

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末研究報告

核設施除役與輻射防護劑量評估驗證技術研究

(2/4)

Research of nuclear facilities decommissioning and radiation
protection for dose evaluation and verification techniques

計畫編號：107-2001-02-17-02

(GRB 系統科技計畫編號：MM10701-0393)

受委託機關(構)：原子能委員會核能研究所

計畫主持人：袁○程

聯絡電話：(03)4711400 ext 7673

主要工作項目負責人：林○秀、林○君、王○文、張○瑋

聯絡人：鄧○梅

報告日期：108 年 1 月 9 日

目 錄

目 錄.....	i
中文摘要	ii
英文摘要	iii
壹、前言(計畫緣起).....	1
貳、研究目的	5
參、研究方法與過程.....	13
肆、主要發現與討論.....	25
伍、結論與建議.....	101
陸、參考文獻	106
附件 期末訪查技術性查核問題與回覆(Q&A)等	111

中文摘要

為了因應我國核能電廠即將陸續面臨除役與相關輻射安全議題，本計畫配合國內外趨勢與主管機關需求，以滾動式精進核設施除役與輻射防護雙主軸方向進行，強化輻射量測劑量評估之準確度與公信力，增進輻射偵測儀器檢校及技術評估研究，與研究提升人員生物劑量評估相關技術。此計畫還須考量輻射防護管制系統的全面性，研發建立符合國內外趨勢的輻射劑量量測系統，研究劑量稽核與驗證方法，以及擬定相關管制作業程序及法規，以提升游離輻射防護管制技術，確保民眾健康及安全。

本年度主要研究工作項目包括：1. 核設施除役輻射防護管制技術研究；2. 輻射防護能力試驗技術研究；3. 輻射應用劑量評估與檢校技術研究，以及 4. 人員生物劑量染色體變異評估技術研究。目標為提升核設施除役之輻射監測能力與輻防管制品質，透過能力試驗認證技術相關研究，提升全國相關實驗室之技術能力與品質，確保輻射從業人員和一般民眾之輻射安全，並透過輻射生物劑量衛星實驗室建置，提升游離輻射安全管制層次及水準。

關鍵字：輻射防護管制、除役、能力試驗、染色體雙中節分析

英文摘要

In response to the issues of domestic nuclear power plant decommissioning in the near future and relative radiation safety programs, this plan is rolling to work on the improvement of nuclear facilities decommissioning and radiation protection, two spindle directions. Considering the domestic and international trends, that is to strengthen the accuracy and credibility of radiation measurement and dosimetry, to improve the evaluation technology as well as testing and calibration research of radiation detection equipment, and to enhance the personnel and biological doses assessment technology. This plan also concerns the radiation protection management system, radiation dose measurement system, dose verification method and radiation protection management procedure and regulations. It can improve the techniques for radiation protection management to ensure the public's health and safety.

The main research items include: 1. Radiation protection management techniques for nuclear facilities decommissioning; 2. Research of radiation protection quality assurance and dose verification evaluation techniques; 3. Radiation application research of radiation dose evaluation and detection equipment calibration; 4. Evaluation of human biodosimetry. It aims to lift the ability of radiation monitoring and radiation protection management quality in nuclear facilities decommissioning. Through the related research of proficiency testing techniques, it improves the technical ability and quality of the related laboratories in the nation to ensure the radiation safety for radiation staff members and the public. And it also provides a higher level of

radiation protection management through the establishment of the radiation biodosimetry satellite laboratory.

Keywords: Radiation protection management; Decommission; Proficiency testing; Dicentric chromosome assay.

壹、前言(計畫緣起)

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、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，建立基礎。本計畫因應此需求，參考目前環境與未來方向預測如下：

- 一、我國核能一廠與二廠分別於1978年和1981年開始商轉，兩核設施已陸續接近預定停止運轉日期，進入除役階段。本計畫將參考國際規範，並對於核設施除役預警機制、場址最終狀態輻射偵檢審查技術、環境試樣放射性活度分析技術、人員與環境劑量評估技術，進行深入之研究探討；另為提供核設施除役輻防管制作業之參考依據，將進行輻射偵測儀器校正系統建置技術與環境試樣參考物質製備之研究，建構完整的儀器檢校追溯體系與量測技術程序；且為落實輻防管制措施，於除役計畫規劃階段將針對輻防視察與除污作業和意外事件案例進行研究，確保核設施除役作業之工作人員個人劑量符合法規限值、集體劑量符合劑量合理抑低之目標，並配合除役之廠址特性的環境物質及相關參數進行分析研究，建立除役廠址關聯之人員與生物體輻射劑量評估技術，以提升核設施除役之輻射監測能力與輻防管制品質。

- 二、依據本會(原子能委員會，簡稱原能會)於105年1月的統計，非醫用可發生游離輻射設備約為7千餘台，國內醫用可發生游離輻射設備約有1萬8千餘台，輻射從業人員申

請佩章之人數已達5萬餘人，涵蓋核能設施、工業、醫院、研究機構等領域，其環境輻射監測、輻射劑量評估與輻射偵檢為重要的輻防管制工作，相關實驗室具備良好的技術能力與完備的品保作業亦為落實輻射防護作業、保障輻射工作人員之關鍵，因此必須透過認證來確認全國各相關實驗室是否具備足夠技術能力與品質來保證執行校正、測試業務。能力試驗是實驗室認證重要的一環，亟需研究國際之技術發展趨勢，及配合主管機關對於國內輻射度量實驗室之管制需求，進行執行能力試驗所需之設備及技術的研究，加強實驗室人員訓練與技術交流，以提升國內輻射防護與管制技術。本計畫將由管制需求面出發，進行執行實驗室認證與能力試驗所需之設備、技術、作業程序等研究，透過能力試驗與實驗室認證相關研究，瞭解全國相關實驗室之技術能力與品質，配合財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)舉辦游離輻射領域能力試驗時機，加強落實實驗室人員訓練與技術交流，以提昇國內輻射防護與管制技術。

三、 隨著高齡化與生活型態的改變，世界各國癌症發生之人數均不斷上升，民眾對於放射醫療品質越趨重視，依據衛生福利部103年之統計資料顯示，國人每年接受乳房X光攝影篩檢約68萬人次、電腦斷層掃描檢查人次約190萬人次、放射治療約124萬人次、核子醫學檢查約50萬人次，而國內質子治療與重粒子治療技術亦蓬勃發展，顯示放射

醫學扮演角色之重要性；另一方面，傳統射源與核設施的中子能量主要在10 MeV以下，但有越來越多加速器設施的環境具有不可忽視的高能中子，例如：質子治療設施能產生約100 MeV的高能中子；國內新建完成的臺灣光子源(3 GeV電子加速器)更會伴隨產生GeV等級高能中子；此外，天然輻射中的宇宙射線亦有GeV等級的中子，成為飛航劑量的主要貢獻來源之一。爰此，本計畫將以核能研究所(簡稱:核研所,英文:Institute Nuclear Energy Research, INER)為中心，透過學術合作，研究相關的醫療設備遠端品保稽核、儀器校驗與劑量驗證技術，精進新興放射診療品質與輻射應用劑量評估技術，以確保輻射從業人員和一般民眾之輻射安全。

四、 2011年3月11日，因為強烈地震與海嘯而造成日本福島的核事故發生，此事件也是繼1986年蘇聯車諾比核事故之後最為嚴重的輻射外洩事件。福島發生核電廠事故後，民眾對於國內核能相關政策與輻射安全問題十分關心，另外國內輻射相關工作人員（醫療、研究、核電廠等）也已經高達四萬多人，為了保護相關人員並讓國內大眾放心，人員生物劑量評估是必要的過程。

人員輻射劑量評估技術，除了採用物理劑量計（熱發光劑量計、光激發發光劑量計）供參考外，人員生物劑量評估，也是事故發生後必須採取的措施，一來預防意外發生時物理劑量計失效或人員未正確配帶，二來人員生物劑量評估可以確認人員接受之真實劑量，並採取必要的醫療

照護行動，保障工作人員及民眾的健康與安全。

目前世界各國莫不致力於建立人員生物劑量評估方法，以針對輻射事故發生時能夠對受暴露人員及時進行準確的劑量評估，才能對接受到較高劑量 ≥ 1 Gy的人群進行早期的醫療救治。

貳、研究目的

本計畫之具體內涵包括下列四個主題(分項或主要工作項目)，係依據原能會函文之指示與需求而訂定，報陳原能會審查同意後執行。

一、核設施除役輻射防護管制技術研究

為增進核設施除役輻射量測之準確度與公信力，完善管制核設施除役之輻射安全，本計畫將持續研究核設施除役預警機制、建置輻射偵測儀器校正系統與環境試樣參考物質、建立檢校追溯體系與量測程序，且為落實輻防管制措施，將研擬輻防視察作業程序，並配合除役廠址特性參數分析，建立生物體輻射劑量評估技術。

二、輻射防護能力試驗技術研究

為提升輻射偵測與防護能力，本計畫將參考國際規範、輻防法規與主管機關對於國內輻射劑量評估、環境試樣放射性核種分析、輻射偵檢儀器校正等面向之管制需求，建置能力試驗之執行設備、劑量追溯系統、量測技術與作業程序，並透過實驗室認證同步分析及辦理技術研討會，強化教育訓練與技術交流。

三、輻射應用劑量評估與檢校技術研究

為提升輻射曝露管制作業之效能，針對新穎及迫切性輻射應用科技進行研究。本計畫參考國際醫療品保項目等資料，評估醫院核子醫學活度計測量模式，了解活度計校驗項目及執行

情況，藉由結果協助精進我國活度追溯與品保技術。另為因應粒子治療與高能中子所衍生之新的輻防需求，研究質子射束劑量評估與中子偵檢器(區域監測器、劑量計等)校正技術。

四、 人員生物劑量染色體變異評估技術研究

染色體穩定變異的方法目前較為熟知的有 G-banding 與螢光原位雜交法 (Fluorescence in situ hybridization, FISH)。世界衛生組織 (World Health Organization, WHO) 有鑑於車諾比核電廠所發生核災變後，由於受影響之國家輻射醫療科技落後及欠缺協調支援能力，因此 WHO 於 2007 年 12 月在瑞士日內瓦舉辦一諮詢會議商討建立全球的生物劑量支援網路 (framework for a global biodosimetry network – BioDoseNet)，此支援網路聚焦在細胞學的生物劑量技術 (cytogenetic)，相關的合作活動以及如何運作此支援網絡。

核研所自 100 年起承接原能會計畫，重建人員生物劑量研發能力後。更於 102-105 年接續之前研發能力，短期目標以提升人員生物劑量實驗室能力為主，中期目標為建立專業人員生物劑量實驗室硬體為主，長期目標為提升實驗室品質，申請實驗室認證，建立具公信力之專業國家實驗室。策略上，透過與國內醫學中心合作，獲得人類血液檢體合法提供，並透過合作關係共同分析數據，比對國內不同實驗室分析能力；另外於核研所建置符合國際人員生物劑量實驗室硬體，以進行臨床檢體操作，建立國際標準之人員生物劑量實驗室。

核研所並自 103 年並配合政府政策成立生物安全會，建立相關作業程序與應變計畫書；另外，同時積極透過國內認證系

統一財團法人全國認證基金會（TAF）申請國際標準化組織（International Organization for Standardization, ISO）國際實驗室能力認證。在與國際接軌上，持續與加拿大衛生部 Dr. Ruth Wilkins 及日本的 BioDoseNet 委員 Dr. Mitsuaki Yoshida 密切聯繫，進行國際實驗室分析能力比對及專業討論，以提升國內分析人員分析能力。藉由生物劑量實驗室軟硬體不斷提升，累積國人分析數據，進而朝亞洲參考實驗室努力。

在策略上，本實驗室是朝向建立參考實驗室（Reference Lab）的中程目標努力，逐步培植及訓練專業人力，建立劑量—雙中節染色體發生率之標準曲線（人員生物劑量標準曲線，簡稱標準曲線），品質保證計畫及程序書，維持符合參考實驗室所需之分析頻率樣品數量、設備，以及細部與劑量分析所需之臨床管理能力，並與其他國家的實驗室互相比對，發表成果。相信透過計畫之推動，使台灣發展出具有國際水準的輻射生物劑量實驗室，服務國內民眾。

圖 2-1.至 2-5.說明 107 年度計畫架構與各分項工作計畫重要科技關聯圖。

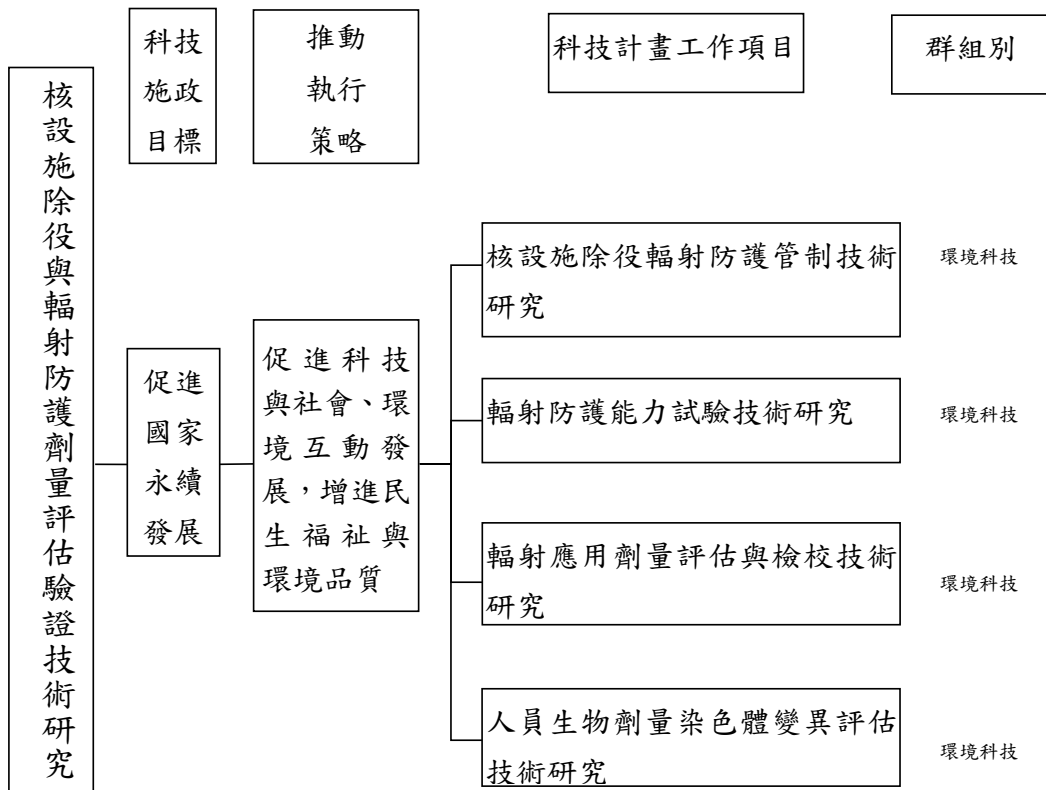


圖 2-1. 107 年度計畫架構

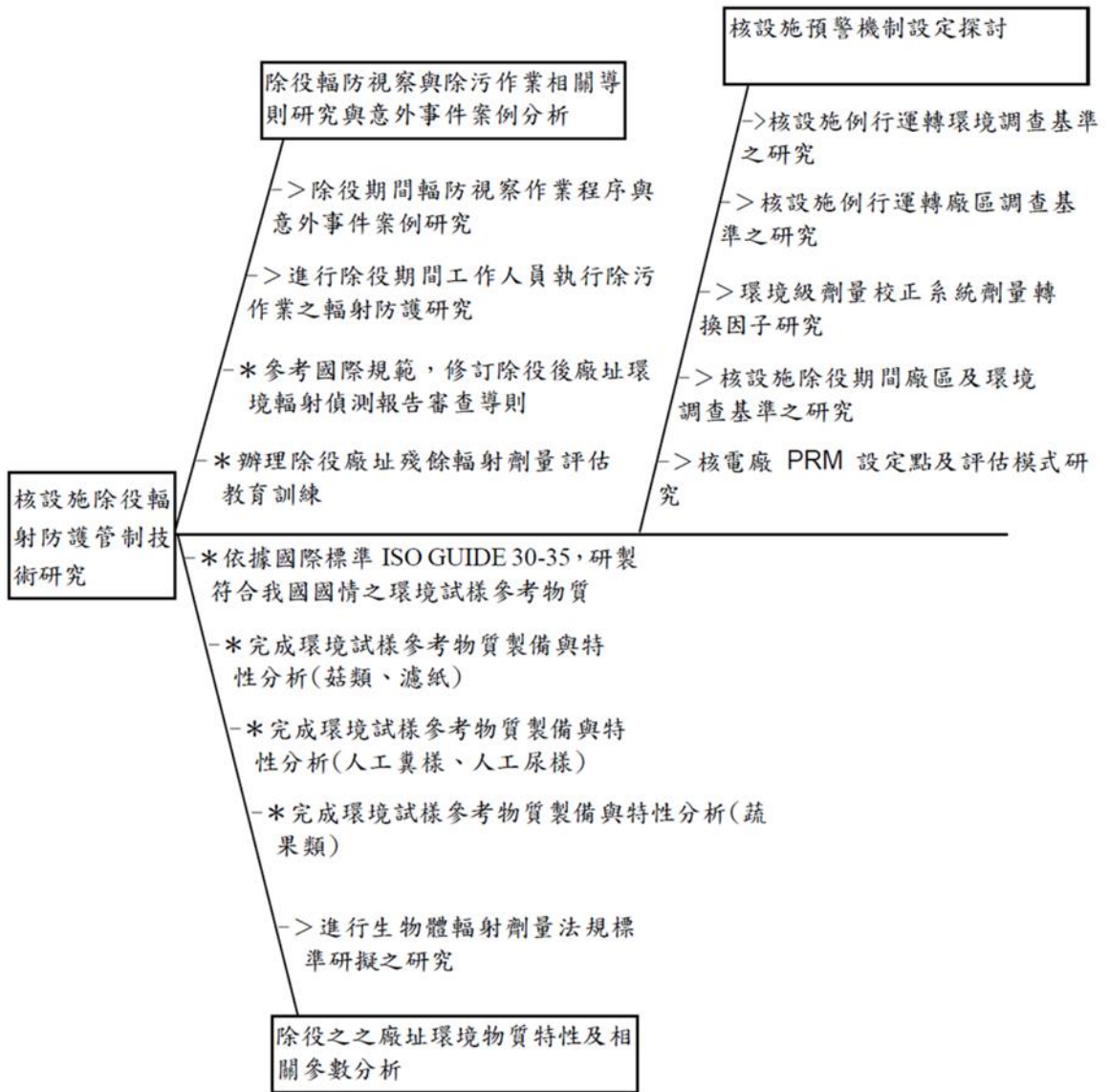


圖 2-2. 「核設施除役輻射防護管制技術研究」工作重要科技關聯圖

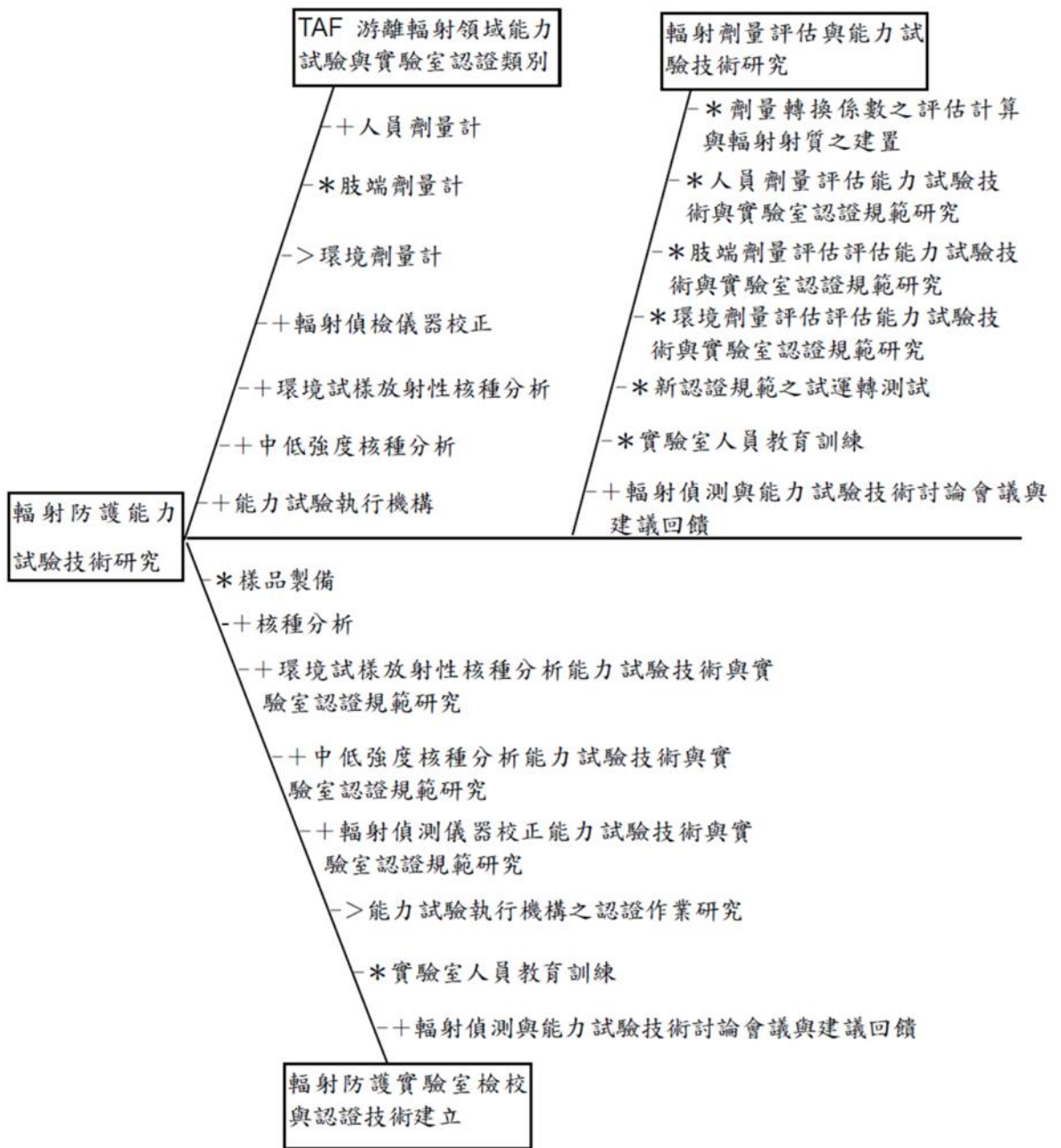


圖 2-3. 「輻射防護能力試驗技術研究」工作重要科技關聯圖

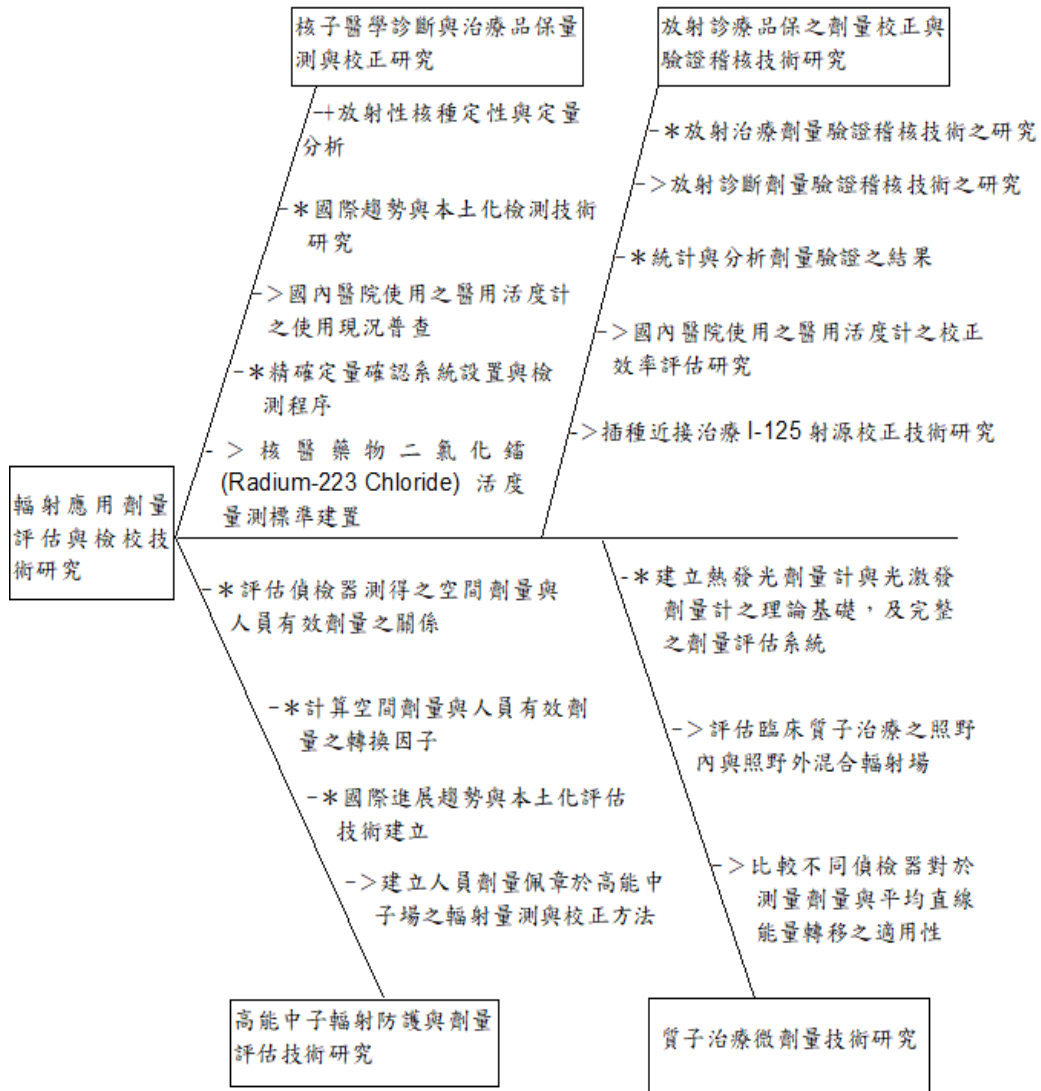


圖 2-4. 「輻射應用劑量評估與檢校技術研究」工作重要科技關聯圖

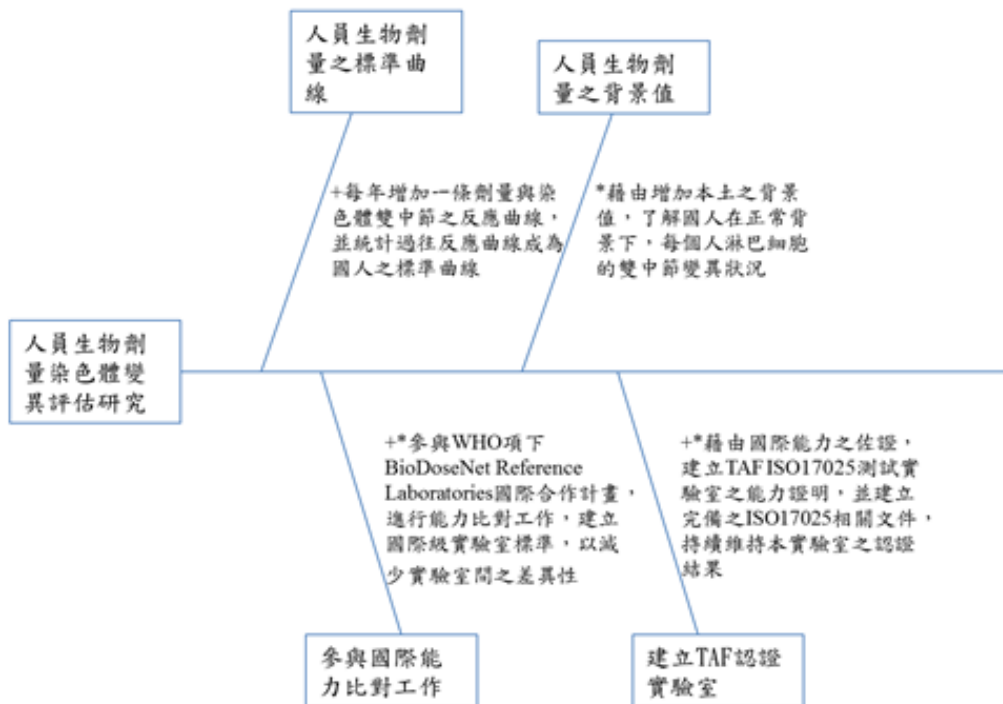


圖 2-5. 「人員生物劑量染色體變異評估技術研究」工作重要科技
關聯圖

參、研究方法與過程

(一) 內容

107 年度研究計畫工作項目的研究方法與過程說明如下：

一、核設施除役輻射防護管制技術研究

1. 除役輻防視察作業程序研究

台電公司核能一廠兩部發電機組，分別於 1978 年 12 月及 1979 年 7 月開始商轉，到目前為止，核一廠 1 號機已達 40 年運轉期限，而必須規劃進行除役。為確保核電廠除役工作可安全進行、用過核子燃料已安全貯存於廠內或運送至其他貯存場，以及除役終止相關活動，是否遵照相關管制要求或業者承諾來進行，一般主管機關係藉由直接觀測及查驗業者所進行除役相關工作等輻防視察(inspection)程序，以獲得相關資訊。本年度針對美國核管會相關輻防視察手冊(Inspection Manual Chapter 2561)及視察程序(Inspection Procedure 83801, 84750 等)進行研析，以建立完善核電廠除役管制技術，確認除役電廠周圍環境及民眾之輻射安全。

2. 核設施例行運轉廠區調查基準之研究

為確認核設施輻射作業對廠區及環境所造成的影響，依據「游離輻射防護法」第 10 條規定，設施經營者應於輻射工作場所監測區內，實施必要輻射監測，另於場所外實施環境輻射監測，以取得各項監測數據，並配合輻射劑量評估模式，

以評估輻射作業對廠區及周圍環境造成之影響；而管制實務上，主管機關會要求核設施經營者針對廠區及環境輻射監測作業建立完善的預警機制，以避免輻射作業對人員造成的輻射劑量有超限之虞，故於「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 15 條及第 19 條規定，核設施經營者對其廠區及環境輻射監測作業，應擬定預警機準，如監測數據超過所規定的調查基準，便應立即進行單位內部查證，並於三十日內以書面報告送主管機關備查，藉此供核設施經營者適時採取預警措施，避免因核設施出現異常狀況而對一般人造成重大輻射影響。

現行「核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準」(民國 89 年 07 月 06 日修正)係綜合考量一般人年劑量限值、曝露情節、曝露途徑等因素，並參考國外相關法規而訂定。由於時空變遷，核設施排放對一般人造成影響的輻射曝露情節與途徑漸有異動，以行政院農業委員會每年公布的「糧食供需年報」為例，依其資料顯示，針對穀類的米，民國 95 年每人純糧食供給量(即年攝入量)為 48.04 公斤，104 年則降低至 45.67 公斤，差異約達 5%，顯示因國人飲食習慣改變，放射性物質經此途徑造成的輻射影響將有所異動，因此本年度則針對現行核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準之制定方法及依據進行相關資訊蒐集研析。

3. 研製環境核種分析儀器校正用參考物質(人工尿樣、人工糞樣)

為確保輻射作業周圍環境與民眾之安全，游離輻射防護法第十條規定，輻射工作場所外應實施環境輻射監測，且在

環境輻射偵測品質保證規範之品質保證方案內容中，輻射度量系統之能譜及計測效率應使用校準射源作定期校準，校準射源之準確度應可追溯至國家標準。環境試樣中加馬核種活度含量，最常使用加馬能譜分析技術來進行量測，而量測結果準確性與可追溯性，則需仰賴環境試樣參考物質來進行校正。

財團法人全國認證基金會(TAF)，目前開放環境試樣放射性核種分析測試實驗室申請認證的測試項目，共計有：土壤、水樣、植物樣、肉樣、空浮濾紙樣、牛乳樣、米樣、菇類、人工尿樣及人工糞樣等十種環境試樣，本年度則完成人工尿樣與人工糞樣參考物質之製備，並依據 ISO GUIDE 34、35 之技術需求，完成參考物質均勻度測試與添加核種不確定度評估。

二、輻射防護能力試驗技術研究

1. 肢端劑量計能力試驗試運轉後期研究

依據 ANSI/HPS N13.32-2008 肢端劑量計能力試驗 (Performance Testing of Extremity Dosimeters) 國際規範推行國內實驗室之肢端劑量計能力試驗試運轉，此為 106~107 跨年度工作，肢端劑量計能力試驗執行機構組織架構如附圖 3-1 所示，前期研究為建構技術規範所需輻射場、規劃試運轉之執行、分析參與實驗室與研究能力評估程序和方法。後期研究則為試運轉之盲樣/非盲樣兩階段數據處理、照射系統品保與執行參與實驗室系統再校正、舉辦技術交流會議、評

估參與實驗室技術能力、舉辦總結會議、完成參與實驗室評估報告與總結報告。

肢端劑量計能力試驗試運轉研究分為 4 個測試類別：I. 高劑量光子 (測試劑量範圍：0.1-5 Gy)；II. 光子 (測試劑量範圍：1.0-100 mSv)；III. 貝他 (測試劑量範圍：2.5-100 mSv) 和 IV. 貝他與光子混合場 (測試劑量範圍：3.5-100 mSv)。其判斷基準為能力商數，即 $P_i \equiv [H'_i - H_i] / H_i$ (H' 和 H 分別代表受測實驗室量測值和參考值)，並透過 ANSI/HPS N13.32-2008 規定之能力評定公式： $B^2 + S^2 \leq L^2$ (B 為 P_i 平均值； S 為 P_i 標準差； L 為允差) 處理，依據第 I 類別 L 為 0.24，第 II、III、IV 類別 L 為 0.35 來進行判定。

2. 依據 ANSI N13.11 最新標準，進行人員劑量評估實驗室認證規範之修訂研究

人員體外劑量評估實驗室能力試驗是主管機關(本會) 配合全國認證基金會(TAF)的能力試驗時程，進行的相關研究，目的在分析國內實驗室技術能力現況與接軌國際。已於 106 年度參考第十次人員劑量計能力試驗執行結果，以及近三次數據於新規範適用度進行初步分析，今年度則據此與 ANSI/HPS N13.11-2009(R2015)最新國際規範版本，修訂我國測試領域人員劑量計能力試驗技術規範 (TAF-CNLA-T08)。

ANSI/HPS N13.11-2009(R2015)規範內容包括：能力試驗程序、劑量計管理、劑量計照射、照射資料處理、能力評

定與附錄等，本年度將針對國際規範進行更進一步之研究，並完成第八、九和十次數據適用度分析研究報告，目標為支持 TAF-CNLA-T08 規範(草案)初稿研擬，並提供建立之相關研究資料於 TAF 技術審查使用。

3. 完成輻射偵檢儀器校正能力試驗之研究，並舉辦研討會

依據校正領域輻射偵測儀器校正技術規範 (TAF-CNLA-T06(2))，進行能力試驗不同類別的傳遞儀器及校正系統之性能測試，為 106~107 跨年度工作，包括國內 5 個校正實驗室之輻射劑量偵測儀器、放射活度 α/β 污染偵測儀器及人員劑量計等傳遞儀器之能力試驗射質品保測試。另外也與陸軍化生放核訓練中心 AN/VDR-2 野戰輻射偵測器校正實驗室進行劑量率儀器校正比對。

本年度除持續之系統品保，並評估參與實驗室技術能力，包括評估校正因子和儀器效率。能力評估根據 ISO 定義

之 E_n 值(
$$E_n = \frac{|V_{lab} - V_{ref}|}{(U_{lab}^2 + U_{ref}^2)^{1/2}}$$
， V 及 U 分別代表值及其擴充不確定度($k=2$)，下標 lab 和 ref 分別代表受測實驗室量測值和參考值)。判斷準則如下： $E_n \leq 1$ ，通過能力試驗； $E_n > 1$ ，不通過能力試驗。最後為完成參與實驗室評估報告及舉辦總結會議研討會，達成我國可提供輻射偵檢儀器校正之國內現況分析研究，與技術品質之交流提升。

4. 環境試樣放射性核種分析能力試驗運轉研究，並舉辦環境試樣放射性核種能力試驗研討會

本工作項目為環境試樣放射性核種分析能力試驗，屬於全國性實驗室技術與品質能力分析；不同於第一分項關注於人工尿樣、人工糞樣校正用標準參考物質之研製技術；採用加馬核種 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{85}Sr ；貝他核種 ^{85}Sr 、 ^3H 研製；同時，依據 ISO GUIDE 34、35 對於生產參考物質(RM)之技術要求，針對生產過程中之參考物質特性值及均勻性進行不確定度評估。

今年度配合環境試樣放射性核種分析能力試驗(自 104 年起每三年舉辦的第二次)，依據測試領域環境試樣放射性核種技術規範 TAF-CNLA-T09，進行能力試驗不同類別所含放射性核種之測試，研究國內實驗室現況。追溯性根據 ANSI N42.22 相對差異小於 3 倍標準差為基準，以兩個分法判定，第一為活度相對偏差值(即 $Br_i = (A_i - Aa_i) / Aa_i$ ， A_i 為測試實驗室量測活度值； Aa_i 為參考活度值)，進行 $-0.25 < Br \leq$

$+0.50$ 之判定；第二為相對精密度(即 $S_A = \left[\sum_{i=1}^N \left(\frac{A_i}{A} - 1 \right)^2 / (N-1) \right]^{\frac{1}{2}}$ 和

$S_B = \left[\sum_{i=1}^N (Br_i - \overline{Br})^2 / (N-1) \right]^{\frac{1}{2}}$ ，判定基準為 $|S_B| \text{ and } |S_A| \leq 0.4$ 。統計有 10

家實驗室參與，執行內容包括系統品保，評估參與實驗室技術能力，撰寫參與實驗室評估報告，並舉辦總結會議，達成我國可提供環境試樣放射性核種分析實驗室之國內現況分析研究，與技術品質之交流提升。

5. 中低強度核種分析能力試驗運轉研究，並舉辦環境試樣放射性核種能力試驗研討會

本工作項目主要以核設施排放監測或分析實驗室之技術能量為考量。關於中低強度核種分析能力試驗，配合自 104 年起每三年舉辦一次的時程執行，並依據測試領域中低強度核種技術規範 TAF-CNLA-T10，進行能力試驗不同類別所含放射性核種分析之能力試驗。

判定標準為先設定不同核種對應之活度解析度(A_S/u_S ， u 為量測不確定度；下標 S 為參考活度值)和比值(A_t/A_S ，下標 t

為受測實驗室活度量測值)，並根據 ζ 商數(即
$$\zeta = \frac{|A_t - A_S|}{\sqrt{u_t^2 + u_S^2}}$$
)判

定，當 $\zeta < 3$ 則符合測試要求。統計有 6 家實驗室參與，執行內容包括系統品保，評估參與實驗室技術能力，撰寫參與實驗室評估報告，並舉辦總結會議，達成我國可提供中低強度核種分析實驗室之國內現況分析研究，與技術品質之交流提升。

三、 輻射應用劑量評估與檢校技術研究

1. 與學研單位、醫療機構或相關學會合作，進行評估調查國內核子醫學劑量校正儀之校驗模式，調查活度計情況及校驗項目，並分析比較臨床量測數據。

與陽明大學合作，透過發放問卷形式，對國內相關醫療院所之劑量校正儀(Dose Calibrator)，調查其品保項目與執行

狀況等資料，進行統計彙整，並設計射源乘載輔助器件進行現場測試(如附圖 3-2)。研究成果將可協助醫院、儀器校正等相關單位改善核醫藥物放射活度量測、追溯與校正相關作業，進而提升國內核醫學相關診療之醫療品質與輻射安全。

2. 與學研單位、醫療機構或相關學會合作，發展高能中子指標量測程序與劑量低估修正的實際案例分析技術

與清華大學合作，針對國內現有指標型的高能加速器設施的輻射場進行深入探討與比較，包括 235 MeV 醫用質子加速器與國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器。完成包括探討質子源設施之中子輻射場特性及電子源設施之中子輻射場特性，比較二類設施的中子輻射場差異，針對 3 GeV 電子加速器進行主體屏蔽外的中子能譜研究，及傳統中子偵檢器的高能中子劑量低估修正案例分析，本研究結果明顯提升國內中子輻射場的分析與測量能力，相關資訊亦可供國內加速器設施應用或主管機關管制參考。

3. 與學研單位、醫療機構或相關學會合作，研發建置直線能量轉移評估系統之建立

與清華大學合作熱發光劑量計(Thermoluminescent Dosimeter, TLD)直線能量轉移(linear energy transfer, LET)評估系統之建立與精進，前期為系統建立，本期則為系統驗證。本年度研究架構主要分為兩大部分，第一部分為精進熱發光劑量計之校正，包含：(1) TLD 迴火、照射、計讀後利用輝光曲線進行後續分析；(2) TLD 之再現性(reproducibility)與

晶體修正因子(element correction coefficient, ECC)的評估；
(3)劑量反應評估及劑量校正；(4) LET 校正並利用 TLD 建立 LET 之量測系統。

第二部分則為系統驗證，即進行質子照射的臨床實驗，即利用 190 MeV 擴展布拉格峰(Spredd-out Bragg peak, SOBP)質子射束照射水假體來取得實驗之 LET 數值與模擬所得相比來驗證系統。

四、人員生物劑量染色體變異評估技術研究

- 1 人員生物劑量染色體變異評估技術研究與國內南部醫學中心合作，取得人血樣本，並進行劑量照射與評估分析研究。其血液檢體優先採集少數性別，以確保不同性別參與機會

在國際標準組織(ISO) ISO19238:2014 國際輻射研究指出，在正常背景值中，每位正常人的 1,000 顆淋巴球細胞中，平均存在 1 個(0-2 個)染色體雙中節變異。於 106 年度本計畫資料統計合計本實驗室共分析國人背景值 19,412 個細胞，發現 16 個雙中節(dicentric)變異性於 15 顆細胞中，目前資料庫國人背景雙中節發生率為 0.82‰，即是 1000 顆細胞中有 0.82 個雙中節發生率，近似國際文獻，在正常背景下，每個人淋巴細胞通常會存在 1/1000 比例的雙中節變異狀況。

- 2 建立我國生物劑量之本年度染色體雙中節劑量反應曲線

染色體變異頻率與劑量密切相關，人體淋巴球細胞經過鈷-60 照射後分析其雙中節發生頻率，呈現二元二次方程式曲

線的關係，稱為劑量-雙中節染色體發生率之反應曲線（人員生物劑量反應曲線，簡稱反應曲線），通常數學模式以 $Y = c + \alpha D + \beta D^2$ 表示， Y ：染色體變異頻率， D ：劑量。在劑量低於 1 Gy 時，通常以單一次碰撞事件為主；至於劑量高於 1 Gy 時，價電子數目增多，使得變異事件快速增加，其速率通常以二次方上升。

染色體雙中節評估技術為人員生物劑量計劃最基本需建立之技術。以雙中節變異推算劑量時，通常使用於急性曝露的情況，且最好是曝露後越早分析愈好，以免受到細胞死亡更新及其它因素的干擾。至於穩定變異的運用就較為廣泛，由於它並不會造成細胞的死亡，細胞仍得以正常分裂，分裂之後變異仍然存在於子細胞當中。

於 107 年度持續增加年度劑量反應曲線，利用輻射劑量 (0, 0.1, 0.25, 0.5, 1, 2, 3, 4, and 5 Gy) 與染色體雙中節評估建立反應曲線，合併成一條國人之生物劑量標準曲線。

3 參與國際比對試驗

人員生物劑量實驗室已於 104-105 年度參與由加拿大衛生部 Wilkins 教授所舉辦的國際比對，並順利完成；預計今年將持續與 Wilkins 教授取得聯繫並於今年度持續進行國際合作分析比對工作，期望藉由參加國際比對，更確定實驗室分析人員之能力，對於我國朝向國際化之生物劑量分析實驗室將有加倍加分之效應。

4 執行 ISO17025 查訪案例並完成 ISO17025 年度查訪工作

人員生物劑量實驗室為國內前瞻創新實驗室，有關實驗室品保，人員生物劑量實驗室目前已建置一、二、三階文件及四階表單共 43 份文件，並已於 105 年取得財團法人全國認證基金會 (TAF) ISO 17025 相關認證。本年度將維持該 ISO 認證，即藉由 TAF 派員查訪的機會，瞭解實驗室品質可精進之處，以確保實驗室之分析作業具備一定的品質。

