

核能安全委員會 專業服務勞務採購案

112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀 減量技術與廢射源安全管理之研析 期末報告

委 託 單 位：核能安全委員會
執 行 單 位：國家原子能科技研究院
計畫主持人：周宜欣
協同主持人：詹瑞裕、施清芳、王政荃、黃朝威
計 畫 編 號：112FCMA005
報 告 日 期：中華民國 112 年 12 月

112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀
減量技術與廢射源安全管理之研析
期末報告

受委託單位：國家原子能科技研究院

研究主持人：周宜欣

協同主持人：詹瑞裕、施清芳、王政荃、黃朝威

研究期程：中華民國 112 年 3 月 至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣 1,319,000 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 112 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射

源安全管理之研析

期末研究成果摘要報告

目錄

一、 摘要.....	I
二、 計畫目標.....	III
三、 重要成果.....	III
四、 展望.....	V

計畫名稱：112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與

廢射源安全管理之研析

一、 摘要

我國放射性廢棄物來源除了主要來自核電廠產生外，尚有醫用、工業及學術研究等，同位素應用產生低微污染放射性廢棄物及廢射源。國內低放射性廢棄物最終處置場，因故尚無法於短時間內啟用，導致國內放射性廢棄物貯存空間餘裕逐年減低，故實有必要針對前述放射性廢棄物之低微表面污染放射性廢棄物，研析可行之減量處理技術。廢射源因其放射性能量，不當棄置易對環境及人員造成危害，確實有必要強化安全管理。本報告係計畫全程所執行工作的期末報告，按照契約完成蒐集及研析國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術、以小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證、蒐集及研析國際間廢射源

安全管理資訊與國際間廢射源最終處置資訊。鑑於核能工業及放射性同位素應用研究已發展多年，我國可借鏡國外經驗，精進核安會對放射性金屬廢棄物與廢射源管理效能。

The radioactive waste is mainly generated by nuclear power plants in Taiwan. In addition, it also comes from various sources such as medical, industrial, and academic research, as well as low-level radioactive waste and radioactive waste sources produced by isotope applications. Although the amount of low-level radioactive waste is much less than that of nuclear power plant radioactive waste, it is diverse and complex because it comes from different use case. Due to reasons such as the unavailability of a final disposal site for low-level radioactive waste in Taiwan, the storage space for radioactive waste is decreasing year by year. Therefore, it is necessary to study feasible reduction and treatment technologies for the low-level surface-contaminated radioactive waste mentioned above. Improper disposal of radioactive waste sources can easily cause harm to the environment and personnel due to their radioactive energy. To further avoid environmental pollution and harm, it is necessary to collect relevant management, storage, and disposal information for further improving safety management. This report serves as the final report for the completion of all tasks outlined in the contract project. It includes the completion of data collection and analysis of international surface contamination of radioactive metal waste reduction technology using high-pressure water jet, verification of high-pressure water jet waste reduction technology for small quantities of low-level surface-contaminated radioactive waste, and the collection and analysis of international information on the safety management and final disposal of radioactive waste sources. Given the long-standing development of the nuclear industry and the research on the application of radioactive

isotopes, we can draw from international experiences to enhance the effectiveness of Nuclear Safety Commission (NSC) in the management of radioactive metal waste and radioactive source waste.

二、計畫目標

國內低放射性廢棄物最終處置場因故尚無法於短時間內啟用，導致國內放射性廢棄物貯存空間餘裕逐年減低，故實有必要針對前述放射性廢棄物中之低微表面污染放射性廢棄物研析可行之減量處理技術。廢射源因其放射性能量，不當棄置易對環境及人員造成危害，本院肩負接收全國廢射源的國家任務，執行「112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」研究，主要工作依據合約內容包括：蒐集及研析國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術；針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證；高壓水刀減量處理技術處理小產源放射性廢棄物之精進應用性建議；蒐集及研析國際間廢射源安全管理資訊；蒐集及研析國際間廢射源最終處置資訊。

三、重要成果

- (一) 國際相關高壓水噴洗除污文獻會整，超高壓水噴洗表面處理射流的間隔距離，約為 25~50 mm，若樣品放置在孔口附近，脈動射流將無法建立太廣，若樣品放置太遠，將造成分散效應。福島第一核電廠部署機器人，經遠程控制勘測與度量，反應堆之建築物內部高輻射環境，預計未來將以更多機器人用於除污瓦礫、安裝防護罩。
- (二) 高壓水噴洗搭配化學、機械除污技術之協同效應，在水中加入表面活性劑，改變表面張力，避免接近

音速的射流，碎裂成液滴(droplets)，獲得更好 DF 約 5；常藉由工作區使用過濾式真空系統，控制灰塵與空氣污染。各種研究顯示高壓水噴洗對鋼鐵除污具有效性，預期高壓水噴洗除污應用數量將持續增加。

(三) 本院完成開發一套半自動高壓水除污設備如圖 1，減少工作人員輻射曝露，並大幅提升污染工件之除污效率與除污作業安全性。

(四) 本計畫施用本院半自動高壓水除污設備，高壓水噴洗除污本院平板狀污染金屬，除污後金屬表面劑量率皆為 BG 值， α 、 β/γ 污染值亦小於 MDA 除污因子，除污因子(DF)達 3.8 至 75.5，初估可達外釋標準約為 25,240 公斤，佔本院內金屬廢棄物約 2 %。

(五) 本計畫蒐集先進國家相關廢射源安全管理及最終處置資訊，含美國、德國、加拿大、南韓、挪威、英國、瑞典、埃及。由設備拆解取出廢射源，其序列經過驗證，廢射源依據處置場所的廢棄物驗收標準，核准處置配置包裝；參考先進國家經制定相關法規與標準，規範廢射源管理如圖 2，內容涉及回收、貯存、監測等方面，並建立廢射源(孤兒射源)回收計劃，對廢射源監管進行全面審查，依據 A/D 值(活性/半衰期)衡量其衰變程度之指標，滿足免除或排除的法律要求。

(六) 國際間廢射源最終處置資訊，含美國、法國、印尼、南

非、坦桑尼亞，主要特別針對成本/效益數據，進行特定場址分析，允許通過使用基於特定場址分析開發的廢棄物接受準則，並要求須符合總有效劑量限制為 0.25 mSv/yr。針對處置廢密封放射源長期方案，則選擇鑽孔處置概念(Borehole disposal concept, BDC)，以便進行永久性處置。



圖 1 本院之半自動高壓水除污設備

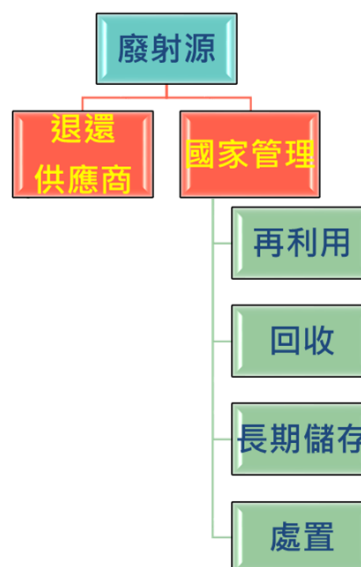


圖 2 廢射源管理選項

(Roughan, K. 2018)

四、 展望

高壓水噴洗(HPWJ)放射性廢金屬表面進行機械式除污，此視為相對較快速的除污技術，廣泛應用皆實現良好除污能力(即高DF)。然而此法與化學除污技術不同，具有複雜幾何形狀的材料與設備，不易施用高壓水噴洗除污。依高壓水噴洗的施加壓力，為提高除污效率，可於高壓水噴洗添加磨料，此舉可降低操作成本，並輔助消除表面污染，使高壓水噴洗更廣泛應用。預期 BDC 開發技術，可由任何擁有高比活度廢射源國家使用與安全監控。BDC 設計提供化學、物理隔離與遏制之多屏障系統，其還提供縱深防禦，因此若一個或兩個屏障，未按預期運行，其他屏障將提

供必要遏制。BDC 使用現成建築材料與技術，並提供直接且具成本效益的適當地質條件。Salehe and Kim (2013)建議應該建立關於處置庫選址和安全評估的全面知識，並為 BDC 尋找合適地點和安全評估。

112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射 源安全管理之研析

期末報告

摘要

我國放射性廢棄物來源除了主要來自核電廠產生外，尚有醫用、工業及學術研究等，同位素應用產生低微污染放射性廢棄物及廢射源。而低微污染放射性廢棄物數量雖遠較核電廠放射性廢棄物少，但由於其源自不同使用目的，故具多樣性及複雜性，相對其處理方法無法如核電廠放射性廢棄物採大規模處理，勢必需特別針對廢棄物之物理、化學特性，個別作妥適處理，我國對此類小產源放射性廢棄物，目前均集中送往本院貯存。另國內低放射性廢棄物最終處置場，因故尚無法於短時間內啟用，導致國內放射性廢棄物貯存空間餘裕逐年減低，故實有必要針對前述放射性廢棄物之低微表面污染放射性廢棄物，研析可行之減量處理技術。廢射源因其放射性能量，不當棄置易對環境及人員造成危害，確實有必要強化安全管理。

本報告係計畫全程所執行工作的期末報告，按照契約完成蒐集及研析國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術、以小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證、蒐集及研析國際間廢射源安全管理資訊與國際間廢射源最終處置資訊。鑑於核能工業及放射性同位素應用研究已發展多年，我國可借鏡國外經驗，精進核安會對放射性金屬廢棄物與廢射源管理效能。

關鍵字：低微污染放射性廢棄物、高壓水刀減量處理技術、廢射源安全管理與最終處置

Abstract

The radioactive waste is mainly generated by nuclear power plants in Taiwan. In addition, it also comes from various sources such as medical, industrial, and academic research, as well as low-level radioactive waste and radioactive waste sources produced by isotope applications. Although the amount of low-level radioactive waste is much less than that of nuclear power plant radioactive waste, it is diverse and complex because it comes from different use case. Therefore, its disposal methods cannot be as large-scale as those of nuclear power plant radioactive waste, and it needs to be treated individually based on its physical and chemical characteristics. Currently, such small sources of radioactive waste are all sent to Institute of Nuclear Energy Research for storage in Taiwan. Furthermore, due to reasons such as the unavailability of a final disposal site for low-level radioactive waste in Taiwan, the storage space for radioactive waste is decreasing year by year. Therefore, it is necessary to study feasible reduction and treatment technologies for the low-level surface-contaminated radioactive waste mentioned above. Improper disposal of radioactive waste sources can easily cause harm to the environment and personnel due to their radioactive energy. To further avoid environmental pollution and harm, it is necessary to collect relevant management, storage, and disposal information for further improving safety management.

This report serves as the final report for the completion of all tasks outlined in the contract project. It includes the completion of data collection and analysis of international surface contamination of radioactive metal waste reduction technology using high-pressure water jet, verification of high-pressure water jet waste reduction technology for small quantities of low-level surface-contaminated radioactive waste, and the collection and analysis of international information on the safety management and final disposal of radioactive waste sources. Given the

long-standing development of the nuclear industry and the research on the application of radioactive isotopes, we can draw from international experiences to enhance the effectiveness of Nuclear Safety Commission (NSC) in the management of radioactive metal waste and radioactive source waste.

Keywords: low-contamination radioactive waste, high-pressure water jet reduction treatment technology, safety management and final disposal of disused radioactive sources nuclear power plants.

目錄

目錄.....	iv
附圖目錄.....	x
附表目錄.....	xiv
一、前言.....	1
1.1 計畫目的	1
1.2 計畫工作內容	2
1.3 廢金屬除污處理法規及外釋作業流程	3
1.3.1 我國處理法規	3
1.3.2 廢金屬外釋前置作業及量測作業流程	4
二、國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術文 獻研析彙整	6
2.1 高壓水噴洗除污法簡介	6
2.2 放射性廢棄物高壓水刀減量技術國際文獻分析	8
2.2.1 核除污-技術現狀 (Nuclear decontamination- The current state of technology).....	9
2.2.2 車諾比爾輻射污染之 CIS 國家城市地區除污(Clean- up of urban areas in the CIS countries contaminated by Chernobyl fallout)	9
2.2.3 斯洛伐克 Jaslovské Bohunice 核電廠除污方法 (Decontamination Methods Used for the Decontamination in Jaslovské Bohunice)	11
2.2.4 斯洛伐克 NPP A-1 高輻射場除污程序和設備 (Procedures and equipment used for decontamination in the high radiation fields at NPP A-1).....	11

2.2.5	日本通過高壓水噴洗管壁提高加速管的高壓性能 (Improvement of high-voltage performance of acceleration tubes by cleaning the walls with a high- pressurewater jet)	12
2.2.6	高壓水噴洗對材質除污效果及損傷研究 (Research on decontamination effect and damage of high-pressure water jet cleaning to matrix).....	13
2.2.7	強制高頻高壓水噴洗用於核除役的潛力 (The potential of high-frequency forced pulsed waterjet for nuclear decommissioning).....	16
2.2.8	超高壓水噴洗對放射性金屬廢棄物除污性能研究 (A study on the decontamination performance of radioactive metal wastes using ultra-high pressure water jet).....	18
2.2.9	福島第一核電廠反應堆之高壓水噴洗除污裝置 (High-pressure water jet decontamination apparatus for upper part of 1st floor of reactor buildings for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station).....	19
2.2.10	具有壓力流量同步控制功能的高壓水噴洗裝置設計 (Design of high pressure water jet decontamination device with pressure and flow synchronous control function)	21
2.2.11	綜述放射性污染金屬之現有和潛在除污方法 (Existing and potential decontamination methods for radioactively contaminated metals-A Review)分裂 ..	21

2.2.12	放射性去污技術的最新綜述：因應即將到來之核設施退役和拆解的浪潮(A state-of-the-art review of radioactive decontamination technologies: facing the upcoming wave of decommissioning and dismantling of nuclear facilities).....	22
2.3	高壓水噴洗搭配化學、機械除污技術之協同效應	23
2.3.1	化學、生物、放射和核淨化：近期趨勢和未來前景 (Chemical, biological, radiological, and nuclear decontamination: Recent trends and future perspective)... ..	24
2.3.2	核除役計畫中除污過程和技術 (Decontamination processes and technologies in nuclear decommissioning projects)	24
2.3.3	核電廠鋼材除污 (Decontamination of Nuclear Plant Steels)	25
三、	針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證	34
3.1	本院金屬廢棄物外釋程序	34
3.1.1	表面劑量率量測儀器	36
3.2	高壓水刀除污程序	41
3.3	低微表面污染放射性金屬廢棄物高壓水刀除污結果	43
3.3.1	第一階段_高壓水噴洗除污效率	47
3.3.2	第二階段_廢金屬初測篩選	50
3.3.3	第三階段_總比活度全量量測	51

四、高壓水刀減量處理技術處理小產源放射性廢棄物之精進應用性建議	53
4.1 商用高壓水刀機介紹與應用	53
4.2 半自動高壓水除污設備設計概念(陳茂維 等，2022)	56
4.3 半自動高壓水除污設備概述	57
4.4 半自動高壓水除污流程	61
五、蒐集及研析國際間廢射源安全管理資訊	65
5.1 埃及廢射源管理(Management of radioactive disused sealed radioactive sources in Egypt)	66
5.2 美國廢射源管理(Management of disused radioactive sealed radioactive sources in the United States).....	68
5.3 德國廢射源管理(Management of radioactive disused sealed radioactive sources in Germany)	75
5.4 加拿大核安全委員會廢射源(孤兒射源)計劃(Canadian nuclear safety commission disused radioactive sources program)	77
5.5 南韓廢射源特徵分析及優化管理方案 (Characteristic analysis and optimum management plan of disused sealed radioactive sources in Korea)	78
5.6 挪威廢射源管理(Management of disused radioactive sources in Norway)	84
5.7 英國廢射源管理(Management of disused radioactive sources in the UK)	86
5.8 瑞典廢射源管理(Management of disused radioactive sources in Sweden)	89

5.9	國際原子能總署 (IAEA) 公布管理廢射源指南 (IAEA guidance on managing disused radioactive sources now available).....	93
六、	蒐集及研析國際間廢射源最終處置資訊	99
6.1	鑽孔處置概念：坦桑尼亞處置廢密封放射源的提議方案 (Borehole disposal concept: a proposed option for disposal of spent sealed radioactive sources in Tanzania).....	99
6.2	國際原子能總署密封放射源鑽孔處置概念實施 (International implementation of IAEA's borehole disposal concept for sealed radioactive sources).....	105
6.3	印尼醫療與工業廢射源之孔洞處置技術規劃與概念 (Planning and concept of borehole disposal technology for disposal of disused sealed radiation sources from using in health and industry)	109
6.4	印尼廢射源井底處置設施之初步概念設計 (Preliminary conceptual design of borehole disposal facility for disused sealed radioactive sources at Serpong nuclear center-Indonesia)	111
6.5	美國廢射源最終處置執行辦法 (The United States implements the final disposal method for disused radioactive sources) ..	112
6.6	法國廢射源最終處置辦法 (Final disposal method of disused radioactive sources in France)	113
6.7	國際原子能總署 (IAEA) 之廢射源最終處置安全標準 (IAEA's safety standards for final disposal of disused radioactive sources)	115
6.8	總評廢射源與核廢料之處置方法 (Disposal methods for disused radioactive sources and nuclear waste)	123

七、結論.....	126
參考文獻.....	128
附件.....	135

附圖目錄

圖 2.1	直接驅動式泵	7
圖 2.2	高壓水噴洗加速管的示意圖	13
圖 2.3	高壓水噴洗系統：1.噴嘴、2.調壓閥(0~30MPa)、3.壓力錶、 4.高壓泵、5.電動機、6.過濾器、7.接水源處	14
圖 2.4	45 鋼試件高壓水噴洗前後表面粗糙度值變化	15
圖 2.5	H13 鋼試件高壓水噴洗前後表面粗糙度值變化	15
圖 2.6	強制高頻高壓水噴洗情境攝像	17
圖 2.7	高壓水噴洗裝置系統配置實際主體	20
圖 2.8	高壓水噴洗技術之流程圖	23
圖 2.9	濕法-噴砂法實際施作情境	25
圖 2.10	高壓水噴洗之水柱結構	26
圖 2.11	噴嘴直徑對去除材料體積與射流寬度的影響	27
圖 2.12	Centurion 高壓水噴洗實驗設置	28
圖 2.13	高壓水噴洗處理示意圖：噴嘴方向、坐標及高壓水噴洗實驗 概覽	29
圖 2.14	質量損失與施加水壓和入射角關係(SD 為 1 個標準偏差)	30
圖 2.15	高壓水噴洗處理後表面 SEM 圖像：(a)與(b) 45 度入射角、 (c)與(d) 90 度入射角	31
圖 2.16	表面粗糙度與施加水壓和入射角關係(SD 為 1 個標準偏差)	32
圖 2.17	受污染和高壓水噴洗樣品之 XPS 分析鈍化層元素組成....	33
圖 3.1	廢金屬外釋作業流程	35
圖 3.2	表面劑量率量測儀器(AT 1121)	37
圖 3.3	表面輻射污染偵測儀(S.E.A. CoMo 170).....	38

圖 3.4	表面輻射污染偵測儀(Berthold Technologies GmbH & Co.KG LB124SC).....	38
圖 3.5	量測污染儀器(WIMP60M)	39
圖 3.6	國原院 55 加侖桶型活度量測系統照片	40
圖 3.7	國原院解除管制量測實驗室 Q2 核種活度分析照片	41
圖 3.8	貯庫廢金屬減量作業流程	42
圖 3.9	小產源廢金屬(a)原樣品 A 外觀、(b)除污後樣品 A'外觀、(c)原樣品 A 輻射劑量率與(d)除污後樣品 A'輻射劑量率	44
圖 3.10	小產源廢金屬(a)原樣品 B 外觀、(b)除污後樣品 B'外觀、(c)原樣品 B 輻射劑量率與(d)除污後樣品 B'輻射劑量率	45
圖 3.11	小產源廢金屬(a)原樣品 C 外觀、(b)除污後樣品 C'外觀、(c)原樣品 C 輻射劑量率與(d)除污後樣品 C'輻射劑量率	46
圖 3.12	小產源廢金屬(a)原樣品 D 外觀、(b)除污後樣品 D'外觀、(c)原樣品 D 輻射劑量率與(d)除污後樣品 D'輻射劑量率	47
圖 4.1	電動式高壓清洗設備	54
圖 4.2	高壓水刀設備搭配 3D 實體模擬系統	54
圖 4.3	手動工業自動噴洗手套箱	55
圖 4.4	Guyson 公司客製化高壓水噴洗箱	56
圖 4.5	Guyson 公司客製化高壓水噴洗箱內部結構.....	57
圖 4.6	半自動高壓水除污設備示意圖	58
圖 4.7	高壓水刀設備組件名稱(正面對照圖).....	59
圖 4.8	高壓水刀設備組件名稱(側面對照圖).....	60
圖 4.9	臥式三缸往復式柱塞泵浦示意圖	60
圖 4.10	本院之半自動高壓水除污設備	61
圖 4.11	(a)除污間空間配置；(b)除污作業動線規劃	62

圖 4.12	半自動高壓水噴洗處理流程示意圖	63
圖 5.1	放射性密封射源外觀特徵	66
圖 5.2	埃及放射性廢棄密封射源管理	67
圖 5.3	放射性密封射源管理設施	67
圖 5.4	1997 年至 2002 年 OSRP 之放射性密封廢棄射源處理量 ..	68
圖 5.5	統計至 2020 年 OSRP 處理廢射源之來源	69
圖 5.6	統計至 2020 年 OSRP 處理廢射源之射源比例	70
圖 5.7	廢射源處理程序	71
圖 5.8	廢射源集裝箱 435 B 示意圖	72
圖 5.9	測試廢射源集裝箱 435 B.....	73
圖 5.10	廢射源集裝箱 380 B 示意圖	73
圖 5.11	美國、國際原子能機構與合作夥伴的廢射源管理	74
圖 5.12	德國廢射源管理模式	76
圖 5.13	南韓 1991 至 2014 年廢射源數量(上)、放射性活度(中)與體 積(下)之變化.....	80
圖 5.14	南韓廢射源之最佳管理程序	83
圖 5.15	英國 HASS 監管機構	88
圖 5.16	瑞典短期低放廢棄物處置設施	92
圖 5.17	SKB 計劃未來在 SFR 擴建處置設施	93
圖 5.18	廢射源管理選項	95
圖 5.19	未來展望廢射源管理規劃	96
圖 5.20	實踐培訓管理第 3-5 類射源(I).....	97
圖 5.21	實踐培訓管理第 3-5 類射源(II).....	97
圖 5.22	移動熱室用於移除與調節設備之高活度射源	98
圖 5.23	英國儲存廢射源於廢棄物儲存桶	98

圖 6.1	鑽孔處置概念的示意圖	100
圖 6.2	用於處置廢射源 BDC 概念設計	104
圖 6.3	BDC 示意圖	107
圖 6.4	BDC 近場示意圖	108
圖 6.5	印尼鑽孔處置概念	110
圖 6.6	印尼國家核能機構處置廢射源(DSRS)位置	111
圖 6.7	LL-LLW 暨 ILW 最終處置示意圖	114
圖 6.8	廢射源最終處置示意圖	117
圖 6.9	最終處置廢射源鑽孔套管示意圖	118
圖 6.10	不同核種廢射源之最適最終處置年限	119
圖 6.11	廢射源可在合適地質層內分支側向鑽孔處置	125

附表目錄

表 2.1	文獻分析分類總覽	8
表 2.2	高壓水噴洗除污試驗結果	10
表 2.3	高壓水噴洗除污前後冷卻系統入口管劑量率	12
表 2.4	高壓水噴洗裝置規格	20
表 2.5	現有和潛在除污放射性污染金屬之方法分類	22
表 3.1	各階段使用量測分析儀器與方法	36
表 3.2	小產源放射性金屬廢棄物除污前後輻射強度及擦拭結果	48
表 3.3	廢金屬除污前後取樣分析總 α/β 及比活度之量測結果	49
表 3.4	除污後廢金屬及包件表面輻射偵測之量測結果	50
表 3.5	廢金屬比活度值之量測結果	52
表 5.1	統計至 2020 年 OSRP 處理廢射源之彙整表	70
表 5.2	挪威處理廢射源之政策規劃	86
表 6.1	坦桑尼亞廢密封放射源清單	101
表 6.2	一般安全評估考慮的放射性核種	117
表 6.3	不同物理及化學形式之廢射源特性	120
表 6.4	奧氏體不銹鋼(AISI 300 系列居多)相關腐蝕數據	121
表 6.5	定義鑽孔目標壽命於處置不同廢射源潛在放射性核種含量	122

一、前言

1.1 計畫目的

國家原子能科技研究院(以下簡稱本院)放射性廢金屬的產生，主要來自停止運轉或除役後老舊核設施如 TRR 研究用核反應器、核燃料循環實驗設施、放射性廢棄物處理貯存設施與游離輻射實驗室設施如迴旋加速器等核設施等，其次則是配合管制機關要求，接收來自國內各醫院醫療與工業檢測等用途的放射性器材與設備等。目前放射性廢金屬，大部分是鐵與不鏽鋼類的金屬，還有較少量的銅、鋁或鉛等其它類金屬均安全存放在所內的廢棄物貯存庫房，然而隨著時間的增長所內的放射性廢棄物貯存庫已漸趨近飽和。如今全球面臨相同情況，隨著核電工業的開發運轉至今已六十餘年，陸續已面臨老舊核電廠的除役階段任務，國際經濟合作發展組織(Organization for Economic Co-operation and Development, OECD)的核能機構(Nuclear Energy Agency, NEA)於 1985 年創立除役合作計畫(Co-operative Program on Decommissioning, CPD)論壇，針對全球核設施除役活動所產生廢棄資源的回收與再利用管理作業與管制規範進行資訊交流與技術推廣，期望能解決國際社會正面臨大量核設施除役後放射性廢棄物貯存庫空間不足，以及民眾反對建立新貯存場所的窘境。

依據放射性物料管理法第 29 條法規，放射性廢棄物產生者應負責減少放射性廢棄物之產生量及其體積，有效處理放射性廢棄物。本院既有低放射性金屬廢棄物，主要貯存於 015K 庫、015W-1 庫、067 貯庫及 075 貯庫，現有的貯存空間足夠提供本院例行研究作業產生的廢棄物量；然而，考量本院核設施未來除役作業過程中，低放射性廢棄物產量眾多，其中又以金屬類廢棄物為大宗，因此低放射性廢棄物貯存庫的使用空間，為除役作業起始前，首要評估的議題。透過適當的規劃，階段性減少低放射性廢

棄物貯庫存量，以延長貯存庫使用年限。目前國內小產源放射性廢棄物均集中送往本院處理貯存，其中除可燃放射性廢棄物、可壓放射性廢棄物及無機放射性廢液之物理特性與核電廠放射性廢棄物相似，可藉既有放射性廢棄物處理設施處理外，其他放射性廢棄物僅做安全貯存待其放射活度衰減。然由於國內低放射性廢棄物最終處置場因故尚無法興建，致本院內之放射性廢棄物貯存空間餘裕逐年減低，故實有必要針對前述特殊性少量放射性廢棄物研析可能之減量處理技術。

有鑒於核能工業及放射性同位素應用研究已發展多年，基於小產源放射性廢棄物貯存數量仍然逐日增加，且貯存設施無法再增建情況下，終將造成貯存設施不足因素。污染金屬執行除污目的在減量，針對大部分污染金屬廢棄物如何採用適當除污技術，國際已有諸多放射性廢棄物減量處理經驗，我國可借鏡參考國外經驗，及參考成熟之工業廢棄物處理方法，研析規劃相關放射性廢棄物減量處理方式，以有效減量小產源放射性廢棄物。核能安全委員會爰提出採購案，並由本院得標後，執行「112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」計畫，本報告為本採購案期末報告。然計畫之資訊彙整成果將有助於掌握國際放射性廢棄物高壓水刀減量處理技術現況與發展趨勢，以供放射性廢棄物管制決策與各處理設施作業之參考應用。

1.2 計畫工作內容

國內低放射性廢棄物最終處置場因故尚無法於短時間內啟用，導致國內放射性廢棄物貯存空間餘裕逐年減低，故實有必要針對前述放射性廢棄物中之低微表面污染放射性廢棄物研析可行之減量處理技術。有鑒於核能工業及放射性同位素應用研究已發展多年，國際上已有諸多低微污染放射性廢棄物減量處理經驗，我國可借鏡國外經驗，及參考成熟之廢棄物處理方法，研析相關表面污染放射性廢棄物減量處理方式，以有效減量低微污

染放射性廢棄物。廢射源因其放射性能量，不當棄置易對環境及人員造成危害，本院肩負接收全國廢射源的國家任務；接收之全國廢射源，安全貯存於國原院各館舍中，均設置門禁管制鎖、24 小時監視器及大門車輛輻射監測系統等多重保安防護；國原院依計畫之規劃，執行「112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」研究，主要工作依據合約內容包括：

- (a). 蒐集及研析國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術；
- (b). 針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證；
- (c). 高壓水刀減量處理技術處理小產源放射性廢棄物之精進應用性建議；
- (d). 蒐集及研析國際間廢射源安全管理資訊；
- (e). 蒐集及研析國際間廢射源最終處置資訊。

透過本計畫，可精進核能安全委員會對放射性污染金屬廢棄物管理效能。

1.3 廢金屬除污處理法規及外釋作業流程

為期望能夠有助於相關處理減量技術研析，必需廣泛瞭解廢棄物處理在國內外的法規要求：

1.3.1 我國處理法規

本計畫依據核能安全委員會 93 年 12 月 29 日發文實施之「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」(以下簡稱管理辦法)第四條第二項規定，並參考本院「混凝土塊外釋計畫」、「廢金屬外釋計畫」、「台灣研究用反應器緊急冷卻水塔拆除產生之固體廢棄物外釋計畫」等經驗，訂定固體廢棄物外釋量測分析方法及品質保證方案，藉由嚴謹之偵測篩選與

品保程序，確認符合外釋標準者，始得辦理外釋作業，以確保民眾健康及環境品質。我國有關低放射性廢棄物處理之法規主要是「原子能法」、「放射性物料管理法」、「游離輻射防護法」等母法，另由其衍生之相關施行細則、規則、辦法及導則等相關法規。

「放射性物料管理法」為放射性廢棄物處理最重要的法令，本法規定興建放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施應向主管機關提出申請，並合於相關規定，而主管機關應舉行聽證。另規定對於放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施之運轉、設計修改或設備變更，涉及重要安全事項、永久停止運轉等均應報請主管機關核准。放射性廢棄物處理設施，應由合格運轉人員負責操作。

1.3.2 廢金屬外釋前置作業及量測作業流程

外釋量測作業程序進行量測分析，確保外釋固體廢棄物活度或比活度符合管理辦法的限值要求；相關作業程序書包含量測分析作業程序、除污整檢作業程序及外釋清運作業程序，期使外釋時各項作業均能在有效管制下，達成既定的品質目標，作業期間應全力配合主管機關(核能安全委員會)各項稽查要求。並於外釋計畫執行前，擬定人員訓練計畫，經外釋單位主管核准後，對計畫全體成員實施教育訓練，完成教育訓練者方能參與執行外釋。廢棄物於盛裝容器之活度分佈，有必要加以限制，以控制其表面劑量及避免危險。廢棄物不應該以人為稀釋，或是將高劑量廢棄物置於非放射性物質中的方式來達到活度限制。確認活度或比活度符合管理辦法外釋限值者，將予以外釋；若確定無法符合外釋限值，則以低放射性廢棄物處理。放射性廢棄物除污外釋程序：

- (a). 擬訂相關作業程序與人員訓練；
- (b). 依據相關之品保文件及作業程序，執行各項工作；
- (c). 監督及督導外釋作業過程之輻安與工安人員；

- (d). 放射化學分析實驗室提供前處理規劃階段之確認核種組成及取樣試樣之計測分析作業，以及擦拭取樣之計測分析作業；
- (e). 解除管制量測實驗室提供表面比活度或比活度量測分析作業；
- (f). 固體廢棄物外釋前，審查量測結果，確認符合外釋標準；視需要，得進行抽測作業。

二、國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術文獻研析彙整

本計畫研究之核心目標為減少貯庫廢金屬貯存數量，延長貯存庫使用年限，藉由整檢作業將貯存庫中多數低微污染的金屬廢棄物進行初步分類，無污染的金屬廢棄物經過初步偵檢量測後，若 Gross α/β 污染值低於偵測極限(即 $< \text{MDA}$)且輻射劑量率達到背景值(約 $0.12 \mu\text{Sv/h}$)，可初步判定為無污染且有機會解除管制之金屬廢棄物。低微污染的金屬廢棄物則須透過除污作業，將附著於金屬表面的污染物質去除，除污完成後之金屬廢棄物亦須經過初步偵檢量測。本研究計畫涵蓋分析高壓水除污技術，對於低微污染金屬廢棄物之除污效果。

2.1 高壓水噴洗除污法簡介

目前全球正值極力追求碳中和，核能發電有望提高年度電力生產總額之比率，此外核設施除役與拆除(Decommissioning and demolition, D&D)需求快速發展，放射性廢棄物表面除污為核設施除役先決條件，此可大幅減少放射性廢棄物體積。審閱分析除污方法，機械除污技術主要依靠刮、刷、擦等，通過機械攪拌或物理作用去除，包含高壓液體噴洗(如高壓和超高壓)、乾冰噴洗、激光清洗、低壓電弧等離子體、超臨界流體清洗和空氣噴射清洗。其中使用高壓水噴洗(High pressure water jetting, HPWJ)或高壓液氮(High pressure liquid nitrogen, HPLN)，此除污技術已被證明可有效清潔基材表面，HPWJ 使用環保水作為清潔介質，更被視為一種可定制、可靠的除污施作方案。高壓水噴洗除污基本原理：將一般過濾水經過超高壓增壓器，使水壓提升至 $25,000\sim 55,000 \text{ psi}$ ，通過圓周排列的多個寶石噴嘴，形成多束、多角度、強度各異的超高壓旋轉高壓水，噴出速度可達 $800\sim 1,000 \text{ m/s}$ ，其水柱具有高能量，可用來切割軟基性材料，此種技術也

可做表面處理，如表面受放射性污染之物件，藉由表面噴洗進行除污，除污過程利用強壓水柱噴水力量，去除受污染物件的表面污染。泵是超高壓水系統的核心設備，主要對水進行加壓並連續輸出水流。產生超高壓水設備常使用兩種幫浦，一種為直接驅動式泵如圖 2.1 所示，另一種為增壓式泵。高壓水或液氮通過旋轉噴嘴泵送過程，液態氮經噴至物件表面時，可鑽入物件分子細縫，此時體積會極速擴張約 800 倍，使物件表面污染物脆裂瓦解而消散，產生之氮氣及污染物，再經旋風過濾器等設施捕集。除污細節原因相當複雜，因其含塑性變形、顆粒侵蝕、產生裂紋與凹坑，且液體將滲透至裂紋與孔隙，可能導致水污染，引起深度交叉污染。



