

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末研究報告

核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃

技術研究(4/4)

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

計畫編號：MM10912-0380

受委託機關(構)：行政院原子能委員會核能研究所

計畫主持人：黃珏吉

計畫聯絡人：林士軒

聯絡電話：(03)4711400 ext 7979

報告日期：111 年 12 月 28 日

目 錄

中文摘要	i
Abstract	ii
壹、前言(計畫緣起)	1
貳、研究目的	5
參、研究方法、過程、結果與產出	8
一、除役作業場所輻射分析之審查技術研究	8
二、精進除役期間輻射管制技術之研究	48
三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及 訓練	59
肆、結論與建議	89
伍、參考文獻	98

中文摘要

由於除役期間各階段有大量的輻射作業進行，落實輻防管制工作、輻射防護作業、完備的防護措施與技術能力，是保障輻射工作人員之關鍵與重要的課題，故有必要精進輻射安全管制技術，包括除役期間輻射劑量合理抑低之輻射防護措施開發、輻射管制應用對策研擬及報告審查技術建立，俾利精進國內輻射防護與管制技術，完善管制核設施除役之輻射安全。針對此需求，本計畫執行工作包括：研析除役作業場所輻射分析之審查技術、精進核電廠除役期間輻防管制技術以及建立除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術等。

關鍵字：除役、輻射偵測報告審查、輻射防護管制

Abstract

Since a large number of radiation operations are carried out at various stages during the decommissioning period, the implementation of radiation regulations, radiation protection operations, complete protective measures and technical capabilities are key and important issues for the protection of radiation workers, so it is necessary to strengthen the technique for radiation safety regulation. It includes the the development of radiation protection methods for the radiation dose as low as reasonably achievable, the development of radiation control application policies, and the establishment of report review methods to improve the technologies of domestic radiation protection and regulation.

In response to this demand, the proposed implementation of this project includes: research of radiation analysis techniques for decommissioning workplaces, refinement of radiation control technology at all stages of decommissioning, and review technology for the environmental radiation monitoring report for the decommissioned nuclear power plant.

Keywords: Decommissioning, smart technology, review technology for radiation monitoring report, radiation safety regulation.

壹、前言(計畫緣起)

因應未來核電廠陸續除役，需發展核電廠除役相關安全管制技術，並吸收核電廠除役國際經驗，發展完整之大型核設施除役規劃及管理技術，其中尤以建立支援核電廠除役安全管制之研究團隊並培養實務人才，是為尚未進入實質除役階段的當下應優先執行的要務。在實務上則考量(一)核一廠除役主要分成四個階段，包括停機過渡階段8年、除役拆廠階段12年、廠址最終狀態偵測階段3年，以及廠址復原階段2年，共計長達25年。針對除役所衍生之輻射防護管制議題，著重在除役輻射作業場所輻射分析、人員輻射劑量抑低、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測、除役期間輻防管制精進等技術之研究與建立，以提升核設施除役期間之輻射防護管制作業及效能，進而增進民眾對核能電廠安全除役之信心，並滿足除役後潔淨環境之期待。(二)核電廠除役各階段將執行大量之輻射偵檢作業，以確認場址中殘餘輻射狀態，偵檢器之適用性及性能為執行除役及進行除役管制之重要關鍵。另外，應建立獨立驗證執行策略及制度，於除役各階段確保設施經營者切實依據核准之除役計畫執行相關輻射偵檢，以確認除役廠址已除污至可限制性或非限制性使用之標準。(三)核電廠除役計畫安全審查的關鍵要項，包括廠址輻射特性調查、除役作業安全分析、拆除與除污技術、除役放射性廢棄物管理、輻射劑量評估及環境輻射監測、廠址解除管制等範疇，蒐集並研析國外除役核電廠之管制法規、安全標準、技術規範及實際除役案例與技術，建立國內核電廠除役計畫安全審查相關之管制法規、技術規範及評估驗證技術。

故本計畫之執行內容，係考量目前因科技之進步、民眾生活品

質之提高，游離輻射於民生應用之發展較過去更為快速增長。主管機關本於管制之立場，亟需針對未來游離輻射於民生應用之發展潮流及參考國際趨勢，預先進行研究、調查，以為日後建立合宜之管制規範、審查及評估之技術，建立基礎。計畫內容所參考之目前環境需求與未來方向預測如下：

一、核電廠之除役期程可劃分為數個階段，分別為除役停機階段、拆廠階段、最終狀態偵測階段及廠址復原階段等，各階段依據美國多部會輻射偵檢與調查手冊(MARSSIM與MARSAME)^[36-37]，應執行相對應之輻射偵檢，進行後續規劃，以完成除役及廠址外釋。除役核設施拆除之後預期將會產生大量的廢棄物，如：廢鋼鐵、銅、鋁及混凝土碎石等，這些廢棄物經由適當地處置與偵檢，並確保其殘留的放射性活度不會對公眾或環境造成影響之後，可採取材料解除管制(clearance)的方式豁免管制。材料解除管制意指取消對此類材料的使用或處置的所有放射性限制，可無限制地從監管控制中釋出，後續並可藉由回收和再利用的方式繼續發揮這些材料的本質價值，以達到環境永續的目的。本研究探討核電廠除役廢棄物輻射偵檢之國際規範，針對除役期間之鋼鐵、銅、鋁與混凝土等廢棄物之處理情節與關鍵群體有效劑量進行研析，其結果可用以支援主管機關執行管制決策之技術基礎。

二、在除役期間管制方面，美國核管會最終狀態調查視察程序書(NRC IP 83801)建議^[23]，可於除役期間執行中間過程偵檢(In-Process Surveys)，或於業者完成最終狀態偵檢(FSS)

後，執行驗證偵檢(Confirmatory Surveys)，其效益為可及早發現有問題之輻射偵檢結果，檢視輻射偵檢程序，使業者及早進行改善作業，並增進民眾對除役計畫落實程度之信心。目前國際上已有發展相當成熟的獨立驗證機構，如：美國橡樹嶺科學與教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE)與德國TÜV SÜD集團等，其過去即承接過許多除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作，該類機構的管理制度、運作程序及其調查實績都可做為國內未來的借鏡，從而建立適合我國核能電廠除役的獨立驗證模式，以作為主管機關執行除役期間輻射管制之參考。

三、我國核能一廠與二廠分別於1978年和1981年開始商轉，其中核一廠已分別於107年12月5日及108年7月15日達40年運轉期限，其中該廠已於108年7月12日取得除役許可。依據「核子反應器設施管制法」第28條及「核子反應器設施管制法施行細則」第16條規定^[2]，核設施經營者應於主管機關核准除役後規範期限內完成除役作業，並由主管機關審查除役後之廠址環境輻射偵測報告。除役後廠址須確保土壤或建物中殘餘輻射量能符合法規劑量限值之要求，方可釋出進行他用，而廠址殘餘輻射之量測及驗證，則須於除役後廠址環境輻射偵測報告中有詳實之描述。本計畫參考國際規範，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以建立本土化除役審查技術能力，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國

核設施除役之輻防管制能力。

為落實除役期間各階段之輻防管制工作、輻射防護作業，並完備的防護措施與技術能力，保障輻射工作人員，必需精進加強輻射安全管制技術，包括除役期間輻射劑量合理抑低之輻射防護措施開發、輻射管制應用對策研擬及報告審查技術建立，俾利精進提昇國內輻射防護與管制技術，增進完善管制核設施除役之輻射安全，提昇國內輻射防護與管制技術。針對此需求，本計畫執行工作包括：研析除役作業場所輻射分析審查技術、精進除役期間輻射管制技術研究、以及建立除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及執行訓練。

貳、研究目的

本計畫之具體內涵包括下列三個主題(子項工作項目)，係以核研所之技術為中心，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、除役作業場所輻射分析之審查技術研究

考量未來核電廠拆除之後會產生大量的廢棄物，預期對於材料解除管制的需求將十分迫切，管制機關制定嚴謹且可行的解除管制偵檢標準以供遵行。然而，囿於除役廢棄物種類相當歧異，且解除管制後的回收與再利用產物也可能牽涉十分複雜的應用範疇與放射性曝露情境，此將可能造成未來廢棄物回收與再利用的限制與挑戰。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

針對核電廠除役所進行各類輻射偵檢與調查作業，國際上原子能主管機關係透過執行獨立驗證偵檢，以確保設施經營者偵檢結果之正確性，避免不符合標準之除役廢棄物外釋，並提升民眾及利害關係團體對除役工作安全之信心。本研究借鏡國際上執行核電廠獨立驗證偵檢經驗，建立國內本土化核電廠除役獨立驗證管理機制，以確保核電廠除役之輻射安全。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

一般核電廠除役過程中，係以數據生命週期(Data Life Cycle)來進行輻射偵檢規劃與評估輻射偵檢結果^[10]。輻射偵檢規劃階段，一般利用數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)程序發展偵檢設計(survey design)^[4,35]，以確保輻射偵檢結果之

數量及品質；此外，於輻射偵檢執行與評估階段，則使用數據品質評估(Data Quality Assessment, DQA)^[34]，以評估輻射偵檢結果是否符合預定偵檢目標，以及是否可用於支持最終之決策。本計畫將參考美國環保署相關導則，進行核電廠除役輻射偵檢數據品質目標(DQO)及數據品質評估(DQA)技術研究，以確保我國核電廠除役工作之規劃及執行，能符合預定法規規定及要求；此外，將參考國際核電廠除役輻射偵測規劃及審查技術文件，包括美國核管會 NUREG-1575、NUREG-1757 與 NUREG-1761、美國多部會輻射偵檢與調查手冊(MARSSIM 與 MARSAME)、美國環保署 EPA QA/G-4 與 EPA QA/G-9，以及 ANSI N13.12 等報告^[3,25,34-37]，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以制定符合國情之除役審查導則文件，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

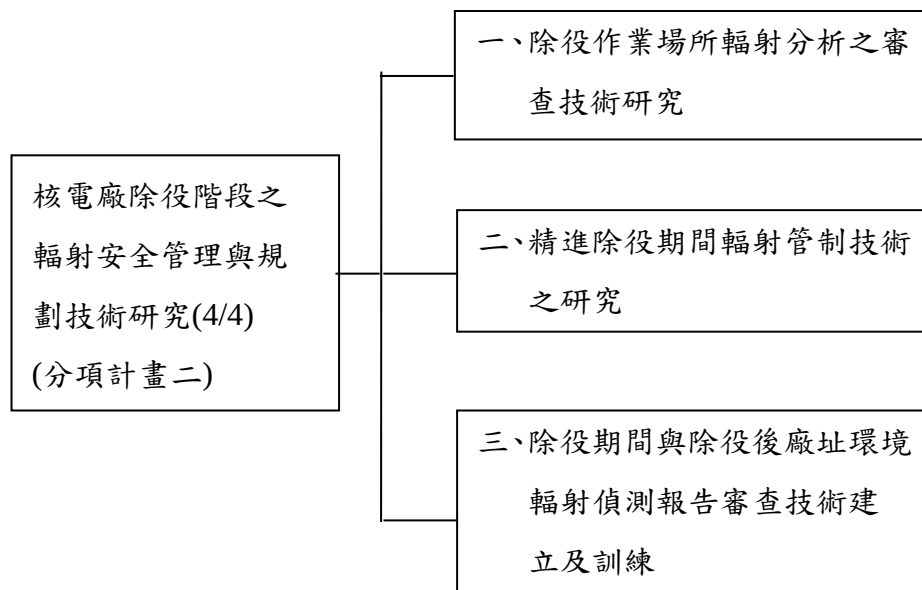


圖 2.1、111 年度計畫架構

參、研究方法、過程、結果與產出

本(111)年度研究計畫工作項目依原能會核定版本計畫書執行，各項目研究過程與產出說明如後：

一、除役作業場所輻射分析之審查技術研究

1. 除役廢棄物離廠偵測國際規範研析(學研合作)

為了能夠更有效地執行廢棄物解除管制的管制活動與決策、增加公眾的信心及降低非必要的管制負擔，美國核管會過去也積極致力於開發能用以評估廢棄物解除管制的放射性分析技術，藉由嚴謹的材料流程模型及曝露情境分析，嘗試確認可能遭受影響的關鍵群體及其可能接受的劑量，其結果並可用以支援管制機關執行管制決策的技術基礎。此外，美國核管會過去也曾制訂用於放射性污染材料表面活度偵檢的指引，該指引中的標準目前也已被許多機構採用做為核設施材料表面污染特性偵檢的限值，針對此限值的之來源或依據實有必要進行進一步地釐清，以做為國內執行材料解除管制時的參考。因此，為了因應未來核設施材料解除管制可能面臨的劑量評估與特性偵檢需求，本工作項目與學研單位合作，收集與國際目前針對材料回收及再利用的管制規範及執行實務，並將聚焦於材料解除管制的放射性評估方法及偵檢標準進行研析，藉此預先獲知核設施材料解除管制上可能面臨的挑戰並提出國內可採行的建議做法。

國際管制現況

根據 OECD/NEA 除役合作計畫團隊針對國際上已完成

或正在進行除役的設施所執行的調查資料顯示^[26-27]，除役廢棄物經解除管制而採取回收/再利用的做法普遍受限於不一致的釋出標準，目前大部分的解除管制案例僅限於個別國家或個案，國際上或各國並無一體適用的標準與程序。雖然解除管制的概念為完全解除廢棄物的監管控制，然實務上的做法仍依個案的條件及差異而有不同的替代性釋出方案，包含無條件的使用、無放射性限制處置、核設施內有條件的再利用、有放射性限制的處置、以及有條件的釋放到特定的熔爐等。舉例來說，金屬廢棄物如果可以符合釋出標準，則可被運送到熔化設施並熔煉成鑄塊，後續即可釋出進行無條件的使用；相對地，假使此類金屬材料仍含有超出釋出標準的放射性污染，則可能被繼續貯存待活度衰減至允許的標準再行釋出，或者可被有條件的釋放在其它核工業相關應用中再使用。圖 3.1.1 所示即為廢棄物經解除管制釋出之分層系統(tiered system)概念示意圖，圖中係將監管環境中的廢棄物依其回收/再利用屬性分為 A 至 D 四個層級，可涵蓋解除管制釋出的可能情境：

- (1) 層級 A：金屬材料具表面污染或僅受到輕微活化，能經由除污程序盡可能地移除污染，並無條件釋放以供再使用或熔煉。
- (2) 層級 B：金屬材料屬體積型的污染，必須先在受監管的環境中進行熔化以完成除污，然後在商業冶煉廠或工廠進行金屬回收，最後加工用於消費品，屬有條件式的解除管制(conditional clearance)。

(3) 層級 C：金屬材料含有短半化期核種，必須在受控環境中熔化及鑄造，並釋出用於特定的初始工業用途(如：鋼橋)。此類僅限於被短半化期放射性核種污染或活化的材料，其半化期則應取決於終端產品的使用壽命。

(4) 層級 D：此類材料屬於無法由監管控制釋出的材料，將在受監管的核工業中回收或再利用(如：用於廢棄物最終貯存容器)。層級 D 的材料實際上並未解除監管控制。

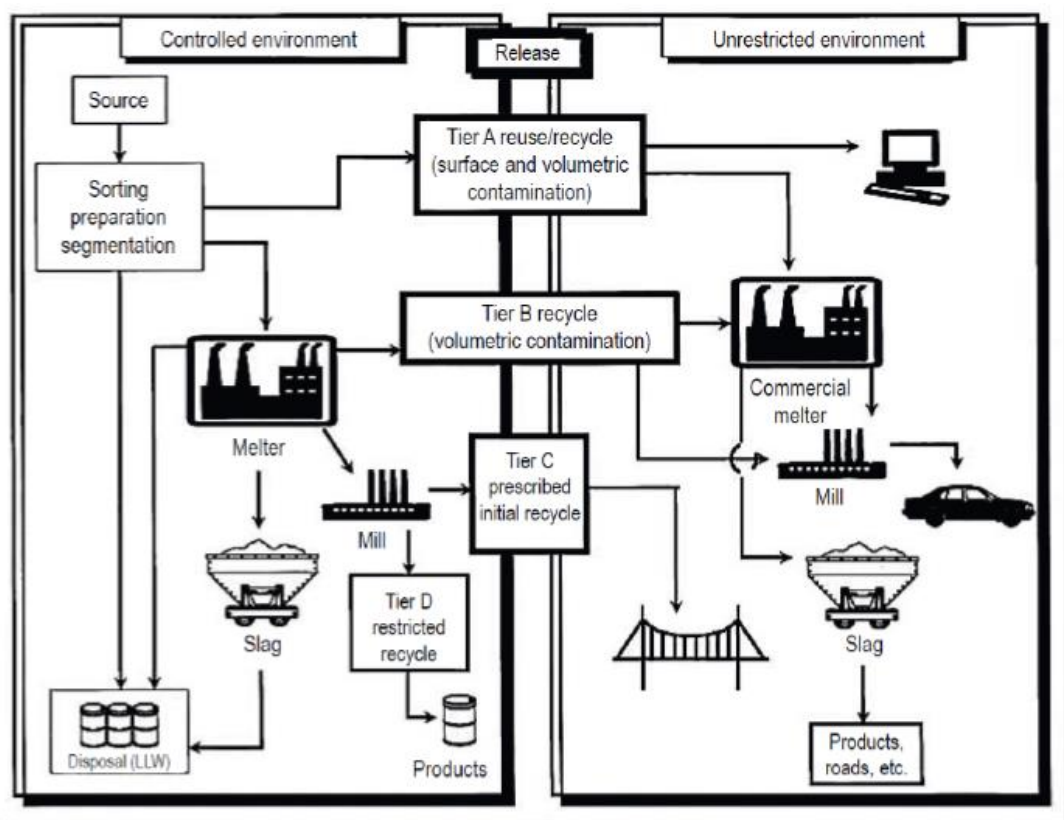


圖 3.1.1、廢棄物經解除管制釋出之分層系統概念示意圖

由於國際上缺乏一致性的解除管制標準，致使上述的概念應用可能會依個別國家或個別計畫而有所差異，這也使得解除管制的材料並無法在不同國家之間輸送，並且也造成離廠偵檢要求與程序上的差異，如：儀器選擇、量測頻率、取樣規則、文件、以及品保要求等。目前國際上已有幾份基礎文件可做為主管機關制訂解除管制釋出標準的重要指引^[12-15,17-18]：

- (1) RS-G 1.7 – Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance.
- (2) IAEA General Safety Requirements Part 3 (No. GSR Part 3) – Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards.
- (3) Radiation Protection 89 (RP 89) – Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the Dismantling of Nuclear Installations.
- (4) Radiation Protection 101 (RP 101) – Basis for the Definition of Surface Contamination Clearance Levels for the Recycling or Reuse of Metals Arising from the Dismantling of Installations.
- (5) Radiation Protection 113 (RP 113) – Recommended Radiological Protection Criteria for the Clearance of Buildings and Rubble from the Dismantling of Nuclear Installations.
- (6) Radiation Protection 122 (RP 122) – Practical Use of

the Concepts of Clearance and Exemption – Part 1,
Guidance on General Clearance Levels for Practices.

