



財團法人 中華民國輻射防護協會

# 輻射防護簡訊

第 165 期

出刊日期 110 年 10 月 15 日

## 本期內容

### 談銨-89 用於骨轉移疼痛治療

1

骨轉移是晚期癌症患者常需面對的一個問題，雖然骨轉移本身很少會致命，但伴隨骨轉移而來的疼痛等，會影響病患的生活品質外，也會讓後續的治療增加困難。因此，若能對骨轉移給予適當的處理，對患者的生活品質提升與治療都是有相當助益的。

### 迴旋加速器核醫藥物產製設施的二次中子與混凝土活化

4

我國現有 13 部迴旋加速器放射性物質生產設施，利用(p,xn)核反應產製 F-18、Ga-68、Mo-99 與 Tc-99m 等核醫藥物，(p,xn)反應的二次中子會對加速器本體與周遭物質造成不同程度的活化，作者以 FLUKA 蒙地卡羅程式探討其活化的特性，有利於不同設施或運轉的參考，並用於加速設施除役的規劃與分析。

### 訓練班課程

10

公告本會各項訓練班開課時間

### 輻協新聞廣場

11

各項證照考試資訊、國內產官學界最新消息、以及近日全球輻防新聞

### NCRP-185 對涉及人類受試者研究的輻射風險評估與溝通介紹

14

本期電子報摘述 NCRP 185 號內容，是對參與輻射有關研究的受試者其輻射風險評估與溝通的介紹，是一份獨特的文件，提供涉及對人受試者游離輻射整體研究的發展、評估與執行。

### 淺談核電廠除役最終狀態偵檢之獨立確認調查

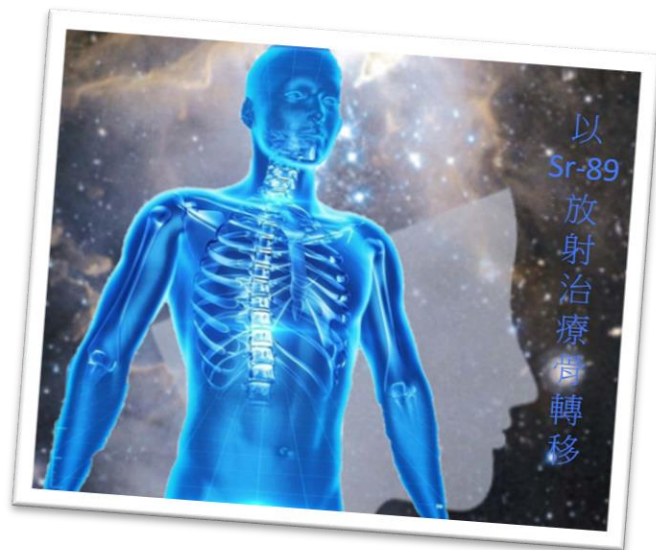
16

核電廠除役最終狀態偵檢是當除役核電廠在完成除污、解體、拆除、整治等作業之後，設施經營者為了證實殘留於廠址中的放射性污染符合管制機關所訂定之標準，必須執行的廠址輻射偵檢及調查活動，因此最終狀態偵檢扮演除役核電廠各項輻射調查中最後且重要的關鍵。

# 談銥-89 用於骨轉移疼痛治療

作者 俞長青

高雄榮民總醫院核子醫學科組長



## 前言

腫瘤個案在治療過程中，最擔心的是癌細胞的復發與轉移，當癌症發生骨頭轉移，代表疾病的惡化。不過隨著近年來醫藥進步，癌症即使發生骨轉移，還是可以透過許多綜合治療的方式，達到抑制腫瘤、減緩疼痛並且延長生命，銥-89 就是骨轉移疼痛治療方

法之一。

Sr-89(銥-89)治療是以放射性同位素 Sr-89 靜脈注射方式進行。Sr-89 放出最大能量 1.46 MeV 的 $\beta$ 射線，平均能量為 0.58 MeV，在軟組織中射程約 2.4mm。另外還有不到 0.01%，主要能量為 0.91 MeV 的 $\gamma$ 射線。銥-89 與鈣同為鹼土族，是具有高度親骨性的

放射性同位素，進入體內後同鈣離子一樣參加骨礦物質的代謝過程。靜脈注射後，銥-89 會濃聚在骨轉移灶局部，其在轉移灶中的濃聚密度是正常骨組織的 2 ~ 25 倍，並會滯留在轉移灶中通過 $\beta$ 射線來殺死癌細胞，縮小或減少病灶，起到鎮痛和抑癌作用，提高晚期腫瘤患者的生存質量，甚至延長生命時間，是目前臨床應用於全身多發骨轉移最好的方法之一，因此也美稱其名為「骨轉移灶的剋星」。應用銥-89 治療骨轉移，由於其所發射的 $\beta$ 射線在組織中的作用距離短，不會損傷周圍正常的組織或器官，但對部分患者可能出現骨髓抑制。一般在治療後約 20%~30% 的病人可能有白血球細胞和血小板減低，多數在 2~3 月後可恢復到治療前的水平，此外無明顯不良反應，因此，銥-89 用於骨轉移治療是安全的。

為同位素特異性的濃聚在骨轉移灶，靶向殺傷腫瘤細胞，對周圍組織損害與副作用反應少，不僅止痛效果好，



圖一 骨轉移可用放射治療方式(引用照護線上-陳冠文醫師)

而且對骨轉移灶有消除和縮小的作用；治療方法簡便直接靜脈推注。靜脈注射放射性同位素常用的治療骨轉移的放射性核素有 Sr-89 與 Sm-153(釷-153)·與 P-32(磷-32)等·而以 Sr-89(SrCl<sub>2</sub>)治療骨轉移灶引起的骨骼疼痛最常使用·且已經通過美國食品衛生管理局 (FDA) 的驗證。而核醫科醫師在治療此類病人時·需對疾病整個自然病程有充分了解·並與臨床醫師隨時保持密切聯繫。其治療成骨性骨轉移瘤的有效率為 80% ~ 90%·尤其是對於原發腫瘤為攝護腺癌、乳腺癌和肺癌患者·療效更好。

常用的治療骨轉移的放射性藥物有銻-89 和釷-153。銻-89 在注射後 10 天左右在骨轉移部位的聚集量達到高峰·止痛出現的時間較慢·但維持時間長·大約在 3~15 個月之間·平均能維持 6 個月。釷-153 在注射後三天左右在骨轉移部位聚集量達到高峰·止痛出現時間較快·止痛作用維持時

間約 1 個月。

以 Sr-89 治療骨轉移疼痛要考慮的條件孕婦與有哺乳需求的婦女絕對禁止·以及若病人有脊髓壓迫或病理性骨折的危險時·必須要合併有其他保護措施才能使用 Sr-89。另外·若病人的 1. 血紅素過低 (Hgb < 10gm/dL)·或 2. 白血球低下 (WBC < 3,000/ $\mu$ L)·或 3. 血小板低下 (PLT < 60,000/ $\mu$ L)·或 4. 腎功能變差 (GFR < 30mL/min) 的患者也不建議用 Sr-89 治療骨轉移疼痛。

病人須配合的事先準備要項

除前述要點外·銻-89 治療骨轉移疼痛的病人事先需要的準備如下:

1. 在治療前·病人要備有 4 至 8 週內的骨骼掃描報告·確定在疼痛的部位有成骨性放射活性增加的表現。「成骨性轉移」(osteoblastic metastasis): 指的是在骨骼掃描

(bone scan)上·因腫瘤轉移到骨骼致使放射活性增加的病灶；在其它的檢查則可能表現出成骨(osteoblastic)或蝕骨(osteolytic)的影像。

2. 骨骼掃描上的表現要與病理學檢查和其他影像配合·確定沒有可能造成脊髓壓迫或病理性骨折的病灶存在。若有上述情形·則必須合併局部放射治療或外科處理後無虞且有其他疼痛的成骨性病灶的情況下·才可以使用 Sr-89 治療。

3. 一般而言·病患接受 Sr-89 治療的前後一段時間最好不要接受骨髓抑制作用的治療·例如化學治療(治療前 6~8 週·治療後 6~12 週)及全身放射治療(治療前三個月內·局部放射療法則不在此限)·以避免造成嚴重的白血球及血小板過低(leukopenia and thrombocytopenia)。

4. 治療前 7 天先作血球計數檢查·血小板至少要在 60,000/ $\mu$ L 以上·最好在 100,000/ $\mu$ L 以上；白血球至少 2,400-3,000/ $\mu$ L·最好 5,000/ $\mu$ L 以上；顆粒性球(granulocyte)要大於 2,000/ $\mu$ L；血紅素則建議在 10gm/dL 以上。若低於這水準雖非 Sr-89 的絕對禁忌·但有感染及出血的危險。

5. 在使用 Sr-89 之前·病人的疼痛症狀應嚴重到以經限制日常活動以及使用麻醉性止痛藥(narcotic analgesia)才能控制的程度。

6. 正處於瀰漫性血管內凝血異常(disseminated intravascular coagulation, DIC)下的病人·若接受 Sr-89 治療·有產生嚴重血小板低下甚至死亡的危險。



圖二 孕婦與有哺乳需求的婦女絕對禁止(圖引用 Pixabay)





圖三 銥-89 治療骨轉移疼痛的病人事先需要的準備與注意事項

7. 高血鈣並不影響 Sr-89 治療，但如有給予 Bisphosphonates 藥物，則建議停藥 48 小時後再施打 Sr-89，至於補充鈣片的病人宜停用一星期再接受 Sr-89 治療。

8. 藥物最好經由靜脈管路 (i.v. line) 注射以防滲漏 (infiltration)，以減低注射人手部暴露劑量，並利於將所有 Sr-89 完全注射進入體內。

9. 若預計病人的存活期短於 4 至 6 週的話，則不建議接受 Sr-89 治療。

10. 一般建議的劑量是 1.5~2.2 MBq/kg，但是對腎功能不正常的病人斟酌減低劑量，或對轉移情況嚴重者稍加劑量，這方面並無絕對準則。

#### Sr-89 治療病人其他須注意事項

1. 病人應被告知，Sr-89 對腫瘤骨轉移引起之疼痛有效率在 60%-80% 之間，但要完全解除疼痛的機會不高。

2. 病人應被告知，這並非治療性措施

(即疾病無法因此而治癒—雖然部分癌細胞可被殺死)，只是針對疼痛的緩和性治療。

3. 病人應了解兩個主要的副作用：

(1) 在注射後 21 天內 (多半是在三天內，僅有少數人在第二週後才發生) 可能有骨骼疼痛加劇的情形 (flare)，並持續 2~5 天，因此早期必要時仍應繼續服用止痛藥。

(2) 可能會有白血球、血小板下降的現象，甚至產生感染或出血，此症狀可以治療改善 (如輸血)。

4. 疼痛減輕的效果，可能要到注射後的第二週，甚至晚至 28 天之後才開始產生。

5. 病人飲食不需作改變。另外 80%-90% 的劑量會在注射後的 48 小時內從尿液排出，所以一週內，衣物、毛巾要小心避免受尿液污染，病人衣物必要時與他人的衣物分開清洗；而如廁