圖 2.1 直接驅動式泵

2.2 放射性廢棄物高壓水刀減量技術國際文獻分析

本研究進行國際相關文獻分析，以文獻所載效果較佳之壓力與噴射角分類如表 2.1 所示，後續各節則分別依文獻發表年度順序(較早至較近)進行討論分析。

表 2.1 文獻分析分類總覽

壓力 噴角	無建議	<30,000 psi	>30,000 psi
無建議	1. Kumar et al. (2010) : 14.5~14,503 psi 2. Guo et al. (2014) : 4,351 psi 3. Yoo (2015) 4. Lei et al. (2020)	1. LeSurf (1981) : 10,000 psi 2. Roed and Andersson (1996) : 2,176 psi 3. Majersky et al. (2000) : 1,160~1,450 psi 4. Rezbarik et al. (2002) : 3,626 psi 5. Liu et al. (2022) : 1,450~14,500 psi 6. Takeuchi et al. (2003) : 145 psi	1. Noynaert (2012) : 43,511~58,015 psi 2. Zhong et al. (2021) : 580,151 psi
≥ 60 度		1. Jenkins et al., (2015) : 8,000~15,000 psi ; 90 度 2. Hitachi-GE (2016) : 1,450~14,503 psi ; 60 度	
< 60 度	Nedyalkova (2019) : 26,106~34,809 psi ; 45 度		

2.2.1 核除污-技術現狀 (Nuclear decontamination- The current state of technology)

機械除污視為使用範圍最廣、最基本除污技術，如擦洗、研磨、拋光、乾噴、濕噴等。現今除污技術以高壓水噴洗最常用於核蒸汽產生器內清潔淤泥，若僅使用水，除污效果有限，將不足以去除機械結構表面氧化物，DF 值小於 2。DF 為除污因子(decontamination factor)，又 $DF=X_0/X$ ，在除污前輻射劑量率為 X_0 ，除污後輻射劑量率為 X 。1980 年改進排水技術搭配高壓水噴洗，對佛蒙特洋基核電廠(Vermont Yankee)之 scram (safety control rod axe man，核反應器立即終止裂變反應的緊急關閉)，scram 在三個地方切開 16 個管道，並安裝特殊法蘭配件，以允許水壓噴嘴進入。施行除污一星期內，輻射污染值從最高約 20 R/h 降至幾個 mR/h，管道可單獨沖洗，清除高壓水噴洗產生之碎屑，除污過程使用水約 1,000 gallon。高壓水噴洗廣泛應用於大型設施組件表面清洗，其中 BWR 反應器 Torus plenum (LeSurf, 1981)，施用水壓壓力於 10,000 lb/inch² (psi)達良好除污效果。

*除污因子($DF=X_0/X$): 10,000~20,000

2.2.2 車諾比爾輻射污染之 CIS 國家城市地區除污(Clean-up of urban areas in the CIS countries contaminated by Chernobyl fallout)

蘇聯調查受車諾比爾塵埃污染城市，表面輻射污染幾乎完全因 Cs-137 所造成(Roed & Andersson, 1996)。在俄羅斯和烏克蘭使用高壓水噴洗(150 bar/2176 psi)，污染現場試驗 7 年後，Cs-137 去除比例高於 75 %。該方法用於各個城鎮不同構件表面，通過伽馬射線測量確定除污效果，如表 2.2 所示，除污後污染值降低比率(除污比率)11~40 %。此外，此文獻技術發現水溫對除污沒有顯著影響。

*除污因子($DF=X_0/X$): 1.12~1.66

表 2.2 高壓水噴洗除污試驗結果

Site 地點	Contaminated test surface 測試污染表面	Reduction 除污比率
Novozybkov 諾沃濟布科夫	Sandstone wall facing south (wet deposition) 砂岩牆朝南(濕沉積)	32
	Sandstone wall facing south (dry deposition just below roof) 砂岩牆朝南(乾沉積)	11
Yarlovka 亞爾洛夫卡	Sandstone wall facing southwest, hot water (65 °C) (wet depos.) 砂岩牆朝西南，熱水(65 °C) (濕沉積)	19
	Clay brick wall facing southwest, hot water (65 °C) (wet depos.) 黏土磚牆朝西南，熱水(65 °C) (濕沉積)	19
Poleskoie 波列斯科耶	Limed wall, hot water (65 °C) (wet depos.) 石灰牆熱水(65 °C) (濕沉積)	38
Pripyat 普里皮亞季	Sandstone wall facing southeast (dry deposition) 粗糙混凝土牆 (乾沉積物)	28
	Roughened concrete wall, hot water (65 °C) (dry depos.) 粗糙混凝土牆，熱水(65 °C) (乾沉積)	34
	Sandstone wall facing northeast (dry deposition) 黏土磚牆朝東南 (乾沉積)	28
	Clay brick wall facing southeast (dry deposition) 黏土磚牆朝東南 (乾沉積)	29
Varovice 瓦羅維採	Asphalt road (wet deposition) 瀝青路面 (濕沉積)	11
Pripyat 普里皮亞季	Concrete pavement (dry deposition) 混凝土路面(乾沉積)	40

(Roed & Andersson, 1996)

2.2.3 斯洛伐克 Jaslovské Bohunice 核電廠除污方法 (Decontamination Methods Used for the Decontamination in Jaslovské Bohunice)

於斯洛伐克西部特爾納瓦區，Jaslovské Bohunice 核電廠使用 800 L 軟化水(demineralized water)加壓至 80~100 bar (1,160~1,450 psi)，進行熱交換器內側表面除污，表面污染減少達原來 1/10 (Majersky et al., 2000)。

*除污因子($DF=X_0/X$): 10

2.2.4 斯洛伐克 NPP A-1 高輻射場除污程序和設備 (Procedures and equipment used for decontamination in the high radiation fields at NPP A-1)

Rezbarik et al. (2002)針對 Jaslovské Bohunice 核電廠較大水平區域，以高壓水噴洗進行除污，通過負壓真空去除廢水和鬆散污染物。高壓系統使用高速高壓水(16 L/min)，壓力達 250 bar (3,626 psi)，水經高壓旋轉接頭到達噴桿，噴桿因高壓水噴洗的反作用力而旋轉，經由噴嘴配置設計，以確保均勻分佈。經負壓真空裝置，抽吸污染物與污水，收集暫貯於密封桶槽，並確保於正確操作期間不會漏水，高壓水噴洗除污前後，冷卻系統入口管接觸處劑量率值如表 2.3，施作後使污染值下降為 3 Bq/cm²。

表 2.3 高壓水噴洗除污前後冷卻系統入口管劑量率

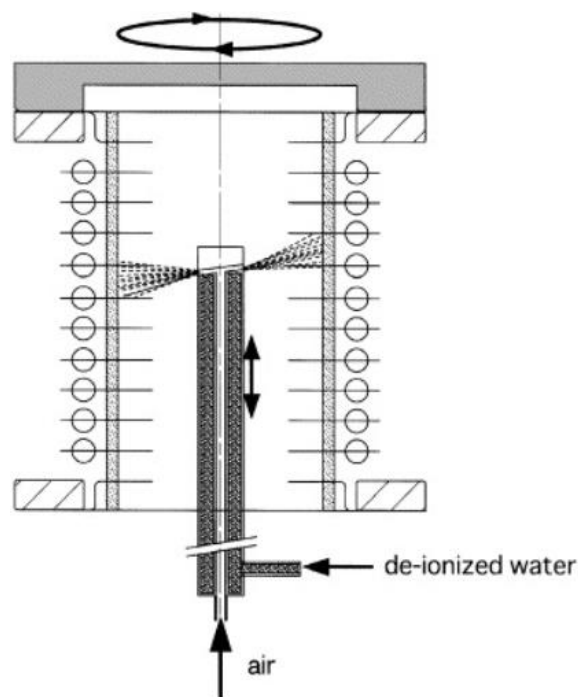
Measuring points	Dose rates before decontamination [mGy/hour]	Dose rates after decontamination [mGy/hour]	DF
1A	6.3	0.6	10.5
1B	8.6	0.7	12.3
2A	8.2	0.45	18.2
2B	9.1	0.7	13
3A	10.6	0.3	35
3B	11.5	0.4	28.7
4A	11.9	0.35	34
4B	11.0	0.3	36.7
5A	12.9	0.4	32.2
5B	16.5	0.45	36.7
6A	12.1	0.2	60.5
6B	13.6	0.15	90.7
7A	9.4	0.3	31.3
7B	9.7	0.2	48.5
8A	11.5	1.1	10.5
8B	11.2	0.95	11.8
			$\overline{DF}=31.9$

(Rezbarik et al., 2002)

*除污因子($DF=X_0/X$): 10.5~90.7

2.2.5 日本通過高壓水噴洗管壁提高加速管的高壓性能 (Improvement of high-voltage performance of acceleration tubes by cleaning the walls with a high-pressure water jet)

1982 年日本原子能研究所(Japan atomic energy research institute)提出 JAERI-Tokai 折疊式串聯加速器 20UR Pelletron (National Electrostatic Corporation)，對於此大型加速器系統，高壓管清洗相當耗時，欲解決這個問題，需於安裝前清潔高壓管，採用高壓水噴洗處理，已成該研發單位首選之加速腔清洗方案如圖 2.2，該腔體之電子場發射至關重要，經去除腔體表面污染，顯著改善腔體功能退化。



(Takeuchi et al., 2003)

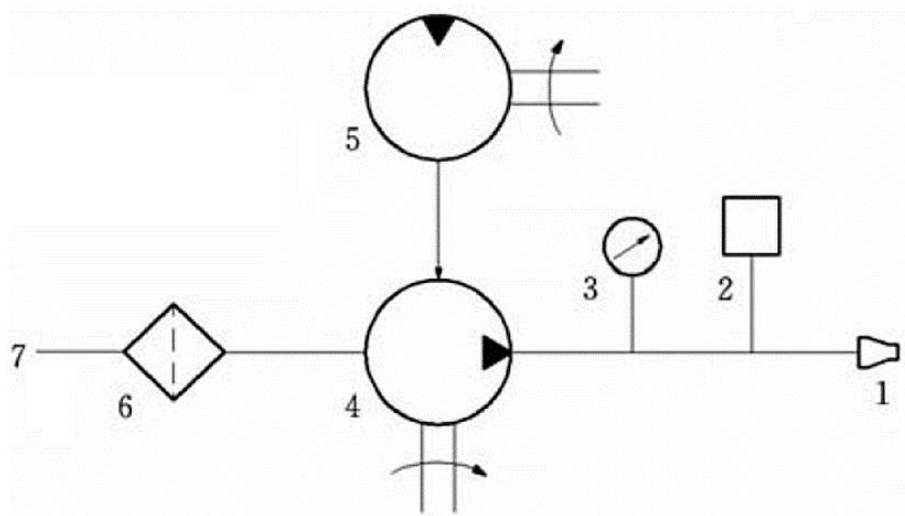
圖 2.2 高壓水噴洗加速管的示意圖

Takeuchi et al. (2003)使用高壓水噴洗(145 psi)靜電加速器管，高壓水噴洗採用去離子水(DI water, Deionized water)，清洗加速管表面，去除鬆散微粒，發現去除絕緣體表面之鬆散微粒，有效消除放電作用。因此 Takeuchi et al. (2003)認為高壓水噴洗，顯著提高大型加速管系統之高壓性能。

2.2.6 高壓水噴洗對材質除污效果及損傷研究 (Research on decontamination effect and damage of high-pressure water jet cleaning to matrix)

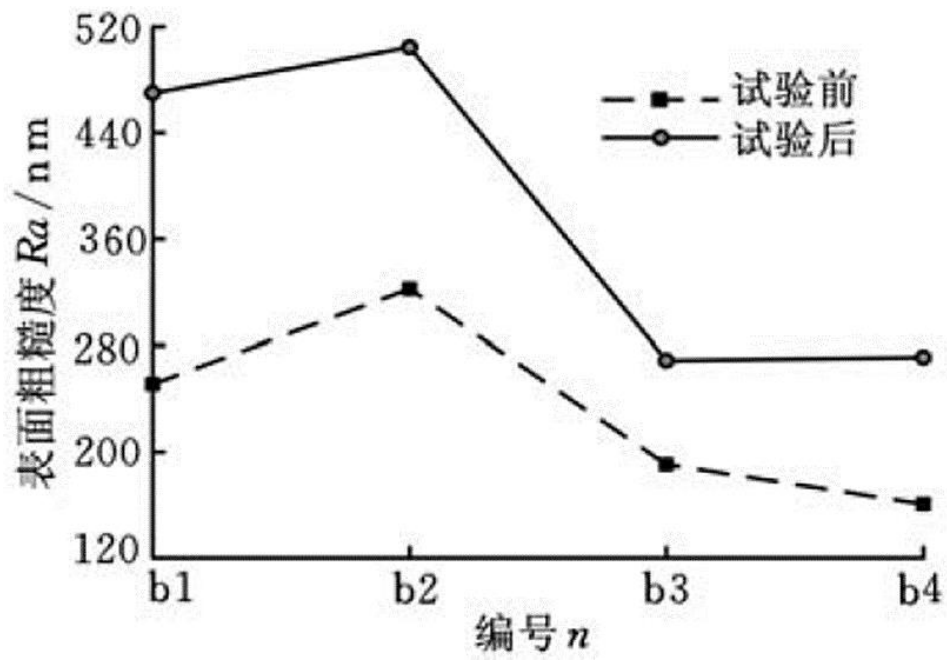
Guo et al. (2014)利用 30 MPa (4,351 psi)高壓水噴洗技術，研究高壓水噴洗對基體除污效果與損傷，針對不同硬度工件進行衝擊試驗，白光干涉儀測定：試驗前後工件塗層去除情況，及表面粗糙度變化，並觀察工件受衝擊後，表面產生損傷的微觀形貌，該高壓水系統如圖 2.3 所示。由圖 2.4 與圖 2.5 可以觀察到兩種試件，清洗前後表面粗糙度變化，趨勢大致相同，

表面皆變得粗糙。45 鋼試件材料硬度較小，較 H13 鋼試件達更大粗糙度變化量，說明硬度越高，材料表面抵抗高壓水噴洗的衝擊性越高；此外，同種材料試件，雖然初始表面品質有差，但在相同參數高壓水作用，經過清洗後，具相似變化量，得知在相同高壓水噴洗，材料表面品質變化程度與初始表面品質無關。



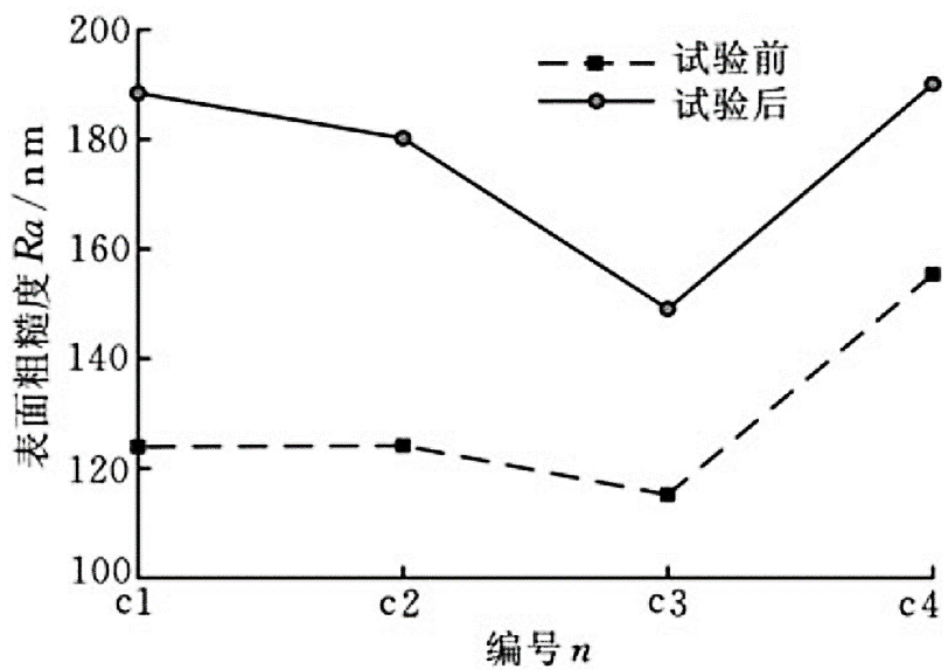
(Guo et al., 2014)

圖 2.3 高壓水噴洗系統：1.噴嘴、2.調壓閥(0~30MPa)、3.壓力錶、4.高壓泵、5.電動機、6.過濾器、7.接水源處



(Guo et al., 2014)

圖 2.4 45 鋼試件高壓水噴洗前後表面粗糙度值變化



(Guo et al., 2014)

圖 2.5 H13 鋼試件高壓水噴洗前後表面粗糙度值變化

Guo et al. (2014)重要研究成果：

- (a). 利用高壓水噴洗塗層時，最好選擇具塗層開放表面處入射，可以快速使開放面擴張，如果沒有開放面，則持續清洗一處使塗層表面露出基體，開放面一旦打開，塗層去除速度會呈直線增大；
- (b). 高壓水噴洗造成工件表面損傷，產生特殊形狀孔洞，此種孔洞中間高度平緩，從中心沿徑向向外逐步凹陷-突起-凹陷；
- (c). 工件經過高壓水噴洗，表面粗糙度變大，表面品質變差；
- (d). 材料硬度對表面抵抗高壓水噴洗有重要影響，硬度越小，表面越容易受到影響。同種材料的不同工件表面粗糙度經過高壓水噴洗後，具相似變化量，證明工件表面品質變化與初始表面品質無關，僅受高壓水噴洗影響；
- (e). 高壓水噴洗造成工件表面損傷，產生特殊形狀孔洞，此種孔洞呈中心對稱，中間高度平緩，並沿徑向向外逐步凹陷-突起-凹陷，出現孔洞是造成表面品質變差之主要原因。

2.2.7 強制高頻高壓水噴洗用於核除役的潛力(The potential of high-frequency forced pulsed waterjet for nuclear decommissioning)

強制高頻高壓水噴洗(Forced Pulsed Waterjet, FPWJ)已證實針對去除塗層或構件之表面，其為一種可靠方法。在核能設施使用 FPWJ 進行除役與廢棄物處理，FPWJ 已被認可具核工適用性(Jenkins et al., 2015)。高壓水噴洗系統搭配強制脈沖調制單元，此對基礎金屬進行更強烈侵蝕除污，需先進行預作試驗，瞭解給定質量損失或穿透深度之循環次數，以利使用機械臂對大部分平面或簡單幾何形狀之表面除污，確保一致性和安全性。眾多核設施皆有大量各種直徑尺寸的管道系統，例如英國 Sellafield 核電廠利用相當數量 2 inch 內徑管道於封閉系統，其中影響 FPWJ 性能的物理屬性，含射流間距、傳播強制脈衝射流長度、合成水噴霧干擾和攻角等，若能對

這些參數進行修改，施作將更具效益。Jenkins et al. (2015)認為該法，能夠逐步去除 10 μm 到幾毫米之金屬，有效處理放射性廢棄物及設備相關組件，施用執行仍須在性能、成本、廢水產出與環境影響之間取得平衡。FPWJ 為傳統高壓水噴洗(HPWJ)之進化模組，可為表面處理或塗層去除，提供表面增強作用。該技術已應用於航空航天的塗料塗層去除與高級表面處理。由 2kW 可變頻率單元啟動高壓水噴洗，壓力達 8~15 kpsi (8,000~15,000 psi)，有效脈衝射流從噴嘴噴射出如圖 2.6。相當於超高壓水噴洗表面處理射流的間隔距離，約為 25~50mm。若樣品放置在孔口附近，脈動射流將無法建立太廣，若樣品放置太遠，將造成分散效應。FPWJ 亦可異地部署配備於機器人設備(Jenkins et al., 2015)。



(Jenkins et al., 2015)

圖 2.6 強制高頻高壓水噴洗情境攝像

(圖內文字：REGULAR JET 普通噴射；MODULATION STARTS開始調和；TRANSITION 過渡期；FULLY DEVELOPED 完全發展。)

核設施運行高壓水噴洗面臨許多挑戰，研究發現透過給定壓力與流速，可使高壓水噴洗成為更有效工具，但應經由測試後，讓其可直接部署使用。

已知高壓水噴洗可能會侵蝕金屬數毫米，因此可以對廢棄物，進行分類處理與施作測試。質量損失率可由實驗確定，以提供進一步的高壓水噴洗過程控制。高壓水噴洗其他影響因素，如深度侵蝕通道的水積聚，可能會干擾高壓水噴洗，進而降低性能。此外脈動可採階段性移動速度，以便給定去除深度，並提供設備管理一定程度的品保要求，防止給定管道/容器的完整性受損。FPWJ 也可用於安全切割金屬，並無爆炸風險。Jenkins et al. (2015)對 FPWJ 研究發現，於放射性廢棄物除污程度優於高壓水噴洗。實驗發現，入射角接近垂直角度，FPWJ 效率達最大化，偏差超過 30°將導致性能顯著下降；此相異於 Nedyalkova (2019)研究 HPWJ。Jenkins et al. (2015)建議透過類似傳統高壓水噴洗，控制壓力、流量、間距、通過次數/停留時間和入射角，控制金屬侵蝕/除污程度，物件經 FPWJ 處理後，粗糙表面可能因嚴重侵蝕而無法再利用，進而須處置或回收。

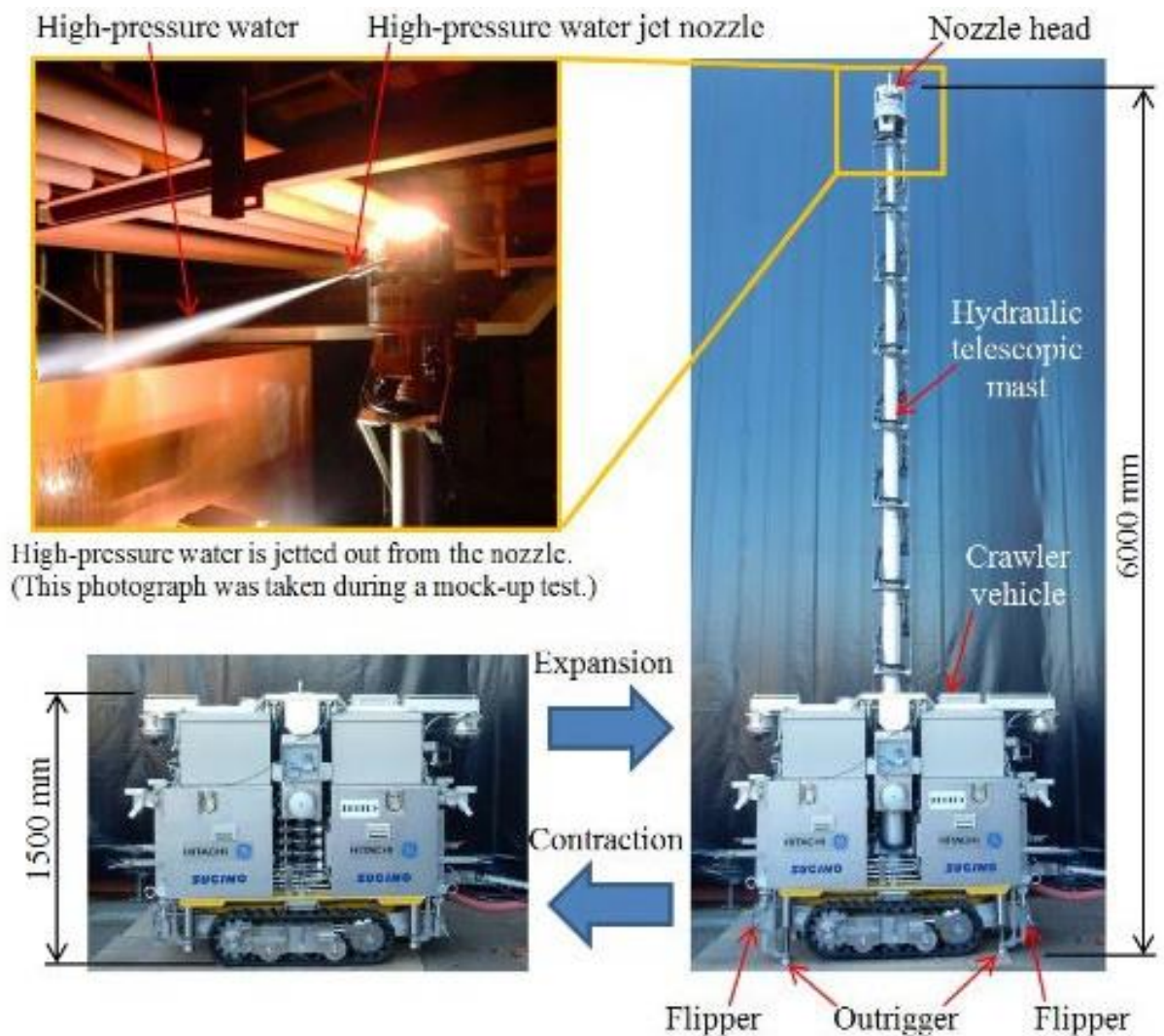
2.2.8 超高壓水噴洗對放射性金屬廢棄物除污性能研究 (A study on the decontamination performance of radioactive metal wastes using ultra-high pressure water jet)

Yoo (2015)提出超高壓水噴洗除污技術，對金屬廢棄物具放射性污染表面進行除污，因應核電廠退役後，放射性金屬廢棄物處置需求。核電廠具許多設備，因運行週期增加，老化更換造成放射性金屬廢棄物數量日趨增加，使得各廠貯存空間受到影響，但若經除污處理後，將達可外釋水平，作為一般工業廢棄物處理。該研究實驗皆依韓國國家標準實作後，高壓水噴洗針對反應器廠房(reactor containment building, RCB)之 19 種放射性金屬廢棄物除污，經 5 週實驗達 68 %除污。惟反應器廠房之銅管等軟質材料，因長期受熱中子放射性激活，高壓水噴洗除污能力有限，降低預期處理數量。

*除污因子($DF=X_0/X$): 3.13

2.2.9 福島第一核電廠反應堆之高壓水噴洗除污裝置 (High-pressure water jet decontamination apparatus for upper part of 1st floor of reactor buildings for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)

福島第一核電廠部署機器人，經遠程控制勘測與度量，反應堆之建築物內部高輻射環境，預計未來將以更多機器人用於除污瓦礫、安裝防護罩等。Hitachi-GE (2016)認為有必要改善建築物內部環境，為機器人預備進行除污的廠區空間，機器人應用於後續初級安全勘測和維修。該裝置由主體和子系統組成，主體為三個模塊：高壓水噴洗噴嘴頭、液壓伸縮杆與承載履帶車。子系統由收集系統、卷線器、控制面板和控制單元組成，系統設備配置照片如圖 2.7，高壓水噴洗裝置規格如表 2.4 所列。



(Hitachi-GE, 2016)

圖 2.7 高壓水噴洗裝置系統配置實際主體

(圖內文字：High-pressure water 高壓水；High-pressure water jet nozzle 高壓水噴洗噴嘴；Nozzle head 噴嘴頭；High-pressure water is jetted out from the nozzle 從噴嘴噴射出高壓水；Expansion 擴展；Constraction 縮小；Flipper 翻板；Outrigger 伸縮器；Hydraulic telescopic mast 液壓伸縮杆；Crawler vehicle 履帶車。)

表 2.4 高壓水噴洗裝置規格

主體重量	1,300 公斤
主體尺寸 長*寬*高	2,100 mm * 700 mm * 1,500 mm
除污方法	高壓水噴洗
應用高壓水噴洗物件	2~8 m管道、電纜橋架、控制面板、牆壁和天花板
除污目標類型	表面鬆散放射性污染
移動方式	機動履帶車
移動速度	平面最大限度：1 km/h
移動性能	顛簸最高70 mm，越過最大15°角斜坡
液壓伸縮門架行程	0 ~ 4,500 mm
噴頭旋轉傾角範圍	0 ~ 120° (垂直方向為0°)
高壓泵壓力範圍	10 ~ 100 MPa (1,450~14,500 psi)

(Hitachi-GE, 2016)

2.2.10 具有壓力流量同步控制功能的高壓水噴洗裝置設計(Design of high pressure water jet decontamination device with pressure and flow synchronous control function)

常規高壓水噴洗裝置為基礎，Lei et al. (2020)提出電動調節控制組件，研究壓力流量控制高壓水噴洗除污。在其他影響因素相同情況，發現高壓水噴洗除污過程，經控制流量與壓力，採用較大水流量，沖洗變化趨勢趨於平緩，導致除污係數較小。因此改進高壓水噴洗裝置，可於相同壓力達到相同除污效果，並可顯著減少二次放射性廢液產生量，且具較高市場應用價值。

2.2.11 綜述放射性污染金屬之現有和潛在除污方法 (Existing and potential decontamination methods for radioactively contaminated metals-A Review)分裂

核電廠設施日常維護、檢修和退役過程，為減少職業暴露，限制放射性物質的釋放，受放射性污染設備需及時除污。除反應器爐心內部，金屬材料因中子激活，導致放射性污染，大部分退役產生金屬廢棄物，僅表面受到放射性污染，經除污回收再利用，仍然具有經濟價值。Zhong et al. (2021)針對放射性污染金屬除污，綜觀近十年進展，進行除污方法分類與總結，如表 2.5。屬於物理除污類別，高壓水噴洗為最傳統放射性材料表面除污方法，其具操作簡單、除污效率高、操作除污距離遠等優點，一般用於核電廠水池、槽罐、熱室等，大面積平整表面之放射性污染除污。利用流體動能，以機械方式除污金屬表面污染物，此法缺點為除污過程，產生大量放射性液態廢棄物，且放射性溶氣液體易移動或沉降，因此需於負壓設備除污，後續經過濾系統，去除液滴及溶氣液體。放射性廢水經設備處理後，可回用或蒸發濃縮，減少廢液處理量(Sanders et al., 2016)。

表 2.5 現有和潛在除污放射性污染金屬之方法分類

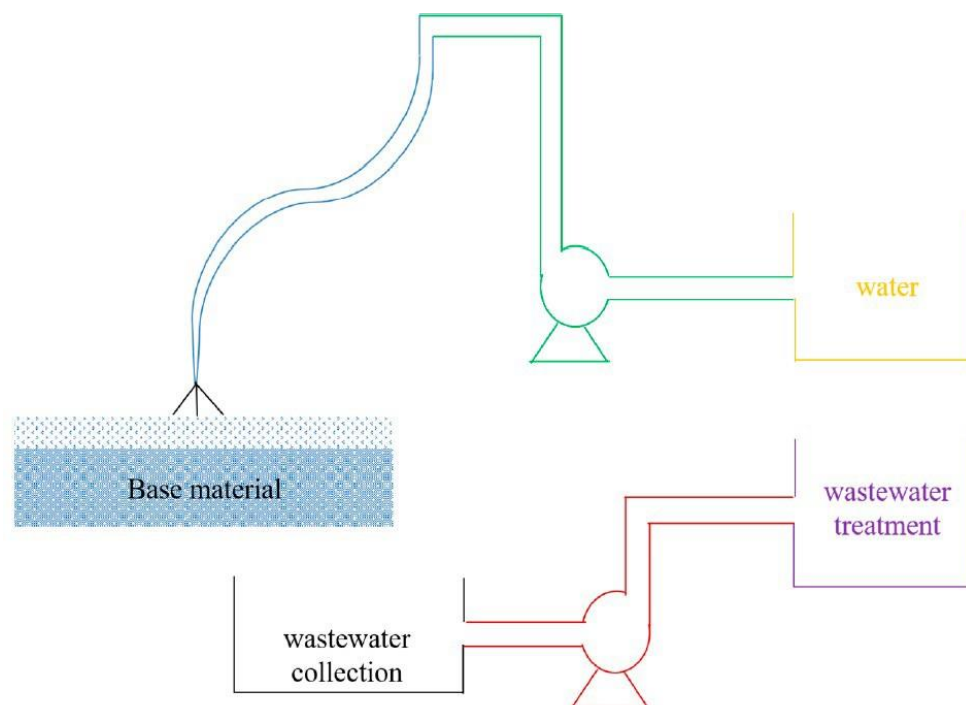
Decontamination of radioactive contaminated metals 放射性污染金屬除污	Chemical reagent 化學試劑	Dilution chemical reagent 稀釋化學試劑
		Concentrated chemical reagent 濃縮化學試劑
		Chemical foam decontamination 化學泡沫去污
		Chemical gel decontamination 化學凝膠去污
	Chemical foam decontamination 化學泡沫去污	
	Chemical gel decontamination 化學凝膠去污	
	Peelable film 可剝離膜	Traditional peelable film 傳統可剝離膜
		Self-brittle peelable film 自脆可剝離膜
		Magnetic separation peelable film 磁力分離可剝離膜
	Microbial decontamination 微生物除污	
	Smelting 冶煉	
	Laser 雷射	
	High Pressure Water 高壓水	
	Abrasive 磨料	Closed Abrasive Jet 封閉式磨料噴射
		Mobile Abrasive Jet 移動式噴砂
	Ultrasonic 超音波	Ultrasonic & Ce(IV) 超音波與 Ce(IV)
		Ultrasonic & Molten Salt 超音波與熔鹽
		Ultrasonic & Inorganic Acid 超音波與無機酸
		Ultrasonic & Electrochemical 超音波與電化學
	Dry ice blasting 乾冰噴射	
	Plasma 電漿	
	Wiping, Baking 擦拭、烘烤	

(Zhong et al., 2021)

2.2.12 放射性去污技術的最新綜述：因應即將到來之核設施退役和拆解的浪潮 (A state-of-the-art review of radioactive decontamination technologies: facing the upcoming wave of decommissioning and dismantling of nuclear facilities)

除污為核設施拆除作業前之預處理程序，可去除或減少設備的放射性污染，增加材料回收數量。Liu et al. (2022)提出高壓水噴洗之新型設計如圖 2.8，水或液氮通過旋轉噴嘴泵送，壓力達 10~100 MPa (1,450~14,500

psi)，該技術已證明可有效清潔基材表面。Nedyalkova (2019)研究高壓水噴洗對不銹鋼表面之除污效率，發現高壓水噴洗角度，除污角度以 45°較 90°更有效去除鈍化層，適合用於除污鋁污染。



(Liu et al., 2022)

圖 2.8 高壓水噴洗技術之流程圖

(圖內文字：water 水；Base material 基材；wastewater treatment 廢水處理；wastewater collection 廢水收集。)

2.3 高壓水噴洗搭配化學、機械除污技術之協同效應

高壓水噴洗在水中加入表面活性劑，改變表面張力，避免接近音速的射流，碎裂成液滴(droplets)。高壓水噴洗加入磨料顆粒，採用不溶性顆粒，例如磁鐵礦(Fe_3O_4)、二氧化矽(SiO_2)及可溶性化學晶體(如 B_2O_3 和 EDTA)，添加可溶性化學品，利用化學和機械除污技術的協同效應，DF 高達約 5，

