上目前最新除役經費估算之資訊與經驗回饋；第三則是研析美國核管會對核電廠除役費用估算之管制與審查標準。計畫考量國內現況並研提適用我國之管制建議，並就各建議事項提出優先程度，併供執行管制之參考使用。

(二)計畫目標

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，經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。本計畫研析美國及經濟合作暨發展組織會員國等國家之核電廠除役經費預估與合理資訊之相關文件，與我國現行法規與管制作為，進行初步比對後提出多項研析心得或管制建議，並依風險洞悉的概念評估其優先順序，增進除役規劃之管制量能。

(三)重要成果

1. 掌握「商用核能電廠除役經費估計之製作指引」報告內容：係針對不同除役策略提出經費估計的指引，以及完整、詳細與系統化的細項劃分方法，可增進個別電廠除役經費估計的可驗證性、真實性與準確性。
2. 瞭解「最小除役基金公式合適性評估」：彙整比對美國 4 座已完成除役機組之實際費用，以及 27 座核電機組提交美國核管會之除役費用估算等相關資訊，檢視除役基金規劃與該公式之符合性。
3. 經濟合作暨發展組織核能署「核能電廠除役費用」報告及美國核管會「核能電廠除役費用管制指引 (RG 1.202)」：分別提供國家除役政策與財務規劃、個別機組的除役策略以及結構、系統、組件之除污、拆除等費用估算，提供作為除役費用估算與合理之參考。

(四)展望

本計畫所研析相關文件包括美國及經濟合作暨發展組織會員國等國家之核電廠除役資訊，考量國情、法規面、技術面及政策面等特定狀況之差異性，以及不同研析文件所揭櫫之技術內涵可供管制單位參考。惟因各國在引用相關數據時應謹慎為之，應不宜直接採用相關文件之估算數據。

四、109 年度國際除役技術指引和法規彙整之管制研究

計畫單位：核能管制處

Study of international decommissioning regulations and guidelines

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

In order to decommissioning of nuclear power plants (NPP) in Taiwan safely, the main goal of this project is to provide the recommendations of the regulations and technical guides which are relevant to decommissioning of NPPs. According to rolling planning method, the research plan has been developed into three different tasks : (1) Collecting published decommissioning documents issued by International Atomic Energy Agency (IAEA) . (2) Collecting and studying historical site assessment (HSA) documents of US nuclear power plants. (3) Studying Inspection Reports (IR) of US Nuclear Regulatory Commission related to post shutdown decommissioning activities reports (PSDAR) and license termination plans (LTP) of US nuclear power plants.

(一)摘要

本計畫主要目標為提供核能電廠除役期間相關安全規範與技術指引的建議事項，以使我國核電廠除役能夠順利推動且安全地進行，為達設定之目標，本計畫研究內容方向如下：(1) 蒐集國際原子能總署發行與核電廠除役相關之文件；(2) 彙整與研析美國廠址歷史評估文件；(3) 研析與美國停機後除役活動報告以及執照終止計畫部分相關之美國核管會視察報告。

(二)計畫目標

蒐集彙整國際除役技術指引和法規，作為我國核電廠除役管制之參考依據。藉由研析所蒐集之資料，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。本計畫著重於國際除役內容要素彙整比對。綜合上述研究成果目標擬定計畫目標包括蒐集國際原子能總署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；蒐集並研析美國核能電廠廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)文件，提出適用於我國除役情境之HSA審查要點；整理並研析美國核管會電廠除役視察報告，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。

(三)重要成果

1. 蒐集國際原子能總署除役相關資料包含基本法則、要求、導則以及技術文件，按照不同業管單位使用者的角度做資料分類並製圖，亦參照國際原子能總署與美國核管會文件/法規層級之架構提出對照表，另按照不同除役應用主題做更深入的分類(如圖1)，另依各項文件可能用使用的時間點以近期、中期、遠期需求加以標註，提供我國核電廠除役管制之參考。
2. 廠址歷史評估報告須依據美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation. Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)的報告格式提出，並充分說明所審閱的文件、人員訪查方式、及資料評估方法等。資料評估結果應清楚說明並應提出評估結果內部審查的佐證，以提供完整清楚的概念廠址模型，未來隨著輻射偵檢與廠址調查的進展，滾動式修正此概念模型。此外，建議在審查HSA報告時，應建立足夠的MARSSIM相關技術智能。
3. 美國除役電廠的視察重點在與用過燃料池作業、用過核子燃料貯存運作、搬運、處理等相關事件，其與除役作業規劃內容有關聯性。除役電廠視察須加強對人員輻射防護及安全的部分。在管制視察時須注意並掌握電力業主現場作業變更，以防範潛在的危害。

(四) 展望

為求管制作業與時俱進，並達協助與強化我國核電廠除役管制規範之目標，本計畫蒐集彙整國際除役技術指引和法規，作為我國核電廠除役管制之參考依據。藉由研析所蒐集之資料，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。本計畫著重於國際除役內容要素彙整比對，並考量由於除役時程將長達 25 年，建議優先關注除役過渡階段與除役拆廠階段的相關技術議題。

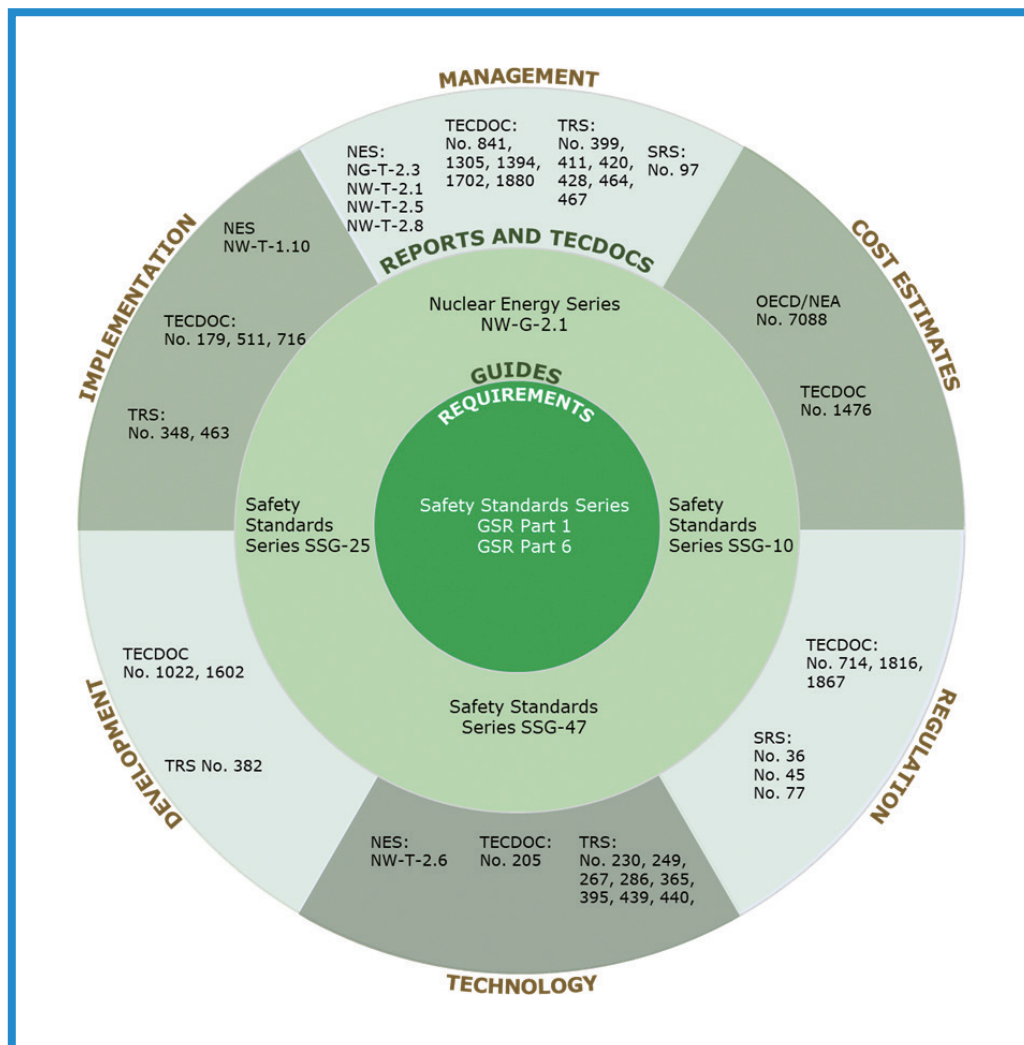


圖 1 除役管制適用之 IAEA 除役相關參考資料。

五、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

計畫單位：核能管制處

Technology and Strategy of Decontamination, and Safety Assessment and Characterization Analysis for Nuclear Power Plants during Decommissioning(I)

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

This project integrates and analyzes the principle, advantages and disadvantages of various non-chemical decontamination technologies applied in decommissioning NPPs at various countries, including mechanical, melting, biological, and composite decontamination methods. These results not only provide recommendations of regulatory actions but also enhance the regulation of decontamination activities in Taiwan.