上列這些指引提供了不同管制條件之下特定核種的表面活度與比活度限值，其中所建議的解除管制標準無論適用於運轉中設施還是除役設施都是相同的。除此之外，美國 ANSI/HPS 機構於 2013 年也提出解除管制之表面活度和質量比活度的標準^[3]，旨在提供與 IAEA 建議方式一致的解除管制指引。然而，IAEA 建議涵蓋解除管制、豁免和排除等管制條件，ANSI/HPS 的標準則僅聚焦於解除管制，目前該指引雖未被美國核管會 NRC 簽署認可，但已被一些機構在特定情況下使用。

基於上述的國際規範與指引，許多國家已經發展出該國家特定的規範，少數國家甚至直接採用國際規範做為其國家法規或個案監管的準則(如：日本、西班牙、義大利等)。法國則是例外，其並未建立解除管制的規範，而是引入廢棄物分區概念，亦即來自放射性區域的廢棄物無論其實際放射性如何都被視為放射性廢棄物，而來自非放射性區域的廢棄物則直接被歸類為一般廢棄物。較早之前，大部分國家主要採用總活度限值來做為解除管制標準，而在 1996 年之後則逐漸使用核種特定限值來做為無條件及有條件地解除管制標準。在此情況之下，當多種核種共同存在時，必須採用值一法則(sum of fraction)來進行符合性驗證，亦即所有核種之比活度與其限值比之總和需小於 1，如下式：

$$\sum_i \frac{C_i}{Cl_i} \leq 1$$

其中， C_i 為核種 i 的比活度(Bq/g or Bq/cm²)， Cl_i 為核種 i 的解除管制限值(Bq/g or Bq/cm²)。表 3.1.1 與表 3.1.2 即比較國際上不同國家所採用的解除管制標準，由表可知各國所採用的限值確實仍存在一些差異性，早期大部分係採用 β/γ 總比活度的限值，近期則逐漸引入核種相依的值一法則的做法，並且部分國家也開始考慮採用 α 發射體的限值。

表 3.1.1、各國用於廢棄物解除管制之表面活度限值

國家	1996年以前	2016年
德國	0.37 Bq/cm ² (適用於面積>100 cm ² 的表面污染)	核種特定(值一法則)
芬蘭	0.40 Bq/cm ² (適用於面積>0.1 m ² 的表面污染)	Alpha: 0.4 Bq/cm ² Strong beta/gamma emitter: 4 Bq/cm ² Weak beta/gamma emitter: 0.4 Bq/cm ²
比利時	0.40 Bq/cm ² (適用於面積> 300 m ² 的表面污染)	Alpha: 0.04 Bq/cm ² Beta/gamma emitter: 0.4 Bq/cm ²
美國	0.83 Bq/cm ² (適用於面積> 1 m ² 的表面污染) 2.5 Bq/cm ² (適用於面積< 100 cm ² 的表面污染)	Alpha: 核種特定 Beta/gamma emitter: 0.83 Bq/cm ²
瑞典	4 Bq/cm ² (適用於面積> 100 cm ² 的表面污染) 40 Bq/cm ² (適用於面積< 10 cm ² 的表面污染)	Alpha: 0.4 Bq/cm ² Beta/gamma emitter: 4 Bq/cm ²
義大利	N.A.	核種特定(值一法則)
西班牙	N.A.	核種特定(值一法則，僅適用於混凝土)

表 3.1.2、各國用於廢棄物解除管制之比活度限值

國家	1996年以前	2016年
德國	0.1 Bq/g 1.0 Bq/g (適用於一般 熔化設施中金屬的再 利用)	核種特定(值一法則)
瑞典	0.1 Bq/g (適用活度超 出天然活度含量的商 品)	核種特定(值一法則)
英國	0.4 Bq/g (適用密封射 源外的固體總活度)	核種特定(值一法則)
美國	無	核種特定(值一法則)
比利時	N.A.	核種特定(值一法則)
義大利	N.A.	核種特定(值一法則)
法國	N.A.	無
芬蘭	N.A.	核種特定(值一法則)
西班牙	N.A.	核種特定(值一法則)
日本	無	核種特定(值一法則)

案例研析

如圖 3.1.1 所示，層級 A 的回收方案為目前國際上普遍期望採用的做法，亦即為無條件解除管制並採用一般材料回收的方式來進行處置，此乃由於核設施中大部分的結構及流程系統都是乾淨的，或是僅遭受微量污染。另一方面，屬於有條件解除管制的層級 B 及層級 C 的回收方案，目前大多僅是無條件解除管制發生窒礙難行時的替代選項，此

結果也可能反映出目前國際上仍缺乏有條件解除管制可供遵循的做法包含釋出限值、材料處置程序、管制架構等。

(1)金屬解除管制

金屬為目前除役核設施中最常被進行回收與再利用的材料，這是由於金屬相較於建築材料較易於除污，且金屬材料的回收與再製的程序在傳統的廢棄物管理中已是相當成熟的做法，特別又以鋼鐵最為普遍。鋼鐵是除役廢棄物中佔比最高的金屬，為最常見被回收及再利用的金屬，其它銅、鉛、鋁等金屬同樣也有類似的做法。由於銅具有相對較高的價值；鉛和鋁則因具有本質上的化學毒性和產生氫氣等特性，如採用放射性廢棄物貯存的方案會有不利的影響，目前國際上廢棄物相關的接受標準都會限制鉛與鋁的含量，如：比利時即限制貯存桶的鋁含量不得超過 10 kg、英國的低階放射性處置設施也有類似的規定。

鋼鐵和其它金屬通常在除污及無條件解除管制之後送去回收，除污程序可能涉及化學/水噴射清洗、乾/濕噴射、凝膠法或這些方法的組合，最後藉由表面活度量測和/或比活度量測來確認是否可釋出這些金屬。金屬也可在受監管的設施先行熔化後，然後以鑄錠的形式釋出，熔化過程中的均質化可允許從鑄錠中提取具有代表性的樣品，可簡化特性偵檢的難度。此外，熔化製程也會降低金屬的活度，因為部份核種會積聚在爐渣中或在融化過程中揮發(如：Cs-137)。解除管制之後的金屬即可依常規的廢金屬回收流程進行回收，並不會有限定的終端應用或目的。此外，工

具和設備也可以無條件地解除管制並直接重複再使用，國際上部份核電廠除役的緊急柴油發電機即採用此種做法。另一方面，在某些情況下，當材料採用有條件解除管制進行加工和回收時，與無條件解除管制的回收和再利用相比可減少可能的曝露途徑，例如：瑞典的 Studsvik 核能機構將欲釋出的金屬送到傳統的熔煉設施，條件是必須確保在此設施中將污染廢金屬與非污染金屬混合進行重熔，且業者必須定期對熔煉設施進行審核並落實此過程中的品保相關措施，此項有條件解除管制的做法可符合輻防指引的相關規範並已獲得瑞典的管制機關許可。表 3.1.3 為 Studsvik 核能機構在 1987 年至 2015 年間經由熔煉設施所解除管制的金屬總量，包含有條件和無條件釋出的金屬。

德國的 Stade 核電廠除役之後也拆除數以萬噸的廢金屬，這些廢棄物如果可以藉由合理的除污程序而達到無條件釋出的標準，一般會選擇在現場處置完後即釋出進行熔化。然而，如當材料超出無條件釋出標準時，則會優先考慮採用在受監管的熔煉設施中進行熔化的有條件式解除管制。西班牙的 Vandellós-1 核電廠除役從受影響區域釋出了約 8,000 噸的材料(大部分為金屬)，並從非受影響區域/組件中釋出額外的 8,000 噸，大部分的這些材料也已被送去回收及再利用。此外，也有一些未解除管制的金屬在核工業中回收和再利用的案例，某些設施使用這些材料重製作為輻射屏蔽材料或用於製造放射性廢棄物貯存容器，如：法國的 Sodeci 使用核設施中的廢金屬生產輻射防護用的廢棄

物封裝容器、比利時的 SCK•CEN 核能研究中心和法國的薩克雷加速器設施使用回收和再利用的鉛作為屏蔽材料、西班牙的 Vandellós-1 核電廠則將受污染的含鐵金屬材料回收並用於芝加哥費米實驗室的屏蔽材料等。

為了滿足從核工業回收材料的需求，並緩解放射性廢棄物臨時和最終處置設施有限的可用性，國際上已有部分公司建置專用的熔煉廠，可專門提供從正在運轉或除役核設施中回收受污染金屬的營運項目，而這些被回收後的金屬可用於核工業內外的相關應用，甚至有部份公司可提供直接在核設施廠址內建置熔煉設備的服務。

核設施中通常也存在大量的電纜，電纜中的銅導線可被解除管制和回收。電纜可以完好無損地釋出進行一般回收處置，也可以先對電纜進行銅與塑料絕緣層分離處理之後單獨釋出銅材料的部分。這兩種做法都已在國際相關的核設施中被採用，而採用第二種做法的優點是即使其它材料不符合無條件解除管制的釋出限值，銅金屬的釋出可不受其影響，然而採用此法需要在現場建置專用的電纜處置相關設備。

鑑於從鋁土礦生產鋁需要相當高的能量，由環境和經濟面向來考量，從核設施中回收鋁金屬亦具有吸引力。此外，如前所述因為鋁在氧化過程中會快速產生氫氣，致使鋁金屬在廢棄物處置設施中可能會遭遇可貯存量限制的問題。儘管國際上已有部份核設施藉由符合解除管制標準而將鋁釋出，然而鋁金屬的回收目前在公眾接受度上並不

高，傳統的回收商對於處理此類材料仍具有較高的顧忌，因此大部分的鋁金屬回收主要是被重新用於廠址現場的相關建造，如：現場造景用的植栽花壇等。

表 3.1.3、瑞典 Studsvik 核能機構經由熔煉設施解除管制釋出的金屬總量

金屬	重量/噸*
碳鋼	32,000
不鏽鋼	5,200
鋁	2,033
鉛	1,153
黃銅	307
銅(非電纜)	99
電纜(已剝除絕緣包覆層)	3,896

*資料取自 1987 年至 2015 年間

(2)混凝土解除管制

除了金屬廢棄物之外，核設施除役也會產生大量的混凝土碎片，主要係以清除建築物所產生的混凝土。建築物在被拆除之前，通常會先進行表面和/或質量比活度量測之後才釋出，然後將混凝土依傳統的建築瓦礫處理並相應地進行回收利用，或者也可將混凝土結構切成小塊並單獨釋出。瑞典的 Ringhals 核電廠採用後者的做法，比利時的 SCK-BR3 核電廠則是這兩種方法都採用。此外，某些混凝土會先在現場壓碎，然後對壓碎的材料進行質量比活度量測之後才會解除管制，比利時的 BelgoProcess 放射性廢棄

物處置機構即採用此種方法。壓碎混凝土亦可以使細粒料與粗粒料部分分離，2011 年 NEA 的研究已經證實污染通常會穿透具多孔性的細粒料，但不會穿透較緻密的粗粒料。因此，即使污染物已經滲透到混凝土結構中，這種壓碎分離也將允許粗粒料可被釋出及回收。使用混凝土作為回填材料(back filling material)已經成為國際除役核設施回收混凝土相當普遍被採用的做法此類以現場復原目的的混凝土回收屬有條件的解除管制，使用壓碎的混凝土於現場回填可以減少對公眾的曝露，與無條件解除管制相比可允許更高的釋出限值。此種做法已應用於國際上部份核設施，例如：西班牙的 Vandellós-1 核電廠與瑞典的 Ranstad 鈾加工廠即重新使用來自建築結構解除管制的混凝土做為土地復原之用。

圖 3.1.2(a)~(b)顯示過去國際上部分核設施實施材料解除管制的回收案例與成果，包含鉛、鋁、混凝土等廢棄物。表 3.1.4 所列則為國際核設施之除役廢棄物採用回收與再利用的實施情形，表中涵蓋了各類金屬與混凝土釋出的案例，並依專案名稱、廠址、國家、材料種類、重量、物理型式、釋出情境、終端應用等進行比較。由表可知，釋出的案例以混凝土佔最大宗，其次為鋼鐵，亦有少部分的銅、鋁、鉛等其它類金屬材料。釋出情境主要以層級 A 的無條件解除管制為主，另有少數則採取有條件的層級 B 及未解除管制直接在廠使用的層級 D。因此，無條件解除管制確實已在大多數的除役專案中被採用，有條件解除管制及在

核工業內部的回收使用也是可能的做法。由此可知，雖然解除管制的釋出限值可能對於量測上會是一大挑戰，但應不至於構成除役廢棄物釋出與回收的阻礙。

表 3.1.4、國際核設施除役廢棄物回收與再利用之案例比較

Project	Site	Country	Material	Amount/tonnes	Physical form/processing	Tier	Endpoint
BWR turbine rotors Ringhals NPP	Ringhals NPP	Sweden	Steel	360	Large/whole component	A	Conventional recycler
Berkeley boilers	Berkeley NPP	United Kingdom	Steel	3 200 ¹	Segmented component/melting	A, B ²	Conventional recycler
Lead from removable shielding	BR3 NPP	Belgium	Lead	34	Encapsulated lead/melting	A, D	New hot cells
Fuel reprocessing plant	Eurochemic	Belgium	Concrete/steel	25 166/2 439	Building structures and rubble	A	Conventional recycler
Concrete from PWR Containment	Ringhals NPP	Sweden	Concrete	200	1 tonne concrete blocks	A	On-site construction
Sorting plant decommissioning	Ranstad uranium processing facility	Sweden	Concrete	15 000	Building structures and rubble	B	Site remediation
Release of cable	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)	Germany	Copper	4.15	Off-site cable shredder	A	Conventional recycler
Concrete debris recycling	JRR-3 research reactor	Japan	Concrete	1 800	Concrete rubble	A	Site remediation
Gas centrifuges	Ningyo-Toge centre	Japan	Aluminium	11	Pipes	D	On-site construction
Off-gas building decommissioning	Cadorso NPP	Italy	Concrete/steel	7 200/908	Crushed concrete/scrap metal	A	On-site construction
Turbine building	Cadorso NPP	Italy	Concrete/steel	-/8 272	Whole building/scrap metal	A	Reuse
Calder Hall cooling towers	Calder Hall NPP, Sellafield	United Kingdom	Concrete	5 200	Crushed concrete	A	Conventional recycler/site remediation
Windscale pile chimney	Windscale, Sellafield	United Kingdom	Concrete	3 000	Crushed concrete	A	On-site construction
Waste management building	MZFR, WAK, Karlsruhe	Germany	Concrete	3 530	Whole building	A	Conventional recycler
Plant decommissioning	NPP Vandellós-1	Spain	Concrete	78 962	Concrete structures	D	Reuse on-site

Note: The tier column refers to the tiered concept proposed in the 1996 report, but with the extension of the concept to materials other than metals.

1. As per 2013, 11 out of 15 boilers had been processed.

2. The material was cleared and released under Studsvik's licence allowing both conditional and unconditional clearance.



(a) 比利時SCK•CEN機構現場建置鉛熔煉設備製作鉛錠並無條件釋出

(b) 比利時SCK•CEN機構使用未釋出的鉛製成400公升的貯存桶



(c) 日本JAEA機構使用鈾濃縮廠氣體離心機中釋出的鉛管所建造的花壇



(d) 瑞典Vattenfall機構所釋出的1噸混凝土塊

圖 3.1.2、國際核設施實施材料解除管制的回收案例與成果

除役廢棄物解除管制限值

目前歐洲、美國、IAEA 等不同國家及國際機構都已嘗試致力於除役廢棄物解除管制的放射性劑量評估的相關研究，用以制定材料解除管制的比活度(Bq/g)或表面活度(Bq/cm²)限值，包括：歐盟委員會 RP 101、美國 NUREG 1640 及 ANSI/HPS N13.12、IAEA GSR Part 3 等相關指引或研究。表 3.1.5 列出了上述文件針對特定核種所推導的解除管制比活度與表面活度限值，表中所給出的所有解除管制限

值都是基於 10 $\mu\text{Sv/a}$ 之個體有效劑量標準所推導得出且僅限於無條件解除管制的廢棄物外釋。由表中數值比較可知，由 Co-60、Cs-137 或 Eu-154 等強 γ 發射體核種所對應之解除管制限值相當接近，但其餘部分核種對應的限值卻有極大的差異，此可能與劑量評估時所假設的情境不一致所致。

在 IAEA GSR Part 3 中，主要提供用於大量固體材料解除管制的比活度限值(Bq/g)，這些限值涵蓋天然及人工來源的放射性核種，而其用於計算人工來源放射性核種的個體劑量所採用的模型則是依據 IAEA 第 44 號安全系列報告中的方法，即為其推導人工來源放射性核種活度限值所考慮的情境及相關途徑，總共包含三個工人情境及七個居民情境，並考慮體外、攝食及吸入等輻射曝露途徑。

針對歐盟委員會所發布之 RP 101 解除管制建議則包含用於推導解除管制表面活度限值的放射評估模型的詳細描述。該模型所推導之解除管制表面限值主要是針對金屬廢棄物(如：鋼、銅、鋁且因考量回收和再利用的情境，可滿足無條件解除管制的要求。由於模型中假設最可能發生的再使用情境，這些解除管制限值不僅適用於金屬，還適用於其它經處理、處置及使用過的物品，如塑料、木材或玻璃製品等。另一方面文件中也提及解除管制表面限值的重要性對於金屬廢棄物採用回收或再利用方案並不相同，亦即採用回收方案的解除管制主要應由比活度限值所控制，而採用再利用方案的解除管制則應由表面限值所決定此係

由於在多數情況下採用塊體的比活度量測勢必會破壞材料或設備的完整性，可能違背再利用方案的目的。此外，該文件中所採用的放射模型具有決定性(deterministic)的特質，並且僅適用於解除管制表面限值的推導，其表面限值並非使用質量與表面比率(masstosurfaceratio)轉換因子計算求得，因此與比活度限值的放射評估模型無關。

在美國 NRC 所發布的 NUREG 1640 技術報告中，則採用與 RP101 完全不同的做法，NUREG 1640 主要係發展一個完整的放射評估模型，旨在推導廢鋼鐵、銅、鋁和混凝土碎石經解除管制之後採取回收及再利用的比活度限值，而所考慮的廢棄物種類則涵蓋了可能從核設施或其它許可設施中所釋出的大部分組件與材料。在 NUREG 1640 的模型中，表面限值主要是藉由所關注材料的質量與表面比率轉換因子經由特定於質量的比活度限值轉換所求得。例如：鋼及混凝土的質量與表面比率轉換因子分別為 $5.1\text{g}/\text{cm}^2$ 及 $280\text{g}/\text{cm}^2$ 使用這些數值及所推導的比活度限值即可求得鋼及混凝土所對應的表面限值，而兩者將近 50 倍的差異也說明廢鋼的解除管制會對應最低表面活度限值的原因。同樣地，在 ANSI N13.12 的標準文件中也使用與 NUREG 1640 類似的方法，此也說明當開發用於推導表面活度限值的專用放射評估模型過於複雜或具有難度時使用質量與表面比率轉換因子來推算表面限值應是另一種可行的方法。由於 NUREG 1640 所提出的模型可分別評估個別材料核種特定的解除管制限值，並且也採用質量與表面比率轉換因子來

進行比活度及表面活度限值的轉換，同時模型中也引用不同於決定性分析的機率分析計算模式，預期應可考慮因各類參數之不確定性所造成的影響。在下一階段的研究中，我們將詳細地探討 NUREG 1640 中各種材料回收與再利用的曝露情境、放射模型、計算方法、以及參數來源等。

表 3.1.5、特定核種之解除管制比活度及表面活度限值比較

核種	IAEA GSR Part 3 (Bq/g)	NUREG 1640 (Bq/g)		RP 101 (Bq/cm ²)	NUREG 1640 (Bq/cm ²)	
		Mean	95 th percentile		Mean	95 th percentile
H-3	100	526	137	10,000	2,632	714
C-14	1	313	208	1,000	1,600	1,053
Cl-36	1	5.9	1.4	100	29	7
Fe-55	1,000	21,739	5,882	1,000	109,890	29,411
Co-60	0.1	0.2	0.1	1	1	0.3
Sr-90	1	17.5	6.7	10	83	34
Cs-137	0.1	0.6	0.2	10	3.1	1.0
Eu-154	0.1	0.5	0.2	1	2.3	0.6
U-234	N.A.	0.7	0.2	1	3.7	1.2
Pu-242	0.1	0.3	0.1	0.1	1.6	0.5
Am-241	0.1	0.2	0.1	0.1	1.1	0.3

NUREG-1640 劑量評估方法

除了 IAEA 與歐盟委員會所制訂的放射性廢棄物解除管制的標準與輻射劑量評估相關指引之外，美國 NRC 於 2003 年也發布了 NUREG-1640 技術報告。該報告係針對核設施廢棄物解除管制之放射劑量評估，在進行輻射曝露情

節與模型的設計時，完整且縝密地考量美國當前工業實務的實際處理流程與情節，並且也納入更貼近於美國群眾生活習性的數據，其目的是為了降低劑量曝露評估時非必要的保守度或高估可能的劑量。該報告的分析結果雖不能被視為代表任何管制政策或管制決策，但可作為支援管制考量的技術基礎。具體而言，其結果可用於判定各類材料解除管制之回收或處置作業流程中的關鍵群體，並可藉此求得各關切核種以劑量為基準的比活度或表面活度標準。對於通用法規的制訂，各情節中具有最大平均歸一化劑量的個體，在核種相依的基礎上可被判定為該類材料解除管制的關鍵群體，而涉及個體劑量的監管決策通常會基於此關鍵群體的平均劑量，只要限制關鍵群體的潛在劑量，即可確保任何其他群體的平均潛在劑量不會超出限值。NUREG-1640 報告中的劑量評估即廣泛地考慮材料在回收與處置流程中所有可能的情節，除了可精準掌握關鍵群體之外，這些大量的曝露情節、計算模型、建模參數、數學公式等也可能可實際應用於某些特定的個案，當曝露情節與個案分析的情況足夠相似時，對應的方法即可用於劑量重建。

NUREG-1640 的劑量評估分析分別計算一年曝露期間的有效等效劑量(effective dose equivalent, EDE) 或有效劑量(effective dose)，前者係基於 1977 年 ICRP 26 號報告的建議，後者的計算係數則是採用 1991 年所出版的 ICRP 60 號報告的建議。由於材料解除管制時，殘餘活度可能會留在