時建議採坐姿、如廁後要仔細沖洗二次。

6. 照顧病人的醫護人員、家屬宜戴手套，小心處理病人的分泌物、排泄物以及血液。

7. 對於尿失禁的病人，接受治療前應先放置導尿管，直到施打後 3~4 天再移除。期間宜頻繁更換尿袋。

8. 近期的化療或全身性的放射性療法可能會促使 Sr-89 治療引起的白血球及血小板低下的情形惡化；

9. Sr-89 骨骼疼痛的治療不可單獨用於任何單一病灶 (尤其是四肢骨) 被侵犯的程度超過 50%，或是疼痛的原因是起因於病理性骨折的病患。

最後，注射後兩週起每隔 1-3 週追蹤一次，至注射後 12-16 週止 (或者有看到骨髓造血功能有明顯恢復的情形)，每次建議至少抽血追蹤白血球及血小板。

# 迴旋加速器核醫藥物產製設施 的二次中子與混凝土活化

房博文<sup>1</sup>、王冠文<sup>1</sup>、謝滢憶<sup>1</sup>、黃茹絹<sup>2</sup>、許榮鈞<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 國立清華大學核子工程與科學研究所

<sup>2</sup> 原子能委員會輻射防護處

## 摘要

國內現有 13 部迴旋加速器放射性物質生產設施，其加速粒子能量介在 9.6 到 30 MeV 之間。這些加速器中有 7 部具有自屏蔽的設計，6 部為無自屏蔽設計的設施。彙整上述設施的核醫藥物產製情節，下列(p,xn)核反應最為常見： $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ 、 $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ 、 $^{68}\text{Zn}(p,2n)^{67}\text{Ga}$ 、 $^{69}\text{Ga}(p,2n)^{68}\text{Ge}$ 、 $^{100}\text{Mo}(p,pn)^{99}\text{Mo}$ 、 $^{100}\text{Mo}(p,2n)^{99m}\text{Tc}$ 、 $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$ 、 $^{112}\text{Cd}(p,2n)^{111}\text{In}$ 、 $^{203}\text{Tl}(p,3n)^{201}\text{Pb}$ 、 $^{124}\text{Xe}(p,2n)^{123}\text{Cs}$ 、 $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$ 。(p,xn)核反應伴隨產物生成的二次中子會對加速器本體與周遭物質造成不同程度的活化，深入了解此一現象對於加速器維修人員輻射防護與設施除役規劃相當重要。為了可靠且全面性地評估臺灣迴旋加速器同位素產製設施的活化潛勢，針對二類設施(有無自屏蔽)與不同產製情節，本研究利用 FLUKA 蒙地卡羅程式探討從核反應截面、核種產率、二次中子的生成與遷移、周遭中子輻射場、以及最後物質活化的物理過程與其特性。分析結果指出，當二次中子產率歸一化後，不同產製情節的中子分布與活化特性具有高度的相似性。此一特性有利於不同設施或運轉情節活化分析結果的互相參考引用，可在合理誤差範圍內減少不必

要的類似計算，加速設施除役的規劃與分析。

**關鍵字：**物質活化、蒙地卡羅模擬、迴旋加速器、(p,xn)核反應、設施除役

## 緒論

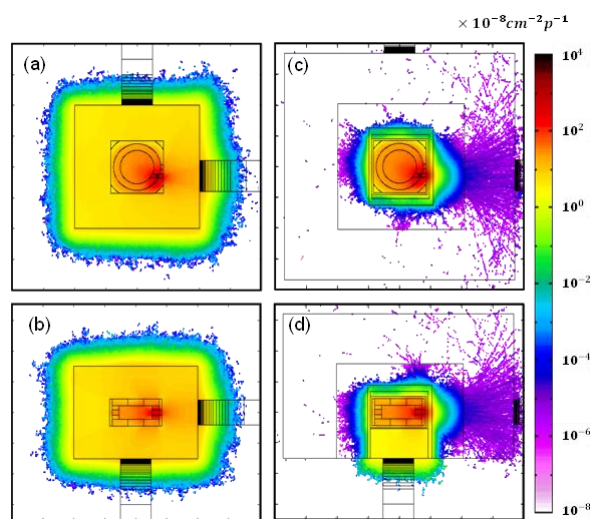
目前國內共設有 13 部迴旋加速器放射性物質生產設施，其輸出質子能量介於 9.6-30 MeV，且其中過半數設施自啟用迄今已逾 15 年。由於迴旋加速器生產設施在運轉過程中因核反應誘發二次中子生成，中子遷移會造成迴旋加速器本體、屏蔽或建築物結構體等不同程度的活化。隨著加速器本身逐漸接近使用規劃週期，終將面臨永久停用與拆除問題，關於放射活化殘存量評估技術將是未來設施除役規劃與準備的重點之一。

針對核醫藥物產製設施的除役問題，迴旋加速器本體因近距離受到運轉伴隨二次中子經年累月的照射，可以預期靶材與部分加速器組件因活化程度較高而必須視為放射性廢棄物來處置。迴旋加速器本體可以整組移除另尋合適地點安全貯放；相對而言，設施經營者最關心的除役問題應是加速器室建築物的活化程度。若是低於豁免管制量，則原有空間可不受限制另作安

排；若是高於豁免管制量，則建物只能限制用途使用或是必須刨除活化程度較高的混凝土表層以符合法規要求。針對迴旋加速器核醫藥物產製設施的建物混凝土活化，文獻研析指出最重要的核種包括： $\text{Mn-54}$  ( $T_{1/2}=0.85\text{y}$ )、 $\text{Fe-55}$  ( $T_{1/2}=2.74\text{y}$ )、 $\text{Co-60}$  ( $T_{1/2}=5.27\text{y}$ )、 $\text{Cs-134}$  ( $T_{1/2}=2.07\text{y}$ )、 $\text{Eu-152}$  ( $T_{1/2}=13.54\text{y}$ )及  $\text{Eu-154}$  ( $T_{1/2}=8.59\text{y}$ )等，因其較長的半衰期可能導致除役後續處理的困難而需特別注意[1]。

文獻中有關迴旋加速器核醫藥物產製設施活化分析的論文不少，有利用數值計算的評估，也有基於實驗量測的研究。實驗的部分有直接混凝土鑽心取樣的核種測量，也有間接中子測量以推估混凝土的活化程度。至於數值計算，近年研究的評估方法主要利用蒙地卡羅模擬。文獻回顧的結果顯示絕大多數的研究都是針對單一特定設施並考量單一核反應通道，主要以 $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ 核反應為主，欠缺有系統地比較有無自屏蔽設計之加速器設施所造成的混凝土活化差異，也欠缺不同核反應通道核醫藥物產製所造成的混凝土活化差異。

以國內的迴旋加速器放射性物質生產設施為例，除了廠牌與型號不同之外，13 部設施有 7 部具有自屏蔽的設計，6 部為無自



屏蔽設計的設施。以核醫藥物產製的核反應通道來看，本研究專注於大量中子伴隨產生的(p,xn)核反應，主要以 $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ 最為常見，另外還有 $^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ 、 $^{68}\text{Zn}(p,2n)^{67}\text{Ga}$ 、 $^{69}\text{Ga}(p,2n)^{68}\text{Ge}$ 、 $^{100}\text{Mo}(p,pn)^{99}\text{Mo}$ 、 $^{100}\text{Mo}(p,2n)^{99}\text{mTc}$ 、 $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$ 、 $^{112}\text{Cd}(p,2n)^{111}\text{In}$ 、 $^{203}\text{Tl}(p,3n)^{201}\text{Pb}$ 、 $^{124}\text{Xe}(p,2n)^{123}\text{Cs}$ 、 $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$ 等核反應。有鑑於此，本研究特別針對上述文獻中相對欠缺的部份加以探討，研究結果將有利於整體了解國內迴旋加速器放射性物質生產設施的活化問題。為了能夠可靠且全面性地評估臺灣迴旋加速器同位素產製設施的物質活化潛勢，本研究利用 FLUKA 蒙地卡羅程式[2]深入探討從核反應截面、目標核種產率、二次中子的生成與遷移、周遭中子輻射場、以及最後物質活化的物理過程與輻射特性，分析結果並與文獻實驗或計算比較，驗證本研究所建立模型與參數的合理性。

### 簡化設施的模型

本團隊參考 IBA Cyclone KIUBE 100 機型，利用 FLUKA 程式建立一個簡化的加速器模型(圖 1)，靶材為 Nb 製圓柱容器充填 2.9 ml 的 O-18 水，靶室後端加入冷卻水區域，加速器主體主要包含磁鐵與銅製組件。同樣加速器模型放置在無自屏蔽及有自屏蔽的二種照射室中以利比較。如圖 2(a)(b)所示，無自屏蔽照射室為  $4 \times 4 \times 3 \text{ m}^3$  建物空間，各方向屏蔽厚度皆為 2 m 混凝土；自屏蔽設計參考 GE PETrace 概念，如圖 2(c)(d)所示，自屏蔽體由內到外為含硼聚乙烯、鉛與含硼水三區，其照射室空間尺寸為  $7.4 \times 7.4 \times 4.7 \text{ m}^3$ ，除地板維持 2 m 厚混凝土之外，其餘方向混凝土厚度縮減為 0.3 m。上述設施模型雖然簡化，但應能大致掌握整體設施的屏蔽設計，有效呈現設施運轉時的輻射場特性。

### 蒙地卡羅粒子模擬與活化分析

FLUKA 是一個多粒子全能量的蒙地卡羅程式，除了輻射遷移的模擬之外，同時也內建物質活化分析的能力[2]。以下簡述本研究使用的重要物理模型與程式設定提供

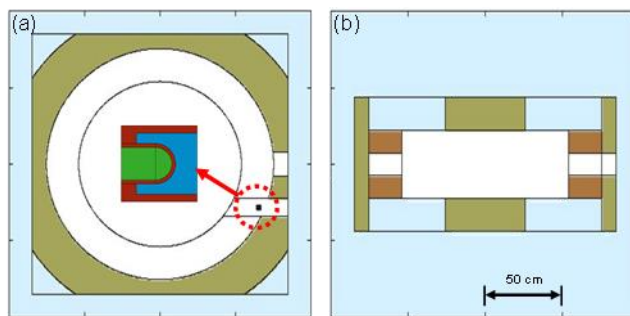


圖 1、簡化之迴旋加速器模型：(a)上視圖、(b)側視圖。

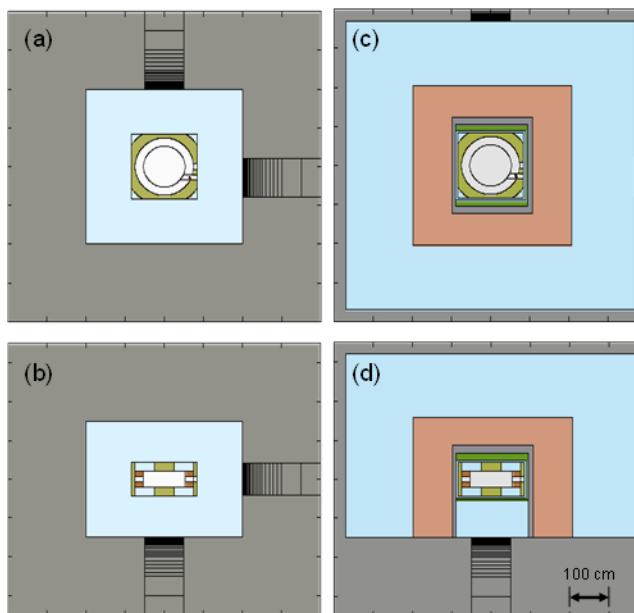


圖 2、簡化之迴旋加速器設施屏蔽模型：無自屏蔽設施的(a)上視與(b)側視圖；有自屏蔽設施的(c)上視與(d)側視圖。

讀者參考：首先我們選擇 NEW-DEFA 初始設定，此設定有效平衡模擬結果的正確性及計算效率。另外，配合本研究問題的特性，質子遷移能量閾值下調設為 1 MeV 並依建議開啟 EVAPORATION 與 COALESCEnce 物理模型來評估粒子遷移作用後的活化產物。FLUKA 的活化計算主要先由 RADDECAY 指令設定啟動，使用者可利用 IRRPROFI 與 DCYTIMES 建立質子束的照射與冷卻情節，最後利用 DCYSCORE、AUXSCORE 與 RESNUCLEI 來選擇計數有興趣的結果，包括在不同時間的核種種類與其活度，甚至是核種衰變放出之輻射產生的殘存劑量率。