This project also studies the heating up phenomenon of zirconium alloy claddings as postulated loss-of-water inventory from the spent fuel pool event occurs at Chinshan NPP which is in decommissioning. It analyzes the time period which spent fuel stored in the spent fuel pool reach the zirconium rapid oxidation temperature following a loss of spent fuel pool coolant inventory events through sensitivity analysis. In addition, it assesses if the time to initiate appropriate mitigating actions to restore a means of heat removal to the spent fuel is sufficient.

The last part of this project is to study the practices of radiation survey and site investigation which in accordance with the data quality assessment (DQA) procedures at decommissioning NPPs. It can provide the recommendations of regulatory actions on related activities.

(一)摘要

本計畫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，作為我國後續進行除污管制作業之參考並強化管制能量。另針對核一廠除役階段之用過燃料池用過核子燃料鋁合金護套進行溫升現象的探討，藉由分析在燃料池發生冷卻水流失事件時，用過燃料護套溫度升高達到鋁金屬產生劇烈氧化反應之時間，透過關鍵因子進行靈敏度分析，以評估電廠採取救援措施以恢復燃料冷卻之時間是否足夠。在數據品質評估 (Data Quality Assessment, DQA) 研析符合 DQA 程序規範之電廠除役輻射偵檢與廠址調查計劃的實務及管制建議。

(二)計畫目標

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，針對各種方式做一全盤分析與瞭解，並對結果進行歸類、探討，並彙整評估佐證結果及管制參考依據。透過蒐集國際文獻報告，了解核電廠嚴重事故下鋁合金火災現象之發生與原因，並針對核一廠除役階段之用過燃料池鋁合金燃料護套進行溫升現象的探討及靈敏度解析。研析 DQA 指引文件、美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 以及美國除役核電廠的相關文獻，以掌握 DQA 程序內涵與用途並提出管制建議。

(三)重要成果

1. 研析美國國家環境保護局文獻，針對機械、熔融、生物、複合技術除污等眾多方式做全盤分析與瞭解，有利於進行除污技術審查時之參考依據。(例如，機械除污技術的種類歸納如表 1)
2. 藉由研析用過燃料池鋁合金火災相關文獻，歸納整理鋁合金火災救援的相應措施，建立核一廠除役時用過燃料池MELCOR分析模式，以全黑事故模擬結果與暫態分析研提核電廠除役階段之鋁合金火災管制建議。(例如，模擬模式如圖 1 及圖 2)

表 1 機械除污技術的種類

種類	適用之材料與情況	備註
水沖洗	面積太大，無法擦拭或擦洗	
除塵 / 吸塵 / 擦拭 / 洗滌	混凝土和其他表面	主要作為預處理
可剝離塗層	大型無孔表面	
蒸汽清除	形狀複雜，表面大的表面	
噴砂清除	金屬和混凝土表面，手動工具	
海綿噴砂	油漆，防護塗料，鐵鏽，金屬表面	
乾冰噴砂	塑料，陶瓷，複合材料，SS，CS，混凝土，油漆	會損壞柔軟的材料
高壓液氮噴砂	金屬，混凝土	噴砂的變化
氟噴流	手套箱內單獨的組件	對環境不友善應避免
濕冰噴砂	塗層與混凝土表面	
高壓與超高壓水噴流	難以接近的表面，結構鋼和槽內	不易清除流入孔內的污染物
研磨 / 刮刨	地板和牆壁	用於去除薄層污染
翻動 / 加工 / 刨削	混凝土和鋼表面	
研磨	大量類似形狀的物品	
鑽孔與擊碎	只能用在混凝土	用於清除幾厘米的污染混凝土
膨脹灌漿	厚厚的受污染混凝土	表面需要鑽孔才能灌漿
路面破碎機與鑿石錘	地板和牆壁	

3. 研析DQA指引文件及其他參考文獻有關DQA的內容並彙整，參採美國實際個案有關數據品質評估遵循規範與實務，提出數據品質相關管制建議事項。

(四)展望

為符合國際社會與國內民眾對核能安全及環境保護的趨勢，針對核能電廠除役時的安全及環境輻射等管制議題，藉由參酌國際間用過燃料池研究文獻、研析國際間除污方式相關研究報告並掌握瞭解國際除役在數據品質實務經驗，精進並強化除役相關管制技術。

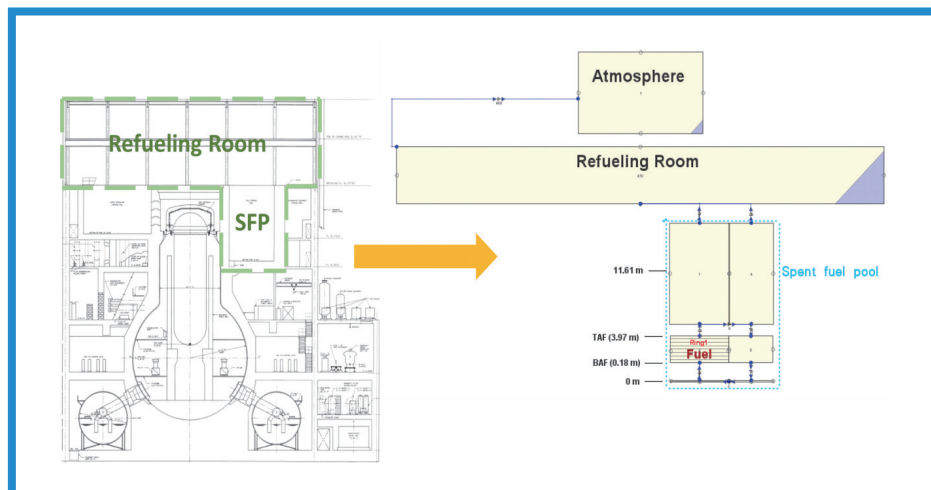


圖 1 核一廠用過燃料池MELCOR / SNAP 模式。

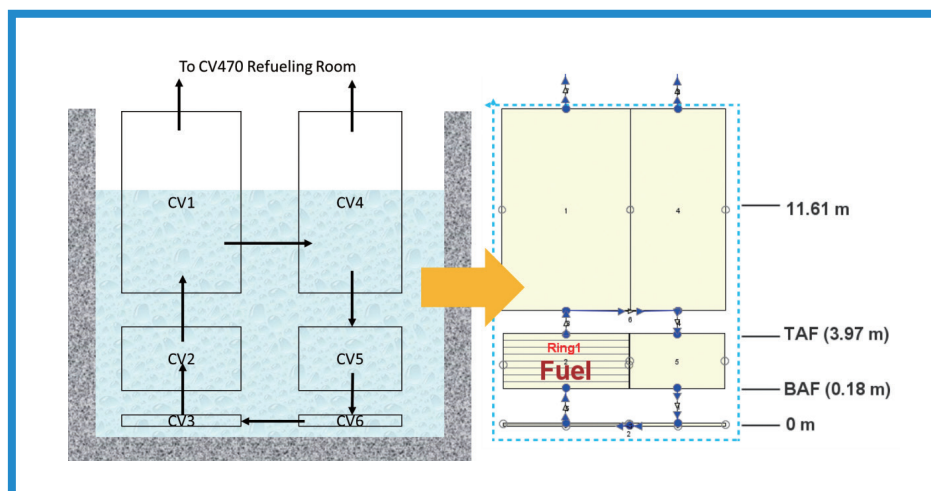


圖 2 核一廠用過燃料池MELCOR/SNAP 模式（均勻排列）。

六、109 年度核電廠除役期間 廠址地下水防護管制特性 研析

計畫單位：核能管制處

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

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

To protect public health and safe, all the operating or decommissioning nuclear power plants shall have adequate control programs to assure that radioactive material is safely controlled in accordance with the regulations. To achieve the goal, the nuclear power plant shall establish a site-specific groundwater protection program to monitor if there is any inadvertent liquid radioactive releases to environment.

The purposes of project are:

1. Collect groundwater protection regulations and industry guideline documents for the operating or decommissioning nuclear power plants in U.S.A and study on the difference on focus of regulatory concerns between operating and decommissioning nuclear power plants .
2. Gather the cases and experiences of the U.S.decommissioning or decommissioned nuclear power plants'groundwater protection programs and study on the regulations, specific techniques, and important parameters.

3. Provide recommendation on the advanced regulatory framework of the groundwater protection regulations for the Taiwan nuclear power plants based on the study results.