若使用於蒸汽發生器管子 DF 值達 8 (LeSurf, 1981)。然而高壓水噴洗添加化學藥劑以及研磨材料，此應屬另一種技術，通常用於切割，應較類似 blasting，與高壓水技術較不相同。

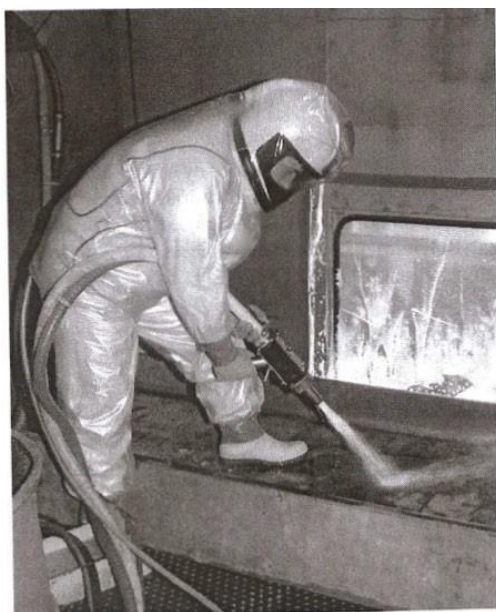
2.3.1 化學、生物、放射和核淨化：近期趨勢和未來前景 (Chemical, biological, radiological, and nuclear decontamination: Recent trends and future perspective)

Kumar et al. (2010)採取高壓水噴洗，去除工件表面污染物，壓力範圍為 14.5~14,503 psi；針對個別要求優化壓力與流量，配合循環處理系統，減少二次廢棄物產生。典型應用包括清潔難以接近的表面，如管道內部、結構內鋼組件與電池內部；高壓水噴洗可以去除油漆、塗層、鋼板鍍鋅層和頑固沉積物。

2.3.2 核除役計畫中除污過程和技術 (Decontamination processes and technologies in nuclear decommissioning projects)

Noynaert (2012)建議加壓高壓水選擇在低壓(5~15 MPa)進行，此技術常用於清洗除污池壁，或針對池水浸泡很長時間之強烈污染工件除污。屬高壓水噴洗之中等壓力射流(15~70 MPa)，於核電廠設備除污，以減少劑量率，並可用於除污固定污染表面，如環境溫度使用池襯與管道。使用水體積流速 60~6,000 L/h，60 °C 溫水搭配添加劑，此技術缺點為若使用水不進行過濾和回收，就會產生污染水或氣溶液體。Noynaert (2012)使用高壓水(>70 MPa)於金屬切割，水壓達到 300~400 MPa (43,511~58,015 psi)，水流速於噴射器出口處，達 900 m/s，通過添加磨料可以提高效率。水體積流速為 120~240 L/h，壓縮機功率為 20~40 kW，此技術具提高除污潛能，可去除一層表面材料。由於水速度非常快，氣溶液體的產生量很大，若配合採用磨料清除污染，利用磨料力量高速噴洗處理表面(Noynaert, 2012)，這種技術須確保磨料可以重複利用，以限制二次廢棄物產生。根據不同應

用，使用各種材料作為磨料介質，如礦物(磁鐵礦或沙子)、鋼丸、玻璃珠/玻璃熔塊、塑膠顆粒及天然產品(稻殼或磨碎的堅果殼)。此施用程序需要採取防塵措施，工作區常藉由過濾式真空系統，控制灰塵與空氣污染。比利時 Belgoprocess 公司自動系統之濕法-噴砂法實際施作情境如圖 2.9，該系統使用於各種核電廠除役專案(Noynaert, 2012)。



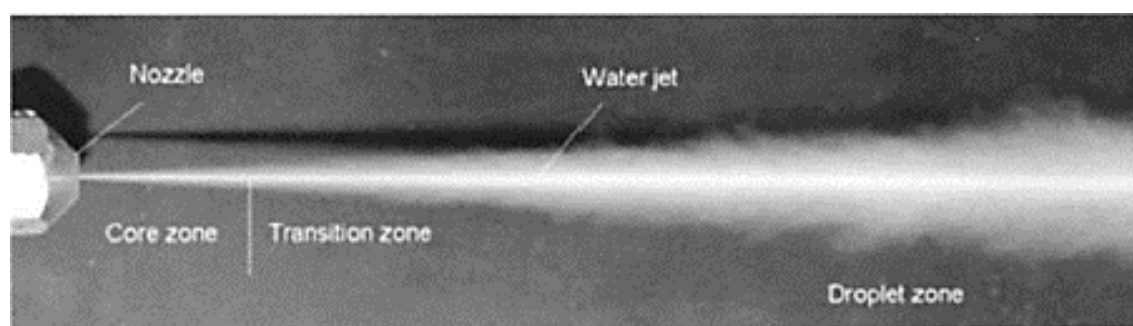
(Noynaert, 2012)

圖 2.9 濕法-噴砂法實際施作情境

2.3.3 核電廠鋼材除污 (Decontamination of Nuclear Plant Steels)

Nedyalkova (2019)高壓水噴洗(HPWJ)鋼表面進行機械式除污，此視為相對較快速的除污技術，廣泛應用皆實現良好除污能力(即高 DF)。然而此法與化學除污技術不同，具有複雜幾何形狀的材料與設備，不易施用高壓水噴洗除污。依高壓水噴洗的施加壓力，為提高除污效率，可於高壓水噴洗添加磨料(如石榴石)，此舉可降低操作成本，並輔助消除表面污染，使高壓水噴洗更廣泛應用。若高壓水噴洗含磨料，必須考慮磨料回收性，減少產生二次廢棄物。高壓水噴洗除污乃經液體衝擊造成材料侵蝕所完成，

Nedyalkova (2019)提出高壓水噴洗結構如圖 2.10，高壓水噴洗重要區域的特性，將影響其對鋼鐵除污有效性，依序說明如下，核心區(core zone)：流動特性(如壓力和流速)沿射流軸為恆定；過渡區(transition zone)：流速是射流的函數，在射流中心具有較高值，隨著接近射流邊緣而減小；液滴區(droplet zone)：由於外部摩擦、夾帶空氣與內部湍流，水滴在射流中形成，這些液滴添加高壓水噴洗的動態施力，水滴撞擊預除污表面產生衝擊力，該表面將受水滴的反復衝擊。各種研究顯示，增加水壓將提高鋼表面污染物除污比率。

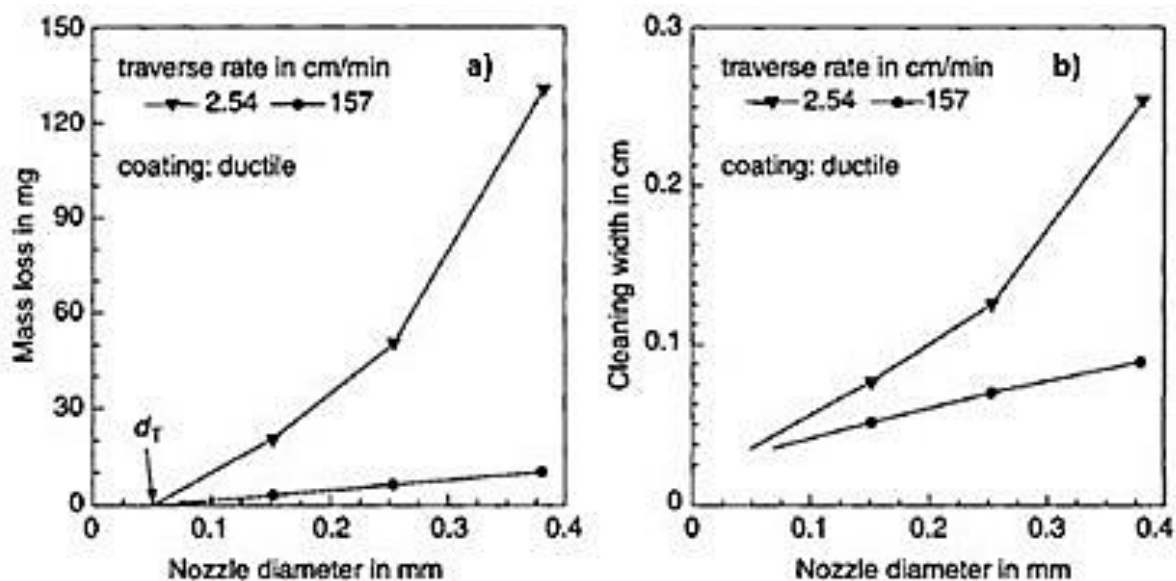


(Nedyalkova, 2019)

圖 2.10 高壓水噴洗之水柱結構

(圖內文字：Nozzle 噴嘴；Core zone 核心區；Water jet 水噴射；Transition zone 過渡區；Droplet zone 液滴區。)

圓型與扁平型為最常用噴嘴類型，前者對較大區域達到良好除污效率，圓型自旋轉式噴嘴對困難和不規則表面，表現出色的表面清潔效率。增加自旋轉噴嘴旋轉頻率，顯著提高其清潔效果；隨著噴嘴直徑增加，將增加除污寬度、深度以及材料損失。圖 2.11 顯示高壓水噴洗噴嘴直徑與清潔表面質量損失之關係。顯然隨著噴嘴直徑增加，增加去除材料質量(圖 2.11a)與射流寬度(圖 2.11b)。



(Nedyalkova, 2019)

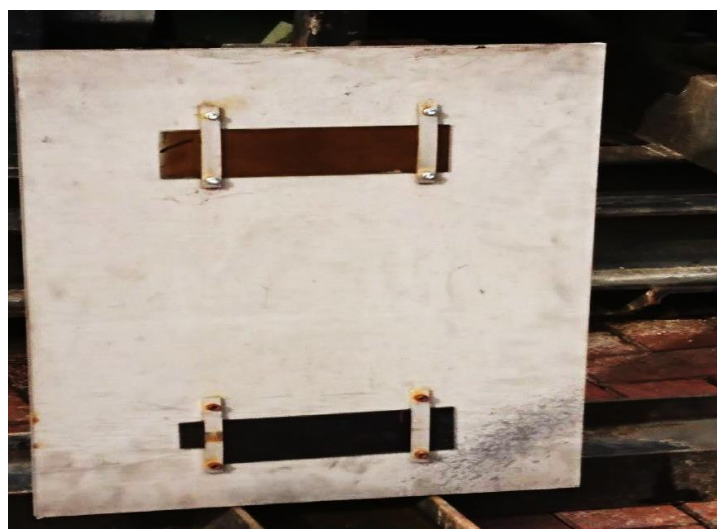
圖 2.11 噴嘴直徑對去除材料體積與射流寬度的影響

(圖內文字：traverse rate in cm/min 橫移速度_公分/分；coating:ductile

塗層：延展性；Nozzle diameter in mm 噴嘴直徑_毫米。)

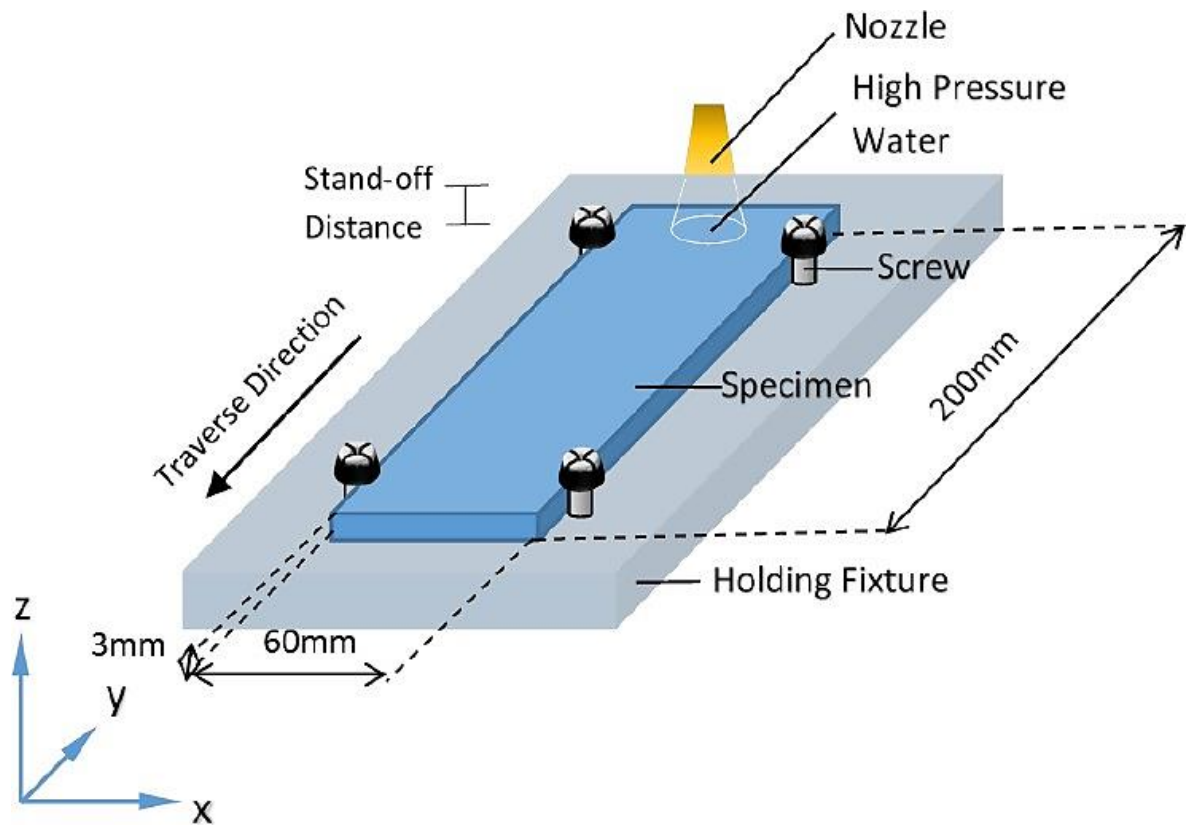
橫移速度增加，將導致減少每單位塗層面積輸送能量或液滴數量。衝擊角為高壓水噴洗與除污表面之入射角，車諾比爾事件被污染材料，當除污撞擊角度 $30^{\circ} \sim 45^{\circ}$ ，除污程度最高，垂直角顯示最差的除污效果。此外鋼件污染物通常僅存在於表面氧化層，應用較低的衝擊角，可達成較高的材料去除率與除污率。通過高壓水噴洗去除氧化物層，達顯著除污作用，使其不具放射性，可以重新使用、分類回收處置。高壓水噴洗使用於除污大面積組件表面具高效且易於操作，但高壓水噴洗除污技術也有缺點，如產生大量二次廢棄物，以及沿表面擴散污染物的風險。Centurion 高壓水噴洗實驗裝置配備自旋轉梭子魚型噴嘴，這種類型噴嘴用途廣泛且易於維護，受鋇和銫污染樣品進行高壓水噴洗實驗，尺寸均為 200 mm x 60 mm x 3 mm (長 x 寬 x 厚)，如圖 2.13。經受高壓水噴洗處理表面，未經任何機械方式

處理，實驗皆以入射角 45° 或 90° ，噴嘴距離約為 20 mm，噴嘴沿直線方向移動，高壓水噴洗實驗在不同工作壓力(1,800 bar [26,106 psi]、2,000 bar [29,007 psi]、2,200 bar [31,908 psi]和 2,400 bar [34,809 psi])，橫移速度為 10 mm/s，如圖 2.14。分析質量損失和表面粗糙度，圖 2.14 顯示於相同施加壓力施加高壓水噴洗，入射角 45° 與 90° 之高壓水噴洗相比，樣品質量損失更大。隨著高壓水噴洗的水壓增加(1,800、2,000、2,200 與 2,400 bar)，高壓水噴洗樣品的質量損失顯著增加，入射角 45° 的高壓水噴洗樣品，質量損失從 1.5 mg/cm^2 增加到 5.3 mg/cm^2 ，以入射角 90° 噴洗樣品，質量損失從 1.1 mg/cm^2 增加到 2.7 mg/cm^2 ，以入射角 45° 噴射水後質量損失更高。圖 2.15 以入射角 45° 和 90° 高壓水噴射處理後表面之 SEM 圖像，並無顯著差異。



(Nedyalkova, 2019)

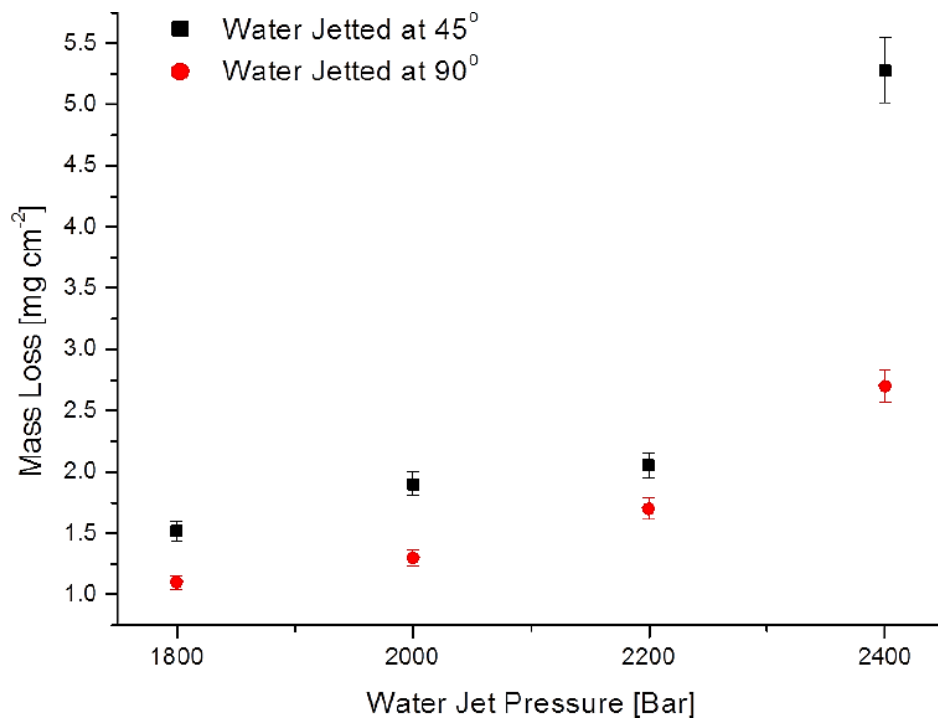
圖 2.12 Centurion 高壓水噴洗實驗設置



(Nedyalkova, 2019)

圖 2.13 高壓水噴洗處理示意圖：噴嘴方向、坐標及高壓水噴洗實驗概覽

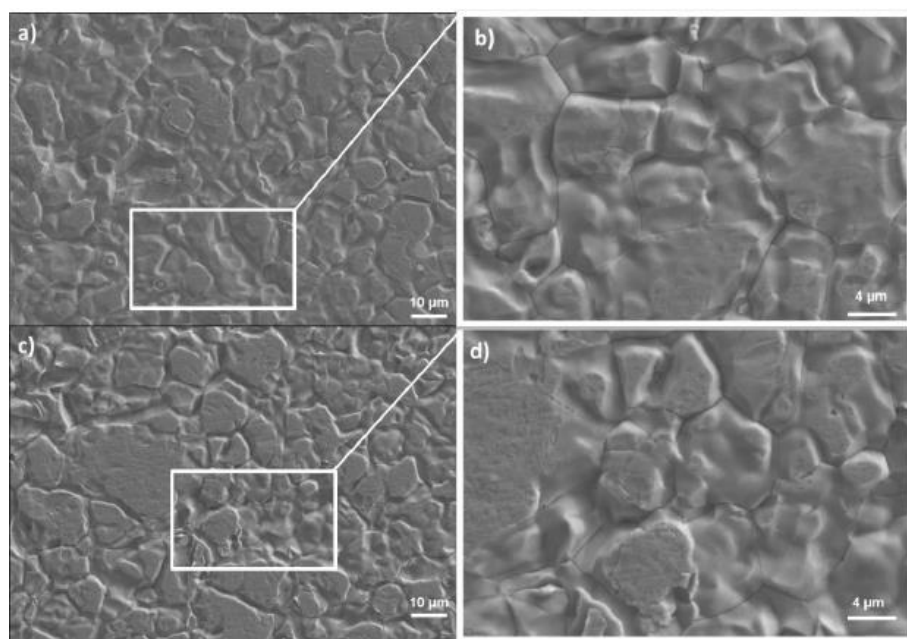
(圖內文字：Nozzle 噴嘴；High Pressure 高壓；Water 水；Stand-off 夾持位；Distance 距離；Screw 擰緊；Traverse Direction 橫向方向；Specimen 標本；Holding Fixture 夾持夾具。)



(Nedyalkova, 2019)

圖 2.14 質量損失與施加水壓和入射角關係(SD 為 1 個標準偏差)

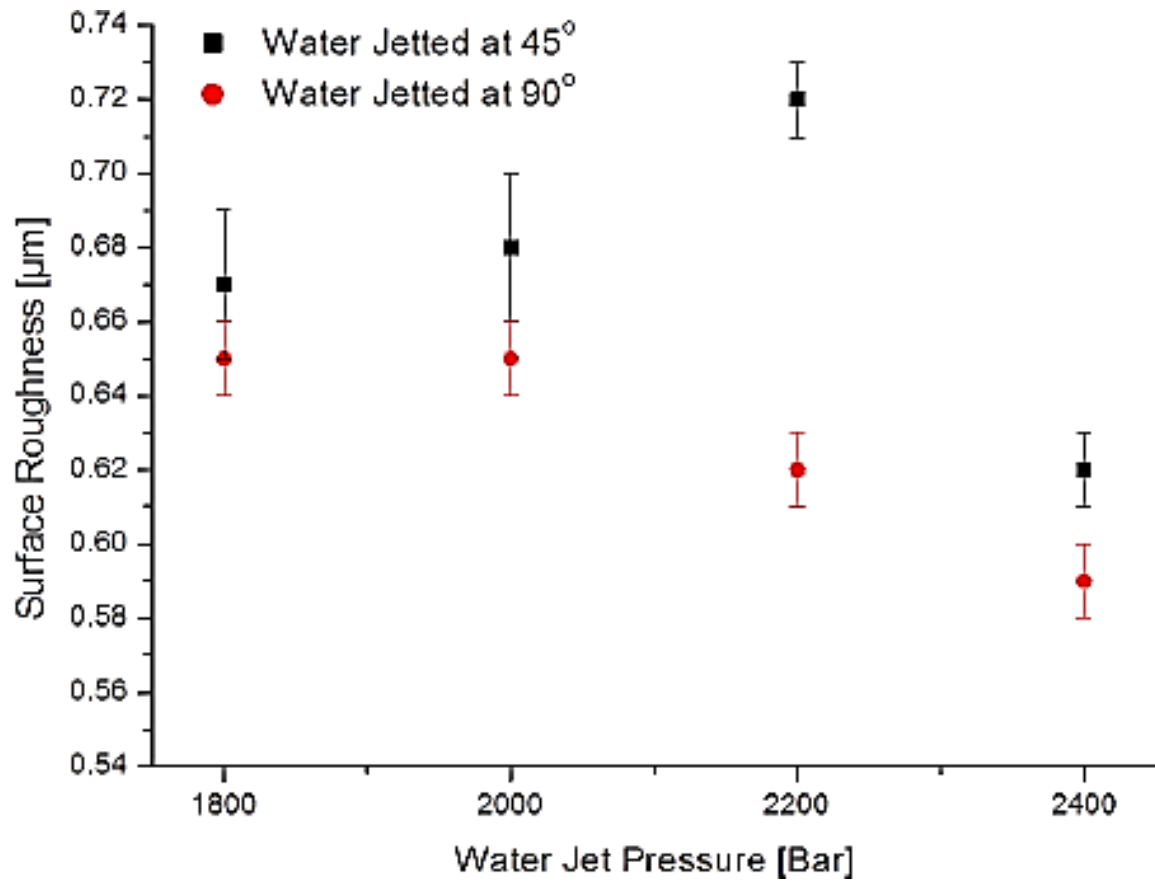
(圖內文字：Water Jetted at 45° 45度噴水；Water Jetted at 90° 90度噴水；Mass loss [mg cm⁻²] 質量損失 [mg cm⁻²]；Water Jet Pressure [Bar] 水噴射壓力[巴]。)



(Nedyalkova, 2019)

圖 2.15 高壓水噴洗處理後表面 SEM 圖像：(a)與(b) 45 度入射角、(c)與 (d) 90 度入射角

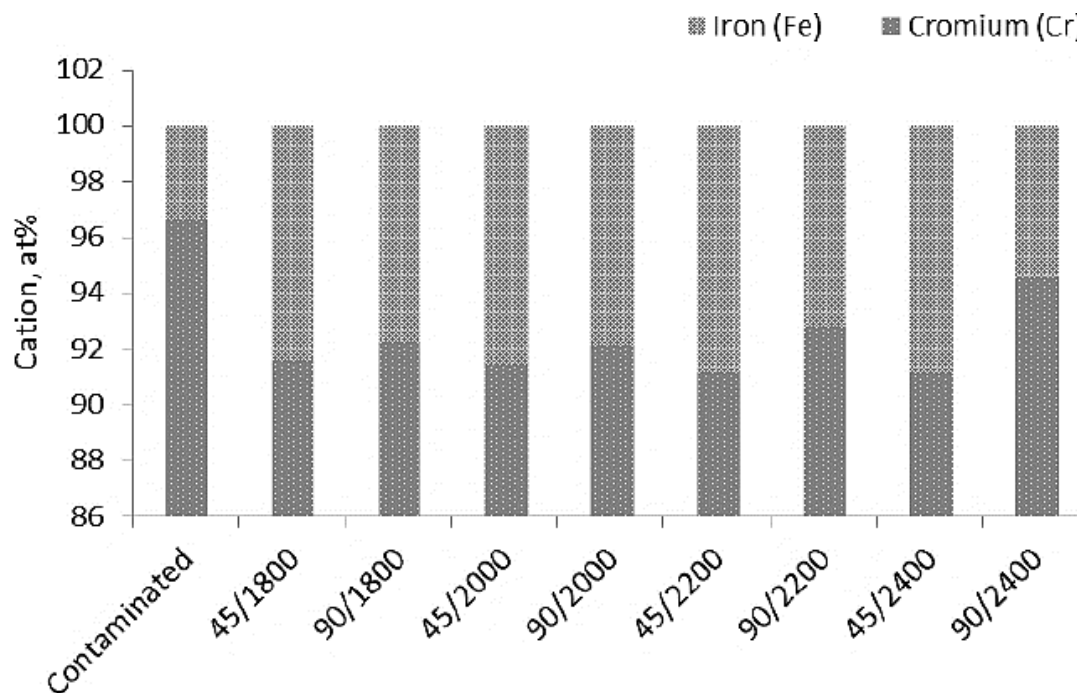
英國拉姆斯博頓(Ramsbottom)設施進行高壓水噴洗處理，Centurion 高壓水噴洗裝置由 Jetchem Systems LTD.製造，噴嘴屬自旋轉梭子魚型，廣泛用於超高壓水噴洗，能處理材料具複雜幾何形狀。高壓水噴洗處理後，使用 SiC 切割輪，從樣品上切下小試樣，進一步分析表面垂直於高壓水噴洗處理橫向方向，發現除污效果與質量損失之間，存在密切關係 (Nedyalkova et al., 2018)。表面粗糙度對除污染實驗的影響，如圖 2.16。被污染樣品的平均表面粗糙度為 $0.5 \pm 0.02 \mu\text{m}$ ，以高壓水噴洗入射角 45° 處理後樣品表面粗糙度更高，高壓水噴洗處理過程，材料去除原因被視為複雜過程 (Adler, 1979)。自發形成表面氧化物層，放射性污染物以此具輻射劑量吸收成分 (Kadar et al., 2011; Kádár et al., 2010; Répánszki et al., 2007)，因此高壓水噴洗機械處理去除該表面層與大量污染物，以達優異除污效果。



(Nedyalkova, 2019)

圖 2.16 表面粗糙度與施加水壓和入射角關係(SD 為 1 個標準偏差)

Nedyalkova (2019)使用 XPS 分析，確認高壓水噴洗對鈍化層元素組成之影響。於硝酸介質，因選擇性溶解鐵，致使金屬表面富含氧化鉻(Cr)，即在受污染樣品，表面元素組成易觀察到高 Cr/Fe 比，如圖 2.17。樣品經高壓水噴洗後，表面層 Cr 含量降低，並且對於以入射角 45°，相較於入射角 90°更明顯。樣品經入射角 45°高壓水噴洗，所有高壓水噴洗樣品之 Cr 含量僅具微小差異，然而入射角 90°高壓水噴洗樣品，Cr 去除效率與水壓成反比如圖 2.17。結果清楚說明，高壓水噴洗施加水壓不是影響金屬表面除污處理效率之最關鍵因素，而高壓水噴洗最高除污效果為入射角 45°，表面層去除率最高。Nedyalkova (2019)高壓水噴洗 304 L 型不銹鋼，即使在最低施加壓力(1,800 bar)，高壓水噴洗入射角 45°比 90°，具更高除污效果。於除污效率和產生二次廢液體積，皆令人滿意，此對核工業而言，未來核電廠鋼材再利用為必要策略。隨著越來越多核電廠已運行幾十年，文獻表明高壓水噴洗為一種可靠除污技術，預期高壓水噴洗除污應用數量將持續增加。



(Nedyalkova, 2019)

圖 2.17 受污染和高壓水噴洗樣品之 XPS 分析鈍化層元素組成

三、針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證

本計畫針對送往本院低放射性處理廠貯存，小產源金屬放射性廢棄物，大部分屬於表面污染，經適當除污後可將其屬性改變為符合清潔標準之低放射性金屬廢棄物，對於後續貯存及回收再利用，有其絕對之必要性及經濟性。為減少放射性廢棄物倉儲壓力、強化廢棄物再利用，並確保環境之輻射安全，本院依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」、「核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫書」、「核能研究所通案性固體廢棄物外釋作業程序書」，以執行外釋作業。

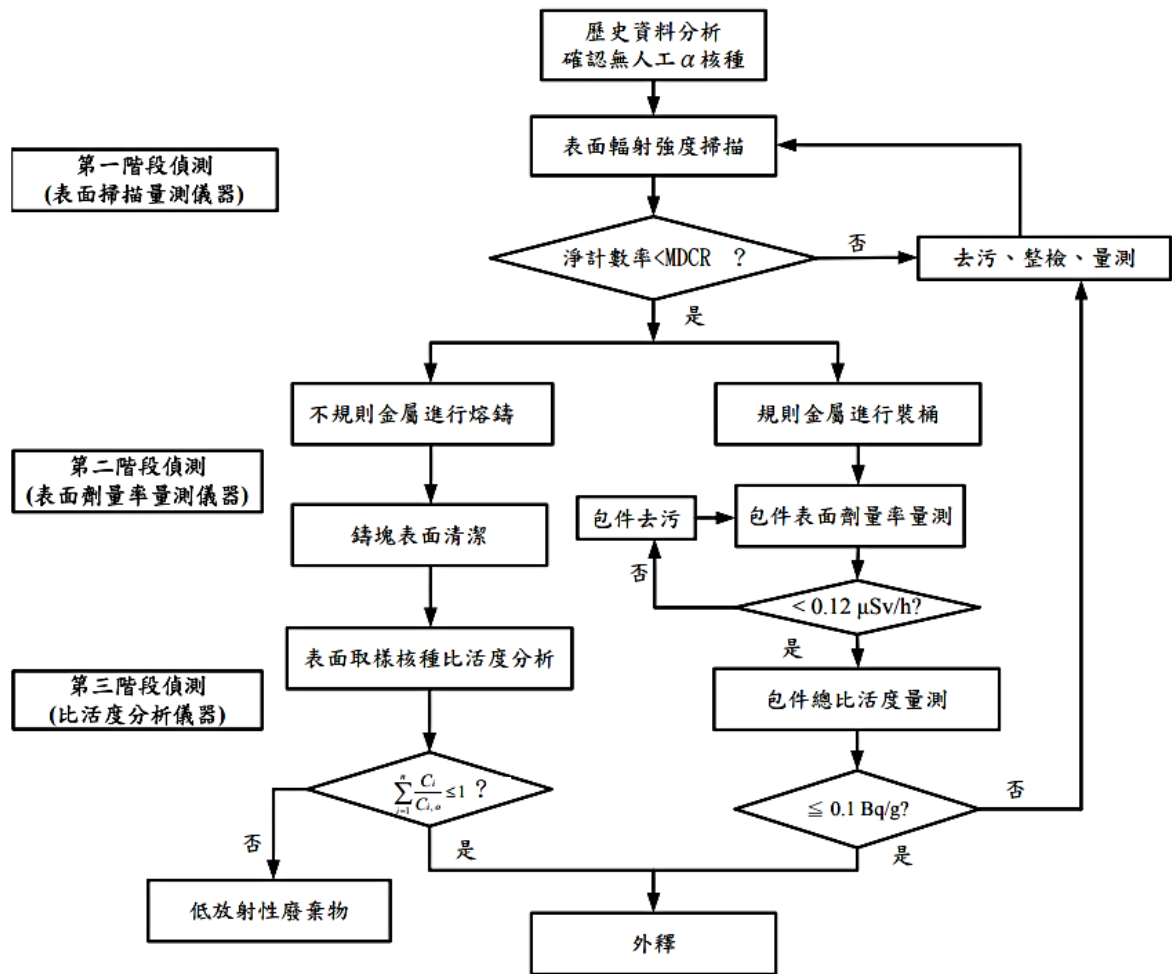
3.1 本院金屬廢棄物外釋程序

本院擬定解除管制外釋作業程序，該外釋作業流程採取樣分析確認核種組成、廢金屬逐件初測篩選、廢金屬包件總比活度全量量測及廢金屬包件比活度分析驗證等步驟，進行外釋相關量測分析作業，並在前述量測分析結果均符合一定比活度限值後可執行外釋作業，可供國內各核子設施未來執行金屬廢棄物解除管制外釋時之參考。廢金屬經除污擬達外釋標準，外釋作業規劃書規定廢金屬之來源、類別及特性資料，應包括下列內容：

(1)廢金屬來源、類別、數量(重量)、貯存現況，並檢附表面劑量率量測紀錄及照片；

(2)廢金屬特性，應描述結構特性(如規則或不規則形狀)及輻射特性(如含有之核種、表面污染情形)等。

廢金屬外釋作業流程如圖 3.1所示，量測與分析作業共分三個階段實施，第一階段為廢金屬取樣分析核種、第二階段為廢金屬初測篩選、第三階段為總比活度全量量測，各階段使用量測分析儀器與方法如表 3.1。各階段執行作業說明如下：



註：

1. MDCR (minimum detection counts rate)：最小偵測計數率。
2. 無法切割或直接靠近偵測之金屬零件，如馬達歸類為不規則金屬。
3. C_i ：第 i 核種之活度或比活度；
 $C_{i,0}$ ：第 i 核種之活度限值或比活度限值。

(核能研究所通案性固體廢棄物外釋作業程序書, 2014)