針對前述指出的 6 種在混凝土活化中常見的核種：Mn-54、Fe-55、Co-60、Cs-134、Eu-152 與 Eu-154，其中的 Mn-54 與 Fe-55 分別由混凝土組成中的 Fe-54 透過(n,p)與(n,γ)反應產生，FLUKA 可以直接模擬並追蹤其隨時間的變化；其餘 4 個核種(Co-60、Cs-134、Eu-152 與 Eu-154)的產生是混凝土中微量元素透過(n,γ)反應生成。蒙地卡羅程式無法有效率直接模擬中子與微量元素的作用，因此本研究假設其母核均以 1 ppm 濃度存在於混凝土，再利用 FLUKA 計算所得之中子通率以解析方法間接估計其產生活度，此一方式亦經測試與 FLUKA 直接計算的結果一致。針對質子撞擊 O-18 產製 F-18 的反應，



上述模型設定的計算結果與 IAEA 報告[3] 的建議數據相當一致，合理確認 FLUKA 程式的預測能力與可信度。伴隨核種產生的同時亦有二次中子的生成，FLUKA 可以繼續追蹤這些二次中子的遷移及其與周遭各式物質的作用，因此使用者可以得到對於加速器運轉時設施周遭中子輻射場的完整描述，再透過 FLUKA 內建活化分析的功能，使用者也可以得到選定位置之物質活化的合理估計。

針對有無自屏蔽設施以及各種(p,xn)核反應產製情節，本研究利用 FLUKA 分析設施建物的混凝土活化。部分結果摘錄簡述於以下章節，從最重要的  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  反應所伴隨的二次中子產率及其空間分布為例開始，觀察有無自屏蔽設計設施的混凝土活化，再逐一考量其它核種產製反應所對應的二次中子特性與混凝土活化程度。本研究在中子產率歸一化的前提下從不同面向比較其異同，以利整體了解國內迴旋加速器放射性物質生產設施的活化概況。

## 結果與討論

### $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ 的二次中子產率及空間分布

混凝土不同位置與深度的累積中子通量與其對應引發之活化的程度息息相關。圖 3 為 FLUKA 模擬迴旋加速器運轉產製 F-18 的情況，呈現 18 MeV 質子撞擊靶材引發  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  反應伴隨產生之二次中子的空間分布。在無自屏蔽設施的案例中，正對射束方向之前向混凝土的中子通率明顯高於其它方向，在前向混凝土深度 1.5 m 處的中子通率約略與側向及地面方向 1 m 處的中子通率接近。另外，在有屏蔽設施的案例中，二次中子通率的分布則呈現不同的特性。經過自屏蔽的衰減後，前向及側向混凝土的中子通率顯著降低達數個數量級；值得注意的是，有屏蔽設施的地面方向混凝土的中子通率降幅不太明顯，因為該方向的額外屏蔽不多，只有 4 cm 的含硼聚乙烯，相較之下，本案例中的前向及側向自屏蔽厚度高達 1 m 以上，且由含硼聚乙烯、鉛與含硼水組合而成，可以相當有效衰減中子穿透。迴旋加速器運轉時的二次

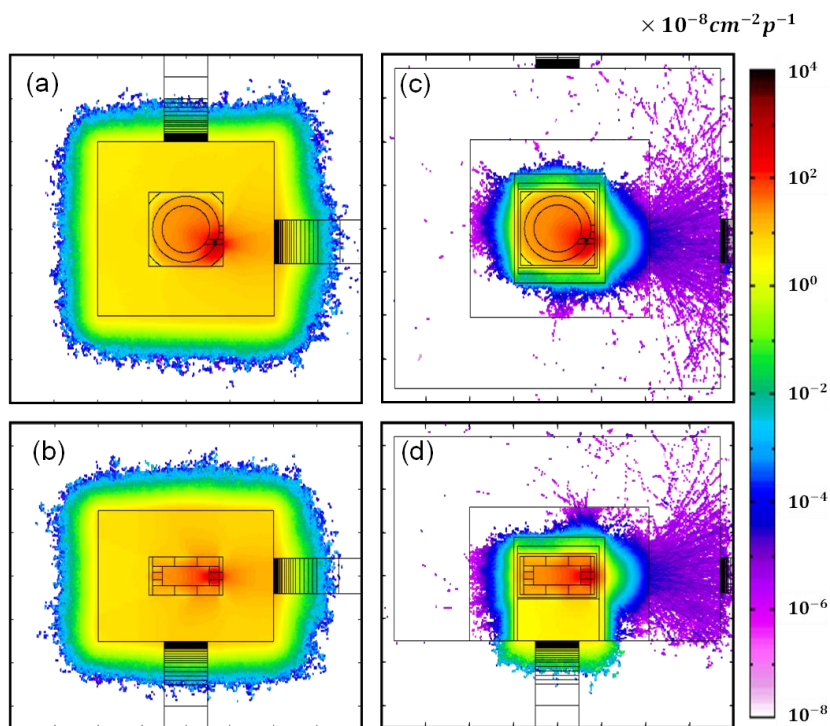


圖 3、迴旋加速器運轉時周遭二次中子分布：無自屏蔽設施的(a)上視與(b)側視圖；有自屏蔽設施的(c)上視與(d)側視圖。

中子能量與空間分布特性相當重要，因為正是這些中子造成設施周遭物質的活化。

### 設施混凝土的活化特性評估

針對前述迴旋加速器運轉產製 F-18 的情況，假設持續一年的運轉照射時間，FLUKA 預測設施混凝土的活化情況如圖 4 所示，其中考量的案例包括無/有自屏蔽設施的前向/側向/地面方向的混凝土表面的活化程度，並追蹤自照射結束後總比活度隨冷卻時間的變化。圖 4 顯示在照射結束時，無自屏蔽的前向混凝土的比活度最高，側向及地面方向混凝土次之，二者差異不大，與前述無自屏蔽設施的二次中子分布特性一致；在有自屏蔽設計的設施，地面方向混凝土的比活度最高，與無自屏蔽的地面方向混凝土比較僅減少約 50%，前向混凝土的比活度相較於無自屏蔽的前向混凝土則顯著降低約 6 個數量級，至於側向混凝土的活化，在本案例的模擬時間內尚未計數到任何活化核種。另外值得注意，圖 4 結果顯示無自屏蔽設施建物混凝土

土表層的活化可能累積超過法規豁免管制的標準，未來設施除役需特別考量與處置；至於有適當自屏蔽設計的設施，應該只有地板混凝土需要注意，其餘四周混凝土的活化預期會小於豁免管制標準，有利未來設施除役的規劃。

在圖 4 中總比活度隨冷卻時間的推移呈現數個肩膀形狀的下降，在 Log-Log 繪圖中每一個肩狀通常代表某單一核種主導的指數衰變。以無自屏蔽前向混凝土表面的活化為例，圖 5 呈現了不同冷卻時間總比活度的主導核種，冷卻時間自短至長的主要貢獻核種分別為 Al-28、Na-24、Ar-37、Fe-55 及 Ar-39。

由於 Mn-54 為文獻建議之混凝土活化重要核種，因此在圖中一併列出提供參考。前述核種 Al-28( $T_{1/2}=2.24$  min) 及 Na-24( $T_{1/2}=14.9$  h) 的半衰期相對短，Ar-37 及 Ar-39 則為惰性氣體，生成後會慢慢自混凝土中逸散，因此這 4 個核種對於設施除役的規劃相對不重要。

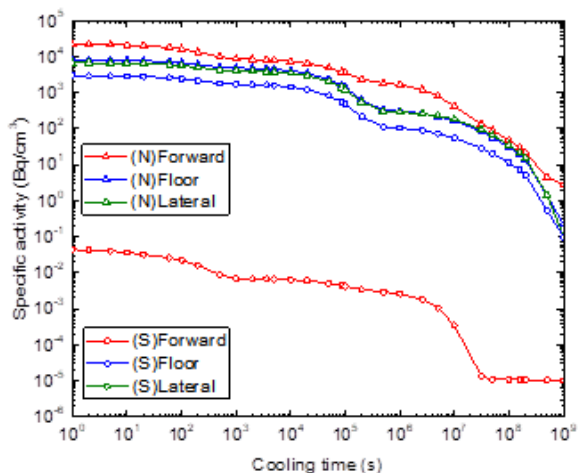


圖 4、迴旋加速器設施的混凝土活化預測(長時間運轉產製 F-18 的假想情節)：無自屏蔽(N)與有自屏蔽(S)設施的前向、側向與地面方向混凝土活化隨冷卻時間的變化。

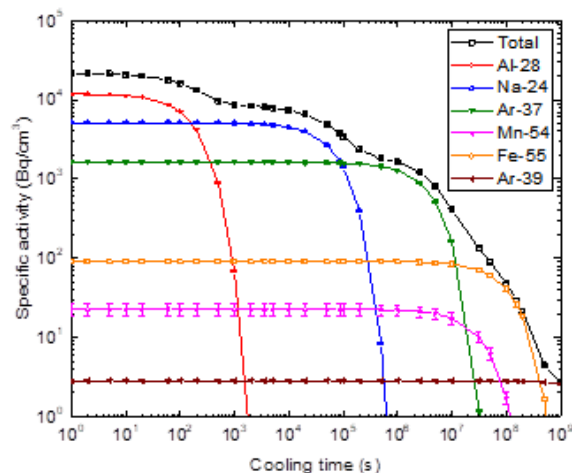


圖 5、迴旋加速器設施的混凝土活化預測(長時間運轉產製 F-18 的假想情節)：無自屏蔽前向混凝土表面活化在不同冷卻時間的主導核種。

針對圖 4 有無自屏蔽設施的其它方向混凝土亦有如圖 5 的分析，結果顯示不同時段總比活度的主導核種與圖 5 類似，惟其比活度的絕對值與圖 5 略有差異。

針對文獻建議在混凝土活化中的重要核種 (Mn-54、Fe-55、Co-60、Cs-134、Eu-152 與 Eu-154)，圖 6 顯示它們在無自屏蔽設施之前向混凝土與有自屏蔽設施之地面混凝土在照射結束時的比活度隨混凝土深度的變化。FLUKA 可以直接模擬 Mn-54 與 Fe-55 在混凝土中的生成與衰變，我們