(一) 摘要

為了保護公共健康與安全，核電廠在運轉或除役期間均須依法規妥善執行放射性物質安全管理。為達到此一目標，核電廠必須依其廠址特性建立對應之地下水防護計畫，以適當監視是否有任何不正常的放射性污染物質外釋至地下水環境。

本計畫目的包括：

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。

(二) 計畫目標

本計畫目標在蒐集美國核電廠運轉與除役期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在管制方向、重點之差異性。此外，亦蒐集及彙整美國核電廠廠址地下水防護管制案例與經驗，並據以研析除役廠址相關規定與特定技術要項、重要參數；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，以促進我國核電廠地下水防護管制架構之精進及管制技術之提升。

(三) 重要成果

1. 完成彙整美國聯辦法規(CFR part 20, 50 及 70)，以及業界地下水防護倡議-指引文件(NEI 07-07)相關核電廠與地下水監測之重點，並完成運轉與除役核電廠在管制方向、重點差異性之研析。
2. 完成蒐集並彙整美國核電廠廠址地下水防護管制案例與經驗，包括：美國紐澤西州 Oyster Creek 核電廠 1 號機、美國伊利諾州 Dresden 核電廠，以及美國伊利諾州 Zion 核電廠等實際案例。
3. 透過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，完成除役廠址相關規定與特定技術要項、重要參數之研析，具體提出我國核電廠地下水防護之管制技術建議。

(四) 展望

我國核電廠在運轉期間以及除役期間，對於地下水防護措施之管制，本計畫建議可再檢視並視需要精進的部分包括：(1) 評估電廠設計及現場作業可能影響地下水之風險與因應對策，先評估放射性物質可能由結構、系統、組件，或實務作業，而外釋到地下水之可信機制，並進一步檢視監測採樣區之地下水監測防範措施與可能之強化措施，以減少因結構、系統及組件失效或作業導致放射性物質意外釋放至地下水之可能性；(2) 若廠址條件或程序規劃改變時，評估是否會影響地下水防護方案；若有影響，則評估修正地下水監測計畫。(3) 建立定期之程序性自我評估與審查機制，程序性評估應該包括 NEI 07-07 導則所有標的評估，並定期審視地下水防護計畫與監測計畫。

七、先進國家核電廠除役法規 發展動態及管制要向探討

計畫單位：核能管制處

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

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

Decommissioning of nuclear power plants (NPPs) is an important subject of nuclear regulation in Taiwan, since the decommissioning permits of unit 1 and unit 2 of Chinshan NPP have taken effect on July 16, 2019. The Atomic Energy Committee of the Executive Yuan (hereinafter referred to as the AEC) takes into consideration the technical experiences and regulations of foreign NPPs decommissioning. In addition, by referring to the IAEA general safety standards and related guidelines and regulations during decommissioning period, AEC has 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.

This project focuses on the decommissioning regulations for NPPs in European countries including Germany, the United Kingdom and Belgium. By means of studying on four different aspects such as regulatory authority, novel issues, new regulation amendment and regulatory essentials, analyze the issues encountered in the period of decommissioning of NPPs and their impact toward the existing legal systems of these countries. Based on the lessons learned of these three countries, this project provide opinions and specific suggestions to the guidelines for the decommissioning regulations of Taiwan NPPs.

(一)摘要

核一廠 1 號機及 2 號機除役許可已於 108 年 7 月 16 日生效，核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，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議題，借鏡該等 3 國之經驗，對於我國除役核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。

(二)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。本次研究案當為著重歐陸國家之核電廠除役管制規範，俾利我國有關管制法規及規範之精進。

(三)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，提出以下四點觀察及建議：

1. 日益重視民眾溝通與公眾參與：各國皆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。我國核電廠除役係由核電廠營運者台電公司在廠址所在地推動民眾溝通作業，主管機關亦主動辦理相關公眾溝通，例如舉辦研討會等，強化民眾就除役事項之了解，儘可能獲致最大共識。
2. 強化除役經費之控管及監督：各國除役經費皆成立公共基金負責核電廠除役基金。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，且須符合「核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法」。
3. 廢核進程與除役計畫的配合：電業法於 2017 年 1 月 11 日修正通過第 95 條第 1 項，「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 2018 公民投票案之結果予以廢除。惟依核子反應器設施管制法施行細則第 16 條規定，台電公司應於除役許可生效後 25 年內完成核能電廠之除役。
4. 除役管制法規的細緻化：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之積極作法。

（四）展望

我國核一廠 1 號機及 2 號機除役許可已於 108 年 7 月 16 日生效，宣告我國進入核電廠除役階段，我國相關除役經驗尚待精進，故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。

八、核能電廠除役過渡階段機組之一般性風險內涵研究

計畫單位：核能管制處

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

Execution Unit : Department of Nuclear Regulation

Abstract

This project conducts the internal flood event and the typhoon PRAs, based on the results of internal event and the internal fire PRAs, for the period of spent fuels stored in reactor core during decommissioning transition period. In addition, a risk assessment has been conducted in the case of all spent fuels are defueled from reactor and stored in the spent fuel pool during decommissioning transition period. The research has obtained the important technical insights and provided suggestions for the internal flood event and the typhoon PRAs and to the regulatory agency.

In the case of spent fuels stored in 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 vary with time after shutdown.

(一)摘要

「核一廠除役過渡階段機組之水災颱風等事件一般性風險內涵研究」係依據廠內事件及廠內火災安全度評估的研究結果，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。

本研究針對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風險，以及除役過渡階段後期用過燃料池之定量風險，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：最重要之廠內水災情境為消防水管路破裂水災擴散至 4.16kV 匯流排，導致喪失外電且所有廠內交流電源均不可用。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。風險分析的假設須隨著電廠除役工作的持續推展而設定，在完成個廠之評估結果後，須再檢視有關技術要項的風險資訊，提供做為管制決策之參考。

(二)計畫目標

依據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）狀態，採用安全度評估 (Probabilistic Risk Assessment, PRA) 方法，以掌握此階段廠內水災、颱風事件風險，以及除役過渡階段後期用過燃料池之風險。

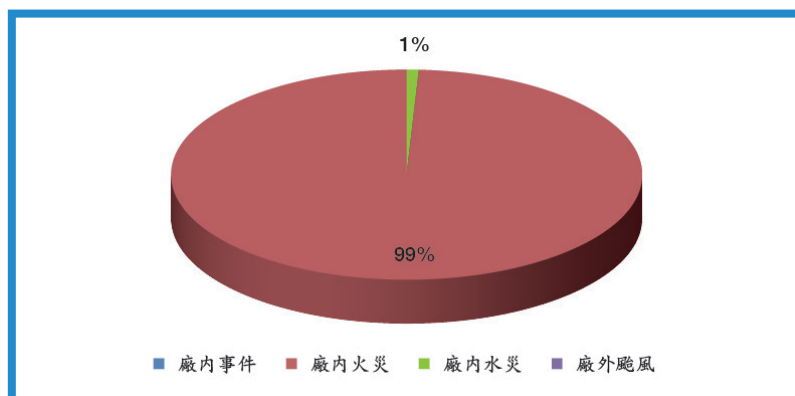


圖 1 核一廠除役過渡階段廠內、廠外事件爐心之風險評估 CDF 結果。

(三)重要成果

1. 核電廠進入除役階段後，爐心存有燃料之機組風險已較運轉期間降低，本計畫分析結果係就各風險來源予以相對比較，以供做為除役安全管制的參考。
2. 提出相關風險洞識建議或注意事項：對於爐心仍有用過燃料，廠內水災主要風險來源之情境，因水損後之匯流排難以在短時間內復原，但考量運轉員可用時間為 60 小時以上，故移動式救援設備可做為深度防禦之一環。彙整廠內事件、廠內火災、廠內水災及颱風事件結果，廠內水災事件爐心受損頻率 (core damage frequency, CDF) 占整體風險約為 1%，如圖 1 所示；颱風事件 CDF 占比則小於 0.1%。
3. 對於用過燃料池（爐心燃料全部移至用過燃料池），廠內、外事件風險評估 CDF 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）。

(四)展望

國際上風險評估採用之人為可靠度評估方法適用於功率運轉期、或低功率 / 停機大修期，對於反應器永久停止運轉但爐心尚有燃料之狀態，在非喪失爐水事故情況，運轉員有充裕時間進行救援操作，惟並無適用的人為可靠度之誤失機率評估方法；針對此種情況之人因特性因子可考量進行權重評估，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，移動式救援設備相關運轉經驗數據須持續蒐集累積，並針對移動式救援設備步驟之人為可靠度評估方法做進一步精進。

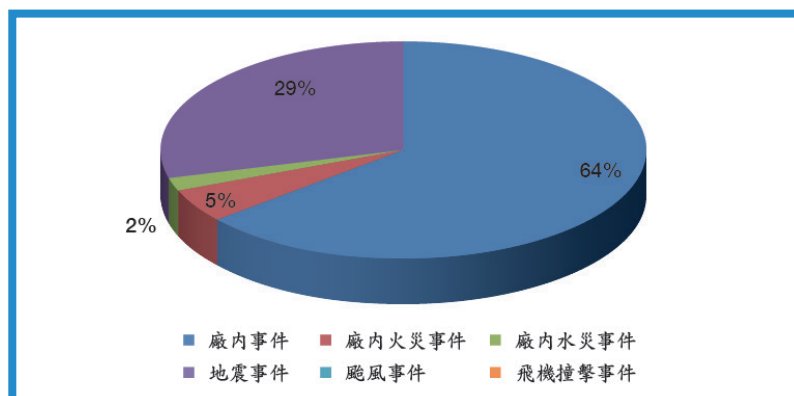


圖 2 核一廠除役過渡階段廠內、廠外事件用過燃料池之風險評估 CDF 結果。

九、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

計畫單位：放射性物料管理局

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

Execution Unit : Fuel Cycle and Materials Administration

Abstract

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.