(二) 附圖與附表

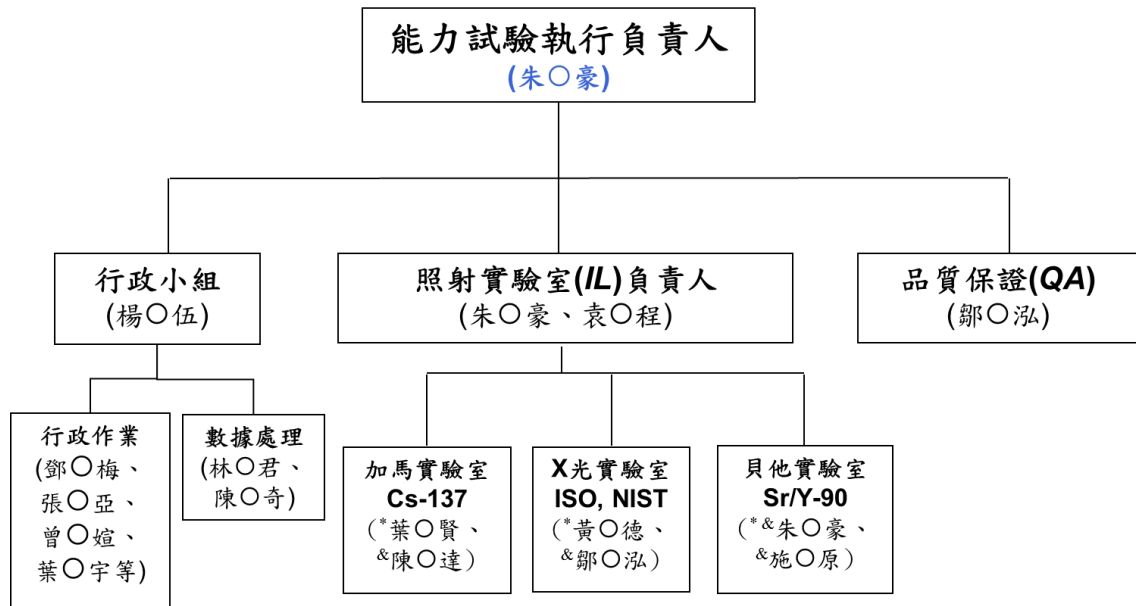


圖 3-1. 肢端劑量計能力試驗執行機構組織架構

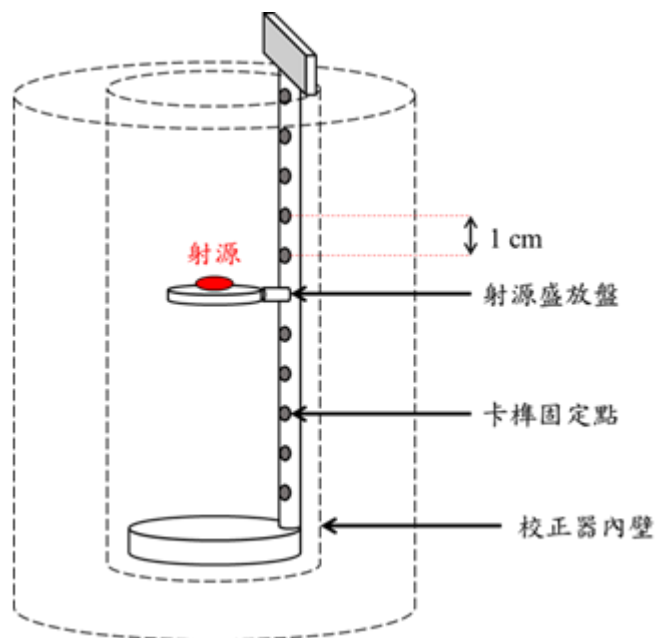


圖 3-2 射源盛放附件結構設計圖

肆、主要發現與討論

本計畫今年度達成國際期刊(SCI)論文刊登 2 篇、會議論文發表 3 篇、舉辦 2 場研討會、教材 1 份等量化指標，如圖 4-1 至圖 4-8。

(一) 內容

一、核設施除役輻射防護管制技術研究

1. 除役輻防視察作業程序研究

因應我國三座核電廠將陸續達運轉年限而需規劃進行除役，屆時核設施除役安全主管機關勢必有相當多任務須配合執行，以確保除役過程人員及環境之輻射安全。以美國為例，其安全主管機關(核能管制委員會)於核設施除役作業主要權責業務有：制定法規與指引、進行除役相關研究、審核及批准除役計畫、執照終止計畫、運轉執照修正及最終狀態輻射偵檢報告等、進行視察作業(inspections)、要求除役作業需符合國家環境政策法規及執行確認偵檢(confirmatory surveys)等。其中美國核管會係藉由直接觀測及查驗業者所進行除役相關工作等輻防視察程序，以確保核電廠除役工作可安全進行、用過核子燃料已安全貯存於廠內或運送至其他貯存場，以及除役終止相關活動已遵照相關管制要求或業者承諾來進行。

在美國，有關核電廠之視察作業，主要係規範於相關視察手冊(Inspection Manual Chapter)中，當核電廠於例行運轉狀態，相關視察作業主要規範於視察手冊 2515 (Inspection

Manual Chapter 2515, IMC 2515)中，一旦設施經營者決定停止運轉，並於正式除役前函送美國核管會核燃料永久移除意願書(Certification of Permanent Fuel Removal)，放棄其反應器運轉或裝載燃料制反應器壓力槽之權利，並經美國核管會確認核准後，相關視察作業則轉換為適用於除役作業階段之IMC 2561 (Inspection Manual Chapter 2561)中，如圖 4-9 所示。其中上述 IMC 2561 之視察計畫及視察程序，始於設施經營者申請永久停止運轉及安全移除反應器中核燃料而進行除役作業，並持續至核電廠執照終止為止，此視察計畫欲達成目標有：

- (1) 藉由直接觀測及查驗業者所進行除役相關工作以獲得相關資訊，確認電廠除役工作是否安全進行、用過核子燃料是否已安全貯存於廠內或運送至其他貯存場，以及廠址運轉與執照終止相關活動，是否遵照相關管制要求、業者承諾及管理控制來進行。
- (2) 確認設施經營者用於除役或執照終止之系統及技術可符合相關法規要求。上述系統部分包括管理與組織有效性、自我評估、稽核與改正措施、設計控制、維護和監督、輻射防護、放射性量測與放射性物質排放控制。
- (3) 找出性能呈下降趨勢之事件，並執行視察以確認設施經營者在性能下降至可接受基準之前，已有效解決相關問題。
- (4) 為核子反應器設施永久停止運轉後與 Part 50 相關之視察，提供有效資源分配。

美國核管會視察計畫(Inspection Program)一般主要包

含：總體視察方案(Master Inspection Plan)及定期管理審查(Management Review)，而總體視察方案中又可分為核心檢查(Core Inspection)及視情況指定檢查(Discretionary Inspection)如圖 4-10 所示。其中核心檢查則適用於所有進行除役之核電廠，而視情況指定檢查則為針對核電廠類型及特性所決定之額外檢查。

總體視察方案主要著重於四個領域之檢查：核設施管理和控制、除役活動、用過核燃料的安全與輻射安全，並應定期審查及調整，以反映檢查結果或電廠狀態和除役行動的變化。核心檢查則包括(但不限於)：組織和管理控制、品質保證、用過核燃料的濕式儲存和處理；如有必要則包含：維護和監視、輻射防護、保安和安全評估。核心檢查程序中直接檢查工作，應部分取決於在設施內所計劃或執行之除役活動。基於規劃目的，除役活動範圍可分為六類，定義如下：

- (1) 永久停止運轉後過渡階段。
- (2) 積極除役(核子燃料仍放置於用過核子燃料池)。
- (3) 積極除役(核子燃料已移出用過核子燃料池)。
- (4) 安全貯存(核子燃料仍放置於用過核子燃料池)。
- (5) 安全貯貯(核子燃料已移出用過核子燃料池)。
- (6) 最終狀態調查(核子燃料已移出用過核子燃料池)。

根據核設施除役的進展情況，核設施的檢查程序將會隨著時間而變化（即依上述除役活動之類別，核設施的除役可從第 1 類改為 2 類，並且隨著除役進展，最終達到第 6 類）。依據核子反應器設施管制法第 21 條規定，我國核子反應器設

施之除役採拆除方式執行，因此並未有上述第 4 類及第 5 類安全貯存之除役階段。IMC 2561 附錄 A(I) 中條列核心檢查程序名稱及編號，其中與除役作業期間人員與環境輻射防護相關檢查程序有 IP 83801(永久停止運轉反應器之最終狀態偵檢之檢查)及 IP 84750(放射性廢棄物處理及排放物及環境監測)，另於附錄 A(II) 中則有上述檢查程序建議視察時數(每年)可供參考。

此外，視情況指定檢查則可用來加強場址特性檢查方案或做為相關導則之用(未列於總體視察方案中之檢查，相關檢查程序之名稱及編號，則條列於 IMC 2561 附錄 B 中。

美國核管會第 83801 號檢查程序(IP 83801)係指核電廠永久停止運轉後之改善行動與最終狀態偵檢之視察程序，包括有視察目標、偵檢類型、視察方案和行動。按照美國聯邦法規 10 CFR part 20 subpart E 中有關執照終止計畫書的要求，不論除役後廠址未來採非限制使用或限制性使用，都需要確認永久停止運轉之除役廠址已經清除至其殘餘活度達到符合法規要求的外釋標準，並驗證設施經營者其改善行動偵檢和最終狀態輻射偵檢是否按照核可的執照終止計畫書之實施程序來進行。

核電廠永久停止運轉後之改善行動與最終狀態偵檢之視察程序其偵檢類型主要分為：

(1) 範圍輻射偵檢（由設施經營者執行）

範圍輻射偵檢定義為設施經營者根據電廠歷史廠址評估（Historical Site Assessment, HSA）結果，而在可能發生

殘留污染的地區所增強的調查偵檢。

(2) 特性輻射偵檢（由設施經營者執行）

特性輻射偵檢是指在進行任何土壤清除、結構拆除和除污作業之前，由設施經營者所進行的輻射偵檢，以確定現場污染程度和類型。

(3) 改善行動輔助偵檢（由設施經營者執行）

為電廠在土壤清除、結構拆除和除污作業完成後，為了確認改善成效而執行的輻射偵檢，作為驗證該區域已適當淨化並提供偵檢數據以便規劃最終狀態輻射偵檢。

(4) 最終狀態輻射偵檢（由設施經營者執行）

為設施經營者在完成除污作業後而準備外釋之前所進行的測量和偵檢樣，通常用於證明核准執照終止計畫書中每個偵檢單元其殘餘活度所造成之潛在劑量低於外釋標準。

(5) 進行中的輻射偵檢（由美國核管會執行）

可以在改善行動期間進行，以評估設施經營者在準備最終狀態輻射偵檢方面的情況，或者可以在電廠執行最終狀態輻射偵檢期間進行，以驗證設施經營者正在進行的各項輻射測量，可符合最終狀態輻射偵檢的設計、程序以及核准的執照終止計畫書。

(6) 確認輻射偵檢（由美國核管會執行）

在電廠完成最終狀態輻射偵檢後進行，以驗證電廠的調查方案，並保證偵檢單元其殘餘活度符合外釋標準。

檢查人員在規劃視察事項時應考慮以下項目：

(1) 在除役過程中未進行檢查或未採集到樣品的地區，可在設

- 施經營者完成最終狀態輻射偵檢後進行確認偵檢和取樣。
- (2) 若未發現最終狀態輻射偵檢計畫中重大缺失的地點，則在除役過程中可能不需要進行確認偵檢和取樣。然而，對於先前發現無法解決的計畫缺失或有發生重複性違規的地點，確認偵檢則被認為可能是必要的。
 - (3) 如果廠址歷史資料中有存在現場污染擴散的溢出或發生異常事件，則應考慮進行確認偵檢。
 - (4) 如果廠址改善行動完成後，設施經營者計畫以土壤回填該區域，則應考慮進行確認偵檢，且要注意設施經營者的回填時間表，以確保該廠址之輻射狀況。
 - (5) 進行充分的確認偵檢，並收集足夠數量的樣本，以確定對設施經營者實施的除役作業和偵檢方式、結果能夠充滿信心。

美國核管會第 84750 號檢查程序為放射性廢棄物處理及排放物與環境監測之視察程序，主要包括視察目標、檢查要求、各監測計畫檢查指引及檢查資源的分配。該檢查程序之視察目標乃為：

- (1) 維護並執行放射性廢棄物處理系統，以確保廠區外的劑量可達到合理抑低 ALARA。
- (2) 確保電廠對其排放至環境中液體、氣體和顆粒形式的放射性物質都可以有效控制、監測和定量。
- (3) 確保可以有效實施環境中輻射監測計畫。
- (4) 以確保核反應器和冷卻劑壓力的長期完整性，並減少輻射的累積。

(5) 確保特殊安全設施 (Engineered-Safety-Feature, ESF) 之淨化系統其空氣過濾和吸附裝置，皆按照技術規範的規定進行充分的測試和維護。

2. 核設施例行運轉廠區調查基準之研究

我國現行「核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準」係於民國 89 年 7 月 6 日訂定發布(圖 4-11)，經查歷年相關文獻資料發現，與民國 82 年 8 月 31 日由原能會發函(會輻字第 15645 號函)予台電、核研所、清大等相關單位之「核能設施廠區試樣放射性分析行動基準」(圖 4-12)之修訂版本內容大致相符(較現行標準多出總貝他及氡二項核種行動基準，另可接受最小測量要求為現行規定數值之 1/3)，然而 82 年所制訂之行動基準其設定之依據已不可考，爰另尋國外相關文獻探究我國早期訂定行動基準之參考依據。

其中發現，我國現行廠區試樣放射性分析行動基準中水樣之查驗值，與 1979 年美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC) NUREG-0473 報告水樣之提報值相近；草樣的部分我國較美國 NUREG-0473 報告多出 5 個核種，而試樣種類上，NUREG-0473 報告缺少了土樣(圖 4-13)。

由上述相關文獻蒐集結果可知，廠區試樣放射性分析行動基準之訂定，推測為參考國際規範及早期國內輻射防護領域專家開會討論之決議，然其中所考量曝露情節、曝露途徑及評估用參數等已無法考究，為評估現行核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準之適切性，本計畫以輻射劑量評估模

式，估算廠區之水樣、草樣及土樣於環境介質中核種濃度達上述行動基準之查驗值及提報值時，人體所相對應接受之劑量。

評估過程中利用國內民國 98 年訂定之「環境輻射監測規範」附件四之體內劑量評估方法之輻射劑量計算評估公式，估算當吸入與查驗值或提報值相當活度之物質時，所相對應接受之輻射劑量，其中評估用參數來源，分別採用 ICRP 第 23 號報告中，一般成人每年吸入飲水量(1.095 m³/y)值，及我國農委會 2016 年糧食供需年報中，葉菜類植物成人攝食量(41.80 公斤/年)，並以游離輻射防護安全標準附表三之一所列之劑量轉換因子，評估工作人員所接受之劑量，並以其中最高數值，彙整於圖 4-14；此外，以美國阿岡國家實驗室所開發之 RESRAD-ONSITE 劑量評估模式預設參數值，模擬工作人員在輕度工作情況下(年呼吸率 2400 m³ 及室外佔用因子 0.23)，於此污染土地工作及活動所接受之輻射劑量(如圖 4-15 所示)。圖中可以發現，當廠區環境介質中核種濃度達行動基準之查驗值及提報值時，3 種試樣評估劑量均低於工作人員每年 50 毫西弗之劑量限值。此研究成果，可作為主管機關未來修訂相關法規之參考。

3. 研製環境核種分析儀器校正用參考物質(人工尿樣、人工糞樣)

參考物質之生產，依照 ISO GUIDE 34、35 要求，需透過組織性管理建立適當之製作設計程序，其中包含定義參考物質、設計取樣程序、設計樣品準備程序、選擇適當均勻度

和穩定度量測方法、參考物質特性描述、取樣與樣品準備、選擇適當特性描述方法、均勻度與穩定度測試、特性描述結果、估算量測不確定度等程序。

人工尿樣與人工糞樣參考物質之研製，係依據環境試樣放射性核種技術規範(TAF-CNLA-T09)之建議試樣特性，選擇常用加馬核種(^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs)與貝他核種(^3H 、 ^{90}Sr)做為配製項目。

參考物質於國家游離輻射標準實驗室，以精準度 0.0001 g 之天秤精秤可追溯國際標準原級標準射源後，以 0.1 N $\text{HCl}_{(\text{aq})}$ 稀釋，標準添加射源稀釋，其相關不確定度評估結果如圖 4-16 與圖 4-17 所示。

接著根據 ISO GUIDE 35 要求，進行均勻度測試。首先進行取樣工作，取樣工作可分為隨機取樣 (random sampling)、分層取樣 (stratified random sampling) 或系統取樣 (systematic sampling)，且必須在可重複的條件下進行，量測的重複性標準偏差要小，量測樣品要隨機化。

此處任意隨機選取 10 瓶樣品進行 between-bottle 整瓶重複性量測 3 次，每瓶樣品使用同一分析方法決定計數值；再藉由 one way ANOVA(單因子變異數分析)公式算出 between-bottle 的重複性標準偏差及標準偏差，其各組間均勻度測試結果皆在 $\pm 5.0\%$ 以內(如圖 4-18 及圖 4-19 所示)。

二、輻射防護能力試驗技術研究

1. 肢端劑量計能力試驗試運轉後期研究

參考美國 ANSI/HPS N13.32-2008 肢端劑量計能力試驗美國標準，邀請全國實驗室參加本次肢端劑量計能力試驗(試運轉)，於 106 年下半年至 107 年上半年執行。利用重覆測試，精進國內實驗室技術能力，始能符合國際技術規範要求，其結果將有助益於「肢端劑量計能力試驗技術規範(草案)」初稿之修訂，並使主管機關充分掌握國內實驗室技術能力現況。

肢端劑量計能力試驗規範將測試類別分為：

- 第 I 類高劑量光子(Category I – High dose level)：本類別有 I A(一般)、I B(^{137}Cs)與 I C(M150)等子類別可供選擇。照射劑量範圍在 0.1 Gy ~ 5 Gy 之間。
- 第 II 類防護級光子(Category II – Photons)：本類別有 IIA(一般， $\bar{E} \geq 20$ keV)、IIB(高能量， $\bar{E} \geq 500$ keV)、IIC(中能量， $\bar{E} \geq 70$ keV)與 IID(窄能譜)四項子類別可供選擇。照射劑量範圍在 1.0 mSv ~ 100 mSv 之間。
- 第 III 類貝他(Category III, Betas)：本類別有 III A(一般)、III B(高能量， $\bar{E} \geq 500$ keV)、III C(低能量， $\bar{E} < 500$ keV)與 III D(片型鈾)可供選擇。照射劑量範圍在 2.5 mSv ~ 100 mSv 之間。
- 第 IV 類貝他/光子混合(Category IV, Beta and photon mixtures)：本類別有 IVA(一般光子+貝他)與 IVB(加馬+貝他)可供選擇，須注意至少要有 3 個劑量計照射高能量光

子($\bar{E} \geq 500$ keV)貝他輻射場以第 III 類別的子類別($^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$)照射。照射劑量範圍在 3.5 mSv ~ 100 mSv 之間。

本次試驗共有 8 個實驗室組參與肢端指環劑量計能力試驗研究，受測儀器廠牌分布為：HARSHAW 4 個、Panasonic 單枚 2 個、Panasonic 雙枚 1 個、以及 RADOS 1 個，請參照圖 4-20 和指環劑量計廠牌市占率分析圖 4-21。其中，4 個進行進行 I-IV 測試類別評估；另 4 個僅進行 II-IV 測試類別。

另特別發展盲樣/非盲樣兩階段測試架構，研究採兩階段數據回報，以分析我國實驗室技術能力。三批次照射數據初步處理完後，於 3 月舉辦技術討論會議，各受測儀器廠牌邀請 1 家實驗室簡介該廠牌肢端劑量評估系統，藉由實驗室之間的技術交流，探討肢端劑量評估系統參數使用和系統調校、操作之可能技術問題，並開放系統再校正，各參與實驗室可視其肢端劑量系統需求進行再調校，而後再重新回報數據，執行數據再處理，整體測試流程請參照圖 4-23。

故，為討論 ANSI/HPS N13.32-2008 引入國內之適用性，測試結果分析包括盲樣/非盲樣兩階段測試架構，以及技術研討會前和再校正後更新數據。技術研討會前肢端劑量計能力試驗結果為：第 I 類高劑量光子有 1 家實驗室未通過盲樣測試，1 家實驗室未通過非盲樣測試；第 II 類(防護級)光子有 2 家實驗室未通過盲樣測試，1 家實驗室未通過非盲樣測試；第 III 類貝他射源與第 IV 類光子與貝他混合場，則所有實驗室均通過測試。經過技術交流和反覆系統調校後，8 組實驗

室組均通過本次肢端劑量計能力試驗試運轉(結果請參照圖 4-24 至圖 4-25),顯示國內實驗室之肢端劑量評估能力經本計畫輔導與測試後,皆可符合 ANSI 規範之要求。

於 5 月 24 日舉辦「第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗暨 2017 肢端劑量計能力試驗(試運轉)總結說明會」,公布最終測試結果,本次結果顯示:國內實驗室之技術能力可符合美國 ANSI/HPS N13.11-2008 規範之要求,故會中決議後續研擬之「肢端劑量計能力試驗技術規範(草案)」可完整比照 ANSI 之要求,引入盲樣測試條件。

2. 依據 ANSI N13.11 最新標準,進行人員劑量評估實驗室認證規範之修訂研究

研析人員劑量能力試驗 ANSI/HPS N13.11 Personnel Dosimetry Performance - Criteria for Testing 2009 年版本,包括 2015 年 3 月 12 日的重申通知(Reaffirmation Notice)之最新標準,用於確定使用於職業曝露的個人等效劑量和事故狀況的吸收劑量之人員劑量系統接軌國際。此外,106 年度已參考第十次人員劑量計能力試驗執行結果,以及針對近三次能力試驗數據於新規範之適用度進行初步分析,本年度則完成第八、九和十次人員劑量能力試驗規範適用度分析研究報告,建立相關研究資料以支持後續審查。請參照圖 4-26。

關於測試領域人員體外劑量評估技術規範(TAF-CNLA-T08)修訂版綜整探討國內外資料,以確定使用於職業曝露的個人等效劑量和事故狀況的吸收劑量之人員劑量系統。其研擬已於 10 月完成草案第 1 版,提供於 10 月 TAF

舉行之規範修訂工作組專家審查會議，並於 12 月研擬完成「T08 測試領域人員體外劑量評估技術規範(2018 草案-V2)」第 2 版，TAF 於該月另行召開游離輻射技術委員會會議，持續技術規範之審查與修訂。修訂版規範新增附錄 1 和 2，以定義偵測低限和參考量測環境。請參考至圖 4-27。

3. 完成輻射偵檢儀器校正能力試驗之研究，並舉辦研討會

依據 TAF-CNLA-T06，並參考美國國家標準協會 ANSI N323A/B 輻射防護級輕便型儀器之性能規範，設定儀器讀值的準確度需於 $\pm 15\%$ 以內，長期穩定度需於 $\pm 10\%$ 以內；研析之工作項目包括：(1)傳遞儀器檢查；(2)量測輻射偵檢儀器校正因子；(3)量測污染偵檢儀器儀器效率；(4)量測人員劑量計校正因子；(5)量測游離腔校正因子(試運作)；(6)量測擴充不確定度 (U)；(7)依 ISO 43-1 規範以 E_n 值判定。

本次輻射偵檢儀器校正實驗室認證研究，計有 5 家實驗室(核能研究所、台電放射試驗室、台電核三工作隊、輻射偵測中心、和清華大學原科中心)參與輻射偵檢儀器校正能力試驗、1 家(陸軍化生放核訓練中心)執行同儕比對，傳遞校正偵檢儀器與數據處理類別為：低劑量率(γ) 高劑量率(γ)、累積劑量(γ)、污染偵測器(α/β) 四類別，請參照圖 4-28。測試結果請參照圖 4-29 至圖 4-32。

參加的 5 家認證實驗室皆通過能力試驗，測試結果顯示如下：

- a. 劑量率偵檢器與人員劑量計量之校正因子的 E_n 值皆 < 1 ， B_i 值皆 $< 15\%$ ；

b. α/β 污染偵檢器表面效率之 En 值皆 <1 ；

c. 三項儀器之總不確定度評估在 3.3%~8.3%。

同期與陸軍化生放核訓練中心雙邊比對結果， z 參數皆小於 1，表示結果無顯著差異。

於 5 月 24 日舉辦「第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗暨 2017 肢端劑量計能力試驗(試運轉)總結說明會」研討會中，透過技術交流初步溝通未來研究方向建議：

- 污染偵檢器的測試射源，可參考國際 IEC 規範(原美國 ANSI 規範)由 Sr-90 更改為 Cs-137，提高困難度，參加的校正實驗室皆同意；
- 傳遞的三類別受測儀器一部，可更改為每個類別受測儀器二部，可測試受測實驗室對不同廠牌儀器校正辨識能力；
- 將陸軍化生放核訓練中心納入能力試驗之建議，考量該機構屬國防部具優先專業及特殊性，本計畫能力試驗之研究並不具強制性，但歡迎其加入能力試驗，並尊重其決定。

4. 環境試樣放射性核種分析能力試驗運轉研究，並舉辦環境試樣放射性核種能力試驗研討會

依據 TAF-CNLA-T09(2), 2012/02/29 測試領域環境試樣放射性核種技術規範之實驗室認證規範執行研究，並依照規範判定結果，進行差異性評估。

107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗運轉研究計有 10 家測試領域實驗室參加，包括：台灣電力公司之核二低背景計測室、台灣電力公司之核三工作隊、台灣電力公司之放射試驗室環境偵測組、清大原科中心、屏科大備援實驗室、

核研所保健物理組、陽明醫大醫放系、FDA 中區管理中心、輻射偵測中心、和義美食品股份有限公司，參與實驗室數量為歷年之最。提供之測試類別核種項目為水樣(γ , ^{90}Sr , ^3H , $\text{G}\beta$)、濾紙(γ , ^{90}Sr , $\text{G}\beta$)、土樣(γ , ^{90}Sr)、植物(γ , ^{90}Sr)、牛乳(γ , ^{90}Sr)、肉類(γ , ^{90}Sr)、菇類(γ , ^{90}Sr)、米樣(γ , ^{90}Sr)、尿樣(γ , ^{90}Sr , ^3H)、糞樣(γ , ^{90}Sr)，試樣研製後，於 2018/06/15 完成參與單位配送，分析期限至 8/10，回收所有能力試驗數據後進行結果分析。環境試樣、核種和成品請參照圖 4-33 和圖 4-34。

測試結果之評析以土樣和水樣為例，請參考圖 4-35 和圖 4-36，並顯示各核種在 10 種環境試樣的整體表現(請參考圖 4-37)，結果於 10 月 4 日舉行總結會議研討會內宣布：

- 107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗，所有十個參加測試實驗室的分析結果，其平均相對偏差(Br)及相對精密度(S_A, S_B)均通過 TAF 能力試驗的要求。
- 各實驗室分析結果與添加活度的平均相對偏差值(Br)，5 個值介於 $\pm(21\sim25)\%$ ，24 個值介於 $\pm(10\sim20)\%$ ，其餘值均在 $\pm 10\%$ 以內。
- 總體實驗室分析結果平均值表現與參考活度的偏差值，範圍在 1.16~0.79 倍。

此能力試驗自 93 年度起至今已執行 14 年，參加比對實驗室結果良好，足以證明各實驗室之分析能力；下次舉辦能力試驗的時間為民國 110 年。今年的參與實驗室為 10 個，為歷年之最，應是反映民眾關心日本食品輻射檢測議題之故。

5. 中低強度核種分析能力試驗運轉研究，並舉辦環境試樣放射性核種能力試驗研討會

依據 TAF-CNLA-T10(3), 2018/03/23 測試領域中低活度核種技術規範之實驗室認證規範執行研究，並依照規範判定結果，進行差異性評估。

107 年度中低強度核種分析能力試驗運轉研究計有 6 家測試領域實驗室參加，包括：台灣電力公司之第一核能發電廠放射化學實驗室、台灣電力公司之第二核能發電廠放射化學實驗室、台灣電力公司之第三核能發電廠放射化學實驗室、台灣電力股份有限公司放射試驗室、核能研究所化學組放射化學分析實驗室、和清華大學原子科學技術發展中心放射性核種分析實驗室。今年度提供測試之類別核種項目為：氫核種分析、混合錒 89/90 核種分析、混合鐵 55/59 核種分析和混合加馬核種分析，共有 4 個測試類別(含 9 個核種)。

能力試驗採盲樣測試，射源於 7 月 6 日陸續寄出分送至參與單位，度量包封表面與 1 米處之輻射劑量率，皆符合放射性物質安全運送相關規定，請參照圖 4-38；能力試驗射源標定參考時間為 2018 年 8 月 1 日下午 1:00。測試結果之解析度和比值規定範圍請參照圖 4-39，不同核種之評析結果請參考圖 4-39 至圖 4-41，於 10 月 4 日舉行「2018 年游離輻射量測能力試驗總結研討會」公布測試結果：受測實驗室在其所參加之類別項目核種的活度分析測試能力均通過測試。下次舉辦能力試驗的時間為民國 110 年。

三、輻射應用劑量評估與檢校技術研究

1. 與學研單位或相關學會合作，進行國內核醫醫用活度計使用現況普查：常使用的核種、校正方法、幾何條件與參數設定

本研究與陽明大學、中華民國醫學物理學會、行政院原子能委員會、核能研究所等研發團隊共同進行，透過問卷形式，調查其品保項目與執行狀況等資料，評估醫院核子醫學活度測量模式，及其校正器校驗項目之執行情況調查。目前國內核子醫學影像掃描最常用的放射核種以鎝-99m、碘-131、碘-123 為大宗，其他放射核種如鎩-67、鉈-201、氙-133、銦-111 亦會被使用。而附設迴旋加速器的醫院除使用氟-18 外，亦可能產製氧-15、氮-13、碳-11 等極短半化期(小於 20 分鐘)的正子衰變同位素。另外銻-188、釷-90、及鐳-223 等核種則用於疾病治療。對比我國的放射源活度標準校正技術能量，除鐳-223 及極短半化期的正子衰變同位素外，其他核醫常用核種皆有活度校正標準可使用。

本工作亦利用自行研發自製乘載輔助器件，輔助進行幾何偵測效率量測，並使用與臨床試藥幾何條件相仿之膠體型射源進行測試，用以了解活度計之特性、誤差來源及分析國內各醫院活度計準確度狀況，並藉由此計畫，可協助相關單位精進或調整輻安管制作為，也為我國放射源活度標準校正，建立符合臨床現況之校正能量展開的先期研究。

期末成果：

- (1) 搜集及閱讀國內外相關文獻，現場訪查所用射源之選定及活度校正儀資料調查與品保問卷之擬定；
- (2) 調查國內活度校正儀校正情形，分別進行設備廠牌、型號

的數量統計至圖 4-41；

- (3) 實驗專用乘載輔助器件製作，執行臨床射源量測，如圖 4-42 至圖 4-43；
- (4) 人才培育 2 人；
- (5) 依據各家醫院問卷統計及臨床量測，完成評估國內核子醫學劑量校正儀之校驗模式研究報告 1 篇。

本研究統計醫院劑量校正儀的使用狀態，以及定期品保項目之執行現況，統計資料顯示，部分項目(線性度、幾何偵測效率(圖 4-44)的品質校驗執行頻率，有低於預期的情形。對此結果，初步建議可再加強品保管理，包含每項測試之定義與正確之執行方式；且可針對部分醫院之儀器特有之校驗工具進行使用指導。而臨床實測結果，幾何偵測效率的測試，呈現隨射源位置的改變，相異廠牌型號之間，有其相對應之偵測變化模式。本研究所建立之測試方法可作為定期品質校驗模式，其操作時間短，可迅速找出劑量校正儀的最佳測量點，以提升核醫藥物放射活性之測量準確性。

2. 與學研單位、醫療機構或相關學會合作，高能中子國內實例(如：TPS 同步輻射加速器、長庚質子治療)之特性和評估研究

為了彌補傳統緩速型中子偵檢器量測高能中子輻射場之劑量低估的問題，針對國內新興高能粒子加速器，現行包含：新竹同步輻射臺灣光子源之 3 GeV 電子加速器、林口長庚醫院質子治療中心之 230 MeV 質子加速器，以及未來台大癌醫、高雄長庚醫院、中國醫藥大學附設醫院、彰化基督教醫

院、台北醫學大學附設醫院、高雄醫學大學附設醫院等質子治療機(104年11月衛福部公告核准設立之醫療機構 <http://www.mohw.gov.tw/cp-2650-19815-1.html>)，重粒子(可能為高達~400 MeV 之碳離子)癌症治療加速器為臺北榮總和中國附醫等設備，所產生之中子汙染攸關國人之健康與輻射安全，本計畫需具備前瞻性創新技術，進行輻射劑量相關研究評估與驗證。

與清華大學合作，針對國內現有指標型的高能加速器設施的輻射場進行深入探討與比較，根據不同類型加速器引發高能中子機制的差異，建立加速器設施正確的高能中子劑量評估技術，整合先前的相關資訊，再有系統的進行兩座設施二次中子輻射場的基本差異，並針對國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器的中子能譜進行詳細測量，最後應用測量結果檢視高能中子劑量低估修正技術的可行性與準確度。藉由國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器實際案例分析，驗證該量測系統之有效性，以利未來核能研究所推廣高能中子技術服務，提升中子校正技術水準。

期末成果：

- (1) 235 MeV 質子源設施之中子輻射場分析，如圖 4-45；
- (2) 3 GeV 電子源設施之中子輻射場分析；
- (3) 比較二種類型加速器設施的中子輻射場差異高能中子劑量低估的修正指引，如圖 4-46；
- (4) 進行 3 GeV 電子源設施之主體屏蔽外中子能譜量測；
- (5) 傳統中子偵檢器的高能中子劑量低估修正案例分析，如圖 4-47。

(6) 完成投搞國際期刊 1 篇。

(7) 完成國內電子與質子誘發高能中子之特性和評估研究報告 1 篇。

經由本研究發現，在 3 GeV 電子源設施中，理論模擬計算與實驗量測吻合度高，結果亦顯示高能中子不可忽略，且可能在整個劑量分析上佔據一半以上的劑量貢獻，其能譜分析顯示，3 GeV 電子源設施屏蔽外產生的中子在數百 MeV 的能量範圍相當顯著，是輻射防護的重點，在熱中子能量附近雖一樣有峰值，但考量劑量轉換因子後，並非主要劑量來源。在 235 MeV 質子源設施中，亦有機會產生高能中子(>10MeV)，但其量在治療室迷道外並不顯著。

由本研究結果可發現，中子劑量的低估，主要來自高能中子(能量大於 10MeV 之中子)，在 3GeV 電子源設施的高能中子可達 30%以上，此時，傳統中子劑量計的量測結果約需乘上 2.3 倍，可得到合理的中子劑量。

本項工作建立用於校正傳統緩速型偵檢器的偵檢器能譜修正因子，降低以往高能中子劑量低估的疑慮，減少必須送到國外校正的不便，並將本研究成果提供國內醫療院所、加速器設施及校正實驗室參考，可精進國內中子校正技術服務，為高能中子劑量評估之技術帶來實務進展。

3. 與學研單位、醫療機構或相關學會合作，驗證以熱發光劑量計度量質子射束之直線能量轉移系統，含實驗驗證和臨床應用

與清華大學進行學術合作，已於前期計畫案中完成熱發

光劑量計(TLD)的計讀系統設置，並初步建構直線能量轉移評估系統的理论模型、粒子遷移的直線能量轉移計算。

本年度的目標是預計自行建立高溫比 (high temperature ratio, HTR)與 LET 之關係，並使用醫用直線加速器 X 光照射後的熱發光劑量計的輝光值作為比對基礎，擴展技術應用的範圍。使用光子（鈷六十、6 MV 光子）和質子共三套系統，建立 LET 校正曲線即是 HTR 與 LET 之間所建立的關係式，其中 HTR 的量測需要質子和光子(6 MV 光子和鈷六十)的照射，利用計讀 TLD 得到的輝光曲線高溫區面積做計算，而 LET 是由蒙地卡羅模擬程式 TOPAS (TOol for PArticle Simulation, version 3.0.1) 依照照射的條件模擬出數值，再將 HTR 和 LET 利用多項式迴歸曲線擬合出關係式。

HTR 的計算，包含質子、6 MV 光子和鈷六十，6 MV 光子和鈷六十的照射結果是使用劑量校正中 200 cGy 的結果來計算。本研究的高溫比值(HTR)定義如下：

$$HTR_{p,\gamma} = \frac{\varepsilon_p/D_p}{\varepsilon_\gamma/D_\gamma}$$

HTR：高溫比值區定義在 a °C 至 b °C

ε ：在高溫比值區下的熱發光訊號

p：proton，質子

γ ：6 MV 光子或者鈷六十

D：劑量(Gy)

蒙地卡羅模擬的幾何條件與實際照射條件相同，在模擬 LET 前，會先利用 TOPAS 紀錄法「DoseToMedium」來紀錄模擬的百分深度劑量(percentage depth dose, PDD)是否與實際量測的相同，以此來驗證模擬射束的準確性，再使用「ProtonLET」紀錄沿著假體深度的 LET_d 和 LET_f ，分別代表以劑量和通量為依歸。HTR 與 LET 的關係式，是沿著不同深度下，以實驗量測的 HTR 作為橫軸，以模擬出來的 LET_d 或者 LET_f 作為縱軸，利用迴歸的方式找到 HTR 與 LET 的關係，為國際新興之評估方法。

期末成果：

- (1) 探討以熱發光劑量計高溫區評估直線能量轉移的影響因素，如圖 4-48；
- (2) 利用熱發光劑量計之高溫比值與蒙地卡羅計算得到之平均能量轉移理論數值建立量測直線能量轉移之系統；
- (3) 證實直線加速器光子有能力可取代鈷六十光子作為高溫比值計算中之基準數據，如圖 4-49；
- (4) 完成質子治療照射的臨床實驗，如圖 4-50 至 4-51，內容分別為：百分深度劑量之系統驗證結果，和直線能量轉移之系統驗證結果。
- (5) 完成投稿國際期刊 1 篇、人才培育 1 人。
- (6) 完成建置質子射束劑量 TLD 系統研究報告。

本計畫已完成直線能量轉移評估系統的建立，並已確認以直線加速器光子作為直線能量轉移系統之基準數據是可行的，因為其與鈷六十光子的結果具有相同的表現。除此之

外，本計畫也完成了質子治療照射的臨床實驗，對熱發光劑量計進行量測並評估其直線能量轉移，對此直線能量轉移量測系統進行驗證，證明本計畫所建立的直線能量轉移評估系統已可實際應用。由於熱發光劑量計度量直線能量轉移，受限於其作用機制，僅能評估原始質子(primary proton)的直線能量轉移，即 LET 小於 10 keV/ μm ，因此對於質子所撞擊出的二次粒子（多數為 LET 大於 10 keV/ μm ）之直線能量轉移則需要發展其他系統，目前已知固態核徑跡偵檢器(solid-state nuclear track detector)可補足這部分的限制，因此未來期待能繼續這個研究題目，發展雙偵測系統以評估更廣的 LET 範圍。

四、人員生物劑量染色體變異評估技術研究

1. 人員生物劑量染色體變異評估技術研究與國內南部醫學中心合作，取得人血樣本，並進行劑量照射與評估分析研究。其血液檢體優先採集少數性別，以確保不同性別參與機會。

目前生物劑量實驗室於 107 年度已完成 43 例正常國人背景染色體雙中節分析，一共分析 22,837 顆細胞，發現 17 個雙中節(dicentric)於 17 顆細胞中，目前資料庫國人背景雙中節發生率為 0.74‰，即是 1000 顆細胞中有 0.74 個雙中節發生率，近幾年來利用人員生物劑量染色體變異性的研究指出，與國際文獻相比較，在正常背景下，每個人淋巴細胞通常會存在 1/1000 比例的雙中節變異狀況，目前蒐集到的國人

血液樣本背景值是低於國際之平均值。今年度，生物劑量實驗室持續與南部醫學中心合作（高雄醫學大學），並增加 3 例正常人背景染色體雙中節分析，由於 107 年度前，本計畫所執行之背景值分析數據，其男與女的比例為：18 名男性：22 名女性，故於本年度的反應曲線時，要求合作單位(高雄醫學大學)，盡量收集男性之血樣，以求比例上接近，故於本年度收 3 例男性血樣，使男與女的比例為：21 名男性：22 名女性，未來仍將收集更多案例來代表國人之生物劑量背景值。(參考圖 4-52)

2. 建立我國生物劑量之本年度染色體雙中節劑量反應曲線

107 年度，本實驗室持續針對國人標準曲線進行研究分析工作。於 5 月 11 日與高雄醫學大學合作取得正常人血液進行年度反應曲線分析工作，血液樣品取得分裝後，請國家標準實驗室進行鈷-60 照射，照射劑量分別為 0.1、0.25、0.5、1、2、3、4、5 Gy，於 107 年度之年度劑量反應曲線，增加 0.1Gy 之劑量作為最低輻射照射之劑量選擇。劑量照射後，將血液樣品進行細胞培養、細胞收穫、固定化、噴片、染色、封片、顯微鏡掃描，以及細胞影像分析。經過整理統計後，利用 Dose Estimate 專業分析軟體，分析計算出實驗之反應曲線。(圖 4-53 至圖 4-54)。

本實驗室於 101 至 107 年度陸續完成了六條人員生物劑量反應曲線，並經由統計方式合併成一條人員生物劑量標準曲線，利用增加樣本數所得到的生物劑量評估準確性、可信度及精確度，利用輻射劑量與染色體雙中節評估建立反應曲

線，並經由統計分析於各年度反應曲線劑量之統計差異性分析，無差異後可合併成一條國人之生物劑量標準曲線(圖 4-55 至圖 4-56)。

本實驗室也經由國際發表文獻、期刊內容，瞭解本實驗室建置之標準反應曲線與國際間實驗室之差異性(圖 4-57)，在與國際間(如韓國 2019 發表於 Ann Lab Med、沙烏地阿拉伯 2014 發表於 Biotech、IAEA2011 之 Biodosimetry 報告、巴西 2015 發表於 Braz J Med Biol Res、香港 2013 發表於 Hong Kong Med J)。以現有趨勢與結果顯示，本實驗室建立之標準曲線介於 IAEA 與韓國之標準曲線間，且與各國所建立之反應曲線呈現同樣趨勢，在分析之數據中僅香港與本實驗室為利用鈷六十射線作為雙中節變異性之照射工作，其餘各單位均以 X-ray 作為引起變異性之輻射照射，結果與多篇文獻中指出 γ -ray 與 X-ray 造成之變異性差異不大的結果相仿，本實驗室仍會持續收集各國標準曲線之差異性，作為國家實驗室之依循標準。

3. 參與國際比對試驗

人員生物劑量實驗室已於 103-104、104-105 年度參與由加拿大衛生部 Dr. Wilkins 教授所舉辦的國際比對，並順利完成；本年度於年初 1 月 26 日即接獲加拿大衛生部通知於本年度 3 月 13 日將由加拿大寄出血液樣本以進行本年度國際比對工作(圖 4-58)；在原能會協助申請海關免用 X-ray 文件後，於 3 月 15 日經由加拿大完成血液樣本寄送至本計畫中；於 3 月 27 日因應加拿大衛生部要求提早將血液樣本中之輻射劑

量計寄回加拿大；於 5 月 22 日即完成 10 管血液之染色體影像擷取至分析工作，並將檢視結果以 mail 回覆拿大衛生部(圖 4-59)。於 10 月 28 日再次詢問本年度國際比對結果，加拿大衛生部 Dr. Wilkins 回覆表示，由於今年度尚有多家實驗室之樣本分析結果尚未寄回，故目前尚無法將最終結果給予本計畫(圖 4-60)。

未來在進行國際比對分析上，本計畫將持續參與國際能力交叉比對部分藉以維持實驗室品質規範，以精確掌握國際間能力比對時間，更確定實驗室分析人員之能力，對於我國朝向國際化之生物劑量分析實驗室將有加倍加分之效應。

4. 執行 ISO17025 查訪案例並完成 ISO17025 年度查訪工作

103 年度起實驗室人員接受 ISO17025 法規相關訓練，於 104 年度依據 TAF 規定提出 ISO17025 認證申請，於 105 年 TAF 實地評鑑後獲得實驗室能力認證，完成實驗室認證目標，於 106 年通過 TAF 年度查訪。

今年度實驗室針對試驗主管變更與年度查核機制緣故，人員生物劑量實驗室於 4 月即向 TAF 申請年度查訪工作，TAF 訂於 6 月 22 日執行本年度查訪工作(圖 4-61)。於 6 月 22 日之年度查訪工作，在完成簡報說明後，即進行當天之年度 ISO17025 查訪工作，於查訪結束後，現場僅開 2 個 C 類缺失(僅需於明年度查訪前改善)，本實驗室已完成改善，順利完成年度查訪工作(圖 4-62)。

(二) 附圖與附表

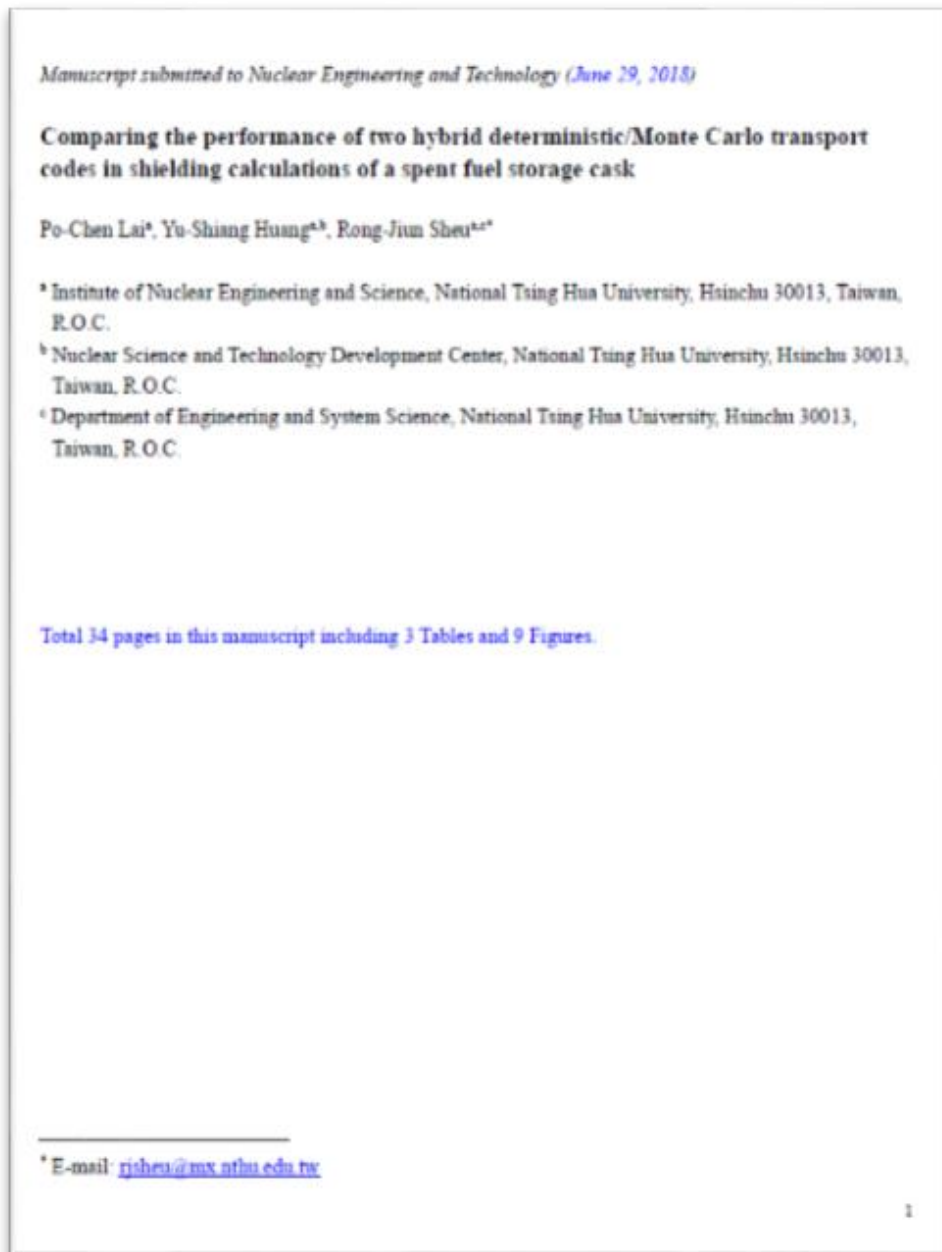


圖 4-1. 國際期刊論文「Comparing the performance of two hybrid deterministic/Monte Carlo transport codes in shielding calculations of a spent fuel storage cask」投稿於 Nuclear Engineering and Technology

Manuscript Details

Manuscript number RADMEAS_2018_566

Title Clinical Application of Ionization Density Dependence of the Glow Curve Characteristics for Linear Energy Transfer (LET) Measurements in Therapeutic Proton Beams

Article type Research paper

Abstract
 Linear energy transfer (LET) is related to the relative biological effect caused by the particle therapy. The LET is a candidate parameter for optimizing proton therapy treatment plan as considering biological effects. Therefore, being able to measure LET in clinical sites becomes significant. The purpose of this study is to develop a feasible LET measurement system for clinical therapeutic protons using the ionization density dependence of the LiF:Mg,Ti glow curve in the high-temperature region. The ratio of the integral thermoluminescent (TL) intensities at the specified high-temperature region induced by a proton beam and a photon beam is denoted as the high-temperature ratio (HTR). The relationship between HTR and LET was determined. The TLDs were irradiated with the same dose at several depths of a water phantom using three types of radiation: a ⁶⁰Co gamma source at the National Measurement Laboratory of the Institute of Nuclear Energy Research, a 6-MV photon beam, and a 190-MeV proton beam at the Chang Gung Memorial Hospital. The LET values varied with depths were simulated using a Monte Carlo code, TOPAS (version 3.0.1). The LET values range from 1 to 10 keV/um as estimating using LiF:Mg,Ti for a proton beam. The LET measurement system has been developed using comparing TL signals caused by proton beams with those by ⁶⁰Co gamma rays or 6-MV X rays. It is more convenient to build the system with Linac X rays for most hospital-based medical facilities. Therefore, TLDs can be not only dosimeters but also LET detectors in proton therapeutic sites.