亦可如微量元素一般，透過 FLUKA 計算所得之中子通率來估計，圖 6 證明二種算法的差異在合理統計誤差範圍，可以延伸佐證其它微量元素引發之核種估算的正確性。圖 6 中核種比活度隨混凝土深度的變化大致為先上升再下降，在無自屏蔽前向混凝土中的比活度最大值約在深度 10-15 cm 位置，在有自屏蔽地板混凝土的比活度最大值則出現在深度約 5-10 cm 位置。此一現象係因中子進入混凝土中逐漸減速所致，檢視圖中 6 個核種的產生機制，除了 Mn-54 是由 Fe-54 的(n,p)反應所產生，其

餘核種皆是透過(n,γ)反應生成，中子能量越低，其(n,γ)反應截面越高。Fe-54 的(n,p)反應則有發生閾值，必須是快中子才能引發此反應，因此 Mn-54 的比活度呈現隨混凝土深度增加而一直減少。

不同核種產製的反應截面與伴隨二次中子

前述活化分析是假設迴旋加速器輸出 18 MeV 質子撞擊靶材引發  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  反應的情節所得，其結果不一定適用於其它核種產製情節的設施引用參考。綜觀國內各迴旋加速器放射性物質生產設施目前的運作，除了最主要的  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  核反應之外，針對(p,xn)類別的反應，另外還有諸如

$^{68}\text{Zn}(p,n)^{68}\text{Ga}$ 、 $^{68}\text{Zn}(p,2n)^{67}\text{Ga}$ 、 $^{69}\text{Ga}(p,2n)^{68}\text{Ge}$ 、 $^{100}\text{Mo}(p,pn)^{99}\text{Mo}$ 、 $^{100}\text{Mo}(p,2n)^{99m}\text{Tc}$ 、 $^{89}\text{Y}(p,n)^{89}\text{Zr}$ 、 $^{112}\text{Cd}(p,2n)^{111}\text{In}$ 、 $^{203}\text{Tl}(p,3n)^{201}\text{Pb}$ 、 $^{124}\text{Xe}(p,2n)^{123}\text{Cs}$ 、 $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  等反應。

為了瞭解不同核種產製所引發之活化問題的差異，本研究亦利用 FLUKA 程式逐一探討這些核種產製過程的反應截面與伴隨二次中子的特性，結果彙整比較於圖 7 與圖 8。考量國內設施運轉的實況，本研究合理假設使用 18 MeV 質子撞擊  $^{18}\text{O}$  與  $^{15}\text{N}$  靶材用於產製  $^{18}\text{F}$  與  $^{15}\text{O}$ ，至於其它核醫藥物的產製則一律假設使用 30 MeV 質子(模擬核能研究所的 TR30/15 迴旋加速器)。

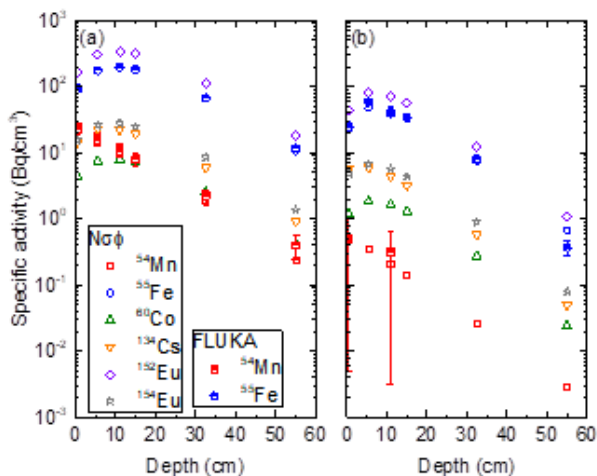


圖 6、迴旋加速器設施的混凝土活化預測(長時間運轉產製 F-18 的假想情節)：照射結束時，重要核種比活度隨混凝土深度的變化，(a)無自屏蔽設施之前向混凝土，(b)有自屏蔽設施之地面混凝土。



圖 7 呈現 FLUKA 模擬上述(p,xn)核反應過程所得之反應截面，並分別與 IAEA 建議值比較以呈現 FLUKA 模擬的能力與限制；圖 8 則呈現各反應模擬所得之二次中子能量分布，其中中子產率統一除以  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  核反應伴隨之中子產率( $5.46 \times 10^{-3} \text{ n/p}$ )，如此歸一化的處理可方便讀者直覺比較不同反應的異同。

整體而言，圖 7 顯示 FLUKA 應可合理模擬大部分核醫藥物產製的反應，雖然其內建核物理模型無法精確重現例如  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  與  $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  兩個核反應截面的共振結構，但可大致呈現整體趨勢。觀察 FLUKA 計算的反應截面與 IAEA 建議值的比較，除了  $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  的低能量區間差異較大，其餘反應的模擬誤差約略為 10-30%之間。若是積分截面以估計目標產物與二次中子產率的角度來看，則 FLUKA 的預測與 IAEA 結果差異更小，對絕大部分活化分析的實務應用而言可以接受。若是單純核醫藥物產製的模擬研究，文獻中有其它計算工具與方法可以得到更好的預測。但是，FLUKA 可以直接延續二次中子產生後的遷移模擬與活化分析，此一特色目前其它分析工具無法做到，這也是我們選擇 FLUKA 進行本研究的主因。

迴旋加速器運轉產製核醫藥物伴隨的二次中子是設施物質活化的源頭，充分了解射束照射期間二次中子的特性(產率、能量與角度分布)有利於評估設施物質活化的問題。針對前述各種核醫藥物產製反應過程的模擬，不同反應的中子產率差異頗大，其中最小的是 18 MeV 質子撞擊  $^{15}\text{N}$  反應的中子產率( $8.26 \times 10^{-4} \text{ n/p}$ )，最大的是 30 MeV 質子撞擊  $^{100}\text{Mo}$  反應的中子產率( $2.53 \times 10^{-2} \text{ n/p}$ )。雖然不同質子能量

與不同靶材組合的中子產率差異頗大，但若是將不同反應的中子產率歸一化之後，圖 8 比較結果顯示，整體而言，不同核醫藥物產製反應的二次中子能量的分布相似度頗高，絕大部分中子能量落在 0.1 到 10 MeV 之間，其平均能量約略為 2 MeV 左右。此一現象暗示，在環境類似的前提

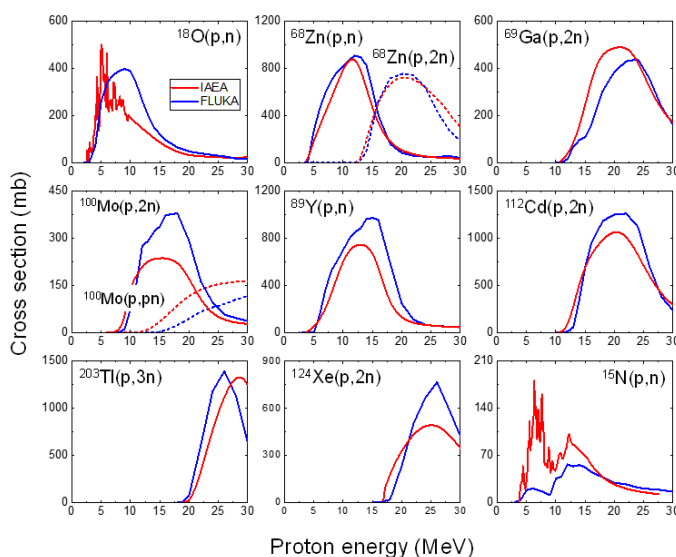


圖 7、FLUKA 模擬不同核種產製過程所得之反應截面，及其與 IAEA 建議值的比較。

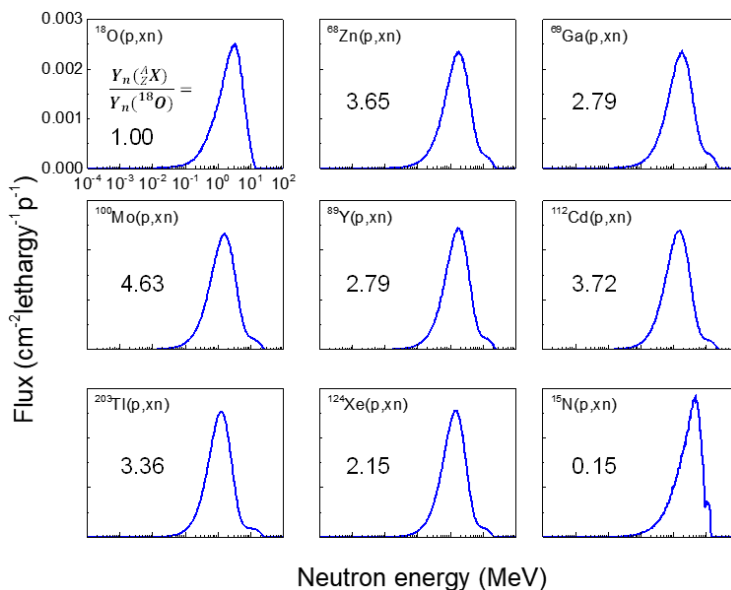


圖 8、FLUKA 模擬不同核種產製過程所得之二次中子能量分布，產率歸一化因子列於各別子圖。

下，若是將不同產製反應的中子產率歸一化後，後續中子引發的設施周遭物質活化特性應該也具有相當程度的相似性，下節提供一些案例的量化比較以為佐證。

### 不同核種產製的設施混凝土活化

圖 9 為 FLUKA 模擬 9 種不同靶材受到質子照射產製各種核醫藥物的設施混凝土活化比較，圖中呈現(當各反應中子產率歸一化之後)無自屏蔽設施前向混凝土表層與有自屏蔽設施地面混凝土表層的比活度隨冷卻

時間的變化。除了活度隨冷卻時間的變化，我們也有興趣了解混凝土不同深度的活化情況。以混凝土中的活化重要核種 Fe-55 為例，當各反應中子產率歸一化之後，圖 10 呈現無自屏蔽設施前向混凝土與有自屏蔽設施地面混凝土在照射結束時的 Fe-55 比活度隨混凝土深度的變化。圖 9 與圖 10 比較結果量化確認前述預測，若是將不同產製反應的中子產率歸一化後，設施周遭物質活化的情況會具有類似的特性與分布。