(一)摘要

為精進用過核子燃料中期貯存管制技術，本研究探討一大型室內乾貯設施裝載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，兩側分別容納金屬與混凝土護箱，藉以探討單一設施貯存不同類型乾貯護箱的輻射屏蔽與熱傳特性。本研究從輻射屏蔽與熱傳的觀點進行評估，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。

(二)計畫目標

本研究參考台電公司提出之核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，規劃一裝載量逾 8000 束用過核子燃料之假想室內乾貯設施，搭載 HI-STAR 100 與 HI-STORM 100 兩種型式護箱進行貯存，探討兩種護箱在不同列置或搭配參數下，對於輻射屏蔽與熱流性所造成之影響，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。

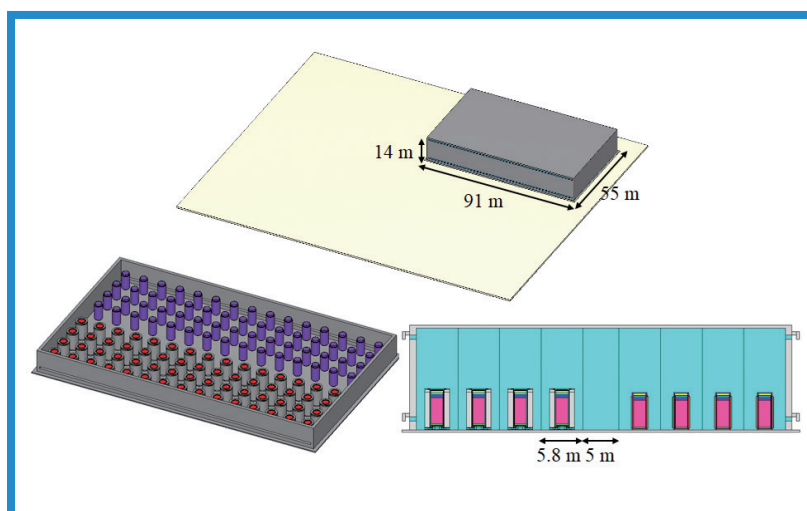


圖 1 裝載金屬護箱與混凝土護箱之假想設施示意圖。

(三)重要成果

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

- (1) 針對金屬護箱 (HI-STAR 100) 與混凝土護箱 (HI-STORM 100) 各別進行表面劑量率分析。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。
- (2) 針對標的設施模型進行不同迷道設計的探討（圖 3）。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。
- (3) 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。相關數據有利於後續設施整體與場外劑量率分布的探討（圖 4）。針對混凝土建物與金屬建物內貯存相同護箱排列的情節，混凝土建物如預期可提供額外輻射屏蔽，鋼構建物則屏蔽效果不大。

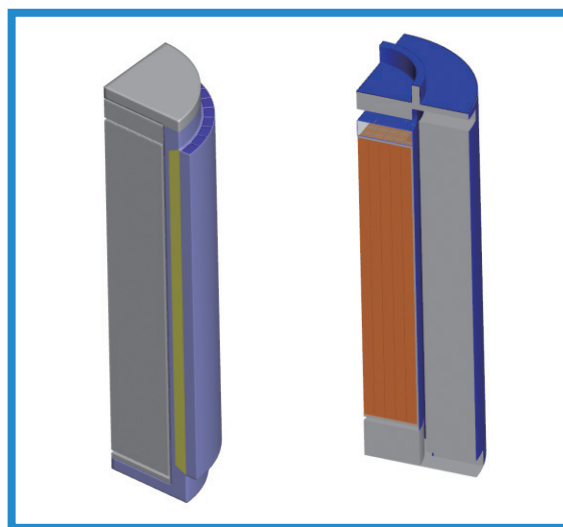


圖 2 設施裝載之兩種護箱模型。

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

(1) 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。而在管制重點部分，確認各項參數對於熱流雖有不同程度影響，但仍透過既有審查導則進行管制。

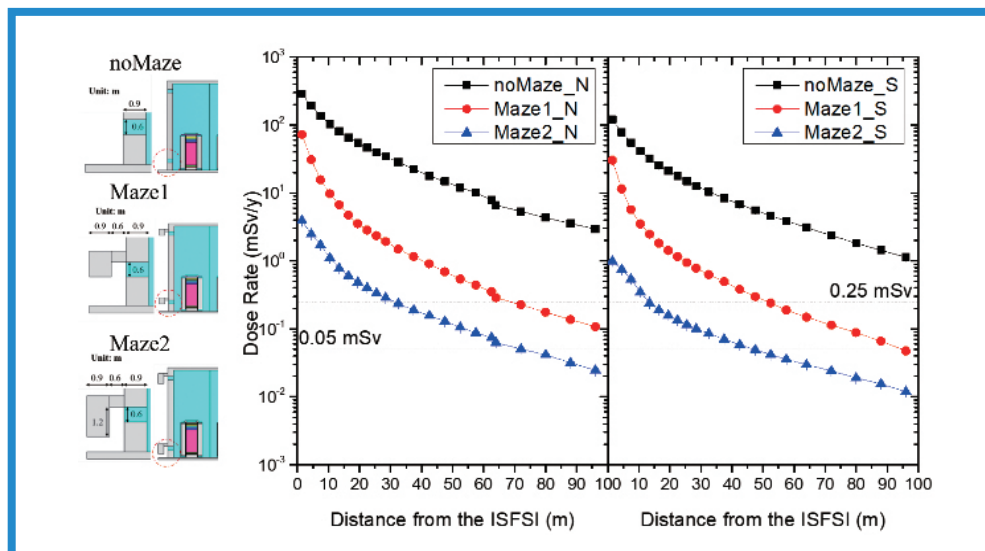


圖 3 設施迷道設計案例劑量率分布比較。

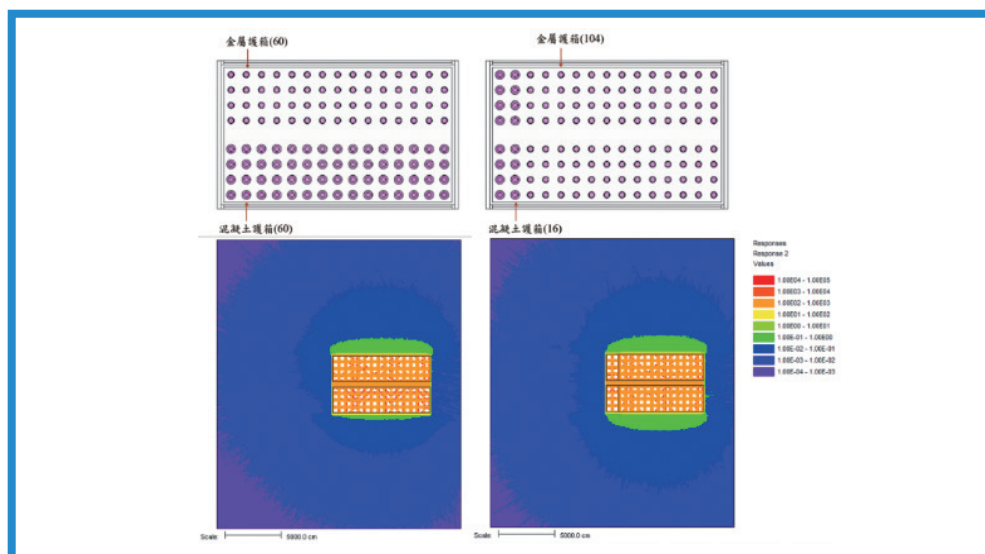


圖 4 混凝土建物搭載不同護箱配置劑量率分布圖。

- (2) 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對此事故的初始條件造成影響，無需顧慮不同護箱彼此間交互作用對分析技術所造成的影響。

(四) 展望

本研究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。目前核一廠第二期乾貯設施相關規劃資訊尚未定案，由往年的研究成果與經驗累積，本計畫特別考量核一廠二期乾貯設施概念設計參數，參考國際類似貯存護箱之案例，建立本研究所需之假想設施作為分析標的。本研究從輻射屏蔽與熱流安全的角度深入分析，探討不同護箱、不同排列與不同設施建物的輻射劑量分布與熱傳特性差異，分析結果可提升國內室內乾貯輻射屏蔽與熱傳分析平行驗證技術能力，精進國內用過核子燃料室內乾式貯存設施審驗技術。

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	現有審查導則已有對應管制條文

十、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

計畫單位：放射性物料管理局

A Study on Structural and Material Performance of Drystorage Cask Systems and the Regulator Compliance

Execution Unit : Fuel Cycle and Materials Administration

Abstract

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

(一)摘要

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。

(二)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。

(三)重要成果

1. 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。

2. 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。

3. 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。

4. 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。

(四)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故 (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。

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.