Keywords high-temperature ratio; dose-averaged LET; thermoluminescence; LiF:Mg,Ti; proton therapy

Taxonomy Energy Transfer in Radiation Detection, Radiation Measurement Design, Luminescence Detector

Corresponding Author Hui-Yu Tsai

Corresponding Author's Institution National Tsing Hua University

Order of Authors Hui-Yu Tsai, Chi-Hsun Sung, Hsien-Hsin Chen, Ming-Wei Lin, Hsiao-Chieh Huang, Szu-Li Chang

Suggested reviewers Pawel Blaski, Dai Granville, Guenda Massillon-JL

Submission Files Included in this PDF

File Name [File Type]
 0_cover_letter_v1.doc [Cover Letter]
 MS_LET_v2.pdf [Manuscript File]
 Lunder_figure_submitted.pdf [Figure]

To view all the submission files, including those not included in the PDF, click on the manuscript title on your EVISE Homepage, then click 'Download zip file'.

Research Data Related to this Submission

There are no linked research data sets for this submission. The following reason is given:
 Data will be made available on request

圖 4-2. 國際期刊論文「Clinical Application of Ionization Density Dependence of the Glow Curve Characteristics for Linear Energy Transfer (LET) Measurements in Therapeutic Proton Beams」投稿於 Radiation Physics and Chemistry



放射性治療於試驗動物之染色體變異性及血液和臨床之分析

Chromosome exchange and blood clinical analysis on radiation therapy study

張明璋¹、林明性¹、張立齊¹、詹維合¹、黃俊新²

¹行政院原子能委員會核能研究所同位素組, ²義大醫院核子醫學科, ³義守大學職能治療系, ⁴義守大學護理專科學校醫學影像暨放射技術科

背景介紹

- 生物劑量實驗為進行輻射相關作業, 如: 癌症的放射治療等, 利用骨髓細胞核素治療劑, 藉以瞭解其毒性與劑量的關係而達到控制劑量的目的, 確保人員接受劑量符合法規限值, 與劑量符合合理抑癌之成本效益, 依據國際標準規範, 利用已建立之實驗, 確保輻射相關作業之準確度與可信力, 故六十是放射治療劑用於治療癌症的其中一個, 亦是放射性治療設備之一, 本試驗利用給六十劑方式作用於試驗動物中, 觀察其生理現象與血液之變化與染色體變異性試驗, 進而瞭解放射治療劑造成人的影響性。
- 試驗中完成給六十劑後之體重變化, 血液常規分析試驗, 血液生化分析試驗與雙中節變異性分析工作, 未來將回來在給予患者進行放射治療時, 於臨床徵狀, 體重變化與血液變化有初步的瞭解。

實驗方法

- 給六十劑劑量: 使用給六十劑治療機於1、3、5Gy進行試驗。
- 試驗動物之觀察與實驗: 給予輻射劑量後的1、2、3、4、5、8、9、10、11、12、15、16、17、18和20天, 觀察試驗動物是否有出現臨床徵狀或者死亡, 並對試驗動物做體重秤量, 一直到試驗結束。
- 試驗動物之臨床血液學研究: 在試驗前一天(Day 0)先進行抽血, 並進行血液分析工作, 於給六十劑劑量第4、9、14、21及28日抽血檢驗。
- 染色體變異中節分析試驗: 將製作完成之血液淋巴球液片以Wright's stain solution染色, 並利用顯微鏡拍照留檔, 由核能研究所協助判讀。

Table 1. Body weight during Co-60 radiation (n = 10).

Dose (Gy)	Body weight (g)							
	Day 0	Day 4	Day 9	Day 14	Day 21	Day 28	Day 35	Day 42
0	215.00 ± 10.00	218.00 ± 10.00	220.00 ± 10.00	222.00 ± 10.00	224.00 ± 10.00	226.00 ± 10.00	228.00 ± 10.00	230.00 ± 10.00
1	215.00 ± 10.00	218.00 ± 10.00	220.00 ± 10.00	222.00 ± 10.00	224.00 ± 10.00	226.00 ± 10.00	228.00 ± 10.00	230.00 ± 10.00
3	215.00 ± 10.00	218.00 ± 10.00	220.00 ± 10.00	222.00 ± 10.00	224.00 ± 10.00	226.00 ± 10.00	228.00 ± 10.00	230.00 ± 10.00
5	215.00 ± 10.00	218.00 ± 10.00	220.00 ± 10.00	222.00 ± 10.00	224.00 ± 10.00	226.00 ± 10.00	228.00 ± 10.00	230.00 ± 10.00

Table 3. Bio-Assessment assay by dicentric chromosome aberration, No.5

Dose (Gy)	No. of cells	Chromosomes Aberration							
		1	2	3	4	5	6	7	8
1	512	56	459	50	3	0	0	0	0
3	297	268	123	97	62	13	2	0	0
5	131	275	10	35	40	27	16	3	0

實驗結果與討論

1. 體重與臨床觀察並無明顯的差異出現, 其動物體重的變化均在20-25g之間, 於臨床觀察中並無任何臨床徵狀發生。
2. 血液分析結果, 如表二所示, 目前已分析紅血球(RBC): 血容比、平均紅血球血紅蛋白含量和平均紅血球血紅蛋白濃度; 血紅素(HGB, hemoglobin); 網狀紅血球RETIC、計數和百分比; 紅血球平均體積(MCV); 網狀紅血球分布寬度(RDW); 平均紅血球血紅蛋白濃度(MCHC); 平均紅血球血紅蛋白含量(MCH); 血小板(PLT); 平均血小板體積、分布寬度、+ 積比(MPV、PDW、PCT); 白血球(WBC); 單核球和淋巴球MONO、LYM; 百分比和計數; 嗜中性球NEU、百分比和計數; 嗜酸性球EOS、百分比和計數; 嗜鹼性球BASO、百分比和計數。
3. 染色體變異中節分析, 已針對試驗動物於Day 28的血樣進行分析工作, 如表三所示, 其中於1Gy劑量下即出現雙中節變異性發生, 此數據將應用至國人染色體變異中節採集血樣中, 進行劑量分析。

Table 2. Hematology results after Co-60 radiation (D4 to D28, mean ± SD, n = 5).

Dose (Gy)	Hematology									
	Day 0	Day 4	Day 9	Day 14	Day 21	Day 28	Day 35	Day 42	Day 49	Day 56
0	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50
1	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50
3	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50
5	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50	4.50 ± 0.50

Dose (Gy)	Chromosomes Aberration									
	Day 0	Day 4	Day 9	Day 14	Day 21	Day 28	Day 35	Day 42	Day 49	Day 56
0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0



圖 4-3. 會議論文「放射性治療於試驗動物之染色體變異性及血液和臨床之分析」發表於中華民國 2018 生醫學年會



東亞核醫2018年大會 中華民國核醫學學會2018年會

2018年11月17-19日, 張榮發國際會議中心
"A New Era for Nuclear Neuroimaging"

首頁 聯絡我們

中華民國核醫學學會 2018 年會暨學術研討會

人員生物劑量緊急曝露事件

¹林婉琪, ²鄧之平, ¹張剛璋

¹原子能委員會核能研究所同位素組

²原子能委員會輻射防護處

背景介紹:一〇六年五月三日接獲原能會第一起委託通報於台中有一緊急曝露的事件, 因人員未佩戴劑量徽章, 故需借助染色體雙中節分析技術來進行輻射曝露計算。

方法:一〇六五月八日拿到血液檢體後, 進行人體血液細胞培養, 培養第四十八小時後進心離心, 加入 KCl 打破細胞後, 加入 Fix buffer 除去多餘物質, 將細胞進行噴片染色後以顯微鏡掃描染色體影像, 由實驗室三位技術組同仁每人負責分析五十顆細胞, 代入年度反應曲線推算其輻射曝露劑量。

結果:最後的分析數據: 可計數的細胞共132個細胞, 發現之雙中節數為0, 經由 Dose estimate 軟體計算, 遭受曝露劑量為0 Gy, 在95%的信任區間下, 其誤差的不確定度之上下限為0~0.287 Gy。

結論:藉由人員生物劑量技術可以評估當人員未佩帶劑量徽章時所接受到的輻射劑量, 若未來發生類似福島事件也可以用於緊急評估人員曝露情形, 來決定接下來人員接受之醫療照顧。

圖 4-4. 會議論文「人員生物劑量緊急曝露事件」發表於 2018 年中
華民國核醫學學會年會

輻射醫療處置暨核醫診療研討會

Symposium of Radiation Emergency Management and Radionuclide Theranostics

時間：6月30日(星期六) 13:30~17:00

地點：台北國際會議中心 201A 會議室

時間	講題	主講人
13:30-13:50	Opening Remarks 劉文熙 處長 Director Wen-Shi Liu 石崇良 司長 Director-General Chung-liang Shih	
座長: 張志賢 博士 / 黃獻峰 主任 (Moderators: Drs. Chih-Hsien Chang / Hsien-Hao Huang)		
13:50-14:40	核研所生物劑量實驗室在核意外之應用 Implications of INER biosdosimetry Lab. in nuclear accident	張剛璋 博士 Dr. Kang-Wei Chang
座長: 石富元 主任 / 謝牧謙 教授 (Moderators: Drs. Fuh-Yuan Shih / Mu-Chang Shieh)		
14:40-15:30	針對核能災害的對應措施與相關醫療處置-福島事件的啟示 Leading Countermeasures against Radiation Disaster and Nuclear Medical Application after Fukushima Nuclear Power Plant Accident	山下俊一 教授 Dr. Shunichi Yamashita
15:30-15:40	Coffee Break	
座長: 黃文盛 主任 / 顏若芳 主任 / 李潤川 主任 (Moderators: Drs. Wen-Sheng Huang / Ruoh-Fang Yen / Rheun-Chuan Lee)		
15:40-16:10	核醫影像在鈾90體內放療的角色-台大經驗 Role of Nuclear Scintigraphy in SIRT-NTUH experience	鄭媚方 醫師 Dr. Mei-Fang Cheng
16:10-16:40	鈾90體內放療的相關輻射防護議題與未來展望 Radiation concern and perspectives of Y-90 SIRT	林可瑜 醫師 Dr. Ko-Han Lin
座長: 陳瑞裕 醫師 / 譚鴻遠 主任 (Moderators: Drs. Jui-Yu Chen / Daniel Hueng-Yuan Shen)		
16:40-17:10	放射碘治療在難治性甲狀腺癌的再導入 Reintroduction of RAI therapy to RAI refractory thyroid cancer	Dr. Byeong-Cheol Ahn
17:10-17:30	綜合討論及閉幕報告 Panel discussion and closing remarks	黃文盛 教授 Dr. Wen-Sheng Huang

核研所生物劑量實驗室在核意外之應用
Implications of INER biosdosimetry Lab. in nuclear accident
張剛璋
Chang, Kang-Wei
核能研究所同位素組
Division of Isotope Application, Institute of Nuclear Energy Research (INER)

Abstract

Personal Biological Laboratories should plan the staff to receive dose as a later dose assessment and management to ensure that the individual dose of radiation-related operations. There are about 44,000 radiation workers in Taiwan, including in nuclear power plants, industrial and hospital areas. In order to measure the accidental exposure of radiation, it is necessary build a biological dosimetry laboratory. When exposed with radiation accident, the biological analysis could as exposure dose assessment, and as a follow-up medical care.

International studies on the current bio-dose-related effects of individuals, biological dosimetry by chromosome analysis is a quick, simple and effective method. In INER (institute of nuclear energy research) had established chromosome variation analysis of the relevant discrimination method, from 2012 to 2018, we were completed five dose-effect curve, and combined into a standard curve for the standard curve. We also participated in the International Competency Test with Canadian Ministry of Health, as well as received ISO17025 Laboratory certification. Expect to become a credible and internationalized national laboratory in biological dosimetry.

圖 4-5. 會議論文「核研所生物劑量實驗室在核意外之應用」發表於 2018 年輻射醫療處置暨核醫診療研討會



「第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗暨 2017 肢端劑量計能力試驗(試運轉)總結說明會」

會議議程

日期：107 年 05 月 24 日
地點：核能研究所 保健物理組
035 館國家游離輻射標準實驗室二樓

時間	講題	講員/單位
09:30-10:00	報 到	
10:00-10:10	開幕致詞 (216 會議室)	胡中興組長 核能研究所保健物理組
10:10-12:30	肢端劑量計能力試驗試運轉 總結報告 (216 會議室)	陳晉奇先生 核能研究所保健物理組
	輻射偵檢儀器校正能力試驗說明 (209 室)	鄧騰泓先生 核能研究所保健物理組
	第四次 陸軍核生化研究中心儀器校正比對 (209 室)	鄧騰泓先生 核能研究所保健物理組
12:30-14:30	綜合討論 (216 會議室)	朱健豪 分組長 核能研究所保健物理組

**第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗
暨 2017 肢端劑量計能力試驗(試運
轉)總結說明會
研討會**

行政院原子能委員會核能研究所
保健物理組
國家游離輻射標準實驗室

107 年 5 月 24 日

委辦單位：行政院原子能委員會、經濟部標準檢驗局
執行單位：行政院原子能委員會核能研究所

圖 4-6. 5 月 24 日「第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗暨 2017 肢端劑量計能力試驗(試運轉)總結說明會」研討會



「2018 年游離輻射量測能力試驗總結研討會」

議程

日期：107 年 10 月 4 日
地點：核能研究所 國家游離輻射標準實驗室 (035 館) 二樓

時間	講題	講員/單位
10:00-10:30	報到	
10:30-10:40	開幕致詞	張淑君 組長 核能研究所保健物理組
10:40-11:30	107 年度環境試探放射性核種分析能力試驗結果報告	林德業 核能研究所保健物理組
11:30-12:30	107 年度中低活度核種分析能力試驗比對結果報告	朱蓉瑜 核能研究所保健物理組
12:30-14:00	綜合討論	朱健豪 分組長 核能研究所保健物理組

**2018 年游離輻射量測能力試驗
總結研討會**

行政院原子能委員會核能研究所保健物理組
國家游離輻射標準實驗室

107 年 10 月 4 日

委辦單位：行政院原子能委員會、經濟部標準檢驗局
執行單位：行政院原子能委員會核能研究所

圖 4-7. 10 月 4 日「2018 年游離輻射量測能力試驗總結研討會」

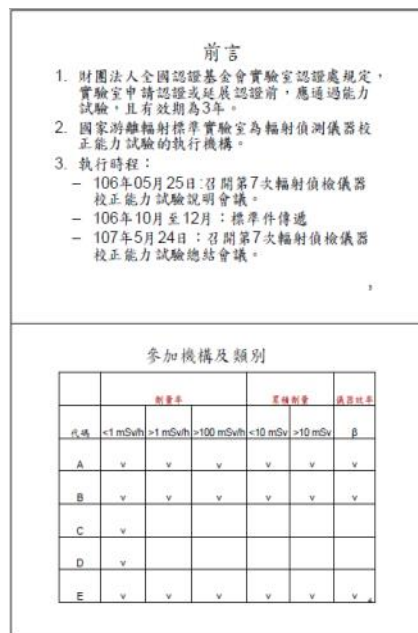


圖 4-8. 第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗暨 2017 肢端劑量計能力試驗(試運轉)總結說明會研討會手冊資料

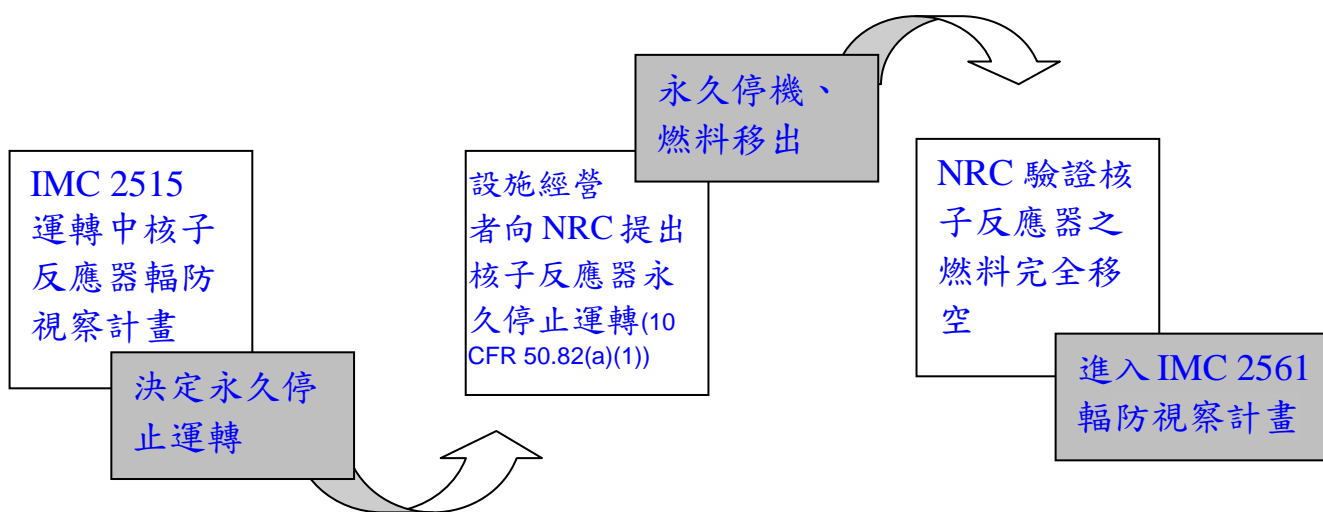


圖 4-9. 美國核電廠視察計畫之轉換

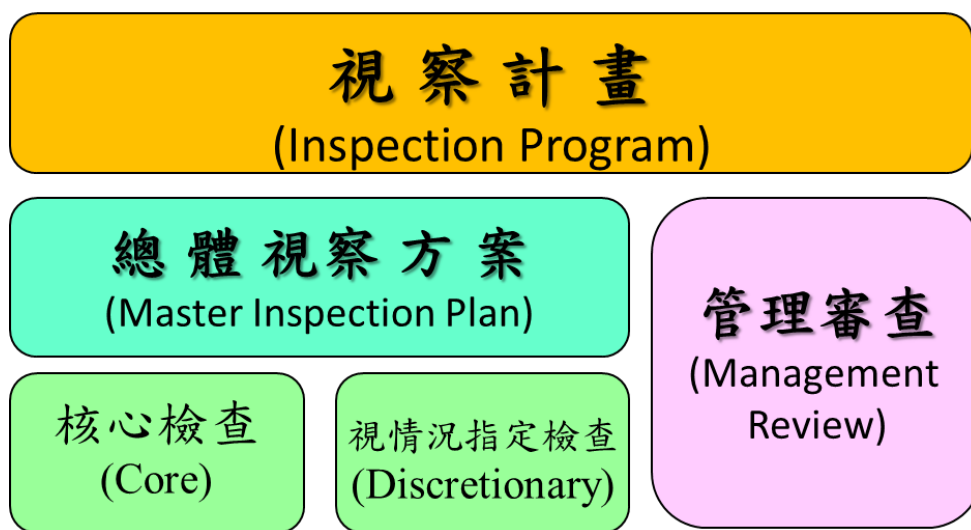


圖 4-10. 美國核電廠視察計畫之架構

行試樣 動 基 準 核種	水樣 (Bq/L)			草樣 (Bq/kg-wet)			土樣(污泥) (Bq/kg-dry)		
	低	查	報	低	查	報	低	查	報
錳-54	1.2	3.70E01	1.50E03	1.5	3.70E01	1.50E03	9	7.40E01	4.40E03
鐵-59	2.1	1.50E01	6.00E02	2.7	3.70E01	1.50E03	18	—	—
鈷-58	1.2	3.70E01	1.50E03	1.5	3.70E01	1.50E03	9	7.40E01	4.40E03
鈷-60	1.2	1.10E01	4.40E02	1.5	3.70E01	1.50E03	9	2.00E02	4.40E03
鋅-65	2.7	1.10E01	4.40E02	3.0	3.70E01	1.50E03	21	—	—
銻-89	0.3	—	—	3.0	—	—		—	—
銻-90	0.3	—	—	3.0	—	—	30	—	—
鎘-95	2.1	1.50E01	6.00E02	2.7	—	—	18	—	—
鉍-95	2.1	1.50E01	6.00E02	2.7	—	—	18	—	—
碘-131	0.3	2.00E00	1.50E+01	1.2	2.00E01	1.50E02	9	—	—
銻-134	1.2	2.00E00	4.40E01	1.5	7.40E00	1.50E03	9	7.40E01	3.00E03
銻-137	1.2	3.70E00	7.40E01	1.5	2.60E01	3.00E03	9	7.40E02	3.00E04
銻-140	1.2	7.40E00	3.00E02	3.0	—	—	30	—	—
鐳-140	1.2	7.40E00	3.00E02	3.0	—	—	30	—	—

備註：

1. 低：可接受最小可測量要求；查：查驗值；報：提報值。
2. 凡取樣分析結果達查驗值時，各核子設施應自行調查肇因，及研議改善措施予以降低，並留存紀錄備查。
3. 凡取樣分析結果出現未訂定查驗值及提報值之核種時，各核子設施應自行調查原因妥為因應，並留存紀錄備查。
4. 凡取樣分析結果達報值時，各核子設施應於二小時內先行以電話及傳真方式通報原能會，並於30日內以書面提報原能會。
5. 查驗值及提報值係為預警作用所設之數值而非安全標準。

圖 4-11. 民國 89 年核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準

一、依本會八十二年二月廿四日(82)會輻字第〇二二八二號函會議記錄辦理。

二、為求各核能設施廠區行動基準一致，請各單位比照參考修訂

主任委員 許翼雲

(函) 會員委能子原院政行

送別	核能研究所	日期	中華民國八十二年八月三十一日
密等	核能研究所	字號	(82)會輻字第一五六四五號
發件條件	台灣電力公司 核能研究所 清華大學	附件	如文
收件條件	本會核能管制處 本會輻射防護處	一、陳由。 二、遵照辦理。	原能會核研所 收 82年 9 月 2 日

主旨：檢送本會修訂之「核能設施廠區試樣放射性分析行動基準表」乙份，如附件，請查照。

說明：

025831
0P801

850

82年 9 月 2 日

巴羅爾副實邱志宏

圖 4-12. 民國 82 年原能會發函予相關單位之「核能設施廠區試樣放射性分析行動基準」

核能設施廠區 試樣放射性分析行動基準

行 試樣 動 基 核種 準	水 樣 (Bq/l)			草 樣 (Bq/kg-wet)			土 樣 (Bq/kg-dry)		
	低	查	報	低	查	報	低	查	報
總貝他	0.1	3.7E00	4.4E01	5.0	—	—	100	—	—
氫	10	3.7E02	4.4E04	—	—	—	—	—	—
錳-54	0.4	3.7E01	1.5E03	0.5	3.7E01	1.5E03	3	7.4E01	4.4E03
鐵-59	0.7	1.5E01	6.0E02	0.9	3.7E01	1.5E03	6	—	—
鈷-58	0.4	3.7E01	1.5E03	0.5	3.7E01	1.5E03	3	7.4E01	4.4E03
鈷-60	0.4	1.1E01	4.4E02	0.5	3.7E01	1.5E03	3	2.0E02	4.4E03
鋅-65	0.9	1.1E01	4.4E02	1.0	3.7E01	1.5E03	7	—	—
錫-89	0.1	—	—	1.0	—	—	—	—	—
錫-90	0.1	—	—	1.0	—	—	—	—	—
鎘-95	0.7	1.5E01	6.0E02	0.9	—	—	6	—	—
鈮-95	0.7	1.5E01	6.0E02	0.9	—	—	6	—	—
碘-131	0.1	2.0E00	1.5E01	0.4	2.0E01	1.5E02	3	—	—
鈾-134	0.4	2.0E00	4.4E01	0.5	7.4E00	1.5E03	3	7.4E01	3.0E03
鈾-137	0.4	3.7E00	7.4E01	0.5	2.6E01	3.0E03	3	7.4E02	3.0E04
銻-140	0.4	7.4E00	3.0E02	1.0	—	—	10	—	—
銻-140	0.4	7.4E00	3.0E02	1.0	—	—	10	—	—

備 註：1. 低：接受最小測量值； 查：查驗值； 報：提報值。

2. 凡取樣結果達查驗值時，各核能設施應立即追查污染升高原因，並採取適當措施予以降低。

3. 凡污染值達提報值時，各核能設施應於3日內先行以電話或電傳方式簡報，並於30日內以書面提報原能會。

圖 4-12.(續) 民國 82 年原子能委員會修訂之廠(場)區行動基準

核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準 v. s. NUREG-0473														
核種	水(貝克/升)					草樣(貝克/仟克·濕重)					土樣(貝克/仟克·乾重)			
	89年我國廠區行動基準			NUREG-0473		89年我國廠區行動基準			NUREG-0473		89年我國廠區行動基準		NUREG-0473	
	氫(Bq/L)	銻(Bq/L)	報(Bq/L)	NUREG-0473 (pCi/L)	NUREG-0473 (Bq/L)	氫(Bq/kg)	銻(Bq/kg)	報(Bq/kg)	NUREG-0473 (pCi/kg)	NUREG-0473 (Bq/kg)	氫(Bq/kg)	銻(Bq/kg)	報(Bq/kg)	NUREG-0473
總貝他	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
氫(H)-3	-	-	-	20000	740	-	-	-	-	-	-	-	-	-
錳(Mn)-54	1.2	37	1500	1000	37	1.5	37	1500	-	-	9	74	4400	-
鐵(Fe)-59	2.1	15	600	400	14.8	2.7	37	1500	-	-	18	-	-	-
鈷(Co)-58	1.2	37	1500	1000	37	1.5	37	1500	-	-	9	74	4400	-
鈷(Co)-60	1.2	11	440	300	11.1	1.5	37	1500	-	-	9	200	4400	-
鋅(Zn)-65	2.7	11	440	300	11.1	3	37	1500	-	-	21	-	-	-
銻(Sr)-89	0.3	-	-	-	-	3	-	-	-	-	-	-	-	-
銻(Sr)-90	0.3	-	-	-	-	3	-	-	-	-	30	-	-	-
鋯(Zr)-95/銩(Nb)-95	2.1	15	600	400	14.8	2.7	-	-	-	-	18	-	-	-
碘(I)-131	0.3	2	15	2	0.074	1.2	20	150	100	3.7	9	-	-	-
銫(Cs)-134	1.2	2	44	30	1.11	1.5	7.4	1500	1000	37	9	74	3000	-
銫(Cs)-137	1.2	3.7	74	50	1.85	1.5	26	3000	2000	74	9	740	30000	-
鋇(Ba)-140/鐳(La)-140	1.2	7.4	300	200	7.4	3	-	-	-	-	30	-	-	-

註：橘底標示之數值，為我國現行環境試樣分析調查基準與美國核管會 NUREG-0473 設定值相近部分

圖 4-13. 民國 89 年我國核子設施廠(場)區預警措施規範與美國 NUREG-0473 比對

核種	水樣(貝克/升)				草樣(貝克/仟克·濕重)			
	查(Bq/L)	劑量 (mSv/yr)	報(Bq/L)	劑量 (mSv/yr)	查(Bq/kg)	劑量 (mSv/yr)	報(Bq/kg)	劑量 (mSv/yr)
錳(Mn)-54	37	6.59E-02	1500	2.67E+00	37	1.10E-03	1500	4.45E-02
鐵(Fe)-59	15	1.93E-01	600	7.72E+00	37	2.78E-03	1500	1.13E-01
鈷(Co)-58	37	8.91E-02	1500	3.61E+00	37	1.14E-03	1500	4.64E-02
鈷(Co)-60	11	1.96E-01	440	7.84E+00	37	5.26E-03	1500	2.13E-01
鋅(Zn)-65	11	1.31E-01	440	5.23E+00	37	6.03E-03	1500	2.45E-01
銻(Sr)-89	-	-	-	-	-	-	-	-
銻(Sr)-90	-	-	-	-	-	-	-	-
鋯(Zr)-95	15	4.28E-02	600	1.71E+00	-	-	-	-
銩(Nb)-95	15	2.45E-02	600	9.79E-01	-	-	-	-
碘(I)-131	2	1.84E-01	15	1.38E+00	20	1.84E-02	150	1.38E-01
銫(Cs)-134	2	2.77E-02	44	6.10E-01	7.4	5.88E-03	1500	1.19E+00
銫(Cs)-137	3.7	3.51E-02	74	7.02E-01	26	4.02E-01	3000	1.63E+00
鋇(Ba)-140	7.4	7.81E-02	300	3.17E+00	-	-	-	-
鐳(La)-140	7.4	4.91E-02	300	1.99E+00	-	-	-	-

圖 4-14. 吸入查驗值或提報值相當活度物質所接受之劑量

核種	土樣(貝克/仟克·乾重)			
	查 (Bq/kg)	劑量 (mSv/yr)	報 (Bq/kg)	劑量 (mSv/yr)
錳(Mn)-54	74	3.63E-02	4400	2.16E+00
鐵(Fe)-59	-	-	-	-
鈷(Co)-58	74	2.92E-02	4400	1.74E+00
鈷(Co)-60	200	4.26E-01	4400	9.37E+00
鋅(Zn)-65	-	-	-	-
銻(Sr)-89	-	-	-	-
銻(Sr)-90	-	-	-	-
鋯(Zr)-95	-	-	-	-
鈮(Nb)-95	-	-	-	-
碘(I)-131	-	-	-	-
銫(Cs)-134	74	8.21E-02	3000	3.33E+00
銫(Cs)-137	740	3.44E-01	30000	1.39E+01
鋇(Ba)-140	-	-	-	-
鐳(La)-140	-	-	-	-

圖 4-15. 以 RESRAD-ONSITE 評估農場居民情節人員所接受之劑量

核種	射源活度 (Bq/g)	不確定度(%) (k=1)	射源量 (g)	配製量 (g)	樣品比活度 (Bq/kg)	不確定度(%) (k=1)
³ H	1541.64 ±	0.48%	0.0498	100.0	767.74 ±	0.52%
⁶⁰ Co	508.87 ±	0.26%	0.0344	500.0	35.01 ±	0.39%
⁹⁰ Sr	256.66 ±	0.24%	0.0258	500.0	13.24 ±	0.46%
¹³⁴ Cs	547.43 ±	0.38%	0.0318	500.0	34.76 ±	0.49%
¹³⁷ Cs	469.59 ±	0.58%	0.0386	500.0	36.21 ±	0.64%

圖 4-16. 標準射源及試樣配置活度與不確定度評估(人工尿樣)

核種	射源活度 (Bq/g)	不確定度(%) (k=1)	射源量 (g)	配製量 (g)	樣品比活度 (Bq/kg)	不確定度(%) (k=1)
⁶⁰ Co	508.87 ±	0.26%	0.0093	100.0	47.32 ±	1.11%
⁹⁰ Sr	256.66 ±	0.24%	0.0785	100.0	201.48 ±	0.27%
¹³⁴ Cs	547.43 ±	0.38%	0.0073	100.0	39.96 ±	1.42%
¹³⁷ Cs	469.59 ±	0.58%	0.0107	100.0	50.25 ±	1.10%

圖 4-17. 標準射源及試樣配置活度與不確定度評估(人工糞樣)

核種	^{60}Co	^{134}Cs	^{137}Cs	^{90}Sr	^3H
$\delta_{\text{the repeatability}}$	1.71%	1.68%	1.57%	0.57%	0.25%
$\delta_{\text{the between-bottle}}$	3.49%	2.80%	2.40%	2.71%	0.30%
均勻度測試	3.49%	2.80%	2.40%	2.71%	0.30%

圖 4-18. 人工尿樣均勻度測試結果

核種	^{60}Co	^{134}Cs	^{137}Cs	^{90}Sr
$\delta_{\text{the repeatability}}$	1.50%	0.97%	0.88%	0.62%
$\delta_{\text{the between-bottle}}$	3.73%	2.86%	3.62%	2.28%
均勻度測試	3.73%	2.86%	3.62%	2.28%

圖 4-19. 人工糞樣均勻度測試結果

#	參與實驗室組
1	台灣電力股份有限公司放射試驗室-核三工作隊 (HARSHAW 指環徽章)
2	台灣電力股份有限公司放射試驗室-劑量計計測組 (PANASONIC UD-807 單枚)
3	台灣電力股份有限公司放射試驗室-劑量計計測組 (PANASONIC UD-807 雙枚)
4	台灣電力股份有限公司放射試驗室-劑量計計測組核二分隊 (RADOS 指環徽章)
5	貝克西弗股份有限公司(PANASONIC UD-807)
6	原子能委員會核能研究所人員體外劑量評估實驗室 (HARSHAW TLD 指環劑量計)
7	財團法人中華民國輻射防護協會(HARSHAW TLD 指環劑量計)
8	國立清華大學原科中心人員劑量實驗室(HARSHAW 指環徽章)

圖 4-20. 肢端劑量計能力試驗試運轉參與實驗室及使用指環劑量計廠牌型號

2017年肢端劑量能力試驗(試運轉)

國內指環劑量實驗室廠牌分布

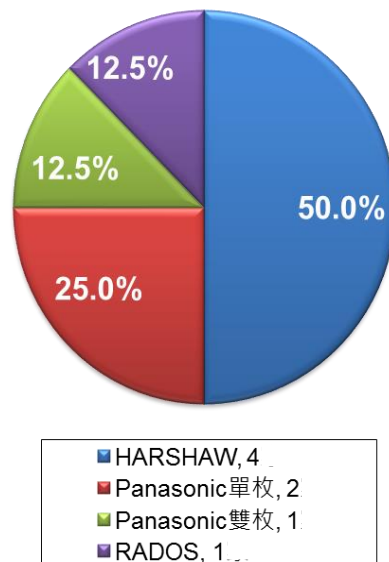


圖 4-21. 肢端劑量計能力試驗試運轉參與實驗室使用指環劑量計廠牌分布

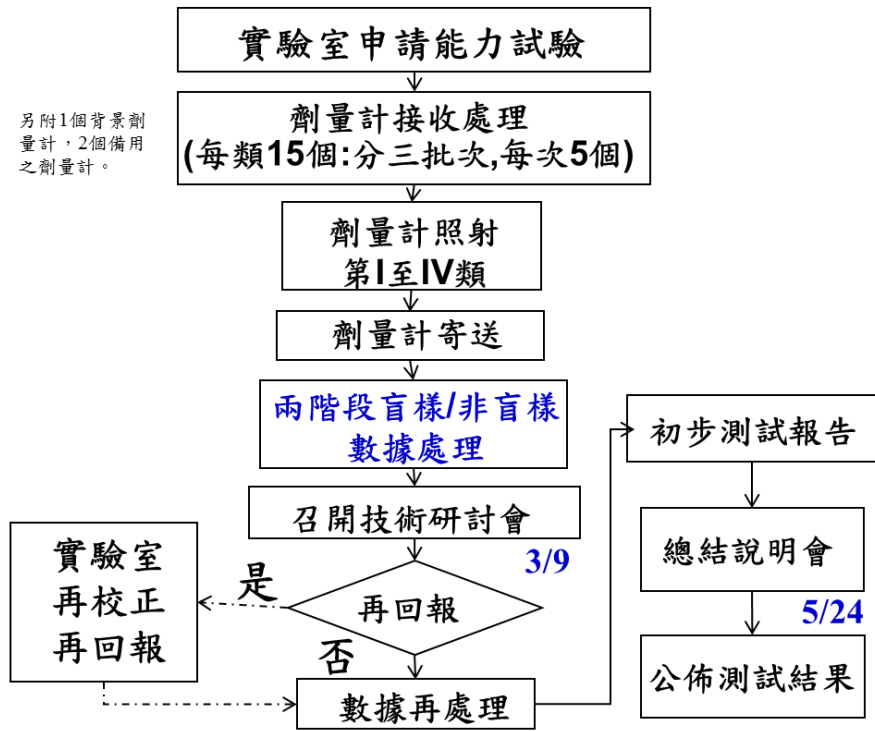


圖 4-23. 肢端劑量計能力試驗試運轉測試程序

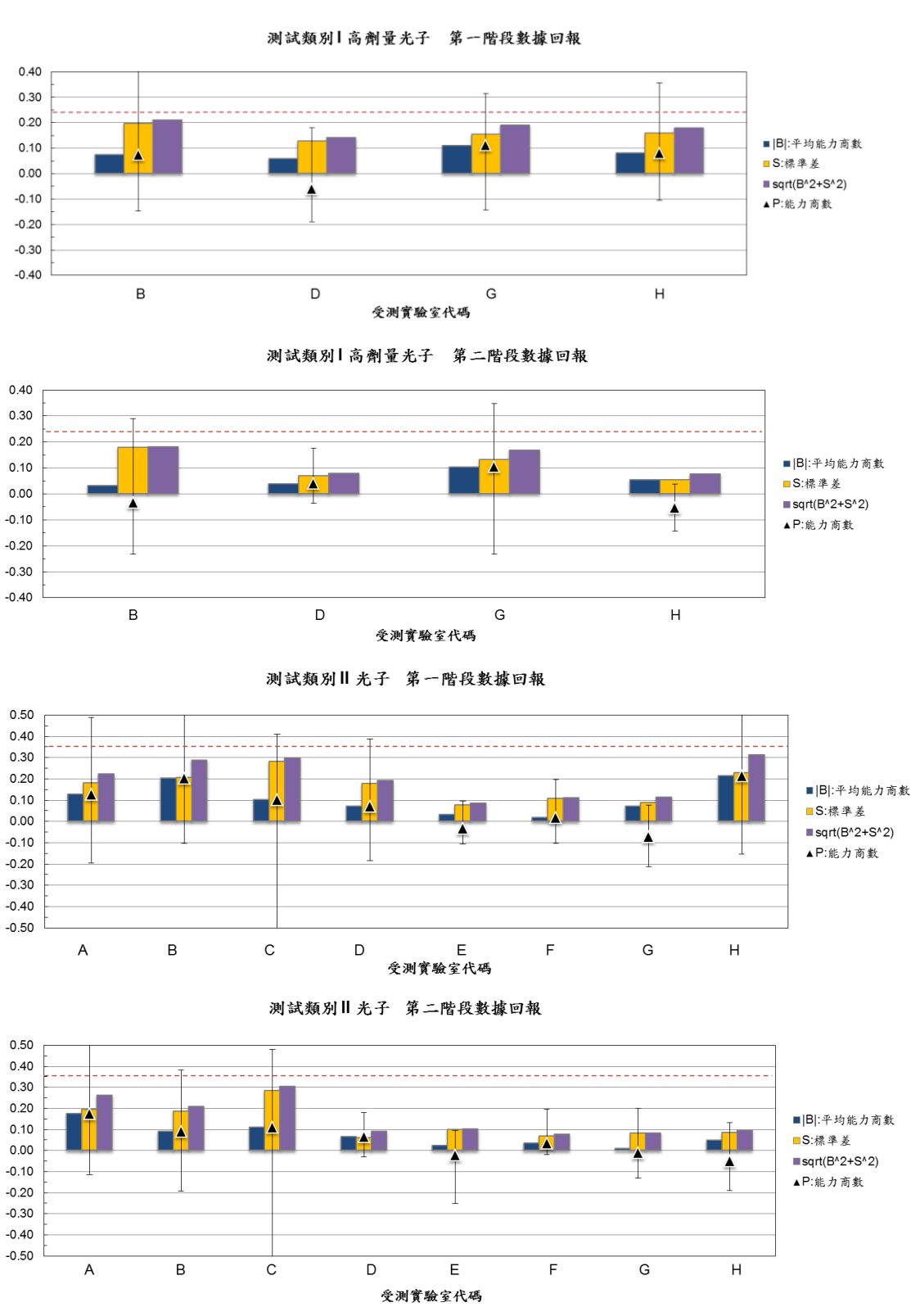
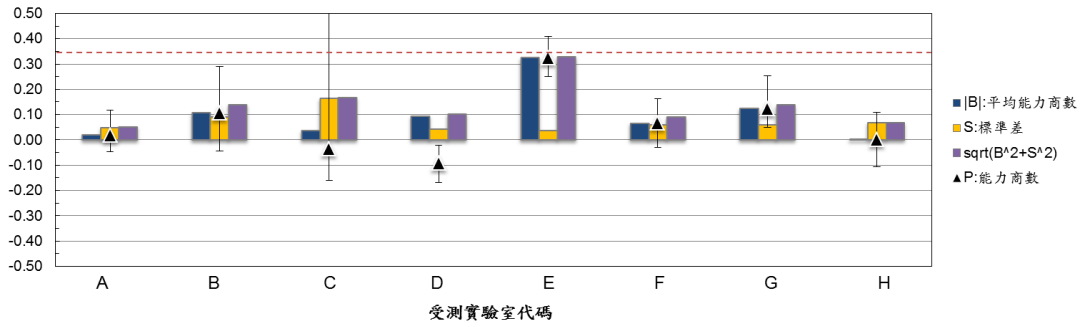
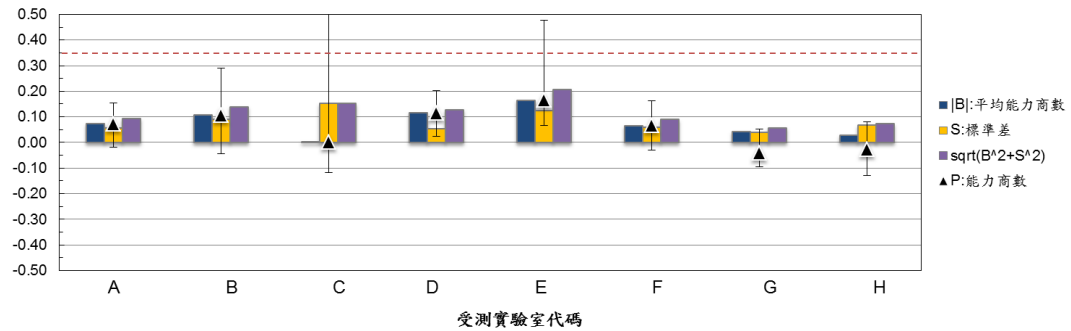