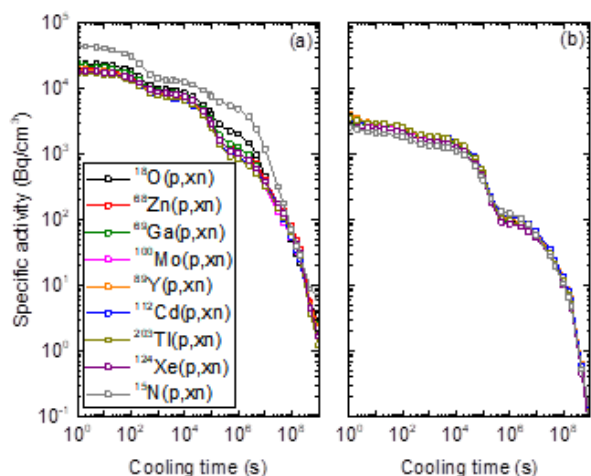


圖 9、中子產率歸一化後，不同核種產製的設施混凝土活化比較：(a)無自屏蔽前向混凝土表層與(b)有自屏蔽地面混凝土表層的比活度隨冷卻時間的變化。

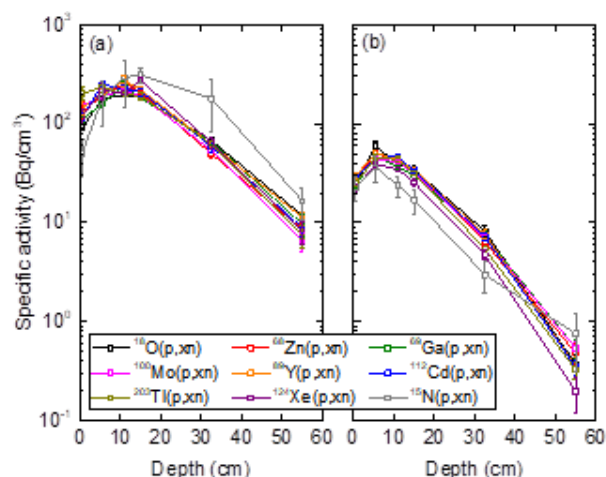


圖 10、中子產率歸一化後，不同核種產製的設施混凝土活化比較：(a)無自屏蔽前向混凝土與(b)有自屏蔽地面混凝土的 Fe-55 比活度隨深度的變化。

圖 9 比較顯示二個代表性位置混凝土中的活化核種種類與活度有高度的一致性，惟  $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  在無自屏蔽前向混凝土的模擬結果與其它反應有較大差異，推測肇因應與上節 FLUKA 模擬此反應的截面與伴隨二次中子特性有關。上節圖 7 顯示 FLUKA 模擬  $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  反應的預測能力較模擬其它反應略差，而且圖 8 歸一化中子能譜比較也顯示  $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  反應的平均二次中子能量較其它反應偏高(約為 3.68 MeV)，因此造成在無自屏蔽前向混凝土有較高比活度，此一差異在冷卻時間超過一年後就不明顯。同樣地，圖 10 的 Fe-55 空間分布比較也顯示 9 種不同靶材受到質子照射所引發之設施混凝土活化情況有相當的一致性，其中也是  $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$  的結果有較大差異，該反應因其中子產率最小，計算統計誤差也最大。

### 結論

本研究並非針對某一特定設施的輻射安全分析，而是期望透過合理簡化的模型綜觀探討臺灣迴旋加速器同位素產製設施的二次中子輻射場特性與設施混凝土的活化潛勢，以利未來相關設施除役的規劃與準備。檢視國內迴旋加速器同位素產製設施的現況，本研究針對加速器有無自屏蔽設計二類設施，考量 9 種靶材受到質子照射

引發(p,xn)反應產製不同核醫藥物的運轉過程，利用 FLUKA 模擬核種產率與伴隨二次中子的生成，接續追蹤中子與周遭加速器組件與設施混凝土的作用，並記錄物質活化的累積與衰變情況。

本研究首先探討利用 18 MeV 質子撞擊 O-18 產製 F-18 的情節， $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  反應是國內最多設施使用也是佔最多時間的運轉模式，詳細分析此反應的二次中子產率及其能量與空間的分布，觀察有無自屏蔽設計設施混凝土活化的差異，找出混凝土活化中不同冷卻時間總比活度的主導核種。分析結果亦顯示適當的加速器自屏蔽可有效降低周遭混凝土活化至豁免管制標準，有利簡化未來設施除役。

充分探討並建立基於  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  反應的設施活化性質作為參考之後，本研究再逐一考量其它核種產製過程所引發之二次中子特性與混凝土活化的差異。比較結果顯示，若將各種不同(p,xn)反應產生之二次中子產率歸一化後，設施混凝土活化的特性，不論是核種種類、核種比活度隨時間與深度的變化，整體而言均具有相當程度的相似性。此一活化性質的相似性有利於不同設施或不同核種產製運轉情節之活化分析結果的互相比對或推論引用，亦可在合理誤差範圍內減少重複性的類似計算。

### 參考文獻

1. A.M.J. Pasns and J.R. de Jong, "The Decommissioning of Cyclotron Facilities for the Production of Radionuclides in Nuclear Medicine", Chap. 9 in the book of A.W.J.M. Glaudemans et al. (eds), Quality in Nuclear Medicine, Springer (2017).
2. A. Ferrari, P. R. Sala, A. Fasso, and J. Ranft, "FLUKA: A Multiparticle Transport Code", CERN-2005-10, INFN/TC\_05/11, SLAC-R-773 (2005).
3. International Atomic Energy Agency (IAEA), "Charged Particle Cross-Section Database for Medical Radioisotope Production: Diagnostic Radioisotopes and Monitor Reactions", IAEA TECDOC No. 1211 (2001).



## 訓練班課程(110 年度)

放射性物質或可發生游離  
輻射設備操作人員研習班

### A 組 36 小時-許可類

**A3 高雄** 文化大學推廣部

8 月 03 日~8 月 10 日

**A4 新竹** 帝國經貿大樓

(取消)

### B 組 18 小時-登記類

**B13 高雄** 文化大學推廣部

7 月 28 日~7 月 30 日

**B14 台中** 文化大學推廣部

8 月 11 日~8 月 13 日

**B15 台北** 建國大樓

8 月 17 日~8 月 19 日

**B16 新竹** 帝國經貿大樓

8 月 24 日~8 月 26 日

**B17 高雄** 文化大學推廣部

9 月 28 日~9 月 30 日

**B18 台北** 建國大樓

10 月 19 日~10 月 21 日

**B19 新竹** 帝國經貿大樓

10 月 26 日~10 月 28 日

**B19-2 新竹** 帝國經貿大樓

11 月 2 日~11 月 4 日

輻射防護專業人員訓練班：  
輻防員(108 小時) / 輻防師  
(144 小時)

### 員 38 期

新竹 帝國經貿大樓 (延期)

第一階段

8 月 09 日~13 日

第二階段

8 月 16 日~20 日

第三階段

8 月 23 日~27 日

第四階段

8 月 30 日~9 月 3 日

進階 23 (取消)

輻射防護繼續教育訓練班  
(3/6 小時)

### 新竹 遠距

7 月 15 日 (上午&下午)

**高雄** 科學工藝博物館南館

8 月 6 日 (上午&下午)

**台中** 文化大學推廣部

8 月 20 日 (上午&下午)

**新竹** 遠距

8 月 27 日 (上午&下午)

**新竹** 外貿協會辦事處

9 月 7 日 (上午&下午)

**台北** 建國大樓

11 月 6 日 (上午&下午)

鋼鐵建材輻射偵檢人員訓  
練班

**鋼 3 新竹** 帝國經貿大樓

9 月 23~9 月 24 日(取消)

**鋼 4 高雄** 文化大學推廣部

9 月 15~9 月 16 日(取消)

### 上課地點

#### 台北

建國大樓：台北市館前路  
28 號

#### 新竹

帝國經貿大樓：新竹市光復  
路二段 295 號 20 樓

外貿協會：新竹市光復路二  
段 287 號 6 樓

#### 台中

文化大學推廣部：台中市西  
屯區台灣大道三段 658 號

#### 高雄

國立科學工藝博物館-南館：  
高雄市三民區九如一路  
797 號

文化大學推廣部高雄教育  
中心：高雄市前金區中正  
四路 215 號 3 樓

課程安排問題，請聯絡本會，電話 (03) 572-2224

分機 313 李貞君 (繼續教育)；

314 林珣汶 (專業人員)；

315 邱靜宜 (鋼鐵建材、放射物質與游離輻射設備)

傳真 (03) 572-2521315





## 輻防新聞廣場

### 最新證照考試日期與榜單

- 行政院原子能委員會 110 年第 2 次輻射防護及操作人員測驗  
[訊息連結](#)

報名期間：民國 110 年 8 月 2 日起至 9 月 6 日截止。

測驗日期：民國 110 年 10 月 30 日(星期六)。

測驗地點：

台北試區：新北市立板橋高級中學(新北市板橋區文化路一段 25 號)

高雄試區：高雄市立三民高級家事商業學校(高雄市左營區裕誠路 1102 號)

詳細報名簡章等相關測驗資料，請點選下方(相關網站)即可下載瀏覽。

相關連結：[輻防及輻安測驗](#)

### 國內新聞

- 聯合新聞網報導「原能會：乳房 X 光對甲狀腺或其他器官輻射劑量影響小」。 [訊息連結](#)

針對報導指出乳房 X 光攝影可能增加乳癌、甲狀腺癌罹癌風險，原能會今天表示，乳房 X 光攝影儀屬於輻射量低的診斷設備，聚焦照射乳房組織，對乳房以外的甲狀腺或其他器官的輻射劑量影響小，請民眾安心。

原能會表示，國內目前有 276 台固定型及 91 台巡迴車型乳房 X 光攝影儀，而原能會積極推動乳房 X 光攝影醫療曝露品質保證作業，協助醫療院所建立標準作業程序以及管理組織，由專業品保人員定期進行儀器品保檢測，實現醫療曝露最適化的管理。

原能會指出，歷經多年醫療曝露品質保證訪檢查與推動，可將每次檢查所造成的輻射劑量由原先 0.7 毫西弗，降低為 0.5 毫西弗以下，每年至少 120 萬名受檢婦女受惠。

原能會表示，乳房 X 光攝影儀屬於輻射能量低、安全性較高的診斷設備，聚焦照射乳房組織，乳房以外的甲狀腺或其他器官的輻射劑量影響小，請民眾安心。

原能會指出，國民健康署針對 45 歲至 69 歲婦女，每兩年提供一次乳房 X 光攝影免費篩檢服務，透過乳房 X 光檢查，可及早偵測癌前病變；原能會與國民健康署共同建立檢查平台，除可達到清晰的診斷影像，也可合理抑低受檢者輻射劑量。(發布日期 110 年 8 月 30 日)

- 食力報導「日本進口食品放心吃！台北市衛生局抽驗輻射殘留

台北市政府衛生局 2021 年至台北市各超市、超商、大賣場、雜貨商行等處抽驗 40 件日本進口食品，包含蔬菜、水果、水產品、嬰兒食品、乳及乳製品、包裝食品(醬料、休閒食品、飲品等)，檢驗食品中輻射殘留量(碘-131、銫-134

留、產地標示皆過關」。 [訊息連結](#)

及銫-137)，檢驗結果皆符合規定，另針對 32 件包裝產品進行產地標示查核，結果亦符合規定。

目前仍暫停輸入日本福島、茨城、櫛木、群馬、千葉等五縣食品

台北市衛生局提醒民眾，參照中央規定，目前日本福島、茨城、櫛木、群馬、千葉等 5 縣生產製造之任何食品，仍維持暫停受理輸入報驗。依據台北市食品安全自治條例第 9 條之 2 規定，北市流通之日本食品應以中文明顯標示原產地之都、道、府、縣名，若未依規定標示，依消費者保護法第 24 條第 2 項及第 56 條規定經主管機關通知改正而逾期不改正者，處新台幣 2 萬元以上 20 萬元以下罰鍰。