十一、109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管理研究

計畫單位：放射性物料管理局

Research on Safety Control of Low-level Radioactive Waste Disposal Scheme

Execution Unit : Fuel Cycle and Materials Administration

Abstract

Taiwan government is actively promoting the disposal of low-level radioactive waste. It is necessary for the safety control agency, the Fuel Cycle and Materials Administration (FCMA), to ensure the safety of low-level radioactive waste disposal. Because site selection of the final disposal facility for the low-level radioactive waste is currently blocked, an alternative plan was proposed to solve the problem of decommissioning waste and the relocation of the Lanyu Storage Facility. In order to assist the FCMA to improve their regulation technology, this proposal focused on "Research on Safety Control of Low-level Radioactive Waste Disposal Scheme" to study the site safety control of low-level radioactive waste disposal and storage facilities, scenarios of unintentional intruders, and regulation suggestions to enhance safety review technology for low-level radioactive waste disposal. The characteristics of rock fractures and the in-situ stress on the stability of the tunnel structure will be analyzed.

(一)摘要

原能會物管局為確保我國放射性廢棄物處置安全，精進本土化之低放處置審查技術，爰提出「109 年低放射性廢棄物處置方案之安全管制研究」，以強化我國低放處置管制技術與管制法規，提升安全管制能量。本計畫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，透過蒐集與研析國際相關法規資訊，並探討我國處置環境與現況，提出適合於我國之低放處置安全管制要項建議。並進行低放射性廢棄物處置安全審查技術的精進，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，協助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。

(二)計畫目標

本計畫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，期能協助管制單位持續針對我國低放射性廢棄物處置審查技術進行精進，並在還未找到處置場前，提供集中貯存應變方案之相關建議。

(三)重要成果

1. 低放射性廢棄物處置場址特性管制研究

研析 IAEA 安全相關叢書及世界各國低放射性廢棄物貯存及處置場址之法規與管制要項，經由考量管制項目納入之國家數目，分為關鍵要項（10 國以上）、具影響力項目（5~9 國）及較少提及項目（少於 4 國）三類。貯存設施關鍵要項為地震、洪水、火災；近地表處置關鍵要項為地震、地質構造特性、水文地質、氣象事件，地質處置關鍵要項為地震、地質構造特性、水文地質、社會影響（人口密度/分布）。

2. 低放射性廢棄物處置無意闖入情節管制要項研析

低放處置人類無意闖入管制之建議，包括：處置場封閉後 10,000 年時間內，對任何無意闖入者其年劑量不得超過 5 毫西弗；處置場封閉後 10,000 年時間之後，應盡力合理抑低對任何無意闖入者造成的曝露。但是由於美國採淺地層地表處置，與我國坑道處置方式不同，未來是否需要採用 5 mSv/yr 作為無意闖入者劑量限值仍需進一步討論。

3. 低放射性廢棄物處置岩體裂隙研究方法研析

研析 SKB 針對瑞典 Forsmark 及 Laxemar 兩處建立場址描述模型，其水文地質模型透過離散破裂網路 (DFN) 進行建模，並將場址劃分為水力土壤區 (HSD)、水力通導區 (HCD) 及水力岩體區 (HRD)。其中，水力岩體區 (HRD) 為變形區以外的裂隙岩體，建模時考慮其統計特性包含：(1) 次要變形區；(2) 破裂面形狀；(3) 破裂面位態和分組；(4) 破裂面密度尺度化、空間分布和終止的概念；(5) 破裂面密度和破裂面尺度；(6) 破裂面網路的連通性和水力特性；(7) 破裂面存儲特性；(8) 破裂面傳輸特性等。

4. 低放射性廢棄物處置現地應力對處置坑道結構穩定影響研析

根據前期研究已建立之「台東縣達仁鄉」與「金門縣烏坵鄉」二處建議候選場址處置坑道數值分析模型，透過數值分析，持續探討現地應力對坑道結構穩定性之影響。達仁建議候選場址部分，其處置坑道在具有一次襯砌之條件下，襯砌結構最大軸力與最大彎矩均隨側向壓力係數增加而遞增，且 A 類處置坑道的襯砌結構受力普遍高於 B、C 類處置坑道；在烏坵建議候選場址部分，處置坑道屬無襯砌坑道結構，其在頂拱與仰拱處的最大位移量均隨側向壓力係數增加而減少，但在側壁處的最大位移量則隨之增加。

(四)展望

本計畫一方面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，透過蒐集與研析國際相關法規資訊，並探討我國處置環境與現況提出適合於我國之低放處置安全管制要項建議。另一方面，持續進行低放射性廢棄物處置安全審查技術的精進，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，相關成果期能協助管制單位建立對於坑道處置安全審查及分析驗證之能力，以使國內處置管制技術能與國際接軌。



十二、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

計畫單位：放射性物料管理局

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

Execution Unit : Fuel Cycle and Materials Administration

Abstract

This project aims to study the safety requirements and 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 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, a couple of verification tasks on important safety features of the 2 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 internationally collaborated researches can be compared.

(一)摘要

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地質處置設施設計之安全標準與技術要項、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重要管制資訊及技術，持續進行實驗與模擬成果之平行驗證，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。

(二)計畫目標

子計畫一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。子計畫二、三則分別針對最終處置地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證與低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式等重要議題，進行資訊研析及平行驗證工作，以提升我國用過核子燃料最終處置計畫相關審驗技術與能力。

(三)重要成果

1. 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

針對國際原子能總署「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；並對主要核能國家包括瑞典、瑞士、英國、芬蘭等國之高放地質處置設施設計安全標準與技術要項或安全分析報告審查案例等進行重點研析整理。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，並提出審查要項建議。

2. 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

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（圖 1）；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）；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，所得結果亦與 SKB 報告相近。

3. 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

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；其水力傳導度為 $3.38\text{E-}13 \text{ m/s}$ ，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而降低密度時，其障壁功能維持與密度降低程度有關。本研究利用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，膨潤土攝入水試體含水量分布模擬與實際量測結果相符（圖 4），所得相關參數具有合理性。

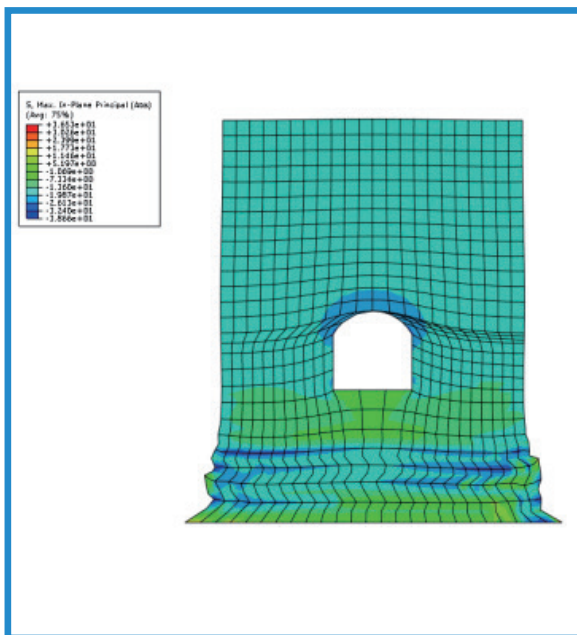


圖 1 模擬地震處置隧道受力雲彩圖。

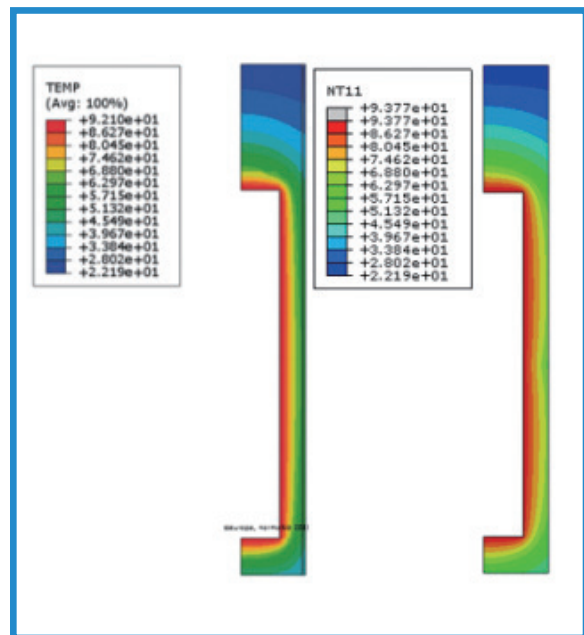


圖 2 處置罐溫度分析雲彩圖。

(四)展望

本計畫期望藉此方式，逐年完整導則所需各專章之架構與條文內容，並且透過與各界專家的座談討論，及主管機關之專業指導，在處置安全的最高原則下，整合多方看法與意見，使研提之導則專章內容能符合國內用過核子燃料最終處置安全分析之需求，協助提升我國最終處置計畫審查與管制技術，供國內主管機關及相關單位作為參考。