圖 3.1 廢金屬外釋作業流程

表 3.1 各階段使用量測分析儀器與方法

量測分析別	儀器名稱	量測分析方法	量測分析目的
核種取樣分析核種	放射化學分析實驗室	加馬能譜分析、總 α/β 分析、Sr89/90 分析	確認核種組成
初步篩選	表面輻射污染偵測儀 S.E.A. CoMo 170	廢金屬逐件輻射掃描	篩除尚有微量污染廢金屬
	輻射偵測器 ATOMTEX AT1121	廢金屬包件表面輻射強度偵測	確認包件外表面輻射強度在背景範圍
總比活度全量量測 (解除管制量測)	SWAM-2 系統	總 γ 比活度量測	全量整箱加馬總比活度量測是否外釋標準
	Q2 系統	比活度分析驗證	抽樣分析驗證包件量測結果是否符合外釋限值規定

3.1.1 表面劑量率量測儀器

(a). 加馬射線輻射偵測儀

廠牌型號：ATOMTEX AT 1121。

量測原理：偵檢頭為NaI(Tl)閃爍偵檢器連接光電信號倍增管，閃爍偵檢器係將游離輻射轉變成可見光的一種轉換器。其原理為利用游離輻射將偵檢器內電子激發至激態，當電子回到基態時將放出螢光，而螢光的頻率正比於入射輻射的能量，螢光的強弱則正比於入射輻射的強弱。接著利用光電信號倍增管將螢光轉換成電子脈衝、放大，因而可測得輻射量。

儀器特性：量測能量範圍：15 keV ~ 10 MeV。

能量反應：± 35 % , 15 keV ~ 60 keV；± 25% , 60 keV ~ 3 MeV；± 50 % , 3 MeV ~ 10 MeV。

量測範圍：50 nSv/h ~ 10 Sv/h。



圖 3.2 表面劑量率量測儀器(AT 1121)

(b). 表面輻射污染偵測儀

i. 廠牌型號：S.E.A. CoMo 170，序號：0400。

ii. 廠牌型號：Berthold Technologies GmbH & Co.KG LB124SC，
序號：10-12681。

量測原理：伴隨著放射性核種的衰變會放出射線，比如 γ 射線(光子)。這些光子可以被探測器測量並轉換成電信號，這些信號被集成在探頭上的放大器放大，傳輸到顯示單元進行計數、處理和顯示。

儀器特性：量測計數時間(秒)：10秒，偵測者效率：28~29 %；

儀器背景計數率(bi)：18~20 cps(須小於150 cps) ，
 $MDCR = 2.32 \times (\text{儀器背景計數值 cps})^{1/2} = 9 \sim 10 \text{ cps}$ ；
掃描合格計數率＝儀器背景計數率＋MDCR＝ 27~30
cps 。



圖 3.3 表面輻射污染偵測儀(S.E.A. CoMo 170)



圖 3.4 表面輻射污染偵測儀(Berthold Technologies GmbH & Co.KG
LB124SC)

(c). 量測污染儀器

廠牌型號：WIMP60M，序號：166。

量測原理：ZnS塗層塑膠閃爍偵檢器設計，整合搭配光電倍增管與偵測器電子元件，可以同時、選擇性針對 α 與 β/γ 測量，基於測量電子設備及外部顯示屏，將測量結果顯示為計數率(cps)、Bq、Bq/cm³或Bq/m³。

儀器特性：符合人體工學的測量系統設計，具有大型液晶顯示器(240 x128 像素)，具屏蔽測量室，易於消毒、可更換的樣品抽屜，以可容納塗片測試或空氣樣本過濾器的平板，系統易於維護且開通簡單。



(WIMP SERIES)

圖 3.5 量測污染儀器(WIMP60M)

(d). 55 加侖桶型活度量測系統

廠牌型號：SWAM-2

量測標準：將不含天然放射性核種之廢棄物，以 SWAM-2(或 SWAM同系列規格之設備)進行全量整桶加馬總比活度量測，量少者則以箱型包件SWAM-B1(或同等級功能之設備)進行全量整箱加馬總比活度量測，結果總比活度小於 0.1 Bq/g ($<100 \text{ Bq/kg}$)者符合外釋標準。



(核能研究所通案性固體廢棄物外釋作業程序書, 2014)

圖 3.6 國原院 55 加侖桶型活度量測系統照片

(e). 解除管制量測系統(Q2)

廠牌型號：CAMBERRA Q2

量測原理：計測系統分析計測原理與一般實驗室加馬能譜儀相同，但主要針對大型廢棄物包件(如55加侖廢棄物盛裝桶-簡稱廢棄物桶)進行計測，以減少取樣分析偏差及達成全量計測。同時藉由不銹鋼屏蔽外箱降低背景

輻射干擾，可以準確定性及定量分析廢棄物中加馬核種及活度，適用於待解除管制廢棄物之外釋最終確認分析作業。由於系統具備之三支偵檢器對應待測物不同偵測位置，當某支偵檢器所得計測結果明顯偏高時，可以定性判斷對應所屬區段有放射性活度偏高物件存在，藉以定性說明整桶活度分布之均勻性。

儀器特性：計測能量範圍：100 keV ~ 2 MeV。銻偵檢器相對效率：>32 % at 1.33 MeV（相對於 3”×3” NaI閃爍體偵檢器效率的百分比）。能量解析度：<2.1 keV at 1.33 MeV。此系統之MDA針對管理辦法中廢棄物常見加馬核種(如 ^{60}Co 與 ^{137}Cs) 可達到0.02 Bq/g。

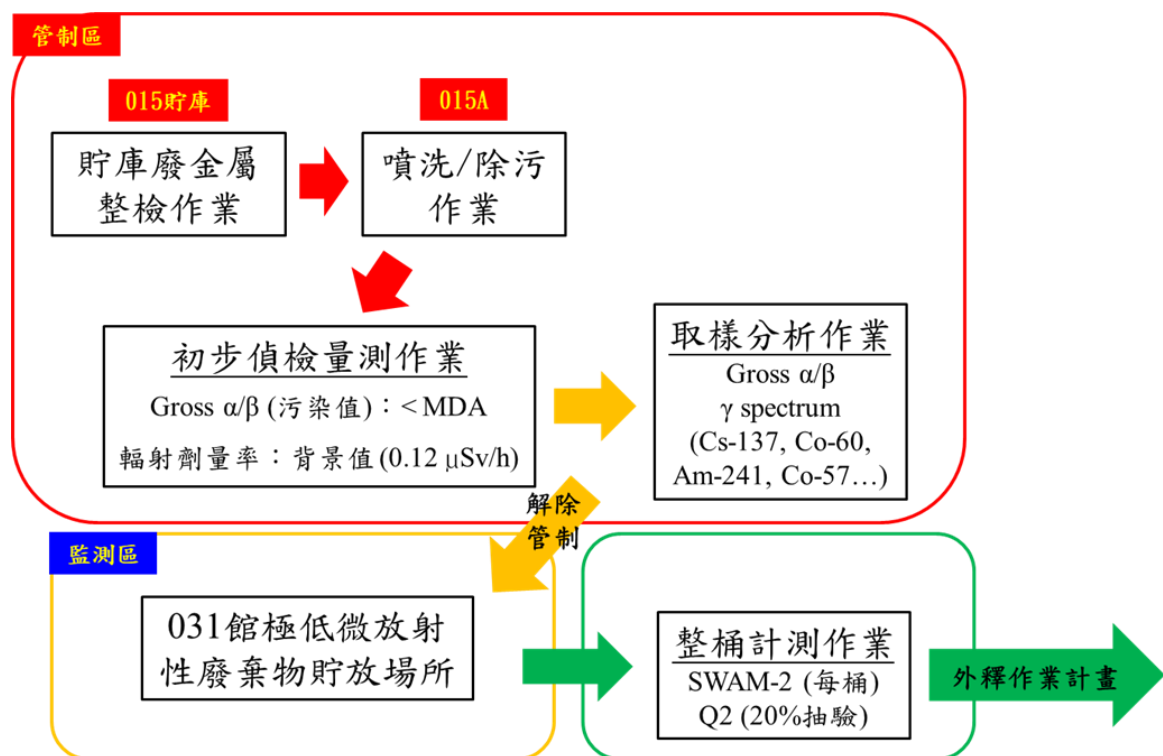


圖 3.7 國原院解除管制量測實驗室 Q2 核種活度分析照片

3.2 高壓水刀除污程序

依據「核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫書」、「核能研究所通案性固體廢棄物外釋作業程序書」，將結果記錄於「廢金屬及包件表面輻

射偵測之量測結果」，通過初測篩選廢金屬共 1 桶，重量約 100 公斤之「廢金屬及包件表面輻射偵測之量測結果」。將低微表面污染放射性金屬廢棄物如碳鋼、不鏽鋼等，通過高壓水柱沖刷物體表面，對金屬廢棄物表面的衝擊和切削作用，可使工件表面的雜質、氧化層等清除掉使工件的表面獲得一定的清潔度。 α/β 污染偵檢器測量數值，帶入表面污染活度公式所讀得到數值，並將表面污染活度換算成 100 cm^2 之數值。若 Gross α/β 污染值低於偵測極限(即 $<\text{MDA}$)且輻射劑量率達到背景值(約 $0.12\mu\text{Sv/h}$)，將視為有機會解除管制之金屬廢棄物，將其盛裝至容器並暫存於容器暫放區，等待取樣偵檢核種分析結果，貯庫廢金屬減量作業流程可參考圖 3.8，作業過程須遵守本院「核能研究所輻射防護計畫」、「核能研究所共通性輻射防護作業程序」及「化工組輻射防護作業程序」等相關輻射防護規定。



(沈允中 等，2022)

圖 3.8 貯庫廢金屬減量作業流程

3.3 低微表面污染放射性金屬廢棄物高壓水刀除污結果

本計畫使用本院半自動高壓水除污設備(購置日期：111 年 7 月；購置金額：\$1,088,000)，此設備屬本院自主開發建立除污技術，初估一年需支用 10 萬元整之保養維護費用，以更契合本院除污流程，由於尚於此設備保固期，因此不須支用經費；使用此設備批次處理本院廢金屬 4 kg，需時 15 分鐘，本院估算每年實際操作狀況可完成 3,000 kg 平板廢金屬除污，本設備規劃施用十年，預計將可達 30,000 kg 平板廢金屬除污。本計畫將平板污染金屬(如碳鋼、不鏽鋼等)固定於電磁鐵轉盤，高壓水噴頭壓力 28,000 psi 噴洗 120 sec，噴洗水柱入射角為 90 度，初步完成單面噴洗除污，控制關閉固定板材電磁鐵後，再將板材翻面後，重複上述流程，高壓水噴洗完畢後，取出金屬平板，並進行偵檢量測作業，視污染程度，評估是否需再執行半自動高壓水除污程序，本院表面污染金屬平板，約需 3 次半自動高壓水噴洗，除污後金屬表面偵檢量測，將可達背景值(約 0.12 $\mu\text{Sv/h}$)。達通過高壓水柱沖刷物體表面，對金屬廢棄物表面的衝擊和切削作用，可使工件表面的雜質、氧化層等清除掉使工件的表面獲得一定的清潔度，小產源廢金屬廢棄物除污前後(A~D; A'~D')表面如圖 3.9 至圖 3.12。

(a)



(b)



(c)



(d)

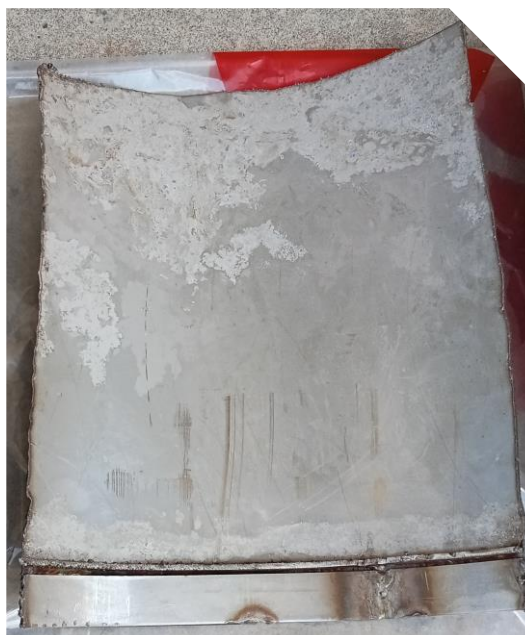


圖 3.9 小產源廢金屬(a)原樣品 A 外觀、(b)除污後樣品 A'外觀、(c)原樣品 A 輻射劑量率與(d)除污後樣品 A'輻射劑量率

(a)



(b)



(c)

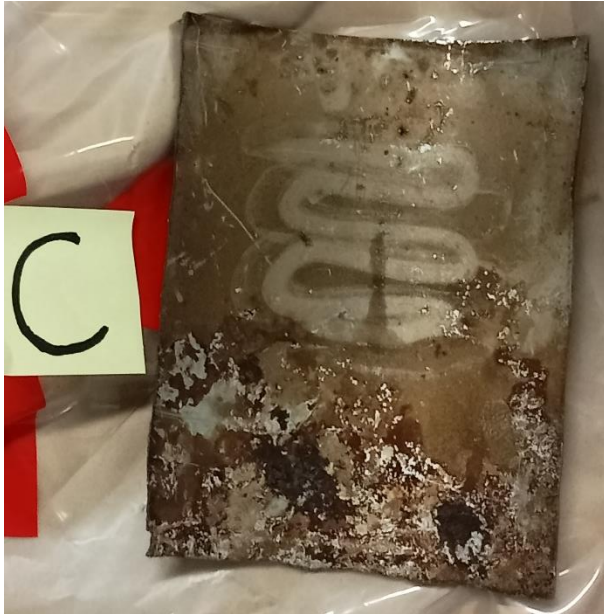


(d)

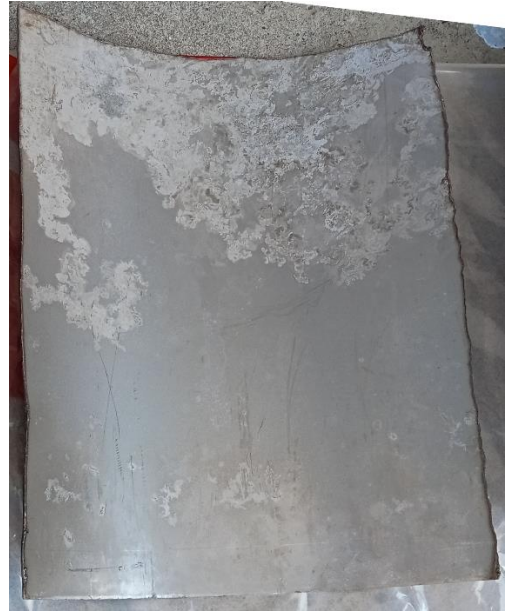


圖 3.10 小產源廢金屬(a)原樣品 B 外觀、(b)除污後樣品 B'外觀、(c)原樣品 B 輻射劑量率與(d)除污後樣品 B'輻射劑量率

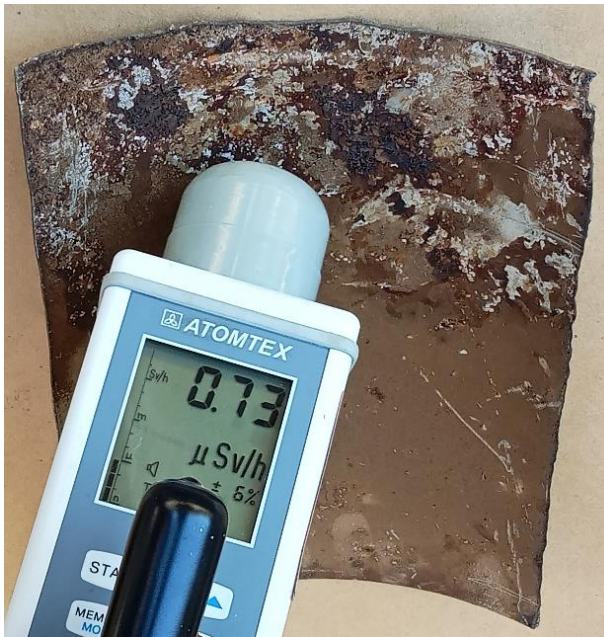
(a)



(b)



(c)



(d)



圖 3.11 小產源廢金屬(a)原樣品 C 外觀、(b)除污後樣品 C'外觀、(c)原樣品 C 輻射劑量率與(d)除污後樣品 C'輻射劑量率

(a)



(b)



(c)



(d)



圖 3.12 小產源廢金屬(a)原樣品 D 外觀、(b)除污後樣品 D'外觀、(c)原樣品 D 輻射劑量率與(d)除污後樣品 D'輻射劑量率

3.3.1 第一階段_高壓水噴洗除污效率

除污效率以除污因子(DF)說明，計算除污前、除污後之輻射劑量率等級比值等級比值，即為除污因子即為除污因子(DF)，以瞭解設備之除污效

率效率，移除放射性物質的除污技術能讓(DF)大於 1。本計畫針對表面除污之小產源廢不鏽鋼板，將表面污染值換算成 100 cm² 之污染值，彙整如表 3.2。

$$\text{表面污染值} \left(\frac{\text{Bq}}{100 \text{ cm}^2} \right) = \frac{\text{淨計數率}(N)}{\text{儀器反應}(E) * \text{偵檢窗面積}(W)} * \frac{150 \text{ cm}^2}{100 \text{ cm}^2}$$

淨計數率 $N=C-B$ ； α 背景計數率 $B=1.8$ (cps)； β/γ 背景計數率 $B=392.4$ (cps)；
量測計數率 C (cps)；儀器反應 $E=0.289$ ；偵檢窗面積 $W=150$ (cm²)

表 3.2 小產源放射性金屬廢棄物除污前後輻射強度及擦拭結果

編號	材質	除污前劑量與活度			除污後劑量與活度			除污效率 (DF)
		輻射劑量率 ($\mu\text{Sv/hr}$)	α 、 β/γ 污染值 (Bq/100cm ²)	重量 (Kg)	輻射劑量率 ($\mu\text{Sv/hr}$)	α 、 β/γ 污染值 (Bq/100cm ²)	重量 (Kg)	
A; A'	不鏽鋼	14.5	α : <MDA	0.820	BG (0.192)	α : <MDA	0.812	75.5
			β/γ : 7.34			β/γ : <MDA		
B; B'	不鏽鋼	9.2	α : <MDA	0.794	BG (0.195)	α : <MDA	0.788	47.2
			β/γ : 75.93			β/γ : <MDA		
C; C'	不鏽鋼	0.73	α : <MDA	0.838	BG (0.191)	α : <MDA	0.830	3.8
			β/γ : 4.79			β/γ : <MDA		
D; D'	不鏽鋼	1.41	α : <MDA	0.882	BG (0.186)	α : <MDA	0.879	7.6
			β/γ : 14.54			β/γ : <MDA		

備註:

- 背景值(BG)：0.11~0.14 $\mu\text{Sv/h}$
- 輻射劑量率量測儀器：名稱-AT1121，儀器序號-4433，校正日期-112.02.14
- 量測污染儀器：名稱-WIMP60M，序號-166，校正日期-112.03.21
計數反應效率: α :0.222, β : 0.403
計數時間(背景和樣品相同): 3min
儀器背景值： α =1.8 counts, β =392.4 counts
 α 最低可測污染值 MDA 0.23 Bq/100 cm²
 β 最低可測污染值 MDA 1.31 Bq/100 cm²
MDA=(3+4.65 $\sqrt{C}$) / [儀器效率 × 計測時間(秒)]
- 除污因子(decontamination factor, DF) = X_0/X
 X_0 : 樣品除污後輻射劑量率
 X : 樣品除污前輻射劑量率
- 量測人：廖宥欽 (輻專師字第 00702 號)；量測日期 112.09.22/112.10.13

依據「核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫書(102 年 12 月 26 日核備版)」、「核能研究所通案性固體廢棄物外釋作業程序書(103 年 8 月 12 日核可版)」，將結果記錄於「廢金屬及包件表面輻射偵測之量測結果」，通過初測篩選廢金屬共 1 桶，重量約 65 公斤之「廢金屬及包件表面輻射偵測之量測結果」如表 3.3 所示。除污前樣品 A 含有 Co-60 活度 0.5626~1.169 Bq/g 與 Cs-137 活度 0.3714~0.8380 Bq/g，總 β 核種活度 0.228~8.35 Bq/g；除污前樣品 B 含有 Co-60 活度 1.579~10.47 Bq/g，總 α 核種活度 0.0627~0.0995 Bq/g，總 β 核種活度 0.671~81.2 Bq/g；除污前樣品 C 含有 Co-60 活度 0.4636~8.105 Bq/g，總 β 核種活度 0.190~6.04 Bq/g；除污前樣品 D 含有 Sr-90 活度 0.270~0.550 Bq/g，總 β 核種活度 0.331~1.82 Bq/g；除污後樣品活度均低於背景值。配合常規廢棄物處理運轉，以高壓水噴洗除污法(較適用於平板狀污染金屬)，放射性廢金屬平板除污作業施用十年，初估可達外釋標準約為 25,240 公斤，以標準 55 加侖桶裝約為 84 桶(標準桶每桶以 300 公斤計重)，佔國原院內放射性金屬廢棄物約 2 %。

表 3.3 廢金屬除污前後取樣分析總 α/β 及比活度之量測結果

樣品編號	核 種	分 析 結 果	
		除污前比活度(Bq/g)	除污後比活度(Bq/g)
A ; A'	總 α / 總 β	< MDA / 8.35	< MDA / < MDA
B ; B'	總 α / 總 β	0.0995 / 81.2	< MDA / < MDA
C ; C'	總 α / 總 β	< MDA / 6.04	< MDA / < MDA
D ; D'	總 α / 總 β	< MDA / 1.82	< MDA / < MDA

備註:1.除污前取樣日期：112 年 09 月 22 日

(本院放射化學實驗室 1120949 號分析報告如附)

2.除污後取樣日期：112 年 10 月 16 日

(本院放射化學實驗室 1121032 號分析報告如附)

3.3.2 第二階段_廢金屬初測篩選

以表面輻射污染偵測儀 Berthold Technologies GmbH & Co.KG LB124SC 逐件偵測 α/β 污染，確認無放射性後裝桶。符合初測篩選之除污後廢金屬予以裝箱或裝桶成包件，再偵測包件表面輻射強度，裝桶後以輻射偵測儀器 AT1121 逐桶偵測包件表面輻射劑量率，確認表面輻射劑量率小於 $0.12 \mu\text{Sv/h}$ ，通過初測篩選廢金屬共 1 桶，「廢金屬及包件表面輻射偵測之量測結果」如表 3.4 所示。綜上廢金屬及包件表面輻射掃描計數率，皆小於掃描合格計數率，掃描結果研判為合格，符合廢金屬外釋作業流程第二階段量測結果。

表 3.4 除污後廢金屬及包件表面輻射偵測之量測結果

編號	儀器背景計數率(cps)	MDCR (cps)	掃描合格計數率(cps)	表面輻射掃描計數率(cps)	掃描結果研判	包件表面輻射劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	結果研判 $<0.12\mu\text{Sv/h}$
A'	18~25	9~10	27~35	21~23	■合格 □不合格，整檢再量測	0.11	■合格 □不合格，清潔再量測
B'	18~25	9~10	27~35	23~25	■合格 □不合格，整檢再量測	0.11	■合格 □不合格，清潔再量測
C'	18~25	9~10	27~35	21~23	■合格 □不合格，整檢再量測	0.11	■合格 □不合格，清潔再量測
D'	18~25	9~10	27~35	22~25	■合格 □不合格，整檢再量測	0.11	■合格 □不合格，清潔再量測

掃描偵測儀器名稱：表面輻射污染偵測儀
 型號：LB124SC 序號：10-12681 校正日期：112 年 03 月 31 日
 量測計數時間(s)：10 s，儀器反應： α :14.4%; β :35.4%
 儀器背景計數率：18~25 cps，MDCR=2.32 $\sqrt{(\text{儀器背景計數率})} = 9\sim12 \text{ cps}$
 掃描合格計數率=儀器背景計數率+MDCR=27~37 cps 使用鉛套：■無 □有
 量測日期：112 年 10 月 18 日

3.3.3 第三階段_總比活度全量量測

將通過第一、二階段檢測分析後之廢金屬送國家原子能科技研究院輻射防護研究所「解除管制量測實驗室」，量測分析核種比活度，本階段之量測作業須符合 0.1 Bq/g (100 Bq/Kg)標準。除污後廢金屬包件分析結果之各核種比活度與其法規限值之比值總和不得大於 1.0。

$$\sum_{i=1}^n C_i / C_{i0} \leq 1$$

C_i ：第 i 核種之比活度；

$C_{i,0}$ ：管理辦法附表內第 i 核種之比活度限值；

n ：所含核種的數目。

本計畫以高壓水噴洗除污廢金屬總計 4 塊、重量合計約 3.33 公斤，依輻射防護研究所解除管制量測作業程序書，全數裝入一標準藍桶(承重 500 公斤)後進行分析驗證，驗證結果如表 3.5，廢金屬總比活度值 27.64 Bq/kg，符合第三階段解除管制 SWAM-2 外釋限值(<100 Bq/kg)。本計畫施作除污策略，可提出「廢金屬外釋計畫」及「廢金屬外釋作業程序書」，經相關管制單位核可後再實施外釋標售、清運等外釋作業流程，如此可達小產源放射性廢金屬減量目的。

表 3.5 廢金屬比活度值之量測結果

包件編號/ 鑄塊編號	一定活度 限值	總比活度	結果研判
BI-029	100 Bq/Kg	27.64 Bq/Kg	☒ 合格(符合外釋) ☐ 不合格，整檢再量測

- 1.輻射防護研究所接收日期：112 年 10 月 18 日
- 2.分析儀器名稱：55 加侖桶型活度量測系統(SWAM-2)
 樣品量測時間：2 min
 偵檢器：10 cm(厚)×50 cm(長)×50 cm(寬)大面積塑膠閃爍體
 計測室外徑：190 cm (高)×120 cm (長)×120 cm (寬)
 計測室內徑：110 cm (高)×70 cm (長)×70 cm (寬)
 量測範圍：60 keV ~ 1.5 MeV
 校正日期：112.08.04
- 3.解除管制量測實驗室測試報告編號：CML-SWAM2 11204 (如附件)

四、高壓水刀減量處理技術處理小產源放射性廢棄物之精進應用性建議

低放射性之金屬廢棄物係以 55 加侖桶盛裝，本院內貯存之金屬廢棄物(種類有不鏽鋼、鐵、鋁、鉛、銅等)總重量約為 1,262,000 公斤(統計至 111 年 12 月 31 日，貯存於棧板箱共 196 箱、標準 55 加侖桶裝共 2,574 桶)。低放廢料廠 015A 館除污間原先配置高壓水槍，係採取人工操作方式進行除污作業，考量人力有限及作業安全性，取代人工操作，現開發一套半自動高壓水除污設備。研究污染金屬之表面除污之可行性，使其可達解除管制標準，具有廢棄物減量之效益，以減輕貯存庫倉貯壓力與節省未來處置費用。主要除污標的為低放廢料廠內已檢整之低放射性金屬廢棄物，選擇其樣態為平整之金屬板，確保執行高壓水除污作業時能達到降低污染程度之效果。半自動化則可減少工作人員輻射曝露，大幅提升作業安全性。

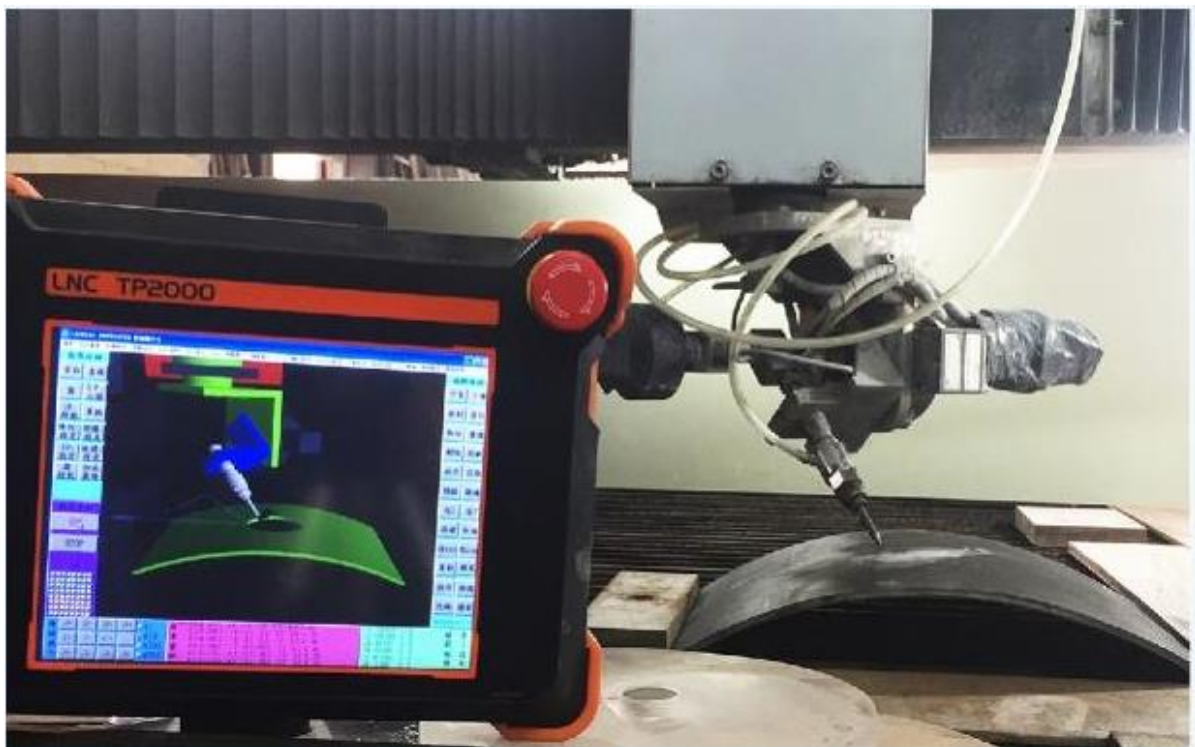
4.1 商用高壓水刀機介紹與應用

國內目前已有自製高壓水刀機之能力，可提供客製化的服務，翔裕機械事業有限公司製造之電動式高壓清洗設備(型號：HYL 300.20E，如圖 4.1)，搭載 WOMA 高壓泵浦，工作壓力 300 bar，工作流量 22 L/min，為開放式 4 輪移動式設計，方便設備於廠區內移動，提高作業效率，適用於表面清洗、管路之內管清洗及機械設備的清洗維護等用途，該公司亦提供各廠牌高壓泵浦/設備維修及高壓水刀清洗/切割代工等服務；金正達科技有限公司製造高壓水刀設備搭配 3D 實體模擬系統(如圖 4.2)，符合工業 4.0 精神，虛實同步、實體整合，使用 CD 視覺、雷射檢測及傳感器等，搭配即時追蹤控制系統，提高工件處理速度、預測故障、減少意外停機，並提高自動化水平，適用於精度高之水刀切割作業(陳茂維 等，2022)。



(陳茂維 等，2022)

圖 4.1 電動式高壓清洗設備



(陳茂維 等，2022)

圖 4.2 高壓水刀設備搭配 3D 實體模擬系統

德國凱馳 KARCHER 公司是目前全球領先的高效及節約資源型清潔系統的全球供應商，高壓水刀設備融合了功能性、用戶友好性以及精巧的設計，該公司製造一款專業型熱水高壓清洗機(型號：HDSE8/16-4M)，工作壓力 30 bar，工作流量 760 L/hr，使用熱水進行清洗，可減小清洗壓力及清洗時間，相較於冷水清洗有更好的清洗效果、更短的乾燥時間及工作時間，適用於路面及室內牆壁清潔；另一款為商用可攜式高壓清洗機(型號：HD5/17C)，工作壓力 180 bar，工作流量 500 L/hr，設計為可移動式且槍把為快速接頭組合，提高操作便利性，適用於表面清洗、管路之內管清洗及機械設備等作業。上述兩款皆可搭配 EASY!Force 專業用高壓槍把，其為專利無後座力槍把且為人體工學設計，可增加清洗作業安全性。美國 Guyson 公司提供一系列堅固耐用的手動工業濕式噴砂清洗櫃，從標準型號到依顧客要求的定制設計手動濕噴系統，該公司製造一款手動工業濕式噴砂清洗櫃(型號：MANUAL 50x50 CABINET，如圖 4.3)，清洗櫃體由不銹鋼組成，有噴水和兩刷的大型安全玻璃觀察窗以及高亮度螢光燈可提供出色的可視性，內部高壓水槍可自動噴洗或切換成手動由手套箱操作。



(陳茂維 等，2022)

圖 4.3 手動工業自動噴洗手套箱

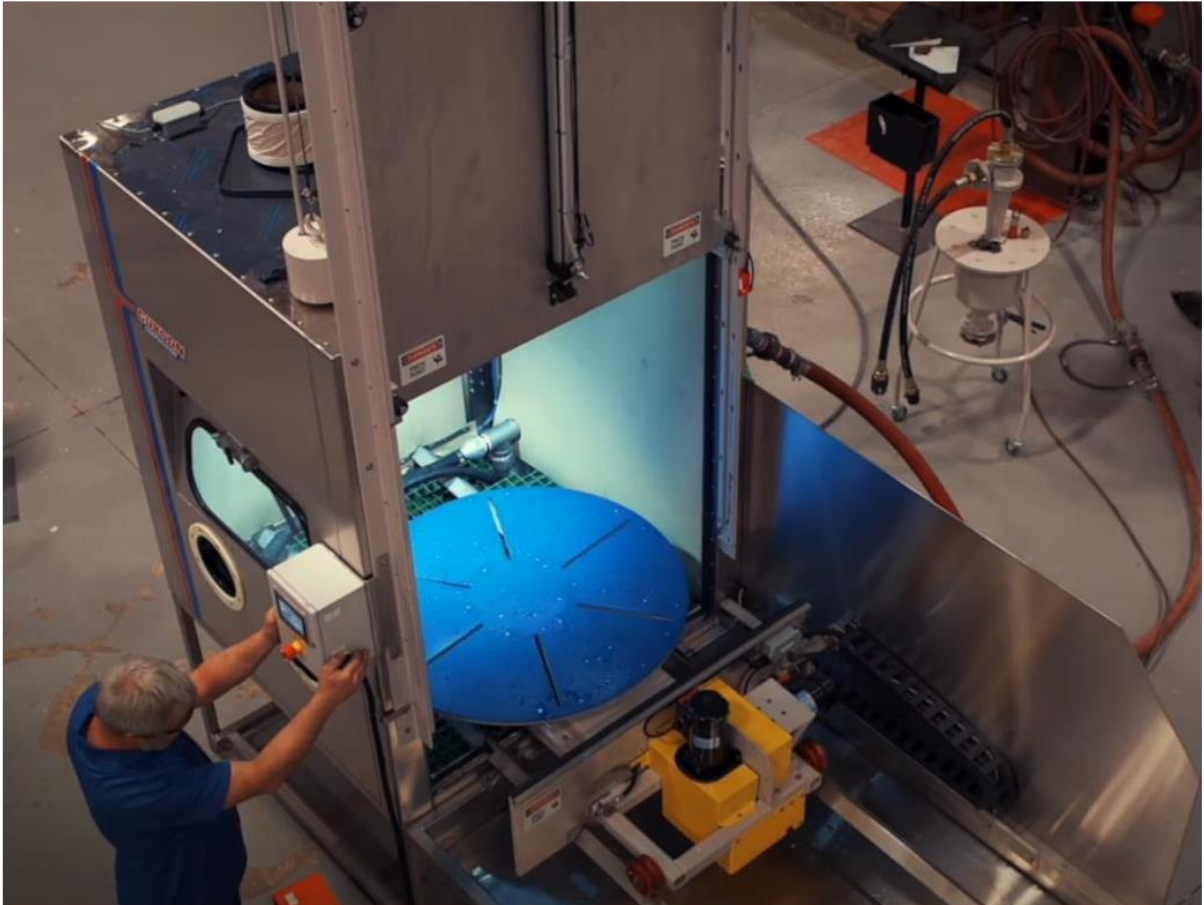
4.2 半自動高壓水除污設備設計概念(陳茂維 等，2022)