圖 4-24. 肢端劑量計能力試驗試運轉第 I 和 II 類測試類別盲樣(第一階段)/非盲樣(第二階段)測試結果

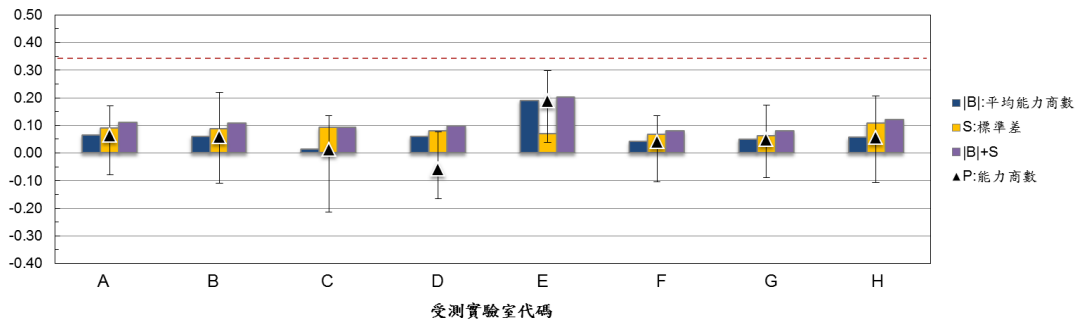
測試類別 III 貝他射源 第一階段數據回報



測試類別 III 貝他射源 第二階段數據回報



測試類別 IV 貝他光子混合場 第一階段數據回報



測試類別 IV 貝他光子混合場 第二階段數據回報

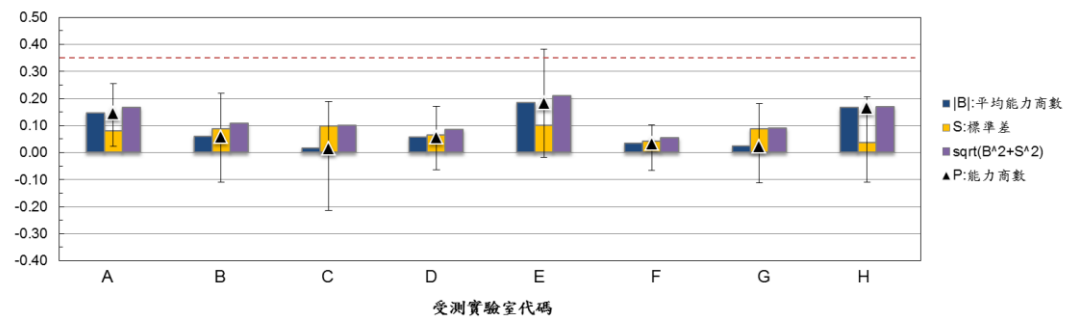


圖 4-25. 肢端劑量計能力試驗試運轉第 III 和 IV 類測試類別盲樣(第一階段)/非盲樣(第二階段)測試結果

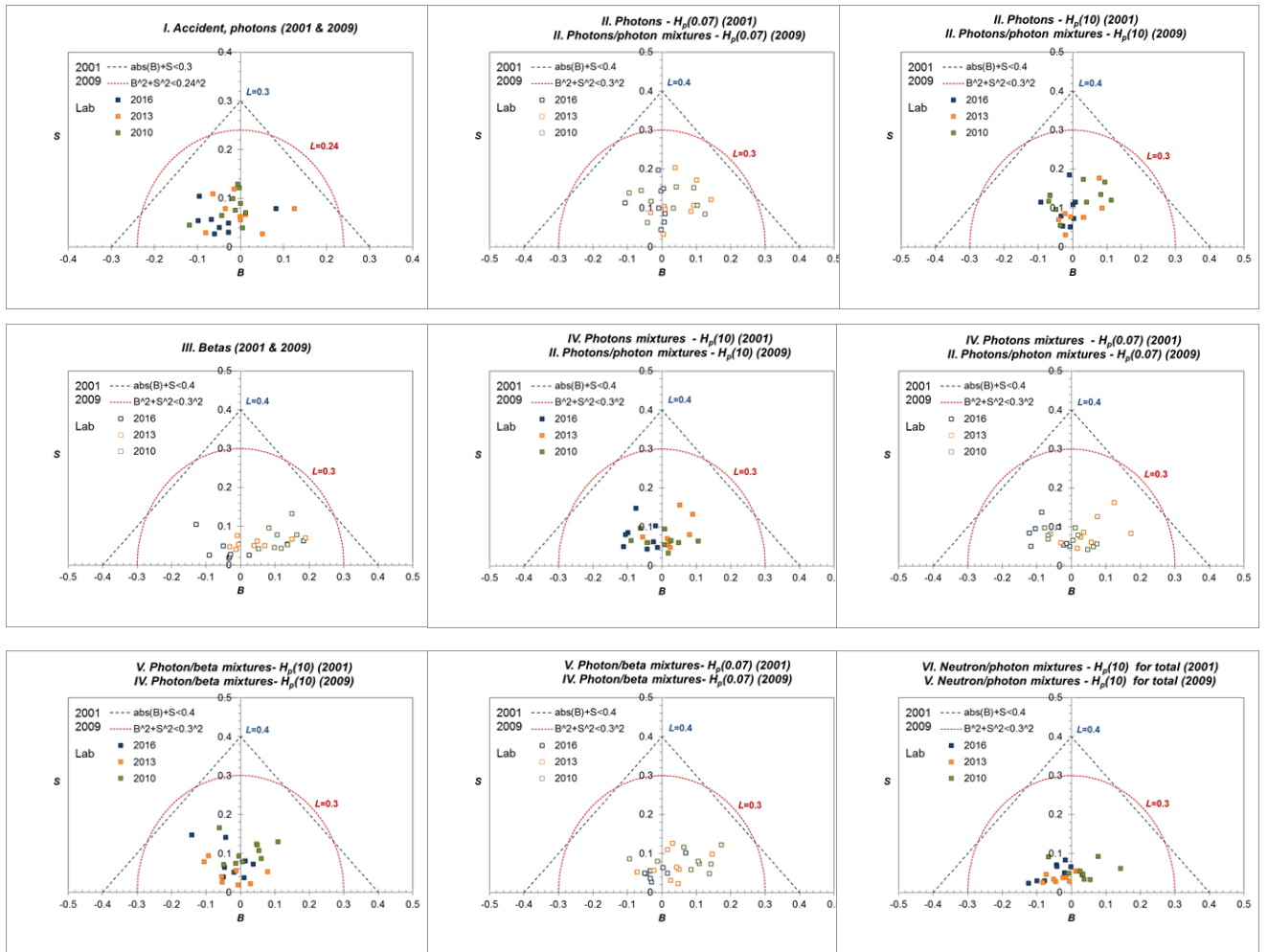


圖 4-26. 第八、九和十次人員劑量能力試驗規範適用度分析之第 I 至 VI 類測試類別測試結果



說明

財團法人全國認證基金會(TAF)由中國國家認證認可委員會(CNAS)和台灣認證認可委員會(TAF)共同發起，旨在提供公正、透明、國際化的認證服務。本規範係根據國際標準ISO 17020:2018制定，旨在規範測試領域人員體外劑量評估技術。本規範之制定，係依據國際標準ISO 17020:2018之要求，並參考我國相關法規及標準。本規範之制定，旨在提供公正、透明、國際化的認證服務。本規範之制定，旨在提供公正、透明、國際化的認證服務。

TAF 為一獨立公正之認證機構，對於任何組織或個人之認證申請，均應秉持公正、透明、國際化之原則。TAF 之認證服務，係依據國際標準 ISO 17020:2018 之要求，並參考我國相關法規及標準。TAF 之認證服務，旨在提供公正、透明、國際化的認證服務。

財團法人全國認證基金會
 地址：105105 台北市中山區民生東路二段 27 號
 電話：(02) 8778-8100 傳真：(02) 8778-8101
 網址：www.taf.org.tw

目錄

1 前言	1
2 目的	1
3 適用範圍	1
4 技術要求	7
4.1 人員	7
4.2 設備與標準設備	7
4.3 能力評定	8
4.3.1 通用範圍	8
4.3.2 測試標準及條件	8
4.3.3 測試程序	8
4.3.4 輸出與記錄	10
4.3.5 檢驗條件	12
4.3.6 檢驗報告範圍的選擇	12
4.3.7 個人劑量測量(活性劑量)之評定	13
4.3.8 能力評定	16
4.3.9 測試結果說明	17
5 附錄	18

財團法人全國認證基金會 TAF-CNLA-T08(2018 年訂定版)

表 1：測試類別、測試範圍及允差^{a)}

測試類別	測試範圍 劑量範圍	允差 (%)	
		線形	邊界
I. 室外環境氡子			
A. 一般 (B 及 C 隨機選擇)	0.05 到 5 Gy	0.24	不測試
B. ¹³⁷ Cs			
C. ¹³⁷ Am			
II. 光子與電子混合			
A. 一般 (E ≤ 20 keV, 當 E ≤ 70 keV 時僅查 X 射線)	0.5 到 50 mSv	0.3	0.3
B. 高能量 (⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs; 照射角度 α ≤ 60°)			
C. 中能量 (E > 70 keV, 照射角度 α ≤ 60°)			
D. 低能量			
III. 其他光子			
A. 一般 (B 及 C 隨機選擇)	2.5 到 250 mSv	不測試	0.3
B. 高能量 (⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs)			
C. 低能量 (¹³⁷ Am)			
D. 鈾系			
IV. 光子與中子混合			
A. 一般 (B 及 C 隨機選擇)	0.5 到 50 mSv	0.3	N/A
B. ¹³⁷ Cs + n			
C. ²⁴¹ Am(D, O) + n			

註 1:

- 不同類別的劑量限在文件中。
- 只有第 III 類使用非線性劑量器，角度的分別為水平角度的 0°、±40°、±60°。
- 第 III 類光子混合中 II、III 及 III 的劑量，混合比例為 1:1:1。
- 第 IV 類中，線形劑量的光子劑量與其他劑量限分別在 1.1 及 1.6 範圍內，並不使用 ⁶⁰Co。
- 第 IV 類中，線形劑量的中子劑量與光子劑量限分別在 1.1 及 1.6 範圍內，此類混合劑量器應能測量中子。
- 第 IV 類中不使用的低能量光子 E < 500 keV 的劑量限應為 E < 500 keV。
- 第 III 類及 III 類劑量器應使用在第 III 類混合劑量器中，第 III 類劑量器應使用在第 III 類混合劑量器中。
- 第 IV 類中，線形劑量的中子劑量與光子劑量限應分別在 1.1 及 1.6 範圍內。
- 第 III 類劑量器中，其輸出係數，係一光子劑量器應分別在 0.2 及 0.25 範圍內。
- 僅有二類(含)以下劑量器用於測量劑量限低於 2 倍於劑量器範圍的最小劑量。
- 僅有二類(含)以下劑量器用於測量劑量限高於 2 倍於劑量器範圍的最大劑量。

財團法人全國認證基金會 TAF-CNLA-T08(2018 年訂定版)

6. 附錄

附錄 1. 偵測限的評估方法^{a)}

決定偵測限(LLD)所使用的方法^{b)}應如下所述，此方法的基礎是根據 Curie(1958)^{c)}的文獻。此方法的額外資料可參看 Roberson 和 Carlson(1992)^{d)}的文獻。

所建議的 LLD 評估方法是針對每個劑量計來設計，首先選擇常規的劑量計進行評估，每個劑量計用於射線，以及 10 個劑量計用於背景評估。用於背景評估的劑量計應放置在應變環境中足夠久的時間，以獲得在常規劑量計中劑量計的未測背景量。對於每個劑量計至少 10 個用於射線的劑量計，其劑量應在每個劑量計的偵測限(約為 5 mSv)，將劑量計(C)和未測射線(X)的劑量計進行處理和評估，根據以下公式計算^{e)}

$$H_0 = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n X_i \quad (41)$$

$$S_0 = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (X_i - H_0)^2}{n-1}} \quad (42)$$

$$H_1 = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n X_i \quad (43)$$

$$S_1 = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (X_i - H_1)^2}{n-1}} \quad (44)$$

其中， H_0 和 H_1 分別是未測劑量計和射線劑量計的系統誤差量；^{f)}

S_0 是第 I 類未測劑量計的系統誤差量；^{g)}

S_1 是第 II 類未測劑量計的系統誤差量；^{h)}

S_0 和 S_1 是 H_0 和 H_1 相對應的標準差。ⁱ⁾

表 2a：ISO 光子射線的技術特性^{a)}

ISO 編號	射線類型 ^{b)}		源標度量 ^{c)}		源有效度 ^{d)}	源	半衰期 ^{e)}		
	Al(mg)	Cu(mg)	Se(mg)	Co(mg)					
HK10	0.25				0.18	0.013	85	20	13
HK20	1.2				2.42	0.079	74	21	26
HK100	1.8	0.15			6.58	0.3	81	64	57
HK200		1.15			147	17	95	71	100
HK250		1.6			166	247	96	75	120
HK300		3			184	337	99	84	145
HK400		2.5			187	34	97	82	145
WS60		0.3			0.18		86	44	21
WS20		0.3			0.15		80	16	29
WS110		2			0.98		86	79	40
WS150		1			1.86		89	104	37
WS200		2			3.08		93	137	46
WS250		4			4.22		96	172	56
WS300		6.5			5.2		97	206	115
²⁴¹ Am									59

註 1: 此類 ISO 1,100-NS10g NS10-HK10g HK300 若源厚度為 0.1 mm (B) 會量，其系統誤差為 4%。

註 2: 若源厚度為 4 mm (A) 會量。

註 3: 僅量特定來源量其系統誤差在 2% 範圍內，所有來源量在 10% 範圍內，所有源可測背景量。

表 2b：NIST 光子射線的技術特性^{a)}

ISO 編號	射線類型 ^{b)}		源標度量 ^{c)}		源有效度 ^{d)}	源	半衰期 ^{e)}		
	Al(g)	Cu(mg)	Se(mg)	Co(mg)					
L40	0.33				0.2		59	23	19
L50	0.71				0.76		60	25	18
L80	1.45				1.83		57	40	35
L100	1.98				2.77		57	48	46
M20	0.5				0.36		65	20	13
M40	0.89				0.73		69	25	18
M100	1.07				1.02		66	29	23
M150	1.58				1.48		68	35	28
M200	2				2.02		73	39	42
M150	5	0.25			10.2	0.67	87	62	79
M200	4.1	1.12			14.9	1.69	91	62	100
M250	5	1.2			18.5	3.2	98	86	139
M300	4		6.5		22	5.3	100	97	206
H150	4	4	1.51		17	2.5	100	95	118
H200	4	0.6	4.16	0.77	19.8	4.1	100	99	142
H250	4	0.6	1.04	2.72	22	5.2	100	98	204
H300	4.1	3	3	5	25	6.2	99	98	251
S15	1.5				1.86		83	40	35
S40	4.16				2.77		72	38	27
W10					1.8		83	40	35
W20					2.77		72	38	27

註 1: 此類 ISO 1,100-M20g M50-H10g H40-S15 若源厚度為 0.1 mm (B) 會量，其系統誤差為 4%。

註 2: 若源厚度為 4 mm (A) 會量。

註 3: 僅量特定來源量其系統誤差在 2% 範圍內，所有來源量在 10% 範圍內，所有源可測背景量。

財團法人全國認證基金會 TAF-CNLA-T08(2018 年訂定版)

附錄 2. 參考條件與標準測試條件^{a)}

參考條件與標準測試條件^{b)}

別名	參考條件	標準測試條件
環境溫度	22 °C	20 °C 至 24 °C ^{c)}
環境濕度	50 %	25 % 至 75 % ^{d)}
高度	101.3 kPa	76 kPa 至 106 kPa ^{e)}
外部電場	忽略	低於造成干擾的最低值
外部磁場	忽略	低於 2 倍的地球磁場
雜訊控制	正常操作	正常操作
限制	ICRE 等組織方法規程 30 cm × 30 cm × 15 cm	PIN1 方法規程 30 cm × 30 cm × 15 cm
照射角度	參考角度	參考角度 ± 5°
放射物質污染	忽略	忽略 ^{f)}
輻射背景	用同等劑量率： H(10) ≤ 0.1 μSv/h	用同等劑量率： H(10) ≤ 0.25 μSv/h
	方向等劑量率： H(0.07) ≤ 0.1 μSv/h	方向等劑量率： H(0.07) ≤ 0.25 μSv/h

註 1: 於測試時，應根據設備與標準測試條件的規定於常規測試條件中實施。

註 2: 在干式電極與電極的測試中，應於測試前使電極處於標準測試條件，在電極處於標準測試條件下，應根據標準測試條件的規定，將電極在標準測試條件下測試。在電極處於標準測試條件下，應根據標準測試條件的規定，將電極在標準測試條件下測試。

註 3: 於 ANSI N13.11 (2009) 規範中，應使電極處於標準測試條件，其中環境溫度為 20 °C，環境濕度為 40%，標準測試條件之環境溫度為 18 °C 及 22 °C。

註 4: 可允許於測試物質與標準測試條件中實施，忽略條件與標準測試條件不會影響其測試結果，也不會使電極處於標準測試條件。

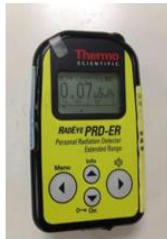
圖 4-27. 「T08 測試領域人員體外劑量評估技術規範(2018 草案-V2)」第 2 版節錄

種類	廠牌/型號	測試射源
低劑量率 (γ)	Thermo/ PRD-ER	Cs-137
高劑量率 (γ)	USA/ AN/VDR-2	Cs-137
累積劑量 (γ)	Thermo/ EPD-G	Cs-137
污染偵測器 (β)	Thermo/ B20ER	β : Sr-90

(a)

低劑量率偵檢器

- 碘化鈉偵檢器
NaI(Tl) detector
- 劑量率範圍:
0.01 $\mu\text{Sv/h}$ to 250 $\mu\text{Sv/h}$
- 能量範圍:
60 keV to 3 MeV
- 重量:
160 g



國家電磁輻射標準實驗室-NRSL

9

美軍野戰輻射偵測器AN/VDR-2

高劑量率偵檢器

- 左側是探測管，右側為主機總成，總重量僅約1.73公斤
- 高劑量率偵檢器內部裝有 ^{137}Cs / ^{232}Th ，背景約 $10\mu\text{Gy/h}$ 劑量率之訊號。



國家電磁輻射標準實驗室-NRSL

10

人員劑量計: 累積劑量 (γ)

固態矽偵檢頭

- 偵測 Gamma、X-ray
- 深部Hp(10)與淺部Hp(0.07)輻射劑量
- 單位顯示: Sv、rem
- 能量反應: 17Kev ~ 6Mev
- 偵測範圍: A. 累積劑量: $0 \sim > 16$ Sv.
B. 劑量率: $0 \sim 4$ Sv/hr
- 精確性: $\pm 10\%$ for CS-137。
- 線性(劑量率): $\pm 10\%$, $< 500\text{mSv/h}$ 。
- 數字顯示: LCD 顯示



國家電磁輻射標準實驗室-NRSL

12

• 手持式污染偵檢儀

偵測輻射種類: α 、 β 、 γ 射線

偵檢器: 餅型蓋格管, 直徑5cm
面積 15.55cm^2

污染量測顯示單位: cps

偵測範圍: $0 \sim 500,000$ cps

顯示方式: 6位LCD液晶數字顯示

電池壽命: 2000小時



(b)

圖 4-28. 輻射偵檢儀器校正能力試驗試(a)測試類別和(b)傳遞件

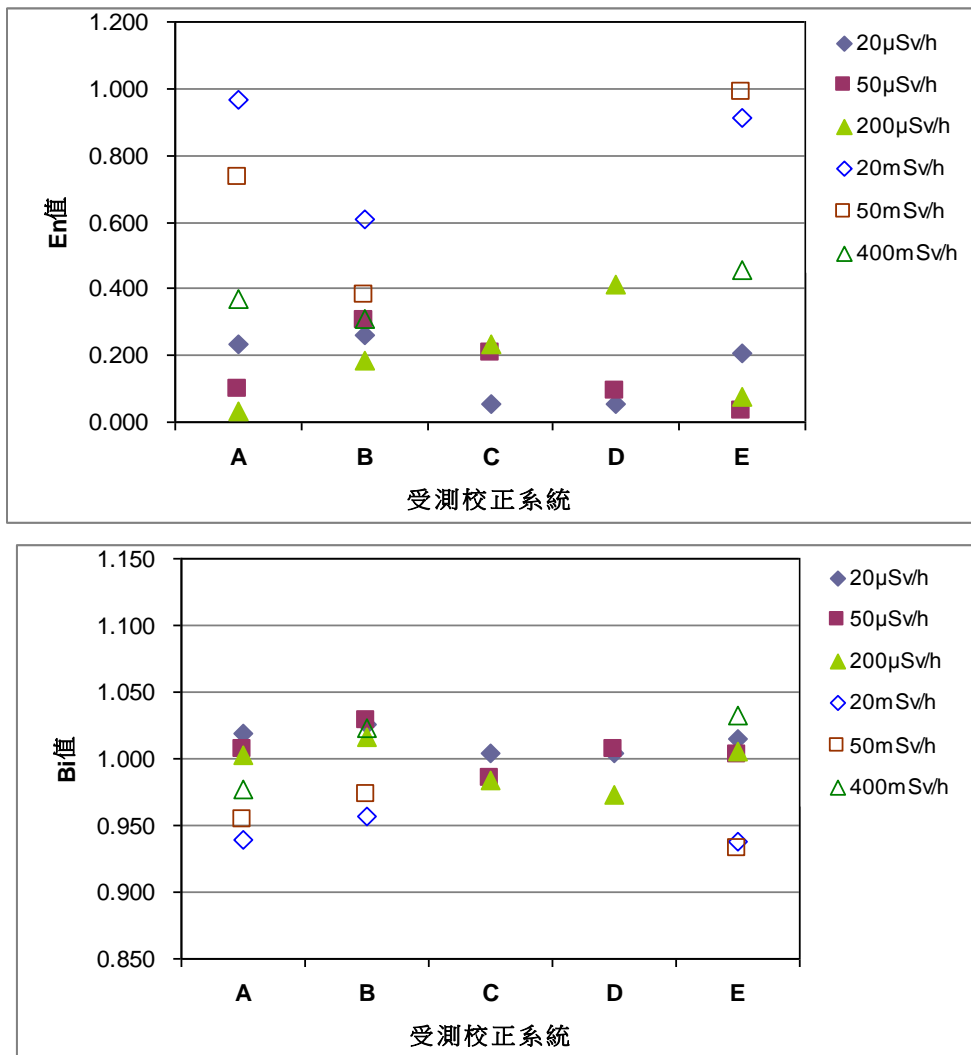


圖 4-29. 輻射偵檢儀器校正能力試驗試低劑量率 Thermo RADEYE PRD-ER , s/n: 30125 以及高劑量率 RADIAC SET AV/VDR-2 , s/n : 6560 測試結果

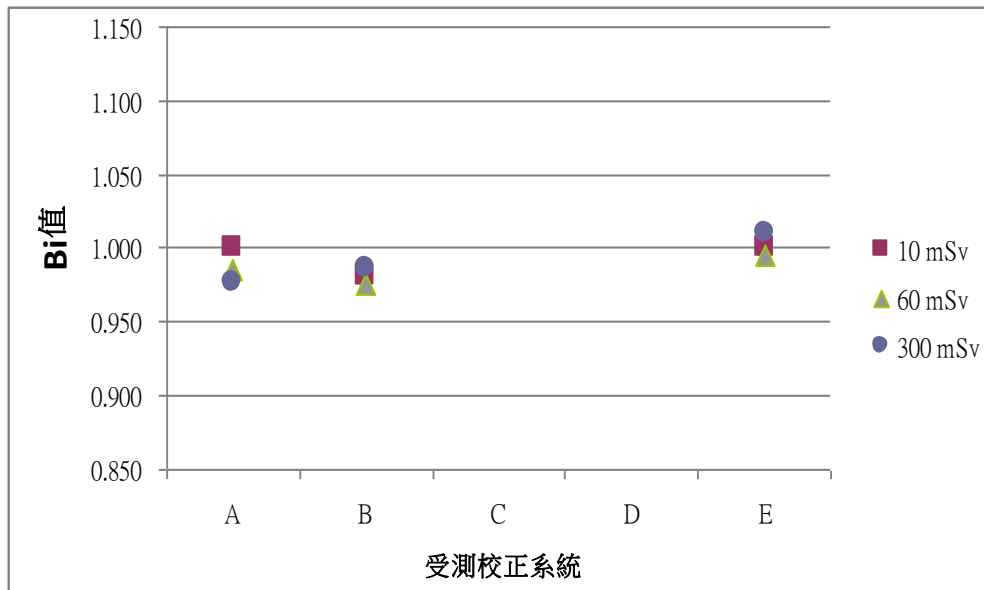
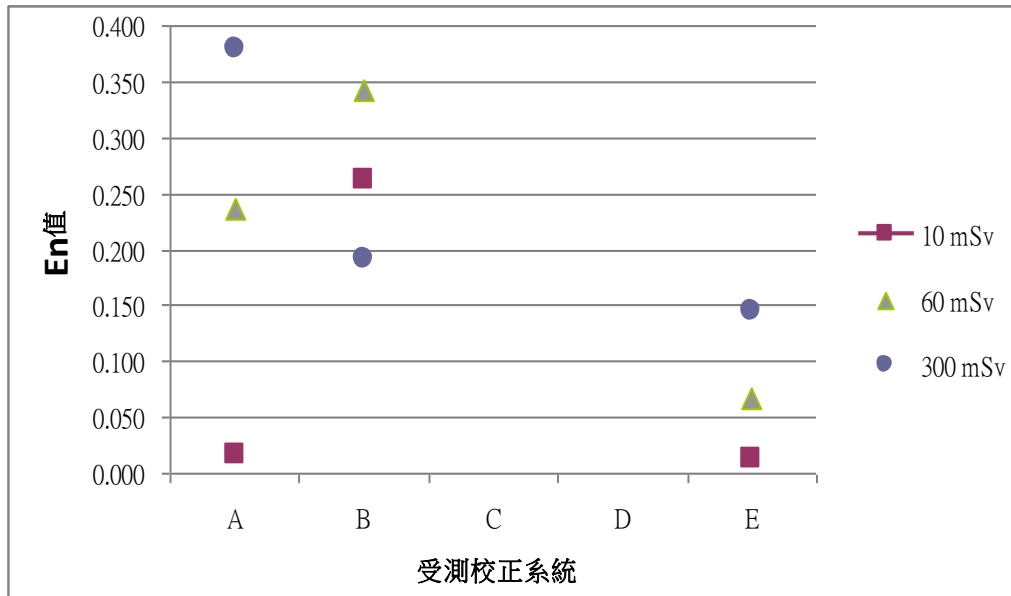


圖 4-30. 輻射偵檢儀器校正能力試驗試累積劑量 Thermo/EPD-G Mk2.5, s/n : 06011673 測試結果

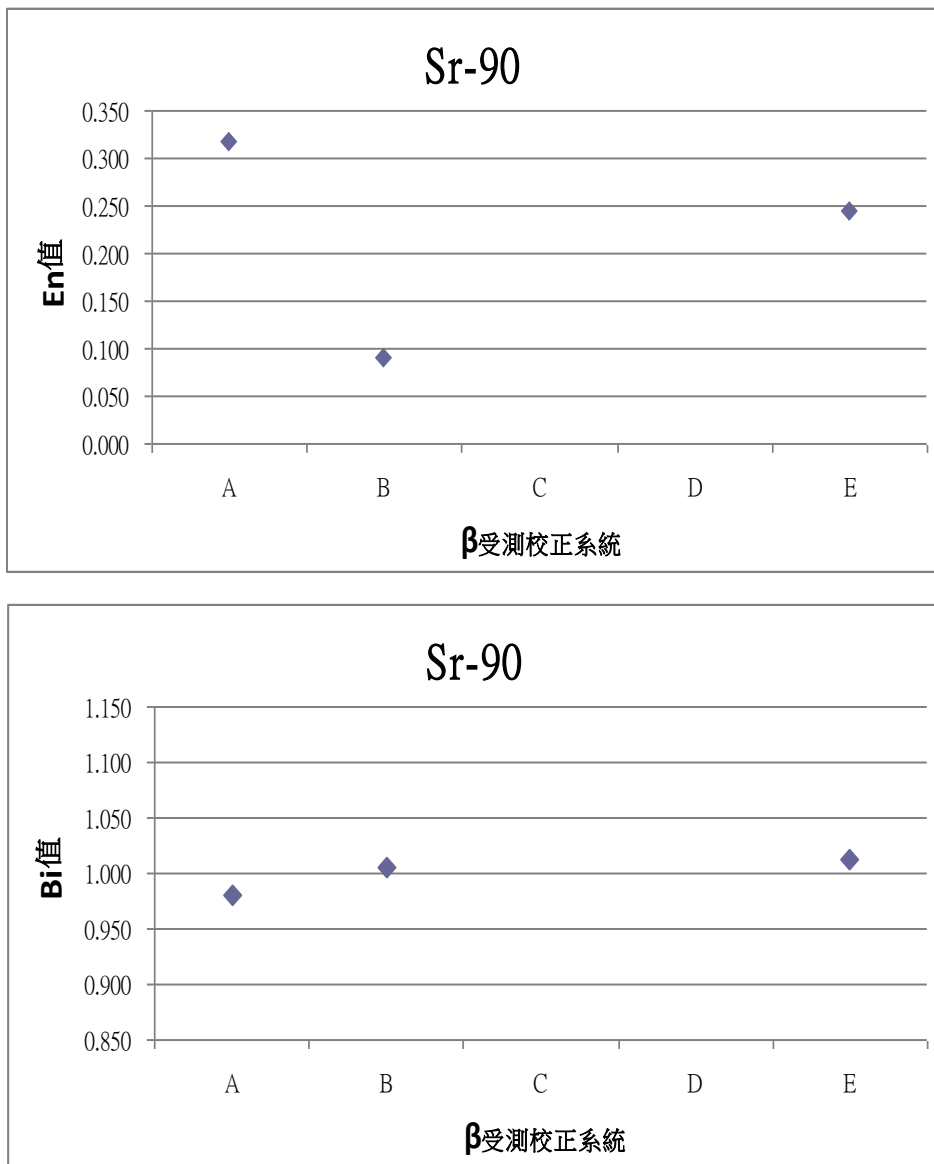


圖 4-31. 輻射偵檢儀器校正能力試驗試污染偵檢器 Thermo RADEYE B20 , s/n : 30552 測試結果

比對機構	照射器	偵檢器	量測值		標準值		校正因子 (k=2)	z
			μGy/h	Uc(%)	μGy/h	Uc(%)		
核生化 訓練中心	NRC-8μCi- 002	VDR-2	7.60	3.0	7.87	2.8	1.04±5.9%	0.74
		DT-616	138.95	3.7	141.95	3.4	1.02±7.4%	0.32
核生化 訓練中心	NRC-8μCi- 003	VDR-2	8.15	3.1	8.61	3.0	1.06±6.1%	0.24
		DT-616	148.10	4.5	168.61	4.4	1.14±8.9%	0.21
核生化 訓練中心	NRC-8μCi- 004	VDR-2	10.20	2.8	10.75	2.7	1.04±5.6%	0.76
		DT-616	158.45	3.8	180.39	3.8	1.14±7.6%	0.22
輻射度量儀 器校正實驗 室	GHS-5Ci	VDR-2	7.75	2.5	8.26	2.5	1.07±5.0%	-
		DT-616	151.25	2.7	165.29	2.5	1.09±5.0%	-

圖 4-32. 輻射偵檢儀器校正陸軍化生放核訓練中心受測實驗室同
儕比對測試結果

試驗種類	核種
1.水樣	γ , Sr-90, H-3, G β
2.濾紙	γ , Sr-90, G β
3.土壤	γ , Sr-90
4.植物	γ , Sr-90
5.牛乳	γ , Sr-90
6.肉類	γ , Sr-90
7.菇類	γ , Sr-90
8.米樣	γ , Sr-90
9.尿樣	γ , Sr-90, H-3
10.糞樣	γ , Sr-90

圖 4-33. 107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗測試試樣和核種



圖 4-34. 107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗樣品

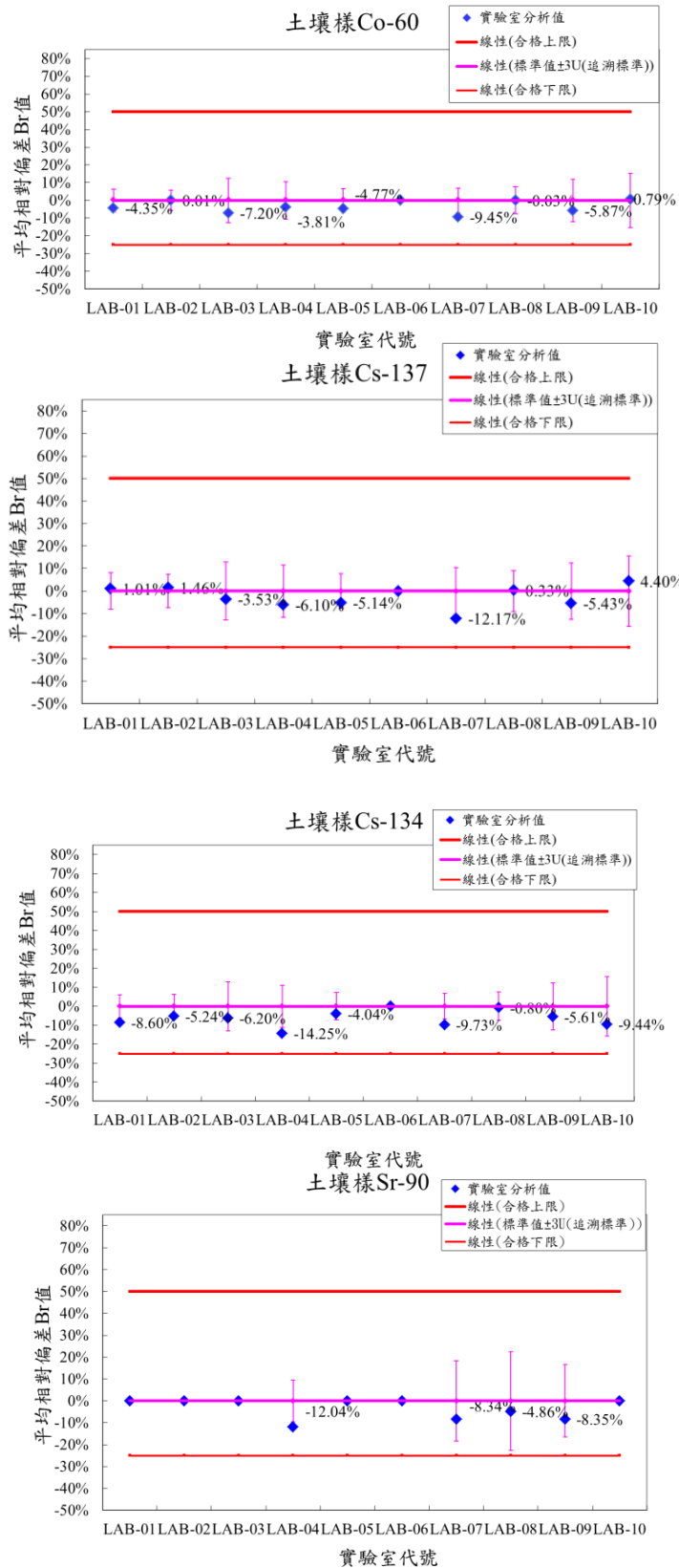


圖 4-35. 107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗之土樣測試結果

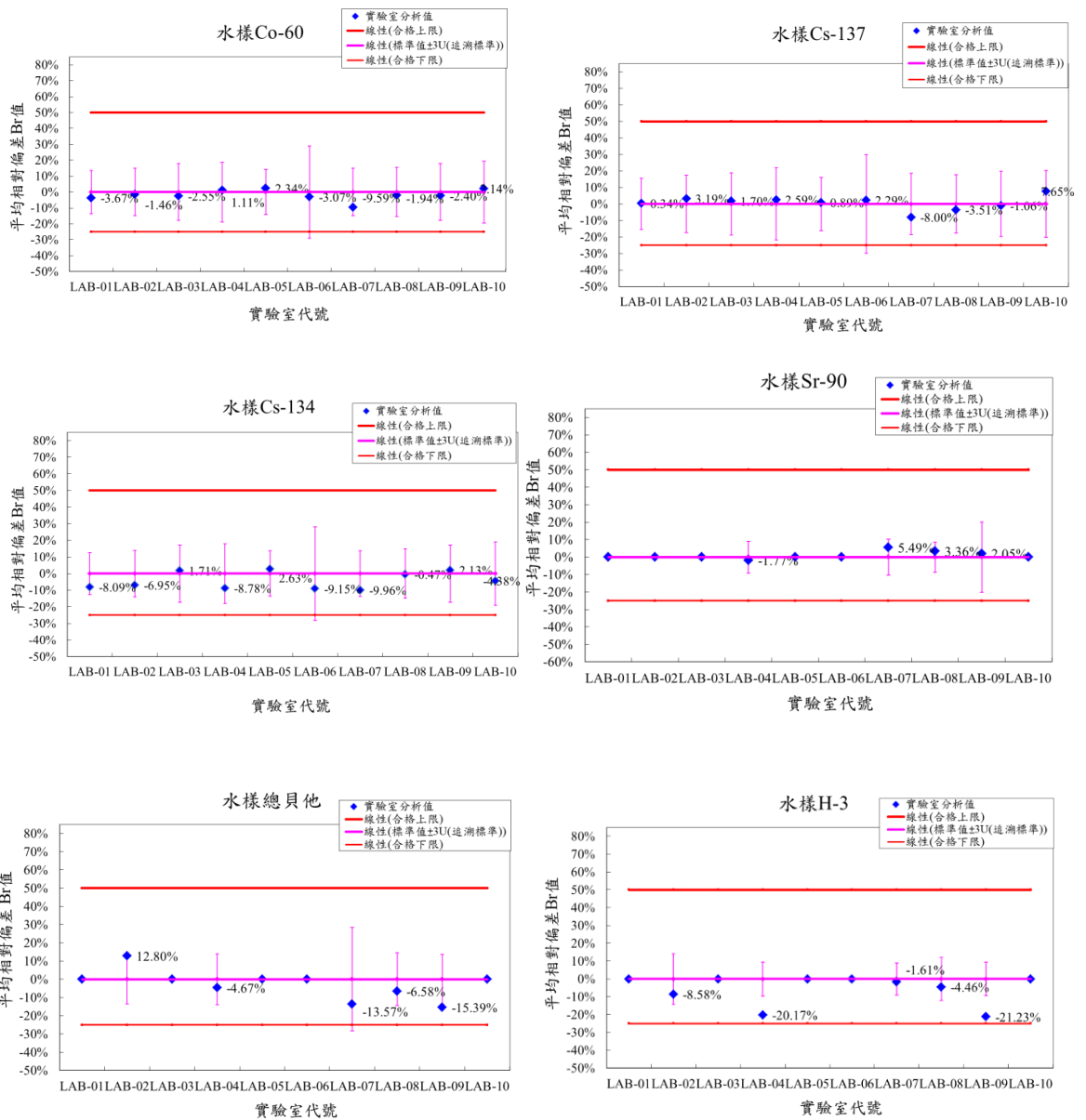


圖 4-36. 107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗之水樣測試結果

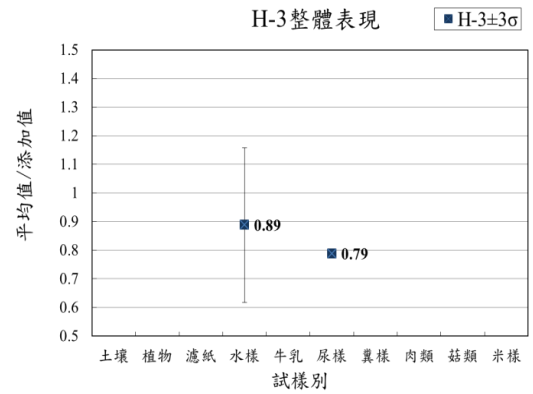
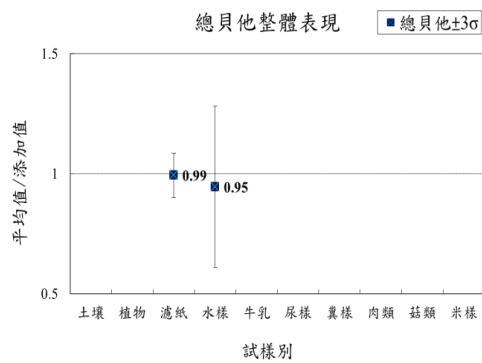
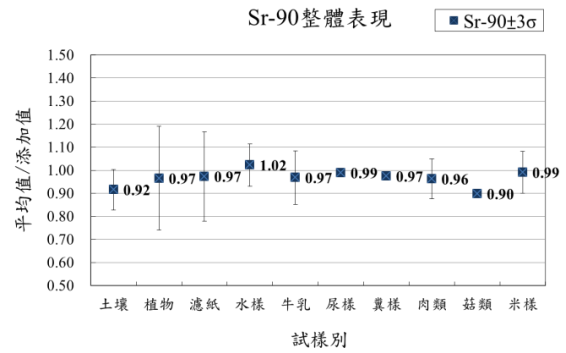
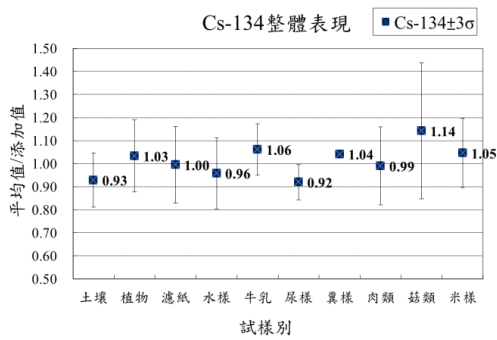
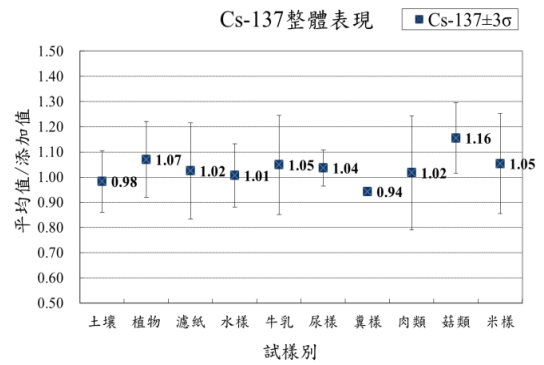
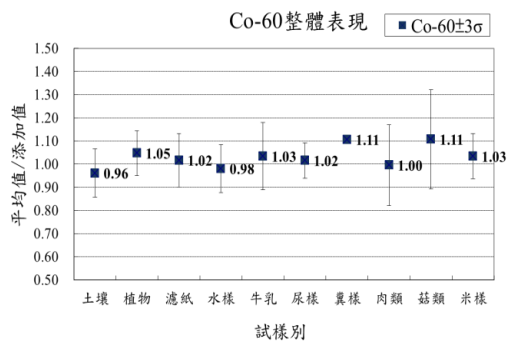
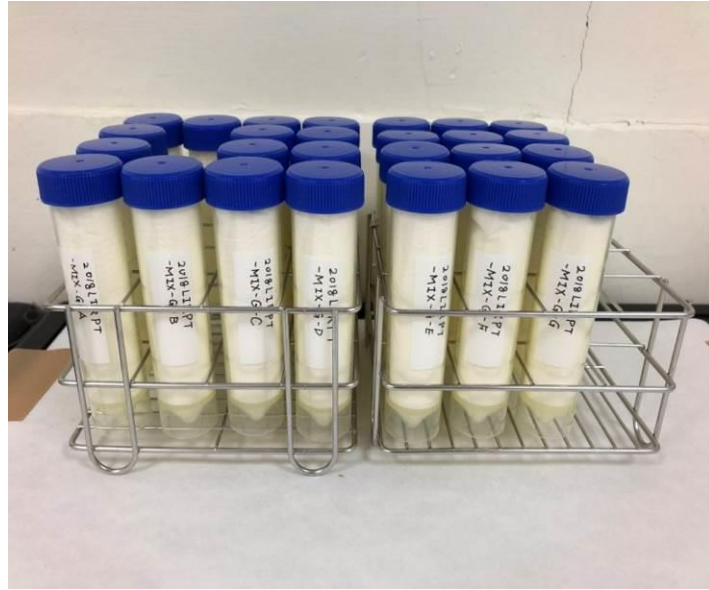