本計畫所進行模擬平行驗證研究工作，亦為國際間普遍重視且共同合作的關鍵議題，未來仍將掌握最新國際趨勢，持續提升我國用過核子燃料最終處置計畫所需之研發能力與審驗技術。

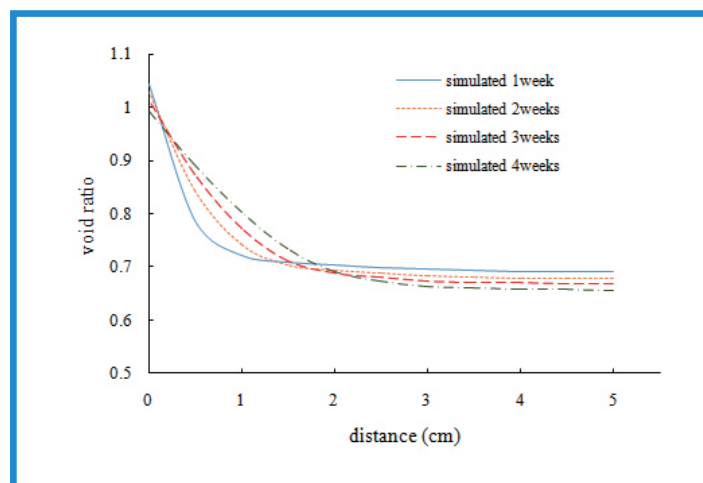


圖 3 四週孔隙比變化數值模擬結果。

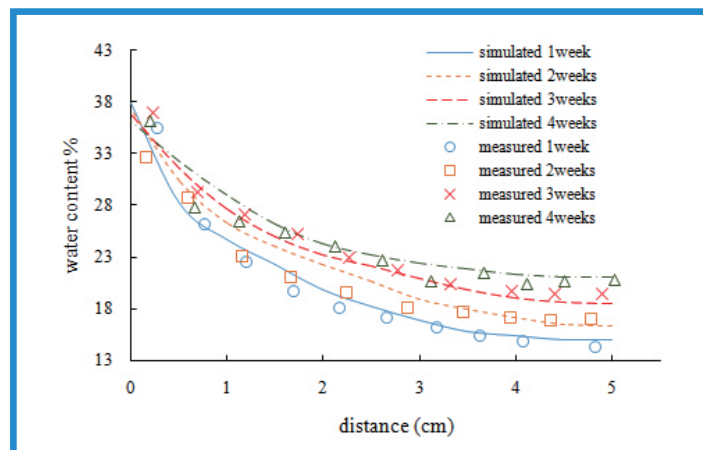


圖 4 四週含水量分布變化數值模擬與攝取水量測結果。

十三、核設施除役石墨廢棄物特性研究

計畫單位：核能研究所

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

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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 $7.2 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$.

(一)摘要

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 $7.2 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ 。

(二)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。

(三)重要成果

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 1×10^{13} n.cm⁻²s⁻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。

(四) 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 1 ^{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



十四、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

計畫單位：核能研究所

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

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

(一)摘要

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水化反應，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。

(二)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：

1. 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。

2. 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。
3. 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。
4. 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。
5. 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。