台北市衛生局呼籲業者進口日本食品於中文標示之原產地，應標示至都、道、府、縣名；也請通路業者上架時，先檢視原產地中文標示是否標示至都、道、府、縣名，為消費者把關。(發布日期 110 年 9 月 6 日)

➡ 經濟日報報導「福島核廢水排入海 IAEA 聚焦 3 大面向審查」。 [訊息連結](#)

日本計畫將福島核電廠含氚廢水排入海中，國際原子能總署 (IAEA) 近日展開審查。原能會今天表示，根據掌握消息，審查工作將聚焦廢水排放安全與否、管制作業及環境監測 3 大面向，而審查團預計 12 月赴日。

日本政府 4 月拍板，2 年後將排放稀釋後的福島核電廠含氚廢水入海，引發鄰國強烈反彈，擔憂對環境與安全造成衝擊，原能會也判定日本此舉將對台灣遠洋與近海漁業造成影響，國際原子能總署近日指出，將針對日本排放計畫進行全面且客觀的審查。

原能會表示，根據掌握消息，IAEA 於 6 日啟程赴日，除了拜會日本外務省、經產省與原子力規制委員外，8 日也赴福島第一核電廠實地查訪，與現場專家討論技術細節。

原能會指出，IAEA 訪團與日本經產省及相關廳省達成共識，未來就排放水的特性、排放作業安全及對人與環境的輻射影響等，實地評估是否符合 IAEA 的安全標準。

原能會表示，IAEA 審查工作將聚焦廢水排放安全與否、管制作業及環境監測 3 大面向，審查團預計 12 月赴日。(發布日期 110 年 9 月 10 日)

➡ 聯合新聞網報導「鄧振中：福島食品非核食 將依國民健康對日談 CPTPP」。 [訊息連結](#)

對於我方遞交加入 CPTPP 申請，日方關切福島食品議題，行政院政委鄧振中今 (23) 日強調，福島食品並非核汙染食品，將依據國民健康、科學證據與國際規範三原則與日方談判。

我國於昨日正式向跨太平洋夥伴全面進步協定 (CPTPP) 會員國紐西蘭，正式遞出加入申請文件，行政院政委鄧振中、經濟部長王美花、農委會主委陳吉仲、國發會主委龔明鑫，今日出席行政院會後記者會說明相關事宜。

對於 CPTPP 主導國日本最可能關切的福島食品進口議題，鄧振中表示，日本對此相當關切，在接下來與各會員國諮商談判時，日方若提出此問題，就須面對與處理。

鄧振中表示，政府對於福島食品的處理原則，第一，就是維護國民健康，這也是最重要的；第二，食品處理過程要依據科學證據，以及第三，要符合國際規範，在此三原則談判下，應可與日本找出妥善方法，處理此問題。

鄧振中強調，他不認為福島食品並非就是核汙染食品、核食，沒有一個國家會讓核食進口，現在已經可以透過科技簡單查明此事，所謂核食，應該是經過查證有輻射汙染的食品。

陳吉仲表示，自福島事件發生以來，我國對所有食品的檢驗，都是 100% 符合輻射標準，無論是碘 131、銫 134 與銫 137，都符合國際標準，即便是有符合標準但被微量檢出者，依然全數銷毀，沒有任何輻射食品進入我國。(發布日期 110 年 9 月 23 日)

➤ 原能會回應「110 年 9 月 23 日媒體報導「福島核電站又發現 5 個核污水過濾器破損 累計達 29 個」之回應說明」。 [訊息連結](#)

有關 110 年 9 月 23 日媒體報導「福島核電站又發現 5 個核污水過濾器破損 累計達 29 個」，原能會基於我國輻射安全主管機關立場，謹就所蒐集到的資訊說明如下：

一、福島核電廠為處理地下水滲入爐心之廢水，採用「先進廢水處理系統」(Advanced Liquid Processing System，簡稱 ALPS，又稱多核種去除設備)，其運作原理係先藉由共沉澱設備及過濾器，去除鈣、鎂等會影響吸附效能的離子，再經吸附塔去除氬以外之 62 種核種。

二、報導指出之故障設備應為先進廢水處理系統的過濾器，常用的用途為去除廢水中懸浮固體，一般常見的破損可能原因有「過濾堵塞導致壓力過高」、「過濾器腐蝕破損」等。東電迄今共發現 29 個過濾器故障，日本原子力規制委員會已要求東京電力公司調查過濾器破損原因，東京電力公司也宣布將對全部 76 個過濾器進行調查，並說明沒有對外界造成影響。

三、日本原子力規制委員會尚未獲准排放福島核廢水，為掌握日後福島核廢水排放對台灣海域環境的影響，原能會輻射偵測中心已針對台灣海域環境執行環境輻射調查計畫，核研所已跨部會合作執行台灣海域放射性物質擴散預警系統的建置，提供預警分析及必要監控之因應方針。

四、原能會本於全民的原能會施政理念，為確保國人及我國環境之輻射安全，將透過外交管道，持續蒐集日本福島電廠核廢水管制之相關資訊。(發布日期 110 年 9 月 24 日)

➤ 台灣新生報報導「原能會開辦地方政府輻射防災講習」。 [訊息連結](#)

行政院原能會為強化我國輻射災害的處置能量，協助地方政府與交通運輸等相關單位精進輻射災害第一線應變專業知能，規劃近期於於北、南、中、東四區各辦理乙場次「一一〇年地方政府輻射災害防救講習」。課程內容包含輻射事件第一線應變注意事項與案例分享等課堂講授，及輻射偵檢儀器操作與放射性物質意外事件模擬推演等實作訓練。其中北部場次邀請行政院災害防救辦公室共同辦理，及講授疫情下的災害防救作為，東部場次另參訪佛教慈濟基金會設置之災害收容示範場所。(發布日期 110 年 10 月 7 日)



# NCRP-185 對涉及人類受試者研究的輻射風險評估與溝通介紹

作者 施建樑

美洲保健物理學會臺灣總會理事長



本期電子報摘述 2020 年 NCRP 所出版 185 號報告，對涉及參與輻射有關研究的受試者其輻射風險評估與溝通的介紹，它對於研究人員與研究審查委員會的指引，是一份獨特的、全面的文件，提供涉及對人受試者游離輻射之整體研究的發展、評估與執行。

一般有關游離輻射知識的廣度，游離輻射涉及的醫用過程與潛在輻射負面效應，在民眾成員中與在醫用社群內持續地變化；雖然許多美國學術研究機構提

供對執行人類研究的指引，但這些指引缺少一致性。所以在涉及對那些發展計畫及執行涉及人類受試者研究，以及對審查這些計畫的研究審查委員會 (institutional review boards, IRBs) 之研究計畫輻射風險，NCRP 察覺有提供廣泛、一致性與準確指引的需求。

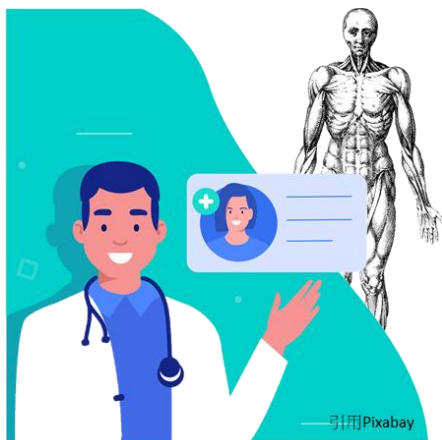
NCRP185 報告由以下的項目主題進行填補目前發現到的不足：

- 提供有關游離輻射與輻射生物基本資訊，包括涉及輻射的醫用成像與處理；
- 確認監管研究與輻射的政府單位；
- 引用相對法規需求；
- 提供有關在研究計畫輻射劑量與風險估計的指引；
- 討論以人類進行研究的倫理考量；
- 展現對確保與獲得真正地告知與同意的詳細需求。

而對研究人員、研究審查委員會 (IRB) 及醫用業者，NCRP 希望上述機構人員，均能參考與使用本報告做為設計與評估有關研究等工作的指引，以及較清楚地了解輻射風險溝通及其對建立告知與同意的需求。

為了進一步了解游離輻射如何與身體作用，這是發展與審查對於使用輻射研究計畫的關鍵，以及對潛在研究受試者的風險溝通。然而，許多研究人員、醫師與研究審查委員會 (IRB) 成員，僅具備有限的輻射科學背景。

為了幫助研究人員能最適化地使用輻射研究計畫，IRB 勤奮地完成那些研究計畫的審查，並推動對短期與長期潛在健康效應的了解；而本報告提供超過 500 個參考射源廣泛的資訊，包括了歷史回顧與法規背景、定義、醫用影像研究與程序的描述。其中涵蓋對於研究計畫發展與評估所需資訊，包括有下列各項：



- 有關放射性生物學、輻射防護及適用輻射劑量計的基本資訊；
- 對研究執行與督導的法規需求；
- 在輻射劑量與風險的估計，以及有效劑量與吸收劑量的適當使用之深度討論；
- 有關涉及輻射曝露的人類研究道德準則，包括那些獨特的易受輻射危害的群體，例如小孩；

- 告知取得贊同過程與範例之語言，幫助發展出告知與贊同文件。
- NCRP 185 所提出風險溝通策略與做法，其溝通對象係以參與游離輻射曝露研究計畫的測試者、醫界（包括藥廠）、計畫審查人員等相關的利害關係人。風險溝通要能有效達成，除了要有

妥適的規劃外，足夠之資源投入、專業人員（包括自然科學和社會科學）參與、適當之工具以及成效評估與回饋等，這些都是長期、持續的重要工作，期望讀者可從作者本篇報告摘述得到一些的啟示。

引用自 NCRP185 報告中表 11.1---對使用游離輻射在診療研究用語簡化為贊同形式的白話文範例

原始語言	白話語言
胸腔照相將被用來篩檢，以排除肺結核	你將會有一次胸腔 x 光照相，以確認你未罹患肺結核
新穎心臟心律調節器的 X 光指引透視法安置，將針對所有參與這個計畫的受試者執行。在進行過程中，將會有短暫的紅斑產生。	假如你參與這個研究，你將會有一個新型的心律調節器安置在你的胸腔中；醫生將使用 X 光透視來安置這個心律調節器，你的皮膚將會因 X 光射束照射而有短暫的呈現紅色 (像被太陽灼傷)。
你將從參與胸腔電腦斷層掃描(CT)這個研究，而接受 1 毫西弗的輻射劑量，相當於每年來自天然背景輻射曝露的 33%。	假如你參與這個研究，你將會有一次胸腔電腦斷層掃描，它是利用輻射的；你將獲得約 1/3 每個人每年接受天然輻射的劑量。
輻射治療的風險包括：照射部位的毛髮脫落、皮膚起水疱或壞死及骨髓細胞減少；而可能導致貧血、凝血與伺機性感染。	你接受輻射治療後，可能在接受照射部位引起毛髮掉落與皮膚灼傷；亦可能引起血液血球細胞數降低。結果你可能有疲憊、容易瘀血，以及割傷後不易止血與造成感染的問題。