圖 4-37. 107 年度環境試樣放射性核種分析能力試驗之不同核種整體表現



(a)



(b)

圖 4-38. 107 年度中低活度核種分析能力試驗(a) 測試樣品成品；
(b) 包封表面處輻射劑量率度量圖。

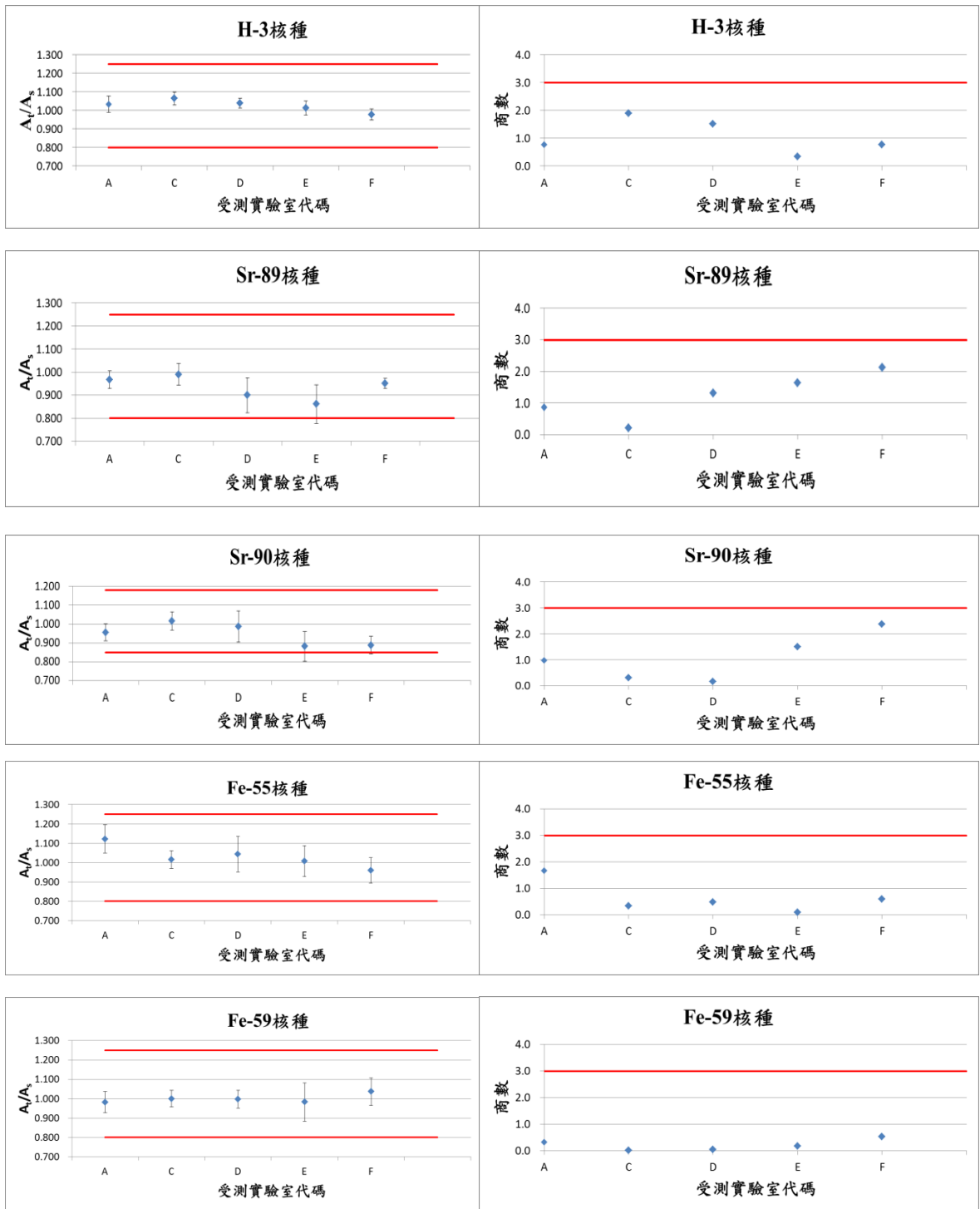


圖 4-39. 107 年度中低強度核種分析能力試驗之 H-3、Sr-89、Sr-90、Fe-55 和 Fe-59 核種量測值(A_i)和國家游離輻射標準實驗室 (NRSL)量測值(A_s)之比值和商數(Z)測試結果

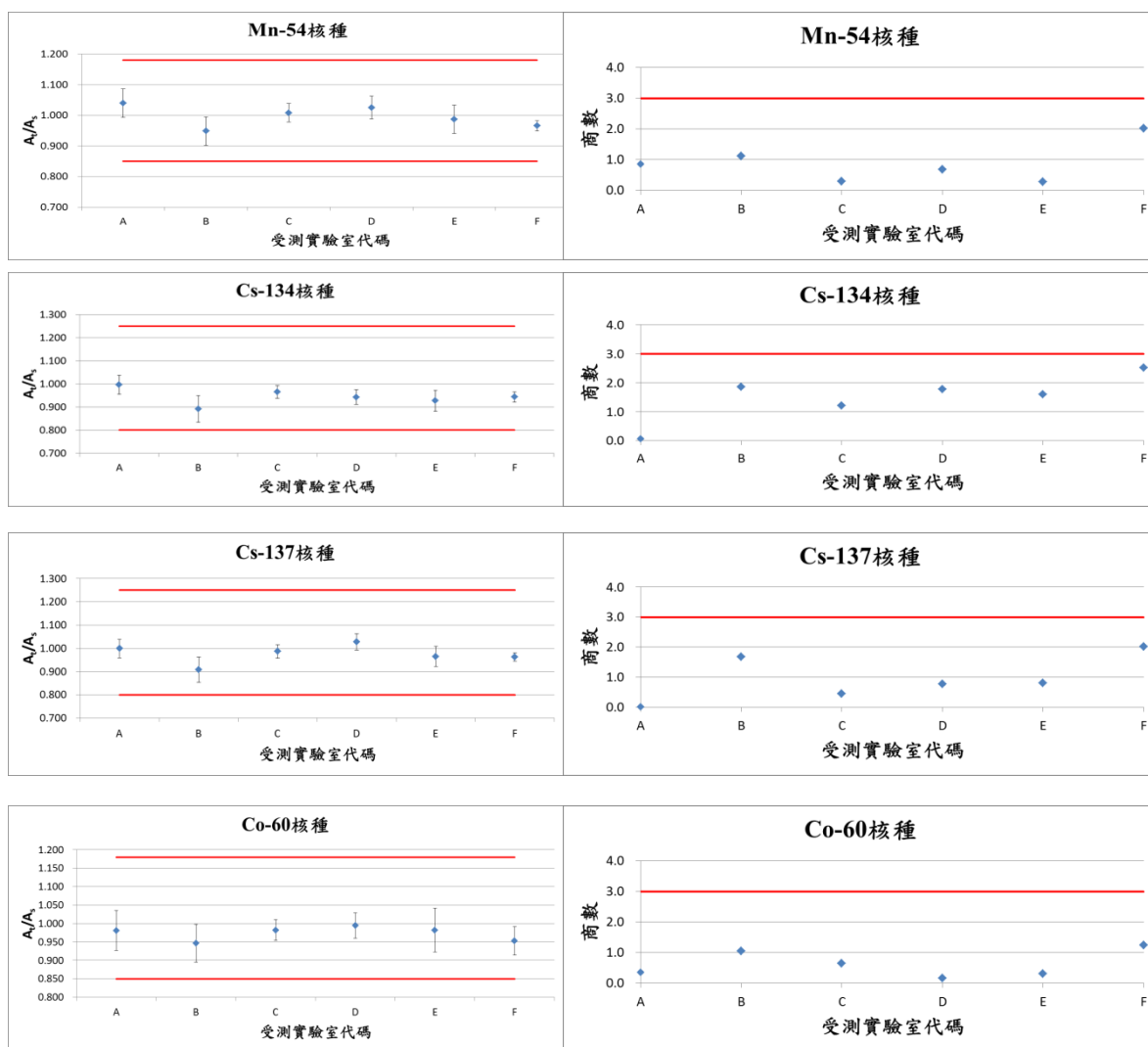
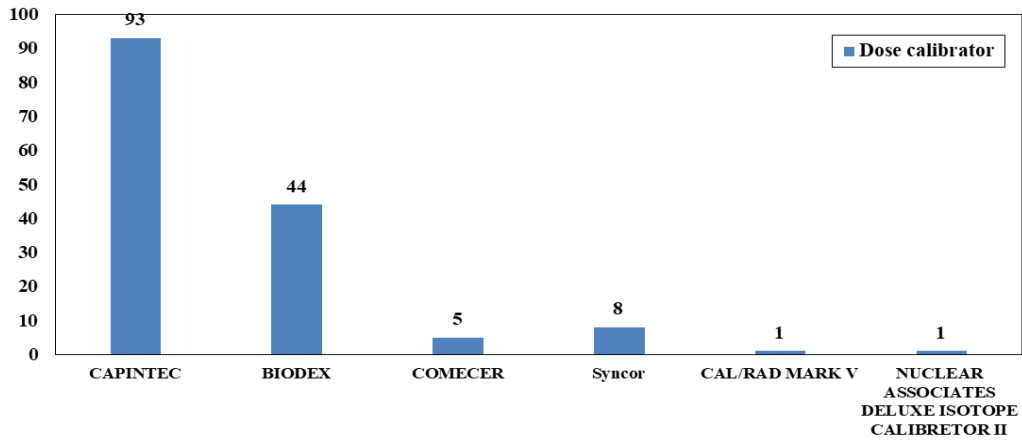


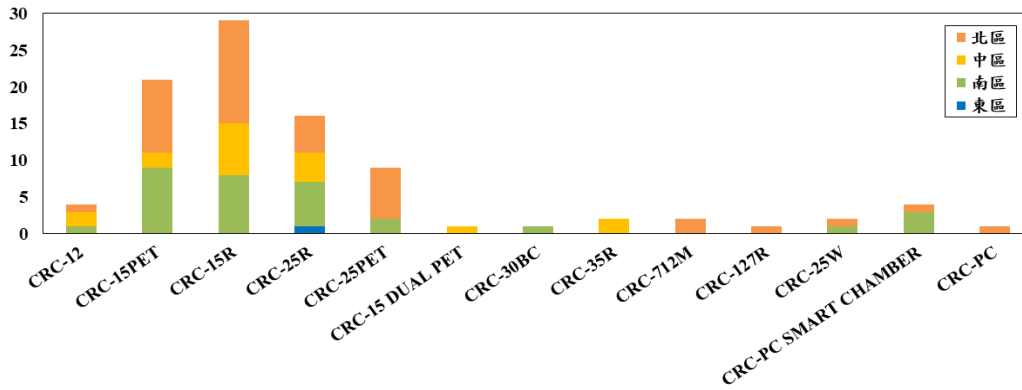
圖 4-40. 107 年度中低強度核種分析能力試驗之 Mn-54、Cs-134、Cs-137 和 Co-60 核種量測值(A_t)和 NRSL 量測值(A_s)之比值和商數(ζ) 測試結果

機器廠牌



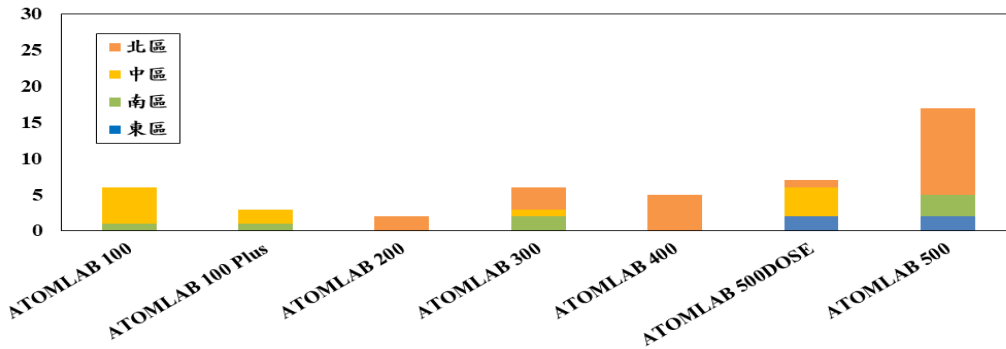
(a)

Capintec



(b)

BIODIX



(c)

圖 4-41. 近年我國劑量校正儀之統計結果。

(a)為製造廠牌占有數，主要使用廠牌為 Capintec 及 BIODIX。(b)和(c)分別為前述兩廠牌之型號統計數量。

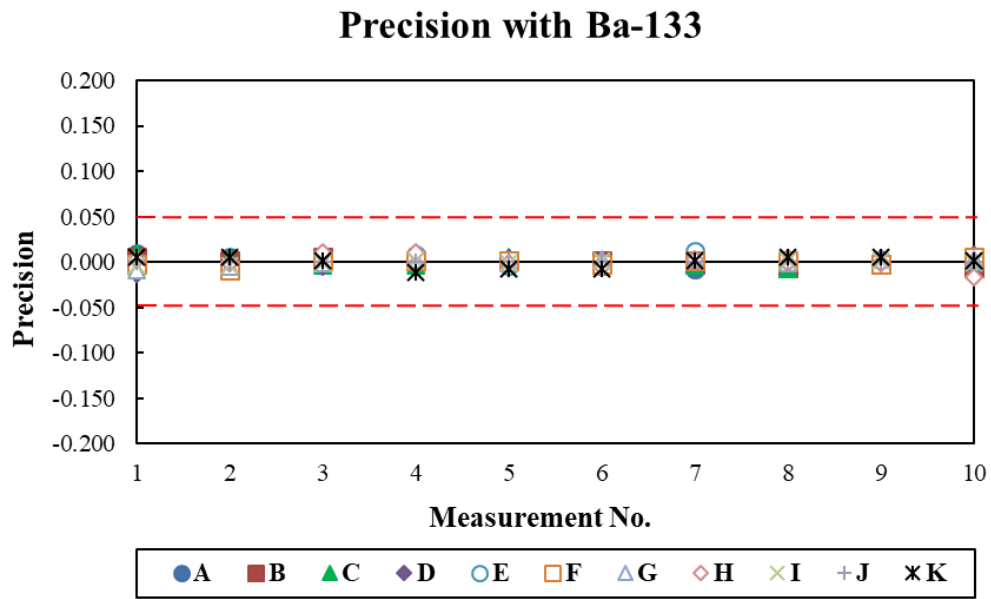


圖 4-42. 實測醫院單位之精確度統計結果顯示全體皆具備足夠穩定性

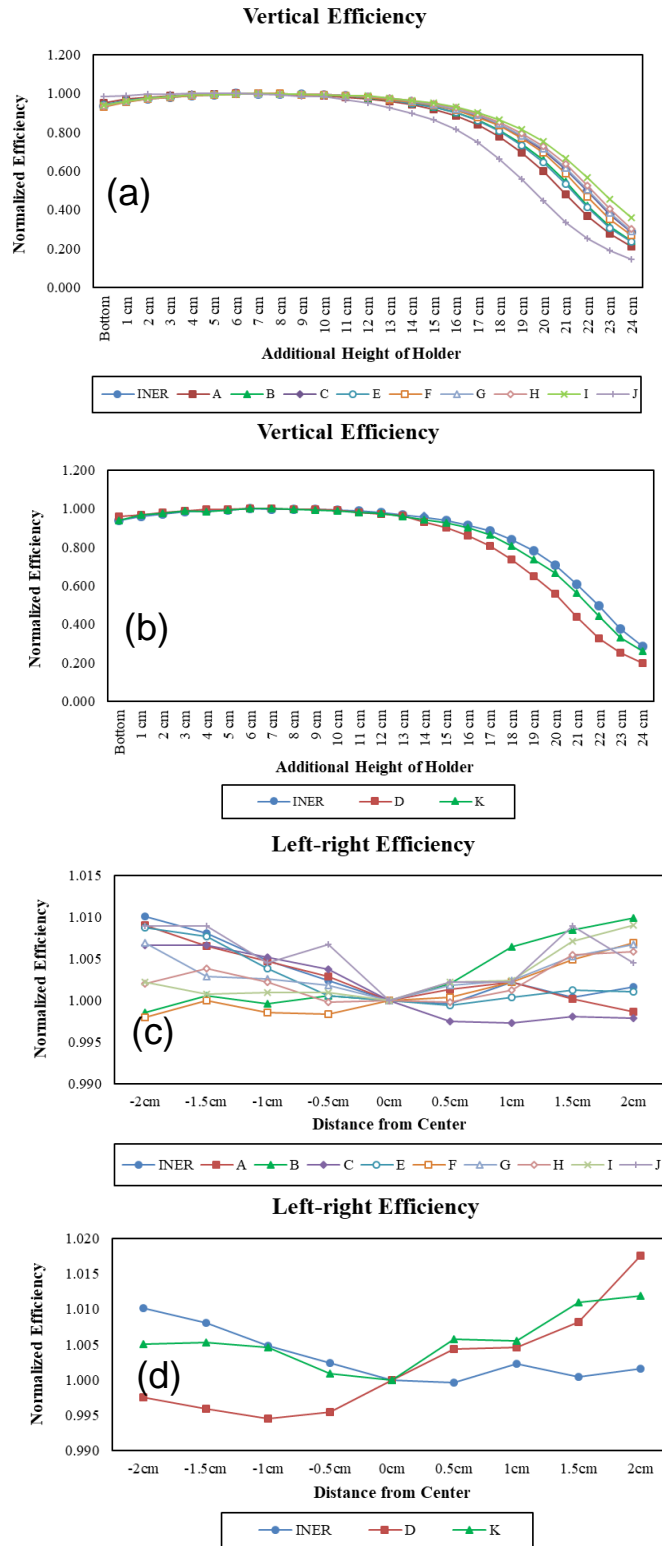
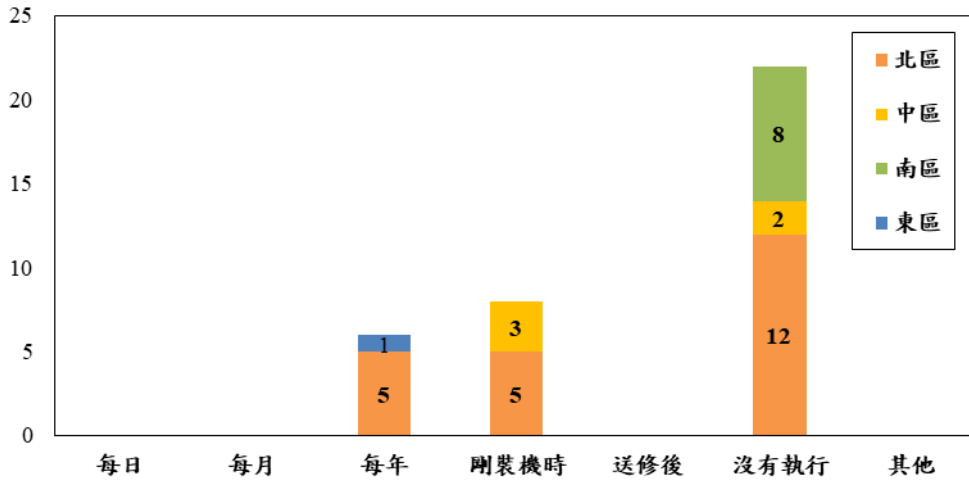


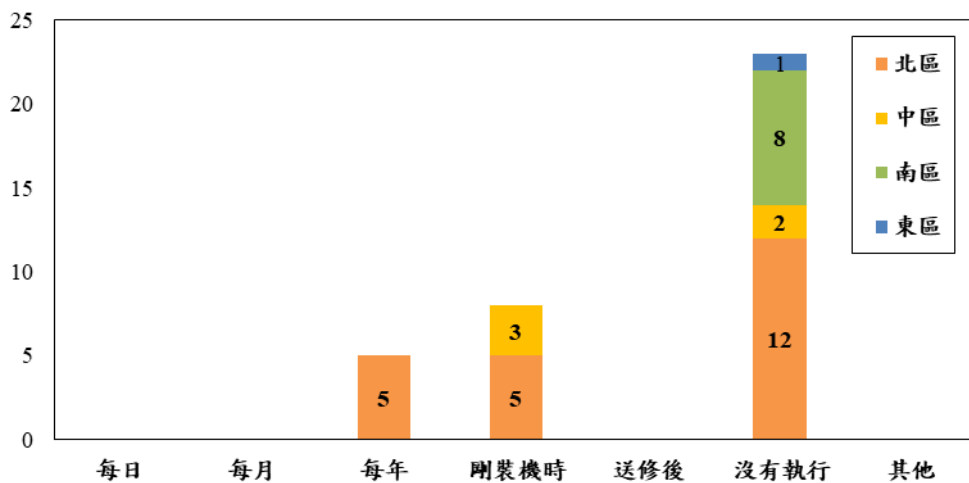
圖 4-43. 臨床劑量校正儀(a)Capintec 和(b) BIODEX 儀器各單位於上下方向幾何偵測效率之對應曲線；而(c)和(d)分別為 Capintec 和 BIODEX 之左右方向幾何偵測試驗結果。

線性度



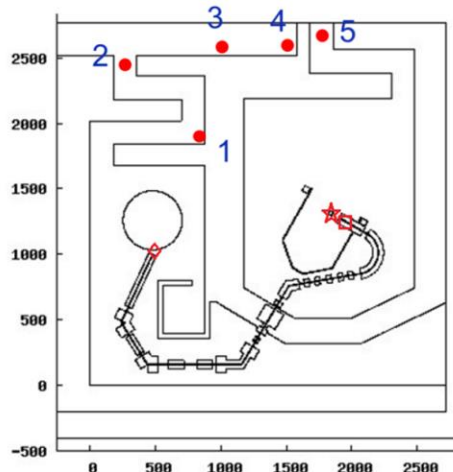
(a)

幾何偵測效率



(b)

圖 4-44. 問卷回收之各醫療院所活度計品保項目執行頻率統計。
 (a)為年度建議項目之線性度統計，與(b)為幾何偵測效率之統計。(依
 實際問卷填寫狀況評估)



(a)

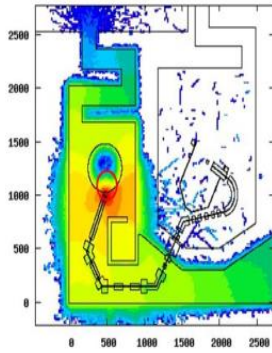


圖 10：假設全部的質子束損耗於迴旋加速器出口呈現的劑量分佈

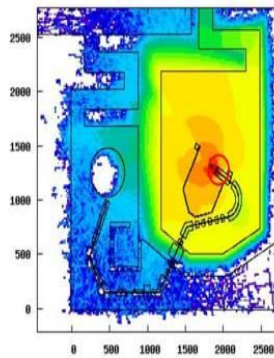


圖 12：假設全部的質子束損耗於治療室噴嘴呈現的劑量分佈

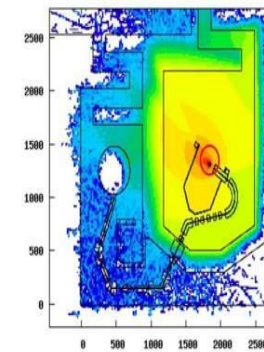
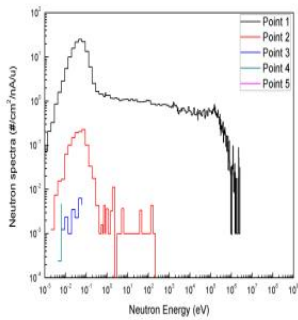
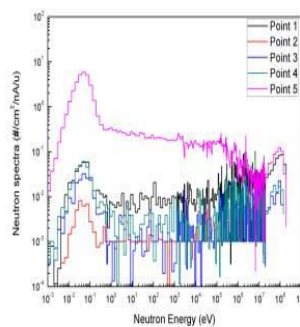


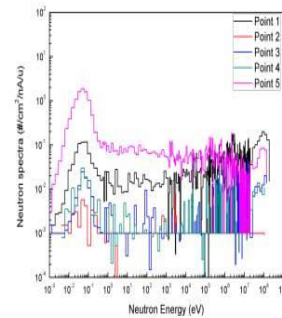
圖 14：假設全部的質子束損耗於 PMMA 假體呈現的劑量分佈



(b)



(c)



(d)

圖 4-45. (a)為模擬 230 MeV 之筆型質子射束長庚質子加速器的簡化計算模型(單位為公分)，其中◇是加速器出口的位置、□是治療室噴嘴的位置、☆是假體的位置(b)全部作用於迴旋加速器的出口、(c)全部作用於治療室的噴嘴、以及(d)全部作用於模擬假體 PMMA 三種情況；並計算(1)加速器室迷道口、(2)加速器室入口、(3)控制室走道、(4)走道轉角以及(5)治療室入口等五處中子能譜。

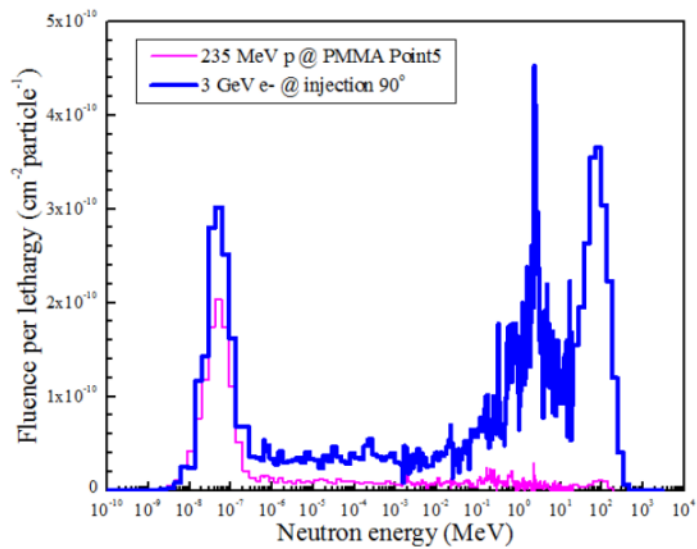
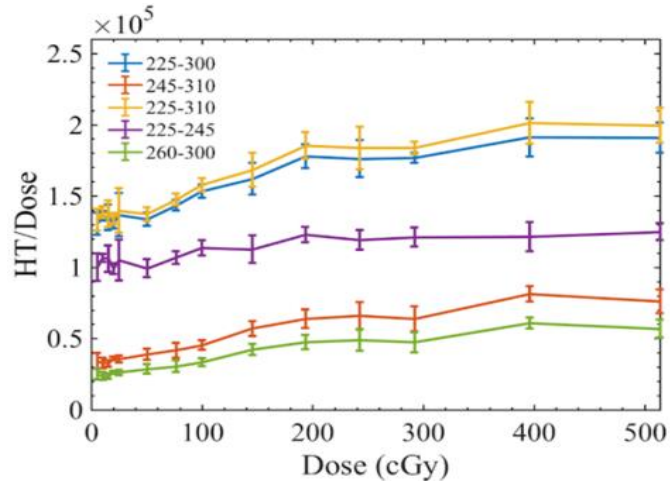


圖 21：235 MeV 質子加速器與 3 GeV 電子加速器中子能譜

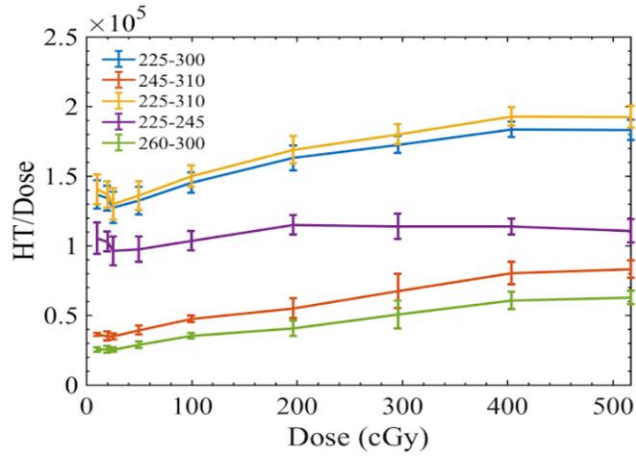
圖 4-46. 比較二種類設施的中子輻射場差異

	局部屏蔽安裝前	局部屏蔽安裝後
(a) PE 計數(cps)	9.62	7.01
(b) PE 量測計量率($\mu\text{Sv/h}$)	0.411	0.299
(c)未知能譜之 PE+Pb / PE 高能中子能譜指標(x)	1.291	1.168
(d)未知能譜之修正因子(y)	2.327	1.766
(e)未知能譜劑量率修正($\mu\text{Sv/h}$)	0.956	0.528
(f)已知能譜之高能中子比例(x)	53.8	57.2
(g)已知能譜之修正因子(y)	1.950	2.121
(h)已知能譜劑量率修正($\mu\text{Sv/h}$)	0.801	0.634
(i)模擬分析所得之劑量率($\mu\text{Sv/h}$)	0.465	0.356
(j)能譜量測所得之劑量率($\mu\text{Sv/h}$)	0.512-0.593	0.443-0.549

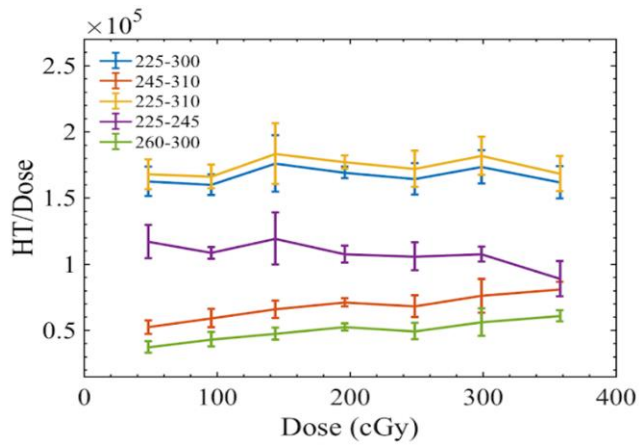
圖 4-47. 3 GeV 電子源設施的高能中子劑量低估修正案例之相關修正參數



(a)

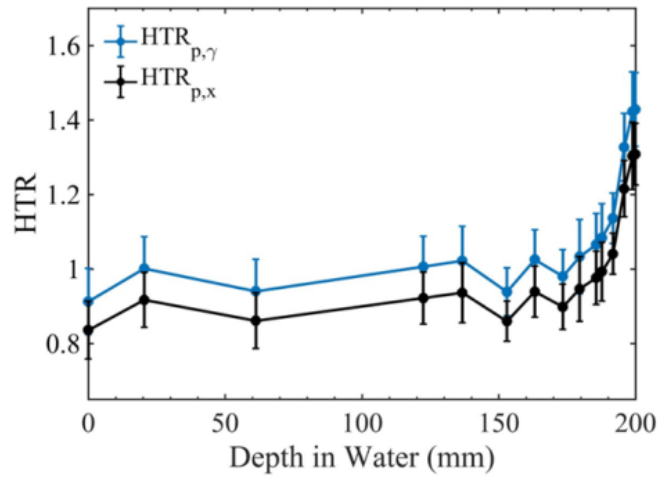


(b)

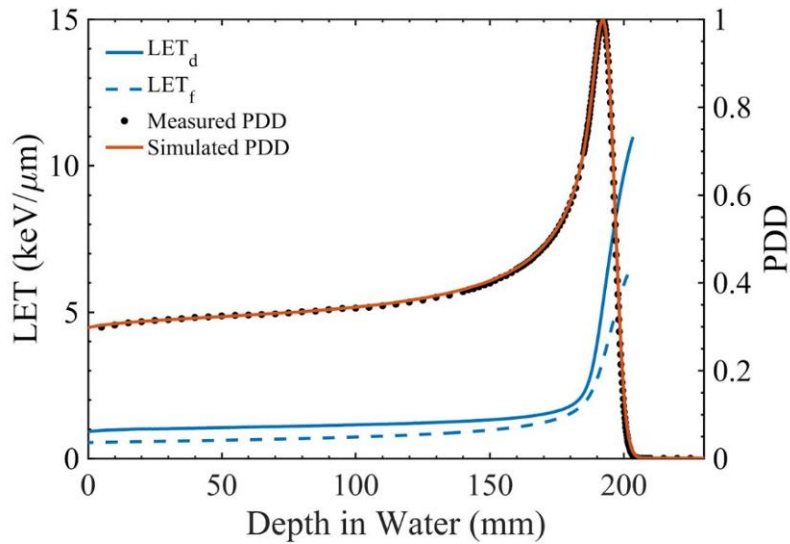


(c)

圖 4-48. 區間面積與主峰區比值之劑量關係圖：(a) 6 MV 光子、(b) 鈷六十、(c) 190 MeV 質子



(a)



(b)

圖 4-49. 直線能量轉移評估系統之研究結果。

(a) TLD 所得到的輝光曲線，經過式子的計算後，以質子作為分子，以不同光子作為分母取得 $HTR_{p,\gamma}$ 及 $HTR_{p,x}$ ；(b) 模擬與游離腔偵檢器量測得到的 PDD 相互比對，可發現兩者所得到的 190 MeV 質子射程是吻合的，其 PDD 值也相近，以此可證明模擬條件與實際情況相似。

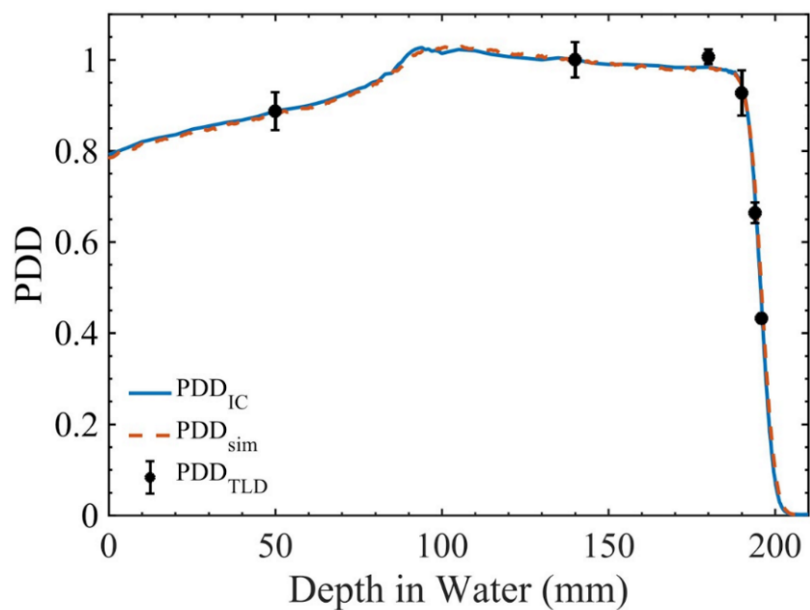


圖 4-50. 直線能量轉移評估系統研究結果以百分深度劑量進行系統
驗證

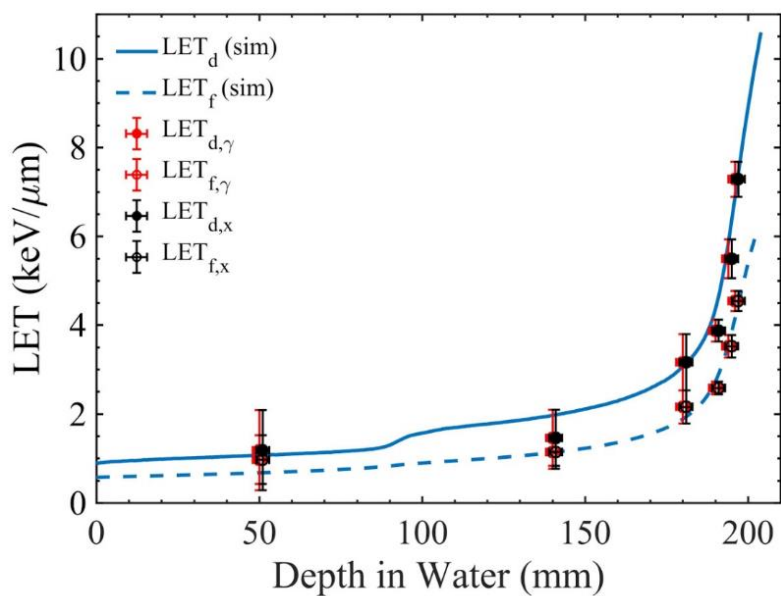


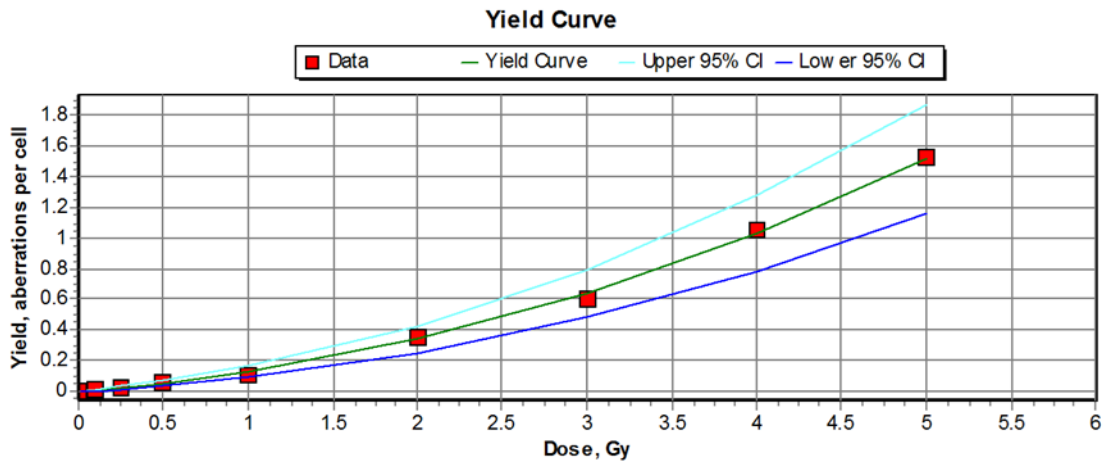
圖 4-51. 直線能量轉移評估系統研究結果以直線能量轉移進行系統
驗證

107背景值	分析數量	有效數量	雙中節數
1	1100	1014	0
2	1275	1042	0
3	1050	1009	1

圖 4-52. 107 年度國人背景值數據分析

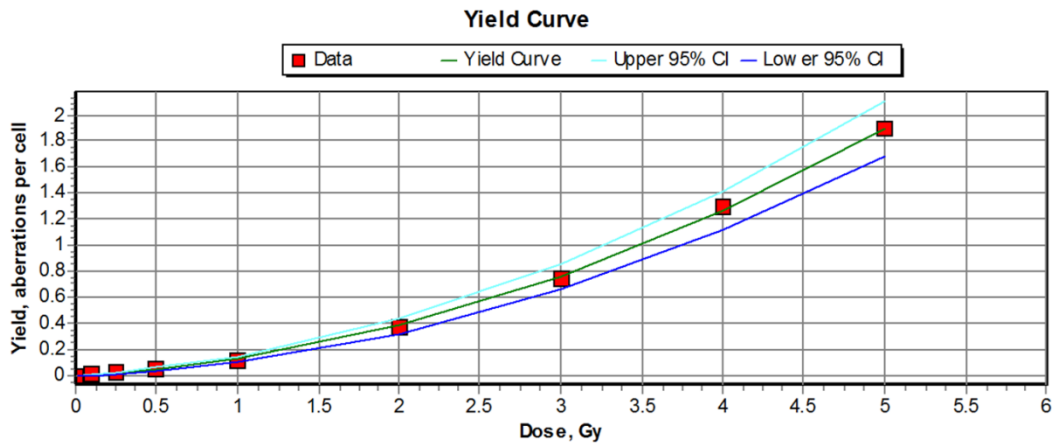
Dose (Gy)	No. of Cells Scored	No. of Dicentric Chromosomes	Dicentric Distribution								Variance/Me an	U	Yield
			0	1	2	3	4	5	6	7			
0	1020	1	1019	1	0	0	0	0	0	0	1	0	0.001
0.1	520	8	512	8	0	0	0	0	0	0	0.987	-0.232	0.015
0.25	506	11	495	11	0	0	0	0	0	0	0.98	-0.33	0.022
0.5	505	27	478	27	0	0	0	0	0	0	0.948	-0.835	0.053
1	518	57	461	57	0	0	0	0	0	0	0.892	-1.76	0.11
2	412	148	281	115	15	1	0	0	0	0	0.886	-1.64	0.359
3	191	115	108	55	24	4	0	0	0	0	1.03	0.288	0.602
4	95	100	28	40	21	6	0	0	0	0	0.735	-1.83	1.05
5	99	151	20	32	27	15	5	0	0	0	0.804	-1.38	1.53

圖 4-53. 107 年度反應曲線數據分析



$$Y=0.0013\pm 0.0011 + 0.0780\pm 0.0121 * D + 0.0451\pm 0.0048 * D^2$$

圖 4-54. 107 年度反應曲線圖形與反應方程式



$$Y=0.0023\pm 0.0014 + 0.0625\pm 0.0086 * D + 0.0635\pm 0.0026 * D^2$$

圖 4-55. 合併 101-107 年度反應曲線結果與反應方程式

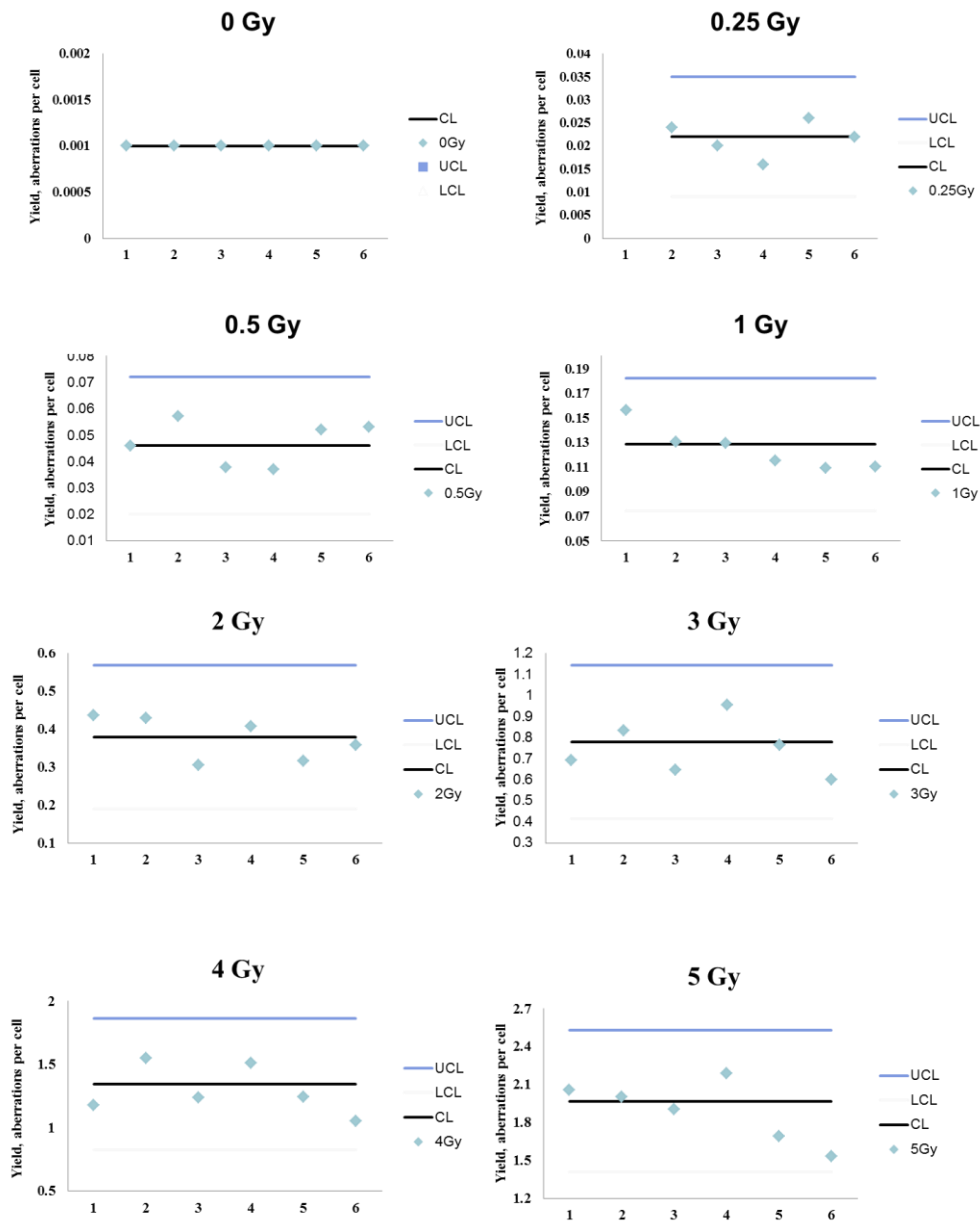


圖 4-56. 整合 101-107 年度反應曲線統計分析(1~6 分別代表 101、102(a)、102(b)、105、106、107 年)(A~F 分別代表輻射照射劑量為 0、0.25、0.5、1、2、3、4、5 Gy)

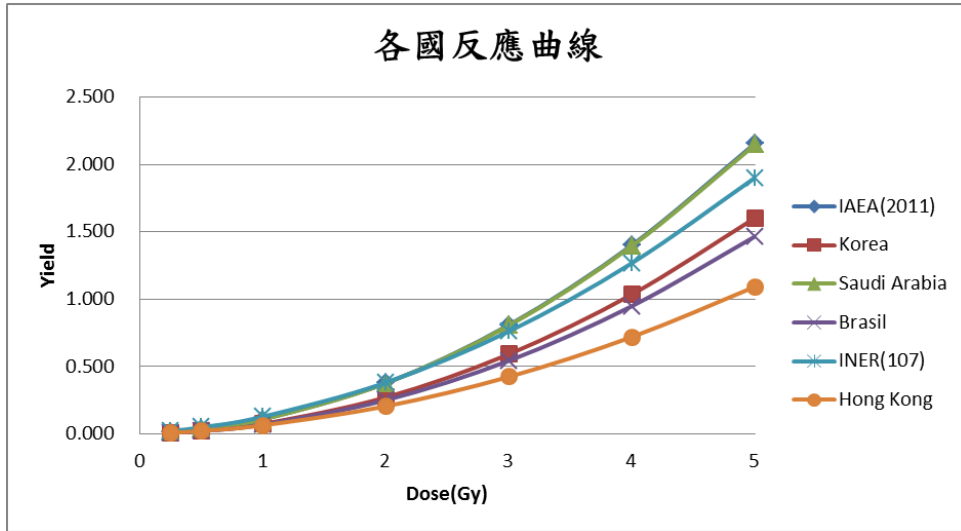


圖 4-57. 合併 101-107 年度反應曲線結果與反應方程式

Health Canada Biodosimetry Annual Intercomparison

February 28, 2018

The existing biological dosimetry capacity in Canada is greatly enhanced by conducting yearly intercomparisons between the Canadian core laboratories, US and international laboratory partners that are capable of providing radiation biological dose estimates using the Dicentric Chromosome Assay (DCA) and/or the Cytokinesis-Block Micronucleus CBMN assay.