考量建置的域空間大小、動線規劃，且本設備須能配合低放廢料廠 015A 館既有高壓水泵(型號：WOMA150MP14)，並保留原先手持高壓水槍之功能性，過程中參考許多國內外商業化高壓水除污設備及除污資料，其中美國 Guyson 公司(Guyson 公司官方網站)客製化的高壓水噴洗箱(圖 4.4 與圖 4.5)的功能性較符合需求，根據該公司高壓水噴洗箱清洗流程，其中詳細介紹設備的各個機構與其功能，參考該公司的產品，構想半自動高壓水除污設備之各單元設計與功能性，以符合金屬除污之工作需求。



(Guyson 公司官方網站)

圖 4.4 Guyson 公司客製化高壓水噴洗箱



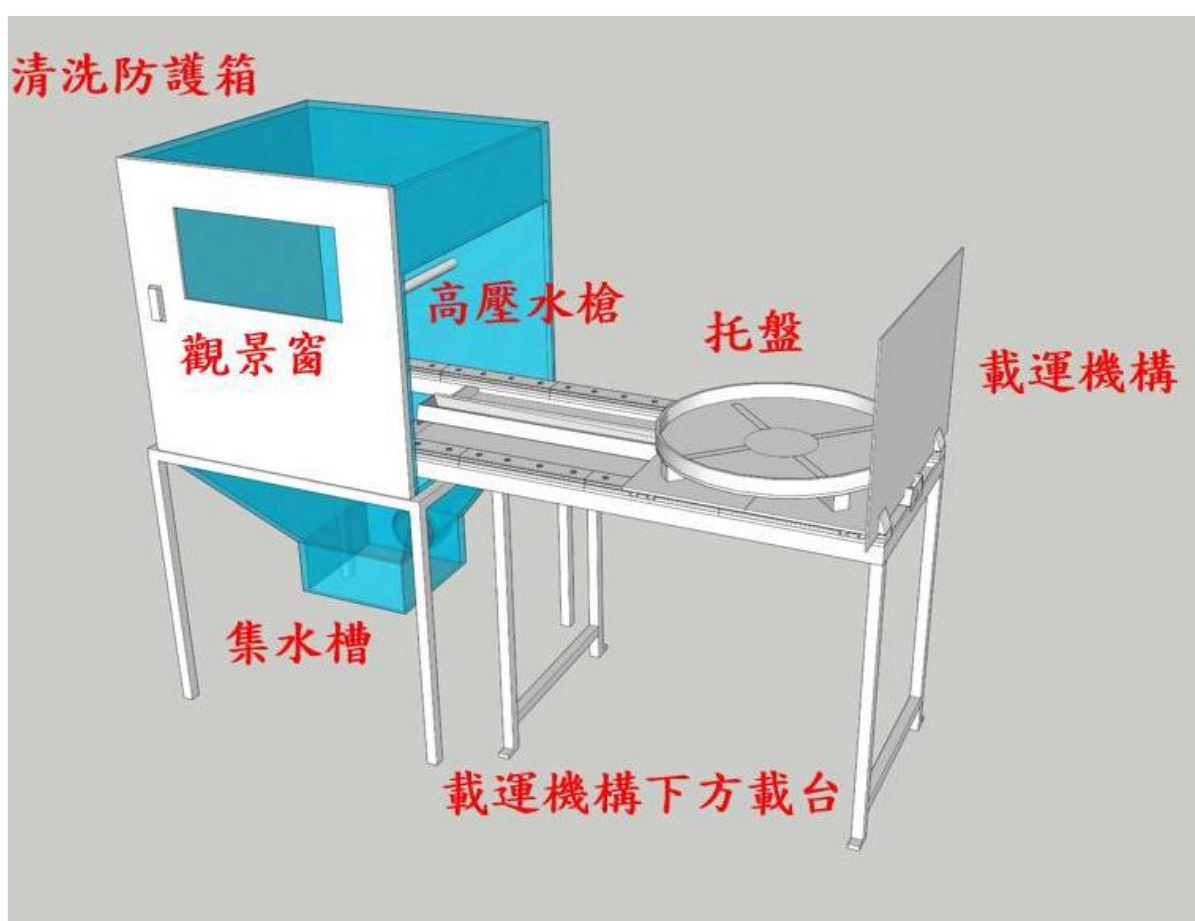
(Guyson 公司官方網站)

圖 4.5 Guyson 公司客製化高壓水噴洗箱內部結構

4.3 半自動高壓水除污設備概述

參考國內外商用高壓水清洗機之案例，同時配合低放廢料廠之作業需求與空間配置，設計半自動高壓水除污設備，如圖 4.6 所示，該設備由清洗防護箱、載運機構、高壓清洗機構與控制系統組成，其中清洗防護箱由不銹鋼板組成，內部有支撐骨架，尺寸 $L \times W \times H$ 為 $1 \times 1 \times 2$ m，內部包含強化透明觀景窗、照明燈、吹/排水霧氣系統、過濾篩網盤與集水槽等設備；載運機構由圓形不銹鋼托盤、電磁鐵、托盤旋轉機構、配合控制系統之移動機構、配合防護箱開口大小之不銹鋼擋板、運機構下方支撐架台等零組件組成；高壓清洗機構由高壓水泵浦(包含本體、驅動馬達及附屬設

備)、氣動高壓旋轉噴槍(含高壓旋轉噴頭)、高壓水槍支撐機構、配合控制系統之往復移動機構、高壓管線、自動給油潤滑系統等零組件組成，高壓水槍支撐機構與移動機構裝在清洗防護箱外側，高壓水槍由高壓水槍通道進入防護箱內，使用彎頭向下的高壓噴頭進行清洗作業；控制系統由人機介面數據顯示器配合 PLC 顯示流程圖上各種數據，包含數位壓力顯示，可輸入設定值回饋顯示，電氣控制箱 1 組，包含電流電壓負載表、PLC 控制、氣油壓缸控制電磁閥、滑動步進馬達控制器、噴嘴移動控制器、計時器及保護裝置(無熔絲開關、漏電斷路器及開關標示牌)，功能包括可設定清洗操作流程、控制吹/排水霧氣系統開關、控制照明燈開關、控制清洗壓力大小等。



(陳茂維 等，2022)

圖 4.6 半自動高壓水除污設備示意圖

半自動高壓水除污設備將配合低放廢料廠 015A 館既有高壓水泵浦的規格作設計，高壓水泵浦的輸出水壓與輸出水量的範圍會影響氣動高壓旋轉噴槍、高壓管線及壓力感測器等單元的規格選用。本院高壓水泵浦各組件配置與標示如圖 4.7 設備正視圖、圖 4.8 側面對照圖，本院使用之高壓水泵浦為直接驅動式，最大輸出壓力為 2,500 Bar (36,250 psi)，最大輸出流量為 15.1 L/min，高壓泵浦型式為臥式三缸往復式柱塞泵浦示意圖如圖 4.9。本院設置半自動高壓水除污設備如圖 4.10。高壓水刀設備除污後之含放射性廢棄物廢水，須先經過洗滌廢液收集貯存，再運送至液體場處理。

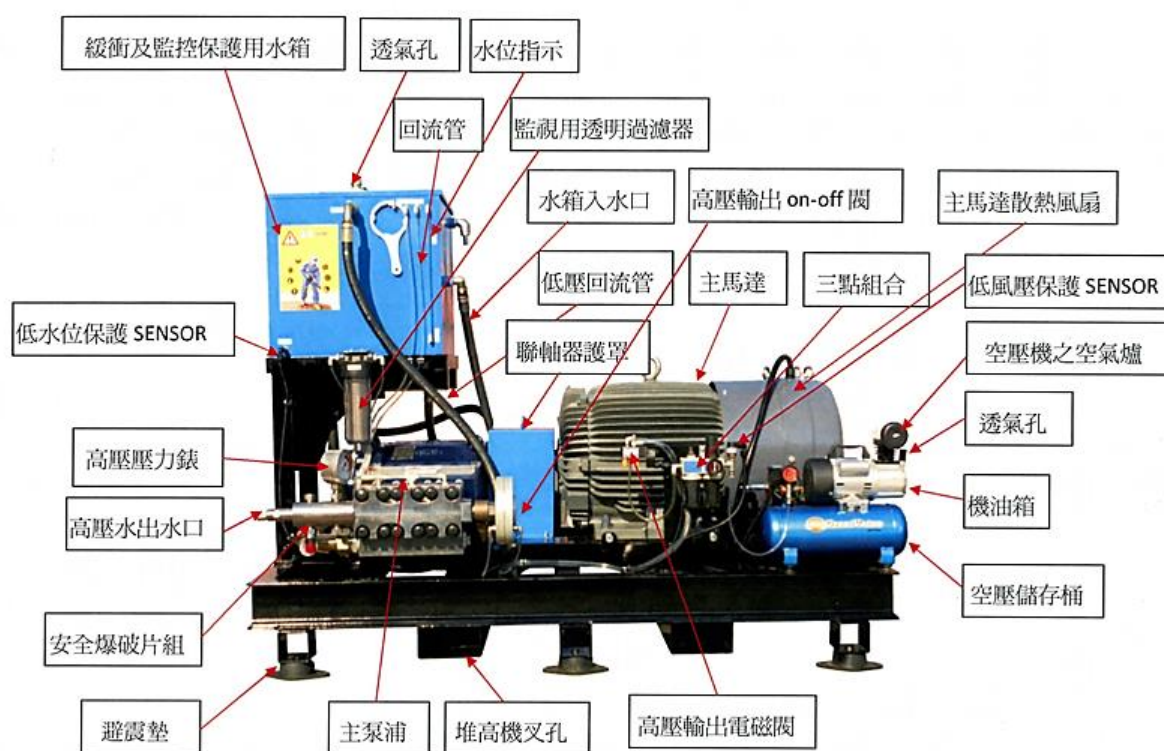


圖 4.7 高壓水刀設備組件名稱(正面對照圖)

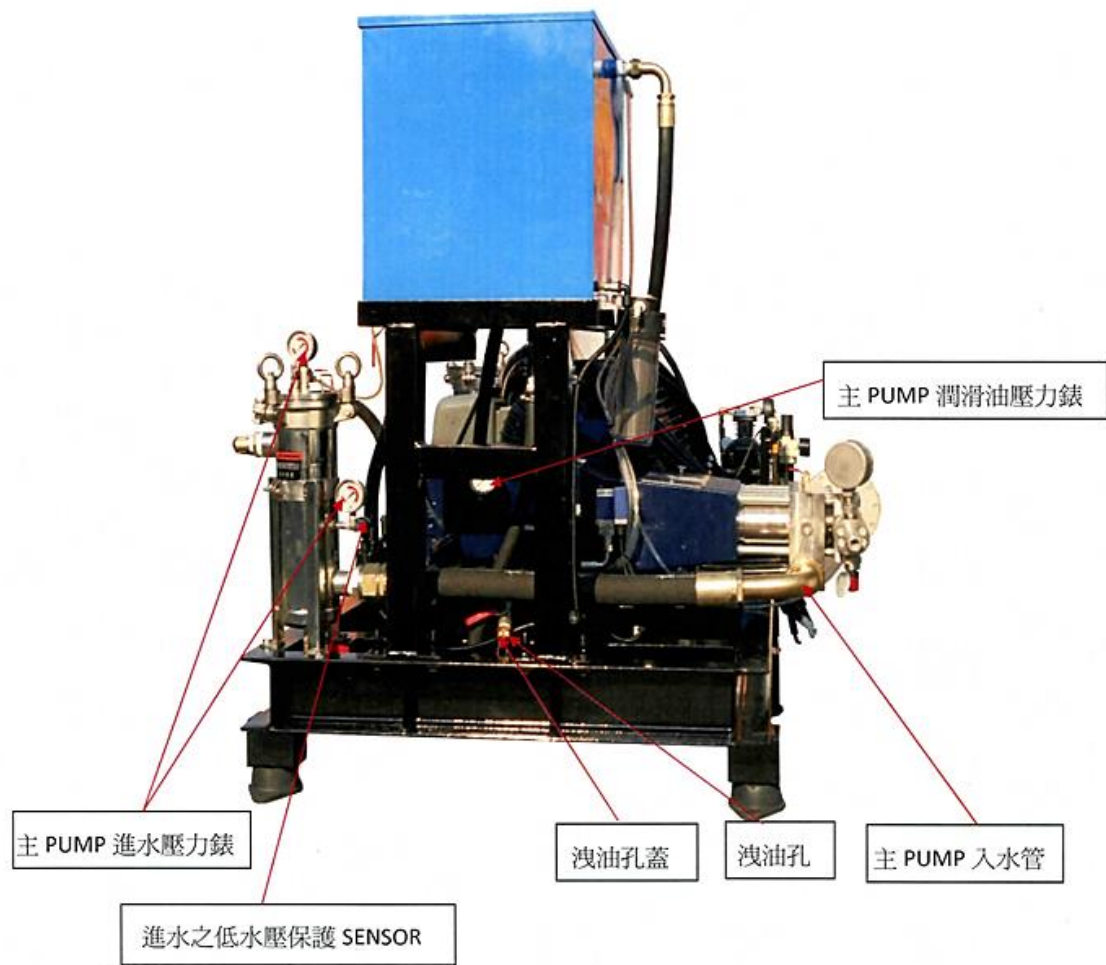


圖 4.8 高壓水刀設備組件名稱(側面對照圖)

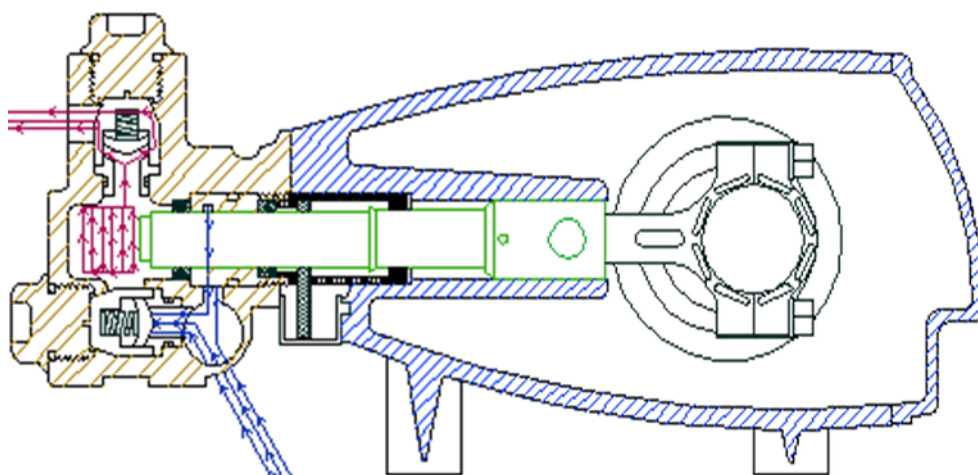


圖 4.9 臥式三缸往復式柱塞泵浦示意圖

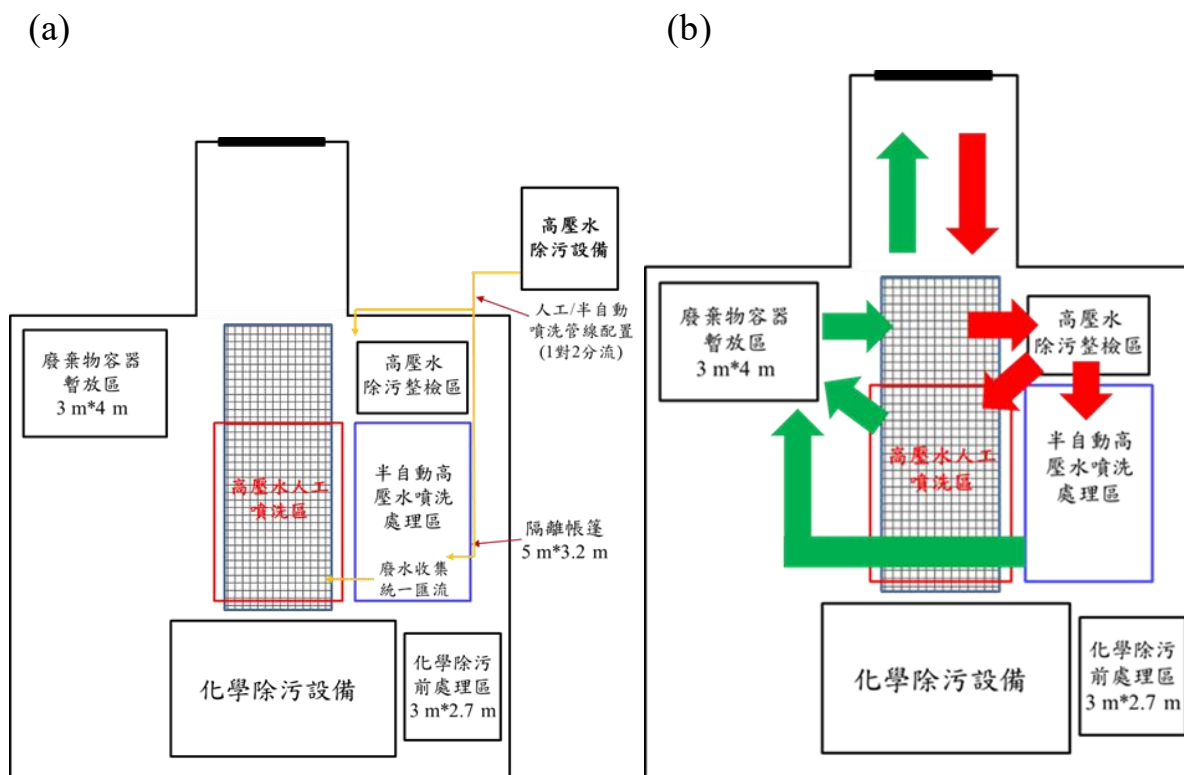


圖 4.10 本院之半自動高壓水除污設備

4.4 半自動高壓水除污流程

半自動高壓水除污設備建置於本院低放廢料廠 015A 館除污間，除污間空間配置與廢棄物運送動線規劃如圖 4.11，廢棄物由貯庫取出後運送至 015A 除污間，運送至高壓水除污整檢區。經由人工噴洗或半自動高壓水噴洗處理後，經初步偵檢量測後，若 Gross α/β 污染值低於偵測極限(即 $< \text{MDA}$)且輻射劑量率達到背景值(約 $0.12\mu\text{Sv/h}$)，將視為有機會解除管制之金屬廢棄物，將其盛裝至容器並暫存於容器暫放區，等待取樣偵檢核種分析結果，貯庫廢金屬減量作業流程可參考圖 4.12，作業過程須遵守本院

「核能研究所輻射防護計畫」、「核能研究所共通性輻射防護作業程序」及「化工組輻射防護作業程序」等相關輻射防護規定。

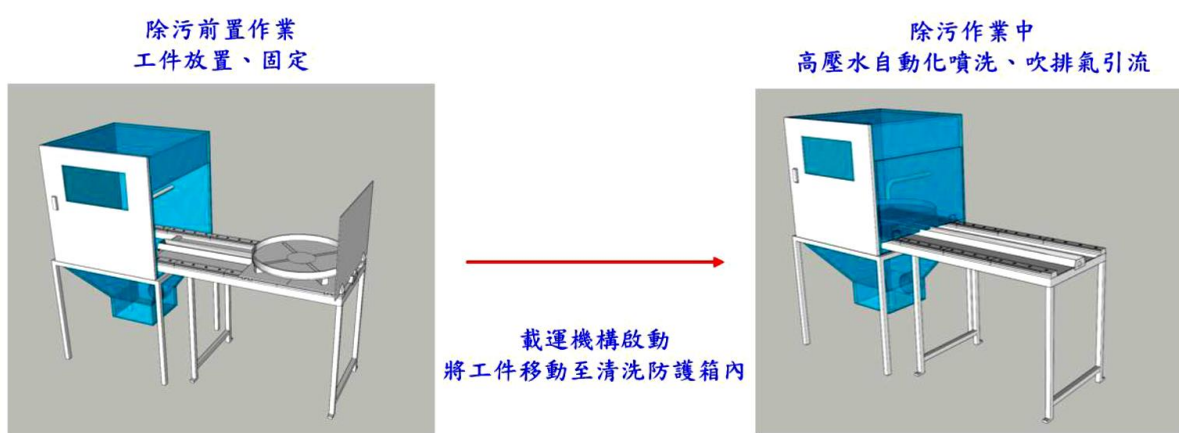


(沈允中 等，2022)

圖 4.11 (a)除污間空間配置；(b)除污作業動線規劃

以 55 加侖桶裝有金屬廢棄物，運至除污間高壓水除污整檢區，將具有大面積平整表面之金屬板挑選出來，篩選過的金屬板則進入半自動高壓水噴洗處理區進行除污程序，除污完畢的金屬板統一收集並放置於廢棄物容器暫存區，即完成半自動高壓水除污流程；較不規則形狀之金屬廢棄物則經適當切割成平整表面，再進半自動高壓水除污設備進行除污作業，除污完畢的金屬廢棄物統一收集並放置於廢棄物容器暫存區，等待取樣偵檢核種分析結果。本設備建置於半自動高壓水噴洗處理區(隔離帳篷內)，其

整體操作流程如圖 4.12 所示，將工件放置於載運機構托盤，並啟動電磁鐵固定工件，啟動載運機構，沿滑輪軌道移動至定點，利用吹/排水霧氣系統、托盤旋轉機構、噴頭清洗，完成單面噴洗程序；控制關閉噴頭清洗、旋轉機構，載運機構退回原位，關閉電磁鐵後再進行工件翻面，工件翻面後，重複上述流程，高壓水噴洗完畢後，控制載運機構退回原位，取出工件，並進行初步偵檢量測作業，達標準之金屬廢棄物則盛裝至容器並暫存於容器暫放區，若未達標準，再進行一次高壓水噴洗除污作業。



(陳茂維 等，2022)

圖 4.12 半自動高壓水噴洗處理流程示意圖

表 4.1 半自動高壓水除污與人工操作高壓水除污之差異

	半自動高壓水除污	人工操作高壓水除污
操作壓力(psi)	28,000~35,000	15,000~20,000
操作時間(sec)	90~120	240~300
水柱除污距離(mm)	20~30	50~80
除污方式	將污染工件放置於載運機構托盤，利用吹/排水霧氣系統、托盤旋轉機構、噴頭清洗，完成單面噴洗程序。	機械固定污染工件，人工手持高壓水噴嘴，針對表面區域施以高壓水噴洗。
除污性能	半自動高壓水噴洗工件污染位置噴除深度較深，DF 值較高。	人工手持式操作高壓水噴洗工件噴洗污染位置較不易固定，高壓水噴洗消除深度較淺，DF 值較低。
除污產生二次廢棄物情況	半自動高壓水噴洗除去較多表面物質，導致產生粉塵質量較多，噴洗較短，產生廢水較少。	人工手持式操作高壓水噴洗除去較少表面物質，產生粉塵質量較少，噴洗較長，產生廢水較多。

五、蒐集及研析國際間廢射源安全管理資訊

放射性密封射源通常裝在筆或手指大小的不銹鋼膠囊，含數百種放射性元素(如銥、鐳)或其同位素，含有放射性物質但不含輻射，放射性密封射源本體具氣密設計且非常耐用，用於衛生部門、工業、軍事和大學研究，放射性密封射源外觀特徵如圖 5.1。射源生命週期的適當管理措施：射源進口至國內、出口回原始製造商、置於中間深度鑽孔的最終處置。放射性密封射源已普遍使用超過100年，密封性射源增進人類福祉，改善數百萬人的生活，但非所有射源許可持有者，執行妥善管理密封性射源。射源的整個生命週期，需處理且控制放射性，密封性射源濫用會導致傷害、死亡與恐慌。

放射性密封廢射源評估最適管理模式，如返回供應商、再利用、回收、遣返或處置。廢射源運送給供應商：射源供應商指被許可委託設計、製造、生產或建造利用射源的法人，其可以針對廢射源進一步再利用、回收、貯存或處置。廢射源遣返：通常由政府資助廢射源返回或發送給政府所有；廢射源最終處置：廢射源放置於適當設施，包括近地表、地質處置設施與鑽孔處置，且廢射源不打算回收，及屬施以最終處置管理；放射性密封廢射源壽命終止管理計劃對於降低總體安全風險至關重要，最好做法為採購射源時開始規劃(包括行政和財務)。



(Hasan, A., et al., 2004)

圖 5.1 放射性密封射源外觀特徵

5.1 埃及廢射源管理(Management of radioactive disused sealed radioactive sources in Egypt)

埃及政府為保護人類健康和環境免受管理不善密封源的影響，衛生部 (Ministry of Health, MOH) 與埃及原子能機構 (Egyptian Atomic Energy Authority, EAEA) 共同開發，管理埃及放射性密封源從開始運用至失能封存(從搖籃到墳墓)，綜歸採取步驟：提高公眾意識、提供教育和培訓、提高應急能力、開發永久性處置設施與國際原子能機構(International Atomic Energy Agency, IAEA)密切協調(Hasan, A., et al., 2004)。埃及放射性廢棄密封射源管理如圖 5.2，收集過期密封性射源資料，建立回收射源數據庫，同步翻新與認證回收射源產業，審查國際慣例的處置選址標準，執行廢射

源選址，再經許可建造與運營設施如圖 5.3，另外需具備個人除污防護設備，設置路障和其他一次性材料，以因應緊急情況。



(Hasan, A., et al., 2004)

圖 5.2 埃及放射性廢棄密封射源管理

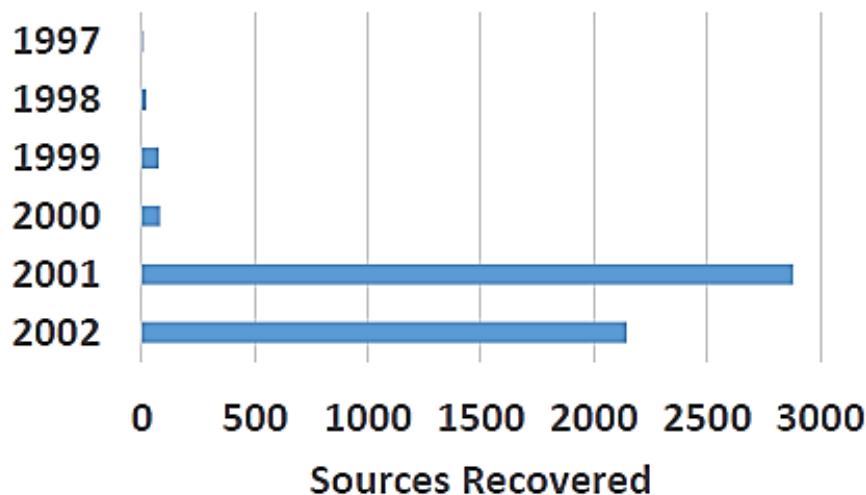


(Hasan, A., et al., 2004)

圖 5.3 放射性密封射源管理設施

5.2 美國廢射源管理(Management of disused radioactive sealed radioactive sources in the United States)

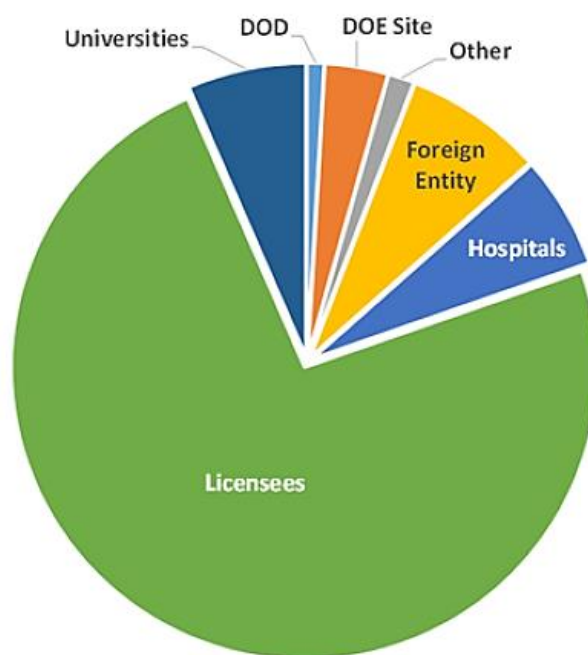
美國放射安全辦公室(Office of radiological Security, ORS)任務處理放射性廢棄密封射源，移除其所構成對國家安全、公共衛生和健康的潛在風險。1994年，明定當放射性密封源使用生命週期結束，後續管理需符合放射源回收計劃(Radioactive Source Recovery Program, RSRP)。1997年，RSRP試驗操作表明此工作項次，具安全、有效、合規與成本效益。1998年，美國能源局(DOE)提出「場外資源回收項目(Off Site Source Recovery Project, OSRP)」，OSRP由美國國家核安全管理局(National Nuclear Security Administration, NNSA)贊助，OSRP由十幾位全職專家組成，執行廢射源回收、廢射源識別、廢射源封裝、交通運輸、保健物理、輻射防護等處理(Cocina, F. 2020)。1997年9月至2001年9月，OSRP共處理1,599廢射源，2001年以來，OSRP平均每年處理2,100個廢射源，處理量如圖5.4 (Cocina, F. 2020)。



(Cocina, F. 2020)

圖 5.4 1997 年至 2002 年 OSRP 之放射性密封廢棄射源處理量

密封性射源主要應用於工業設備(水分密度、測厚儀)、醫療器械(血液輻照器、放射治療、核醫學)、研究設施、大學、核電站等。OSRP、美國核能管理委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)與協議州許可機構合作，如私營公司、大學、醫院和其他政府單位。對於國際回收任務，OSRP 與外國來源所有者合作，並直接聯繫其美國內監管機構。OSRP 已成功在美國核能發電廠、DOE 暨 NNSA 設施、軍事基地、海軍造船廠、商業與工業場所，以及多個外國單位，展開廢射源場外處理，因每個地點皆不同，施用方法具個別差異，實施射源封裝，達符合控制措施，並與射源之擁有者與許可證持有者合作執行。截至 2020 年，來自所有美國 50 州與全世界共 27 個國家，OSRP 已處理超過 43,000 件廢射源，共計超過 135 萬居里，OSRP 處理廢射源來源與射源比例如圖 5.5 與圖 5.6，針對不同射源分類彙整如表 5.1 (Cocina, F. 2020)。



(Cocina, F. 2020)

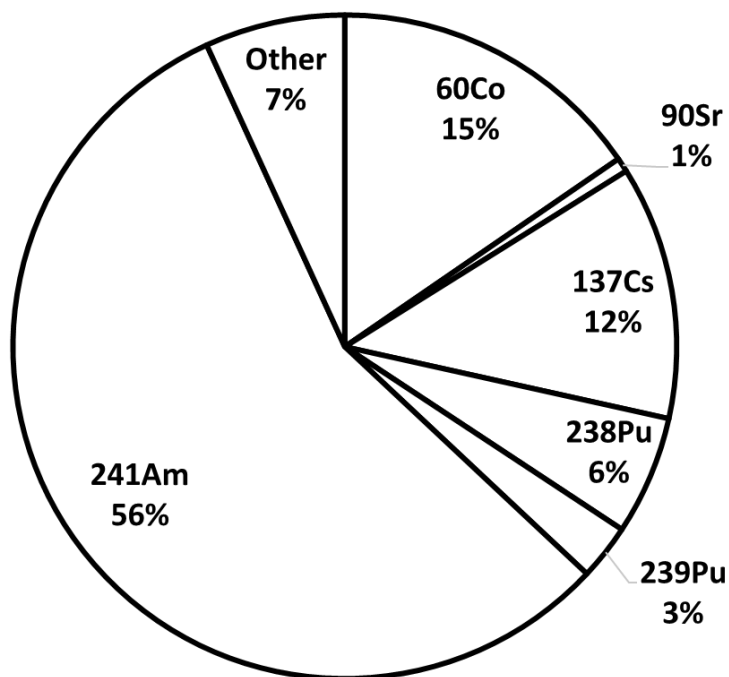
圖 5.5 統計至 2020 年 OSRP 處理廢射源之來源

(圖內文字：Drilling rig 鑽機；Waste Disposal Zone 廢棄物處置區；
Deep geological formation for nuclear waste disposal 用於核廢棄物處
置之深層地質構造。)

表 5.1 統計至 2020 年 OSRP 處理廢射源之彙整表

Isotope	Sources Recovered	Curies Recivered
^{60}Co	6,741	340,931
^{90}Sr	303	640,567
^{137}Cs	5,404	333,862
^{238}Pu	2,537	16,118
^{239}Pu	1,186	1,337
^{241}Am	24,557	17,519
All Others	2,986	399

(Cocina, F. 2020)



(Cocina, F. 2020)

圖 5.6 統計至 2020 年 OSRP 處理廢射源之射源比例

由設備拆解取出廢射源，其序列經過驗證，廢射源依據處置場所的廢棄物驗收標準，核准處置配置封裝如圖 5.7。



(Cocina, F. 2020)

圖 5.7 廢射源處理程序

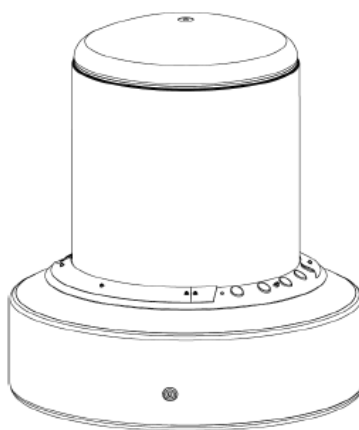
(圖內文字：Devices are disassembled and sources removed 設備被拆解並移除射源；source serial numbers are verified 驗證射源序號；Sources are packaged in approved disposal configurations according to the wastes acceptance criteria (WAC) of the disposal site 根據處置場廢棄物接受標準(WAC)核准處置配置封裝射源。)