# 淺談核電廠除役最終狀態偵檢 之獨立確認調查

作者 劉鴻鳴、趙得勝  
國立清華大學原科中心



## 1. 前言

美國多部會輻射偵檢暨場址調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 是國內目前核電廠除役進行輻射調查與偵檢作業最主要的參考資料。MARSSIM 提供有關規劃、實施、評估和記錄核電廠除役之建築表面和表面土壤最終狀態之輻射調查與偵檢的技術資訊，用來證明相關調查結果是否符合以劑量或基於風險的法規或標準。然而，在核電廠除役過程所進行之廠址輻射調查與偵檢的各個階段，獨立確認調查是重要的品質保證步驟，可確保最後除役廠址能符合外釋標準。獨立確認調查的目的係為管制機關可獨立地驗證除役廠址的最終條件，並確認設施經營者所執行的最終狀態偵檢的程序、結果、以及文件...等之正確性。藉由獨立確認調查的實施，除了可約束設施經營者嚴謹地執行最終狀態偵檢計畫的要求與承諾之外，也可大大提升管制機關對於公眾的信譽。

MARSSIM 所涵蓋的輻射調查與偵檢作業主要包括：廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)、範圍偵檢(Scoping Survey, SS)、特性偵檢(Characterization Survey, CS)、改善措施輔助偵檢(Remediation Action Support Survey, RASS)、以及最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。其中，最終狀態偵檢則是當除役核電廠完成除污、解體、拆除、整治等作業之後，設施經營者為了證實殘留於廠址中的放射性污染可以符合管制機關所訂定之廠址外釋標準，必須執行完整且嚴謹的廠址輻射偵檢及各項調查活動，包括廠址分類、調查單元劃分、現場量測數據收集、以及統計測試方法建立等，因此最終狀態偵檢實為除役核電廠各項輻射調查中最後、也是最重要且關鍵的階段。

## 2. 視察方案與實施時機

設施經營者在進行核電廠除役的各個階段，管制機關可以隨時介入實施必要的視察行動。在設施經營者執行輻射調查

與偵檢作業的當下，管制機關隨同進行的視察活動稱之為過程中視察(in-process inspection)；另一方面，當設施經營者完成最終狀態偵檢之後，管制機關則必須藉由獨立確認調查(independent confirmatory survey)的實施來確認設施經營者已確實執行最終狀態偵檢計畫，並藉此驗證最終狀態偵檢結果的可信度與正確性。有時為了確保量測結果的獨立性並避免構成利益衝突，此階段的獨立確認調查必須由管制機關自行執行，或透過由管制機關委託獨立的第三方驗證機構(third party)來負責執行。

當除役作業開始之後，各階段的輻射調查與偵檢作業，其相關流程、以及過程中視察與獨立確認調查實施時機如圖 1 所示。圖中空白方格係表示設施經營者應執行事項，而填滿方格則代表管制機關應實施之管制活動。根據美國核管會(NRC)所制訂的除役綜合指引(NUREG-1757)，當核電廠除役計畫獲得管制機關核准之後，設施經營者即



必須依據除役計畫執行廠址的各項除污及除役活動，而管制機關則必須在設施經營者執行輻射調查與偵檢作業時，實施除役視察 (decommissioning inspection) 以驗證調查結果的符合性，而可採行的除役視察方案則包含設施經營者的品保作業實施情形審查、過程中視察、以及獨立確認調查。

### A. 過程中視察 (in-process inspection):

過程中視察主要是伴隨設施經營者的除役過程來實施，管制機關可依據除役進

度與需求來執行過程中視察，且視察強度應隨設施經營者的調查與整治作業實施情形而調整，但建議應隨著除役的進程而逐步加強。一旦過程中視察有發現任何缺失，可即時反饋設施經營者並要求提出改善措施，且此過程中視察結果也可做為管制機關判斷設施經營者是否已完成當前階段的調查活動並可以開始執行下一階段的調查。

為了能進行相互比較，執行過程中視察的視察員應與設施經營者同時進行調查與取樣，取樣的方式可採用併行(side-

by-side)或分開取樣，視察員也應同時比較現場儀器的讀數和靈敏度。由於過程中視察是在設施經營者執行調查活動的過程中同步執行，相較於其它視察方案，採用過程中視察通常可縮減現場視察的時間，並且可使視察的範圍有效地聚焦於關鍵的除役活動；此外，過程中視察的發現也可做為管制機關在設施經營者完成最終狀態偵檢之後，評估各調查單元是否須執行更完整的獨立確認調查的重要依據。

### B. 獨立確認調查 (independent confirmatory survey)

獨立確認調查係由管制機關或其承包的合格第三方驗證機構所進行的一項調查活動，旨在驗證設施經營者的最終狀態偵檢結果，同時也可反映在核電廠除役各階段的輻射調查與偵檢作業、以及相關文件紀錄等是否有任何未臻完備之處，藉此證明該廠址可符合外釋標準。當設施經營者提交最終狀態偵檢報告之後，管制機關即必須評估是否針對部分調查單元進行獨立的確認調查。由於除役廠址幅員廣闊，管制機關或第三方驗證機構所執行的確認調查並無法涵蓋整個廠區，必須考量調查單元的優先等級，並採用抽檢的方式來執行最後的調查驗證。因此，管制機關必須先行制訂妥適的確認調查策略，如：確認調查範疇、調查比例、調查單元的篩選原則、第三方驗證機構的合作機制等。

- 確認調查範疇：管制機關或第三方驗證機構執行獨立確認調查的範疇應涵蓋兩種類型的驗證工作，分別為文件審查驗證與現場調查驗證。

- 調查比例：考量管制機關與第三方驗證機構之人力與資源有限，獨立確認調查的範圍通常無法涵蓋整個廠區或驗證所有的最終狀態偵檢結果。根據

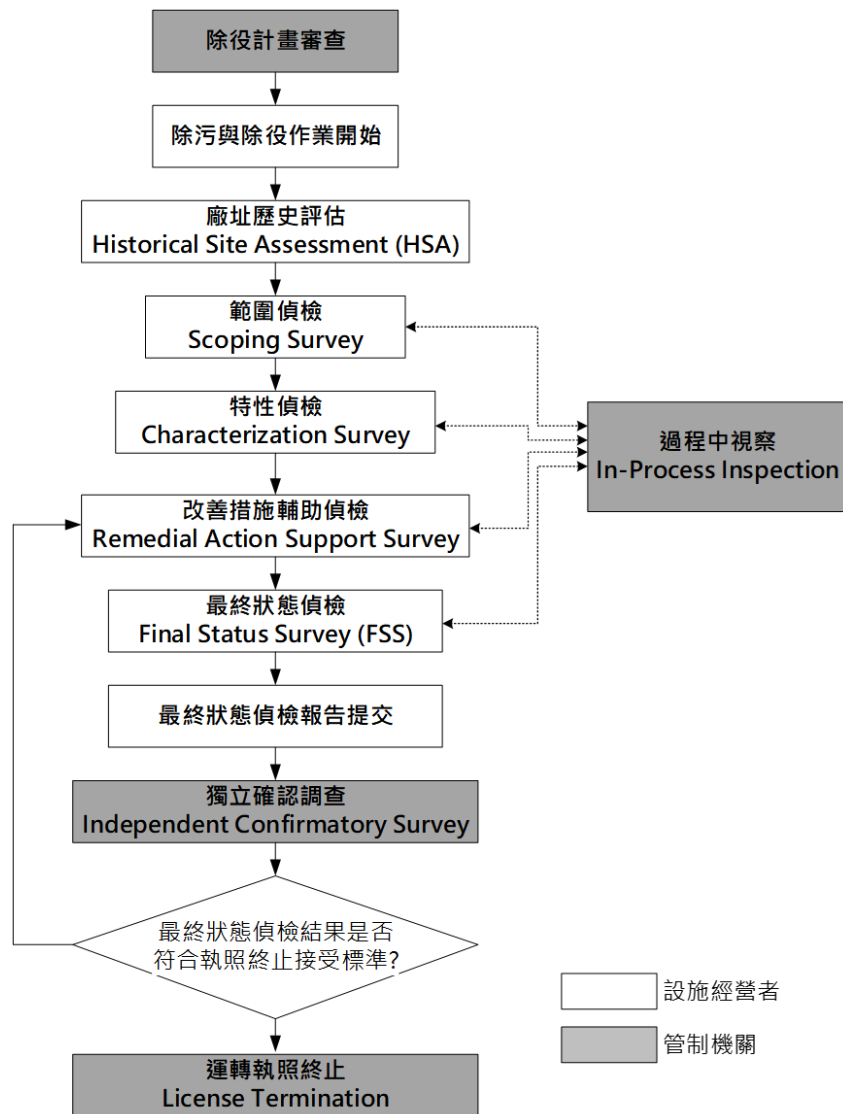


圖 1、輻射偵檢流程及過程中視察與獨立確認調查實施時機

- DOE-STD-1136-2000 的定義，管制機關在收到最終狀態偵檢報告之後應進行確認調查，以驗證設施經營者最終狀態
- 偵檢報告的充分性及正確性。確認調查應採用與設施經營者具相同型式的輻射偵測數據，但通常在其調查範圍內會採取抽查的方式來選擇欲調查的單元，並與設施經營者的結果進行比較及獨立的統計評估，而確認調查應涵蓋的廠址範圍應為 1%至 10%之間，但也可依異常情況或過程中視察發現而增加其調查比例。
- 調查單元的篩選原則：管制機關在收到設施經營者的最終狀態偵檢報告時，可以依據過往在核電廠除役各階段所執行的過程中視察發現來進行評估，以決定那些調查單元必須執行獨立的確認調查。如前所述，獨立確認調查僅需以 10%以下的調查比例來進行抽檢，為了能有效地驗證必須建立應執行確認調查單元的篩選標準。美國 NRC 所制訂的設施清除視察與調查程序書 (IP 83890 : Closeout Inspection and

Survey) 中即已提供確認調查的篩選原則如下：

- (1) 符合以下條件的設施不需要進行確認調查：(a)設施經營者已針對該設施進行足夠的最終狀態偵檢、(b)該設施中僅存在少量的放射性核種，且其半衰期為 120 天或更短時間、(c)該設施中僅使用密封射源，且其洩漏測試小於 0.005 Ci、以及(d)該設施對於公眾的健康和安全風險很小。
- (2) 符合以下條件的設施則需要進行確認調查：(a)對於較小的廠址或部分釋出的廠址(partial site release)，由於並不適合執行過程中視察，因此必須執行確認調查來進行驗證、(b)該廠址或區域過往有重複違規之情、(c)公眾或社會對於現場整治或調查作業嚴重缺乏信心的區域、(d)在設施經營者執行最終狀態偵檢的過程中，由管制機關所執行的過程中視察已發現存在重要且有懸而未決的問題。