The main objective of this annual intercomparison is to test the ability of each participating laboratory to obtain correct biological dose estimates (accurate to within ± 0.5 Gy) on 10 irradiated, blinded samples using the DCA and/or the CBMN assay. The time required to complete the dose estimate of each individually scored sample will also be assessed. In addition, a new objective for Health Canada (HC) and Canadian Nuclear Laboratories (CNL) will be to compare and evaluate the CBMN-IS^x assay to obtain correct dose estimates.

This year, eleven laboratories will be participating in the intercomparison: three Canadian core laboratories (HC, CNL, McMaster University (McMU)), four US laboratories (Armed Forces Radiobiology Research Institute (AFRI), Oak Ridge Institute for Science Education (REACTS), University of Nebraska Medical Center (UNMC) and Yale New Haven Hospital (YALE)), as well as the Biodosimetry Laboratory at the Korea Institute of Radiological and Medical Sciences (KIRAMS), Korea, the Institute of Nuclear Energy Research (INER), Taiwan, the Laboratorio de Dosimetria Biológica (LBD), Argentina and DSO National Laboratories (DSO), Singapore.

Samples will be scored using DCA as well as CBMN (for those with established calibration curves). HC and CNL will also determine doses by the CBMN-IS^x assay. HC will provide lymphocyte and neutrophil count information for each sample to all participating labs.

圖 4-58. 加拿大衛生部國際比對工作參與邀請函

The image shows two biodosimetry scoring sheets side-by-side. Both are titled 'NBDP Biological Dosimetry Overexposure METAPHASE FINDER'. The left sheet has an 'Accident Code number' of 20170520 and a 'Microscope' of 20170520. The right sheet has an 'Accident Code number' of 20170520 and a 'Microscope' of 20170520. Both sheets have a 'Date' of 20170520 and a 'Slide Code' of 20170520. The left sheet has a 'Double Check initials' of 2017 and a 'Total' score of 4.7. The right sheet has a 'Double Check initials' of 2017 and a 'Total' score of 5.4. Both sheets include columns for 'Spread', 'Normal', 'Abnormal', 'dicom', 'ring', 'score', and 'Time (min:sec)'. Handwritten notes and calculations are present throughout both sheets.

圖 4-59. 回覆加拿大衛生部數據資料

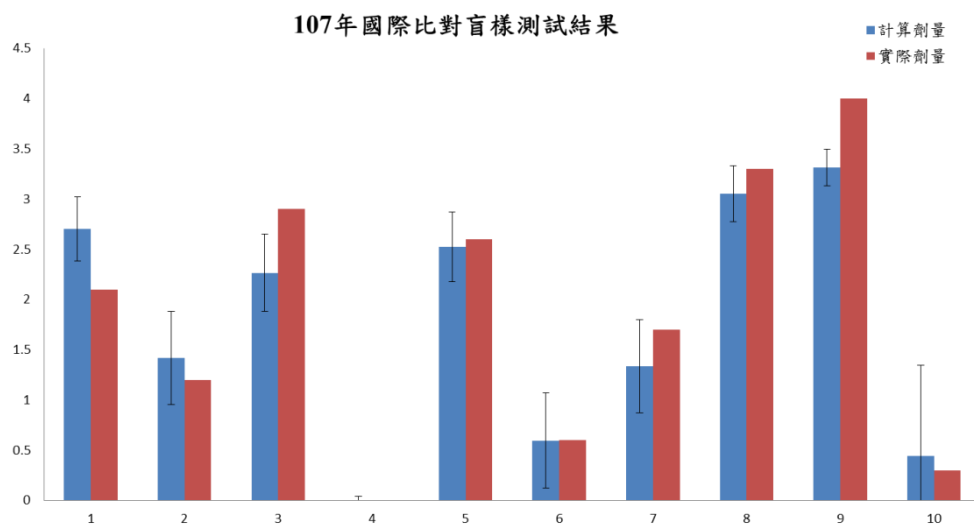


圖 4-60. 107 年度參與加拿大國際比對盲樣測試結果



圖 4-61. 107 年度 TAF 查訪



圖 4-62. TAF 通過年度查訪證明

伍、結論與建議

本計畫以支援輻射防護管制業務需求為目標，並因應核設施除役輻射劑量評估與管制研究、能力試驗技術與輻射偵檢儀器驗證、新興放射醫學診療劑量檢校、國內災防應變生物劑量等議題，研究管制業務所需之審查及評估方法與引入國際新規範，精進國內輻射量測實驗室品質與技術，提供作為管理業務執行與法規制定之參考依據。其輻射安全管制技術之提升，助於增進民眾於原子能應用輻射防護之信心。相關結論與建議依分項具體說明如下：

一、核設施除役輻射防護管制技術研究

本計畫已針對美國核管會核設施除役視察手冊中，關於人員及環境輻射防護相關之視察程序持續進行蒐集研析，並完成「除役輻防視察作業程序研究報告」，用以建立完善核電廠除役管制技術，確保除役電廠周圍環境與民眾之輻射安全。

此外，經蒐集相關文獻後發現，我國現行廠區試樣放射性分析行動基準主要是參考美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) NUREG-0473 報告內容所訂定，然而我國現行廠區試樣放射性分析行動基準，仍與美國 NUREG-0473 報告所列數值及分析項目數目有一定程度差異存在。經由蒐集相關文獻及完成嚥入或吸入與上述行動基準相當活度之物質時，所相對應接受之輻射劑量，可做為未來修訂現行預警基準之參考。

在環境參考試樣研發方面，完成人工尿樣及人工糞樣環境核種分析儀器校正用參考物質製備，並依據 ISO Guide34、35 之技術需求，完成樣品均勻度測試及添加核種不確定度評估。

二、輻射防護能力試驗技術研究

本分項計畫今年度配合 5 項游離輻射領域能力試驗進行研究，包括：分別據 ANSI N13.32 和 TAF-CNLA-T06 完成跨年度肢端劑量計測(試運轉)與第 7 次輻射偵檢儀器校正能力試驗研究，於 5/24 召開總結研討會，分析國內 8 家肢端劑量和 5 家儀器校正實驗室現況及評估新國際規範的適用性，作為實驗室劑量校正追溯之管制應用研究，確保國內約 7 千餘部非醫用可發生游離輻射設備、1 萬 8 千餘部醫用可發生游離輻射設備及各輻射作業場所之輻射作業品質、輻射從業人員和環境輻射安全。

參考 ANSI N13.11 2009 年版標準(與 2015 年 3 月頒布重申通知)，完成規範可行性研究及測試領域人員體外劑量評估技術規範 TAF-CNLA-T08 修訂草案，研究引入最新國際規範以作為人員劑量評估實驗室劑量校正追溯之管制應用，使國內規範與國際接軌。

分別據 TAF-CNLA-T09(2)和 TAF-CNLA-T10(3)完成 2018 年環境試樣放射性核種分析和中低強度核種分析能力試驗研究，於 10/4 召開總結研討會，分別分析國內 10 家和 6 家實驗室技術和品質現況，作為核種分析實驗室活度校正追溯之管制應用研究，保障輻射作業場所和環境輻射安全。

相關規範研擬最新規畫為：人員劑量計能力試驗技術規範(草案)研擬預定 108 年完成 TAF 審議與公告，肢端劑量能力試驗試運轉測試結果顯示 ANSI N13.32(2008)規範應可實際應用於國內肢端劑量計能力試驗之現況，預計「肢端劑量計能力試驗技術規範(草案)」可參照 ANSI N13.32(2008)規範相關技術要

求進行規畫，並預計於明年(108 年)底研擬完成草案，送 TAF 進行專業審查。美國已建立 ANSI N13.11(2009)人員劑量計能力試驗技術規範與 ANSI N13.32(2008)肢端劑量計能力試驗技術規範，IAEA 亦進行輻射偵檢儀器校正實驗室之輻射場驗證計畫，以確認實驗室劑量校正追溯之現況。能力試驗研究除了可分析國內實驗室技術現況外，新版能力試驗規範引進與研擬，有助於提升實驗室量測精準度，與國際接軌，並使國內輻防法規之執行可獲得有力的技術支撐。

三、輻射應用劑量評估與檢校技術研究

針對新穎或迫切輻射應用科技，例如因應粒子治療和高能中子所衍生之新的輻防需求，以核研所實驗室技術擴展為發展中心，考量國內外趨勢，與國內學術機構合作，精進研發量能。本年度進行評估國內核子醫學輻射活度計之校驗模式、國內電子與質子源誘發高能中子之特性和評估、以及直線能量轉移評估系統之建立。

關於國內核子醫學輻射活度計之校驗模式，核子醫學藉由放射藥物進行疾病診療，核醫藥物活度度量的準確性，將直接影響接受診療者之輻射劑量。本計畫評估調查國內核子醫學劑量校正儀之校驗模式，調查醫院所使用之核種活度測量實況，研究成果將可協助相關單位進行核醫學之輻防劑量評估，與建立輻安管制或核醫射源活度校正標準，進而提升國內核醫醫學相關診療之醫療品質與輻射安全。

因應國內新興高能粒子設施誘發高能中子輻防議題，本年度針對國內現有指標型的高能加速器設施的輻射場進行深入探討

與比較，包括 235 MeV 醫用質子加速器與國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器。根據不同類型加速器引發高能中子機制的差異，建立加速器設施正確的高能中子劑量評估技術。可精進國內中子校正技術服務，為高能中子劑量之輻防管制帶來實務面的進展。

質子治療射束之定量與定性具有相當之重要性，分別可以劑量和射質來代表。本計畫之直線能量轉移 TLD 系統主要針對射質評估方法研究，由質子束和光子束照射熱發光劑量計，在指定的高溫區域，熱發光強度積分比值即為高溫比(HTR)，藉由校正可得知不同輻射 HTR 和 LET 之關係。LET 測量系統是以 ^{60}Co 加馬射線或 6 MV 的 X 光引起的熱發光訊號為 LET 驗證基準，並利用蒙地卡羅計算的 LET 和質子束引起的熱發光訊號關係而開發的評估系統。今年度之系統精進在於考慮大多數醫院醫療機構使用直線加速器的 X 光為基準進行校正更為方便，且貼近臨床狀況，同時也取得了更多的質子射束實測數據。本計畫研究結果顯示，TLD 不僅可作為質子治療的劑量計，也可以是 LET 偵檢器。未來可應用於質子治療人體器官等劑量與輻射防護評估，以提升劑量評估準確性與作為輻射防護之重要參考。

本分項計畫相關成果除了可作為原能會未來輻防管制之參考、提升核能研究所(我國唯一提供)中子校正技術服務之能量與準確度、應用於人員之相對輻射生物效應與風險評估等，對於醫療輻射品質、病患家屬及從業人員輻射安全與環境輻射安全均有相當大的助益。

四、人員生物劑量染色體變異評估技術研究

此計畫源自於臺灣 3 座核能電廠運轉，且工業、醫院及研究機構等各類領域亦有許多從事輻射相關工作人員，為避免一般民眾及輻射相關從業人員對於輻射引發健康之不必要疑慮。俾備意外事故發生時，國家有具國際水準之檢測單位可提供相關訊息供醫療照護行動參考，保障工作人員及民眾的健康與安全，故進行此國際通用之生物劑量研究計畫。

另為因應 ISO17025 法規文件改版事項，本分項計畫已於 107 年度完成三位工作人員之新版 ISO17025 『實驗室認證規範 ISO/IEC17025 訓練』，並開始重新審視文件資料以因應本計畫第三年文件改版可符合新版 ISO17025 之要求作業，目前已訂於 108 年初立即執行兩例於 ISO17025 規範下血液分析工作，並於 108 年初再次申請 TAF ISO17025 認證工作。

陸、參考文獻

1. 106 年度核設施除役與輻射防護劑量評估驗證技術研究(1/4)研究報告。
2. 核能設施廠區試樣放射性分析行動基準，中華民國 82 年 8 月 31 日行政院原子能委員會會輻字第 15645 號函。
3. 核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準，中華民國 89 年 7 月 6 日行政院原子能委員會會輻字第 12125 號函發布，並自發布日施行。
4. 核能設施廠區試樣放射性分析行動基準，中華民國 82 年 8 月 31 日行政院原子能委員會會輻字第 15645 號函。
5. 核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準，中華民國 89 年 7 月 6 日行政院原子能委員會會輻字第 12125 號函發布，並自發布日施行。
6. 環境監測規範草案，中華民國 93 年 1 月 2 日行政院原子能委員會輻射防護處簽。
7. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，中華民國 93 年 10 月 20 日會輻字第 0 九三 0 0 三六七五 0 號令修正發布。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，中華民國九十一年一月三十日總統公布。
9. 游離輻射防護安全標準，中華民國 92 年 1 月 30 日行政院原子能委員會會輻字第 0920002499 號令修正發布，並自發布日施行。
10. 財團法人全國認證基金會，「測試領域環境試樣放射性核種技術規範(TAF-CNLA-T09)」，中華民國 101 年 2 月 29 日。
11. 財團法人全國認證基金會，「ISO/IEC 17025 測試與校正實驗室能力一般要求」，TAF-CNLA-R01(2)。
12. 財團法人全國認證基金會，「有關量測不確定度的政策」，TAF-CNLA-R06，中華民國 100 年 12 月 23 日。
13. 財團法人全國認證基金會，「制定能力試驗參與計畫指引(TAF-CNLA-G29)」，中華民國 101 年 5 月 1 日。
14. 財團法人全國認證基金會，「能力試驗活動要求(TAF-CNLA-R05)」，中華民國 101 年 5 月 1 日。
15. 財團法人全國認證基金會，「測試結果量測不確定度評估指引(TAF-CNLA-G03)」，中華民國 94 年 1 月 13 日。
16. 財團法人全國認證基金會，「測試領域中低強度核種技術規範」，TAF-CNLA-T10(1)，中華民國 100 年 9 月 30 日。
17. 財團法人全國認證基金會，「測試領域環境試樣放射性核種技術規範(TAF-CNLA-T09)」，中華民國 101 年 2 月 29 日。
18. 財團法人全國認證基金會，「量測追溯政策(TAF-CNLA-R04)」，中華民國 98 年 3 月 24 日。
19. 財團法人全國認證基金會，「實驗室認證服務手冊(TAF-CNLA-A01)」，中華民國 99 年 1 月 11 日。
20. 馬張明霞，「核能研究所生物劑量實驗室意外曝露之生物劑量評估作業說明與回顧」，INER-4293R，2006。
21. 馬張明霞，陳敏達，陳麗香，「輻射建物居民的微核和雙中節兩種生物劑量評估方法對照分析」，1999。
22. 馬張明霞，陳麗香，「人員淋巴球 1、2、4 染色體的螢光原位雜交技術觀察易位率評估 X 射線生物劑量」，INER-2668，2004。

23. 馬張明霞，陳麗香，「螢光原位雜交法觀察易位染色體評估生物劑量初步研究報告」，2003。
24. 許彬杰、翁寶山，「實用固體熱發光劑量測定術」，2002。
25. 陳家鈺，「化學及生物劑量計」，游離輻射防護彙萃，1996。
26. Ainsbury, E.A. and Lloyd, D. C., "Dose estimation software for radiation biodosimetry," *Health Phys.* 98, 290-5 (2010).
27. Alberto Fassò., et al., "Neutron spectra and dosimetric quantities outside typical concrete shielding of synchrotron facilities," ICRS-12, 2012.
28. American National Standards Institute, "American National Standard for Performance Specifications for Health Physics Instrumentation – Portable Instrumentation for Use in Normal Environmental Conditions," ANSI N42.17A, 2003.
29. American National Standards Institute, "American National Standard for Portable Radiation Detection Instrumentation for Homeland Security," ANSI N42.33, 2006.
30. American National Standards Institute, "Environmental Dosimetry Performance— Criteria for Testing," Draft Report ANSIN13.29," 1996.
31. American National Standards Institute, "Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration," ANSI N323A, 1997.
32. Aroua, A., et al., "Characterisation of the mixed neutron–gamma fields inside the Swiss nuclear power plants by different active systems," *Radiation Protection Dosimetry*, 51 (1994) 17–25.
33. ASTM D4922-01, "Determination of Radioactive Iron in Water," Annual Book of ASTM Standards, Vol 11.02, 2005.
34. Blakely, W.F., et al., "WHO 1st consultation on the development of a global biodosimetry laboratories network for radiation emergencies (BioDoseNet)," *Radiat Res*, 2009. 171(1): p. 127-39.
35. Bridier, H. Nyström, I. Ferreira, et al., "A comparative description of three multipurpose phantoms (MPP) for external audits of photon beams in radiotherapy: the water MPP, the Umea MPP and the EC MPP," *Radiotherapy and Oncology*, Vol.55, No.3, pp. 285-293, 2000.
36. D. Kroutilíková, J. Novotný, L. Judas, "Thermoluminescent dosimeters (TLD) quality assurance network in the Czech Republic," *Radiotherapy and Oncology*, Vol.66, No.2, pp. 235-244, 2003.
37. D. S. Followill, D.A.R. Evans, C. Cherry, et al., "Design, development, and implementation of the radiological physics center's pelvis and thorax anthropomorphic quality assurance phantoms," *Medical Physics*, Vol.34, No.6, pp. 2070-2076, 2007.
38. E.-C. Peng, J.-J. Wang, "A study of production of radioactive environmental reference materials used for proficiency testing program in Taiwan," *Applied Radiation Isotopes*, Vol. 81, p.14-20, 2013.
39. F. Perni_ka, A. Meghzifene, H. Tölli, et al., "IAEA TLD based audits for radiation protection calibrations at secondary standard dosimetry laboratories," *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 101, No. 1-4, pp. 275-278, 2002.
40. Flegal, F. N., Devantier, Y., Wilkins, R.C., "Validation of QuickScanDicentric Chromosome Analysis for High Throughput Radiation Biological Dosimetry," *Health Phys*, 102, 144-153, 2012.
41. G. S. Ibbott, "QA in Radiation Therapy: The RPC Perspective," *Journal of Physics: Conference Series*, pp. 250, 2010.
42. Grégoire, E., Hadjidekova, V., Hristova, R., Gruel, G., Roch-Lefevre, S.,

- Voisin, P., Staynova, A., Deleva, S., Ainsbury, E.A., Lloyd, D.C., Barquinero, J.F., "Biological dosimetry assessments of a serious radiation accident in Bulgarian in 2011," *Radiat Prot Dosimetry*, 2013.
43. HBPP-TBD-001, "Site-Specific Suite of Radionuclides," August 2007.
 44. Humboldt Bay Power Plant, "Historical Site Assessment," September 2008.
 45. Humboldt Bay Power Plant, "SAFSTOR Environmental Report," July 1984.
 46. H. Ferreira, A. Dutreix, A. Bridier, et al., "The ESTRO-QUALity assurance network (EQUAL)," *Radiotherapy and Oncology*, Vol.55, No. 3, pp. 273-284, 2000.
 47. International Atomic Energy Agency. "Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes," Technical Reports Series 403, IAEA, 2001.
 48. International Commission on Radiological Protection, "1990 Recommendations of the ICRP," ICRP Publication 60, 1991.
 49. International Commission on Radiological Protection, "Protecting People against Radiation Exposure in the Event of a Radiological Attack," ICRP Publication 96, 2005.
 50. International Commission on Radiological Protection, "The 2007 Recommendations of the ICRP, ICRP Publication 103," 2007.
 51. International Organization for Standardization, "Evaluation of Surface Contamination-Part 1 : Beta-emitters (Maximum Beta Energy Greater than 0.15 MeV) and Alpha-emitters," ISO 7503-1, 1998.
 52. International Organization for Standardization, "General requirements for the competence of reference material producers," ISO Guide 34, 2000.
 53. International Organization for Standardization, "Reference materials – General and statistical principles for certification," ISO Guide 35, 2006.
 54. International Organization for Standardization, "Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement," 1995.
 55. International Organization for Standardization, "Radiation protection-Performance criteria for laboratories performing cytogenetic triage for assessment of mass casualties in radiological or nuclear emergencies-General principles and application to dicentric assay," ISO 21243, Ver. 2, 2008.
 56. International Organization for Standardization, "Radiological protection-Performance criteria for service laboratories performing biological dosimetry by cytogenetics," ISO 19238, Ver. 2, 2014.
 57. International Organization for Standardization, "Reference materials – General and statistical principles for certification," ISO Guide 35, 2006.
 58. International Organization for Standardization, "Reference Neutron Radiations—Part 1: Characteristics and methods of product. International Organization for Standardization," ISO 8529-1, 2001.
 59. International Organization for Standardization, "Reference Sources for the Calibration of Surface Contamination monitors- Beta-emitters (Maximum Beta Energy Greater than 0.15 MeV) and Alpha- emitters," ISO 8769-1, 1998.
 60. J. Izewska, and P. Andreo, "The IAEA/WHO TLD postal programme for radiotherapy hospitals," *Radiotherapy and Oncology*, Vol.54, No. 1, pp. 65-72, 2000.
 61. J. Izewska, D. Georg, P. Bera, et al., "A methodology for TLD postal dosimetry audit of high-energy radiotherapy photon beams in non-reference conditions," *Radiotherapy and Oncology*, Vol.84, No.1, pp. 67-74, 2007.

62. J. Izewska, P. Andreo, S. Vatnitsky, et al., "The IAEA/WHO TLD postal dose quality audits for radiotherapy: a perspective of dosimetry practices at hospitals in developing countries," *Radiotherapy and Oncology*, Vol. 69, No.1, pp.91-97, 2003.
63. J. Izewska, P. Bera, S. Vatnitsky, "IAEA/WHO TLD postal dose audit service and high precision measurements for radiotherapy level dosimetry," *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 101, No. 1-4, pp.387-92, 2002.
64. Khalil Amgarou., Véronique Lacoste., Alain Martin., et al., "Neutron spectrometry with a passive bonner sphere system around a medical linac and evaluation of the associated unfolding uncertainties," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, Vol. 56, pp.2885-95, 2009.
65. Klett., et al., "A neutron dose rate monitor for high energies," *Radiation Measurements*, Vol. 41, pp. S279–S282, 2007.
66. Maznyk, N.A., Wilkins, R.C., Carr, Z., Lloyd, D.C. The capacity, "capabilities and needs of the WHOBioDoseNet member laboratories. *Radiat Prot Dosimetry*," 151(4):611-20, 2012.
67. Molineu, N. Hernandez, T. Nguyen, et al., "Credentialing results from IMRT irradiations of an anthropomorphic head and neck phantom," *Med. Phys.*, Vol.40, No.2, pp. 022101_1- 022101_8, 2011.
68. Naismith, O.F., Siebert, B.R.L., "A database of neutron spectra, instrument response functions and dosimetric conversion functions for radiation protection applications," *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 70, pp. 241–6, 1997.
69. Natarajan, A.T, and P.C. Kesavan, "Cytogenetics for Dosimetry in Cases of Radiation Accident and Assessing the Safety of Irradiation Food Material," *Current Science*, 2005. Vol. 89, pp. 361-65, 2005.
70. National Council on Radiation Protection and Measurement, "Ionization Radiation Exposure of the Population of the United States," NCRP report 93, 1987.
71. F. Naismith, B. R. L. Siebert, "A database of neutron spectra, instrument response functions, and dosimetric conversion factors for radiation protection applications," *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 70, pp. 241-245, 1997.
72. R. J. Tanner, D. J. Thomas, D. T. Bartlett, et al., "Effect of the energy dependence of response of neutron personal dosimeters routinely used in the UK on the accuracy of dose estimation," *NRPB-W25*, 2002.
73. R. Kanda, "Improvement of accuracy of chromosome aberration analysis for biological radiation dosimetry," *J Radiat Res (Tokyo)*, Vol. 41(1): p. 1-8, 2000.
74. Roberto Bedogni., "Neutron spectrometry with Bonner Spheres for area monitoring in particle accelerators," *Radiation Protection Dosimetry*, Vol.146, pp. 383-394, 2011.
75. Romm, H., U. Oestreicher, and U. Kulka, "Cytogenetic damage analysed by the dicentric assay. *Ann Ist Super Sanita*," 45(3): p. 251-9, 2009.
76. S. E. Davidsona, R. A. Popple, G. S. Ibbot, et al., "Technical note: Heterogeneity dose calculation accuracy in IMRT: Study of five commercial treatment planning systems using an anthropomorphic thorax phantom," *Med. Phys.*, Vol. 35, No.12, pp.5434-5439, 2008.
77. Suto, Y., Hirai, M., Akiyama, M., Kobashi, G., Itokawa, M., Akashi, M., Sugiura N. "Biodosimetry of Restoration Workers for the Tokyo Electric Power Company (TEPCO) Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

- Accident. *Health Phys.*, 105(4):366Y373; 2013
78. T. Kron, A. Haworth, I. Williams, "Dosimetry for audit and clinical trials: challenges and requirements," *Journal of Physics: Conference Series*, pp.444, 2013.
 79. U.S. Department of Energy - Argonne National Laboratory, "Data Collection Handbook to Support Modeling the Impacts of Radioactive Material in Soil," ANL/EAIS-8, April 1993.
 80. U.S. Department of Energy - Argonne National Laboratory, "User's Manual for RESRAD Version 6," ANL/EAD-4, July 2001.
 81. US Nuclear Regulatory Commission, "Light-Water Reactor Inspection Program—Operations Phase", Inspection Manual Chapter 2515, 2017.
 82. US Nuclear Regulatory Commission, "Decommissioning Power Reactor Inspection Program", Manual Chapter 2561, 2003.
 83. US Nuclear Regulatory Commission, "Inspection of Remedial and Final Surveys at Permanently Shut down Reactors", Inspection Procedure 83801, 2016.
 84. US Nuclear Regulatory Commission, "Radioactive Waste Treatment, and Effluent and Environmental Monitoring", Inspection Procedure 84750, 1994.
 85. US Nuclear Regulatory Commission, "Radiological Effluent Technical Specification for BWR's", NUREG-0473, 1979.
 86. US Nuclear Regulatory Commission, "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I", Regulatory Guide 1.109, 1976.
 87. Wilkins, R.C., et al., "Interlaboratory comparison of the dicentric chromosome assay for radiation biodosimetry in mass casualty events," *Radiat Res*, 169(5): p. 551-60, 2008.
 88. Wong, K.F., Siu, L.L., Ainsbury, E.A., Moquet, J. "Cytogenetic biodosimetry: what it is and how we do it." *Hong Kong Med J.*, Apr;19(2):168-73, 2013.
 89. W. W. Meinke, T. H. Essig "Offsite Dose Calculation Manual Guidance : Standard Radiological Effluent Controls for Pressurized Water Reactors", NUREG-1301 , US Nuclear Regulatory Commission (1991).
 90. Y. Han, E. H. Shin, C. Lim, et al., "Dosimetry in an IMRT phantom designed for a remote monitoring program," *Med Phys.*, Vol. 35, No.6, pp.5219-2527, 2008.
 91. Z.-Y. Wu, K. G. W. Inn, Z.-C. Lin and C. A. McMahon, "Traceability of performance evaluation materials," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol.248, pp. 155-161, 2001.
 92. Z.-Y. Wu, K.G.W. Inn, Z.-C. Lin, C. A. McMahon, and L. R. Karam, "NIST radiochemistry intercomparison program: a summary of four-year performance evaluation study," *Applied Radiation and Isotopes*, Vol.56, p.379-385, 2002.
 93. Zhongyu Wu, K. G. W. Inn, Zhichao Lin and C. A. McMahon, "Traceability of performance evaluation materials," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 248, pp. 155-161, 2001.
 94. Zhongyu Wu, Kenneth G. W. Inn, Zhichao Lin, Ciara A. McMahon, and Lisa R. Karam, "NIST radiochemistry intercomparison program: a summary of four-year performance evaluation study," *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. 56, pp. 379-385, 2002.

行政院原子能委員會 107 年度科技計畫 期末訪查技術性查核問題與回覆(Q&A)

一、核設施除役輻射防護管制技術研究		
	問題與建議	回覆
1.	<p>本研究所蒐集到的美國核管會視察程序 IP 83801 係針對最終狀態偵檢（即最終輻射偵測）。針對輻射特性調查或改善偵測，美國核管會是否也有對應的視察程序？</p>	<p>由於核設施除役之輻射特性調查或改善行動輔助偵檢，主要是由設施經營者來負責執行，因此美國核管會並未專門訂定有關輻射特性調查或改善行動輔助偵檢之視察程序。</p> <p>有關設施經營者所執行之輻射特性調查成果，主要是以美國核管會 NUREG-1757 除役導則第二卷中所述內容進行規範，以檢視設施經營者所進行輻射特性調查是否符合相關規範要求，主管機關則主要著重於保障於範圍偵檢或輻射特性調查期間，進行除污或拆除活動之工作人員或民眾之安全。</p> <p>另外主管機關可在業者完成改善行動輔助偵檢之前或執行期間，執行過程中輻射偵檢(in-process surveys)，以確認除役廠址是否已完成執行最終狀態偵檢之準備。其中可針對同一樣品輪流傳遞量測，或分裝樣品分別由業者及第三方驗證單位進行個別量測。</p>
2.	<p>有關「核設施例行運轉廠區調查基準之研究」，水樣、草樣之輻射劑量評估係依據成人飲水量及攝食量，請補充說明土樣之評估依據。</p>	<p>係以美國阿岡國家實驗室所開發 RESRAD-ONSITE 劑量評估程式 (v7.2)，搭配工作人員曝露情節與程式預設參數，評估工作人員(ICRP-72 號報告之成人劑量轉換因子)於此污染土地工作及活動所接受之劑量。</p>
3.	<p>有關校正用參考物質的研製，如何測試均勻度？</p>	<p>為評估兩種參考物質添加核種整體不確定度(包含標準射源配置與樣品分裝等)，其中樣品分裝之不確定度，係依據</p>

		ISO Guide 35 要求，任意隨機選取 10 瓶樣品進行 between-bottle 整瓶重複性量測 n 次，再藉由 one way ANOVA(單因子變異數分析)公式算出 between-bottle 的標準偏差及重複性標準偏差，以求得樣品分裝之不確定度。兩種參考物質之組間均勻度測試結果皆在±5.0%以內。
4.	我國核電廠除役階段燃料棒，囿於目前尚無最終處置場，故無法移出燃料池，是否適用美國核管會之除役輻防視察程序，仍待釐清。	有關核電廠除役過渡階段之輻防視察程序，經查美國核管會相關資料，主要係於 2515 視察手冊之附錄 G 進行規範說明，針對除役過渡期間之輻防視察，該手冊建議維持例行運轉期間視察頻次，直到燃料完全移出為止。
5.	核電廠除役時將產生難測核種及長半衰期核種，目前計畫著墨較少，應納入未來研究範疇。	謝謝委員建議，未來將針對核電廠除役作業可能產生放射性核種，重新考量及調整計畫研究方向。
6.	本計畫除回顧國外文獻外，最主要的目的是希望執行單位反饋提出適用我國國情之輻防視察作法，以確保除役階段人員及環境之輻射安全，此部分內容請予以補充。	我國近期將除役的核電廠為核一廠，該廠目前用過核子燃料乾貯設施尚無法啟用，故用過核子燃料仍須暫貯於廠房內的燃料池。經查美國核管會有關核電廠除役過渡階段之輻防視察程序（視察手冊 2515 之附錄 G），該手冊建議在用過核子燃料完全移出燃料池前，維持與例行運轉期間相同之視察頻次。

二、輻射防護能力試驗技術研究

	問題與建議	回覆
1.	肢端劑量計能力試驗試運轉結果順利，8 組受測劑量評估實驗室均符合 ANSI/HPS N13.11-2008 規範，請依規劃時程於明（108）年提送 TAF 技術規範草案，俾利後續開放國內二級實驗室申請認證。	謝謝委員建議與支持，關於國內肢端劑量評估技術規範之推行，本計畫已規畫於 108 年送出技術規範草案予 TAF 審查，同時將與 TAF 密切合作進行相關審查會議之召開、文件修訂等作業，盡速接軌國際規範，並透過能力試驗研究持續輔導與推進國內實驗室之技術與品質。
2.	人員劑量計能力試驗已根據國	謝謝委員建議與支持，新版本的人員劑

	際 最 新 ANSI/HPS N13.11-2009 (R2015) 研擬完成我國技術規範草案，並提供 TAF 審議，應持續追蹤進度，俾利國內相關實驗室技術能力接軌國際。	量評估技術規範已透過 TAF 進展至審議程序，預期 108 年上半年即可公告。
3.	環境試樣放射性核種分析能力試驗，因日本食品輻射檢測議題，實驗室能力評定數量首度達到 10 家之最，本計畫之執行可持續為相關實驗室技術認證品質把關。	謝謝委員建議與肯定。 民眾關切日本食品輻射檢測議題而衍生新市場需求，導致今年度環境試樣放射性核種分析能力試驗認證實驗室數量激增，研究工作負荷增加，有賴參與同仁努力與委託單位之支援方順利完成。未來將持續本工作項目之推行，為國內輻射檢測之放射性核種分析技術能力把關。

三、輻射應用劑量評估與檢校技術研究

	問題與建議	回覆
1.	核醫用活度計現況調查問卷規劃調查 15 家醫療機構，實際發放 64 家，回收 18 家，回收率僅 28.1%，需留意分析結果不具代表性之問題；未來如有需要主管機關行政協助部分，可及早規劃。	謝謝委員建議。本工作項目因應建置符合臨床核醫需求的放射源活度校正技術而進行，為了能符合臨床現況而展開的先期研究，專注於劑量計的使用現況調查，並透過實測確認。故原始規劃僅為 15 家醫療院所。雖然回收率偏低但達到初步目標，未來若有需要進行大規模現況訪查等進階研究時，將提早溝通協調或請主管機關協助。
2.	請分析使用不同射源校正導致誤差較大之可能原因，並提出具體改善建議。	謝謝委員意見。 由於受託學術單位只能使用豁免管制以下活度之標準射源，其活度不足以使活度計產生足夠的訊號，使結果易受背景雜訊干擾而造成誤差變大。 依據 IAEA 454 號報告，醫用活度計的品保項目絕大部分是由醫院使用端來執行，因此建議臨床醫療單位於執行相關測試時，應使用活度接近臨床藥物強度之射源，或符合 IAEA 454 號報告建議之

		射源，並參考本計畫所建立的方法與程序，可得到較佳測試結果。
3.	鑑於近年國內醫院陸續成立高強度粒子治療中心，未來高能中子劑量低估修正研究應投注更多心力，以盡早提供校正服務。	<p>謝謝委員建議。</p> <p>鑒於國內僅有核研所 Cf-252 標準中子場提供對外服務，且無相關高能中子標準設施可提供直接校正之問題，以下分別簡要說明目前研究結果，及保守評估解決方案。</p> <p>研究結果顯示，經本所 Cf-252 標準中子場校正後之一般型中子劑量儀，若用於量測同步輻射中心 3 GeV 高能電子加速器之中子場，其測量值需乘上約 2.3 倍，可得到合理保守的中子劑量值；對於質子治療設施的中子場情況，於上年度的研究中發現，約需乘上 2.3~2.5 倍。而對於能量延伸型的中子劑量計，經 Cf-252 標準中子場校正後，可適用於高能中子環境，無須對其讀值做修正。</p> <p>因此，粒子治療中心之中子劑量監測儀器的使用建議如下：(1)應使用能量延伸型的中子劑量計，並至少需以 Cf-252 中子場校正。(2)若使用經 Cf-252 校正之一般型中子劑量監測儀器，其讀值需再乘上 2.5，才可作為粒子治療中心環境的中子劑量。</p>
4.	簡報呈現分析統計圖所示台數總和有誤，請重新確認。	<p>謝謝委員意見。</p> <p>由於部分醫院僅填寫問卷的特定內容，並非全項目作答，而統計圖並未顯示沒作答的部分，因此導致各項統計數據有所出入。</p>

四、人員生物劑量染色體變異評估技術研究

	問題與建議	回覆
1.	「人員生物劑量實驗室」之建立，有助發生輻射意外事故時，迅速重建人員曝露劑量，以採取必要的醫療照護行動，	感謝主管機關的支持，針對所外輔導衛星實驗室的建置部分，計畫過往與慈濟醫院、高雄醫學大學，均針對採樣人員進行基本教育訓練，對於未接受輻射劑

<p>未來必須強化經驗傳承，並適時輔導其他醫院建立衛星實驗室，確保足夠檢測能量。</p>	<p>量之樣本(0 Gy)，協助其工作人員建立基礎分析技術，未來可進階至低劑量之分析技術建置；核研所內部，應考量技術傳承部分，於 108 年度已指派一位專支人力由 ISO 17025 與分析技術訓練起，預計於 109 年度即可獨立操作與分析，將落實檢測技術之能量留存。</p>
--	--

註：本處委託核研所之計畫名稱及本處承辦人如下：

- | | |
|----------------------|-----------------|
| 1. 核設施除役輻射防護管制技術研究 | (林○峰技正，分機 2204) |
| 2. 輻射防護能力試驗技術研究 | (鄧○平技士，分機 2203) |
| 3. 輻射應用劑量評估與檢校技術研究 | (侯○宇技士，分機 2196) |
| 4. 人員生物劑量染色體變異評估技術研究 | (鄧○平技士，分機 2203) |

附件二 評估國內核子醫學輻射活度計之校驗模式 Dose Calibrator 之
品保調查問卷

評估國內核子醫學輻射活度計之校驗模式

Dose Calibrator 品保調查問卷



受委託單位計畫主持人：國立陽明大學 許○明教授

第一部分：機器資料

Dose Calibrator Data Sheet	
醫療單位	
設備類別	活度校正儀
廠牌	
型號	
序號	
使用狀況	
裝設日期(例:20140520)	

第二部分：品保執行情況

是否執行核研所定期校驗?	是	否	最近校驗日期

貴單位持有之校正射源(例：Co-57)

A. 物理檢						
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行
(備註欄)						

B. 穩定						
使用之測試射源						
量測holder 的使用	是				否	
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行
(備註欄)						

C. 背景							
使用之測試射源							
量測holder 的使	是				否		
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行	
(備註欄)							

D. 準確							
使用之測試射源							
量測holder 的使	是				否		
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行	
(備註欄)							

E. 精確							
使用之測試射源							
量測holder 的使	是				否		
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行	
(備註欄)							

F. 線性						
使用之測試射源						
測試方式	衰變法			屏蔽法 (with Calibration)		
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行
(備註欄)						

G. 幾何偵測						
使用之測試射源						
執行頻率	每日	每月	每年	剛裝機時	送修後	沒有執行
(備註欄)						

附錄：品保項目參考說明

A. 物理檢查 (Physical inspection)

- (一) 目的：以目視方式確認整個劑量校正儀系統的安全性。
- (二) 實施頻率：每日或有系統安全顧慮時。
- (三) 測試所需設備：無。
- (四) 測試步驟：
 1. 目視 dose calibrator 是否正常。
 2. 目視所有指示燈功能是否正常，包含儀表面版、按鍵燈號、數字顯示等。
 3. 測試電腦連線功能是否正常。
- (五) 效能判定準則：表列各項檢查功能都正常。

B. 穩定性 (Reproducibility)

- (一) 目的：以專用之長半化期射源進行一致性測試
- (二) 實施頻率：每日或有系統安全顧慮時。
- (三) 測試所需設備：標準射源：密封性 Ra-226 射源(活度不得低於 10 μ Ci)，Cs-137(100 μ Ci)或其他可發射光子之密封性核種(活度不得低於 50 μ Ci)。
- (四) 測試步驟：
 1. 於儀器設立完成後，放入測試射源，選取任一臨床使用核種的量測條件，重複讀取 10 次量測值(A_i)，以此量測的平均值做為參考值(A_R)。
 2. 對每一臨床使用之核種皆做上述測試，並記錄下參考值。
- (五) 效能判定準則：

$$-0.05 \leq \frac{A_i - A_R}{A_R} \leq 0.05$$

C. 背景值 (Background)

- (一) 目的：記錄每日 Dose calibrator 在無射源情況下，背景值是否穩定？
- (二) 實施頻率：每日或有系統安全顧慮時。
- (三) 測試所需設備：無。
- (四) 測試步驟：
 1. 移去 dose calibrator 附近可能影響背景之射源
 2. 記錄無放置任何射源情況下，常用測量檔位之計測值 (Tc-99m, Ga-67, I-131, Tl-201)。

(五) 效能判定準則：背景值的每日變異度不超過±5%

D. 準確度 (Accuracy)

(一) 目的：檢視儀器讀數的準確度

(二) 實施頻率：每年或有系統安全顧慮時。

(三) 測試所需設備：至少使用2種核種、活度50 mCi 以上、至少1個核種的活度於臨床活度量測範圍(NRC 建議)