2009 年，NNSA 與 OSRP 研究兩式 B 型集裝箱。435 B，一種較小封裝容器如圖 5.8 與圖 5.9；380 B，較大封裝如圖 5.10。

基於先前認證容器：

- 設計標準/條件(Cocina, F. 2020)：
 - 正常運輸條件(Normal Condition of Transport, NCT)和假設事故條件(Hypothetical Accident Conditions, HAC)；
 - 卡車、鐵路、輪船、航空運輸；
 - 外部尺寸：高82” x外徑(OD) 70” ；
 - 內腔尺寸：高60” x 內徑(ID) 43” ；
 - 重量10,100磅 (4,581 kg)。
- 用於運輸標準/條件(Cocina, F. 2020)：
 - Cs-137或Co-60屏蔽設備，最大重量3,505磅；
 - Cs、Sr、Ir、Se、Ra、Am、Pu與中子源，認證製造貯存容器。

435-B Design



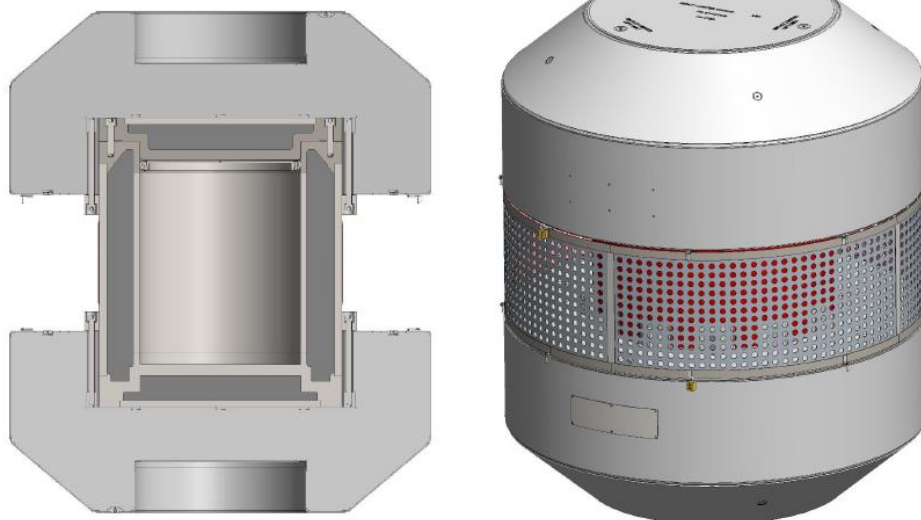
(Cocina, F. 2020)

圖 5.8 廢射源集裝箱 435 B 示意圖



(Cocina, F. 2020)

圖 5.9 測試廢射源集裝箱 435 B



(Cocina, F. 2020)

圖 5.10 廢射源集裝箱 380 B 示意圖

由於美國現行立法限制，《土地撤回法(Land Withdrawal Act)》解釋僅包括美國原子能防禦所致放射性廢棄物，其不包含回收外國來源的密封性射源，因此估計有 39,000 件 Am-241 廢射源，美國國家核安全管理局無法回收和處置，其中有 7,500 件已達其工作壽命終點。因沒有處置途徑，用戶必須無限期存放這些廢射源，這會產生額外盜竊或丟失風險。2025 年，廢射源數量預計增長至 20,000 個，NNSA 預計每年處置約 7,500 個廢射源。



(Norris, S., et al., 2020)

圖 5.11 美國、國際原子能機構與合作夥伴的廢射源管理

(圖內文字：Welder 焊工；Robot and Gripper 機器人與夾爪；LTSS Long Term Storage Shield 長期儲存屏障。)

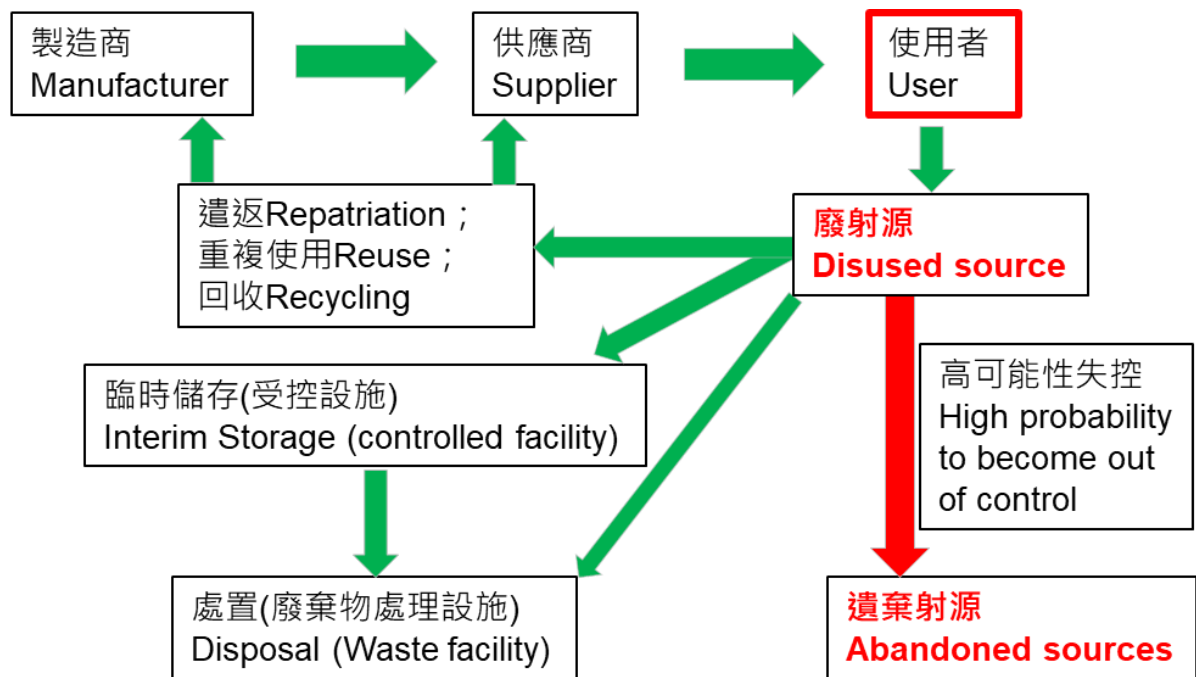
2011 年美國國家核安全局(National nuclear security administration, NNSA)要求成立之廢射源工作組(Disused sources working group, DSWG)，於 2014 年 3 月發布報告，含 24 項廢射源管理及處置改進建議，發現廢射源尚具許多有益用途，絕大多數廢射源皆獲得適當管理，執照持有人因高成本、缺乏運輸容器成本，以及其他因素，而不願重新使用、回收或處置廢射源。DSWG 建議應考慮改進規範、增強財務保證要求、限制法規訂定一般許可與儲存時間、執照持有人於購買前需獲得更完整資訊，因應整個射源生命週期。2015 年輻射控制方案總監會議(Conference of radiation control program directors, CRCPD)調查確認並協助完善 DSWG 建議，監管機構應鼓勵重複使用射源，加強監管檢查程序，包括使用狀態、應更新財務保證要求、限制許可使用活度於設備、特定更高活度射源許可需求，並應評估射源交換註冊表。另外核能管制委員會(Nuclear regulatory commission, NRC)需改進監管方面，發揮主導作用(Slosky, L. C. 2018)。

5.3 德國廢射源管理(Management of radioactive disused sealed radioactive sources in Germany)

德國對廢射源管理採取嚴格措施，確保其對人類和環境影響最小化，德國廢射源管理措施：

- 法規與標準：德國已制定相關法規與標準，規範廢射源管理，內容涉及回收、貯存、監測等方面，各相關機構及人員皆須遵守；
- 回收和處理：德國鼓勵回收或處理廢射源，減少環境影響，回收通常由專門機構執行，並按照國家和國際標準進行處理；
- 長期貯存：無法回收的廢射源，可能會被轉移至特定長期貯存設施。這些設施必須符合嚴格的安全標準，提供高水平輻射屏蔽和防護，確保長期安全管理；

- 放射性廢棄物管理：無法回收或處理的廢射源，德國採取措施確保，廢射源列於放射性廢棄物管理體系的安全處置，此涉及放射性廢棄物的封裝、標記和定位，以及在專門設計場所儲存或處理；
- 監測與檢測：貯存設施需要進行定期輻射監測和檢測，以確保輻射水平符合法規要求。包含安裝並維護輻射監測設備，並對周圍環境、工作人員與公眾進行輻射監測。



(Dollan R., et al., 2014)

圖 5.12 德國廢射源管理模式

廢射源返還於設備製造商或射源製造商，並直接交付處理費用，射源製造商有義務接收臨時貯存廢射源，直到廢射源最終處置。

5.4 加拿大核安全委員會廢射源(孤兒射源)計劃(Canadian nuclear safety commission disused radioactive sources program)

2009年6月加拿大核安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)建立廢射源(孤兒射源)回收計劃，核物質監管局(Directorate of nuclear substance regulation, DNSR)對廢射源監管進行全面審查，IAEA行為準則含廢射源控制條款。2000年加拿大發布核管制法規《核安全與控制法》，保護加拿大人民健康及環境安全，並遵守加拿大國際承諾和平利用核能。加拿大核物質監管局(DNSR)負責於2010年實施該計劃，計畫執行項次：

- 發布資訊手冊和海報；
- 繼續預防控制措施(如許可、來源追蹤)；
- 制定有關廢射源識別、恢復和處置指南；
- 若加拿大核安全委員會接管，將提供回應財務資源。

目前已經建立宣傳、溝通和預防措施，若加拿大核安全委員會經費用於處理廢射源，CNSC 將提供協助，幾乎所有廢射源已追溯所有者，目前為止加拿大核安全委員會廢射源處置成本非常低，每案例 2,000 至 4,000 加元。

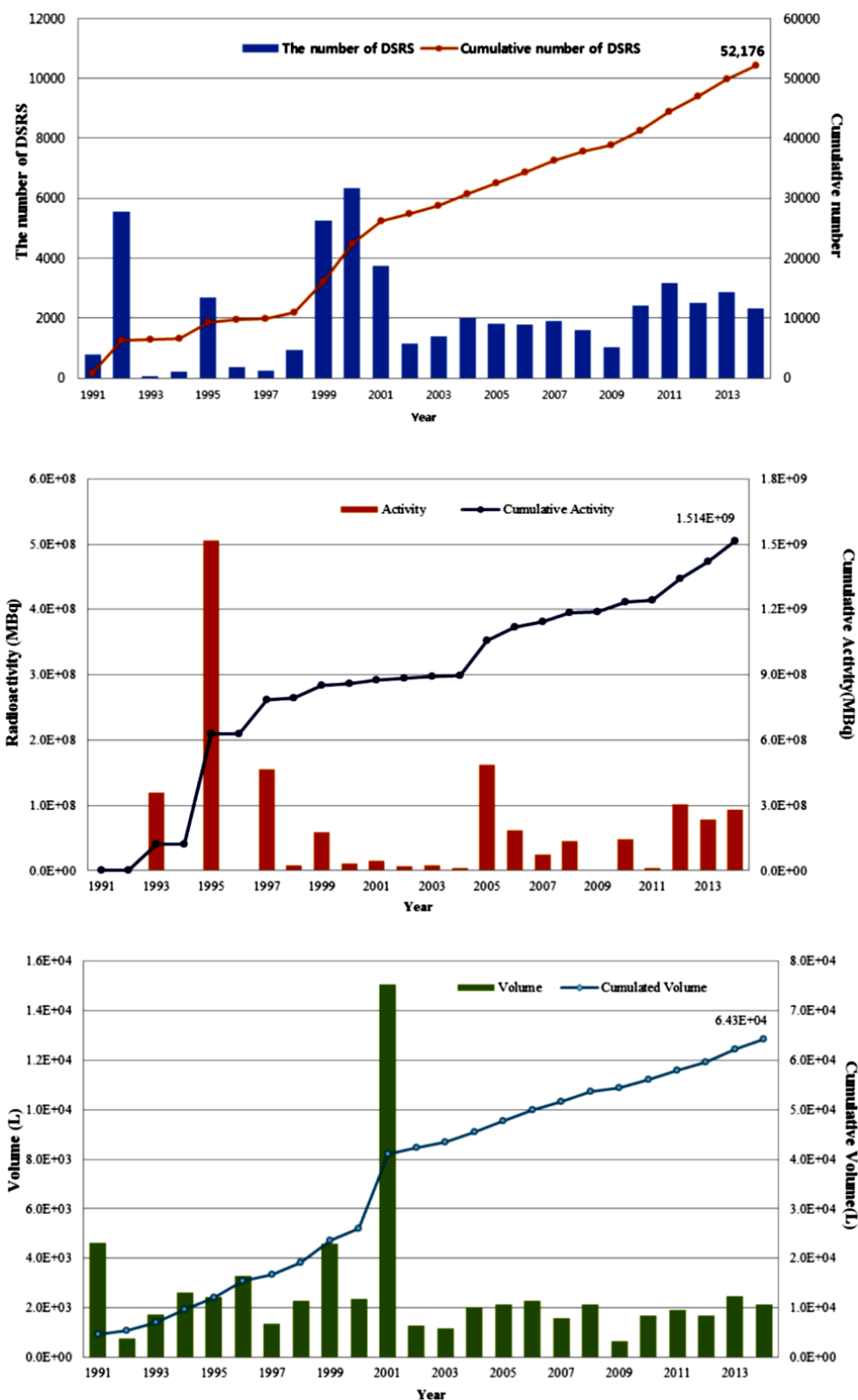
5.5 南韓廢射源特徵分析及優化管理方案 (Characteristic analysis and optimum management plan of disused sealed radioactive sources in Korea)

目前大部分在韓國產生的廢射源(Disused sealed radioactive source, DSRS)都存放在韓國放射性廢棄物機構(Korea Radioactive Waste Agency, KORAD)的臨時儲存設施。2015年7月，首次將七個DSRSs，含四個Ni-63核種的盒子，轉移至慶州岩洞型處置設施。KORAD預計將平均每年接受33桶接收DSRSs，因此應盡快根據處置設施的建設和運營計劃，制定未來DSRS處置規劃。由於DSRSs具多樣化特性，應考慮國內處置環境和廢射源特性，優化處置方法。根據DSRS特性與相關法規要求，提出DSRS處置之最佳管理計劃建議。1991年至2014年間，大多數DSRS來自工業組織，佔總體積約87.5%。其次是醫療機構，其次是公共機構、研究機構、教育機構和軍事機構，共產生34種廢射源，依半衰期分類：

- 放射性核種半衰期少於 30 年 (23 種)： ^{210}Bi 、 ^{125}I 、 $^{124}\text{Sb/Be}$ 、 ^{192}Ir 、 ^{75}Se 、 ^{210}Po 、 ^{153}Gd 、 ^{68}Ge 、 ^{57}Co 、 ^{109}Cd 、 ^{134}Cs 、 ^{22}Na 、 ^{147}Pm 、 ^{252}Cf 、 ^{55}Fe 、 ^{60}Co 、 ^{133}Ba 、 ^{85}Kr 、 ^3H 、 ^{152}Eu 、 ^{244}Cm 、 ^{90}Sr 、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ；
- 放射性核種半衰期大於 30 年(9 種)： ^{137}Cs 、 ^{63}Ni 、 ^{241}Am 、 $^{241}\text{Am/Be}$ 、 ^{226}Ra 、 $^{226}\text{Ra/Be}$ 、 ^{14}C 、 ^{235}U 、 ^{238}U ；
- 混合放射性核種(2 種)： ^{60}Co 和 ^{90}Sr 。

這些 DSRS 有 7 種放射性核種為 α 射源，包括 ^{210}Po 、 ^{252}Cf 、 ^{244}Cm 、 ^{241}Am 、 ^{226}Ra 、 ^{235}U 、 ^{238}U ，其餘放射性核種為 β 射源，另外中子源如 Sb/Be 、 Am/Be 和 Ra/Be 。大多數 DSRS 為固體形式，部分 DSRS(如 ^{85}Kr 和 ^3H)需於不可破壞和不易腐蝕的封存材料容器。統計過去 24 年(1991~2013)，DSRS 總數量為 52,176(如圖 5.13)， ^{192}Ir 36,382 件，佔 69.7%， ^3H 佔 10.5%，其次

為 ^{147}Pm (3.9 %)、 ^{241}Am (3.7 %)、 ^{60}Co (3.3 %)、 ^{137}Cs (2.5 %)、 ^{147}Pm (1.7 %)、 ^{85}Kr (1.0 %)、 ^{226}Ra (0.9 %)、 ^{90}Sr (0.7 %)。依放射性而言，截至 2014 年，總放射性活度估計為 $1.514 \times 10^9 \text{ Bq}$ 。 ^{137}Cs 放射性活度最高，約占總活度 59.3 %， ^{60}Co 佔總活度 37.5%，其次為 ^{241}Am (2.0 %)、 ^{85}Kr (0.6 %)、 $^{241}\text{Am/Be}$ (0.2 %)、 ^{226}Ra (0.1 %)、 ^{63}Ni (0.09 %)、 ^{90}Sr (0.04 %)、 ^{147}Pm (0.04 %)、 ^{244}Cm (0.02 %)。DSRS 總體積(包含儲存容器)為 $6.43 \times 10^4 \text{ L}$ ，其中 ^{60}Co 佔 55.1%，其次為 ^{137}Cs (16.8 %)、 ^{192}Ir (9.8 %)、 ^{57}Co (4.9 %)、 $^{241}\text{Am/Be}$ (3.6 %)、 ^{85}Kr (2.1 %)、 ^{226}Ra (1.6 %)、 ^{63}Ni (1.5 %)、 ^{241}Am (1.4 %)和 ^{147}Pm (0.8 %)。總結而論， ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{192}Ir 、 ^{241}Am 和 $^{241}\text{Am/Be}$ 佔前五名，應重視管理 DSRS 之這 5 種放射性核種。 ^{192}Ir 主要用於工業領域之放射照相，然而其半衰期較短，導致 ^{192}Ir 廢射源最多。 ^{137}Cs 亦用於工業測量，但具有較長半衰期，其放射性相對較高。 ^{60}Co 用於各個領域，如無損檢測、食品殺菌、工業測量等，特別於伽馬照射設施(100,000 Ci)使用大量 ^{60}Co ，DSRS 總體積很大比例為 ^{60}Co 廢射源。



(Kim J., et al., 2017)

圖 5.13 南韓 1991 至 2014 年廢射源數量(上)、放射性活度(中)與體積
(下)之變化

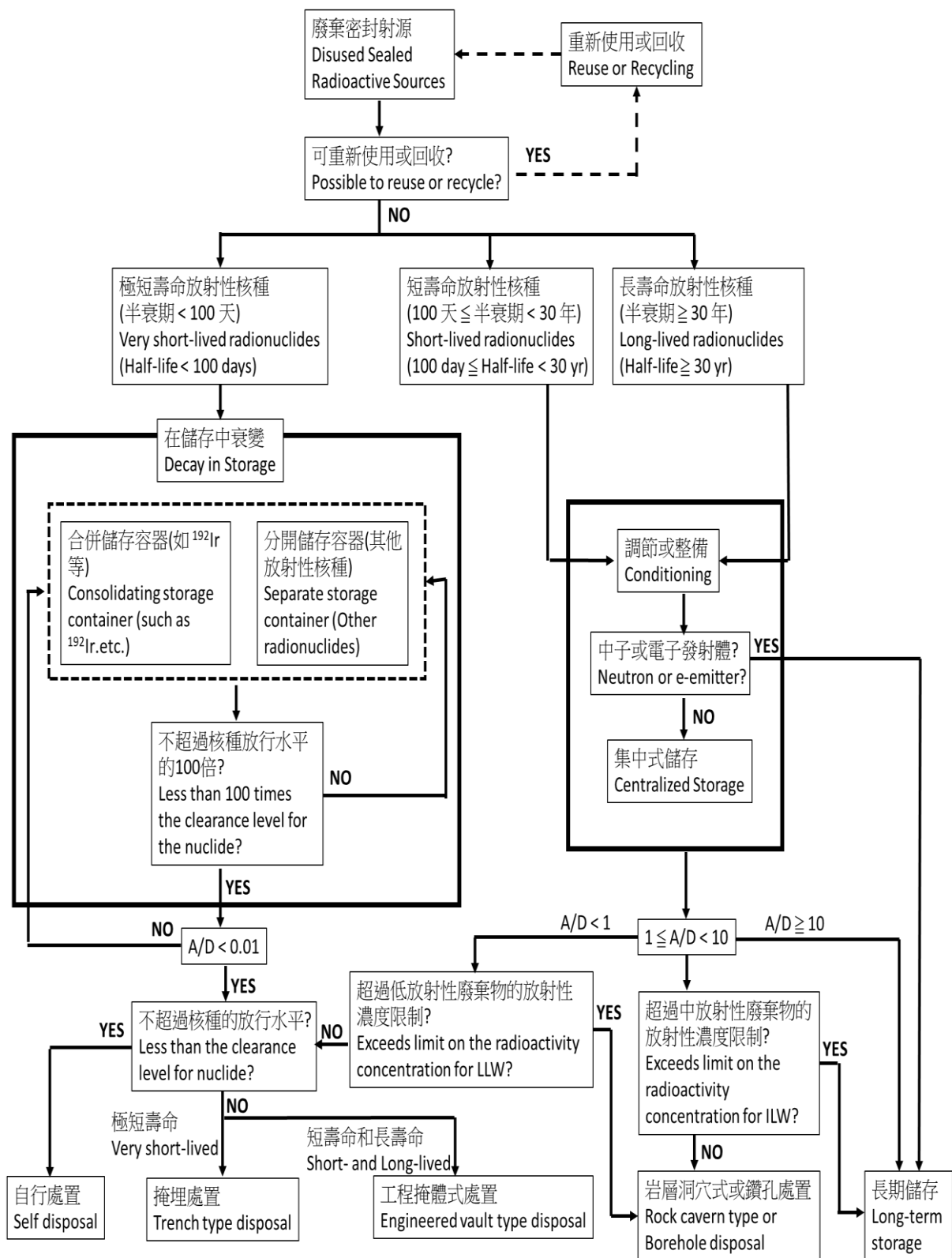
(圖內文字：The number of DSRS DSRS數量；Cumulative number of DSRS 累計DSRS數量；Cumulative number 累計數量；Year 年份；Radioactivity (MBq) 放射性(MBq)；Activity 活度；Cumulative Activity 累計活性；Volume (L) 體積(升)；Cumulative Volume (L) 累計體積(升)。)

2006 年國際原子能機構(IAEA)提供有關輻射發生器和密封射源的安全指南，2014 年 IAEA 發表關於廢射源管理之全面指南。對於特定射源管理選項取決於幾個因素，如活度、同位素成分、半衰期、購買狀況和物理狀況。廢射源一般管理選項，包含轉交給其他用戶、返還給供應商/製造商、暫存、調整、集中存儲或處置。非常短壽命核種，如 ^{32}P 、 ^{125}I 、 ^{192}Ir 與 ^{210}Po ，衰變存放後，可視為一般廢棄物進行處置。所有選項應事先獲得許可並進行安全分析，低活性和短壽命射源適合進行近地表處置，但由於可能在局部區域較高活度，會被接受標準所拒絕。如果長壽命廢射源活度超過近地表處置之接受標準，鑽孔處置設施可能是適合深地質處置廢射源。IAEA 根據 A/D 標準化比值，該標準化比值指放射性核種特定活度(A)除以射源半衰期(D 值)，廢射源分為五類系統，A/D 比值代表廢射源對工人和一般公眾的潛在風險。DSRS 管理方法取決於其放射性特性和衰變狀態。根據 IAEA 分類，DSRS 劃分為五個類別，A/D 值(活性/半衰期)衡量其衰變程度之指標。對於 IAEA 類別第五類廢射源(即 $A/D < 0.01$)，建議採用退役儲存的方式保存，可根據國內法律和技術標準的放射性物質清除水平進行清除或掩埋式處置。原則上，只要滿足免除或排除的法律要求，DSRS 可以通過普通垃圾填埋場，進行清除以免除監管控制。但應謹慎考慮在填埋場處置 DSRS，以確保公眾接受。對於廢射源衰變時間短暫(100 天<半衰期<30 年)或長期存在(半衰期>30 年)，經過包裝後處於暫存狀態，在此過

程中，由於 DSRS 之 α 放射線發射源釋放至生態系統，可能引起重大後果，因此合理做法是將其排除在處置範圍之外，並隨後通過長期儲存再進行包裝處理。建議根據國內法律和技術標準，設定 A/D 值與放射性活度限值，採用以下處置方法：

- IAEA 分類第一類和第二類廢射源($A/D > 10$)：長期儲存；
- IAEA 分類第三類廢射源($1 < A/D < 10$)：根據中等水平廢棄物 (Intermediate-Level Waste, ILW) 放射性活度限制之確定處置方法，該限制代表可允許岩洞型處置活度；
- IAEA 分類第四類和第五類廢射源($A/D < 1$)：根據低水平廢棄物 (Low-Level Waste, LLW) 放射性活度限制之確定處置方法，該限制代表可允許工程堡穴型處置活度。

根據核安全保障委員會(Nuclear safety and security commission, NSSC)說明，基於放射性核種濃度進行分類自核設施產生放射性廢棄物，處置策略為溝槽類型處置、工程隱蔽式處置、岩石洞穴式處置和深地層處置，對於不可重複使用或回收 DSRS，將根據廢射源核種半衰期採用不同程序，詳細請參考圖 5.14。對於廢射源半衰期非常短的放射性核種(半衰期 <100 天)，其包裝後被放置在整合或單獨的存儲容器進行衰變儲存，直到相應放射源之比活性小於許可清除 100 倍。隨著密封性射源使用越來越廣泛，韓國越來越重視廢放源管理實踐的必要性，DSRS 三個重要管理方面，包括放射性核種半衰期、射源活性與 D 值比例，以及韓國法規中指定活度限制，被綜合納入考慮。雖然濃度限制與處置設施的接受標準有關，但符合接受標準的高水平 DSRS 處理和條件化過程，所提出的管理程序可應用於所有南韓國內廢射源，目前這些 DSRS 正暫時儲存在 KORAD 臨時儲存設施。



(Kim J., et al., 2017)

圖 5.14 南韓廢射源之最佳管理程序

5.6 挪威廢射源管理(Management of disused radioactive sources in Norway)

挪威《輻射防護規定》規定處理射源之監管方面，該法不包含廢棄物處理，廢射源由《污染控制法》與廢棄物規定涵蓋，此規則將非常低、中等和高活性之射源與廢射源管理述明：

- 使用高活度密封射源前，需經挪威輻射與核安全局(DSA, Norwegian radiation and nuclear safety authority)授權，高活度密封射源被定義為活度豁免值 200 萬倍。
- 使用中等活度射源(超過豁免值但不超過該值 200 萬倍)，必須向 DSA 發送通知，而這些射源通常用於工業測量儀器；
- 對於低於監管豁免水平之低放射性射源，不需要授權或通知；
- DSA 保留超過豁免水平的密封射源電子記錄，含用於工業放射線測量、工業測量儀器、油氣井測量、醫療治療之密封射源。密封射源資訊存儲於註冊表，使得射源所有者與使用者，能夠直接通過電子方式向 DSA 進行通知；
- 所有者和使用者也可以註冊、檢查和驗證，與其企業的相關資訊；
- 2011 年《輻射防護規定》開始生效，所有進出口 IAEA 第 1 類和第 2 類射源，均需 DSA 授權；
- 中等與高活度射源之分銷商，需得到 DSA 授權，當 DSA 為該公司發放購買、銷售、租用或使用密封射源之許可證，並要求廢射源須返回至製造商。然而若挪威國內執照持有人，沒有合適之選擇，該廢射源將被送至能源技術研究所(IFE, Institutt for energiteknikk)處理，聯合儲存與填埋低放射性廢棄物和中放射性廢棄物(KLDRA, Kombinert lager og deponi for lav- og middels

radioaktivt avfall) Himdalen 進行儲存或處置。

當執照持有人申請執照時，通常不需要提供設施退役與處理廢射源財務保證，由執照持有人負責廢射源安全處理及最終返回到製造商，若不易返回製造商，則應於 KLDRA Himdalen 處置。若執照持有人面臨財務困難或倒閉，則廢射源安全處理將根據具體情況逐案處理，DSA 可能會負責處理該射源。處理廢射源，需要遵守安全預防措施；實施廢射源回收，代表會被重新出口至國外製造商，或者如果不可能執行重新出口，則送至 IFE Kjeller 進行處理，然後儲存或送至 KLDRA Himdalen 處置，若該廢射源符合廢棄物接受條件，適用與其他放射性廢棄物長期儲存設施之監管要求。

IFE為挪威唯一射源生產商，由DSA根據《輻射防護法》及相關規定給予生產許可，此項生產射源許可證為核設施運營的一部分。該許可證包含輻射防護要求，作為射源分銷商，IFE被要求向DSA提供年度報告，詳細說明射源買家姓名等資訊。IFE於JEEP II挪威反應堆生產射源，鑒於JEEP II的永久停機，這項射源生產已停止。挪威政府允許根據具體情況，重新進口廢射源，若挪威產製儀器含密封射源，其由第三國生產，若重新進口比取出射源並返還給第三國較優，則允許重新進口射源至挪威。在挪威已識別出孤兒射源，如射源被拆除或送往其他公司而沒有適當通知，若發現廢射源，DSA將試圖找到所有者，並且在適時向警察報告，無論為故意或疏忽，警察將考慮起訴與進一步措施。如果找不到所有者，DSA會確保將該源妥善處理為放射性廢棄物。挪威與俄羅斯聯邦之間，Storskog邊境口岸，自2004年設有監測窗口，挪威海關更在國內配備便攜式測量設備，部分機構(如沿海警備隊與民防組織)也有類似手持設備，DSA協助這些機構，處理大多數放射性廢金屬或可能意外接收受污染廢棄物的私營公司，將其送往鑄造廠或熔化前，以檢測器測此類廢射源，此種方式已檢測到數件遺忘的孤獨射源。

表 5.2 挪威處理廢射源之政策規劃

(Norwegian Radiation and Nuclear Safety Authority, 2020)

長期管理政策	經費來源	現行作法/設施	未來規劃措施
製造商回收處理，或在 KLDRA Himdalen 處置，或者在新的放射廢棄物處理設施進行處置。	使用戶或政府經費。	歸還製造商，於 KLDRA Himdalen 處置，或者儲存在 Kjeller。	需要但尚未執行： • 新創或擴展 KLDRA 計劃。 • 於處理廢核燃料和/或高放射性廢棄物的新處置設施。

5.7 英國廢射源管理(Management of disused radioactive sources in the UK)

孤兒射源(orphan source)是指未受到監管控制之放射性射源，可能是因為該源從未受到監管控制、被遺棄、遺失、錯放、被盜或未經適當授權轉移。可能產生罕見遺漏的廢射源原因：

- 射源使用監管控制前，發現歷史性放射性材料，如二戰時期鐳基螢光塗料之座艙儀表盤；
- 射源擁有者破產而導致遺棄廢射源；
- 故意或無意使用不適當的處置路徑，如將廢射源與其他金屬一起丟棄於拆船場。

英國政府目標盡可能防止產生孤兒射源，使用射源生命週期的管理方法，旨在最大程度降低射源失去監管控制並變成孤兒射源之風險。英國施行之廢射源管理政策：

- 發現孤兒射源時，該射源將受到控制、回收，必要時執行處置；
- 若在英格蘭、威爾士或北愛爾蘭，認為可能發現廢射源，應該通知相關環境機構、地方政府或警察。如在蘇格蘭應通知蘇格蘭環

境保護局(SEPA, Scottish environment protection agency)或警察；

- 因正常業務關係，營運商可能會發現孤兒射源，應安排管理這些射源，以符合環境機構之許可或通報要求；
- 英國政府和各地方政府將繼續與相關行業合作，提高對廢射源潛在健康與安全風險意識，特別是鼓勵在高風險區域(如拆船場)檢測潛在廢射源。

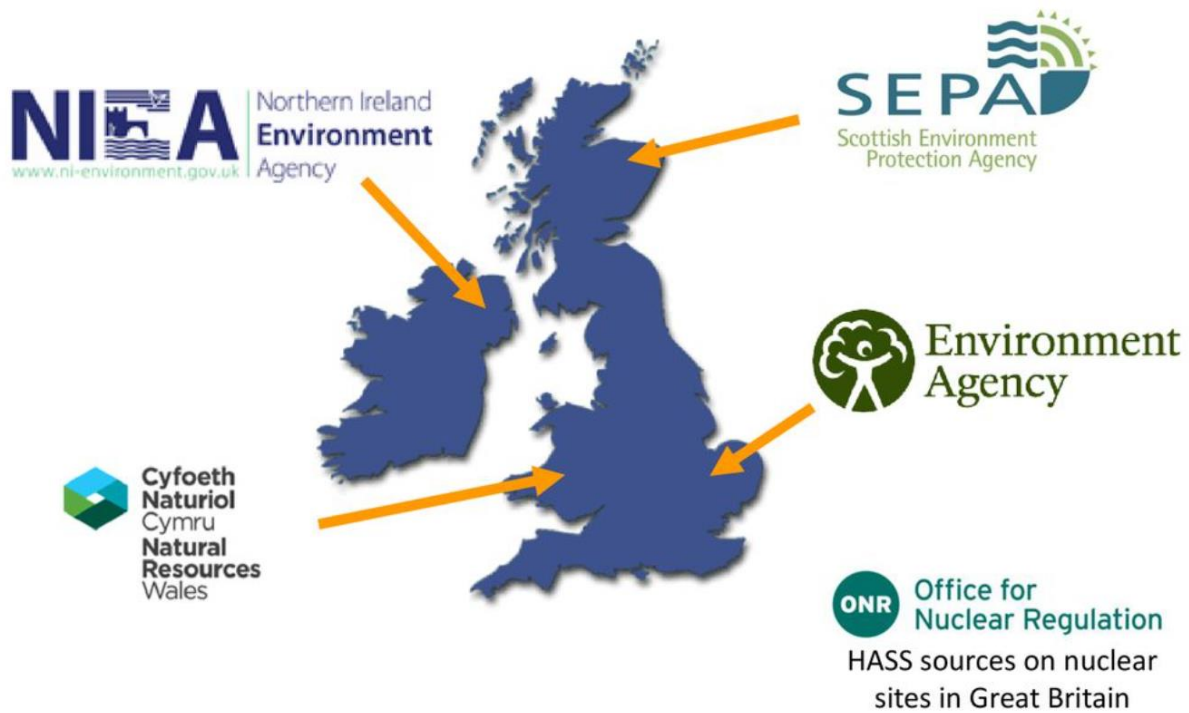
英國邊境部隊和內政部聯合執行「Cyclamen 計劃」，該計劃在英國反恐戰略(CONTEST, UK's strategy for counter terrorism)範圍內檢測和阻止非法進口放射性物質或核材料，也可以偶然於運輸終端發現廢射源，此射源有機會被發現在廢棄物或受污染物品。

英國政府和各地方政府制定規定，幫助確保廢射源之預防、檢測、回收和管理。相關規定為EPR1636(施行於英格蘭和威爾士)、EASR1837(施行於蘇格蘭)、RSA9338(施行於北愛爾蘭)，2005年《高活度封閉式射源與廢射源規定》以及2018年《離子輻射(含基本安全標準、雜項條款)規定》，至於孤兒射源應如何受到監管：