(三) 重要成果

1. 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。

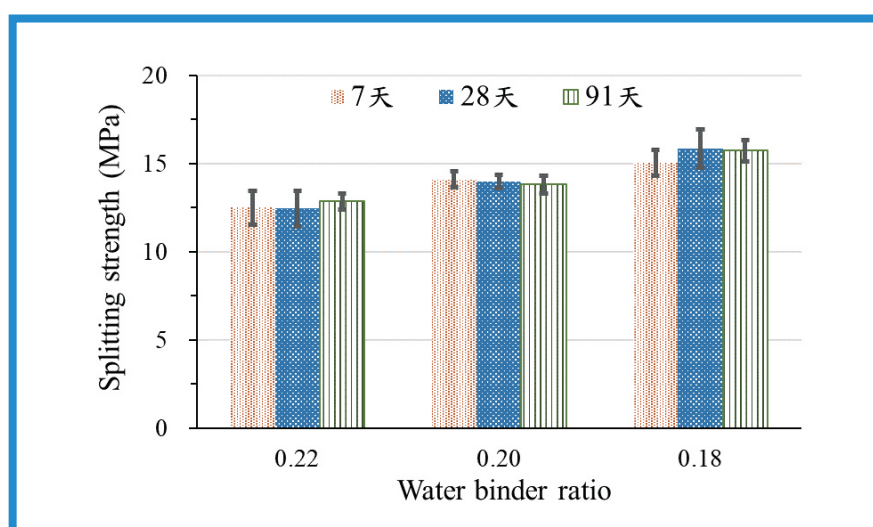


圖 1 不同水膠比對劈裂強度之影響。

2. 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。

3. 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。

4. 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。

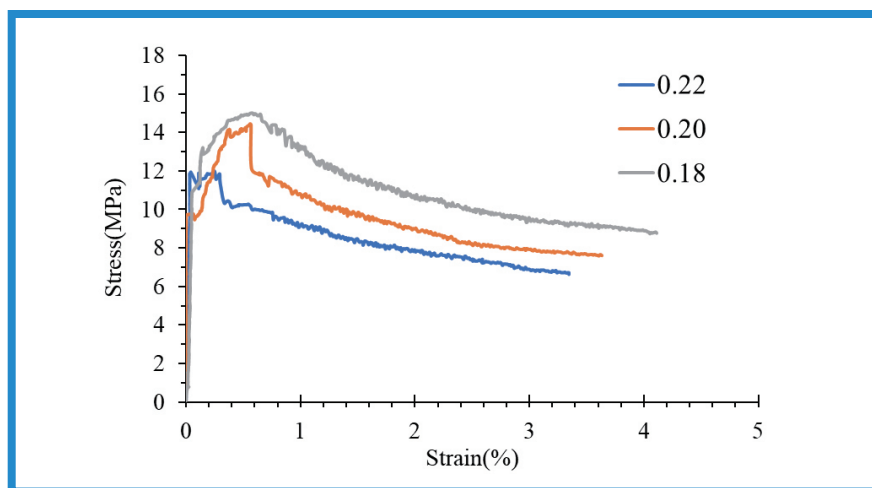


圖 2 不同水膠比對直接拉力強度之影響。

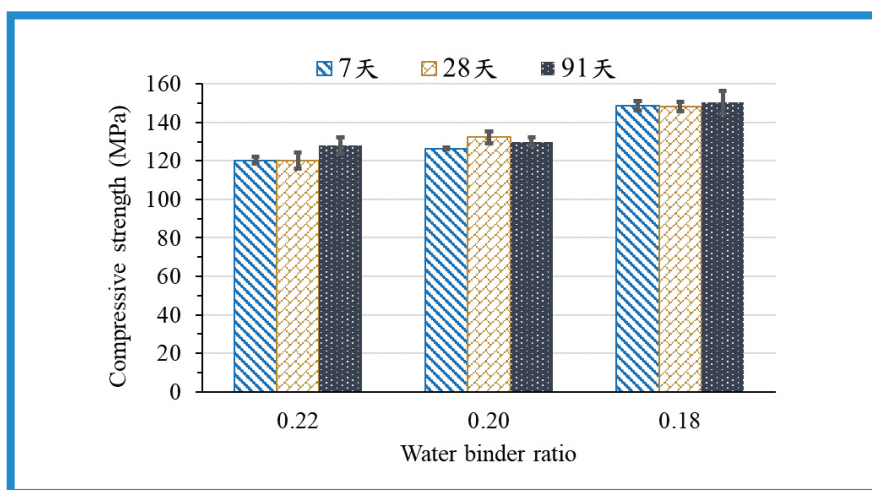


圖 3 不同水膠比對抗壓強度之影響。

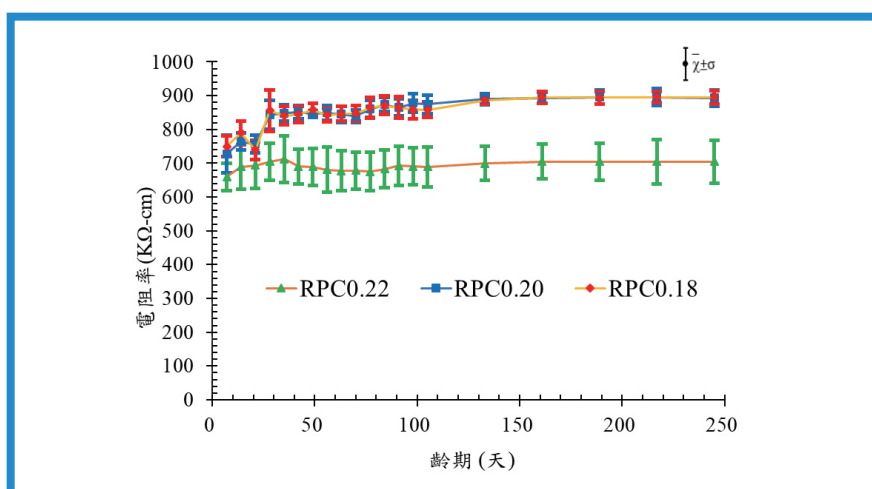


圖 4 不同水膠比對表面電阻率之影響。

5. 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）。

（四）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。

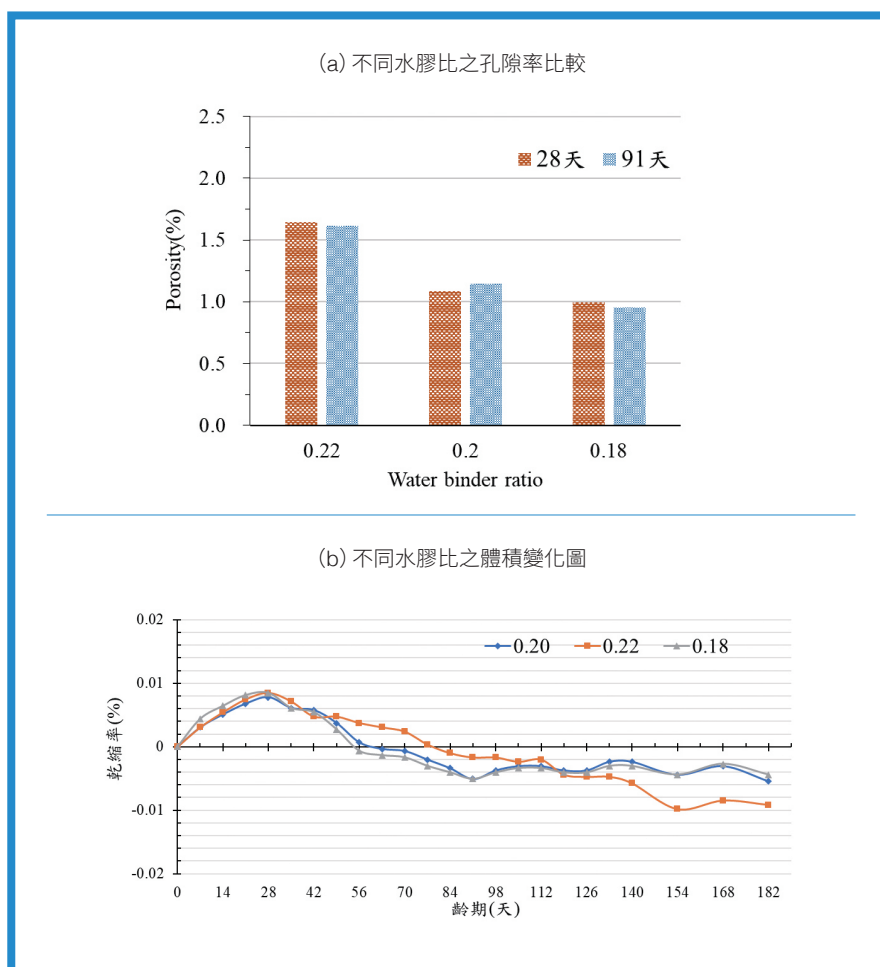


圖 5 不同水膠比之孔隙率及體積穩定性。

十五、除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究

計畫單位：核能研究所

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

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

(一)摘要

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。

(二)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。

(三)重要成果

1. 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。

2. 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。

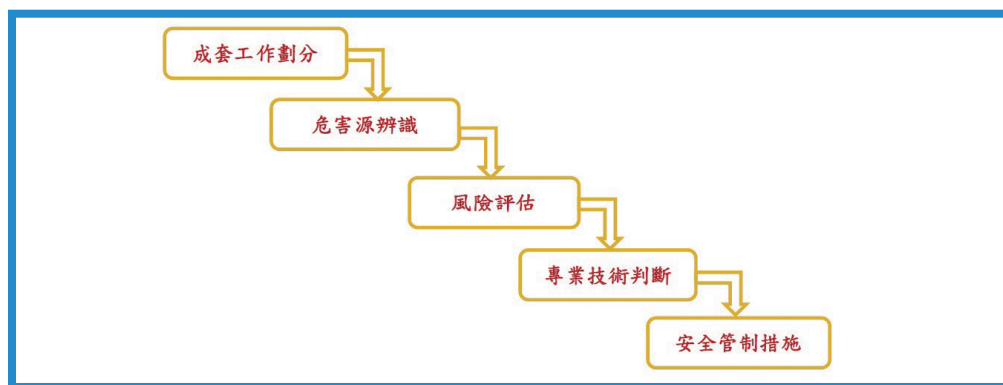


圖 1 分級方法的風險評估步驟。

表 1 分級方法的風險矩陣

	可能性等級			
嚴重度等級	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

(四) 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。

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			

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幾	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。	
1.6.3 安全文化差異	核能電廠的除役作業與建造或商轉的安全文化並不相同，核能電廠值班人員和維護員工的安全文化心態的調整過程可能會因為不適應而造成人為作業或操作失誤事件。	P1	RS3	IS2	PS4	R2	建立並加強訓練核能電廠員工的除役安全文化知識和理念。	法規監管機關的駐廠視察員亦須建立並加強訓練其核能電廠除役的安全文化知識和理念。

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。

圖 2 核研所除役相關報告分類結果

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. 緊急應方案
5. 除污規劃	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	