(四) 測試步驟：

將儀器依據標準射源之核種設定適當的量測條件重複量測淨讀值10次(A_c)，取其平均值。

(五) 效能判定準則：

$$Accuracy = \frac{(\bar{A} - A_c)}{A_c} \times 100\% \leq 10\%$$

E. 精密度(Precision)

(一) 目的：檢視儀器讀數的精密度

(二) 實施頻率：每年或有系統安全顧慮時。

(三) 測試所需設備：至少使用2種核種、活度50 mCi 以上、至少1個核種的活度於臨床活度量測範圍(NRC 建議)

(四) 測試步驟：

將儀器依據標準射源之核種設定適當的量測條件重複量測其淨讀值10次(A_i)。

(五) 效能判定準則：

$$Precision = \frac{(A_i - \bar{A})}{\bar{A}} \times 100\% \leq 5\%$$

F. 線性度 - 衰變法

(一) 目的：檢視可能使用到的活度區間的線性度
(再結合效應)

(二) 實施頻率：每年或有系統安全顧慮時。

(三) 測試所需設備：至少使用2種核種、活度50 mCi 以上、至少1個核種的活度於臨床活度量測範圍(NRC 建議)。

(四) 測試步驟：

- 1.以高活度短半化期射源(Tc-99m，約4 GBq)置入游離腔中，將儀器條件設定於想要測試的核種，量測其活度讀數(A_i)對時間之變化

2. 以低活度之量測值為參考值，回推每一量測點的實際活度值 (A_L)

(五) 效能判定準則：

$$Linearity = \frac{(A_i - A_L)}{A_L} \times 100\% \leq 10\%$$

F. 線性度 - 屏蔽法

屏蔽套件需先進行校正程序，以獲得每一層套管之標準校正因子

(一)校正程序：使用 Calicheck Linearity Test Kit 進行。

1. 將最內層套管(黑色)置入校正儀中，並放入 Tc-99m 射源(約 4 GBq)，測量其活度值(A_0)。
2. 置入 1 號屏蔽套管，測量其活度值(A_1)。
3. 移除 1 號套管後，置入 2 號屏蔽套管，測量其活度值(A_2)。
4. 重複 2~3 步驟，直到所有屏蔽套管量測完成。
5. 以最內層套管之活度為基準值，除以各屏蔽套管活度計算各層之標準校正因子(CF_R)。

(二)線性度測試步驟

1. 將最內層套管(黑色)置入校正儀中，並放入 Tc-99m 射源(約 4 GBq)，測量其活度值(A_0)。
2. 置入 1 號屏蔽套管，測量其活度值(A_1)。
3. 移除 1 號套管後，置入 2 號屏蔽套管，測量其活度值(A_2)。
4. 重複 2~3 步驟，直到所有屏蔽套管量測完成。
5. 以最內層套管之活度為基準值，除以各屏蔽套管活度計算此次測試之校正因子(CF_i)。

(五) 效能判定準則：

$$Linearity = \frac{(CF_i - CF_R)}{CF_R} \times 100\% \leq 2\%$$

G. 幾何偵測效率 (Geometry)

(一) 目的：檢測臨床使用的幾何條件與原廠校正幾何條件的關係

(二) 實施頻率:每年或有系統安全顧慮時。

(三) 測試所需設備：玻璃瓶 10 mL *2。

(四) 測試步驟：

1. 抽取 5 mL ^{99m}Tc ，測量其活度(A_1)後注入 10 mL 玻璃瓶中。
2. 以 3 c.c. 塑膠針筒，抽取 0.5 mL ^{99m}Tc 溶液(A_3)。

3. 另外抽取0.5 mL 水，注入A1 瓶中，測量其活度(A2)。
 4. 將抽出的A3，注入另一10m 玻璃瓶中。
 5. 每次加水0.5 mL 至A3 中量測其活度，直到A3 瓶至5 mL 為止。
 6. 計算每加0.5 mL 後 CF 值 $CF=A3/(A1-A2)$ 。
- (五) 效能判定準則：

$$0.95 \leq CF = \frac{A3}{A1 - A2} \leq 1.05$$

附件三 國內電子與質子源誘發高能中子之特性和評估學術合作

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

國內電子與質子源誘發高能中子
之特性和評估

Characteristics and evaluation of high-energy
neutrons at electron and proton accelerator
facilities in Taiwan

計畫編號：NL1070706

受委託機關(構)：國立清華大學核子工程與科學研究所

摘要

國內大型加速器的應用日益蓬勃發展，高能加速器的運轉不可避免產生大量二次中子，其中高能中子(>10 MeV)的穿透力強、不易測量，但可能是設施屏蔽外輻射劑量的主要貢獻來源。為了因應相關設施產生的此一特殊輻射防護問題，本研究將同時針對國內現有指標型的高能加速器設施的輻射場進行深入探討與比較，包括 235 MeV 醫用質子加速器與國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器。根據不同類型加速器引發高能中子機制的差異，建立加速器設施正確的高能中子劑量評估技術，本計畫完成下列工作，包括(1) 探討質子源設施之中子輻射場特性；(2) 探討電子源設施之中子輻射場特性；(3) 比較二種類型加速器設施的中子輻射場差異；(4) 完整量測國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器主體屏蔽外的中子能譜；最後，根據去年研究結果(5) 進行傳統中子偵檢器的高能中子劑量低估修正案例分析。本研究成果明顯提升國內中子輻射場的分析與測量能力，相關資訊亦可供國內加速器設施應用或主管機關管制參考。

壹、計畫目的

近年來國內加速器的應用蓬勃發展，高能加速器運轉時不可避免的會產生大量二次中子並引發物質活化問題，輻射場中能量高於 10 MeV 的高能中子穿透力強、不易測量，但確是主體屏蔽外輻射劑量的主要貢獻來源。為了因應相關設施產生的特殊輻射防護問題，本研究將同時針對國內現有指標型的高能設施輻射場進行深入探討與比較，包括 235 MeV 醫用質子加速器(圖 1)與國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器(圖 2)，以期瞭解不同種類設施中子輻射場的差異，並建立加速器設施正確的高能中子劑量評估技術。

當帶電粒子加速器運轉時，不論是刻意導引主射束撞擊靶體或是意外損失的射束撞擊周遭物質，包括射束棄置器或其他加速器組件及屏蔽材料時，結果都將伴隨產生複雜的二次輻射場。本計畫最有興趣的兩座加速器(235 MeV 醫用質子加速器與 3 GeV 電子加速器)，皆有產生大量二次中子的機會，特別是高於 10 MeV 的高能中子，這是探討的重點。本團隊於過往研究計畫執行過程中，建立了高能加速器中子輻射劑量分析、能譜測量技術、高能中子指標量測程序與劑量低估修正等技術能力，已累積相當多關於中子模擬分析與度量實驗的實務經驗。本計畫整合先前的相關資訊，再有系統的進行兩座設施二次中子輻射場的基本差異，並針對國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器的中子能譜進行詳細測量，最後應用測量結果檢視高能中子劑量低估修正技術的可行性與準確度。

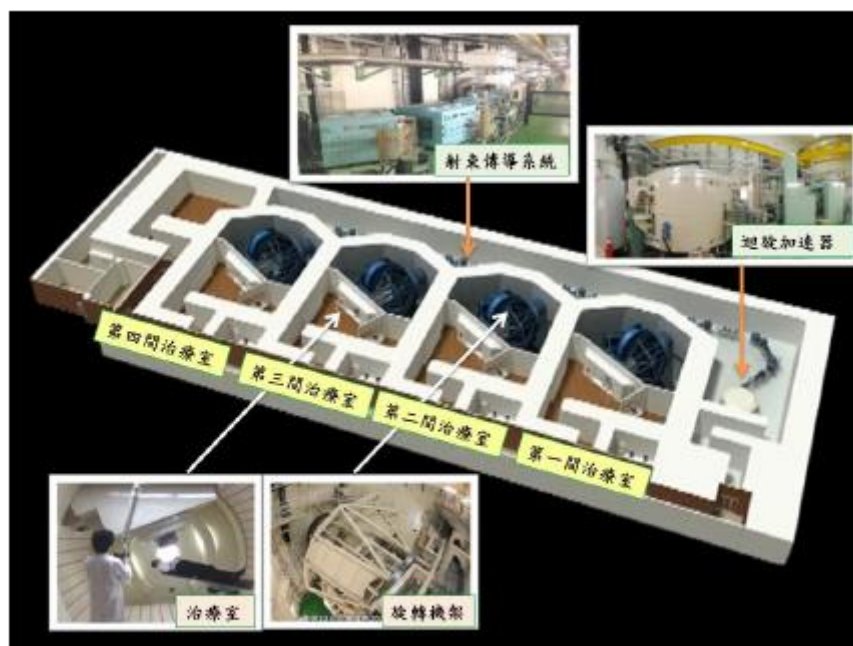


圖 1：235 MeV 質子加速器[長庚官網]



圖 2：國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器

貳、研究方法

質子加速器設施產生中子的機制為：當質子與原子核內質子或中子發生所謂強子串級(Hadronic Cascade)現象，依入射粒子能量不同包含了 Intranuclear cascade、Extranuclear cascade、Pre-equilibrium reaction、Evaporation reaction 以及 De-excitation 這幾種機制。在這些過程中會因直接撞擊而擊出高能中子或後續原子核能量重新分配而蒸發出低能中子，中子不帶電，因此穿透力強，經強子串級造成之二次中子對質子加速器輻射屏蔽可能是重要的挑戰。另一方面，電子加速器設施產生中子機制為：高能電子經電磁串級(Electromagnetic Cascade)產生大量高能加馬射線，再由加馬射線與物質作用以光核反應(Photonuclear Reaction)產生二次中子；光核反應依入射光子能量分為三種主要機制，分別為 Giant resonance、Quasi-deuteron effect、High-energy Photospallation。雖然光核反應較其它光子反應機制(Photoelectric effect、Compton scattering、Pair production)而言作用截面相當小，約略百倍以下，且對大多數物質，此反應有很高的能量閾值。但光核反應產生的高能量中子相當具有穿透力，極可能是加速器主體屏蔽牆外主要的輻射劑量貢獻者。

知名的三維通用蒙地卡羅輻射遷移程式有 FLUKA[1]或是 MCNPX[2]等，它們被廣泛應用在核子物理、醫學物理、保健物理及其它相關領域，可用來模擬複雜的幾何條件下粒子與物質作用細節，包括強子串級與電磁串級效應，並進一步追蹤後續二次輻射的反應，可以估計包含中子通量、中子能譜、劑量分布、物質活化與其特性等輻射防護所需資訊。但相較於傳統核工領域處理的中子能量而言，高能加速器產生的中子能量更高，遠高於核工領域常見的 20 MeV 上限，甚至可接近主射束的能量；一般反應器中子能量範圍

的中子截面資料庫並未涵蓋如此高能量區間，蒙地卡羅遷移程式只能以核子物理模型預測其反應機率與後續產物行為，由於各種核子物理模型都有其適用範圍與理論限制，使用者需要妥善評估與驗證計算結果的可靠與否。先期計畫曾分別使用 FLUKA 與 MCNPX 探討過 256 MeV 的質子撞擊鐵靶[3]與 2.04 GeV 的電子撞擊銅靶[4]引發中子產率的驗證，兩種計算機程式的計算結果相當一致，因此本計畫於執行過程中選擇 FLUKA 程式進行輻射場與能譜的模擬分析。

235 MeV 醫用質子癌症治療加速器(圖 3)，整體可區分為：迴旋加速器系統(Cyclotron system)、能量選擇系統(Energy selection system)、射束傳導系統(Beam transport system)、旋轉基座系統(Gantry system)、射束形成系統(Beam deliver system)、病患定位系統(Patient position system)；國家同步輻射研究中心 3 GeV 同步電子加速器重要的組件包含了(圖 4)：線型加速器(LINAC)、線型加速器/增能環間的傳輸線(LTB)、增能環(Booster ring)、增能環/儲存環間的傳輸線(BTS)，以及儲存環(Storage ring)[5]。本研究合理假設 230 MeV 質子射束射束主要損失位置有(1)迴旋加速器的出口、(2)治療室的噴嘴(Nozzle)以及(3)模擬假體 PMMA 等三處，利用 FLUKA 程式進行輻射場的模擬分析，完成後針對三個損失位置進行探討，並選擇五個感興趣的位置作為能譜輸出位置；3 GeV 的同步電子加速器射束損失位置則透過關閉儲存環 Septum 電源，強制射束損失於儲存環間的注射段下游[6]，主體屏蔽牆外 90°方向作為能譜輸出位置[7]。

模擬計算完成的能譜，需再透過中子偵檢器進行能譜量測後，才能進一步比較與調整。目前一般常見的中子偵檢器是在熱中子偵檢頭外圍包覆適當中子緩速體(Moderator)，讓中子先與緩速體作用減速成熱中子後再與熱中子偵檢頭反應留下訊號，原則上越厚的緩

速體可以緩速越高能量的中子，讓中子偵檢器的能量響應函數往中子能量較高的方向移動；但同時緩速體也降低了熱中子抵達中心偵檢頭的機率，因此在達到一定厚度後即會抵銷加厚中子緩速體的正效應，使得在 20 MeV 以上的中子偵測效率極低，而傳統中子偵檢器的運作建立在「中子能量響應函數」與「中子通率-劑量轉換因子」(圖 5)二者對中子能量曲線的相似性上[8]，當入射中子能量超過 20 MeV 時，中子偵檢效率會隨著能量上升而降低，相反地，中子通率-劑量轉換因子卻是隨能量增加而上升，因此對於高能中子劑量需要更謹慎的評估與修正。

本計畫使用先期計畫“高能加速器中子輻射劑量分析與能譜測量技術建立”所自行開發之波那圓柱中子能譜儀(Bonner Cylinder Spectrometer)進行能譜量測(圖 6)，此套能譜量測儀器與商用型的波那球中子能譜儀(Bonner Sphere Spectrometer)屬相同原理。波那球中子能譜儀開發始於 1960 年代，原設計主要針對核電廠產生的中子源進行能譜量測，其後則因高能加速器之發展，於 2000 年開始發展延伸能量波那球中子能譜儀(Extended range Bonner sphere spectrometer)，並將中子能譜量測範圍的幅度提升至 GeV 等級[9]。波那圓柱中子能譜儀除了保有波那球能譜儀概念，同時提升波那球能譜儀系統靈敏度較低之缺點，其量測核心主要由兩組件構成，分別為(1)Reuter-Stokes 之 He-3 比例計數器；以及(2)Precision Data Technology (PDT)之 100B 模組，比例計數器之有效長度(Active length)為 45.72 公分，圓柱直徑為 2.54 公分，管壁由 0.5 公厘之不鏽鋼(SS-304)組成，內填充 99.9%以上之高純度 He-3 氣體，壓力為 4 大氣壓，該比例計數器對熱中子量測效率為 54cps/nv，此數值約為一般中子偵檢器之 10 倍以上，主要因其具有較大有效體積(213.78 立方公分)以及較高氣壓；而高靈敏度正是波那圓柱最大的量測優勢，因其可應

用於中子通量較弱或變動較大之中子輻射場，非常適合使用於厚屏蔽牆外或是輻射場變化快速的加速器廠區。

除了波那圓柱系統的能譜量測外，本研究也利用先期計畫“高能中子指標量測程序與劑量低估修正的實際案例分析”所建立的高能中子劑量低估修正研究結果，執行測量案例分析，測試高能中子劑量低估修正建議的可行性。根據先前的研究結果分析，能譜修正因子適用於大部分傳統緩速型中子劑量計，而非緩速體形式之中子偵檢器或是劑量計，因其設計目的以及原理與傳統緩速體形式的劑量計不同，能量響應差異太大，因此套用能譜修正因子會有顯著的誤差或是不合理的情形發生，不建議使用。若是使用延伸能量型波那球，或是以類似原理設計的延伸能量型緩速劑量計，根據先前的研究顯示，並不需要再進行劑量的修正。本計畫使用一組 PE 與 PE+Pb 進行中子輻射場的量測，並透過修正流程進行相關輻射劑量修正。

如圖 7 所示，一個輻射工作場的劑量修正流程可分成三個步驟：(1)要能夠定義出該輻射工作場的高能中子含量，若是該輻射工作場的中子能譜已知，可以直接計算所含的高能中子比例，若是一個中子能譜未知的輻射工作場，可以利用高能中子能譜指標來確認該輻射工作場所所含的高能中子數量；(2)利用高能中子比例或是高能中子能譜指標，從本研究建議的能譜修正因子圖表(圖 8)，計算該輻射工作場適用之能譜修正因子；(3)以經過 ^{252}Cf 校正的傳統緩速體型式的劑量計進行該輻射工作場的輻射劑量量測，並將結果與能譜修正因子相乘，即可計算修正後的劑量。

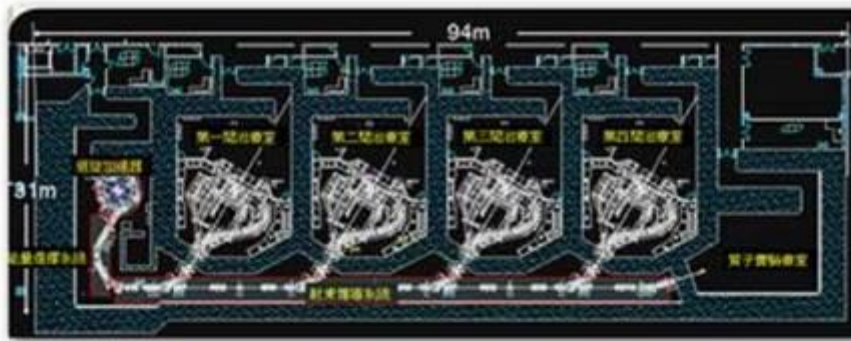


圖 3：長庚 235 MeV 質子加速器結構示意圖

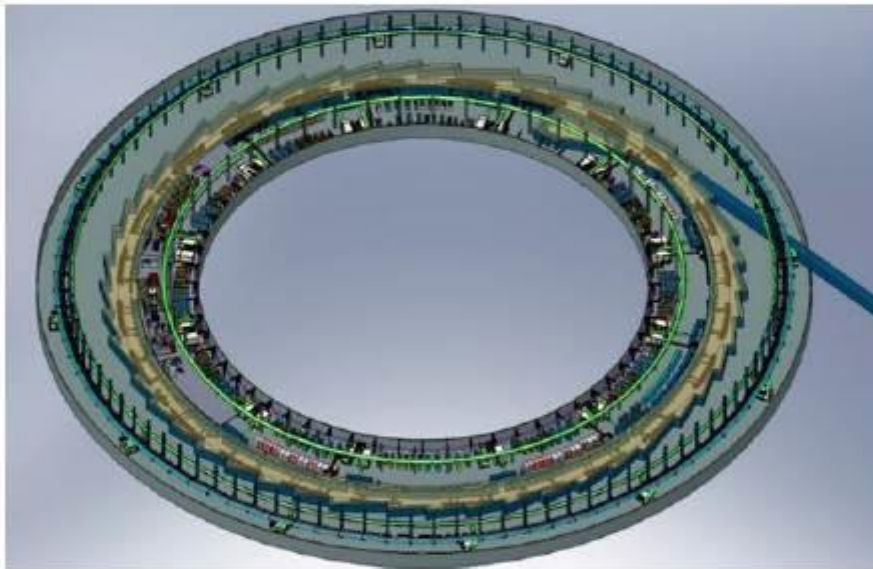


圖 4：國家同步輻射研究中心 3 GeV 電子加速器結構示意圖

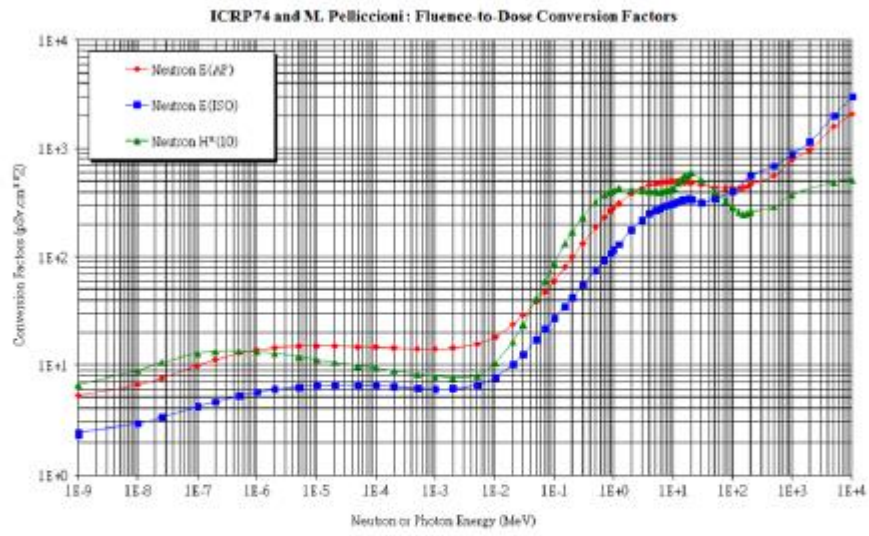


圖 5：中子通率-劑量轉換因子隨中子能量的變化



圖 6：波那圓柱中子能譜儀



圖 7：高能中子輻射場劑量修正步驟流程圖

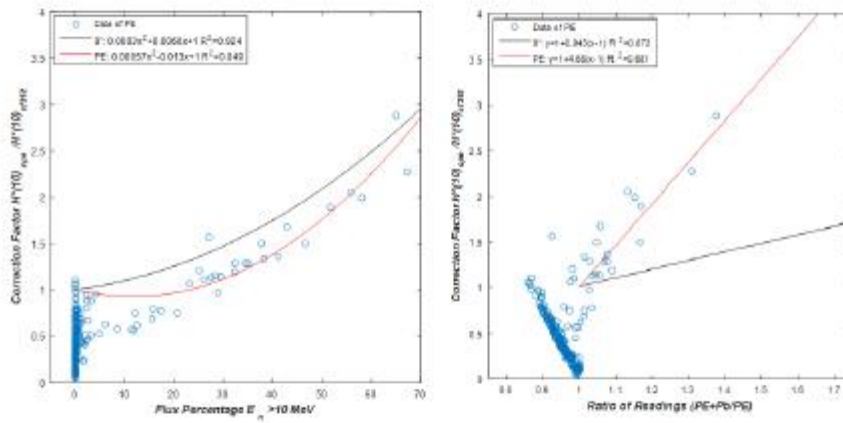


圖 8：本報告建議之能譜修正因子與修正因子曲線(9 吋球使用黑色線條，6.5cm 波那圓柱使用紅色線條)，左圖適用於中子能譜已知，右圖適用於中子能譜未知

參、結果與討論

一、235 MeV 質子加速器引發中子輻射場之分析

長庚紀念醫院質子暨放射治療中心是台灣第一座質子治療中心，整體系統可以大致區分為：迴旋加速器系統、能量選擇系統、射束傳導系統、旋轉基座系統、射束形成系統、病患定位系統等，其中，迴旋加速器系統為一產生固定 230 MeV 之質子迴旋加速器，損耗的質子束有機會產生可觀的高能二次中子。

延續先前計畫“高能中子指標量測程序與劑量低估修正的實際案例分析”的經驗與設定，FLUKA 計算模型是根據長庚質子治療中心設施的大致現場格局所建立。整個質子加速器運轉時，質子束有機會在隨機的位置以隨機的比例損耗於路徑上，為了使模擬的結果更加易於分析，本計畫根據可能的情況，分別模擬 230 MeV 之筆型質子射束(1)全部作用於迴旋加速器的出口、(2)全部作用於治療室的噴嘴、以及(3)全部作用於模擬假體 PMMA 三種情況；並計算(1)加速器室迷道口、(2)加速器室入口、(3)控制室走道、(4)走道轉角以及(5)治療室入口等五處中子能譜。由於 4 間治療室大小以及室內擺設大致相似，為縮短計算時間以及簡化模型複雜度，本研究模擬時僅以迴旋加速器室以及第一治療室作為代表，其計算模型如圖 9 所示。FLUKA 計算模型中的重要參數設定包含：使用 230 MeV 之筆型質子射束、假體 PMMA 尺寸為 $30 \times 30 \times 40 \text{ cm}^3$ ，密度 1.19 g/cm^3 、質子傳導系統的真空管半徑 2.5 cm，管壁厚 0.5 cm、假設磁鐵組成為 90% 鐵混合 10%Cu、混凝土的密度為 2.34 g/cm^3 ，其他詳細材料組成可參考輸入檔案的設定。蒙地卡羅遷移計算程式 FLUKA 使用 USRBIN 指令來紀錄設定範圍內的中子通率以及劑量率分布，計數考量體積

為 $20 \times 15 \times 15 \text{ cm}^3$ 之長方體，並使用 ICRP-74 通率劑量轉換係數作為中子通量與劑量的轉換因子。

質子束從產生、加速、傳導，一直到照射病人，過程中會有機會隨機與物質作用並損失能量，而在那個位置損失多少電流或是多少能量是模擬計算過程中無法確定的，實際運轉情況的射束損耗情節應是上述三種情節的混合結果，其確切比例會與實際運轉條件有關。因此，本計畫在蒙地卡羅遷移程式 FLUKA 中假設三個最有可能的射束損失情況，並分析五處最感興趣的位置能譜。圖 10 到圖 15 分別顯示了上述三種射束損耗情節計算結果與五個不同位置的中子能譜。

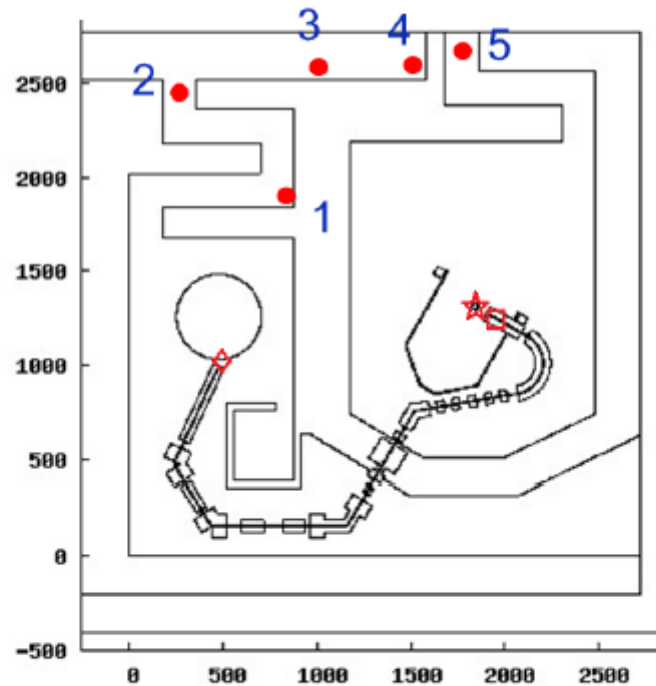


圖 9：長庚質子加速器的簡化計算模型(單位為公分)，其中◇是加速器出口的位置、□是治療室噴嘴的位置、☆是假體的位置

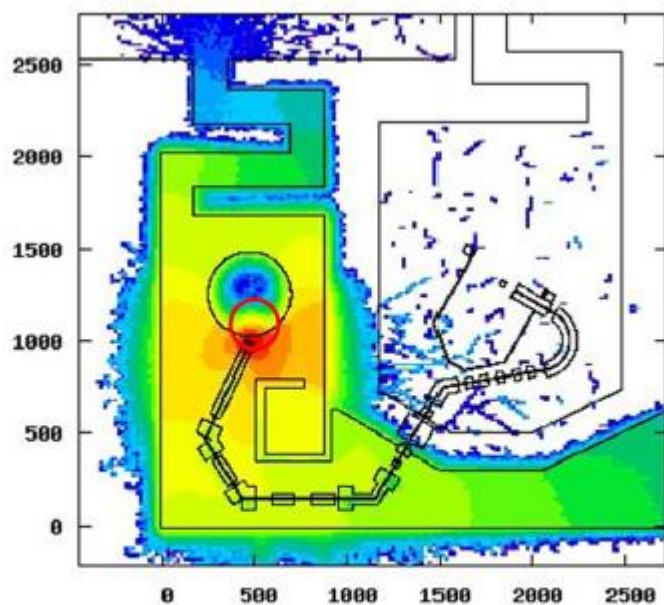


圖 10：假設全部的質子束損耗於迴旋加速器出口呈現的劑量分佈

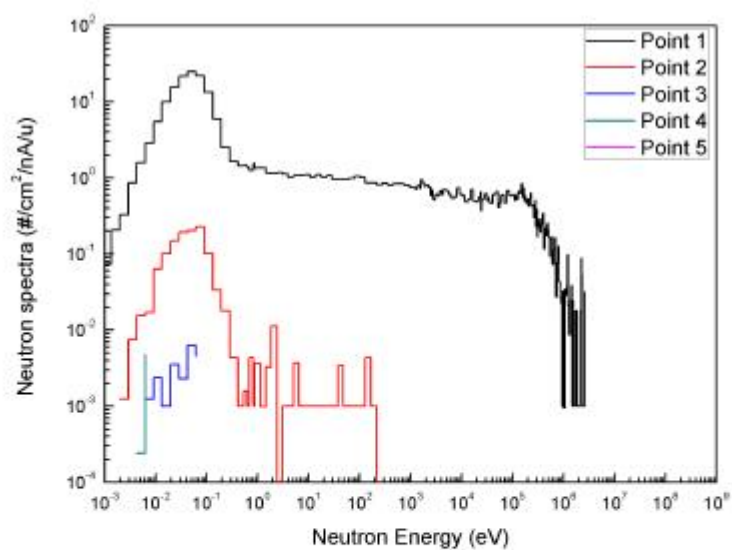


圖 11：假設全部的質子束損耗於迴旋加速器出口，五個不同位置之
中子能譜

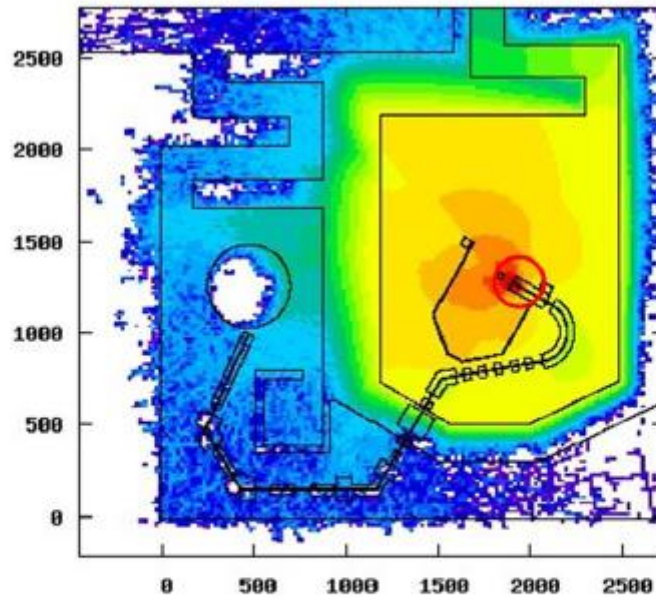


圖 12：假設全部的質子束損耗於治療室噴嘴呈現的劑量分佈

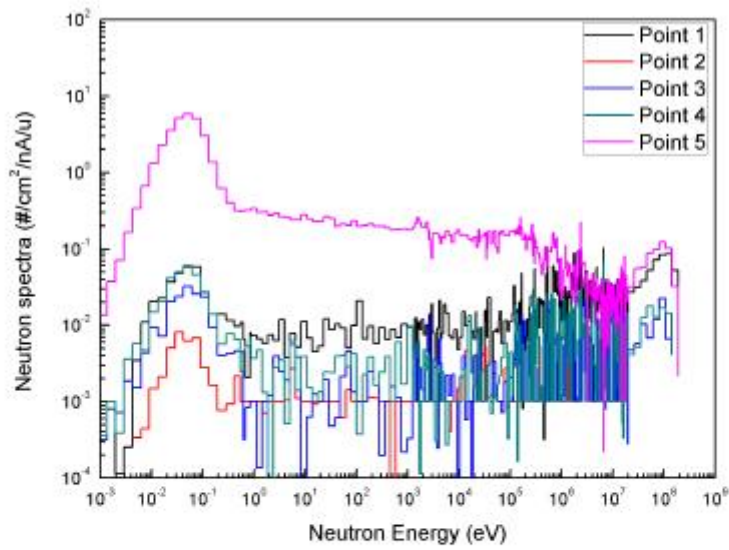


圖 13：假設全部的質子束損耗於治療室噴嘴，五個不同位置之中子

能譜

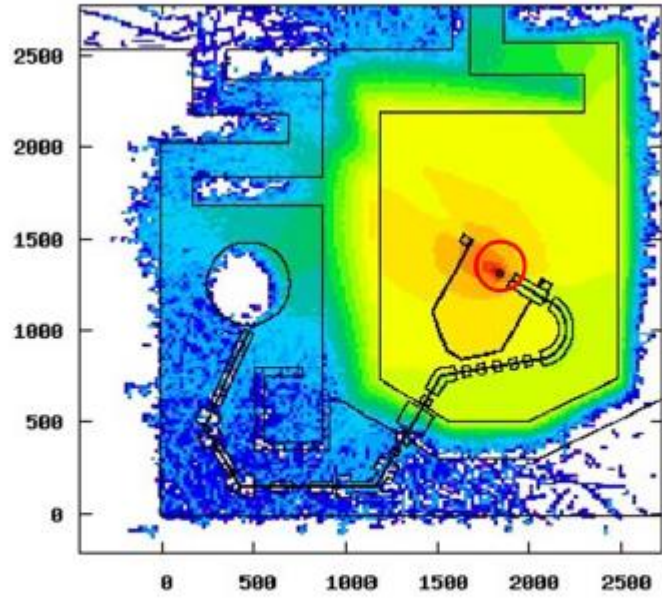


圖 14：假設全部的質子束損耗於 PMMA 假體呈現的劑量分佈

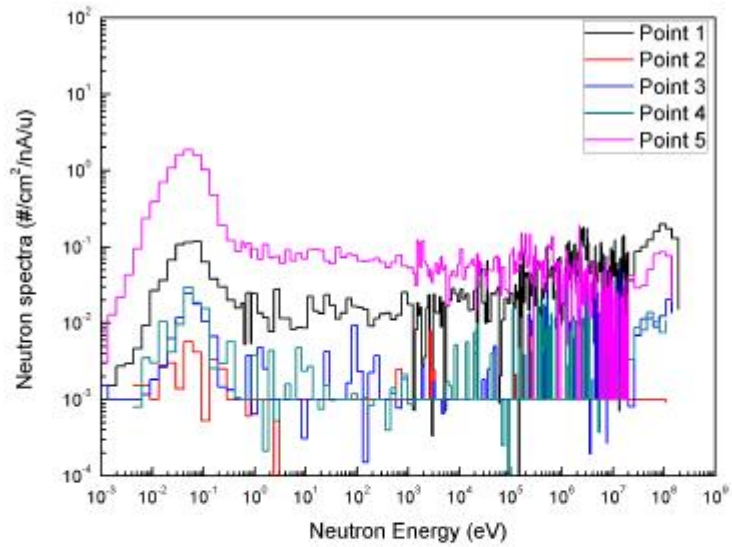


圖 15：假設全部的質子束損耗於 PMMA 假體，五個不同位置之中子

能譜

二、3 GeV 電子加速器引發中子輻射場之分析

國家同步輻射研究中心 3 GeV 同步電子加速器的重要的組件包含 150 MeV 線型加速器、線型加速器/增能環間的傳輸線、3 GeV 增能環、增能環/儲存環間的傳輸線，以及 3 GeV 電子儲存環。針對射束損失情節的假設，本計畫選取最可能發生的地方，同時也是最容易控制量的位置上，其位置為增能環/儲存環間的傳輸線(BTS)正下游，因為這邊是射束較易損失的地方，此外，能通過 BTS 的電子亦能確保為 3GeV 之電子，於射束損失位置的 90°方向主體屏蔽牆外作為能譜計算與測量的位置。

基於先前計畫的成果”高能加速器中子輻射劑量分析與能譜測量技術建立”，本計畫已瞭解射束損失位置在無其他局部屏蔽下的輻射場與能譜狀態。目前 TPS 設施的實際現場狀況，為了減少射束損失或棄置時的輻射衝擊，射束損失位置已增設適當之局部屏蔽，以減少該處的輻射劑量。在局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後資料皆可完掌握的情況下，透過兩次獨立的模擬分析，配合實地的能譜量測，將可得到局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後兩次具有實驗驗證的完整結果，相關結果除了可以相互比較外，同時也可瞭解局部屏蔽帶來的屏蔽效果。射束棄置的位置位於圖 16 紅色爆炸處，目前設置的主要局部屏蔽以灰色方塊來進行示意，其中 0°方向的深灰局部屏蔽為 20 公分的鉛，側邊 90°次灰局部屏蔽為 10 公分的鉛加上 10 公分的聚乙烯，上方 90°方向淺灰局部屏蔽為 5 公分的鉛加上 5 公分的聚乙烯。

將局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後的計算結果分別以 H*(10) 顯示於圖 17 與圖 18，於射束棄置位置側邊 90°方向各擷取 100×20×100 cm³ 與 50×20×45 cm³ 之立方體進行劑量計算與能譜分

析，局部屏蔽安裝前之加馬劑量率為 $0.03 \pm 6.95\% \mu\text{Sv/h}$ ，中子劑量率為 $0.465 \pm 1.13\% \mu\text{Sv/h}$ ；局部屏蔽安裝後之加馬劑量率為 $0.0084 \pm 3.58\% \mu\text{Sv/h}$ ，中子劑量率為 $0.356 \pm 0.70\% \mu\text{Sv/h}$ ，此結果顯示，局部屏蔽(主要材料為鉛)安裝後加馬劑量顯著下降，中子劑量雖有下降，但並不顯著。圖 19 與圖 20 分別為局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後的側邊能譜，綠色的加馬通量在局部屏蔽安裝後大量減少，與前述劑量率顯著下降相呼應。若將中子通量與中子劑量依特定能量進行區分，則可整理如表 1 所示，其中” Old” 代表局部屏蔽安裝前，” New” 代表局部屏蔽安裝後。由此表可觀察出，大於 10MeV 之中子通量佔了總量之三成以上，若考慮劑量轉換因子後的中子劑量，不論局部屏蔽安裝前或局部屏蔽安裝後，都佔了整體中子劑量的一半以上，而局部屏蔽安裝前後不同中子能量的比例無太大改變，配合能譜圖(圖 19、圖 20)之藍線中子能譜，更易觀察出整體總量皆有下降，但不同能量下降比例都很接近，整個中子能譜形狀變化不大。

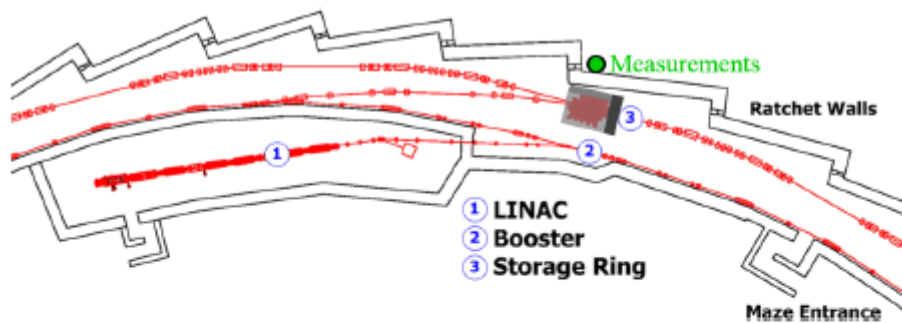


圖 16：3 GeV 電子加速器射束棄置位置與局部屏蔽擺設示意圖

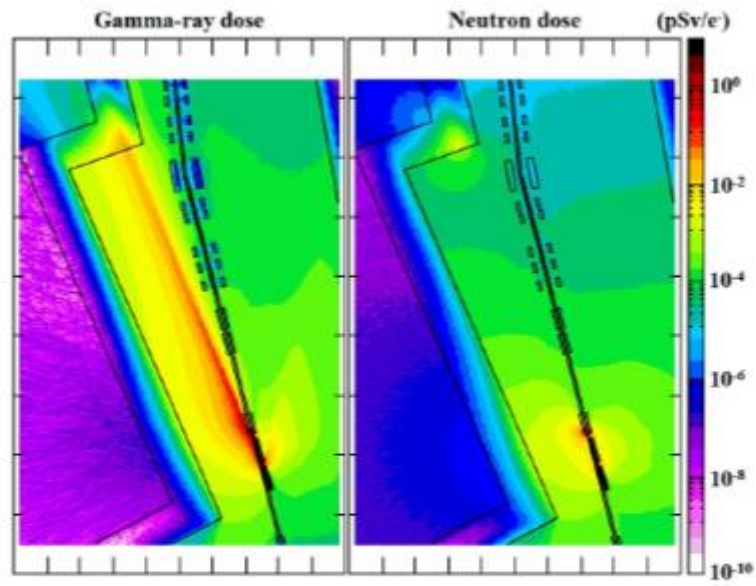


圖 17：3 GeV 電子加速器局部屏蔽安裝前的 FLUKA 計算結果

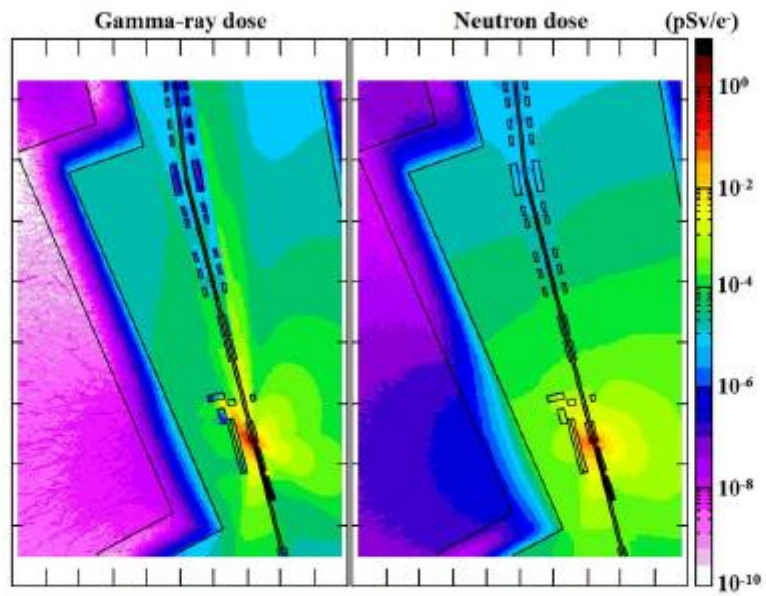


圖 18：3 GeV 電子加速器局部屏蔽安裝後的 FLUKA 計算結果

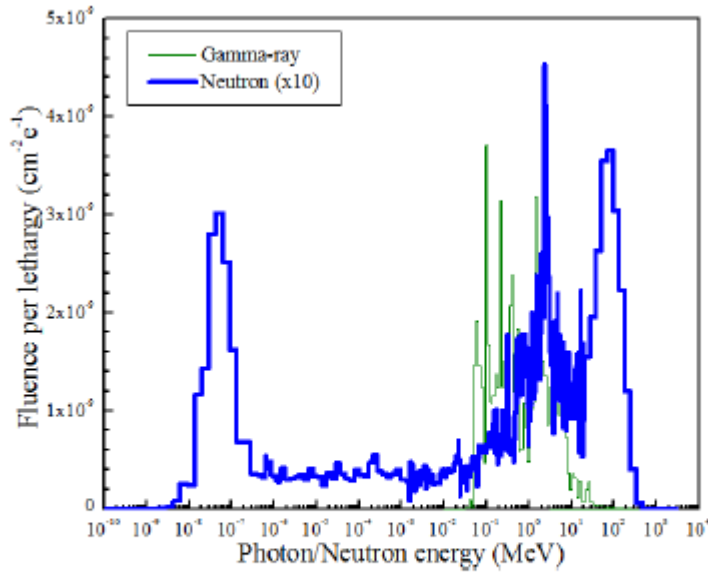


圖 19：3 GeV 電子加速器局部屏蔽安裝前的側邊能譜

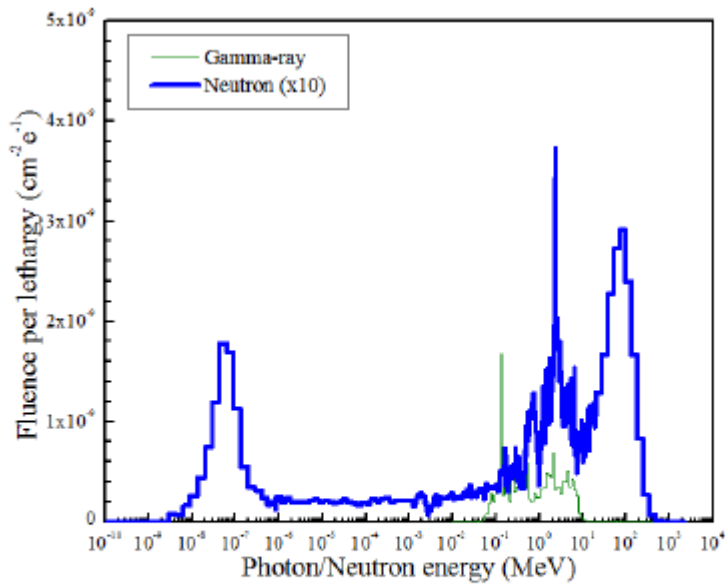


圖 20：3 GeV 電子加速器局部屏蔽安裝後的側邊能譜

表 1：3 GeV 電子加速器局部屏蔽安裝前後中子通量與中子劑量之能量分佈

Neutron		Total	$E_n < 0.5 \text{ eV}$	$0.5 \text{ eV} < E_n < 10 \text{ keV}$	$10 \text{ keV} < E_n < 10 \text{ MeV}$	$E_n > 10 \text{ MeV}$
Flux ($\text{cm}^{-2} \text{e}^{-1}$)	Old	2.35E-09	24.6%	14.6%	30.4%	30.4%
	New	1.62E-09	21.1%	12.9%	30.6%	35.4%
Ratio (Old/New)		1.45	1.69	1.64	1.44	1.25
$H^*(10)$ (pSv e^{-1})	Old	5.16E-07	1.1%	0.9%	44.3%	53.8%
	New	3.95E-07	0.8%	0.7%	41.3%	57.2%
Ratio (Old/New)		1.31	1.70	1.63	1.40	1.23