表面或分布於整個塊體之中，個體會遭受整批材料的曝露，包含不同尺寸及形狀的組件，藉由假設活度平均分布於整個塊體或表面進行分析，並以單位活度進行歸一化，即可求得以比活度或表面活度歸一化的劑量值，即 $\mu\text{Sv}/(\text{Bq/g})$ 或 $\mu\text{Sv}/(\text{Bq}/\text{cm}^2)$ 。

所考慮的廢棄物種類涵蓋鋼鐵、銅、鋁、以及混凝土等材料的回收與處置流程，總計共納入 86 種曝露情節及 115 個關注核種。任一曝露情節需藉由一組參數及數學關係式來描述，這些參數包含與核種無關的參數，亦即可適用於所有放射性核種的參數(以廢鋼鐵的分析為例即有超出 300 個此類參數)、與回收及處置流程相關的製程參數、與核種物理特性相關具固定值的參數(如：半化期或劑量轉換因子)等，其中所採用的許多參數值係源自於已發表的論文或技術報告，或經由工業聯繫及實地參訪所取得。

在此報告中放射性核種之選擇，是解除管制材料中所殘留放射性活度的可能成分。表 3.1.6 列出了 NUREG-1640 所考慮的 115 個放射性核種，並依據其對應的參考文獻分別陳列。這些核種係選自許多參考來源，說明如下：

(1) NRC 與 IAEA 通信函件^[30]：構成解除管制材料殘留活度的放射性核種可能與低放射性廢棄物中的核種相似，此函件中所列出的核種佔美國低放射性廢棄物 LLRW 處置場在 1988 年至 1990 年處置的總活度 90% 以上。

(2) 商用處置場評估文件^[31]：本文件列出 1992 年美國

商用 LLRW 處置場所處置的各種來源的廢棄物中的放射性核種，來自間接取得、反應器、學術、醫療、工業和政府等。

(3) 商用核動力反應器核種清單^[19]：本文由部分研究數據中提出核電廠系統和材料(特別是不銹鋼) 中所發現的放射性核種清單，僅包括半化期超過 50 天的放射性核種。

(4) 中子活化產物：由於中子輻照而可能在解除管制的材料中發現的活化產物，而被添加到放射性核種的列表中。

(5) 放射性核種之子核：由上述來源中所確定的母核的潛在重要(半化期大於 30 天)的放射性子核而被列入清單之中。半化期少於 30 天的子核則被假設與其母核處於長期平衡，因此被隱含在母核的分析中。

(6) 歐盟委員會第 89 號輻射防護指引^[15]：歐盟委員會在核設施回收金屬的放射防護標準中所建議的放射性核種也包括在清單之中。

相較於上述被考慮的核種，半化期長於 Th-232($> 1.41 \times 10^{10}$ 年)的放射性核種未包括在分析中，此類核種(如 Sm-147)的比活度通常非常低，以至於在解除管制材料中發現的有限數量並不會產生顯著的劑量。此外，除 P-32 和 I-131 之外，半化期小於 30 天的核種也被排除在外，由於在解除管

制的材料中不太可能發現此類短壽命核種的任何顯著活度。上述兩種核種則是因為它們在醫學和研究中的用途，而且 I-131 亦是主要的裂變產物之一。

表 3.1.6、NUREG 1640 所考慮的 115 個放射性核種及其參考來源

參考來源	關注核種
NRC 與 IAEA 通信函件	H-3、C-14、Na-22、P-32、S-35、Cl-36、Ca-45、Cr-51、Mn-54、Fe-55、Fe-59、Co-57、Co-58、Co-60、Ni-63、Zn-65、Se-75、Sr-90、Zr-95、Nb-95、Tc-99、Ru-103、Ru-106、Ag-110m、Sb-124、I-125、I-129、I-131、Cs-134、Cs-137、Ce-141、Ce-144、Pm-147、Po-210、Th-232、U-238、Pu-241
商用處置場評估文件	K-40、Ni-59、Sr-85、Cd-109、Sb-125、Ba-133、Eu-152、Eu-154、Ir-192、Th-228、U-235、Am-241
商用核動力反應器核種清單	Sr-89、Y-91、Nb-93m、Nb-94、Mo-93、Ag-108m、Eu-155、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Cm-242、Cm-244
中子活化產物	Ca-41
放射性核種子核	Pb-210、Ac-227、Th-229、Th-230、Pa-231、U-233、U-234、Np-237
歐盟委員會第 89 號輻射防護指引	Sc-46、Mn-53、Co-56、As-73、Zr-93、Tc-97、Tc-97m、Sn-113、Te-123m、Te-127m、Cs-135、Ce-139、Sm-151、Gd-153、Tb-160、Tm-170、Tm-171、Ta-182、W-181、W-185、Ox-185、Tl-204、Bi-207、Ra-226、Ra-228、U-232、U-236、Pu-236、Pu-242、Pu-244、Am-242m、Am-243、Cm-243、Cm-245、Cm-246、Cm-247、Cm-248、Bk-249、Cf-248、Cf-249、Cf-250、Cf-251、Cf-252、Cf-254、Es-254

體外曝露計算

在任一個曝露情節之中，輻射劑量可以經由一個或多個曝露途徑傳遞，主要可分為體內與體外兩類。在

NUREG-1640 的分析中，幾乎所有的放射性核種都會釋出可計算的光子輻射，包含原子核衰變期間放出的 γ 射線或 x 射線，或在 β 衰變後產生的制動輻射(bremsstrahlung) x 射線。在個體可能接近殘留放射性物質的各種情節下，都會評估這種直接穿透性輻射的體外曝露。在特定射源所造成的體外曝露劑量率可經由下式計算：

$$d_{ix} = C_i F_{ix} U_x \quad (1)$$

其中， d_{ix} 為核種 i 造成的體外曝露劑量率($\mu\text{Sv/h}$)、 C_i 為核種 i 於源材料的比活度(Bq/g)、 F_{ix} 為核種 i 的體外曝露劑量因子($\mu\text{Sv/h} / \text{Bq/g}$)、 U_x 為不確定因子。參數 F_{ix} 是核種和情節特定的劑量率因子，當射源相對緊湊或具有複雜的幾何形狀時， F_{ix} 的值可藉由計算機模擬具有指定形狀、尺寸、密度和元素組成的射源所發射的光子與 β 射線求得。模擬時係使用 Los Alamos 所開發的蒙地卡羅 MCNP 4C 程式，主要考量發射粒子與源材料以及附近的其它物體和環境介質的相互作用，如：空氣、底層土壤或路面以及其它屏蔽或散射材料等。計算時假設該射源在其整個質量範圍內被放射性核種及其短半化期子核均勻污染。在大多數的案例中，會在兩個或多個受體位置計算各曝露幾何形狀的劑量率，並藉由這些劑量率的組合來決定所在位置的劑量率。劑量率隨位置的變化可用於計算不確定性因子 U_x ，該因子被指定為具有平均值為 1 的均勻分佈。假設受體位置是固定的，或劑量率的計算是對占用的面積或體積進行平均，這些情況之下的不確定性因子將設定為 $1(U_x \equiv 1)$ 。

對各種曝露幾何形狀及源材料會執行有效等效劑量 EDE 及有效劑量兩種計算，EDE 係數使用 ICRP 26 號報告 (ICRP 1977) 的組織加權因子，而有效劑量係數則使用 ICRP 60 號報告的因子 (ICRP 1991)。對於可以用無限平面近似的延伸射源，包括表面受污染的半無限土壤板或對於被污染到無限深度的土壤，EDE 計算係使用聯邦指引報告 (Federal Guidance Report, FGR) 第 12 號的劑量係數，而有效劑量係數則同樣是基於 FGR 12 號報告之計算，但採用 ICRP 1991 中的組織加權因子。

體內曝露計算

體內曝露涵蓋吸入及攝入殘留放射性物質所引起的劑量。FGR 第 11 號報告列出了吸入和攝入的劑量轉換因子 (dose conversion factor, DCF)，可用於計算個體攝入單位活度的放射性核種所造成的 EDE 劑量。同樣地，ICRP 第 68 號報告也列出了工人攝入放射性核種的有效劑量係數，因大多數放射性核種的關鍵群體包括工人，因此這些係數可適用於相關的分析。對於許多放射性核種，DCF 和有效劑量係數具有不同的數值，具體而言須取決於核種的化學形式。ICRP 第 68 號報告更進一步根據顆粒大小區分吸入係數。為了進行更實際的評估，該分析則是依據各放射性核種在特定介質中最有可能出現的化學形式和該情節下懸浮氣溶膠最可能的粒徑尺寸，來選擇各情節下的 DCF 和劑量係數。

NUREG-1640 曝露情節

NUREG-1640 曝露情節包含廢鋼鐵的回收與處置、廢銅的回收與處置、廢鋁的回收與處置、混凝土瓦礫的回收和處置等，以下分別說明：

(1) 廢鋼鐵的回收與處置

鋼鐵為核設施除役之後最重要的廢金屬材料，而廢鋼鐵解除管制之後大抵可採取回收/再利用或於掩埋場進行處置兩種方案，因此含鐵金屬廢棄物解除管制的潛在劑量評估包括兩個主要部分：(1) 廢鋼鐵處理流程描述：此部分涵蓋經由正常回收過程來描述廢鋼鐵解除管制的流程，從廢鋼鐵的產生開始，並經過熔化、精煉、製造和產品使用等過程；另一部分則為回收的替代方案，亦即將廢鋼鐵直接送往工業或公立掩埋場進行處置。(2) 曝露情節之發展與劑量評估：針對解除管制的廢鋼鐵之回收及處置作業對個體可能造成的輻射劑量進行評估，該評估涉及 37 種曝露情節，這些曝露包含在鋼鐵廠及鑄造廠處理與加工解除管制的廢鋼鐵及熔化和精煉這些廢鋼鐵的產品、這些設施排放的空浮污染物、廢鋼鐵及爐渣產品的運送、回收產品的使用、解除管制廢鋼鐵及熔煉副產物的填埋處置，以及來自垃圾掩埋場和含有解除管制廢鋼鐵或爐渣副產品儲存堆的滲濾液滲入井水等。在進行劑量評估時，則採用美國目前含鐵金屬回收相關的數據，以及當代美國工作實務和生活習慣的數據。

NUREG-1640 分析中所採用的劑量評估方法係為特定法與通用法的結合。在可用數據允許的情況之下，使用特

定法來假設一些具體的情節，使評估可盡可能地貼近實際的情況。同時，也使用通用法納入可廣泛定義的情節，這些情節可代表各種可能的曝露情況，並且不會嘗試對任何特定的真實情況的細節進行建模。因此，曝露情節的設計基礎要求情節應能力求完整、適當且實際。完整意味著所考慮的情節必須能夠涵蓋潛在關鍵群體的個體的輻射曝露。適當則表示這些情節必須適合廢鋼鐵回收和處置的實際實務以及產品使用條件。最後，情節的數量必須是實際的，亦即所考慮的情節不可過於發散而無法管理，對於發生機率低或僅影響小眾的情節應被排除。此外，所評估的情節僅涵蓋輻射工作人員以外的關鍵群體，並依其屬性分為”工人相關情節”及”非工人相關情節”。主要情節可分為六大類：處理及加工、大氣釋放、運送、產品使用、垃圾掩埋場處置、垃圾掩埋場或儲存堆滲濾液滲入地下水等。

(2) 廢銅的回收與處置

如同廢鋼鐵之作法，廢銅回收與處置的劑量評估也包含兩個步驟：第一個步驟為經由正常的回收過程建立解除管制廢銅的回收流程，涵蓋廢銅的產生、精煉、製造、產品使用，以及採用處置方案來取代回收的做法。經由流程分析，可計算廢銅精煉後之產品及副產物中的各種放射性核種的濃度。第二個步驟則為曝露情節的發展與分析，而大多數的廢銅分析情節與廢鋼鐵具有相對應的情節。

(3) 廢鋁的回收與處置

除役電廠產生的廢鋁中僅有約 6~10%的鋁來自解除管制的廢棄物，其餘均來自非受影響區。美國對於廢鋁加工有相關的流程，主要經過廢棄物場進行解除管制後的處理，再經過再生冶煉廠進行加工，製成再生鋁製品，過程中產生的鋁渣、粉塵及相關液體透過卡車運輸至掩埋場處置，而再生產品經過其它加工後作為產品使用，有部分氣體造成場外居民的直接曝露。在廢鋁熔鑄的過程中會添加氯氣或其它鹵素，以除去內含的鎂並除去磁性，廢棄物的雜質將在過程中轉移至鋁渣，也可能產生一定程度的揮發性氯化物。

NUREG-1640 描述了廢鋁回收與處置相關的劑量評估，內含 21 種曝露情節，其中鋁製炊具的使用並未在銅和鋼鐵的回收劑量評估中出現，屬於新增的情節。另有一修訂過的模型，係將再生冶煉廠建模為一土堆，而不是像廢鐵造路那樣當成一個無限平面。

在 NUREG-1640 中，核設施鋁廢棄物的回收與處置評估共涉及了 21 個曝露情節，這些途徑描述了再生鋁冶煉廠處理和加工解除管制的廢鋁和熔化精煉的產品、設施排放的空氣污染物、廢鋁和冶煉產品的運輸、鋁的產品使用、解除管制廢棄物和鋁渣的掩埋處置、以及含有解除管制廢棄物或鋁渣的掩埋場滲濾液滲入井水。

解除管制鋁廢棄物的潛在劑量評估包括兩個部分，第一步驟係經過正常的回收流程來表徵已解除管制廢棄物的流程，從廢棄物的產生、熔化或熔煉、製造、產品使用、

以及回收以外的處置，這個步驟可以用於描述廢鋁冶煉產品和副產品中的放射性核種活度。第二步驟是曝露情節的建立和分析，在 21 種曝露情節中，除了其中一種情節之外，其餘均對應於廢鋼鐵和廢銅的情節分析。

(4) 混凝土瓦礫的回收和處置

解除管制混凝土的物料流相對單純，多是經由物理方法處理後由卡車運輸，作為道路鋪設及填土掩埋，部分滲出物可能流向場外水井，而回收土約七成都是作為路基使用。

與廢金屬一樣，曝露於解除管制混凝土瓦礫一年期間的歸一化有效等效劑量和有效劑量的評估包括兩個部分：第一步是經由正常的回收過程來表徵解除管制混凝土的流程，從碎石的產生開始，到道路建設的加工和使用，以及作為回收的替代方案的處置。第二步是曝露情節的建立和分析。

NUREG-1640 劑量評估結果總結

表 3.1.7 中綜整 NUREG-1640 分析中針對各類解除管制材料之劑量評估結果，表中依各材料別分別列出有效等效劑量及有效劑量評估結果之最關鍵的曝露情節與對應的核種數量，並列出最高均一化劑量的核種及以質量與表面劑量為基準的劑量。由表可知，有效等效劑量與有效劑量的評估結果差異不大，各類解除管制材料的關鍵曝露群體皆為處理廢棄物或爐渣的工人。造成最高均一化劑量之核種

主要為 Cf-254 與 Th-229，其中最高的質量均一化有效等效劑量為 1400 pSv/y per Bq/g，來自於 Cf-254；最高的表面均一化有效等效劑量為 69 pSv/y per Bq/cm²，來自於 Th-229。

針對質量有效等效劑量(Mass-based EDEs)的評估結果，所有解除管制材料之中，以混凝土瓦礫貢獻最高的劑量。在 115 個核種中，有 88 個核種的最高質量有效等效劑量來自於混凝土瓦礫，其中 41 個關鍵群體為使用再生混凝土修建道路之工人，其餘則為在附屬設施處理混凝土瓦礫的工人及在混凝土垃圾掩埋場下游處取井水飲用之個體。混凝土瓦礫成為主要關鍵群體劑量的主要原因為拆除一個大型核設施會產生大量的此類材料(約可產生 143~281 kt 混凝土瓦礫、15~24 kt 廢鋼鐵，其它材料更少)。再者，混凝土材料最可能直接在廠址或附近之設施處理，且不可能會混合其它材料，工人通常會直接曝露未稀釋之活度。其餘 27 個最高質量有效等效劑量的核種則來自於廢鋼鐵的回收，關鍵群體為處理廢棄物及爐渣的工人。

針對表面有效等效劑量(Surficial EDEs)的評估結果，有 74 個核種的最高表面有效等效劑量來自於廢鋼鐵，關鍵群體為在廢棄物場處理廢鋼鐵的工人。造成上述質量與表面有效等效劑量不一致的原因為質量表面比的差異所致(鋼與混凝土瓦礫之質量表面積比分別為 5.1 g/cm² 及 208 g/cm²)。其餘 41 個最高表面有效等效劑量的核種則來自於廢銅回收，其關鍵群體則為處理銅渣的工人。

另一方面，有效劑量與有效等效劑量的評估結果類

似，差別在於核種數量的差異。有 95 個核種的最高質量有效劑量來自於混凝土瓦礫，其餘 20 個來自於廢鋼鐵；有 87 個核種的最高表面有效劑量來自於廢鋼鐵，其餘 28 個來自於廢銅。

最後，針對核電廠除役常見核種，如： ^3H 、 ^{14}C 、 ^{63}Ni 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^{235}U 、 ^{241}Am 、 ^{239}Pu ，整理這些核種於各類材料中的關鍵曝露情節及其單位活度造成的有效劑量於表 3.1.8 之中，此表也可作為未來核電廠除役廢棄物解除管制時的參考。

表 3.1.7、各類解除管制材料之關鍵曝露情節劑量評估結果

材料	曝露情節	核種數量	最高均一化劑量之核種及其劑量
有效等效劑量			
廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵的工人	41	Cf-254 330 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 65 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
廢銅	在火煉廠處理爐渣的工人	90	Th-229 36 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 69 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
廢鋁	在廢棄物場處理鋁廢棄物的工人	78	Th-229 0.51 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.56 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫的工人	52	Cf-254 1400 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.9 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
有效劑量			
廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵的工人	59	Cf-254 320 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 62 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²

廢銅	在火煉廠處理爐渣的工人	86	Cf-254 8.7 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 17 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
廢鋁	在廢棄物場處理鋁廢棄物的工人	77	Cf-254 0.22 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.24 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫的工人	56	Cf-254 1400 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.9 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²

表 3.1.8、核電廠常見核種於各類材料中的關鍵曝露情節及其均一化劑量

核種	材料	曝露情節	均一化劑量
有效等效劑量			
H-3	廢鋼鐵	在工業掩埋場處理廢鋼鐵	0.019 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.0038 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在工業掩埋場處理廢銅	1E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	2.8E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.6E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	0.066 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.4E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
C-14	廢鋼鐵	在工業掩埋場處理廢鋼鐵	0.032 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 6.3E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	熔爐廢氣排放	2.4E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.7E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	4.5E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 5.0E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.1E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Ni-63	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	4.7E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 9.4E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	5.4E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 1.0E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	鋁製炊具使用	3.5E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.9E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	2.1E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 7.4E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Co-60	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	52 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 10 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	1.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.2 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²

	廢鋁	駕駛鋁製引擎組件的計程車司機	0.29 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.26 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	使用再生混凝土修建道路	290 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Cs-137	廢鋼鐵	卡車司機在自卸拖車中拖運 EAF 粉塵	15 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在廢棄物場處理廢銅	0.2 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.39 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	7.4E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 8.3E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	使用再生混凝土修建道路	61 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.22 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Sr-90	廢鋼鐵	爐渣儲存堆之滲濾液	0.57 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	0.013 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.026 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	2.6E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.9E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	1.5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 5.2E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
U-235	廢鋼鐵	在鋼鐵廠處理爐渣	0.57 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	2.6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.03 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.034 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	公立垃圾掩埋場滲濾液	33 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Am-241	廢鋼鐵	處理鋪路用之爐渣	48 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 9.4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	9.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 18 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.11 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	33 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Pu-239	廢鋼鐵	處理鋪路用之爐渣	3.3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 6.6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	6.4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.11 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	31 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.11 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
有效劑量			
H-3	廢鋼鐵	在工業掩埋場處理廢鋼鐵	0.02 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.004 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²