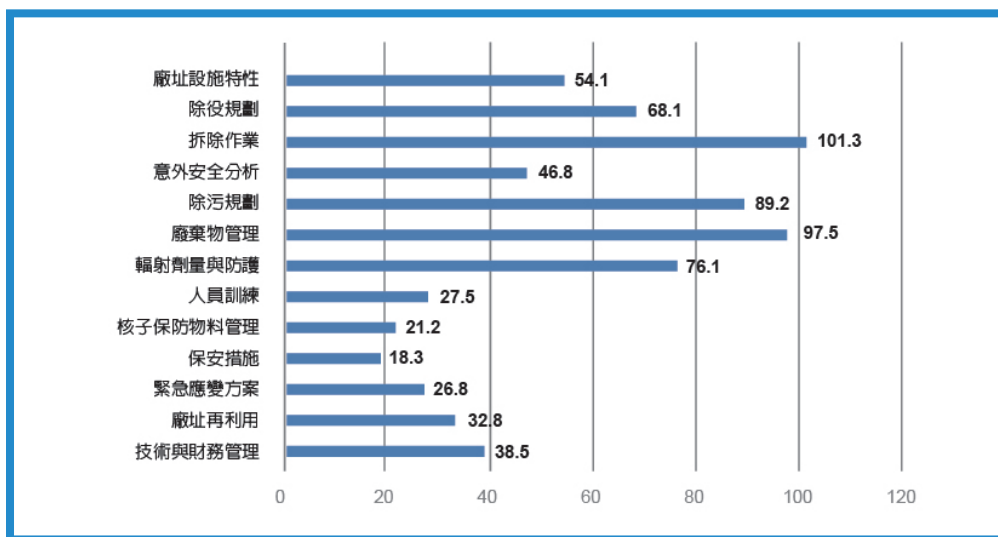


圖 3 核研所除役相關報告分類結果。

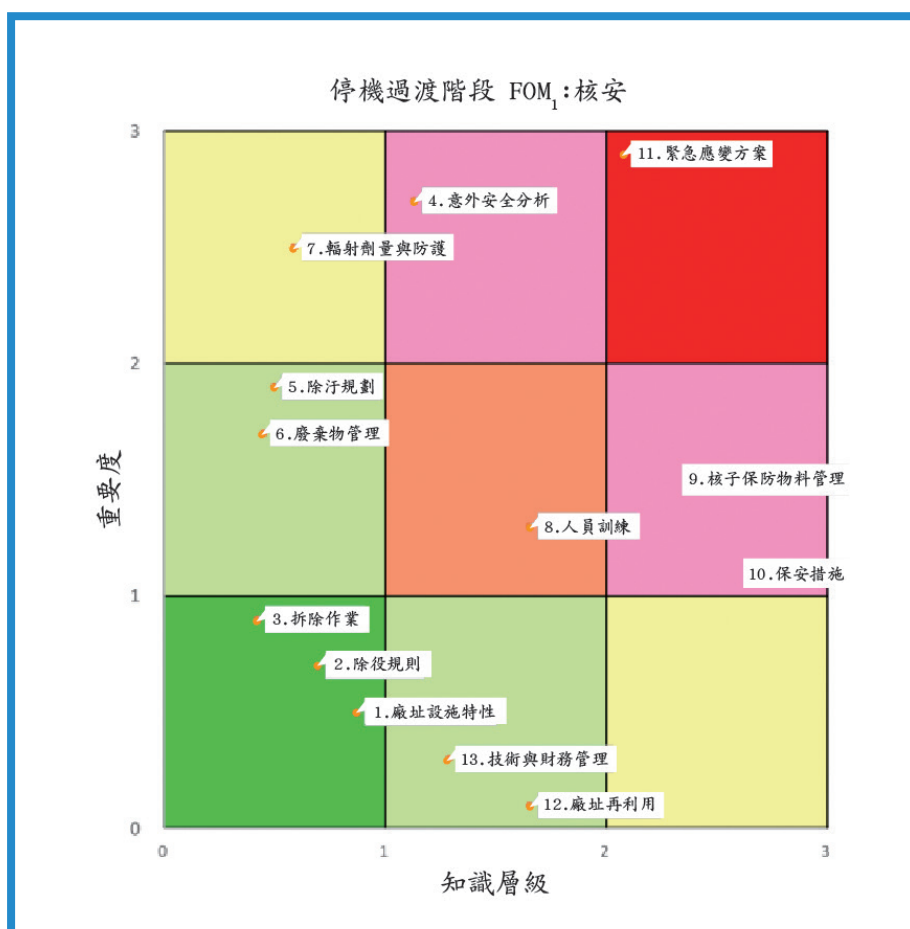


圖 4 以 PIRT 矩陣表示各研究主題在 FOM₁ 之位置。



十六、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

計畫單位：核能研究所

Research on fire risk factors due to equipment shutdown, partial operation or configuration changes during nuclear facility decommissioning

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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 | 4. Fire safety |
| 2. Safety of ventilation and dust collection equipment | 5. Construction safety |
| 3. Electrical safety | 6. Personnel safety |

(一)摘要

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。

- | | |
|--------------|---------|
| 1. 可燃物管理安全 | 4. 消防安全 |
| 2. 通風與集塵設備安全 | 5. 施工安全 |
| 3. 電氣安全 | 6. 人員安全 |

(二) 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。during nuclear plant decommissioning”

(三) 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。

1. 用過燃料尚未移出用過燃料池之前，火災防護相當重要：

- (1) 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。
- (2) 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。
- (3) 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。

2. 學術成就方面，共發表國內外研討會及期刊論文

(1) 國際研討會

- i. The 13th International Symposium on Asian Society for Integrity of Nuclear Components, (ASINCO-13) April 21-22, 2021
- ii. Title: “Research on fire risk factors due to equipment partial operation during nuclear plant decommissioning”

(四) 期刊論文

- I. 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)
- II. 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)

(五) 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护計畫，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。

十七、日本核設施除役拆除實施標準研究

計畫單位：核能研究所

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

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

(一) 摘要

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。

（二）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制之技術及能力，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。

（三）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制之借鏡，進而協助落實我國核電廠安全除役之目標。

（四）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。

十八、核設施除役拆除作業污染擴散管制研究

計畫單位：核能研究所

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

Execution Unit : Institute of Nuclear Energy Research

Abstract

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.

(一)摘要

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。

(二)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。

(三)重要成果

1. 研討不同除役切割方法之特性與應用情境

(1) 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。

(2) 如為更高污染之部件則可另採用水下切割進行拆解。

2. 整體負壓空調、局部排氣之設計要點與計算表

(1) 系統之設計與設備選用方法、流程、計算表如期末報告書中所述。

- (2) 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。
- (3) 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。
- (4) 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。

3. 電腦初步模擬與文獻比對

- (1) 模擬採用軟體為美國國家標準暨技術研究院 (NIST) 開發之 FDS。
- (2) 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。

(四) 展望

- 1. 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。
- 2. 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。

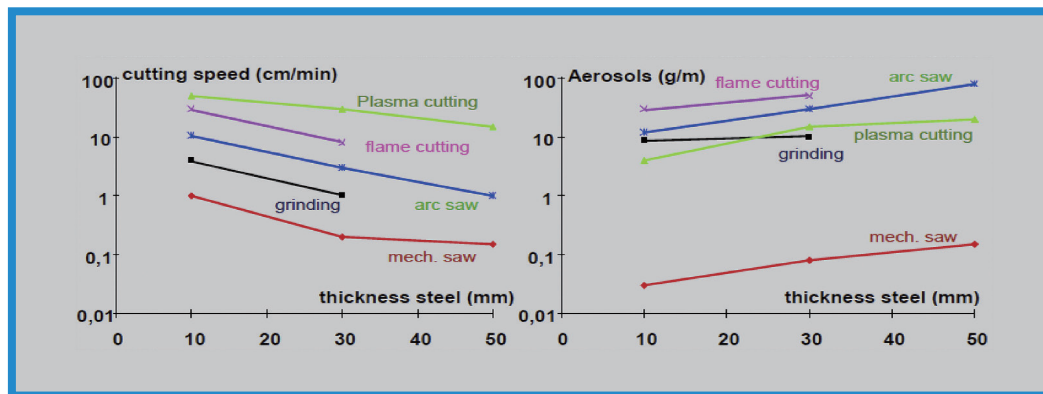


圖 1 各種切割方式之切割速度與懸浮微粒產生量之比較 [1]。

- [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



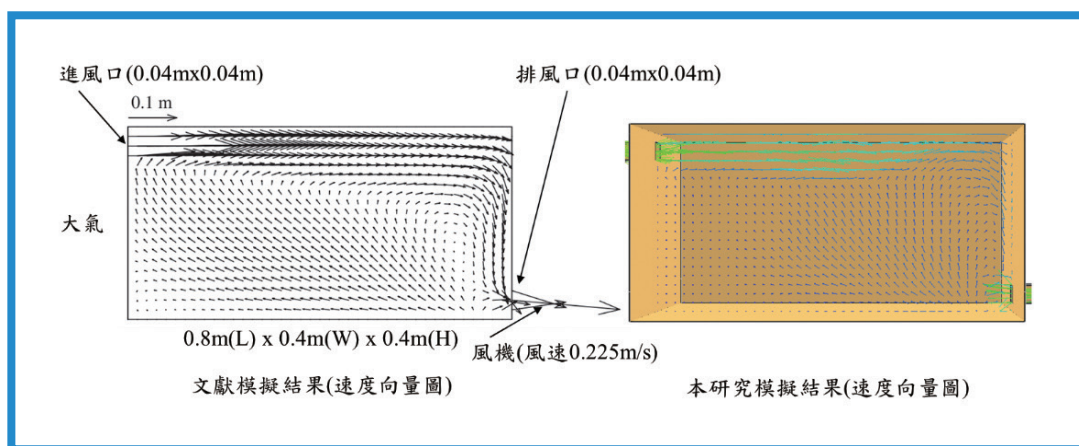


圖 2 文獻 [2] 結果與本案電腦模擬比對。

- [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.



行政院原子能委員會暨所屬機關研究計畫成果彙編上冊

109 年度行政院原子能委員會暨所屬機關研究計畫成果彙編上冊

編著者：行政院原子能委員會 Atomic Energy Council, Executive Yuan

出版機關：行政院原子能委員會 Atomic Energy Council, Executive Yuan

電話：+886-2-8231-7919

地址：新北市永和區成功路 1 段 80 號 2 樓

No.80, Sec.1, Chenggong Rd., Yonghe Dist., New Taipei City 234, Taiwan (R.O.C.)

網址：<https://www.aec.gov.tw>

出版年月：中華民國 110 年 10 月

定價：NT\$ 250

ISBN：978-986-5467-26-5

GPN：1011001053

- 原能會保留所有權利欲利用本書全部或部分內容者，需徵求行政院原子能委員會同意或書面授權。連絡電話：(02) 8231-7919。

You shall obtain the permission from AEC before using all or any part of the content of this report. TEL：+886-2-8231-7919

【版權所有，翻印必究】