三、235 MeV 質子加速器與 3 GeV 電子加速器中子輻射場比較

圖 21 比較 235 MeV 質子加速器(損耗於假體之 Point5)與 3 GeV 電子加速器(損失於注射段之 90° 位置)中子能譜，兩設施在 10^{-7} MeV 處皆會產生一波峰；而在 100 MeV 中子能量附近，3 GeV 電子加速器有一明顯波峰產生，235 MeV 質子加速器雖微有起伏，但並不顯著。此現象表示，235 MeV 質子治療室迷道出口處雖有產生 >10 MeV 之高能中子，但數量很少；而 3 GeV 電子加速器注射段屏蔽外，除了中低能量的中子外，在 100 MeV 之高能中子相當顯著，在劑量評估方面，若使用傳統的中子劑量計，可能會有低估的現象，需審慎使用與評估。細部觀察每損失一個 3 GeV 電子與損失一個 235 MeV 質子的情況下，如表 2 所示，3 GeV 電子加速器相較於 235 MeV 質子加速器，除在 <0.5 eV 熱中子能群有較少中子通量外，其他各能量區間均有較多的中子通量。

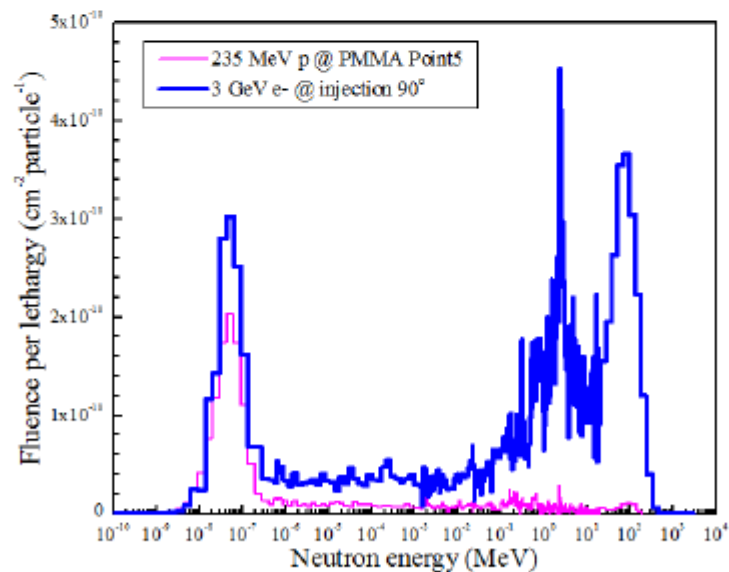


圖 21：235 MeV 質子加速器與 3 GeV 電子加速器中子能譜

表 2：3GeV 電子加速器與 235MeV 質子加速器中子通量與劑量之能量分佈

		Total	$E_n < 0.5 \text{ eV}$	$0.5 \text{ eV} < E_n < 10 \text{ keV}$	$10 \text{ keV} < E_n < 10 \text{ MeV}$	$E_n > 10 \text{ MeV}$	
3 GeV e- (per electron)	Neutron fluence	$\text{cm}^{-2} \text{ e}^{-1}$	1.62E-09	3.42E-10	2.09E-10	4.96E-10	5.72E-10
	Ratio	%	100.0%	21.1%	12.9%	30.6%	35.4%
	Neutron dose	pSv e^{-1}	3.95E-07	3.30E-09	2.71E-09	1.63E-07	2.26E-07
	Ratio	%	100.0%	0.8%	0.7%	41.3%	57.2%
235 MeV p (per proton)	Neutron fluence	$\text{cm}^{-2} \text{ p}^{-1}$	7.72E-10	5.80E-10	1.13E-10	5.57E-11	2.35E-11
	Ratio	%	100.0%	75.1%	14.6%	7.2%	3.0%
	Neutron dose	pSv p^{-1}	2.56E-08	5.81E-09	1.56E-09	1.05E-08	7.66E-09
	Ratio	%	100.0%	22.7%	6.1%	41.2%	30.0%

四、3 GeV 電子加速器主體屏蔽外中子量測與能譜解析

依先期計畫“高能加速器中子輻射劑量分析”的經驗可瞭解，本計畫使用波那圓柱(Bonner Sphere)中子能譜儀於同步輻射研究中心進行實地量測(圖 6)，主要是考量其高靈敏度；波那圓柱相較於波那球中子能譜儀而言，具有較大有效體積及較高氣壓，適合量測低通量且變動率較大中子來源；而波那圓柱亦有其缺點，主要是方向性不完全對稱，因此在實驗過程中需掌握中子來源，降低輻射來源對量測結果的影響。

波那圓柱能譜儀系統之核心組件為 He-3 比例計數器以及 PDT-100B 模組，其餘部分則是密度為 0.946 g/cm^3 之不同厚度的聚乙烯緩速體；圓柱形聚乙烯厚度採用的是公制單位，本計畫一共使用了 0 公分(Bare)、1.5 公分、2 公分、2.5 公分、3 公分、3.5 公分、4 公分、5 公分、6.5 公分、8 公分、9 公分、與 10 公分等 12 種不同厚度之聚乙烯，此外，另於 4 組聚乙烯緩速體內加入重金屬(2C2.5_6.5、2P2.5_6.5、2P3_6.5、3P4_6.5，其中 C 為銅，P 為鉛；金屬前後的數字表示由最內圈聚乙烯位置朝外圈算起的距離，兩者的數值差距為重金屬厚度，後方的 6.5 表示緩速體最大厚度。以 3P4_6.5 為例，在厚度為 6.5 公分的聚乙烯內，距離最內圈聚乙烯位置朝外算起 3~4 公分的部分將聚乙烯取代為重金屬鉛，此設計為藉由高能中子與重金屬發生的中子生成反應，提升高能中子之偵測效率。在現場量測過程中，中子以不規則方式入射波那圓柱系統，因此入射中子需考量到 Isotropic 與 Parallel 兩種入射模式，無法以單一模式完整呈現，圖 22 與圖 23 是“高能加速器中子輻射劑量分析與能譜測量技術建立”，透過 MCNPX 模擬程式計算出不同緩速體厚度之波那圓柱系統對中子反應之響應函數，其中圖 22 為中子以 Isotropic 模式入射波那圓柱系統；圖 23 為中子以 Parallel 模式入射波那圓柱

系統。

實驗進行過程中，藉由持續更換不同厚度的圓柱(A Bonner cylinder)，以擷取不同緩速體可測得的中子計數，同時於旁邊擺放一組量測參考(The reference neutron detector)，可作為量測過程中輻射強度變動的校正參考(6.5 cm PE)，量測結束後，亦可針對更換圓柱進行 Normalize，現場的量測狀況如圖 24 所示，兩組偵測圓柱中心位置為 Beam level 高度(135 cm)。圖 25 顯示實驗當日的增能環電流(藍線)，與量測參考的中子計數(紅線)，實驗過程中電流皆穩定保持在 0.04mA，量測參考的中子計數約穩定保持在 6.2 cps，測試當日的儲存環電流背景值約為 0.015 mA，因此實際注射電流應為 0.025 mA，換算後輸入電量約為 40 pC(約 2.5×10^8 個電子的電量)。註：固定電量在進入增能環時，會以光速繞行，需考慮光速與繞行周長： $\langle 4 \times 10^{-11} \text{ C} \rangle \times \langle 3 \times 10^8 \text{ m/s} \rangle / \langle 480 \text{ m} \rangle = 0.025 \text{ mA}$ 。

過往的計畫”高能加速器中子輻射劑量分析與能譜測量技術建立”已量測過局部屏蔽安裝前的中子計數如圖 26 與表 3 所示，今年量測局部屏蔽安裝後的中子計數如圖 27 與表 4 所示，兩者的原始量測計數由虛線表示，藉由 Reference 來 Normalize 至兩次實驗的 6.5 cm 波那圓柱後，顯示為兩圖之實線(Corrected results)。將先前 FLUKA 模擬結果，與相對應之響應函數進行 Folding 後，即可獲得模擬的中子計數，如圖 28 與圖 29 所示，把 Corrected results(標示為 Measurements)與模擬獲得之計數畫在一起，即可觀察其趨勢與差異。

將圖 19 與圖 20 的中子能譜作為 Unfolding 的初始條件，分別把局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後的 Corrected results 作為中子計數，配合圖 22 與圖 23 Isotropic 與 Parallel 兩種不同的響應函數，可

獲得 Unfolding 結果如圖 30 與圖 31 所示。此結果即為透過實驗進行修正之能譜，新能譜若再分別與相對應之響應函數進行 Folding，則可與 Corrected results 再次進行比較，繪於圖 32 與圖 33，可直觀的瞭解其差異，由其結果可觀察出，Unfolding 後的能譜再次 Folding 後，其趨勢與原始量測計數相當一致，但略有修正。

若將圖 30、圖 31 Unfolding 後中子通量與中子劑量依能量進行區隔(0.5 eV、10 keV、10 MeV)，可將整個中子通量與中子劑量分為四個區間，分別為熱中子($<0.5\text{eV}$)、超熱中子(0.5eV~10keV)、快中子(10keV~10MeV)與高能中子($>10\text{MeV}$)，如表 5 與表 6 所示，深入觀察可發現，Unfolding 前後的中子通量分佈變化不大(表示計算模擬的結果相當有代表性)，局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後皆是，大於 10 MeV 之高能中子在各種情況都約略佔了整體中子通量的三成左右，但若考慮劑量轉換因子後的中子劑量，則幾乎全部的比例都在大於 10 keV 的能量以上，若僅看大於 10 MeV 的高能中子，各種情況的劑量比例在大於 10 MeV 時都超過整體劑量的一半以上。

將 Unfolding 後的能譜再與響應函數進行 Folding 一次，可得到修正後的中子計數，若將此計數與原始量測計數進行比較，可瞭解其修正比例與幅度，表 7 與表 8 分別列出局部屏蔽安裝前與局部屏蔽安裝後 Isotropic 響應函數與 Parallel 響應函數的計數差與其修正率，由兩表可觀察出，Isotropic 的修正率，在局部屏蔽安裝前後皆大於 Parallel，雖然中子的真實入射情況無法用單一用 Isotropic 或 Parallel 表示，但若以此結果觀察，Parallel 相對較小的修正率，應較符合現場的中子真實入射情況。此外，幾乎所有的 Unfolding 結果皆將能譜通量向上提升，但整體趨勢變化不大，顯示 FLUKA 模擬結果與能譜量測實驗後的修正存在著一致性，間接證明了原始 FLUKA

模擬結果的正確性，但 FLUKA 模擬結果相較於量測實驗皆有稍微低估的現象。

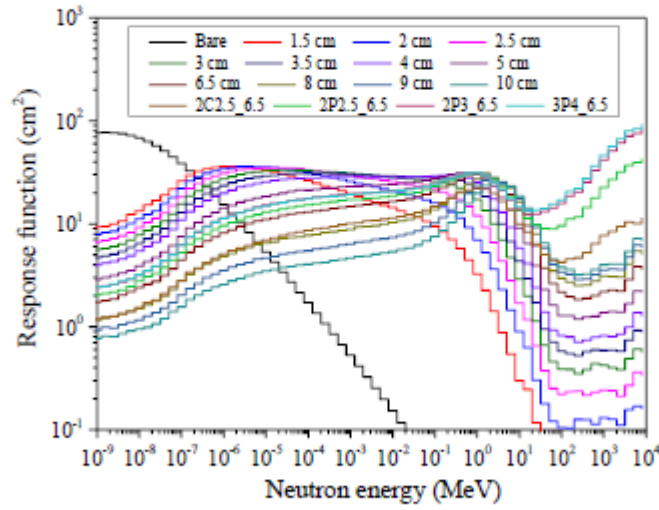


圖 22：MCNPX 模擬程式計算之 Isotropic 響應函數

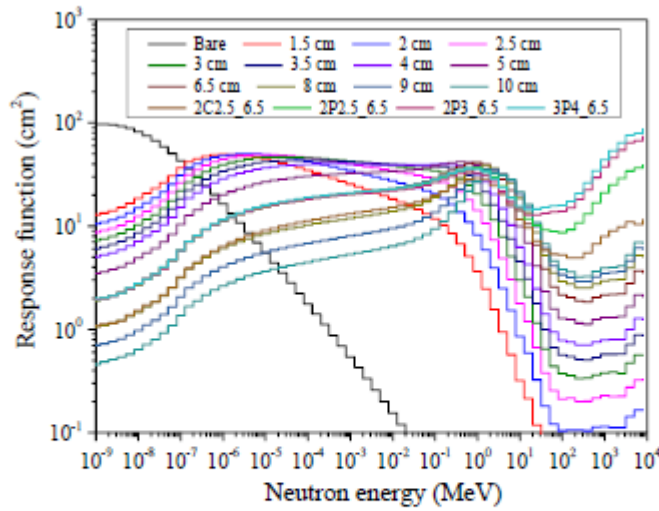


圖 23：MCNPX 模擬程式計算之 Parallel 響應函數

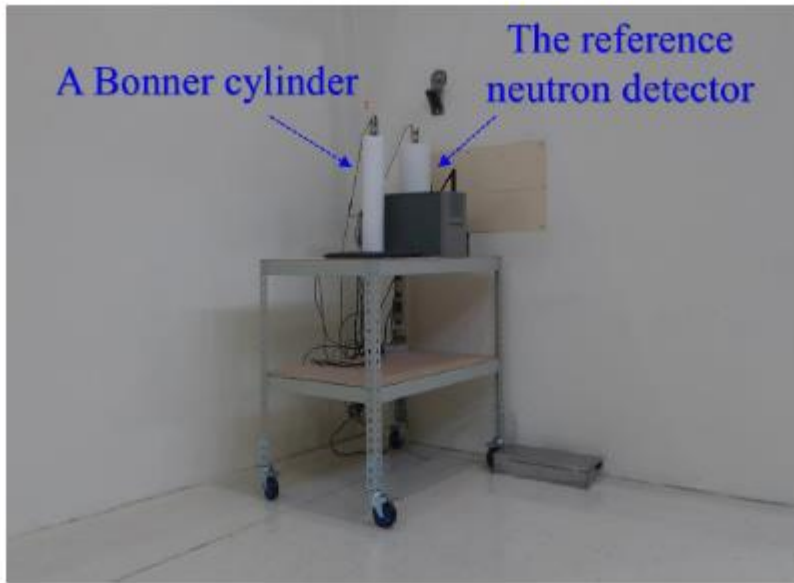


圖 24：量測圓柱與量測參考

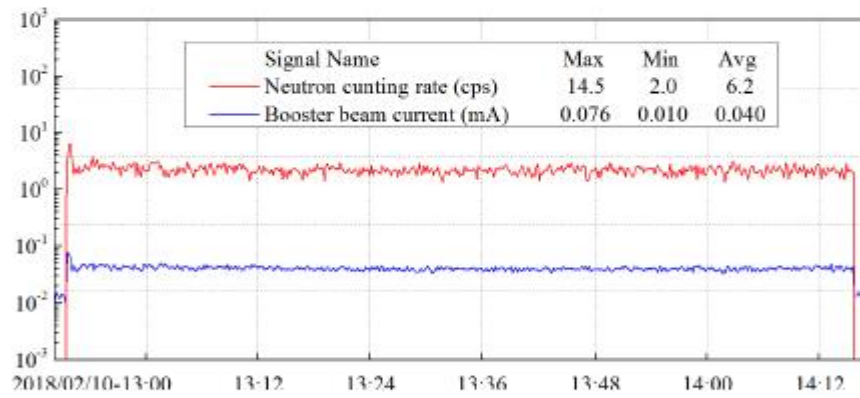


圖 25：增能環電流(藍線)，與量測參考之中子計數(紅線)

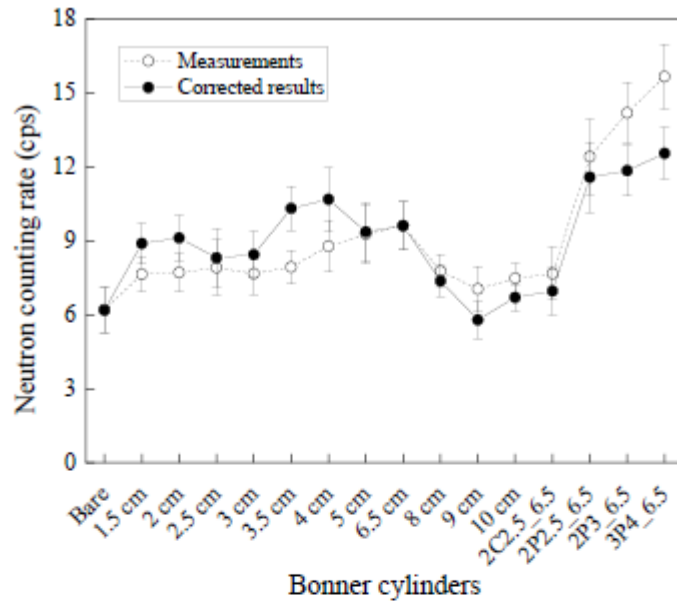


圖 26：局部屏蔽安裝前的中子計數與修正後的結果

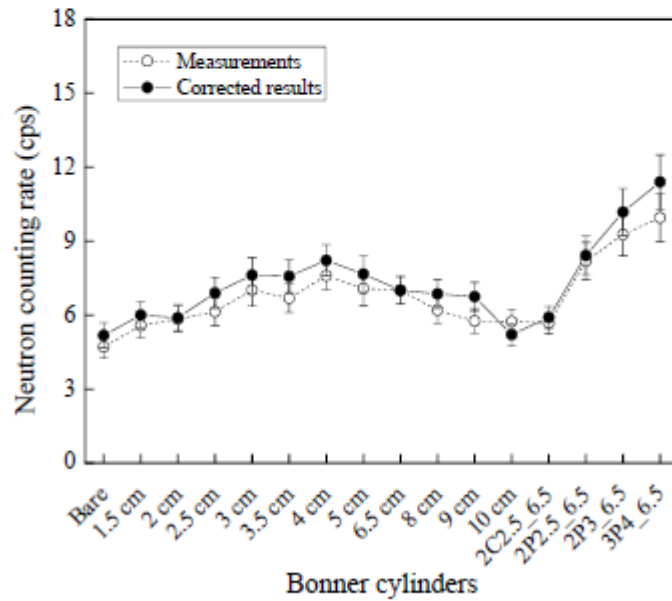


圖 27：局部屏蔽安裝後的中子計數與修正後的結果

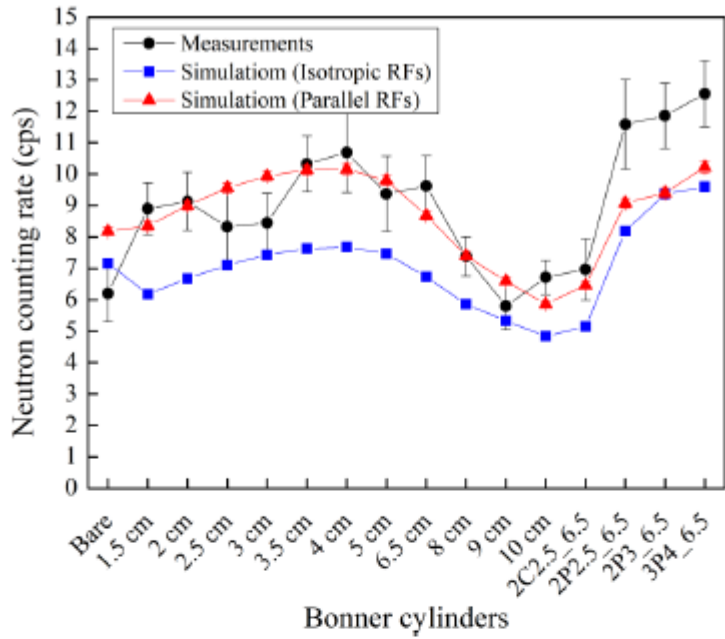


圖 28：局部屏蔽安裝前之中子計數

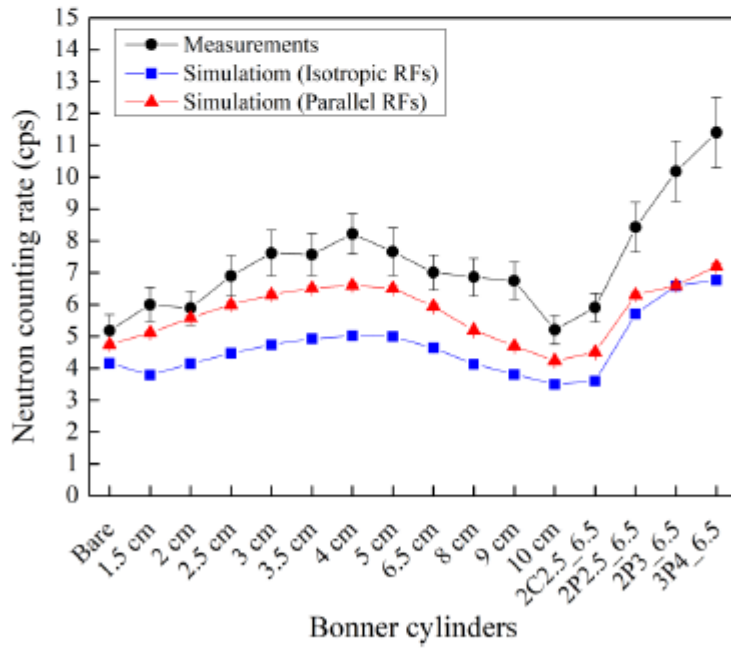


圖 29：局部屏蔽安裝後之中子計數

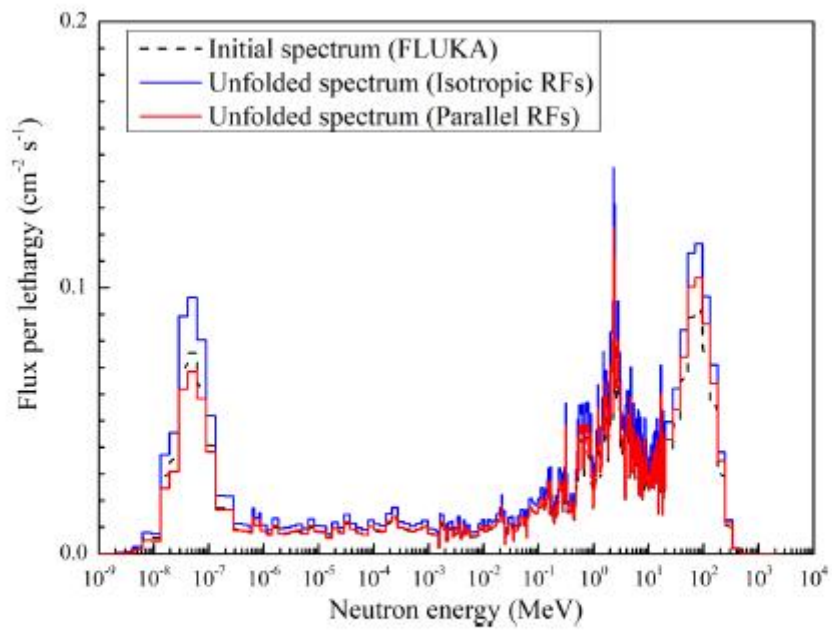


圖 30：局部屏蔽安裝前之 Unfolding 結果

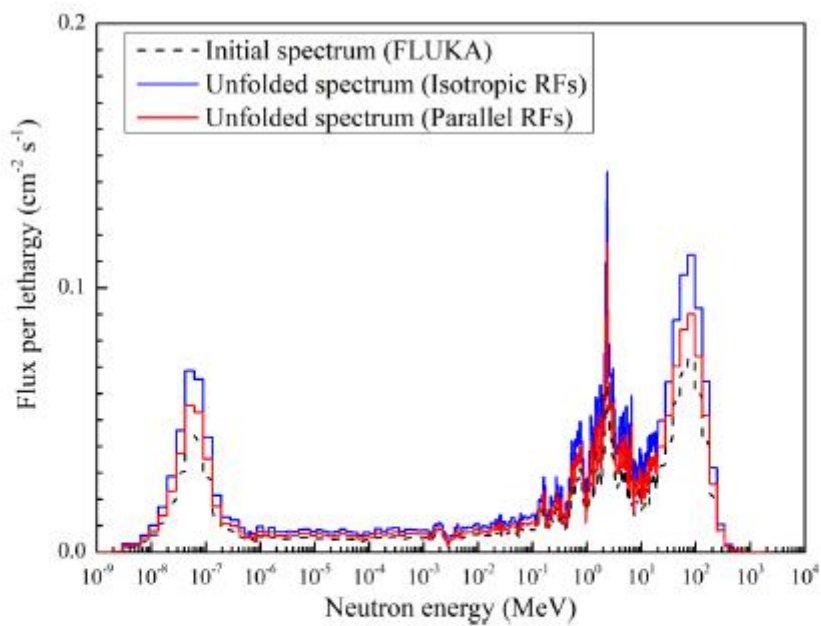


圖 31：局部屏蔽安裝後之 Unfolding 結果

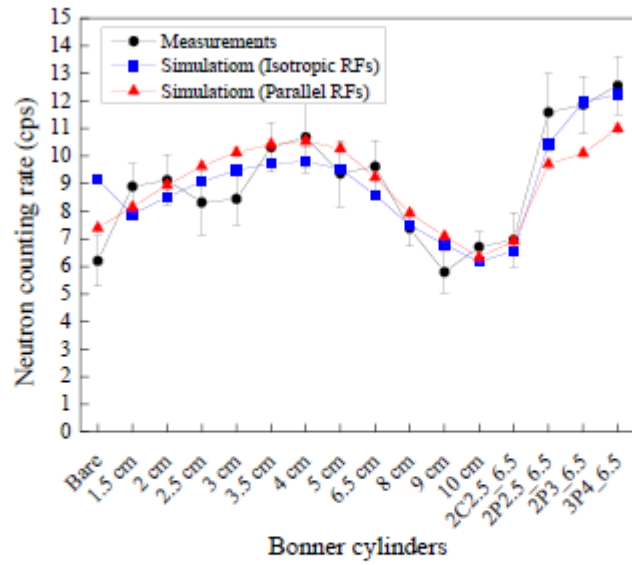


圖 32：局部屏蔽安裝前之 Unfolding 結果與響應函數 Folding，再與
原始量測計數進行比較

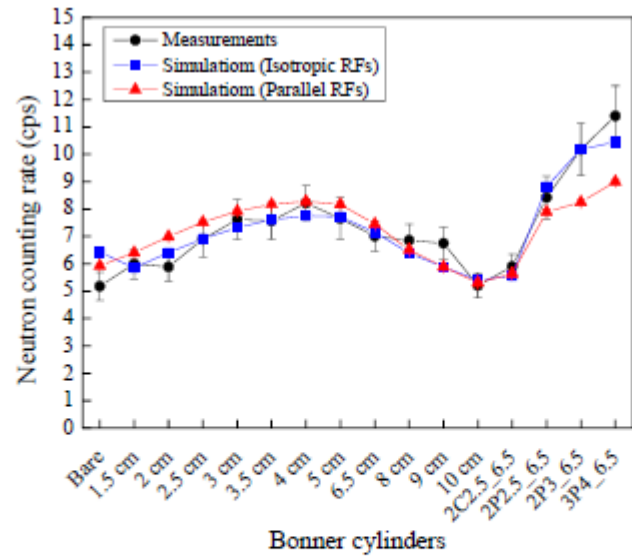


圖 33：局部屏蔽安裝後之 Unfolding 結果與響應函數 Folding，再與
原始量測計數進行比較

表 3：局部屏蔽安裝前的中子計數與修正後的結果(Corrected results：Measurements normalized to 6.5cm)

Unit：cps	Bare	1.5cm	2cm	2.5cm	3cm	3.5cm	4cm	5cm	6.5cm	8cm	9cm	10cm	2C2.5_6.5	2P2.5_6.5	2P3_6.5	3P4_6.5
Measurements	6.21	7.65	7.72	7.92	7.68	7.94	8.79	9.28	9.62	7.78	7.05	7.49	7.68	12.42	14.20	15.67
Error(%)	14.75	9.25	10.05	14.13	11.13	8.63	11.94	12.78	9.97	8.56	12.92	8.02	14.06	12.27	8.69	8.34
Corrected results	6.20	8.90	9.13	8.32	8.45	10.32	10.69	9.37	9.62	7.38	5.80	6.71	6.97	11.59	11.86	12.56
Error(%)	14.75	9.25	10.05	14.13	11.13	8.63	11.94	12.78	9.97	8.56	12.92	8.02	14.06	12.27	8.69	8.34

表 4：局部屏蔽安裝後的中子計數與修正後的結果(Corrected results：Measurements normalized to 6.5cm)

Unit：cps	Bare	1.5cm	2cm	2.5cm	3cm	3.5cm	4cm	5cm	6.5cm	8cm	9cm	10cm	2C2.5_6.5	2P2.5_6.5	2P3_6.5	3P4_6.5
Measurements	4.71	5.58	5.84	6.14	7.02	6.68	7.6	7.08	7.01	6.20	5.76	5.74	5.67	8.19	9.27	9.95
Error(%)	9.88	9.05	8.99	9.28	9.49	8.72	7.75	9.80	7.91	8.73	8.67	8.81	7.76	9.31	9.41	9.68
Corrected results	5.18	6	5.89	6.9	7.62	7.57	8.22	7.66	7.01	6.86	6.75	5.21	5.9	8.42	10.18	11.4
Error(%)	9.88	9.05	8.99	9.28	9.49	8.72	7.75	9.80	7.91	8.73	8.67	8.81	7.76	9.31	9.41	9.68

37

表 5：局部屏蔽安裝前-Unfolding 後中子通量與中子劑量之能量分佈

Neutron		Total	$E_n < 0.5 \text{ eV}$	$0.5 \text{ eV} < E_n < 10 \text{ keV}$	$10 \text{ keV} < E_n < 10 \text{ MeV}$	$E_n > 10 \text{ MeV}$
Flux ($\text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$)	Initial	5.87E-01	24.6%	14.6%	30.4%	30.4%
	ISO	7.49E-01	24.6%	14.6%	30.4%	30.4%
	PAR	6.13E-01	21.4%	14.4%	31.4%	32.9%
$H^*(10)$ ($\mu\text{Sv h}^{-1}$)	Initial	4.65E-01	1.1%	0.9%	44.3%	53.8%
	ISO	5.93E-01	1.1%	0.9%	44.4%	53.7%
	PAR	5.12E-01	0.9%	0.8%	43.5%	54.8%

表 6：局部屏蔽安裝後-Unfolding 後中子通量與中子劑量之能量分佈

Neutron		Total	$E_n < 0.5 \text{ eV}$	$0.5 \text{ eV} < E_n < 10 \text{ keV}$	$10 \text{ keV} < E_n < 10 \text{ MeV}$	$E_n > 10 \text{ MeV}$
Flux ($\text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$)	Initial	4.05E-01	21.1%	12.9%	30.7%	35.3%
	ISO	6.24E-01	21.1%	12.9%	30.7%	35.3%
	PAR	5.05E-01	21.1%	13.0%	30.8%	35.1%
$H^*(10)$ ($\mu\text{Sv h}^{-1}$)	Initial	3.56E-01	0.8%	0.7%	41.3%	57.2%
	ISO	5.49E-01	0.8%	0.7%	41.3%	57.2%
	PAR	4.43E-01	0.8%	0.7%	41.6%	56.8%

38

表 7：局部屏蔽安裝前之 Unfolding 結果與響應函數 Folding，與原始量測計數之差值與修正率

NO shielding	Bare	1.5cm	2cm	2.5cm	3cm	3.5cm	4cm	5cm	6.5cm	8cm	9cm	10cm	2C2.5_6.5	2P2.5_6.5	2P3_6.5	3P4_6.5	
ISO	計數差	1.98	1.71	1.85	1.97	2.06	2.12	2.13	2.07	1.87	1.63	1.48	1.34	1.43	2.26	2.59	2.65
	修正率	27.7%	27.7%	27.7%	27.7%	27.8%	27.8%	27.8%	27.7%	27.7%	27.7%	27.7%	27.7%	27.7%	27.6%	27.6%	27.6%
PAR	計數差	-0.79	-0.20	-0.05	0.08	0.20	0.30	0.38	0.49	0.55	0.53	0.51	0.47	0.47	0.63	0.70	0.78
	修正率	-9.6%	-2.4%	-0.6%	0.8%	2.0%	3.0%	3.7%	5.0%	6.3%	7.2%	7.7%	8.0%	7.2%	6.9%	7.4%	7.6%

表 8：局部屏蔽安裝後之 Unfolding 結果與響應函數 Folding，與原始量測計數之差值與修正率

NO shielding	Bare	1.5cm	2cm	2.5cm	3cm	3.5cm	4cm	5cm	6.5cm	8cm	9cm	10cm	2C2.5_6.5	2P2.5_6.5	2P3_6.5	3P4_6.5	
ISO	計數差	2.27	2.06	2.26	2.44	2.58	2.68	2.73	2.72	2.53	2.26	2.08	1.91	1.96	3.11	3.59	3.68
	修正率	54.5%	54.5%	54.4%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.5%	54.4%	54.4%	54.4%
PAR	計數差	1.18	1.29	1.42	1.52	1.61	1.66	1.68	1.66	1.51	1.32	1.19	1.07	1.14	1.59	1.65	1.80
	修正率	24.8%	25.3%	25.4%	25.4%	25.5%	25.5%	25.5%	25.5%	25.5%	25.4%	25.3%	25.2%	25.3%	25.2%	25.1%	25.0%

五、傳統中子偵檢器的高能中子劑量低估修正案例分析

由先期計畫“高能中子指標量測程序與劑量低估修正的實際案例分析”中，已計算出 PE 波那圓柱(本計畫名為 6.5 cm)與 PE+Pb 波那圓柱(本計畫名為 2P2.5_6.5)在 245 個輻射工作場的能譜修正因子，並分別以高能中子比例(圖 34)以及 PE+Pb 波那圓柱與 PE 波那圓柱的讀值比(圖 35)作出高能中子能譜指標作圖。

假設在能譜未知的情況下，PE 波那圓柱在經過 Cf-252 校正射源校正後的偵檢器校正因子為 $0.0427 \mu\text{Sv/h/cps}$ ，如表 3、表 4 所示，本計畫於局部屏蔽安裝前的 PE 計數為 9.62 cps，PE+Pb 的計數為 12.42 cps；局部屏蔽安裝後的 PE 計數為 7.01 cps，PE+Pb 的計數為 8.19 cps，因此量測劑量率(PE 計數 \times 校正因子)分別為局部屏蔽安裝前 PE： $0.411 \mu\text{Sv/hr}$ ，局部屏蔽安裝後 PE： $0.299 \mu\text{Sv/h}$ 。高能中子指標方面(PE+Pb / PE)，局部屏蔽安裝前為 1.291；局部屏蔽安裝後為 1.168，透過圖 35 的修正因子公式可獲得局部屏蔽安裝前的修正因子為 2.327；局部屏蔽安裝後的修正因子為 1.766，因此，在量測位置點若使用 PE 波那圓柱作為劑量計時，局部屏蔽安裝前劑量率應修正為 $0.956 \mu\text{Sv/h}$ ；局部屏蔽安裝後劑量率應修正為 $0.528 \mu\text{Sv/h}$ (表 9)。

在能譜已知的情況下，選擇原始計算能譜來計算高能中子比例，可獲得局部屏蔽安裝前高能中子比例為 53.8%；局部屏蔽安裝後高能中子比例為 57.2%，透過圖 34 的修正因子公式可獲得局部屏蔽安裝前的修正因子為 1.950；局部屏蔽安裝後的修正因子為 2.121，因此，在量測位置點若使用 PE 波那圓柱作為劑量計時，局部屏蔽安裝前劑量率應修正為 $0.801 \mu\text{Sv/h}$ ；局部屏蔽安裝後劑量率應修正為 $0.634 \mu\text{Sv/h}$ (表 9)。

在模擬分析方面，將計算所得之原始能譜與中子劑量轉換因子進行 Folding，可得知量測位置之劑量率，如表 4 與表 5 所示，在局部屏蔽安裝前的中子劑量率為 0.465 $\mu\text{Sv/h}$ ；在局部屏蔽安裝前的中子劑量率為 0.356 $\mu\text{Sv/h}$ (表 9)。

不論是已知或未知能譜的情況下，透過修正因子修正後的 PE 劑量率皆向上調整(大約 2 倍)，主要就是因為 PE 偵檢器對於高能中子(>10MeV)的偵測能力不佳，修正後與修正前的劑量差幾乎就是高能中子的部分。在未知能譜的劑量修正過程中，因 PE 與 PE+Pb 之間的反應函數在小於 10 MeV 的部分幾乎雷同，所以上修的部分主要在大於 10 MeV 的響應函數上；在已知能譜的劑量修正過程中，利用大於 10 MeV 的已知劑量比例來修正原本沒有考慮到大於 10 MeV 的部分，此亦為加入考量高能中子後的結果。最後結果整理：(1)局部屏蔽安裝前，PE 圓柱(Cf-252 校正)量測的劑量率為 0.411 $\mu\text{Sv/h}$ ，利用未知能譜的劑量修正技術則上升為 0.956 $\mu\text{Sv/h}$ ；利用已知能譜的劑量修正技術則上升為 0.801 $\mu\text{Sv/h}$ 。相較之下，直接由模擬計算預期的劑量率為 0.465 $\mu\text{Sv/h}$ ，經由能譜測量換算成劑量率則為 0.512-0.593 $\mu\text{Sv/h}$ 。(2)局部屏蔽安裝後，PE 圓柱(Cf-252 校正)量測的劑量率為 0.299 $\mu\text{Sv/h}$ ，利用未知能譜的劑量修正技術則上升為 0.528 $\mu\text{Sv/h}$ ；利用已知能譜的劑量修正技術則上升為 0.634 $\mu\text{Sv/h}$ 。相較之下，直接由模擬計算預期的劑量率為 0.356 $\mu\text{Sv/h}$ ，經由能譜測量換算成劑量率則為 0.443-0.549 $\mu\text{Sv/h}$ 。二案例皆顯示高能中子修正是有效的，修正後 PE 圓柱(Cf-252 校正)量測的結果不再有低估現場真正中子劑量(模擬或測量)的情況，也間接證明了先期計畫“高能中子指標量測程序與劑量低估修正的實際案例分析”，在傳統偵檢器的劑量修正部分仍有相當程度的可靠度，以及整個計畫於量測與分析上的準確性。

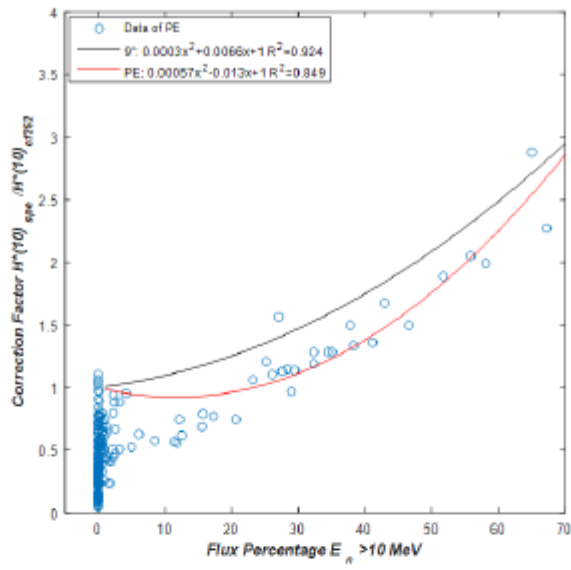


圖 34：PE 波那圓柱之能譜修正因子與高能中子比例之關係

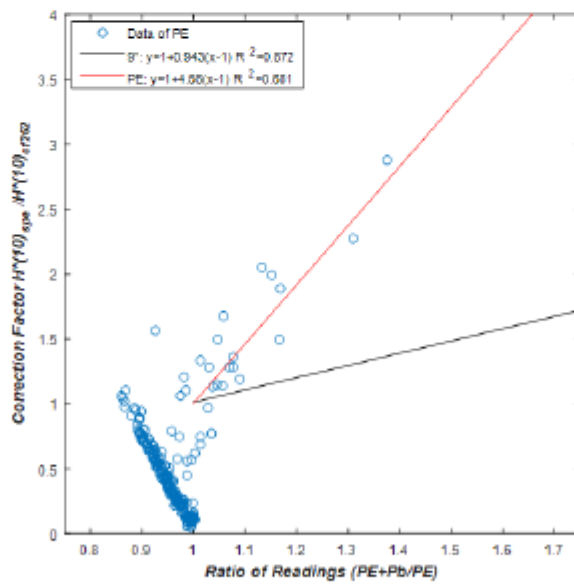


圖 35：PE 波那圓柱之能譜修正因子與 PE+Pb 和 PE 波那圓柱的讀值

比之關係

表 9：局部屏蔽安裝前後劑量率相關修正參數

	局部屏蔽安裝前	局部屏蔽安裝後
(a) PE 計數(cps)	9.62	7.01
(b) PE 量測計量率($\mu\text{Sv/h}$)	0.411	0.299
(c)未知能譜之 PE+Pb / PE 高能中子能譜指標(x)	1.291	1.168
(d)未知能譜之修正因子(y)	2.327	1.766
(e)未知能譜劑量率修正($\mu\text{Sv/h}$)	0.956	0.528
(f)已知能譜之高能中子比例(x)	53.8	57.2
(g)已知能譜之修正因子(y)	1.950	2.121
(h)已知能譜劑量率修正($\mu\text{Sv/h}$)	0.801	0.634
(i)模擬分析所得之劑量率($\mu\text{Sv/h}$)	0.465	0.356
(j)能譜量測所得之劑量率($\mu\text{Sv/h}$)	0.512-0.593	0.443-0.549

肆、結論與未來方向

本次計畫以按合約完成(1)235 MeV 質子源設施之中子輻射場分析；(2) 3 GeV 電子源設施之中子輻射場分析；(3)比較二種類型加速器設施的中子輻射場差異；(4)進行 3 GeV 電子源設施之主體屏蔽外中子能譜量測；(5)傳統中子偵檢器的高能中子劑量低估修正案例分析。

在 3 GeV 電子源設施中，理論模擬計算與實驗量測吻合度高，結果亦顯示高能中子不可忽略，且可能在整個劑量分析上佔據一半以上的劑量貢獻，其能譜分析顯示，3 GeV 電子源設施屏蔽外產生的中子在數百 MeV 的能量範圍相當顯著，是輻射防護的重點，在熱中子能量附近雖一樣有峰值，但考量劑量轉換因子後，並非主要劑量來源。在 235 MeV 質子源設施中，亦有機會產生高能中子 (>10MeV)，但其量在治療室迷道外並不顯著，至於主體屏蔽牆外的高能中子是否真的如模擬分析所展現的少量，未來仍可透過分析模型的改良或實地量測進行深入探討。

本計畫經由兩項設施之分析能譜瞭解其差異，並透過 3 GeV 電子源設施之主體屏蔽外中子能譜量測進行原始模擬能譜的調整，結果顯示，使用 Parallel 的響應函數比 Isotropic 的更能貼近真實的中子入射狀態，但現場真實入射角度分布應介於二種極端情況之間。透過傳統中子偵檢器的高能中子劑量低估修正，可確認先期計畫“高能中子指標量測程序與劑量低估修正的實際案例分析”，在傳統偵檢器的劑量修正部分仍有相當程度的可靠度，同時，將模擬分析所得之量測位置劑量率與前述兩者相比，亦相當接近，此結果表示本研究

不論是實驗或模擬方面皆可互相驗證，並具有準確性。

伍、參考文獻

(略)