	廢銅	在工業掩埋場處理廢銅	1.1E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	2.9E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.2E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	0.069 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.5E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
C-14	廢鋼鐵	在工業掩埋場處理廢鋼鐵	0.033 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 6.5E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	熔爐廢氣排放	2.5E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.8E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之滲濾液	4.6E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 5.1E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	0.12 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 4.2E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Ni-63	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	3.7E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 7.3E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	3.4E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 6.6E-5 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	鋁製炊具使用	3.4E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.8E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	2.0E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 7.0E-6 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Co-60	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	52 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 10 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	1.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	駕駛鋁製引擎組件的計程車司機	0.25 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.28 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	使用再生混凝土修建道路	270 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.97 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Cs-137	廢鋼鐵	卡車司機在自卸拖車中拖運 EAF 粉塵	15 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在廢棄物場處理廢銅	0.2 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.38 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	7.4E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 8.2E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	使用再生混凝土修建道路	57 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.2 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
Sr-90	廢鋼鐵	爐渣儲存堆之滲濾液	0.42 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.088 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	9.4E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 0.018 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	1.9E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 2.1E-4 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
	混凝土瓦礫	工業垃圾掩埋場滲濾液	1.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g 3.8E-3 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/cm ²
U-235	廢鋼鐵	工業垃圾掩埋場廢鋼鐵之	5.1 $\mu\text{Sv/y}$ per Bq/g

		滲濾液	0.99 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	0.51 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.99 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	8.4E-3 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 9.3E-3 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	混凝土瓦礫	公立垃圾掩埋場滲濾液	17 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.06 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
Am-241	廢鋼鐵	處理鋪路用之爐渣	1.1 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 2.1 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	2.1 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 4 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.034 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.038 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	7.5 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 2.7E-2 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
Pu-239	廢鋼鐵	在廢棄物場處理廢鋼鐵	12 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 2.4 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢銅	在火煉廠處理爐渣	0.65 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 1.3 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	廢鋁	廢棄物場處理鋁廢棄物	0.041 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.046 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$
	混凝土瓦礫	在附屬設施處理混凝土瓦礫	8.5 $\mu\text{Sv/y per Bq/g}$ 0.03 $\mu\text{Sv/y per Bq/cm}^2$

IE Circular No. 81-07: Control of radioactively contaminated material

此為一份由 NRC 檢查和執法辦公室 (office of inspection and enforcement) 在 1981 年所發布的通知 (Circular)，主要是針對放射性污染材料的控制。在 Information Notice No. 80-22 中描述了關於核動力反應器持有者，可能將放射性污染物外釋到不受管制的區域的原因，主要包括：調查技術的不足 (inadequate survey techniques)、人員的訓練不夠 (untrained personnel performing surveys)、以及法規限值的不恰當 (inappropriate material release limits) 等，而這些問題基本上可以經由實施有效的污

染控制計劃來加以糾正(例如:適當的行政控制和調查技術)。因此,美國 NRC 才會針對此一問題發布 81-07 號通知,為放射性污染的控制提供了指導。

✓本通知(Circular)主要是提供一種實用的方法或指引,可將未受管制的材料從管制區內以“無限制使用放行”的方式外釋到一般環境。其中所需考慮的因素包括:進行污染調查的可行性、儀器的偵測能力、以及未檢出污染的釋放對個人或公眾所造成的潛在輻射劑量。

✓本通知所建議的篩查水平為:

針對 Gross Beta/Gamma: 5000 dpm/100 cm²; 針對 Removable: 1000 dpm/100 cm²;

如果懷疑有 α 污染,則應針對 α 活度進行適當的測量,其標準為:針對固定污染:100 dpm/100 cm²; 針對非固著污染:20 dpm/100 cm²。

✓本報告也引用 NUREG-0613 和 NUREG-0707 的研究,認為在表面均勻污染水平為 5000 dpm/100cm²(beta-gamma)的情況下,外釋所導致的潛在劑量影響將低於 5 mrem/y (50 μ Sv/y)。

美國 NRC 在其所發布的 IE Information Notice No. 80-22 提到:針對核反應器的檢查顯示,許多設施許可證持有者的污染控制計畫出現破口,並導致放射性物質通過幾種不同的途徑釋放到非限制區域和場外環境,其可能導致

的原因主要包括調查技術的不足、人員的訓練不夠、以及法規限值的不恰當。基本上，上述問題是可以經由實施有效的污染控制計畫來加以糾正(如：適當的行政控制和調查技術)。然而，反覆出現的微小污染問題也點出，核反應器許可證持有者需要具體的指導來評估潛在的放射性污染，並確定適當的控制方法。因此，美國 NRC 在 1981 年所發布的通知(IE Circular No. 81-07)，可做為放射性污染的控制指引。

雖然分析能力可用於將極低水平的放射性污染與自然污染區分開來。然而，這些能力往往非常複雜、昂貴且耗時，使得它們在實際的作業變得不切實際且不必要。換言之，提供合理保證的指引是需要的，以確保受污染的材料可以得到適當的控制和處置，此一同時提供一種實用的方法可將清潔廢棄物從管制區內解除管制，並外釋到一般環境中。設置這些級別和檢測能力所需考慮的因素包括：(1) 進行污染調查的實用性；(2) 未檢測到微小污染水平的可能性；(3) 由於受到任何未檢測到、不受控制的污染的潛在釋放，對公眾個人造成的潛在輻射劑量。

本通知主要是參考 J.F. Sommers 所發表的研究結論，主要是針對新一代便攜式輻射測量儀器的開發和“可執行的盡可能低 (As Low As Practicable, ALAP)”理念的應用，提出了遵守放射性污染控制指南的問題。新儀器被用來檢測隔離的(isolated)、低水平的 (low-level)、離散粒子(discrete particle)的 β - γ 污染。為了確定實用性的限度，反過

來又需要確定這些表面污染物的檢測限度，在其研究中所包含的數據和計算結果顯示使用新一代便攜式測量儀器針對輻射源所進行的量測頻率是可以達成的。此外，作者依據其研究成果所得出的結論是，在離散顆粒的低污染水平群組中，每個顆粒約 5000 dis/min. 的 β 活性是每個顆粒的最低活性水平，可適用且滿足於表面污染控制指南。當然，若是能透過額外的儀器開發、或通過高成本改變輻射系統和污染控制方法來降低控制水平也是可能的。

總括來說，IE No. 81-07 通知對於離散粒子的低水平污染，大約 5000 dpm 的 β 活度是常規利用直接測量方法所能偵測到的最低活度水平；但對於非固著(removable)的污染，若能採用間接量測方法(如：擦拭試驗、10 cm $\times$ 10 cm 擦拭面積)，其偵測極限可以比直接量測更低，偵測能力可達到 1000 dpm (1000 dpm/100 cm²)。所以，考慮到進行表面污染調查(偵檢)的可行性，污染控制限值針對總合污染不應低於 5000 dpm/100 cm²；針對非固著污染則不應低於 1000 dpm/100 cm²。當然針對微量污染離散顆粒的檢測能力仍取決於活度水平、背景環境、儀器時間常數、以及表面掃描速度等。

此外，針對廣泛分散的離散顆粒污染物所造成的劑量仍需要進行額外的分析來加以評估。在 NUREG-0613 和 NUREG-0707 針對核反應器除役殘留放射性限值的研究所得出的結論：若是表面均勻污染水平為 5000 dpm/100 cm² (β - γ)將導致總劑量低於 5 mrem/y (50 μ Sv/y)的潛在劑量。因

此，對於水平低於 5000 dpm/100 cm² 的離散物品和材料的潛在未檢測到的污染，即使考慮到在這一水平上大量污染的積累，任何人的潛在劑量也將顯著低於 50 μSv/y 以下。

本通知也特別強調，管制區內的物品和材料在經過合格人員調查或評估潛在放射性污染之前，不得從管制區域移走。受污染或放射性物品和材料則必須按照適用法規進行控制、容納、處理、使用和轉移。若是使用攜帶式測量儀器或進行實驗室測量的污染監測，應使用能夠檢測 5000 dpm/100 cm²(總合)和 1000 dpm/100 cm²(非固著) β-γ 污染所需的儀器和技術(測量掃描速度、計數時間、背景輻射水平)。相關儀器則應使用具有與待測放射性核種一致的能譜和儀器響應函數的輻射源來進行校準。如果懷疑有 α 污染，則應針對 α 活度進行適當的現場調查和/或實驗室測量，並且針對固著(fixed)污染要具備檢測 100 dpm/100 cm² 的能力；針對非固著污染則要具備 20 dpm/100 cm² 的檢測能力。在評估難以接近的表面(如：管道、排水管和管道工程)上的放射性活度時，如果可以證明可接近位置的污染水平代表潛在污染，則可以使用在其它合適的接入點進行測量來評估難以接近表面的污染。否則，該材料不應被外釋到不受限制的區域使用。

本通知最後也提及美國 ANSI 正在擬定的標準草案 (Draft ANSI Standard 13.12, "Control of Radioactive Surface Contamination on Materials, Equipment, and Facilities to be Released for Uncontrolled Use", August 1978)，將為評估放射

性污染提供了有用的指引，在建立污染控制和輻射調查計畫時應予以考慮。

結語

因應國內核電廠即將進行的除役與拆除作業，勢必產生大量的廢棄物，但其中大部分的材料並不具有放射性、或僅具有非常低的放射性污染殘留，若無法從管制區內進行移除到外界一般環境，勢必造成廠區的庫存壓力、甚至影響除役時程的進行。本研究主要針對管制區內的固體廢棄物，比較國內外相關法規或指引的“解除管制標準”所延伸的篩查水平，主要結論敘述如下：

- ✓將管制區內的放射性廢棄物視為解除管制物件外釋到一般環境必須符合篩查水平，訂定篩查水平除了必須評估其外釋可能造成之個人或公眾的輻射劑量與風險之外，量測儀器的最低可測能力、以及現場作業的可執行性，也是重要因素。
- ✓美國 NRC 檢查和執法辦公室在 1981 年所發布的 81-07 號通知(IE Circular No. 81-07)，為放射性污染的控制提供指引。該通知所納入考慮的因素包括：進行污染調查的可行性、微小污染外釋的可能性、以及未檢測的污染釋放對公眾個人造成的潛在輻射劑量影響。該通知引用由 J.F. Sommers 所發表的研究，其建議的篩查水平與 RG 1.86 相似。
- ✓因應未來國內核電廠除役所必須面臨的放射性廢棄

物從管制區內解除管制、並外釋到一般環境的需求，現行法規仍與國際規範相符合，但考量現場實際執行作業的可行性，針對個案依據物件之質量面積比(mass to surface ratio)適度調整表面篩查水平似仍有其必要性。

2. 論著產出

本工作項目完成一篇「除役廢棄物離廠偵測國際規範研析」研究報告，並撰寫「核設施除役廢棄物解除管制之國際發展現況及其影響評估」論文投稿於台電工程月刊。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

1. 核電廠除役獨立驗證機構管理機制研究

美國核設施除役獨立驗證主要由橡樹嶺科學與教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE)執行，ORISE 係由橡樹嶺大學聯盟(Oak Ridge Associated Universities, ORAU)管理，為美國能源部(DOE)清理計畫(cleanup projects)之獨立驗證承包商，並為美國核管會唯一之驗證承包商。1980 年至今，ORISE 已參與超過 600 個場址之驗證調查作業。在環境與輻射驗證偵檢領域，ORISE 指出執行獨立驗證之益處包括：確保廠址依據核准之標準進行改善或外釋、有效防止不符合標準之外釋、提高公眾及利害關係者之信任，及為 DOE 及主管機關提供技術建議等。德國 TÜV SÜD 集團為德國之獨立驗證單位，其服務項目包含功能安全認證、產品認證、風險管理與技術諮詢等，亦提供核電廠除役之相關服務，包含提供拆除策略、審查除役報告及廢棄物評估等，其中廢棄物評估為確保廢棄物符合解除管制、運輸與最終處置等要求。本研究藉由研析上述獨立驗證機構，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源與設備需求等，並配合主管機關至國內核電廠進行輻射驗證偵檢與取樣分析等作業，以及開發獨立驗證所需放射性核種檢測與分析技術，以提供主管機關建立我國核電廠除役獨立驗證機構管理機制之參考。

德國外釋程序

德國外釋係依據輻防條例之程序，過程中將有管制機

關之參與，管制機關將針對設施經營者之量測技術、技術方法與核種比例進行管制與測試。在設施經營者提出相關量測文件後，管制機關將審視其合理性，進行現場量測與取樣，並進行實驗室量測分析，其中，實驗室分析可透過官方實驗室(Labormessungen des Landesamt für Umwelt)或委託獨立驗證機構(TÜV)執行，量測結果經評估符合標準後，設施經營者方能交付外釋材料，如圖 3.2.1 所示。

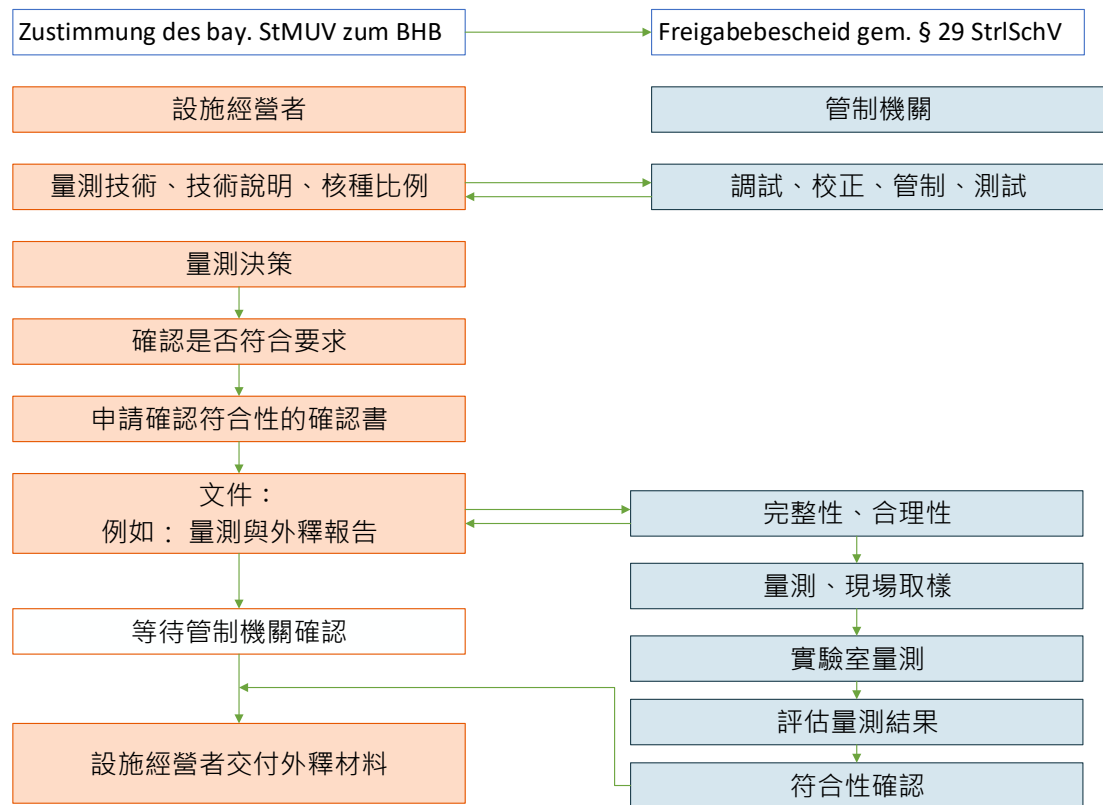


圖 3.2.1、德國外釋程序

美國獨立驗證機構合作機制

美國獨立驗證機構之合作機制，可參考美國核管會視察程序書(NRC IP 87104)，符合以下標準之一項或多項時，主管機關可考慮委託獨立驗證機構來執行獨立驗證調查：

- ✓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。
- ✓當驗證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。
- ✓當驗證調查為非常重要且高優先度的工作，主管機關的工作人員可能無法及時完成。其主要內涵仍是在於考量到主管機關可能沒有充足的偵檢資源(包含儀器與人力)。

NRC 執行驗證之篩選原則，可參考美國核管會視察程序書(IP 83890)，其中，需要進行驗證之條件，包含：該廠址或區域過往有重複違規之情形；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；在設施經營者執行最終狀態偵檢的過程中，由主管機關所執行的過程中視察已發現存在重要且有未解決的問題。不需進行驗證之條件，包含：設施經營者已針對該設施進行足夠的最終狀態偵檢；該設施中僅存在少量的放射性核種，且其半化期為 120 天或更短時間；該設施中僅使用密封射源，且其洩漏測試小於 0.005 Ci；該設施對於公眾的健康和安全風險很小。

ORISE 經費來源與任務

ORISE 可直接透過與 DOE 簽約獲得經費(每年總金額

約 3 億美元)，以進行科學教育和研究活動。該合約經費附有 DOE 之工作授權，詳細說明要執行的工作範圍。另外 ORISE 也可透過備忘錄採購訂單(memorandum purchase orders, MPOs)與實體工作訂單(inter-entity work orders, IWOs)從其他能源部承包商或外地辦事處獲得經費，上述兩種方式可加速 ORISE 與其他 DOE 承包商之合作，MPOs 適用於 100 萬美元以下之經費，可由承包商直接授權。IWOs 適用於超過 100 萬美元之經費，在提出 IWOs 前後，皆須 DOE 承包商或外地辦事處簽約授權。

ORISE 主要經費來源由 DOE 簽約提供，主要任務為：培育人才、執行 DOE 相關研究之同儕審查、營運輻射緊急救助中心及訓練中心、提供現職或離職員工之長期健康監測、提供獨立評估環境改善之能力。與 DOE 之合約內容寫明，承包商(ORISE)應依據要求為放射性污染場址之清理提供專業知識並進行獨立驗證，包括提供專家建議與諮詢，並協助處理數據問題，且要保持組織獨立性。

而 ORISE 與 NRC 之合作關係，由 ORISE 獨立驗證報告中的內容顯示^[6-9,28-29]，係基於 NRC 與 DOE 間之機構間協議所編寫(interagency agreement)。目前蒐集到較相關的協議文件為 NRC 與 DOE 簽訂之協議(NO. 31310018N0014)，該協議內容包含 ORISE 需協助 NRC 進行除役相關文件技術審查、過程中偵檢(in-process inspections)及確認偵檢(confirmatory surveys)，提供輻射偵檢及實驗室分析技術。該協議附錄指出實驗室執行 NRC 工作須依據 DOE 合約進

行，另外因應部分特殊事項(如：進入核電廠等需求)NRC 提供補充條款及指引^[19-22]。綜整上述內容 ORISE 與管制機關之關係，整理如圖 3.2.2 所示。

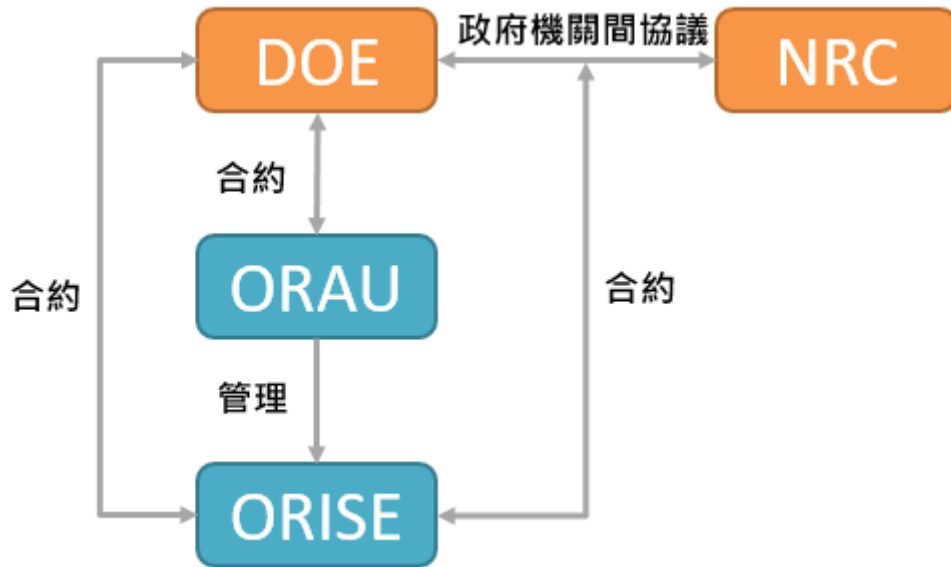


圖 3.2.2、ORISE 與管制機關間之關係

ORISE 獨立驗證執行情序

若需進行驗證，可參考 ORISE 獨立驗證執行情序，主要可分為 6 個步驟，如圖 3.2.3 所示。在初步審查作業中，獨立驗證單位將審查設施經營者之除役計畫、執照終止計畫或除污計畫，其中包含基本資料、廠址環境與歷史描述及重大事件等資訊等；在審視最終狀態偵檢計畫與報告階段，將藉由視察設施經營者最終狀態偵檢計畫的實施情形，從中研擬有疑慮或分級較高的偵檢單元優先進行視察；在準備驗證調查階段，將事先擬定調查計畫，並敘明調查範圍、調查程序、測量方法與儀器；執行驗證調查時，