- 環境機構應制定計劃，確保控制和回收廢射源；
- 環境機構應發出廢射源的許可文件，以確保適當控制和回收或處置該射源；
- 於特定情況，若未能適當管理廢射源，環境機構將有權處置這些射源，並從佔用者、業主或其他負責人，收取相關收回相關成本。

除環境機構的要求和職責，涉及國家輻射事件(NAIR, national arrangements for incidents involving radiation)，允許來自醫院和核工業的志願者，向緊急服務提供快速與諮詢協助，若事件涉及回收廢射源，應對組織應自願將這些射源安全存放以待處置，以保護公眾免受廢射源輻射危害，當存在不正式應變計劃情況的輻射危害。目前審查此規劃措施

，以確保未來可持續處理 NAIR 事件，此模式得以存在，其中包含長期資費方案，用於處置 NAIR 事件的廢射源。在北愛爾蘭管理超出監管控制範圍的放射性材料，由 NIEA 安排協調(Department for energy security & net zero, 2023)。



(Streatfield, I., 2017)

圖 5.15 英國 HASS 監管機構

(圖內文字：NIEA Northern Ireland Environment Agency 北愛爾蘭環境署；SEPA Scottish Protection Agence 蘇格蘭環保署；Cyfoeth Neturiol Resources Wales 威爾斯自然資源部；Environment Agencym 英格蘭環境署；ONR Office for Nuclear Regulation HASS sources on nuclear sites in Great Britain 核規管辦公室為英國核電廠資料來源。)

為符合 2003 年 12 月 22 日歐洲原子能共同體理事會指令/122/EURATOM 第 5 條，高活度放射性源(High-activity sealed radioactive sources, HASS)持有人，必須保留所有 HASS 正式記錄，由 SEPA 代表英國主管機構維護的國家數據庫，並向適當執法機構登記 HASS。國際原子能總署(IAEA)於 2017 年 3 月 20 日至 23 日舉辦國家輻射源登記工作坊。此外 HASS 使用者需通知相關執法機構情況：

- 獲得使用新 HASS；
- 將 HASS 轉讓給其他使用者；
- 將 HASS 退還給製造商；
- 將 HASS 轉移到認可設施進行長期儲存。

英國監管機構瞭解 HASS 廢棄物與廢射源處置與回收設施，並使用庫存資訊，知道正在使用哪些類型的 HASS 和數量，查看英國是否需要許可更多的運輸容器，以便將 HASS 和其他廢射源，移動到被認可的設施進行長期儲存，以待處置。監管計劃在個別檢查站點前，可以獲得該站點所有 HASS 清單，還可以識別那些站點持有最多 HASS，優先進行監管活動。目前大約有 70 個站點與約 400 個 HASS，此會受到 HASS 閾值變更影響(Streatfield, I., 2017)。

5.8 瑞典廢射源管理(Management of disused radioactive sources in Sweden)

根據國家法律《輻射防護法》(1988)，廢射源管理框架，採取適當措施確保，以安全管理廢射源之擁有、重複製造與處置，包括確保財務資源，並接受返還具資格接收及擁有廢射源的製造商。依該法案允許將廢射源重新進入瑞典，以返還 Cyclife Sweden AB。持牌人必須於停止封閉射源活

動時，將特定廢射源所有權轉讓給其他持牌人，以及將廢射源返還給製造商或供應商或送交處置。由於瑞典放射性廢棄物管理系統基本原則，瑞典本國產生放射性廢棄物應在瑞典處置，因此將處置廢射源僅可送往瑞典唯一認可放射性廢棄物管理設施Cyclife Sweden AB，執行處置前處理與儲存。Cyclife Sweden AB屬法國EDF公司，於2016年7月1日前為斯圖茲維克核公司(Studsvik Nuclear AB, SNAB)一部分，負責管理斯圖德斯維克之廢棄物處理設施。廢射源來自醫療用途、研究和工業放射性廢棄物，主要於放射性非核廢棄物處理設施(Treatment facility for radioactive non-nuclear waste, FR0-A; Treatment facility for radioactive non-nuclear waste, R0-A)管理。Cyclife Sweden AB每年接收約250件廢射源，尚未處理約130,000件廢棄煙霧探測器，含已拆解煙霧探測器之部分射源。每年都會發現幾件孤兒射源，這些廢射源由Cyclife Sweden AB在Nyköping附近Studsvik場址管理，目前由國家提供財務經費進行處理，迄今尚未發現遺漏之高活度廢射源。發現孤兒射源必須聯繫瑞典輻射安全局(Strålsäkerhetsmyndigheten (Swedish Radiation Safety Authority), SSM)，並申請用於安全處理和處置廢射源經費。SSM委託Cyclife Sweden AB管理和處置廢射源，Cyclife Sweden AB接受管理和處置廢射源責任時，該單位承擔廢射源所有權，該廢射源運送到Studsvik場址，此場址進行處理、條件化並存放等待處置，包括短壽命廢射源可在瑞典核燃料和廢棄物管理公司(Swedish nuclear fuel and waste management company, SKB)現有短期低放廢棄物處置設施(disposal facility for short-lived low and intermediate level waste, SFR)進行處置，如圖5.16。SFR於1988年投入運營，該設施位於結晶基岩，由四個岩石洞穴和一個筒倉組成，海底以下約50 m，容量為63,000立方米，截至2015年底已使用約38,000。為在SFR進行處置，廢射源必須滿足與短壽命低水準廢棄物標準，惟大多數廢射源，都具長半衰期特性，這些廢射源先被存放

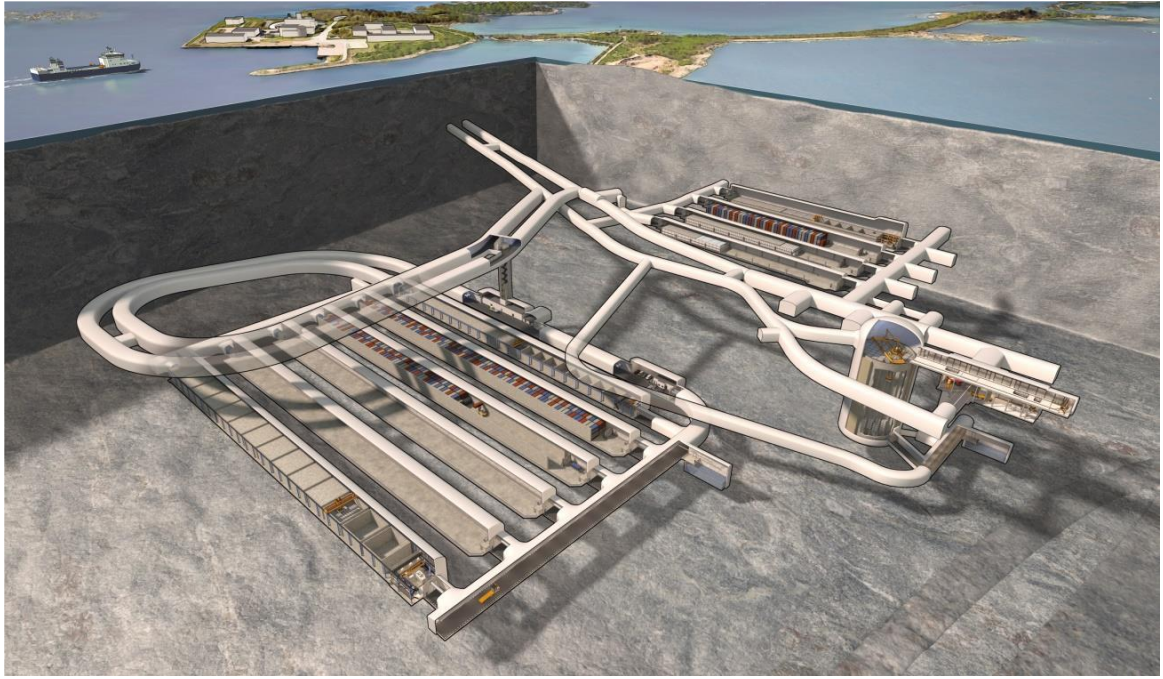
Studsvik場址，直至SKB規劃長期暨中等放射性廢棄物處置設施SFL投入運營，SKB計劃未來在SFR擴建部分處置核能發電廠退役產生放射性廢棄物，SKB在2014年提交許可申請，預計於2028年開始運營。該計劃擴建將增加設施總儲存容量，如圖5.17所示，這將使容量從目前63,000立方米增加至170,000立方米，並新增九個來自BWR反應爐壓力容器。

持牌人可通過將廢射源交付給生產者，即瑞典製造商或供應商，履行《輻射防護法》關於廢射源的安全管理與處置責任。持牌人須採取必要措施，以防止廢射源失去監管控制，然而偶爾發現孤兒射源，通常於廢鐵回收設施發現，如無法確定負責持牌人，國家將為管理廢射源與處置提供財務經費，致使支付SSM處理孤兒射源、廢射源管理與相關處置費用。迄今為止，還沒有找到孤立高活性封閉源。孤立源由Cyclife Sweden AB在Nyköping附近的Studsvik站管理。發現孤立源的人必須聯繫SSM，並申請對源的安全管理和處置提供資金。SSM委託Cyclife Sweden AB管理和處置孤立源。在Cyclife Sweden AB接受管理和處置SSM定期於研究中心、醫院和非核操作(如廢鐵回收設施)進行檢查，研究中心和醫院將對整個實踐進行檢查，包括廢棄物處理例程、存放放射性廢棄物與廢射源設施。通常在授權持有者可向SSM提出廢射源處理與後端等相關問題。



(Ministry of the Environment Sweden, 2017)

圖 5.16 瑞典短期低放廢棄物處置設施



(Ministry of the Environment Sweden, 2017)

圖 5.17 SKB 計劃未來在 SFR 擴建處置設施

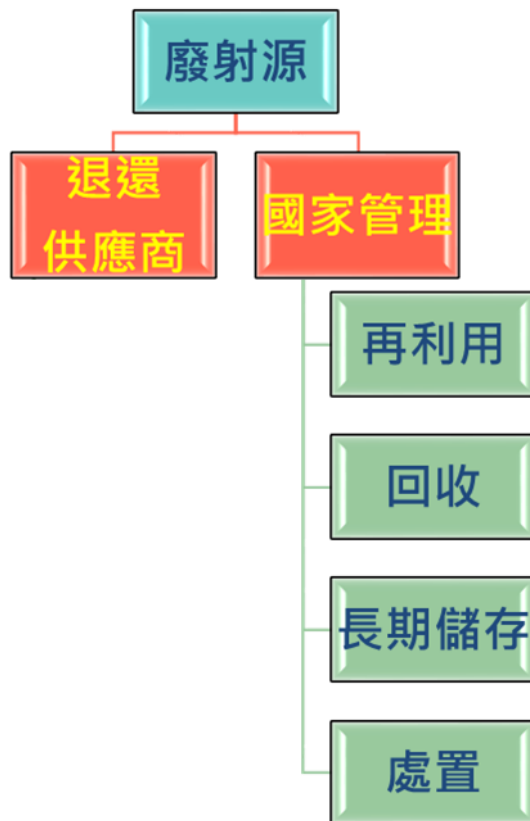
5.9 國際原子能總署(IAEA)公布管理廢射源指南(IAEA guidance on managing disused radioactive sources now available)

世界各地在醫療、工業、農業和研究等領域，正在使用數百萬件射源，這些射源於實用生命結束後，可能仍然具有放射性，因此必須確保它們受到安全管理暨保護。於2017年9月國際原子能總署(International atomic energy agency, IAEA)第61屆大會公布《廢棄放射性源管理指南》，該文件作為《放射性源安全與安全行為準則》補充指南，搭配《放射性源進口和出口指南》，IAEA之170個會員國，迄今已有137個對《廢棄放射性源管理指南》表示承諾，114個會員國對《放射性源進口和出口指南》表示承諾，確認往後將按照建議採取行動。提供指導有關使用射源之國家輻防管制政策、法規發展、協調與實施，並促進國際與區域之間合作。IAEA提供有關廢射源管理的相關資訊，包括安全措施、處理方法與最佳實踐模式，旨

在幫助國家和組織制定有效的廢射源管理計劃，確保廢射源安全處置，避免對環境與公眾健康造成潛在危害。此外該指導還包含有關分類和標記廢射源資訊，以幫助確定最適合的處置方式，IAEA還提供有關如何執行監控、記錄和報告廢射源管理，以確保實踐這些執行的監督透明性。此份指導文件為根據最新的科學和技術發展進行，並考慮不同國家和地區之特定需求與挑戰。這將有助於加強全球廢射源管理之一致性，並促進國際社會共同應對這一重要問題。國際原子能總署規管基礎設施和運輸安全部門負責人Hilaire Mansoux表示：該指南架構更嚴格之輻射安全與文化，一旦參與國將該指南建議付諸實踐，此文化將獲得更進一步加強。《廢棄放射性源管理指南》並非法律約束力文件，其描述多種處理廢射源並確保其安全的選項，概述相關各方(含監管機構)責任，強調廢射源處理為其最終管理選項，鼓勵各國制定國家政策和戰略，以安全方式管理廢射源。此指南還包含有關雙邊關係條款，對廢射源返還提供建議。國際原子能總署核材料和設施核安全部門負責人Muhammed Khaliq表示：從產生到處理，有效且持續監管和管理，至關重要於防止具有害放射性後果，一旦應用《廢棄射源管理指南》亦將加強核安全。此為全球重要的跨學科領域，需要持續進行重要研究，以尋求優化且可持續的解決方案。此外，考慮替代技術必須相關於廢射源管理因素，含廢射源應用、安全性規劃與終生管理。

國際原子能總署促進開發替代技術，這項工作需要協調多國之國際原子能總署部門，並應採取平衡與中立方法，完全歸屬該國家決定暨責任於是否在該國採用替代技術。未來展望增強服務並降低成本規劃：

- 適用於第3-5類射源之移動式工具套件；
- 鑽孔處置；
- 設立B型運輸封包之合格技術中心；
- 廢射源循環再利用。



(Roughan, K. 2018)

圖 5.18 廢射源管理選項



(Roughan, K. 2018)

圖 5.20 實踐培訓管理第 3-5 類射源(I)



(Roughan, K. 2018)

圖 5.21 實踐培訓管理第 3-5 類射源(II)



(Roughan, K. 2018)

圖 5.22 移動熱室用於移除與調節設備之高活度射源



(Gaspar, M. 2016)

圖 5.23 英國儲存廢射源於廢棄物儲存桶

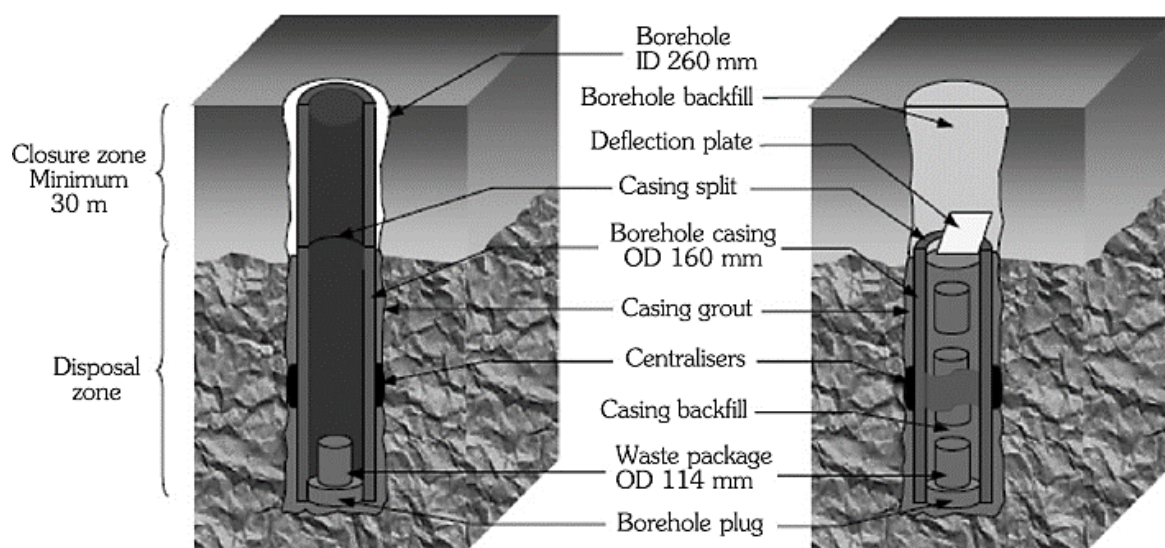
六、蒐集及研析國際間廢射源最終處置資訊

放射性廢棄物長期管理，處置為唯一最終安全解決方案(終點)，此為全球使用核能國家之共識。處置乃將廢棄物放置適當設施，而不打算取回再利用，處置也被視為幾乎完全清除任何生物循環(生物圈)之危險物質，通常固體形式廢棄物處置於合適容器，處置有助於安全處理貯存，然而將放射性廢棄物排放於外太空構想較不切實際，在穩定地質構造處置較為可行。選擇處置方案，取決於許多因素，包括技術因素，例如廢棄物特性、庫存、行政(如放射性廢棄物管理政策、國家廢棄物管理之總體處置戰略、國家立法監管要求、政治決策與社會接受度)、自然條件(如氣候條件、場地特徵)與場址可用性。本研究進行國際相關文獻分析，各節依文獻發表年度順序(較早至較近)進行討論分析。

6.1 鑽孔處置概念：坦桑尼亞處置廢密封放射源的提議方案 (Borehole disposal concept: a proposed option for disposal of spent sealed radioactive sources in Tanzania)

鑽孔處置概念(Borehole disposal concept, BDC)由南非核能公司(South African Nuclear Energy Corporation, NECSA)發起，旨在改善非洲放射性廢棄物管理。對放射性廢棄物進行地質處置時，需要保護地下水免受可能放射性污染，以及放射性核種通過曝氣帶土壤和岩石遷移到地下水。該概念涉及直徑相對較窄鑽孔(260 mm)工程設施，進行整備和安放廢棄密封放射源。坦桑尼亞運營一個放射性廢棄物管理設施，該設施貯存許多半衰期長短不一且使用過的密封性廢射源，廢棄密封射源活度範圍為(1E-6至8.8E+3 Ci)。然而，長期處置方案仍然是一個問題，Salehe and Kim (2013)建議國家採用BDC，處置庫需要土地面積有限，並且鑽孔佔地面積小，造成侵犯人類機率很小。制定放射性廢棄物管理計劃，必須保護人類和環境，

免受處置設施導致輻射風險，安全目標標準為放射性廢棄物處置之基本要求。放射性廢棄物長期管理，需要於一個系統進行最終處置，該系統防止所有形式之污染和人類接觸，最初鑽孔處理概念(BDC)由南非核能公司(NECSA)提出，並已被IAEA接受，進一步發展為安全可靠的處置方案，如圖 6.1所示。



(Salehe, M., & Kim, C.-L., 2013)

圖 6.1 鑽孔處置概念的示意圖

(圖內文字：Closure zone minimum 30 m 封閉區最小30m；Disposal zone 處置區；Borehole ID 260 mm 鑽孔內徑260毫米；Borehole backfill 鑽孔回填；Deflection plate 偏轉板；Casing split 套管剖分；Borehole casing OD 160 mm 鑽孔套管外徑160mm；Casing grout 套管灌漿；Centralisers 扶正器；Casing backfill 套管回填；Waste package OD 114 mm 廢料封包外徑114 mm；Borehole plug 鑽孔塞。)

坦桑尼亞原子能委員會(Tanzania atomic energy commission, TAEC)運營該國之中央放射性廢棄物管理設施(Central radioactive waste management facility, CRWMF)，所有未返還放射源和其他放射性廢棄物，都在該設施暫時貯存管理。然而該國針對處置廢密封放射源長期方案，則選擇鑽孔處置概念(BDC)，以便進行永久性處置。表 6.1列出2013年該國清單。

表 6.1 坦桑尼亞廢密封放射源清單

放射性元素	數量(個)	總活度(Ci)	原應用領域	形式
鈷-60	1	1.0E+1	遠程治療	包件
	1	1.8E+1	遠程治療	包件
	1	0.5E+1	近距離放射治療	包件
	1	2.6E-1	近距離放射治療	包件
銫-137	17	0.475E+1	工業儀表	包件
	2	1.432E+3	生物輻照器	包件
	1	1.583E+3	生物輻照器	包件
	1	1.583E+3	生物輻照器	包件
	1	8.0E-3	濕度計	包件
	1	8.0E-3	濕度計	包件
	1	6.0E-2	濕度計	包件
	1	未知	濕度計	包件

鐳-226	1	9.46E-2	近距離放射治療	包件
	1	5.0E-6	校準	密封
鐿-90	7	9.84E-4	測厚儀	包件
	1	2.0E-2	測厚儀	包件
	1	2.0E-2	測厚儀	包件
	1	1.0E-4	校準	包件
	1	1.0E-4	校準	包件
	1	1.0E-6	研究	密封
銻/鉍	20	3.42E+0	水分計	密封
	1	8.1E-10	水分計	密封
	1	8.8E+1	水分計	密封
	1	8.8E+1	水分計	密封
	1	1.0E-2	水分計	密封
	1	1.0E-2	水分計	密封
	1	4.0E-2	水分計	密封
	1	2.0E-1	近距離放射治療	密封
	1	0.5E+1	中子活化分析	密封
鎘-109	1	2.5E-2	分析技術	密封

	1	2.5E-2	分析技術	密封
	1	2.5E-2	分析技術	密封
	1	0.2E-4	分析技術	密封
鈷-57	1	1.6E-2	分析技術	密封
	1	1.6E-2	分析技術	密封
銻-241	1	未知	分析技術	密封
疑似廢射源	1	未知	非法販運	鉛容器
疑似 U-238	9	未知	非法販運	鉛容器

(Salehe, M., & Kim, C.-L., 2013)

在BDC系統放置處置容器如圖 6.2，包含處置容器、蓋子和兩個配件。2001年前，部分用於鐳容器，由304不銹鋼製成，類似於316 L，但在局部腐蝕方面具稍差性能。處置容器提供下列條件：

- (a). 將用過SRS轉化為特殊形式的放射性物質(在IAEA運輸條例)；
- (b). 防止損壞和放射性核種釋放之實物保護；
- (c). 選用標準尺寸包裹，達更容易處理；
- (d). 符合處置容器要求，可促進後續運輸、貯存和處置安全性，並提高安全性。

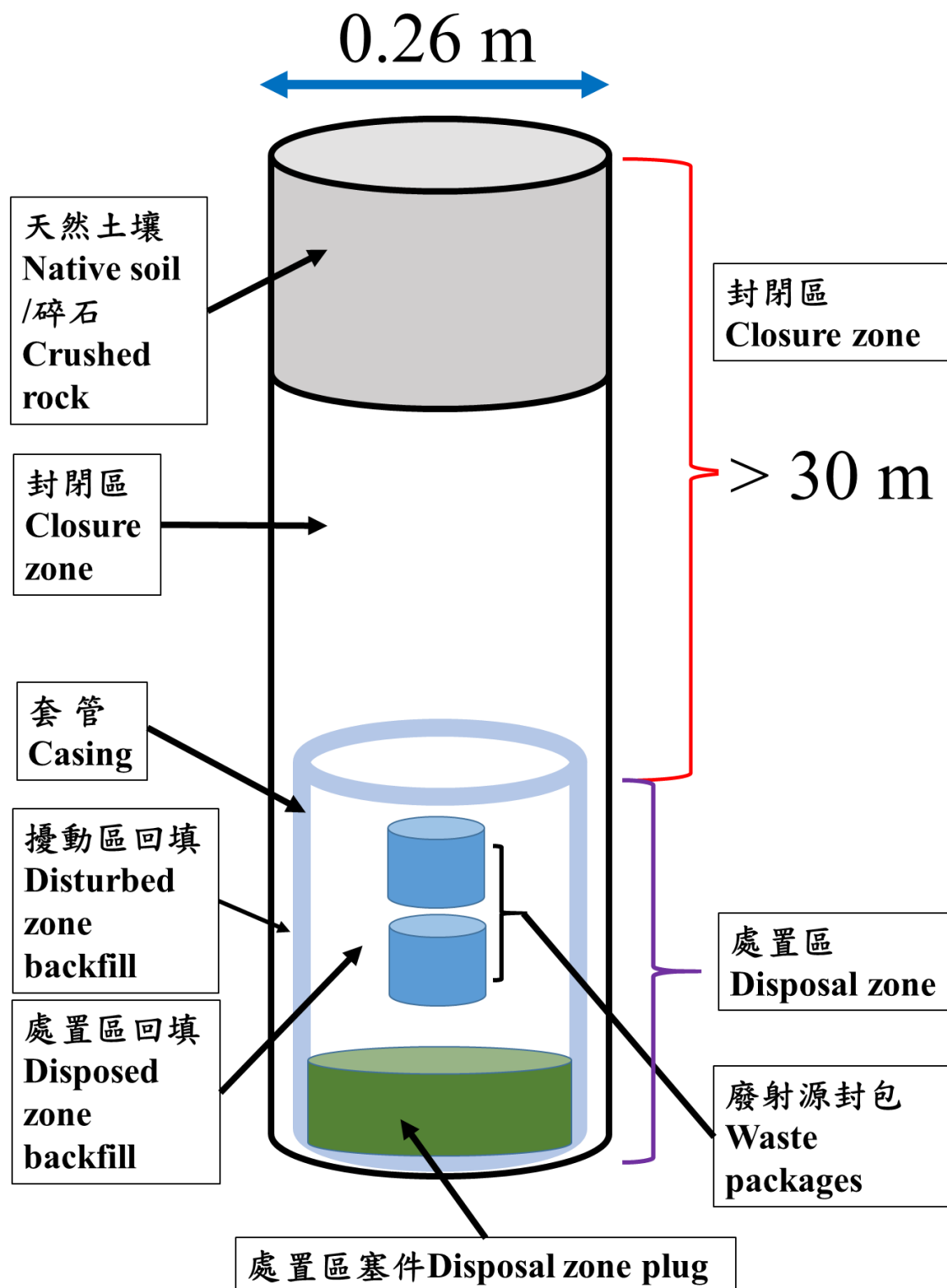
Salehe and Kim (2013)說明廢棄密封放射源處置BDC具體目標，解決許多國家存在的問題，坦桑尼亞就是其中之一。根據坦桑尼亞廢射源清單，由於在該國仍存在大量密封廢射源，未來不可避免地需要更多處置位置，容納更多鑽孔存放。預期BDC開發技術，可由任何擁有高比活度廢射源國家使用與安全監控。BDC設計提供化學、物理隔離與遏制之多屏障系統，其還提供縱深防禦，因此若一個或兩個屏障，未按預期運行，其他屏障將提供必要遏制。BDC使用現成建築材料與技術，並提供直接且具成本效益的適當地質條件。Salehe and Kim (2013)建議應該建立關於處置庫選址和安全評估的全面知識，並為BDC尋找合適地點和安全評估。

6.2 國際原子能總署密封放射源鑽孔處置概念實施 (International implementation of IAEA's borehole disposal concept for sealed radioactive sources)

於加拿大政府資助、美國核管理委員會(NRC)國際項目辦公室及許多其他機構支持下，國際原子能機構(IAEA)著眼部署鑽孔處置概念(BDC, Borehole disposal concept)，確保加納、菲律賓和馬來西亞放射廢射源處置，此為首創實施。儘管體積小，廢棄密封放射源可能具有很強放射性，自1901年以來，已經製造數百萬個密封放射源，據估計現有數十萬已無法利用。最初南非核能公司(South african nuclear energy corporation, NECSA)擁有少量廢棄密封放射源庫存，IAEA展開BDC研究構想，BDC設計含有多個被動工程和天然屏障，包括內部不銹鋼容器、內部水泥密封屏障、外部不銹鋼容器與外部回填水泥，以及周圍環境地圈。常見地下地球化學環境，這些屏障將廢棄物與生物圈隔離開，提供有效遏制，並確保長期安全，極大化限制無意的人類入侵(安全)和有意的人類入侵(安全)之可能性，這些廢射源將處置於深度大於30 m、鑽孔直徑26 cm，鑽孔處置具有極小人類足跡，盡

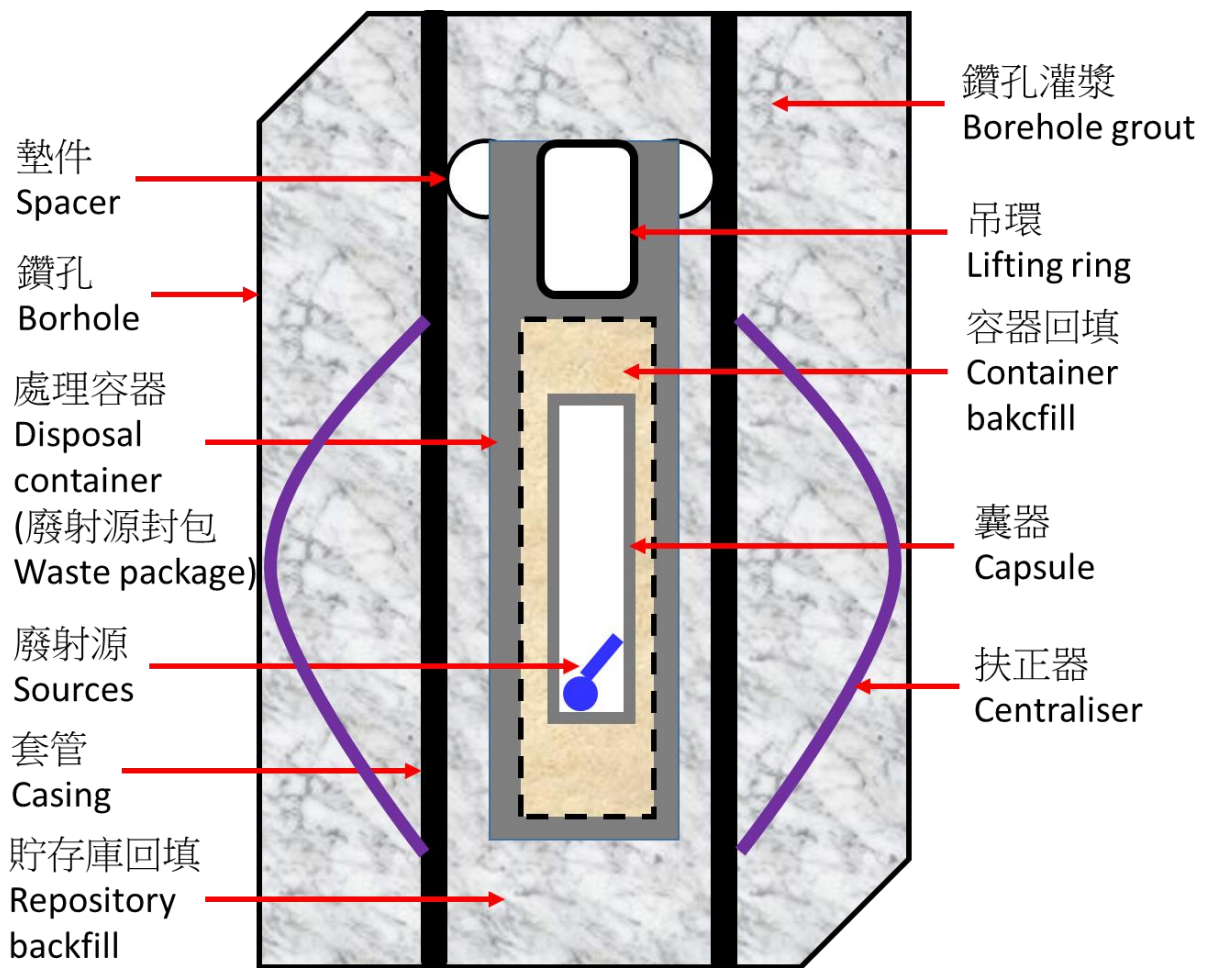
可能遠離人類生物圈。

IAEA、NECSA和許多其他機構，在IAEA支持放射性廢棄物安全可靠處置，與密封放射源管理更廣泛應用下，積極發展BDC。加拿大全球事務部資助，以及美國核管理委員會、許多其他機構支持下，已協助加納、馬來西亞和菲律賓評估其庫存和整備其廢棄的密封放射源，鑽探調查井，並擬議處置地點與其地質特性，並設計所屬的處置系統。這些國家計劃將最上面的處置容器，放置深度大於100 m。菲律賓處於尋找適合特性的地質條件，加納和馬來西亞皆處於為運營和制定安全案例的後期階段，這些安全案例報告，將成為其各自許可證申請之重要組成部分。Cochran et al. (2017)彙整說明，IAEA已支持成員國推動本方案負責處置安全，而加納原子能委員會和馬來西亞核能機構實施其處置計劃，若BDC獲得相關國家監管機構許可，這項處置將為其他國家安全處置其廢棄密封放射源提供範例，即永久消除其安全和安保責任。



(Cochran et al., 2017)

圖 6.3 BDC 示意圖



(Cochran et al., 2017)

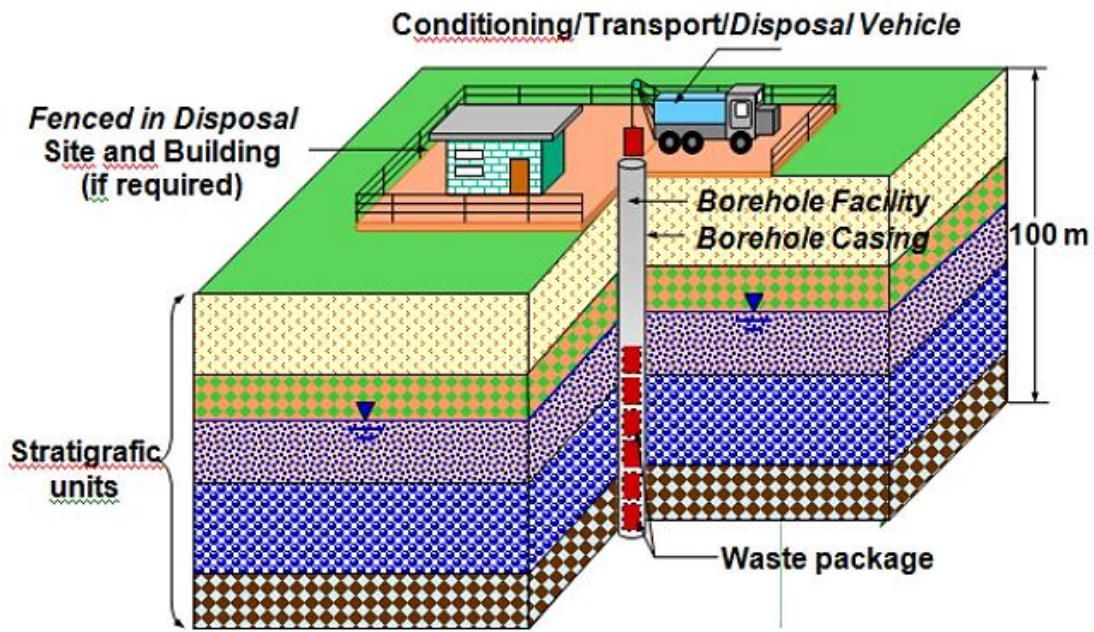
圖 6.4 BDC 近場示意圖

產生放射性廢棄物，而對於大多數國家而言，這些放射性廢棄物最難管理為廢棄密封放射源(Disused sealed radioactive source, DSRS)。過去一個世紀，各國已製造超過1,000萬個密封性放射源，現在有數百萬個，被認為屬於「廢射源」，大部分已進行放射性廢棄物管理。DSRS體積小，但仍具有很強放射性，視為管理不善與事故造成安全威脅，也可能是被用於惡意行為的安全威脅。DSRS暫時貯存方式，儘管維持放射性持續衰變，但不可能存儲長壽命DSRS，處置乃唯一可行的長期解決方案，解決DSRS威脅性主導地位。Cochran et al. (2017)認為處置工作總是很困難推動，例如中東