- 第三方驗證機構的合作機制：考量獨立確認調查作業需仰賴相當多的人力與儀器資源，並須具備輻射偵測技術的

專業能力，單憑管制機關恐無法負荷此一工作。是以，當確認調查的工作量超出管制機關所能負荷的情況之下，尋求適格的第三方驗證機構的支援應是較為可行的配套方案。當設施或調查單元經評估確定需要執行確認調查時，管制機關即必須決定自行執行確認調查抑或委託適格的第三方驗證機構來協助執行確認調查。根據美國 NRC 的除役視察程序書 (IP 87104 : Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees)，當滿足以下三個標準中的一項或多項時，則管制機關應考慮委託第三方驗證機構來執行獨立確認調查，包括：(1)當設施經營者的最終狀態偵檢涉及獨特或複雜的技術問題；(2)當確認調查的工作預計將需要超過一個人週的時間才能完成現場實地調查和取樣；以及(3)當確認調查為非常重要且高優先度的工作，管制機關的工作人員可能無法及時完成。

由於獨立確認調查是在設施經營者認定最終狀態偵檢結果都已完備的情況下才開始進行，執行的時間點已接近除役作業尾聲，而過程中視察則可以在核電廠

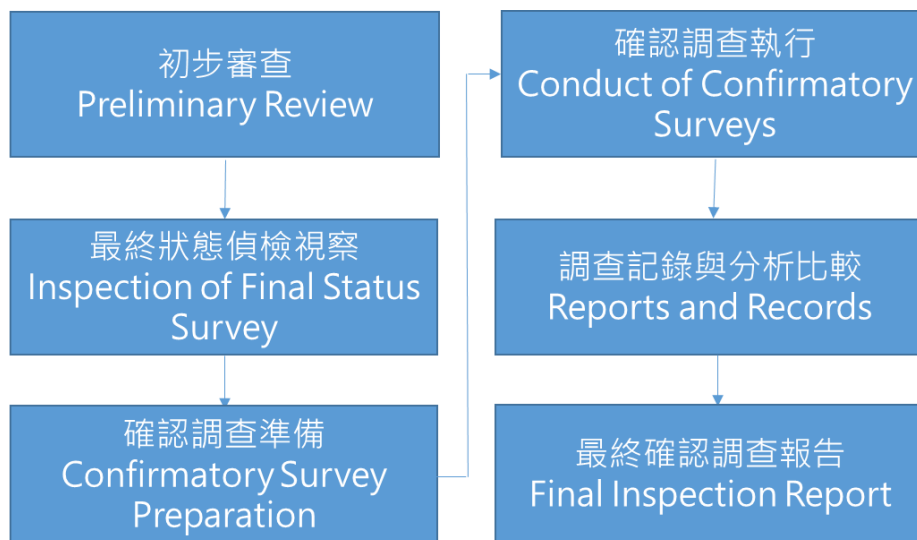


圖 2、獨立確認調查之必要程序

除役的過程中即逐步實施，可以盡早地提出必須澄清或解決的問題。因此，過程中視察可以大大節省確認調查的時間與成本，可提供更多有用的資訊做為後續執行確認調查的依據，並且也可協助設施經營者盡量依循其規劃的時程來完成除役作業。因此，過程中視察應可視為獨立確認調查的範疇，可做為獨立確認調查的重要輔助措施。

### 3. 獨立確認調查的程序

如前所述，過程中視察雖為獨立確認調查重要的輔助措施與執行的參考依據，然過程中視察的範疇僅涵蓋現場片面的隨行視察、量測或取樣的分析比較，仍欠缺全面且完整的確認驗證。當調查單元經評估決定進行獨立確認調查之後，則必須遵循確認調查的品保程序，執行有系統性的審查、規劃、調查與報告等工作。圖 2 所示為執行獨立確認調查時的必要程序，分項說明如下：

(1) 初步審查：初步審查主要是針對相關文件進行審查。獨立確認調查首先應針對設施經營者所提之除役計畫、除污整治情況、已獲核准的最終狀態偵檢計畫、以及已提交的最終狀態偵檢報告進行審查，以確定設施污染的範圍以及設施經營者的除污整治和最終狀態偵檢計畫。

(2) 最終狀態偵檢視察：當設施經營者正在執行最終狀態偵檢的當下，管制機關應掌握最終狀態偵檢的現場作業進度，並選擇優先等級較高或可能存在疑慮的調查單元，隨同設施經營者一同進行過程中視察，此種過程中視察的好處是可以同步且即時地驗證設施經營者的偵檢結果是否準確並能代表整個廠址的狀況。

(3) 確認調查準備：執行確認調查之前，除審核前述的除役計畫與最終狀態

偵檢計畫之外，先行查看設施經營者與除役活動有關的紀錄也將有助於評估最終狀態偵檢的實施情形。一旦管制機關選定確認調查的地點之後，執行單位或委託機構也應針對欲調查之標的事先擬定確認調查計畫，並敘明調查範圍、調查程序、測量方法與儀器等。

(4) 確認調查執行：當管制機關發現設施經營者的最終狀態偵檢結果存有重大疑問或有尚未解決的弱點，則應考慮執行獨立確認調查，同時也應決定由管制機關自行執行或委託由第三方驗證機構來執行。執行獨立確認調查時，除了必須依循管制機關的視察指引之外，執行單位也應備妥獨立確認調查相關的程序書及品質保證手冊並據以執行。

(5) 調查記錄與分析比較：確認調查結果應適當地被記錄，特別應該清楚呈現與標記量測結果的編號及其所對應的真正位置，以方便後續的追蹤比對。此外，確認調查的數據也應與該除役廠址所推算出的特定廠址或建物的 DCGL 或其它管制機關核准的標準進行分析比較，並據此評估與驗證設施經營者的最終狀態偵檢結果的符合性。

(6) 最終確認調查報告：完成確認調查之後，執行確認調查之機構必須提出最終的調查報告，總結該調查過程中所採取的措施以及調查人員的發現和評估結果，內容可包括：前言、廠址歷史、廠址說明、調查目標、文件審查、確認調查程序、樣本分析與數據說明、量測結果的比較分析、以及結論等章節，通常也必須附上參考的圖、表以及調查使用的儀器說明與程序書等。此調查報告完成之後應形成正式文件並發送予設施經營者，以做為進一步改正之參考，並可做為管制機關判定廠址是否能安全外釋的基礎。

### 4. 獨立確認調查報告(國外案例)

過去美國已有許多核電廠除役的案例，而大部分的這些核電廠在廠址外釋之前也都經歷了由美國 NRC 所委託的第三方驗證機構執行較小範圍的過程中視察或全面且嚴謹的獨立確認調查。美國 ORISE 機構為美國能源部 (DOE) 與 NRC 合格的承包商，可獨立承攬環境評估和驗證的工作。自 1980 年以來，ORISE 已承接過許多美國除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作。

當 ORISE 機構完成受委託廠址或區域之獨立確認調查之後，必須呈報一份完整的確認調查報告予委託機關以做為廠址是否可外釋的參考。每一份調查驗證報告的內容格式大致相同，其中包含一封面信 (Cover letter)，致函給美國 NRC 的承辦人，封面信則有一主旨言明內附文件的名稱，表明該次確認調查標的物件的偵檢報告，並附上文件編號。封面信的內文相當簡潔，說明這次確認調查的執行單位、對象目標與地點、偵檢執行日期等內容，並說明確認調查係主管機關要求且核准執行，確認調查報告的初稿也經過主管機關審視並提出建議，依建議修訂後再送出核備。

以美國 Rancho Seco 核電廠在除役過程中的確認調查為例，就 NRC 資料庫中的文件顯示：自 2006 年起即由 ORISE 機構陸續針對 Rancho Seco 核電廠的不同設施場所進行驗證偵檢。以 2009 年 7 月 21 日針對廠區的外表面和土壤 (Exterior surfaces and soils with the Industrial Area) 的驗證報告為例，其確認調查報告則附在封面信的後方做為附件，主要涵蓋章節包括：(1) 簡介與廠址歷史 (Introduction and Site History)、(2) 廠址描述 (Site Description)、(3) 目標 (Objective)、



(4)文件審閱(Document Review)、(5)確認調查程序(Confirmatory Survey Procedures)、(6)樣本分析與數據解讀(Sample Analysis and Data Interpretation)、(7)發現與結果(Findings and Results)、(8)結果比較(Comparison of Results with Site Release Criteria)、(9)結論(Conclusion)。

## 5. 結論

目前，國內核電廠已進入或即將進入除役階段，但過往國內並未有實際執行獨立確認調查的經驗，也尚未建立可承包

獨立確認調查的第三方驗證機構，如何確保除役核電廠不會有過量殘留的放射性污染而可達到廠址安全外釋的最終目標，必須盡速建立獨立確認調查的策略及偵檢程序，如此才能收到事半功倍的功效，成為核電廠除役後廠址外釋前最重要的一道關卡。

本文參考國外文獻，列舉獨立確認調查的相關策略，包括：過程中視察輔助措施、調查範疇、調查驗證比例、調查單元篩選標準、第三方驗證機構合作機制...等。獨立確認調查的有效性與參與核電廠除役的各單位息息相關，設施經

營者應嚴謹執行廠址特性調查及最終狀態偵檢計畫的承諾與要求，並配合管制機關或第三方驗證機構實施獨立確認調查；管制機關則應全盤掌握獨立確認調查的實施原則與流程，積極整合國內可運用的人力與資源，並建構國內實施獨立確認調查最有利的方案；有意承接除役核電廠獨立確認調查的機構，則應先行檢視第三方驗證機構所應具備的資格與技術能力，並先行針對不足之處予以補強。透過各自分工、各司其職，在彼此既監督又合作的機制下，才能讓台灣核電廠的除役工程圓滿達成最終目標。



## 參考文獻

- [1] MARSSIM 2002, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1), Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1, Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1, August.
- [2] NRC, Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757, Vol. 2, Revision 1.
- [3] DOE, Guide of Good Practices for Occupational Radiological Protection in Uranium Facilities, DOE-STD-1136-2000.
- [4] NRC Inspection Manual, Closeout Inspection and Survey, Inspection Procedure 83890, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 05/01/03.
- [5] NRC Inspection Manual, Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees, Inspection Procedure 87104, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 07/29/02.
- [6] NRC Inspection Manual, Quality Assurance Program for Radiological Confirmatory Measurements, Manual Chapter 1230.
- [7] ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Rancho Seco Nuclear Generating Station, HERALD, CALIFORNIA; DCN 1695-TR-01; DCN 1695-SR-01; DCN 1695-SR-02; DCN 1695-SR-03; DCN 1695-SR-04; DCN 1695-SR-05; DCN 1695-SR-06 (Docket NO. 50-312, RFTA No. 06-003).
- [8] E.N. Bailey, ORISE, Lessons Learned from Independent Verification Activities (DCN 0476-TR-02-0), 2008.

發行人  
張似璵

主編  
劉代欽

執行編輯  
林珏汶

編輯委員  
尹學禮  
江祥輝  
劉世鈞



出版單位

財團法人中華民國輻射防護協會

行政院新聞局 出版事業登記證  
局版北市誌字 第柒伍零號

地址

30017 新竹市光復路二段 295 號 15 樓之 1

03-5722224 電話 | 03-5722521 傳真

01486683 統編

rpa.newsletter@gmail.com 電郵 | www.rpa.org.tw 網站