需決定由管制機關執行或委由獨立驗證機構執行，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驗證相關的程序書及品質保證手冊並據以執行；並進行調查記錄與分析比較，將與導出濃度指引水平(DCGL)或管制標準進行比對，據以評估驗證結果是否與業者之最終狀態偵檢結果相符，得以安全外釋；最後，驗證單位需提出最終的調查報告，做為執照終止的正式文件，作為管制機關決定廠址是否安全外釋的參考基礎。

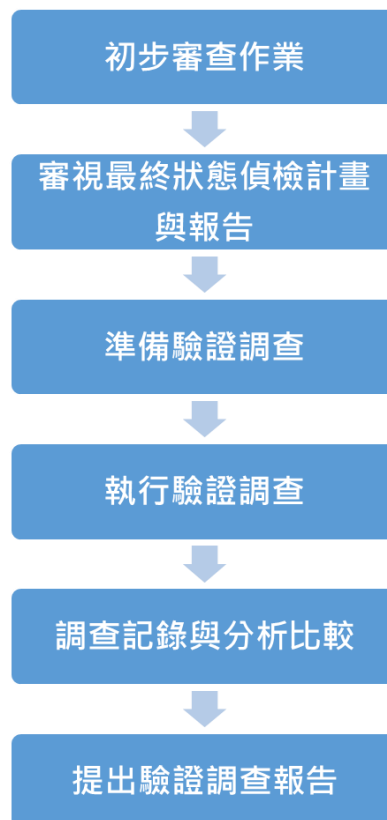


圖 3.2.3、ORISE 執行獨立驗證之過程

ORISE 偵檢與品保方法

ORISE 於執行驗證調查中，大多採用表面偵檢配合取樣實驗室分析之技術，表面污染驗證偵檢所使用之儀器大

部分為使用手持式 NaI 閃爍偵檢器或氣體比例計數器；實驗室分析所使用之儀器大多為高純鍺偵檢器(HpGe)、液體閃爍計數器與氣體比例計數器等。其品保程序包含：1.每日進行儀器背景和檢查射源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計變動範圍之內。2.參與混合分析物性能評估計畫(mixed-analyte performance evaluation program)和比對試驗計畫(intercomparison testing program)。3.對所有執行程序的人員進行訓練與認證。4.定期進行內部與外部稽核^[11,24]。

我國獨立驗證機制規劃

我國獨立驗證機制仍於發展階段，參考我國體外劑量評定機構與輻射偵測業者之執行經驗，訂有「人員輻射劑量評定機構認可及管理辦法」及「輻射防護服務相關業務管理辦法」進行規範及管理，其中「人員輻射劑量評定機構認可及管理辦法」規範申請評定機構具備之文件、主管機關現場檢查、認可證書換發、補發、人員異動等事項，並規定評定機構應依規定提出報告，及文件及紀錄保存等；而「輻射防護服務相關業務管理辦法」說明輻射防護服務相關業務之定義、申請認可之資格條件及應檢附之文件、人員資格要求、認可證效期、換發、補發、業務執行及品保規定等。現行人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作方式，可大致以圖 3.2.4 表示，即由主管機關訂定相關法規要求設施經營者應執行人員劑量監測或輻射偵測，並由主管機關訂定相關認可及管理辦法認

證實驗室或偵測業者，再由設施經營者委託合格之實驗室或偵測業者提供服務及報告。

另外可參考「核子反應器設施監查工作範圍及監查機構認可辦法」，其規範核子反應器設施興建及運轉期間，安全相關結構、系統及組件之設計、製造、安裝、檢測及測試等監查作業及監查機構認可之管制。核子反應器設施監查機構之權責包含：接受經營者之委託，依該辦法規定，聘請監查督導員、監查員執行監查作業，及建立監查作業品質保證計畫及程序，並執行監查作業人員之管理。其作業範圍包含審查經營者之品質保證方案，並查證其執行；在核子反應器設施興建期間，監查機構須進行見證或查證製造與安裝製程、銲接、熱處理及非破壞檢測作業等；在運轉期間，監查機構須進行查證檢測作業及系統壓力測試作業，及審查目視檢測報告及查證目視檢測結果等。其認可、管理與運作方式，以圖 3.2.5 表示，上述架構亦可應用於後續獨立驗證規劃之參考。

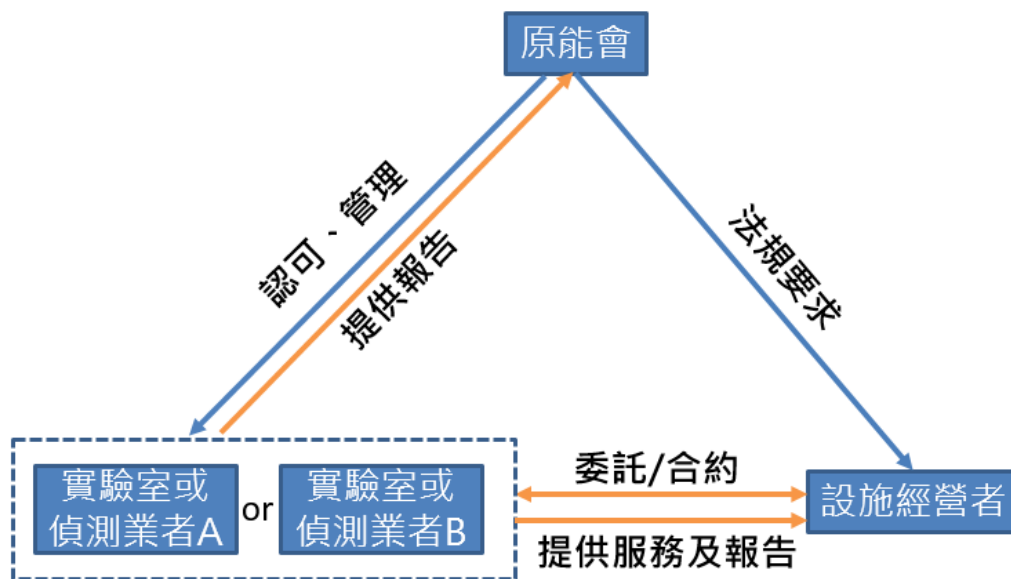


圖 3.2.4、現行人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作方式

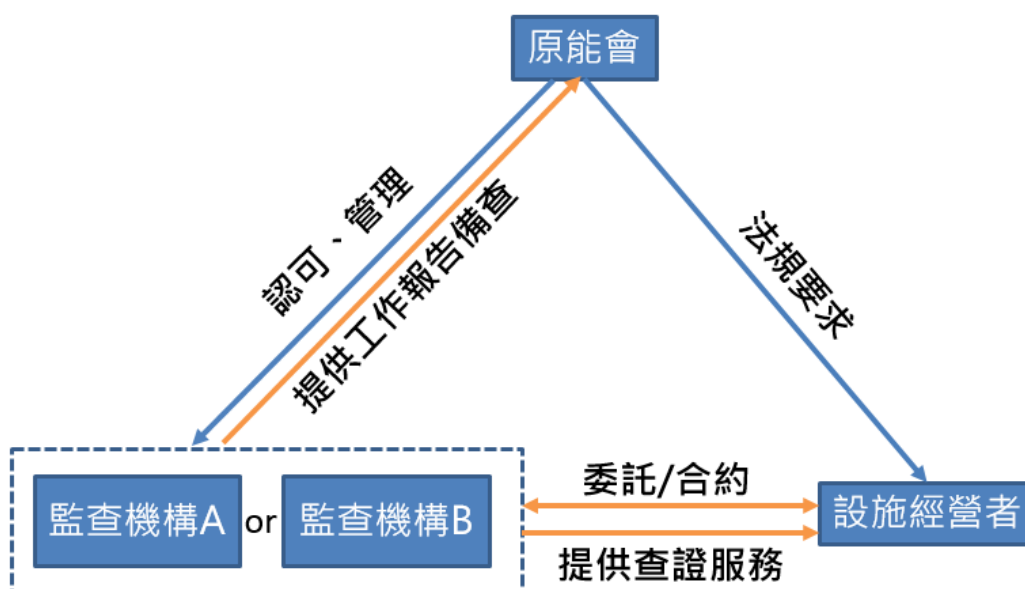


圖 3.2.5、現行核子反應器設施監查機構之認可、管理與運作方式

參考國際作法，及國內目前人員劑量計實驗室、輻射防護偵測業者，及核子反應器設施監查機構之認可、管理與運作執行經驗，本研究建議可由主管機關訂定獨立驗證機構認可管理辦法，業者自行委託符合主管機關認可資格之驗證機構執行輻射偵檢，再由驗證機構提交驗證結果予主管機關及業者以供備查(如圖 3.2.6)，在此管理架構下，主管機關將可全面監督受輻射影響之除役廢棄物自出輻射管制區，乃至於符合離廠標準釋出再利用之整體檢測流程，確保除役廢棄物殘餘放射性符合各階段輻射量測之預定標準。

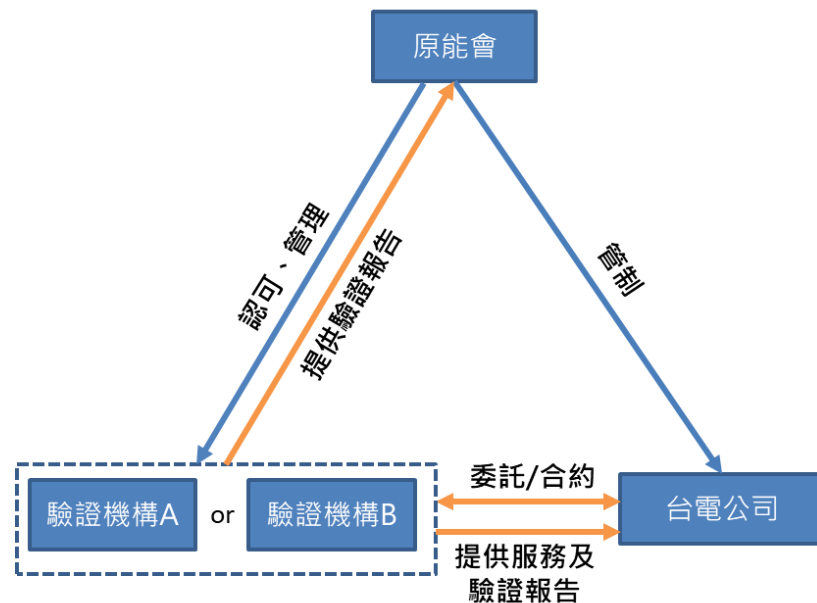


圖 3.2.6、我國獨立驗證架構建立規劃

未來規劃建議

就目前規劃由業者委託獨立驗證機構執行輻射偵檢之方案，未來待持續研究之議題如下：

- (1) 法規授權委託及認可：現階段我國尚無相關法源要求業者須針對除役廢棄物離廠，委託獨立驗證機構執行輻射偵檢，以及獨立驗證機構認可管理辦法亦待建立。
- (2) 驗證合格廢棄物之處置：研析國際上各國針對除役廢棄物離廠處置方式各有不同，例如美日對於符合離廠標準廢棄物，採留置廠內貯存或再利用方式處理；德國方面則允許釋出再利用，因此有必要考量我國國情研擬符合離廠標準廢棄物之處置方案。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

1. 除役廢棄物表面污染容許量標準研究

對於廢棄物之輻射偵檢，一般係參考 MARSAME 之程序進行偵檢。針對核設施除役產生放射性廢棄物解除管制，我國訂有「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」^[1]，殘餘放射性活度達可外釋標準之廢棄物，一般須置於金屬屏蔽量測系統進行計測，始可得到較精準量測結果，因此在進行廢棄物殘餘放射性量測前，一般需將廢棄物進行切割以便填裝於箱型或桶型承裝容器中進行後續計測，故較適用於小型、可切割廢棄物活度量測。對於無法切割裝桶進行比活度量測之大型廢棄物，將以偵測人員手持表面污染偵檢器貼近設備或組件表面，以固定距離與固定量測速度來進行貝他/加馬輻射偵檢。目前國際上除役廢棄物表面污染容許量標準之訂定，可參考 ANSI/HPS N13.12-2013 及 IAEA DS-500 等報告^[3,16]，其中，ANSI/HPS N13.12-2013 報告係透過輻射劑量標準與導出篩選基準，以保護人類健康免受輻射曝露，且符合國際原子能機構(IAEA)關於解除管制的建議；IAEA DS-500 報告雖目前為草案，但其提供解除管制程序和解除管制標準限值應用之指引，供會員國之業者與管制機關使用。本研究藉由研析上述兩份報告關於表面污染容許量標準之訂定原則，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

(一) ANSI/HPS N13.12-2013

數十年來，人們已意識到需為具表面或體積放射性之物品、設備與設施訂定解除管制標準。制定此標準始於 1964 年，範圍僅限於考慮表面放射性物質，而體積放射性(如：中子活化及土壤等)不在當初的範圍。直到 1999 年，此標準之最終版本正式發布，其提供表面與體積之篩選基準(screening levels)。然而此標準之 1999 年版本並未被美國聯邦或州政府完全採用，原因為標準之技術基礎為引用文獻，而不是進行情節與曝露途徑分析，因此無法確保能廣泛適用。IAEA 於 2004 年與 2005 年發布 RS-G-1.7 與 SRS No.44 號報告，此兩份報告提供明確之建議，用於授權之輻射作業中含有放射性物質之物件或材料之解除管制，避免進一步之輻射管制。為響應 IAEA 的建議，本標準於 2005 年進行改寫，並著重於解除管制，不涉及豁免和排除，另需注意的是，IAEA 的建議是使用國際輻射防護委員會(ICRP)在 ICRP 60 號報告(ICRP 1991)中的劑量模型。編寫小組考慮過使用較新的 ICRP 103 號報告(ICRP 2007)中的劑量建議，但由於缺乏特定情節下的劑量轉換係數，當時還無法做到。本標準之第一節說明目的與範圍；第二節說明名詞定義；第三節說明劑量標準和導出篩選基準；第四節說明執行情況；第五節說明紀錄之項目；第六章為參考文獻。

目的與範圍

本標準之目的旨在保護人體健康，並建立劑量標準及推導放射性物品解除管制的篩選基準，其標準符合 IAEA 關於解除管制的建議。

ANSI/HPS N13.12(以下簡稱本標準)適用範圍包含：

- 1.適用於從管制區中將物件或材料解除管制，以保護個人免於輻射或放射性物質曝露。
- 2.本標準建立放射性核種的表面和體積放射性的輻射劑量標準和導出篩選水平(screening levels)。
- 3.本標準目的不在取代除役或干預的放射性標準，而是對解除管制物件或材料，提供了保護公眾健康的篩選水平。

下列項目不包含於本標準之範圍內：

- 1.天然放射性物質(NORM)；
- 2.人體內或體表的放射性物質，包括體內 K-40；
- 3.許可或受管制的場所或設施的外釋；
- 4.食品表面或食品中的放射性物質；
- 5.用於農業目的的土地或土壤的外釋；
- 6.與國防或安全有關的解除管制；
- 7.根據聯邦或州許可要求排放的氣體和液體；
- 8.按照美國核管理委員會(USNRC)或美國能源部(DOE)的規定運輸的放射性物質；
- 9.放射性物質濃度或數量，符合法規豁免或排除管制的放射性物質。

劑量標準和導出篩選基準

本節分別定義主要劑量標準(primary dose criterion)與篩選基準(derived screening levels)，以下分別說明。

主要劑量標準定義為由管制區解除管制之物件，對一般大眾關鍵群體劑量總有效劑量(total effective dose, TED)限制在 10 $\mu\text{Sv/y}$ (1.0 mrem/y)以解除管制監管控制的材料。

若考量個案基礎之情況，可合理地保證多種輻射來源(包括超出本標準範圍的那些)的曝露，在保持符合合理抑低(ALARA)原則下，可低於既定的公眾劑量限值(如 1 mSv/y(100 mrem/y)之總有效劑量)，則可以允許在更高的劑量標準下進行解除管制。

表 3.3.1 提供了表面活度與體活度的解除管制篩選基準，其不考慮解除管制後未來之使用情況，即無條件解除管制。技術增強天然放射性物質(technologically enhanced naturally occurring radioactive material, TENORM)之篩選基準相當於 ANSI/HPS N13.53-2009 中提供的表面和體積活度外釋基準。ANSI/HPS N13.12-2013 所導出表面活度與體活度之解除管制篩選水平如下表 3.3.1 所示，依據篩選基準之相似性，將放射性核種分為五組，範圍從 0.1 至 1,000 Bq/cm² 或 Bq/g，取決於所考慮之群體，其中以 Bq/cm² 為單位之表面活度篩選水平，是以表面質量轉換因子(即 cm²/g=1)所推導出來的。對於表面質量比率顯著不同之材料，則應對應其質量面積比調整表面活度篩選水平。

表 3.3.1、解除管制篩選基準

Radionuclide groups ^b	SI units	Conventional units	
	Surface (Bq/cm ²) Volume (Bq/g)	Surface (dpm/100 cm ²)	Volume (pCi/g)
Group 1 High-energy gamma, radium, thorium, transuranics, and mobile beta-gamma emitters: ²² Na, ⁴⁶ Sc, ⁵⁴ Mn, ⁵⁶ Co, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ⁹⁴ Nb, ¹⁰⁶ Ru, ^{110m} Ag, ¹²⁵ Sb, ¹²⁹ I, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu, ¹⁵⁴ Eu, ¹⁸² Ta, ²⁰⁷ Pb, ²¹⁰ Po, ²¹⁰ Pb, ²²⁶ Ra, ²²⁸ Ra, ²²⁸ Th, ²²⁹ Th, ²³⁰ Th, ²³² Th, ²³² U, ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴² Pu, ²⁴⁴ Pu, ²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁴⁵ Cm, ²⁴⁶ Cm, ²⁴⁷ Cm, ²⁴⁸ Cm, ²⁴⁹ Cf, ²⁵¹ Cf, ²⁵⁴ Es, and associated decay chains ^d , and others ^b	0.1	600	3
Group 2 Uranium and selected beta-gamma emitters: ¹⁴ C, ³⁶ Cl, ⁵⁹ Fe, ⁵⁷ Co, ⁵⁸ Co, ⁷⁵ Se, ⁸⁵ Sr, ⁹⁰ Sr, ⁹⁵ Zr, ⁹⁹ Tc, ¹⁰⁶ Ag, ¹⁰⁶ Cd, ¹¹³ Sn, ¹²⁴ Sb, ^{123m} Te, ¹³⁹ Ce, ¹⁴⁰ Ba, ¹⁵⁵ Eu, ¹⁶⁰ Tb, ¹⁸¹ Hf, ¹⁸⁵ Os, ¹⁹⁰ Ir, ¹⁹² Ir, ²⁰⁴ Tl, ²⁰⁶ Pb, ²³³ U, ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ U, natural uranium ^e , ²³⁷ Np, ²³⁶ Pu, ²⁴³ Cm, ²⁴⁴ Cm, ²⁴⁸ Cf, ²⁵⁰ Cf, ²⁵² Cf, ²⁵⁴ Cf, and associated decay chains ^d , and others ^b	1	6,000	30
Group 3 General beta-gamma emitters: ⁷ Be, ⁷⁴ As, ^{93m} Nb, ⁹³ Mo, ⁹³ Zr, ⁹⁷ Tc, ¹⁰³ Ru, ^{114m} In, ¹²⁵ Sn, ^{127m} Te, ^{129m} Te, ¹³¹ I, ¹³¹ Ba, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁵³ Gd, ¹⁸¹ W, ²⁰³ Hg, ²⁰² Tl, ²²⁵ Ra, ²³⁰ Pa, ²³³ Pa, ²³⁶ U, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Cm, and others ^b	10	60,000	300
Group 4 Low-energy beta-gamma emitters: ³ H, ³⁵ S, ⁴⁵ Ca, ⁵¹ Cr, ⁵³ Mn, ⁵⁹ Ni, ⁶³ Ni, ⁸⁶ Rb, ⁹¹ Y, ^{97m} Tc, ^{115m} Cd, ^{115m} In, ¹²⁵ I, ¹³⁵ Cs, ¹⁴¹ Ce, ¹⁴⁷ Nd, ¹⁷⁰ Tm, ¹⁹¹ Os, ²³⁷ Pu, ²⁴⁸ Bk, ²⁵³ Cf, and others ^b	100	600,000	3,000
Group 5 Low-energy beta emitters: ⁵⁵ Fe, ⁷³ As, ⁸⁹ Sr, ^{125m} Te, ¹⁴⁷ Pm, ¹⁵¹ Sm, ¹⁷¹ Tm, ¹⁸⁵ W, and others ^b	100 (surface) ^f 1,000 (volume)	600,000 ^f	30,000

篩選水平之討論

表 3.3.1 中同一分組之放射性核種可提供相似的輻射曝露途徑或情節，第一組到第五組的標題，是作為速記用，其可能無法描述組內的所有核種發出的輻射。註解 a：表面篩選基準是之推導基礎為質量面積比(surface-to-mass ratio)為 1(cm²/g)。當物品材料質量面積比大於 1(例如薄金屬板)，表面篩選基準將等比例減少；反之，當物品材料質量面積比小於 1，表面篩選基準將等比例增加(例如重金屬)；註解 b：表 3.3.1 中的同一分組，可能(1)具有相似的半化期、(2)具有相似的化學性質(即元素來自週期表中同一週期或

族)或(3)具有類似的輻射型態。對於沒有被列入特定群組的核種，可根據 NCRP-123(1996)的表 B.1、C.1 和 D.1，用比較其曝露情境與篩選因素的方式，對該核種與一般組中的放射性核素進行評估，並決定其適當的群組；註解 c：由於 ^{129}I 在地下水之流動性高，可能透過地下水途徑進行環境遷移，故處置時需注意物料中之 ^{129}I 可能會進入土壤，當在清除含 ^{129}I 的物品或材料至垃圾掩埋場或直接處置至土壤時，應將表面或體篩選基準降低一個數量級，然而受允許外釋之放射性物質之土地或農業土壤不在此標準範圍內；註解 d：核種衰變鏈解除管制的篩選基準，代表母核加上所有存在的子核的總活度；註解 e：若天然鈾衰變鏈子核存在，其解除管制篩選基準應從第二組之值降低到第一組之值；註解 f：因第五組的表面篩選基準需符合運轉中設施的放射性管制，因此第五組表面放射性篩選基準需降低到第四組表面篩選基準。

執行

在引用相關程序知識時應適當記錄支援技術資訊，包括計畫、過程、規範、假設、演算法、定義、專家證詞和歷史量測。針對解除管制所進行的輻射量測應考慮下列因素：

- 1.物品/材料的操作歷史(作為已知或可能存在的放射性核種及其相關活度之初步判斷依據)；
- 2.潛在放射性核種分佈(存在於物品/材料的表面或內部)；

- 3.物品/材料的尺寸、幾何形狀、組成和物理性質；
- 4.因核種衰變和子核種而產生的相關放射性核種；
- 5.以替代量測方式評估難測核種活度(比例因數)。

當物品/材料內或表面存在已知或可能含有放射性物質時，應使用體活度量測執行解除管制，且取樣分析樣品的數量和位置應具有代表性與合理可信度。當物品/材料的尺寸或形狀可對表面放射性進行直接輻射測量時，可使用表面篩選基準進行解除管制判斷。但對於已知活度水平超過解除管制篩選基準的物品/材料不應：

- 1.為符合標準而刻意混入低活性物質；
- 2.刻意以塗覆、鍍覆、封裝或覆蓋方式減少放射性。

解除管制作業中，多以平均值表示物品表面活度和體積活度，在對解除管制的物件或材料進行放射量測時，應確定平均活度濃度，以便：

- 1.對多個表面活度量測進行平均。表面量測範圍通常低於 1 m^2 、法定面積或使用 DQO/量測品質目標 (measurement quality objective, MQO) 制定面積；但若量測表面積小於規定值時，則需針對各個物品的總表面積推導平均活度；
- 2.對多個體活度量測進行平均。體積或質量量測範圍通常低於 1 m^3 或 1 公噸、使用法定體積質量或 DQO/MQO 制定值(可大於 1 m^3 或 1 公噸)，但若是小於規定值時，應就每一物品的總體積或質量推導平均活度；

3.推導表面平均活度時，單次量測結果不得超過 10 倍的表面篩選基準；

4.推導體積平均活度時，單次量測結果不得超過 10 倍的體積篩選基準。

在量測時，可使用單一原位量測(in-situ)或整體測量(in-toto)技術，取代多次代表性取樣量測，去確定量測結果與本標準表面和體積篩選基準的一致性。此外，程序知識亦可用於支持放射性活度均勻分佈於物品上的情況。

針對含有混合核種物品執行解除管制時，須執行放射性或核種相對含量量測，以確認其污染活度是否符合篩選基準，並使用值一法則進行判斷，若所有結果加總後如小於等於 1 則符合篩選基準。

在大多數情況下，量測可移除的表面活度沒有必要，也不適合用來證明符合解除管制標準。但在具備正當性的情況下，可將其作為放射性管制調查項目的一部分，以支持 ALARA 評估與相關決策，並在特殊情況下維護與適用篩選水平的一致性。

在量測含有天然存在的放射核種(例如 ^{226}Ra 、 ^{232}Th 、 ^{238}U 和相關衰變鏈)的材料時，應確定單個放射核種的含量是否高於自然背景，或是否超過許可或規定的數量。量測應具有足夠的品質和數量，以確定這些經過技術增強的放射核種的濃度是否高於篩選水平。

用於量測輻射的儀器應具備以下條件：

1.針對儀器對已知或可能存在放射性核種及其混合物

之檢測能力進行選擇；

- 2.存在難測核種時，針對替代量測核種進行校正與選擇；
- 3.能夠檢測出物品/材料表面與內部所含核種含量；
- 4.於特定的背景基準下，能夠與篩選基準的天然放射性核種進行區別；
- 5.針對已知或可能存在的核種光譜和分佈進行校正(符合 NIST 或 ISO 標準)；
- 6.經由符合資格的人員按照適當的品質保證程序(例如，抽樣、交叉檢查、反應/操作檢查)進行操作和維護；
- 7.能夠承受測量過程中遇到的條件(如溫度、濕度、振動或衝擊)。

為了確保物品符合篩選基準，應透過實際量測進行驗證，並建立適當的 DQO 程序，以支持物品的解除管制決策，而為了滿足 DQOs 的目的，MQOs 將提供量測方法所需的性能標準，其亦可用於可能測量方法或儀器的選擇和評估上。

執行量測之方法可分為直接量測與間接量測，其中，直接量測又可分為現場量測與掃描量測，現場量測為於特定位置、距離、時間條件進行量測，可單次或組合使用，其容易取得量測靈敏度、檢測能力與單次量測不確定度資訊，但非均勻與複雜條件下將影響不確定度；掃描量測為於特定速度、表面距離條件下或固定式儀器(門框偵檢器)

進行量測易於全面掃描，且快速便宜，但掃描速度、距離與背景等條件變化難以控制，對不規則且非均勻物品難以校正，會導致不確定度增加，且較不易計算出偵測極限與數據統計。間接量測可分為取樣與擦拭，取樣之方法為取部分物品/材料進行實驗室分析，使用具更靈敏之檢測能力，適用於複雜核種組成分析，可作為驗證之參考，但缺點為量測時間長且成本高；擦拭針對可移除核種進行量測，可適用於無法直接量測情況，對於放射性管制與支持 ALARA 決策上有其功效，但容易受核種轉移量、擦拭面積、環境因素、時間的影響，可透過人員培訓與輔助工具確保取樣一致性，或藉由前處理與分類亦可降低變異。

當物品無法進行 100% 的輻射測量時，可使用適當的統計方法來評估其符合性，包括：

1. 根據程序知識，已知放射性於物品中分佈通常為均勻；
2. 根據來源與物理形式，放射性於物品內部或表面為均勻分佈；
3. 根據程序知識指出其污染可能性低。

其中，所選擇的統計方法或檢驗，無論是隨機或適當分層，都應：

1. 測試虛無假設(通常情況下，無效假設是放射性存在於解除管制水平之上)；
2. 考慮背景測量的不確定性；
3. 以合理的信賴水平，檢測出在篩選水平以上的已知或

可能存在核種；

4.對高於背景的偵測數據有良好呈現；

5.對非常態分佈數據能充分呈現。並必須建立適用的 DQO 和 MQO。所有代表性的測量，都應根據這些既定的 DQO 和 MQO 執行。

量測程序可參考 MARSAME 進行規劃，MARSAME 合併 MARLAP 量測放射性的資訊與統計方法並提供技術資訊和分級方法，分為四個步驟執行規劃、實施、評估和決策，如圖 3.3.1 所示。然而，MARSAME 並非唯一的方法，而是一種適用於處理多數情況的技術框架範例，建議於制定篩選基準前完成所有可用方法評估。

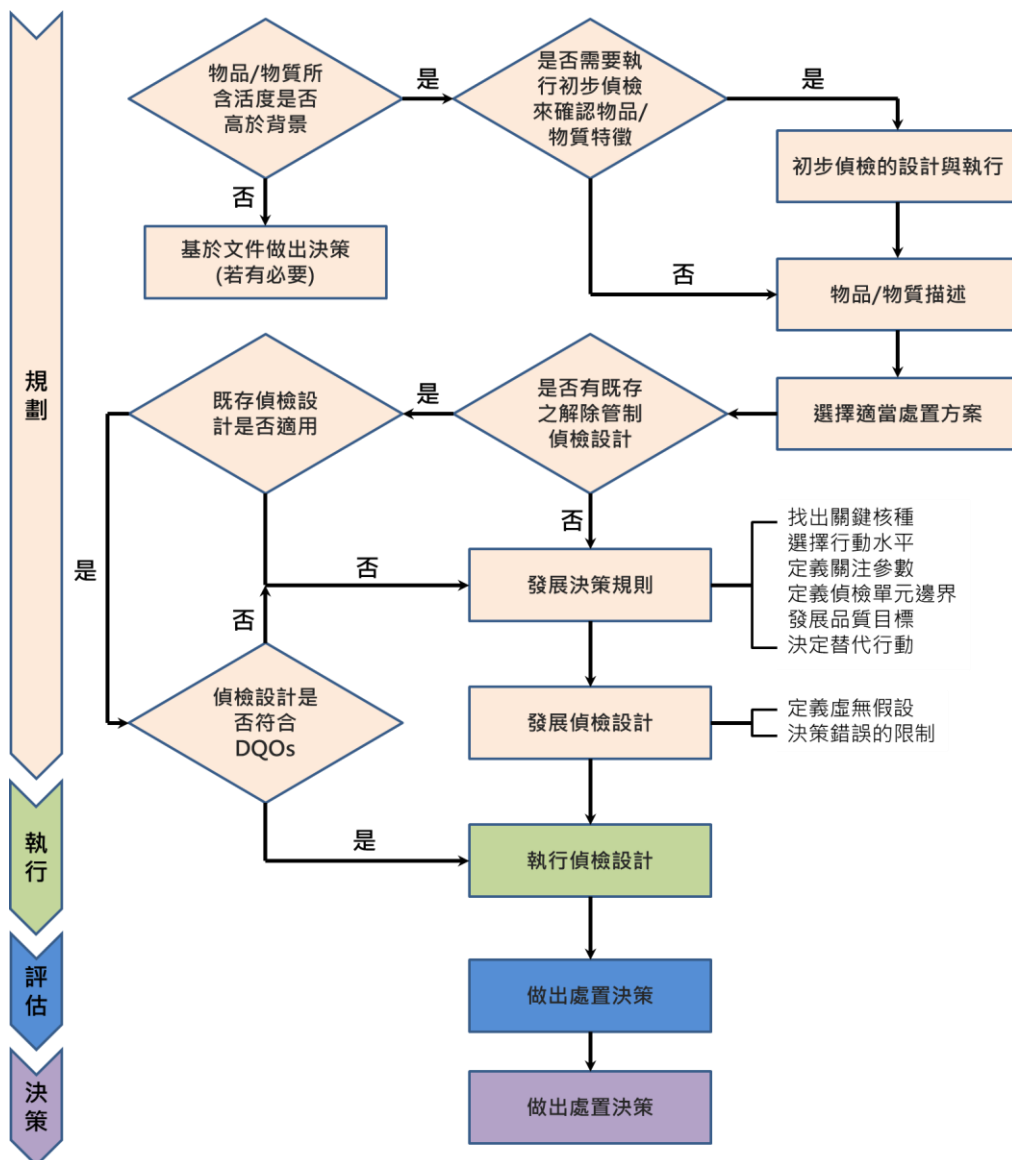


圖 3.3.1、MARSAME 程序

紀錄之項目

除了紀錄 ANSI N13.6 要求內容外，還須記錄以下項目：

1. 描述與結果；
2. 解除管制與處置物品/物質的描述；
3. 儀器編號；

- 4.量測結果/日期與執行人員；
- 5.校正、操作說明、人員培訓、效率、轉換係數與解除管制方法技術細節的計錄或歸檔；
- 6.根據此標準清除物質的最終使用與處置方法簡要描述。

附錄

由於 IAEA 於 2004 年發布 Safety Guide No. RS-G-1.7“Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance”，因此於 2005 年期間重新召集 ANSI/HPS N13.12 (1999)編撰小組進行評估，並確認 ANSI N13.12 之更新版是否與 Safety Guide No. RS-G-1.7 一致。

經由比較發現 ANSI N13.12-1999 與 IAEA RS-G-1.7 相似之處為：

- 1.個人劑量兩者均以 $10\ \mu\text{Sv/y}$ ($1.0\ \text{mrem/y}$) 為考量基礎；
- 2.皆使用情節與曝露途徑分析，將結果四捨五入並加以判斷，以決定核種活度濃度之大小；
- 3.均有以 Bq/g 作為活度濃度之單位；
- 4.兩者對大批量(超過 1 公噸)之物質會另外限制；
- 5.兩者排除項目相似(食品、污染氣體或液體及環境中之放射性殘留物)；
- 6.兩者皆使用值一法則方法計算混合物。

將 ANSI/HPS N13.12-2013 之體活度解除管制篩選水平與 IAEA RS-G-1.7(2004)比較，如下表 3.3.2 所示，除 I-129 核種除外，所考慮的大多數放射性核種，兩個標準之解除管制水平相當一致。然而當考慮潛在的地下水問題，預計

將 I-129 排放到垃圾填埋場或直接排放到土壤中時，ANSI/HPS N13.12 建議將 I-129 之篩選水平降低一個數量級，此時則與 IAEA RS-G-1.7(2004)標準相當。

表 3.3.2、ANSI/HPS N13.12 與 IAEA RS-G-1.7 體活度篩選水平比較

Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/g)	IAEA ^b (Bq/g)	Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/g)	IAEA ^b (Bq/g)
¹⁰⁵ Ag	1	1	²³⁸ Pu	0.1	0.1
^{110m} Ag	0.1	0.1	²³⁹ Pu	0.1	0.1
¹⁰⁹ Cd	1	1	²⁴⁰ Pu	0.1	0.1
^{115m} Cd	100	100	²⁴¹ Pu	10	10
^{114m} In	10	10	²⁴² Pu	0.1	0.1
^{115m} In	100	100	²⁴⁴ Pu	0.1	0.1
¹¹³ Sn	1	1	²⁴¹ Am	0.1	0.1
¹²⁵ Sn	10	10	²⁴³ Am	0.1	0.1
¹²⁴ Sb	1	1	²⁴² Cm	10	10
¹²⁵ Sb	0.1	0.1	²⁴³ Cm	1	1
^{123m} Te	1	1	²⁴⁴ Cm	1	1
^{125m} Te	1,000	1,000	²⁴⁵ Cm	0.1	0.1
^{127m} Te	10	10	²⁴⁶ Cm	0.1	0.1
^{129m} Te	10	10	²⁴⁷ Cm	0.1	0.1
¹²⁵ I	100	100	²⁴⁸ Cm	0.1	0.1
¹²⁹ I ^c	0.1	0.01	²⁴⁹ Bk	100	100
¹³¹ I	10	10	²⁴⁸ Cf	1	1
¹³⁴ Cs	0.1	0.1	²⁴⁹ Cf	0.1	0.1
¹³⁵ Cs	100	100	²⁵⁰ Cf	1	1
¹³⁷ Cs	0.1	0.1	²⁵¹ Cf	0.1	0.1
¹³¹ Ba	10	10	²⁵² Cf	1	1
¹⁴⁰ Ba	1	1	²⁵³ Cf	100	100
¹³⁹ Ce	1	1	²⁵⁴ Cf	1	1
¹⁴¹ Ce	100	100	²⁵⁴ Es	0.1	0.1
¹⁴⁴ Ce	10	10			

另外將 ANSI/HPS N13.12-2013 之表面活度解除管制篩選水平與 Regulatory Guide 1.86 比較，如下表 3.3.3 所示，兩個標準之間幾乎沒有一致性，主要是因為 ANSI/HPS N13.12 係以劑量為基礎，而 Regulatory Guide 1.86 主要基於儀器可檢測性，以及與 10 CFR part 20 之空氣或水中最大允許濃度有關。

表 3.3.3、ANSI/HPS N13.12 與 Reg. Guide 1.86 表面活度篩選水平比較

Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/cm ²)	Regulatory Guide 1.86 (Bq/cm ²) ^b	Radionuclide	N13.12 ^a (Bq/cm ²)	Regulatory Guide 1.86 (Bq/cm ²) ^b
¹²⁴ Sb	1	0.83	²⁴² Cm	10	0.017
¹²⁵ Sb	0.1	0.83	²⁴³ Cm	1	0.017
^{123m} Te	1	0.83	²⁴⁴ Cm	1	0.017
^{125m} Te	1,000	0.83	²⁴⁵ Cm	0.1	0.017
^{127m} Te	10	0.83	²⁴⁶ Cm	0.1	0.017
^{129m} Te	10	0.83	²⁴⁷ Cm	0.1	0.017
¹²⁵ I	100	0.017	²⁴⁸ Cm	0.1	0.017
¹²⁹ I	0.1	0.017	²⁴⁹ Bk	100	0.017
¹³¹ I	10	0.017	²⁴⁸ Cf	1	0.017
¹³⁴ Cs	0.1	0.83	²⁴⁹ Cf	0.1	0.017
¹³⁵ Cs	100	0.83	²⁵⁰ Cf	1	0.017
¹³⁷ Cs	0.1	0.83	²⁵¹ Cf	0.1	0.017
¹³¹ Ba	10	0.83	²⁵² Cf	1	0.017
¹⁴⁰ Ba	1	0.83	²⁵³ Cf	100	0.017
¹³⁹ Ce	1	0.83	²⁵⁴ Cf	1	0.017
¹⁴¹ Ce	100	0.83	²⁵⁴ Es	0.1	0.017
¹⁴⁴ Ce	10	0.83			

由於 IAEA RS-G-1.7 並無提供表面之解除管制標準，並表明此為未來之議題。而 N13.12-1999 假設表面活度與體活度之間之關係為 1:1，意即物質之表面積(cm²)與質量(g)大致相同。此假設與 IAEA 早期建議(1988、1992、1996)相同。大多數之偵檢程序是依據表面活度進行設計，但表面活度會依據物品與材質產生差異，例如，存在於混凝土或木頭表面之放射性核種之深度可能會比存在鋼鐵或塑膠淺，且射源分布可能為分散式(distributed source)。然而，在許多情況下，表面活度與體活度之間之關係難以描述。USNRC 嘗試評估表面活度與體活度間之關係，在其“Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities” (NUREG-1640)報告中提供回收鋼、銅、

鋁與混凝土之文獻蒐集數據。其提供反應器除役期間會接觸之之物品之質量-面積比。在某些情況下，使用蒙地卡羅法模擬不同大小或幾何形狀之金屬，如表 3.3.4 所示。

在 N13.12-2013 中，得出之結論為透過乘上質量-面積比(g/cm^2)，可將體活度轉換為表面活度之解除管制標準，意即質量-面積比越低，表面解除管制標準越低；反之則越高。對於操作期間與除役期間之物品，以及大部分超過 1 公噸之材料，其質量-面積比大於 1，意即預設質量-面積比選用 1.0 為保守的。而在特殊情況下，如金屬薄板，使用質量-面積比為 0.2 通常為保守且可被接受的。但是若有其他資訊可證明其合理之質量-面積比，則可進行修改。

表 3.3.4、USNRC 彙整之質量-面積比資訊^註

材料/物品	質量-面積比(g/cm ²)	討論
金屬(鐵)		
鋼筋		
Metric #10	1.87	一般而言，隨著鋼筋的截面增加，質量-面積比也將增加
Metric #22	4.36	
Metric #43	8.44	
管道吊架		
37 kg	1.81	管道吊架在反應器中很常見，依據不同應用，其尺寸範圍很廣。一般而言，都是表面積較小的大型物件
168 kg	9.96	
1177 kg	19.90	
平均值	4.53-5.34	PWR 與 BWR 中不同物品之平均值
混凝土		
反應器建築		反應器建物混凝土通常提供屏蔽與結構
混凝土結構	1846	
圓柱型牆面	351	
圓頂	264	
室內結構	297	
渦輪機建築		渦輪機建物混凝土包含結構與支撐，與填充混凝土
混凝土填充物	37	
混凝土結構	292	
上層結構	81	室內牆面與地板
反應器輔助設備		
混凝土結構	245	
燃料貯存		室內牆面、地板、屏蔽與支撐區域
混凝土結構	424	
上層結構	142	
平均值	280	反映出反應器之高密度與小表面之應用
鋁板		
片狀		
0.160 cm	0.432	低密度金屬
0.203 cm	0.549	
0.245 cm	0.686	
0.406 cm	1.097	
0.635 cm	1.715	

平均值	0.90	蒙地卡羅產生數個密度之平均值
銅 平均值	0.52	蒙地卡羅產生數個項目之平均值，包括匯流排與導線
筆記型電腦	0.45-0.66	考慮所有表面與兩種替代之電源供應器尺寸
油漆罐(滿)	3.7	僅限外部表面
油漆罐(空)	0.2	僅限外部表面
膠合板板材	0.21-0.61	標準 118 × 235 cm(4 英尺×8 英尺)的板材，厚度從 0.63 cm(四分之一英寸)到 1.9 厘米(四分之三英寸)
錘子(木工)	1.25	標準 0.45 kg(1 磅)鐵鎚，含握把
錘子(大槌)	6.76	標準 4.5 kg(10 磅)鐵鎚，含握把
手推車(大木頭)	0.5	包含 4 個輪子
鉛酸電池	12.2	12 伏特

註：僅適用非集裝箱(non-containerized)之材料

(二) IAEA DS-500

IAEA DS-500 提供解除管制程序和解除管制標準限值應用之指引，其可應用於解除管制程序、制定國家法規、規劃、組織與執行，並使利益相關者參與及提高公眾的理解。其支援 IAEA GSR Part 3 及 IAEA GSR Part 6 報告，目標為針對 GSR Part 3 規定的物質、物體和建築物的解除管制或解除管制概念的應用提供詳細的指導，其中包含解除管制程序、解除管制標準的推導、固體、液體和氣體物質解除管制、質量解除管制標準比活度和表面解除管制標準等。DS-500 提供的導則適用於設施除役以減少放射性廢棄物。

報告中提及 IAEA GSR Part 3 之解除管制準則為物質產生的輻射危險足夠低以至於不需要進行監管控制，並且絕不可能有不符報告中一般準則所列的情況，由於任何合理的控制措施都不會再減少個人劑量或在健康危險方面取得值得的回報，對其持續監管控制將不產生任何淨效益。解除管制的劑量基準為 $10\ \mu\text{Sv/y}$ ，使用此基準推導通用解除管制標準。

DS-500 中提及輻射作業之固體物質解除管制之選項，如圖 3.3.2 所示，比活度之解除管制標準可參考 GSR Part 3 表 I.2(人工核種)和表 I.3(天然核種)用於大量的固體物質解除管制。另可參考 IAEA SRS No.44 號報告，考量情節包括直接與間接之體外曝露、粉塵吸入和攝入。限值推導可使用實際情節，採每年 $10\ \mu\text{Sv}$ 之有效劑量標準；或使用低機率情節推導，採每年 $1\ \text{mSv}$ 的有效劑量標準與每年 $50\ \text{mSv}$ 的皮膚等效劑量限值。由上述二者採較低者作為標準。

有關表面解除管制標準，係考量對於放射性可能集中於表面之物件，若僅考量比活度量測可能是不夠的，還需量表面解除管制標準。例如：1.表面積與體積比值大的表面污染物品如紙、卡片、塑膠布和衣服以及低至中等密度的玻璃和薄金屬片等，應僅在符合表面特定的標準時才能解除管制。2.表面受污染物品的質量與表面積比值很大，其中未受污染的內部物質的質量會有效地稀釋比活度(Bq/g)，若能證明污染物無滲透到大部分物質中，可採用表面污染進行解除管制。故業者應導出適用的表面解除管制標準由管

制機關進行審查核准。其亦須符合每年 $10\ \mu\text{Sv}$ 之有效劑量標準。表面解除管制標準可透過物質之密度與厚度轉換而得。對於同時適用比活度與表面污染標準之物件，可能產生之情況及結果如表 3.3.5 所示。

歐盟委員會發布之 RP 89 與 RP 101 的表面解除管制標準適用於金屬物質的再使用或熔化回收再利用，然而，推導時假設條件和參數不同導致國際間不同研究所推導的表面解除管制標準不同，如：材質、物品大小、幾何形狀、曝露情節等，故應要於不同之情況下謹慎的應用。

並非 IAEA 所有的會員國均有定表面解除管制標準可將表面污染活度轉換為比活度，同時必須考慮到表面以下材質之總質量。DS-500 中提出之轉換範例，為一塊厚度為 $0.8\ \text{cm}$ 、密度為 $7.8\ \text{g/cm}^3$ 的金屬板在其一側有表面污染(僅有 ^{60}Co 污染)，對其表面活度進行量測結果為 $0.4\ \text{Bq/cm}^2$ 除以密度和厚度得 $0.064\ \text{Bq/g}$ 小於 ^{60}Co 的解除管制標準($0.1\ \text{Bq/g}$)，故可解除管制。

對於表面污染之量測，若擬解除管制物質中的污染僅限於表面，即對於不可滲透的物質可以應用表面污染量測執行解除管制。針對可滲透的物質解除管制要考慮質量面積比之修正，需考慮厚度、密度和污染表面的數量等因素。若量測結果不符合通用解除管制標準，業者仍可考慮申請有條件或專案解除管制，管制機關應評估此類申請，同時考慮與進一步管理或處置物質相關的輻射風險。

(三) 離廠偵測規範指引

因應除役廢棄物種類繁多，離廠偵測之方法需依據廢棄物種類進行調整，可參考國際原子能總署(IAEA)所發布之第 67 號安全報告(SRS No.67)，其說明廢棄物豁免與解除管制之量測方法，其中包含偵測策略、技術及對儀器之要求等，另列舉各式偵檢器之描述與應用等，及針對 α 、 β 、 γ 輻射之直接與間接偵檢策略。

直接表面監測技術與使用之儀器彙整如表 3.3.6，主要以表面偵檢方式進行；間接監測主要可分為擦拭、袋型、箱型與桶型偵檢器、輸送帶與門框偵檢器，其中，擦拭測試需考慮實際擦拭面積與被移除之活度比例，如下式所示：

$$\text{平均活度(Average activity)} = \frac{M}{W \times F} (Bq/cm^2) \quad (2)$$

其中，W 為被擦拭之面積；F 為擦拭時被移除之活度比例；M 為量測之活度。移除率(F)取決於表面與擦拭所使用之材質及壓力，一般情況下保守假設為 10%，擦拭面積與移除率(F)可以用機械化裝置降低不確定性(使用固定之面積與擦拭壓力)，若被擦拭之表面油膩或不乾淨，粒子會被髒污覆蓋，導致低估。

我國目前實務執行除役廢棄物偵檢之方法包含上述之直接監測(表面偵檢)與間接監測(擦拭與箱型偵檢器)，相關儀器性能要求彙整如表 3.3.7 所示。

除了偵檢技術之要求外，SRS No.67 報告亦建議相關偵檢文件內容應包含：量測方法細節、物質資訊：例如活度濃度值及物質的解除管制標準，並以適當單位表示、量測

儀器說明以及儀器誤差、參數規格、開始監測前之準備、監測設備校正要求、分析程序與標準方法精密度、檢測限值、量測不確定度、結果可重複性，對操作者潛在危害、進行測量時需要使用人員保護措施、表格格式與紀錄保存等。

放射性物質豁免與解除管制的決策結果，將影響公共環境和社會民眾之安全，因此監測過程需嚴格的控管，每個監測步驟、技術、設備、方法選擇、量測數據、採樣、結果分析，皆需透過完整的品質管理計畫，保證整個外釋過程與結果的品質，滿足主管機關和國際的公認標準。

2. 論著產出

本工作項目完成一篇「除役廢棄物表面污染容許量標準研究」研究報告。

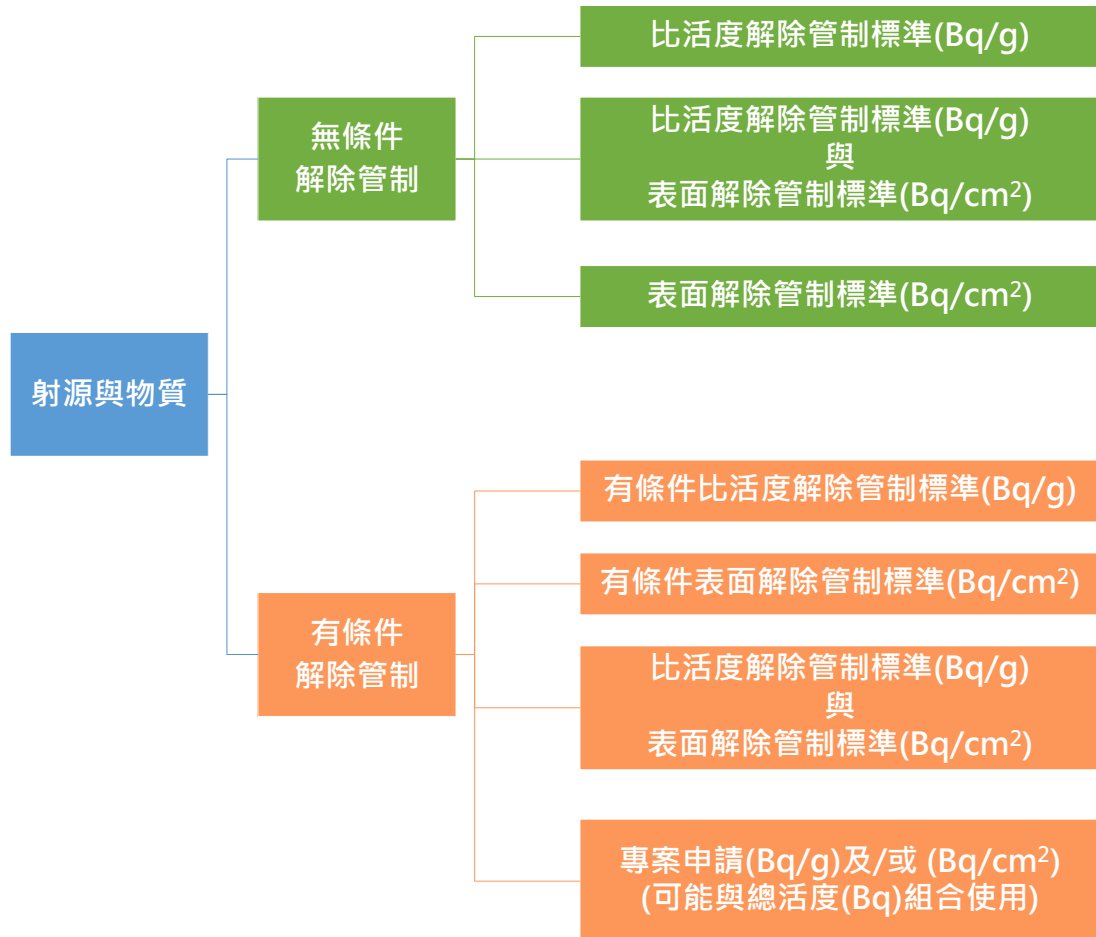


圖 3.3.2、輻射作業之固體物質解除管制選項

表 3.3.5、表面污染物品同時適用表面和比活度解除管制標準時可能產生之結果案例

表面活度解除管制標準(Bq/cm ²)	比活度解除管制標準(Bq/g)	結果
平均值<相關限值	平均值<相關限值	在解除管制前，無分離與隔離之輻射要求。
平均值>相關限值	平均值<相關限值	應進行分離和隔離，除非有理由證明移除工作是不合理的，支出與獲得的安全和環境效益嚴重不成比例，而且處置的總體影響低於每年 10 μSv。
平均值<相關限值	平均值>相關限值	除非表面層的商業考慮例如回收或再利用選項足以證明分離和隔離的安全和環境影響是合理的否則預計這種配置中的物品或物質將按照國家放射性廢棄物管理策略作為放射性廢棄物進行管理。
平均值>相關限值	平均值>相關限值	按照國家放射性廢棄物管理策略作為放射性廢棄物進行管理。

表 3.3.6、直接表面監測技術與儀器概述

	阿伐輻射	貝他輻射	加馬輻射
儀器	• 大面積(100 cm^2 以上) • 針對 0.1 Bq/cm^2 , 靈敏度在 $20\text{s}^{-1}\times\text{Bq}^{-1}\times\text{cm}^2$ 或以上 • 聲音輸出 • 低閾值能量(low threshold energy) • 有效背景計數率為零。	• 使用大面積偵檢器(100 cm^2 以上)較好, 可有效節省時間 • 需確認污染物之能量依存性 • 高能量放射性核種之偵測效率通常為表面發射之 50% • 需要謹慎計算複雜之混合放射性核種 • 聲音輸出 • 對於低能量污染, 偵檢器需要保持在距離表面數個 mm 內, 對於高能量污染物可以保持較遠之距離 • 一般背景計數率約為每 20cm^2 有效面積 $0.5\sim 1\text{ (1/s)}$	• 偵檢器面積最大約為 150 cm^2 • 需確認污染物之能量依存性 • 偵測效率隨能量下降而上升, 對於碘化鈉檢測器在接近 100 keV 時達到平穩, 然後隨著窗口衰減和低能量影響而下降 • 需要謹慎計算複雜之混合放射性核種, 甚至比貝他輻射還要謹慎 • 聲音輸出 • 對於低能量(5 keV)污染, 偵檢器需要保持在距離表面數個 mm 內, 對於高能量污染物可以保持較遠之距離 • 背景計數率比相似偵檢面積大小之純貝他偵檢器高

表面	• 無吸水性(non-absorbent) • 潛在污染無被覆蓋 • 乾淨的乾燥表面(無灰塵、污垢、油或濕氣)	• 對於低能量，表面必須乾淨、乾燥、無吸水性，且不能覆蓋潛在污染物	• 對於低能量，表面必須乾淨、乾燥、無吸水性，最好不要覆蓋潛在污染物。若存在覆蓋物，需用校正因子校正讀數 • 對於高能量(20 keV)，可以偵測覆蓋有薄層塑膠之表面 • 對於更高能量(60 keV)，可以偵測油漆與薄鋁板之活度
技術	• 探頭距離表面不超過 3 mm • 掃描速度係依據效率、背景與解除管制標準訂定，一般為一個探頭寬度。若過程中有警示聲響，則停留在原位一段時間(約 10~15 秒)，若污染物為均勻分布於表面，則有 90%之機率再聽到警示聲，若此時又聽到警示聲，則使用靜止方式，保持一段時間，以達到所需之最低可測濃度(Minimum Detectable Concentration, MDC)。	• 相對緩慢移動或靜態進行量測 • 對於有懷疑污染的區域，以計算出的掃描速率對整個表面進行掃描。如果掃描後計數率沒有明顯增加，則在統計學上所選定的隨機位置收集幾個綜合讀數(integrated readings)，並記錄下來。	• 通常使用掃描模式，但使用幾秒(最多 10 秒)之綜合計數可以得到較好之結果。 • 使用較快的速度進行表面掃描

表 3.3.7、除役廢棄物偵檢儀器性能要求

偵檢方法	儀器性能要求	參考文獻
表面污染手持式定點量測	MDC 應小於 AL 之 50%	MARSAME
箱型量測	MDC 應小於 AL 之 20% 相對組合不確定度應小於 20%	TAF 技術規範
表面污染拭跡量測	MDC 應小於 AL 之 50%	MARSAME

3. 除役廠址輻射偵檢審查技術教育訓練

本計畫於 111 年 7 月 19 日、7 月 20 日及 8 月 9 日派員擔任「111 年度輻射防護視察員訓練課程」講師，訓練排程如表 3.3.8，訓練內容包含最小量測決策取樣點估算原理、核設施廢棄物外釋離場偵測及獨立驗證簡介、TAF 認證、不確定度評估及 MDCR 計算與應用，及輻射偵檢儀器校正與加馬能譜分析等，合計 10 小時，藉由上述教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

表 3.3.8、111 年度輻射防護視察員訓練課程

111 年度輻射防護視察員訓練課程

時間	課程名稱	時數	授課講師
7/19 (二) 10:00~11:50	最小量測決策取樣點估算原理	2	核研所 詹仲逸
7/19 (二) 13:30~15:20	食品輻射與生物氙檢測	2	核研所 黃珏吉
7/19 (二) 15:30~16:20	我國游離輻射防護法修正說明	1	原能會 吳思穎
7/20 (三) 10:00~11:50	核設施廢棄物外釋離場偵測及獨立驗證簡介	2	核研所 林士軒
7/22 (五) 13:30~15:20	重粒子放射治療與輻射安全	2	臺北榮民總醫院 劉隆翔
7/22 (五) 15:30~16:20	通關作業單證比對與實務作業	1	原子能委員會 黃振榮
7/26 (二) 9:00~11:50	國民醫療輻射劑量評估研究	3	國立清華大學 蔡惠予
7/26 (二) 13:30~15:20	既存性曝露之國際管理趨勢研析	2	國立清華大學 許芳裕
7/26 (二) 15:30~16:20	鋼鐵輻射異常物相關回收與熔煉作業人員之輻射劑量及風險評估研究	1	國立清華大學 許芳裕
7/29 (五) 10:00~11:50	飛航輻射劑量的評估與分析	2	國立清華大學 許榮鈞
7/29 (五) 13:30~15:20	毒化物運送即時追蹤系統法律制定及相關實務管理	2	環境保護署 許思亮
8/2 (二) 10:00~11:50	TAF 認證	2	核研所 朱健豪
8/2 (二) 13:30~15:20	移動型高風險輻射源之安全管制	2	核研所 朱健豪
8/5 (五) 10:00~11:50	中子輻射安全評估與度量實務	2	量子輻射科技有限公司 陳皇龍
8/5 (五) 13:30~15:20	核醫藥物國際新趨勢與輻射安全考量	2	高雄榮民總醫院 譚鴻遠
8/9 (二) 10:00~11:50	不確定度評估及 MDCR 計算與應用	2	核研所 朱華翰
8/9 (二) 13:30~15:20	輻射偵檢儀器校正與加馬能譜分析	2	核研所 鄒騰泓

肆、結論與建議

本計畫之執行內容，係考量目前因科技之進步、民眾生活品質之提高，游離輻射於民生應用之發展較過去更為快速增長。主管機關本於管制之立場，亟需針對未來游離輻射於民生應用之發展潮流，及參考國際趨勢，預先進行研究、調查，以為日後建立合宜之管制規範、審查及評估之技術，建立基礎。相關結論與建議依各子項工作具體說明如下：

一、除役作業場所輻射分析之審查技術研究

1. 除役廢棄物離廠偵測國際規範研析(學研合作)

經由核設施的除役與拆除，預期全球在可預見的未來將會產生相當大量的除役廢棄物，大部分的這些廢棄物都未遭受或僅具有微量的放射性污染，並且仍保有其本質的價值。過去國際上處理這些廢棄物大多採用低放廢棄物處置設施之處置/替代做法，但目前已有許多個案開始採用回收/再利用方案。本研究係先針對除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案，從管制規範、實務經驗、以及健康、環境與社會經濟影響等面向進行剖析。國內目前正面臨核電廠除役的階段，有關單位也應檢視及因應上述材料回收/再利用的各項挑戰及建議，以確保可提出安全且有效的除役廢棄物解除管制的實施方案。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

1. 核電廠除役獨立驗證機構管理機制研究

本研究藉由研析美國 ORISE，探討國際獨立驗證機構之資格條件、經費來源與設備需求等，結果顯示，ORISE 可直接與 DOE 簽約，或透過工作訂單方式，與其他 DOE 承包商或外地辦事處

簽約而獲得經費。而 ORISE 與 NRC 之合作關係基於 NRC 與 DOE 間之機構間協議(interagency agreement)進行簽約，且指出 ORISE 實驗室執行 NRC 工作必須依據 DOE 合約進行，協助 NRC 進行除役相關文件技術審查、過程中偵檢(in-process inspections)及確認偵檢(confirmatory surveys)，並提供輻射偵檢及實驗室分析技術。我國獨立驗證機制仍於發展階段，參考國際作法，並參考國內目前人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作執行經驗，建議可由主管機關訂定獨立驗證機構認可管理辦法，業者自行委託符合主管機關認可資格之驗證機構執行輻射偵檢，再由驗證機構提交驗證結果予主管機關及業者以供備查，確保除役廢棄物殘餘放射性符合各階段輻射量測之預定標準。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

1. 除役廢棄物表面污染容許量標準研究

本研究研析 ANSI N13.12 及 IAEA DS-500 兩份報告關於表面污染容許量標準之訂定原則，其中 ANSI N13.12 針對由管制區解除管制之物件，對一般大眾關鍵群體劑量總有效劑量(total effective dose, TED)限制在 $10\ \mu\text{Sv/y}$ ($1.0\ \text{mrem/y}$) 以解除管制監管控制的材料。而表面活度篩選水平，是以表面質量轉換因子(即 $\text{cm}^2/\text{g}=1$) 所推導出來的，對於表面質量比率顯著不同之材料，則應對應其質量面積比調整表面活度篩選水平。IAEA DS-500 延續 IAEA GSR Part 3 報告之精神，將解除管制的劑量基準訂為 $10\ \mu\text{Sv/y}$ ，並使用此基準推導通用解除管制標準。限值推導可使用實際情節，採每年 $10\ \mu\text{Sv}$ 之有效劑量標準；或使用低機率情節推導，採每年 $1\ \text{mSv}$ 的有效劑量標準與每年 $50\ \text{mSv}$ 的皮膚等

效劑量限值，由上述二者採較低者作為標準。針對表面污染解除管制之限值，亦建議可由密度與厚度方式計算，並與比活度限值比較，以判定是否能解除管制。藉由研析上述兩份報告，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

2. 除役廠址輻射偵檢審查技術教育訓練

本計畫派員擔任「111 年度輻射防護視察員訓練課程」講師，合計 10 小時，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

四、計畫執行成果總結與未來建議

本四年期計畫配合核電廠除役作業之進行，發展核電廠除役相關安全管制技術，並吸收核電廠除役國際經驗，發展核設施除役規劃及管理技術。具體之研發成果，包含：導入智慧科技以取代人力的輻射劑量合理抑低手段、精進核電廠除役各階段輻防管制技術與輻安意外潛在分析、精進除役中與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術，各年度重要執行成果彙整如表4.1所示。

為導入智慧科技以取代人力，以合理抑低輻射劑量，本計畫開發輻射偵檢智慧機械載具，並完成輻射照射耐受度測試。在實務應用上，完成核研所低放射性廢棄物貯存庫場域實地偵測演練作業，此載具可自行規劃路徑，進行輻射定點偵測任務。環境偵測資訊可即時傳輸至中控台顯示，並將偵測資訊即時匯出，以蒐集繪製輻射場域地圖所需資訊。後續可配合主管機關執行核電廠除役視察需求，進行高輻射區除役標的偵測演練，以減少人員接受輻射曝露劑量。

為精進核電廠除役各階段輻防管制技術與輻安意外潛在分析，

本計畫研析核電廠運轉後過渡階段(永久停機至燃料自反應器壓力槽中永久移除前之階段)，相關放射性氣體廢棄物、液體排放之電廠視察程序與計畫審查方法，供主管機關參考，以訂立各階段排放管理目標，合理抑低設施周圍民眾遭受之劑量。並進行除役之輻射意外事件其影響之案例分析研究，建立除役之輻射意外事件影響潛勢與風險分析與檢討改善措施，提供主管相關單位審查參考。此外，配合除役期間之輻射驗證偵檢，本研究針對除役期間常用輻防管制偵測設備，及核設施除役第三方驗證執行策略與案例，進行深入研究探討，提供主管機關作為未來規劃及執行驗證偵檢之參考，未來待持續研究之議題包含：授權委託之法規，及認可及驗證合格廢棄物之處置方法等。

為精進除役中與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術，本計畫參考美國環保署相關導則，進行核電廠除役輻射偵檢數據品質目標(DQO)及數據品質評估(DQA)技術研究，以確保我國核電廠除役工作之規劃及執行，能符合預定法規規定及要求；此外，參考國際核電廠除役輻射偵測規劃及審查技術文件，包括國際原子能總署(IAEA)Safety Guide No. WS-G-2.1及Safety Report No.45等，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以制定符合國情之除役審查導則文件。在計畫執行期間，亦協助主管機關修訂「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫及審查導則(草案)」。本計畫執行期間定期提供管制人員審查技術教育訓練，合計共72小時，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。國內目前無廢棄物表面偵檢離廠之相關法規，未來建議持續蒐集有關表面污染標準之相關文獻，並掌握IAEA DS-500草案修訂狀況，確保我國除役

廢棄物離廠能符合國際標準。

表4.1、本計畫各年度重要執行成果

年度	重要執行成果
108	1. 輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究： a. 完成遙控偵測載具原型機建置與初始功能測試，確認遠端遙控移動平台設計構想可行性，可遠端遙控地圖建模與監測環境資訊。 b. 完成「機器人於核電廠之應用與關鍵技術」報告，投稿台電工程月刊，介紹機器人在核電廠中的研究和應用。 c. 完成「多功能履帶載台架設與操作報告」技術報告，有助於後續規畫輻射場域之多元地形移動載台架設藍圖。 2. 精進除役期間輻射管制技術之研究：研析國際停機過渡階段放射性廢氣液體排放視察程序與計畫審查案例，並完成「除役各階段放射性廢氣液體排放計畫審查導則」與「停機過渡階段放射性廢氣液體排放團隊視察導則」，協助輻射安全管制。 3. 除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練： a. 參考美國環保署相關技術準則(EPA QA-4 及 EPA QA/G-9 等報告)，協助主管機關撰擬「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則與審查導則」，作為主管機關未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考。 b. 藉國際中有關除役後廠址環境輻射偵測文獻(MARSSIM、NUREG-1757 及美國環保署DQO/DQA 程序等報告)，併同我國核電廠除役計畫，針對除役電廠實際執行面或理論面，研究除役審查技術及重點，並舉辦 1 場「核設施除役與

	輻射特性調查專業技術訓練課程」，以提升我國除役審查技術能力。
109	1. 輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究： a. 完成輻射偵檢智慧載具建置，可依據場域地圖實體障礙物與環境偵測熱區資訊，提供載具運行避障與自主路經規劃作業，並支援原能會科普展示任務。 b. 完成「輻射偵測智慧載具自走應用研究」論著，並投稿於台電工程月刊。 c. 實測單鋰電池芯遭受鈷 60 輻射影響甚微，評估可經由局部防護電池管理系統(BMS)方式，提升載具動力電池系統輻射耐受度。 2. 精進除役期間輻射管制技術之研究：研析國際停機過渡階段危害鑑別與輻射防護措施需求方案與違規案例，協助輻射安全管制。 3. 除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練： a. 完成「核設施除役輻射偵測數據品質評估技術研究」研究報告一篇，本研究研析美國環保署於 EPA QA/G-9 報告所發展 5 步驟 DQA 程序，並以美國 MARSSIM 手冊中提供之案例，說明如何利用 DQA 進行數據評估、選擇統計方法及執行統計檢定等，以做出正確之結論，並供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考。 b. 完成 Visual Sample Plan(VSP)軟體測試，並舉辦一場「核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術訓練」，訓練內容包含 MARSSIM 程序簡介、VSP 程式操作介紹、VSP 統計方法介紹及 VSP 參數輸入方法等，VSP 可應用於環境特性調查、整治、除

	污、除役及建築物污染評估等。
110	1. 輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧機械之研究：應用智慧自動化載具，導入「目標優先模式」進行路徑規劃，並以核研所第三貯存庫為標的進行實地偵測演練，成功蒐集繪製輻射場域地圖所需資訊，後續可配合主管機關執行核電廠除役視察需求，進行高輻射區除役標的偵測演練，以減少人員接受輻射曝露劑量。 2. 精進除役期間輻射管制技術之研究： a. 完成除役期間常用輻防管制偵測設備(表面污染)特性技術研究，研究結果顯示，對於量測除役廢棄物表面殘餘輻射，使用 Ludlum Model 44-9 或 CoMo 170 偵檢器實務上以一般操作條件難以符合 ANSI N13.12 所列標準之 50%，因此建議可透過評估廢棄物密度進行質量-面積比(mass-to-surface ratio)調整，或搭配其他量測技術檢測結果，以驗證廢棄物表面殘餘輻射符合相關標準。 b. 完成輻射偵檢之第三方驗證執行策略先期研究，核電廠除役第三方驗證是廠址釋出的最後把關，其起始時機為停機過渡階段，伴隨後續的除役進程持續進行過程中視察或獨立確認調查，建議隨時掌握除役進程預先進行第三方驗證計畫的安排與制定，使除役作業更有效率。 3. 除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練： a. 完成除役廠址環境輻射偵測結果評估方法研究，利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策；利用 DQA 程序進行輻射偵檢數據評估，可確保獲得之數據型態正確且具有質與量，以及

	選擇合適之統計分析方法及執行，以符合目標用途，並做出正確結論。其中，WRS test 之特點為已考慮污染物質存在於背景中，故可避免背景的干擾；Sign test 之特點為不需要任何的參考地區或物質，因此可以簡化最終狀態的偵測，因此應依據廠址狀況或待測標的選擇適用之統計方法。 b. 本年度舉辦「核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練」及「核設施除役輻射檢測驗證技術訓練」2 場技術訓練，合計 60 小時，以培訓除役稽核人員。
111	1. 除役作業場所輻射分析之審查技術研究：從管制規範、實務經驗、以及健康、環境與社會經濟影響等面向進行剖析，以確保可提出安全且有效的除役廢棄物解除管制的實施方案。 2. 精進除役期間輻射管制技術之研究：參考國際作法與我國人員劑量計實驗室與輻射防護偵測業者之認可、管理與運作執行經驗，提出未來訂定獨立驗證機構認可管理辦法之相關建議，確保除役廢棄物殘餘放射性符合各階段輻射量測之預定標準。 3. 除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練：完成 ANSI N13.12 及 IAEA DS-500 兩份有關表面污染容許量標準之報告研析，以供主管機關未來訂定相關標準之參考；另支援「111 年度輻射防護視察員訓練」課程，針對核電廠除役輻射偵檢技術，進行實務操作經驗分享與案例說明。

伍、參考文獻

- [1] 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法，中華民國 93 年 12 月 29 日行政院原子能委員會會物字第 0930047668 號令訂定發布。
- [2] 核子反應器設施管制法施行細則，中華民國中華民國 107 年 11 月 16 日行政院原子能委員會會核字第 10700136782 號令修正發布。
- [3] American National Standards Institute, ANSI/HPS N13.12-2013, Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance, 2013.
- [4] American National Standards Institute, Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process, ANSI/HPS N13.59-2008, 2014.
- [5] DOE, Guide of Good Practices for Occupational Radiological Protection in Uranium Facilities, DOE-STD-1136-2000.
- [6] E.N. Bailey, Independent Confirmatory Survey Summary and Results for the Plum Brook Reactor Facility Sandusky, Ohio, ORISE, 1760-SR-01, 2008.
- [7] E.N. Bailey, Independent Confirmatory Survey Summary and Results for the Plum Brook Reactor Facility Sandusky, OHIO, ORISE, 1760-SR-01-Final, 2008.
- [8] E.N. Bailey, Independent Verification Review and Survey of the Argonne National Laboratory Building 301 Footprint Argonne, Illinois, ORISE, 5061-SR-01-0, 2010.
- [9] E.N. Bailey, ORISE, Lessons Learned from Independent Verification Activities (DCN 0476-TR-02-0), 2008.
- [10] Eric W. Abelquist, Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users, CRC Press, 2013.
- [11] ESSAP, ORISE, Quality Assurance Manual for the Environmental Survey and Site Assessment Program.
- [12] European Commission, RP-101, Basis for the Definition of Surface Contamination Clearance Levels for the Recycling or Reuse of Metals Arising from the Dismantling of Installations, 1998.
- [13] European Commission, RP-113, Recommended Radiological Protection Criteria for the Clearance of Buildings and Building Rubble from the Dismantling of Nuclear Installations, 2000.
- [14] European Commission, RP-122, Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption – Part I & II, 2000.
- [15] European Commission, RP-89, Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the Dismantling of Nuclear Installations, 1998.

- [16] IAEA, DS 500 (draft), Application of the Concept of Clearance, 2021.
- [17] IAEA, GSR Part 3, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, 2014.
- [18] IAEA, RS-G-1.7, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 2004.
- [19] N.C. Dyer, “Radionuclides in United States Commercial Nuclear Power Reactors”, Radiation Protection Management, 12(1), 1995.
- [20] NRC Inspection Manual, Closeout Inspection and Survey, Inspection Procedure 83890, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 05/01/03.
- [21] NRC Inspection Manual, Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees, Inspection Procedure 87104, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 07/29/02.
- [22] NRC Inspection Manual, Decommissioning Power Reactor Inspection Program, Inspection Manual Procedure 2561, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 03/06/18.
- [23] NRC Inspection Manual, Inspection of Final Surveys at Permanently Shutdown Reactors, Inspection Procedure 83801, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 01/28/02.
- [24] NRC Inspection Manual, Quality Assurance Program for Radiological Confirmatory Measurements, Manual Chapter 1230.
- [25] NRC, Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757, Vol. 2, Revision 1.
- [26] OECD/NEA, No. 7310, Recycling and Reuse of Materials Arising from the Decommissioning of Nuclear Facilities, 2017.
- [27] OECD/NEA, Recycling and Reuse of Scrap Metals, 1996.
- [28] ORISE, Confirmatory Survey Results for Portions of the Materials and Equipment from Unit 1 and 2 at the Humboldt Bay Power Plant, Eureka, California (Docket NO. 50-00133; RFTA NO. 11-003; DCN 2029-SR-01-0).
- [29] P.C. Weaver, Verification Survey of Final Grids at the David Witherspoon, INC. 1630 Site Knoxville, Tennessee, ORISE, 0465-SR-04-0, 2009.
- [30] Robert A. Meck, NRC, letter to Gordon Linsley, Scientific Secretary, Division of Nuclear Fuel Cycle and Waste Management, International Atomic Energy Agency, November 9, 1992.
- [31] R.L. Fuchs, S.D. McDonald, “1992 State-by State Assessment of Low-Level Radioactive Wastes Received at Commercial Disposal Sites”, DOE/LLW-181. Washington DC: U.S. Department of Energy, 1993.
- [32] Strålsäkerhetsmyndigheten (Swedish Radiation Safety Authority), SSM-2011-3824-2, Dispens med villkor, Stockholm (in Swedish), 2011.

- [33] U.S. NRC, NUREG-1507, Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions, 1997.
- [34] United States Environmental Protection Agency, Data Quality Assessment Statistical Methods for Practitioners, EPA QA/G-9S, 2006.
- [35] United States Environmental Protection Agency, Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process, EPA QA/G-4, 2006.
- [36] United States Environmental Protection Agency, Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME), NUREG 1575, Supplement 1, 2009.
- [37] United States Environmental Protection Agency, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), 402-R-97-016, Rev.1, 2000.

附件

附件一、「核設施除役廢棄物解除管制之國際發展現況及其影響評估」投稿於台電工程月刊

核設施除役廢棄物解除管制之國際發展現況及其影響 評估

International Status and Impact Assessment of Waste Clearance from Decommissioning
Nuclear Facilities

趙得勝*

Chao, Der-Sheng*

摘 要

核設施除役與拆除將產生大量的廢棄物料，其中大部分的材料並不具放射性或僅具有非常低的放射性，經過適當地處理及解除管制之後，可以採有條件或無條件的方式進行回收及再利用。回收/再利用的作法提供極有價值的解決方案，可以最大限度地減少除役產生的放射性廢棄物，也可有效地回收仍具有價值的材料。本文針對除役廢棄物解除管制之回收/再利用方案進行研析，概述目前可供遵循的國際管制規範，並藉由案例分析汲取各國在回收/再利用方案的經驗和做法。由回收/再利用與處置/替代兩種方案對於健康、環境及社會經濟面向的影響評估可知，回收/再利用方案在健康風險與環境衝擊方面具有極大的優勢。本文係初探國際除役廢棄物解除管制之現況與做法，相關的經驗與議題可作為國內的設施經營者與管制機關在擬定廢棄物解除管制之做法與管制策略時的參考。

Abstract

The decommissioning and demolition of nuclear facilities is expected to generate a large amount of scrap materials. Most of them are non-radioactive or is of very low-level radioactivity and can be removed from the facilities by means of conditional and unconditional clearance for further recycling and reuse if they have been properly treated. Recycling and reuse option provide valuable solutions to minimize radioactive waste from decommissioning and at the same time maximize the recovery of valuable materials. This paper presents an overview focusing on the recycling/reuse option of clearance for decommissioning waste. The content outlines the current international regulations that can be followed and the practices adopted by various countries. The experience in recycling/reuse from various institutes or organizations is also acquired through case studies. In addition, the impacts of recycling/reuse and disposal/replacement options on health, environment, and socio-economic aspects are further analyzed and compared in this paper, from which we can understand that the recycling/reuse option has great advantages in terms of health risks and environmental impacts. This paper provides a preliminary investigation on the current international regulatory status, practical practices, and risk assessment on clearance of

附件一、「核設施除役廢棄物解除管制之國際發展現況及其影響評估」投稿於台電工程月刊(續)

decommissioning waste. The relevant experience and issues can be useful reference for domestic facility licensees and regulatory authorities when formulating the practices and regulatory strategies of waste clearance.

*國立清華大學原子科學技術發展中心

關鍵詞 (Key Words)：核設施除役 (Decommissioning of Nuclear Facility)、放射性廢棄物 (Radioactive Waste)、解除管制 (Clearance)、回收/再利用 (Recycling/Reuse)、處置/替代 (Disposal/Replacement)。

附件二、除役廢棄物離廠偵測國際規範研析

行政院原子能委員會核能研究所

委託研究計畫研究報告

除役廢棄物離廠偵測國際規範研析

**Study of International Regulations on Radiological
Characterization of Waste Cleared from Decommissioning
Nuclear Power Plants**

計畫編號：111B012

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：趙得勝

聯絡電話：03-5742866

E-mail address：dschao@mx.nthu.edu.tw

核研所聯絡人員：林士軒

報告日期：中華民國 111 年 11 月

附件二、除役廢棄物離廠偵測國際規範研析(續)

中文摘要

核設施除役與拆除將產生大量的廢棄料，其中大部分的材料並不具放射性或僅具有非常低的放射性污染，經過適當地處理及解除管制之後，可以以有條件或無條件的方式進行回收及再利用。回收/再利用的做法為極具價值的解決方案，可以最大限度地減少除役產生的放射性廢棄物，同時也可最大限度地回收或重新使用仍具有價值的材料。因於除役廢棄物種類相當歧異，且解除管制離廠後的回收與再利用產物也可能牽涉十分複雜的應用範疇與放射性曝露情節，目前國際上仍缺乏一致性的廢棄物離廠輻射偵檢管制標準，此將可能造成未來廢棄物離廠後進行回收與再利用的限制與挑戰。為因應未來核設施廢棄物解除管制可能面臨的劑量評估與特性偵檢需求，本研究計畫已完整地收集與分析目前國際上針對除役廢棄物解除管制的相關規範及執行實務，並完成廢棄物解除管制的放射性評估方法及偵檢標準研析，藉此預先獲知核設施廢棄物離廠偵測在管制上可能面臨的挑戰，相關的成果可提供國內的設施經營者與管制機關在擬定廢棄物解除管制之做法與管制策略時的參考。

附件三、除役廢棄物表面污染容許量標準研究

除役廢棄物表面污染容許量標準研究

黃珥吉、林士軒

摘 要

我國核能一廠兩部機組及核能二廠一號機均已屆商轉執照期限而停止運轉，依據「核子反應器設施管制法」第 28 條及「核子反應器設施管制法施行細則」第 16 條規定，核設施經營者應於主管機關核准除役後規範期限內完成除役作業。針對核設施除役產生放射性廢棄物解除管制，我國訂有「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，殘餘放射性活度達可外釋標準之廢棄物，一般須置於金屬屏蔽量測系統進行比活度計測。對於無法切割裝桶進行比活度量測之大型廢棄物，將以偵測人員手持表面污染偵檢器貼近設備或組件表面，以固定距離與固定量測速度來進行貝他/加馬輻射偵檢。目前國際上除役廢棄物表面污染容許量標準之訂定，可參考 ANSI/HPS N13.12-2013 及 IAEA DS-500 等報告，其中，ANSI/HPS N13.12-2013 報告係透過輻射劑量標準與導出篩選水平，以保護人類健康免受輻射曝露，且符合國際原子能機構(IAEA)關於解除管制的建議；IAEA DS-500 報告雖目前為草案，但其提供解除管制程序和解除管制標準限值應用之指引，供會員國之業者與管制機關使用。本研究研析上述兩份報告關於表面污染容許量標準之訂定原則，以精進除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

關鍵字：表面污染、ANSI/HPS N13.12-2013、IAEA DS-500。

核能研究所 保健物理組