或非洲並沒有任何處置DSRS設施。即使在美國(US)，由於缺乏處置，較高活度DSRS也僅為暫時貯存。鑑於DSRS處置設施短缺，國際原子能總署重要宣示，製定一項綜合計劃，以支持成員國管理和處置DSRS。該計劃包括開發移動式熱室，和鑽孔處置概念(BDC)，加納、馬來西亞、菲律賓等國，紛紛請求國際援助實施BDC，在加拿大資助下，國際原子能機構和其他國家組織實施BDC計劃，DSRS多屏障處置系統，將廢棄物包放置在直徑大於30 m、鑽孔直徑26 cm。

6.3 印尼醫療與工業廢射源之孔洞處置技術規劃與概念(Planning and concept of borehole disposal technology for disposal of disused sealed radiation sources from using in health and industry)

印度尼西亞(印尼)之衛生與工業領域，使用密封性射源於放射治療、校準、測量、輻照器、記錄、存儲、產品與標準化，射源主要由Co-60、Cs-137和Ra-226組成，廢射源(DSRS, disused sealed radiation sources)處置系統必須與小型國家設施一起開發，使其具先進性、成本低廉，並符合安全標準，且可避免人為入侵之可能性，因此選擇鑽孔處置概念(Pratama, 2020)。經此設計概念，希望DSRS於包封容器設計、場地特徵、鑽孔技術、處置設施和安全評估之基礎，建立DSRS處置能力。目前已確定DSRS採取鑽孔處理技術，國際原子能總署(IAEA)已接受此種適用於放射性廢棄物場地條件之鑽孔概念，圖6.5描繪印尼之鑽孔處置概念，該概念表述為於具不飽和、極低滲透性與高吸附性主岩(如黏土)，執行鑽孔處理，基於DSRS包封容器設計、場地特徵、鑽孔技術、處置庫設施和安全評估。



(Pratama, 2020)

圖 6.5 印尼鑽孔處置概念

(圖內文字：Conditioning 調節或整備；Transport 運輸；Disposal vehicle 處置車輛；Fenced in disposal site and building (if required) 在處置場和建築物中圍起來(若需要)；Stratigraphic units 地層單位；Borehole facility 鑽孔設施；Borehole casing 鑽孔套管；Waste package 廢射源封裝容器。)

印尼廢射源放置於直徑 15 厘米、長度 20 厘米之 SS304 處置容器；鑽孔處置概念於所有容器都存放在直徑 16.5 厘米的鑽孔，鑽孔深達 100 m，容器頂部深度為 48 m。依據共址原則，通過勘探及鑽探，得知最深 100 m 鑽孔數據，從而發現符合預期之充足圍岩，即在非飽和地下水環境，具有低滲透性和高吸附性之粉砂岩-黏土岩。下一階段需完成適用鑽孔處置設施，執行鑽孔處置概念設計與安全評估。

6.4 印尼廢射源井底處置設施之初步概念設計(Preliminary conceptual design of borehole disposal facility for disused sealed radioactive sources at Serpong nuclear center-Indonesia)

印尼國家核能機構放射性廢棄物技術中心計劃設計鑽孔處置設施，用於處置廢射源(DSRS, disused sealed radiation sources)。目前DSRS尚安全存放Serpong核中心的臨時儲存設施，大多數DSRS來自工業和醫院部門。截至2019年，3,031件DSRS儲存在200 L桶殼與350L/950L混凝土殼的臨時儲存設施。鑽孔處置設施計劃放置黏土層約100 m深度，設施使用多重屏障系統，廢射源以被動和天然屏障，這些屏障提供有效圍堵系統，使廢射源可與生物圈隔離，限制入侵人類的可能性，實現長期安全。



(Setiawan et al., 2021)

圖 6.6 印尼國家核能機構處置廢射源(DSRS)位置

目前管理收集廢射源於臨時儲存設施，現已完成制定鑽孔處置設施概念設計之準備工作，鑽孔處置設施配備多重屏障系統，考量長期隔離安全條件，每個屏障相互支持，防止從處置設施釋放放射性核種，進入環境的可能性，並進行安全評估，證明在關閉期間鑽孔處置設施的安全性，確保鑽孔處理概念開發技術，可安全使用和實施。

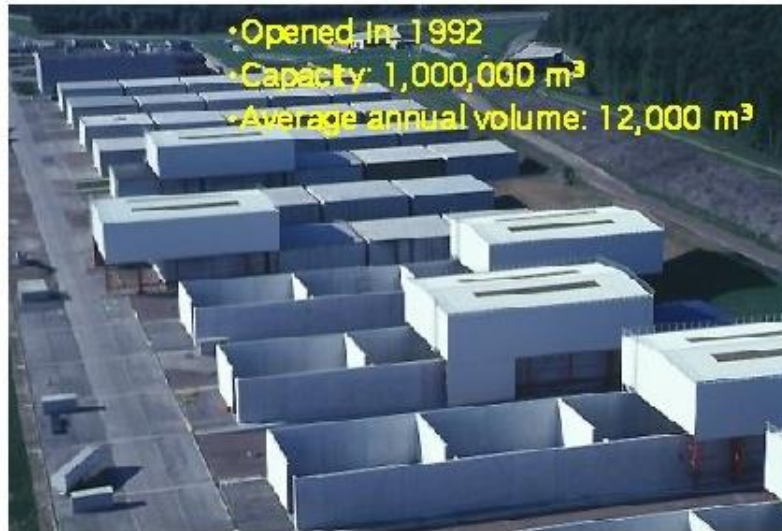
6.5 美國廢射源最終處置執行辦法(The United States implements the final disposal method for disused radioactive sources)

2017年初，針對現有與潛在的射源使用者，出版教育手冊說明射源的生命週期成本，含初始購買價格、許可費、財務保證、運營成本、安全與終端處置。教育手冊述明射源收集與減少威脅之相關性(source collection & threat reduction, SCATR)，以及場外資源回收項目(off site source recovery project, OSRP)。2017年3月廢射源工作組(disused sources working group, DSWG)對核能管理委員會(nuclear regulatory commission, NRC)審查發表，評論3類射源保護與責任制度。2017年5月，DSWG、健康物理學會(health physics society, HPS)與輻射控制方案總監會議(conference of radiation control program directors, CRCPD)發表共同信函，支持NRC提出之建議，擴大財務要求保證規則，追蹤第一類和第二類射源，建立國內射源跟踪系統(Slosky, L. C. 2018)。2017年底，DSWG處置指南發布《放射性密封射源及其設備之處置選項與成本》，協助瞭解常見放射性密封射源與設備處置，如放射診斷設備、固定工業測量儀、地質測量設備、移動測量儀、遠程療法設備及全景照射設備，最終處置之可能選項與成本。目前DSWG努力探索開發射源回收與重複使用的數據庫，通過各州協定舉辦研討會，教育執照持有人支持美國核能管制委員會(U.S. NRC)。NRC最近要求針對如何改進監管分析提供評論，特別是成本/效益數據，進行特定場址分析，允許通

過使用基於特定場址分析開發的廢棄物接受準則，並要求須符合總有效劑量限制為0.25 mSv/yr (Slosky, L. C. 2018)。

6.6 法國廢射源最終處置辦法(Final disposal method of disused radioactive sources in France)

主要由稀土工業生產之長壽命低水平廢棄物(Low-level long-lived (LL-LLW) waste)，包括含有少量長壽命放射性核種的廢射源，其還包含大量鐳並產生氦的特定類別廢棄物，以及已停用天然鈾石墨氣冷堆(Uranium naturel graphite gaz, UNGG)之石墨廢棄物，石墨廢棄物主要為 β - γ 型放射活度。目前法國國家放射性廢棄物管理局(agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, French national radioactive waste management agency, Andra)正進行有關LL-LLW最終處置，針對30,000 m³廢射源、40,000 m³瀝青廢棄物、70,000 m³含鈣廢棄物，與100,000 m³含石墨廢棄物，最終處置概念，乃基於低滲透性黏土基岩層內進行淺層處置，通過地下設施進行，深度從15米(基岩層露出地面)到200米(若基岩層較深)，LL-LLW暨中放射性廢棄物(intermediate level waste, ILW)最終處置示意圖如圖6.7 (Andra[®], 2015)。



(Andra[©], 2013)

圖 6.7 LL-LLW 暨 ILW 最終處置示意圖

(圖內文字：Opened In 1992 開業於1992年；Capacity 容量；Average annual volume 年均量。)

根據 2006 年有關放射性材料與廢棄物可持續管理規劃法案，以及 2008 年 4 月 16 日第 2008-357 號法令規定，Andra 於 2008 年底，與生態、能源、可持續發展和海洋部，提交可能場址適合承接處置設施的報告，該處置設施應於 2013 年啟用。於 2008 年中，在 3000 個具潛在適合地質條件，法國已調查有願意參與淺層處置的自治市，截至 2008 年 10 月底，約 40 個自治市表現興趣。在兩個選定的自治市退出承接該設施，並有關此事，社會政治過程已進行重新評估。然而，國家放射性廢棄物和材料管理計劃要求 Andra 於 2015 年中期提交報告，評估不同技術解決方案，不同場址被確認為潛在場址，進行本項目洽談，於 2013 年開展初步的地質調查(如鑽孔)。2006 年《規劃法》對放射性廢棄物類型進行定義，包含鋇酒石酸鹽、石墨廢棄物、含氚廢棄物、廢射源，以及對鈾礦業廢棄

物處置場的長期影響，與這些場址實施放射性監測計劃(Andra[®], 2015)。
2006 年 6 月 28 日有關放射性材料和廢棄物可持續管理規劃法案「法案
2006-739」，需進行工作：

- 允許現有或將來建造中心處置廢射源；
- 提供具強自然放射性廢棄物之短期與長期管理解決方案；
- 研究鈾礦業廢棄物處置地點之長期影響，並實施放射學監測計劃。

6.7 國際原子能總署(IAEA)之廢射源最終處置安全標準(IAEA's safety standards for final disposal of disused radioactive sources)

射源應用於醫學、研究、工業、農業等領域，因此許多國家皆需管理與安全處置廢射源，其含為數不少之不同放射性核種。廢射源活度衰變至低於原用途所需水平，相關設備可能已過時、磨損或損壞而不再使用。在此情況，此射源被視為「廢棄」，即使核種活性可能仍然非常高。根據國際原子能總署(international atomic energy agency, IAEA)之廢射源最終處置安全標準，此IAEA標準文件主要針對將廢射源最終處置於鑽孔設施，對於目前尚無合適處置選擇的國家，將會特別提高興趣，因該國仍持有廢射源。IAEA提出通用廢射源鑽孔最終處置概念之安全評估：於不同處置系統，狹窄鑽孔封存處置廢射源，執行此評估所需步驟，需通過考慮安全要素，規整關鍵安全特徵條件，以支持鑽孔處置概念設計與許可過程，確保鑽孔處置場址之安全性，並促進特定場址實施。

列出第三類至第五類廢射源(disused sealed radioactive sources, DSRS)之通用安全評估(generic safety assessment, GSA)鑽孔處置詳細近場特徵、事件與過程(features, events, and processes, FEPs)，依FEP編號提供可追溯性。鑽孔處置概念(borehole disposal concept, BDC)含工程障壁系統，此障壁為密封AISI 304型不銹鋼廢棄物膠囊與密封AISI 316L型處置容器，在廢

棄物膠囊和處置容器之間，以水泥砂漿障壁包圍不銹鋼障壁，此硫酸鹽抗性水泥砂漿，稱為限制障壁，在處置容器和高密度聚乙烯鑽孔套管之間，施以處置區回填。水泥材料不僅提供釋放放射性核種之質量傳輸障壁，而且從腐蝕觀點更對周圍環境進行化學處理，水泥砂漿的高鹼性，將大大提高不銹鋼容器的耐腐蝕性能。因此若正確安置，金屬與水泥工程障壁，可將處置射源隔離於外部環境一段很長時間。廢射源最終處置之放射性材料質量，一般安全評估之放射性核種如表6.2，GSA假設11種粗字體核種單位庫存為1 TBq，由於廢射源放射性衰變，而導致核種庫存變化。概述GSA考量不同物理和化學形式廢射源特性，包括金屬、陶瓷、玻璃、粉末、氣體和液體，然而GSA不考慮化學污染物，因廢棄源若含化學或生物毒性物質，可能引起非放射性影響，此已超出GSA範圍。

套管壁厚應提供足夠強度，所需強度取決於未固結環空，防止出現散裝材料，以滿足正常使用要求，如保持鑽孔牆，並允許在處置區域拆除套管，示意圖如圖6.8與圖6.9，最終處置廢射源相關尺寸：

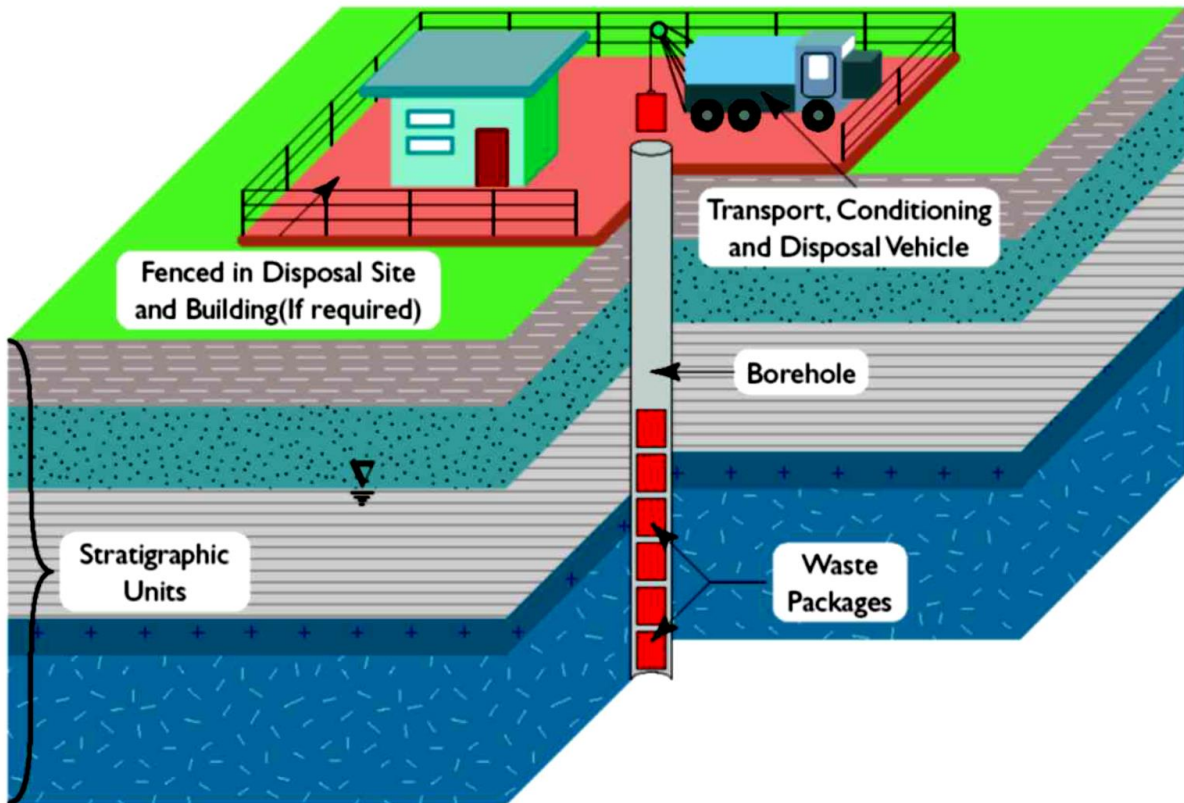
- 鑽孔深度小於30米；
- 鑽孔直徑260毫米，此為最大深度處之最小直徑；
- 鑽孔牆與套管之間，環狀空間應為50~100 mm。

特定場址之安全評估與監管要求，須確定每個鑽孔處置之包裝數量、允許放射性含量，以及處置區之深度和長度，封存廢射源衰變至豁免水平所需時間。不同核種廢射源之最適最終處置年限如圖6.10，該圖標示範圍於每個核種，一般發現之最大和最小放射性活度，以星號標記核種具有比其母核種半衰期更長的分裂產物。

表 6.2 一般安全評估考慮的放射性核種

H-3	Se-75	Sm-151	Pb-210
Na-22	Kr-85	Eu-152	Po-210
Mn-54	Y-88	Gd-153	Ra-226
Fe-55	Sr-90	Yb-169	Pu-238
Co-57	Cd-109	Ir-192	Pu-239
Co-60	Ba-133	Au-195	Am-241
Ni-63	Cs-137	Hg-203	Cf-252
Zn-65	Pm-147	Tl-204	

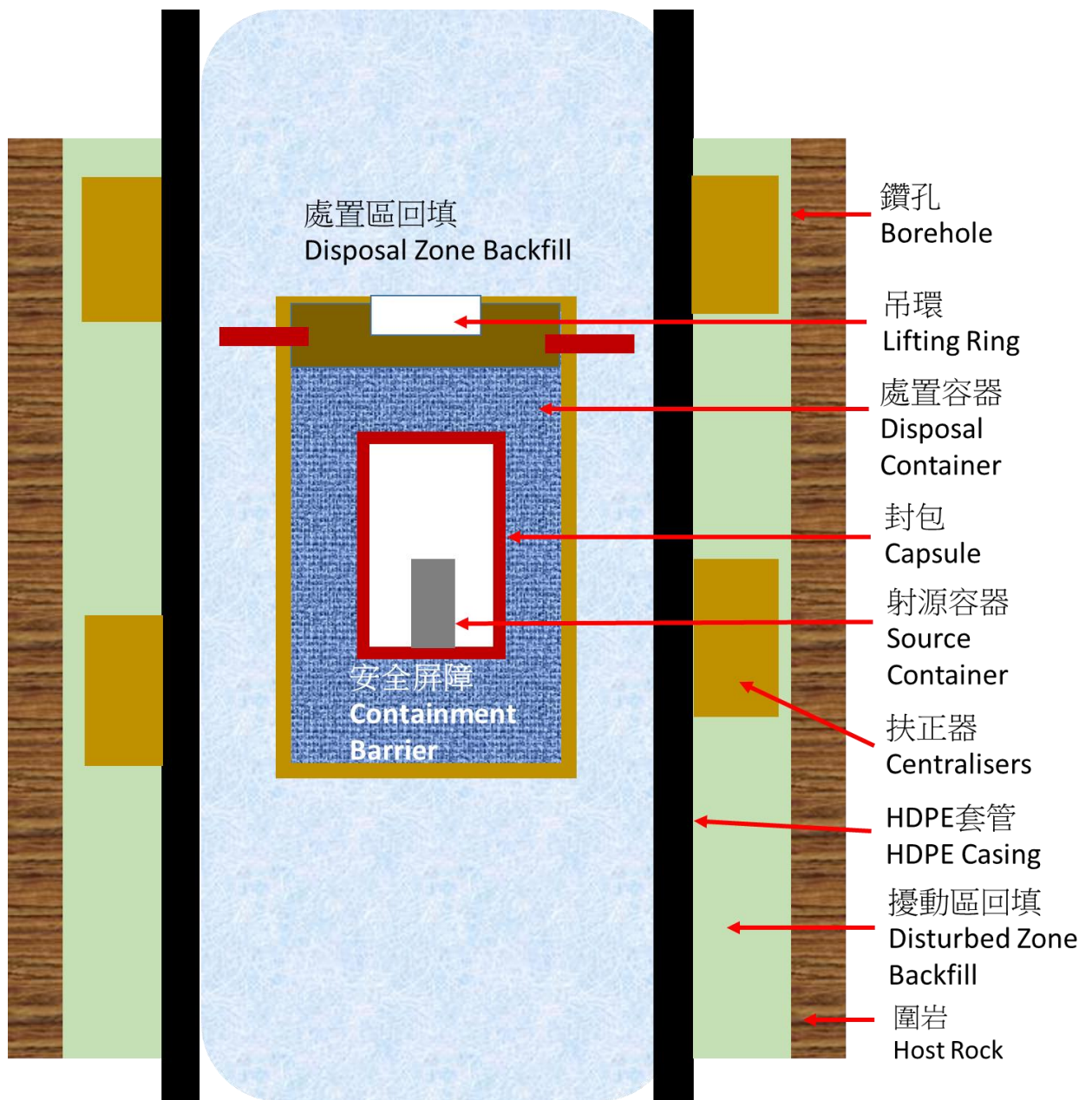
(IAEA-TEC-DOC-1824, 2017)



(IAEA-TEC-DOC-1824, 2017)

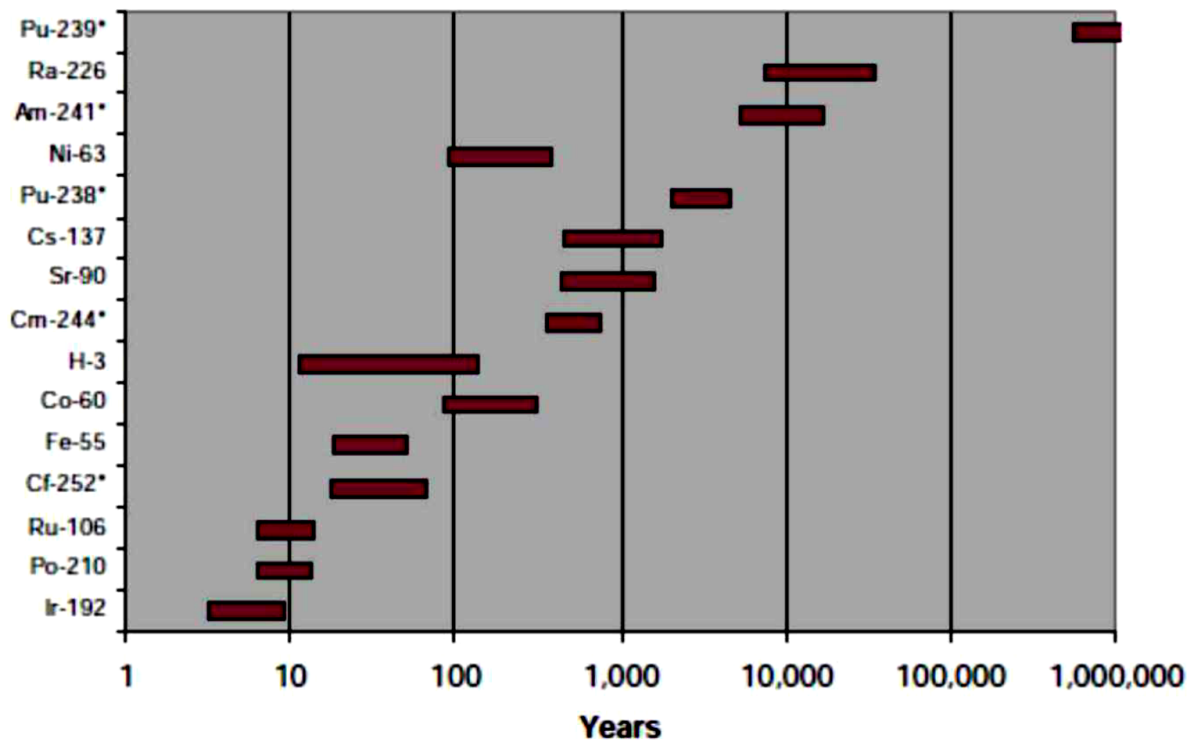
圖 6.8 廢射源最終處置示意圖

(圖內文字：Fenced in Disposal Site and Building(If required) 處置場和建築物(若需要)；Stratigraphic Units 地層單元；Transport, Conditioning and Disposal Vehicle 運輸、調節整備與處置車輛；Borehole 鑽孔；Waste Packages 廢棄物封包。)



(IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NW-T-1.3, 2014)

圖 6.9 最終處置廢射源鑽孔套管示意圖



(IAEA-TEC-DOC-1824, 2017)

圖 6.10 不同核種廢射源之最適最終處置年限

GSA廢射源處理，GSA考慮廢射源如表6.3，金屬類型如Co-60，金屬廢射源將隨著時間推移而腐蝕，假設一旦包含廢射源膠囊與廢射源容器損壞破壞，允許水進入並與廢射源接觸，廢射源將通過各種腐蝕過程劣化，導致放射性核種釋放到水中，此時產生氫氣量，與膠囊和處置容器腐蝕產生氫氣量相比甚小。腐蝕模型以長期使用時間於處置容器和廢射源膠囊為機制基礎。奧氏體不銹鋼(AISI 300系列居多)相關腐蝕數據如表6.4，處置不同廢射源之潛在放射性核種含量，定義鑽孔目標壽命如表6.5。

表 6.3 不同物理及化學形式之廢射源特性

核種Radionuclide	物理/化學形態Physical/chemical form
H-3	通常是氚氣體或液體，如水 Often tritium gas or liquid as H ₂ O
Co-60	金屬形態為薄圓盤或小圓柱形顆粒。溶解度極低 Metallic form in thin discs or small cylindrical pellets. Very low solubility
Ni-63	固體。金屬箔上的電沉積 Solid. electrical deposition on metal foil.
Kr-85	氣體 Gas
Sr-90	氧化物或鈦酸鹽形式、通常鍍銀用於醫療應用、陶瓷或玻璃珠或滾壓銀箔應用 Oxide or titanate form, Often silver plated for medical applications, Ceramic or glass bead or rolled silver foil for other applications Oxide or titanate form
Cs-137	僅用作鹽(通常是氯化銫)、有時為陶瓷形式弱射源(溶解度非常低) Only used as a salt (often caesium chloride), Sometimes ceramic form for weak sources (very low solubility)
Pb-210	固體。主要是碳酸鹽和硫酸鹽 Solid. mainly carbonate and sulphate
Ra-226 (+Rn gas)	非常活潑的鹼金屬鹽類(如溴化物、氯化物、硫酸鹽或碳酸鹽) Very reactive alkaline earth metal in form of salts (e.g. bromides, chlorides, sulphates or carbonates). All soluble
Pu-238 (+Rn gas) Pu-239	通常含鈾氧化物陶瓷用於RTG、中子發生器和校準源 Used in RTGs, and for neutron generators and calibration Sources typically have Pu oxide in ceramic
Am-241	化學特性與稀有金屬相似。通常使用氧化銩；用於中子源。氧化銩細粉與鈹粉混合使用。通常呈顆粒狀。有時以燒結形式。 Chemical characteristics similar to rare earth metals. Americium oxides normally used. For neutron sources. fine americium oxide powder used mixed with beryllium powders. Often in pellet form. Sometimes in sintered form

(IAEA-TEC-DOC-1824, 2017)

表 6.4 奧氏體不銹鋼(AISI 300 系列居多)相關腐蝕數據

等級 Grade	pH	溫度(°C) Temperature	[Cl ⁻] (μg•g ⁻¹)	氧化還原條件 Redox conditions	其他 Other
304	大氣環境 Ambient	90	7000-43000	加氣Aerated	10 hrs
304L	大氣環境 Ambient	25-100	淡水 Freshwater	加氣Aerated	8年太平 洋海水 8 years, Pacific Ocean seawater
304L	大氣環境 Ambient	27	鹽水 Saltwater	加氣Aerated	
		90			
304	大氣環境 Ambient	25	間質黏土水 Interstitial clay water		
		50			
		75			
316	大氣環境 Ambient	大氣環境 Ambient	19000	加氣Aerated	
316L	大氣環境 Ambient	30	淡水 Freshwater	加氣Aerated	
		50-100			
316L	大氣環境 Ambient	27	鹽水 Saltwater	加氣Aerated	
316	大氣環境 Ambient	25	間質黏土水 Interstitial clay water	加氣Aerated	
		50			
		75			
不鏽鋼	大氣環境 Ambient	25-40	海水 Seawater	脫氣Deaerated	120天 120 days
不鏽鋼	大氣環境 Ambient	25-40		7.7 μg•g ⁻¹ O ₂ 2.17 μg•g ⁻¹ O ₂	
不鏽鋼	9.8	25	2000	脫氣Deaerated	
	9.4	80			

(IAEA-TEC-DOC-1824, 2017)

表 6.5 定義鑽孔目標壽命於處置不同廢射源潛在放射性核種含量

目標壽命 Target lifetime (years)	描述 Description	核種Radionuclide	
		庫存Inventory > 10 ⁵ MBq	Other
10	安全處理要求 封包具半衰期 ≤ 100天放射性核種 Safe handling requirement Containment of radionuclides with $t_{1/2} \leq 100$ days	Ir-192, Yb-169	Hg-203
300	封包具半衰期 ≤ 30年放射性核種 Containment of radionuclides with $t_{1/2} \leq 30$ years	如上所述，加上 As above, plus H-3, Co-60, Se- 75, Kr-85, Sr-90, Cs-137, Pm-147	如上所述，加上 As above, plus Na-22, Mn-54, Fe-55, Co-57, Zn- 65, Y-88, Cd-107, Ba-133, Eu-152, Gd-153, Au-195, Tl-204, Pb-210, Po-210, Cf-252
2×10 ⁴	封包具半衰期≤ 2000年放射性核種 Containment of radionuclides with $t_{1/2} \leq 2000$ years	如上所述，加上 As above, plus Ra-226, Am-241	如上所述，加上 As above, plus Ni-63, Sm-151, Pu-238
10 ⁶	包裹具半衰期≤10 ⁵ 年放射性核種 Containment of radionuclides with $t_{1/2} \leq 10^5$ years	如上所述，加上 As above, plus Pu-239	如上所述 As above

(IAEA-TEC-DOC-1824, 2017)

6.8 總評廢射源與核廢料之處置方法(Disposal methods for disused radioactive sources and nuclear waste)

放射性廢棄物處置，視為唯一長期管理放射性廢棄物最終安全解決方案(終點)，此為使用全球核能國家的共識，處置為將放射性廢棄物放置在適當設施，而不打算取回(Ojovan & Steinmetz, 2022)。處置也被視為幾乎完全清除任何生物循環(生物圈)危險物質，其適用於放置合適容器的固體廢棄物。此外，廢棄物通常首先固定存放在耐用廢棄物，這有助於安全處理、儲存和處置，並構成部分的多重屏障，其可包含工程處置配置和地質環境，最大限度減少生物圈內放射性核素遷移的任何風險。選擇處置方案取決於許多因素，包括技術因素(如廢棄物特性和庫存)、行政因素(放射性廢棄物管理政策、國家廢棄物管理之總體處置戰略、國家立法監管要求)、政治決策與社會接受度，以及國家自然條件，如氣候條件、場地特徵。處置設施旨在防止或減少環境與廢棄物之相互作用，最重要的是，天然水域與廢棄物形式之影響，很多方法可做到廢棄物隔離處置，如下說明(Ojovan & Steinmetz, 2022)：

- (a). 場地(如利用乾旱地區、不飽和、山地場地等)；
- (b). 就位深度(近地表、地上/地下、中間深度、深層地質)；
- (c). 使用防水蓋(徑流排水層、黏土屏障)；
- (d). 長壽命安全殼(鑽孔處理)。

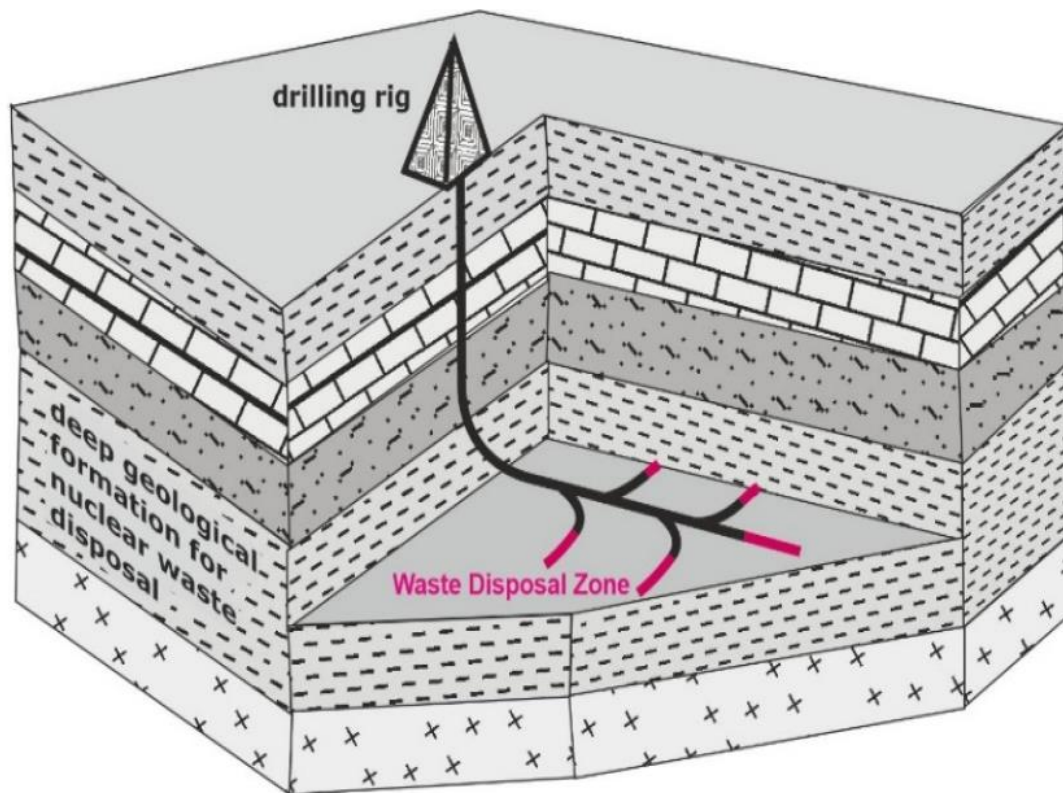
需防止無意的人為入侵，以及在多大程度可以依靠處置深度、制度控制與工程屏障組合，防止或最大限度減少暴露情況。關於選擇處置技術決策，常遵循分級並使用如下三個主要原則(Ojovan & Steinmetz, 2022)：

- (a). 核廢料採用最簡單的處置理念進行處置，符合廢棄物的危害性，並能證明安全和環保；

(b). 最危險的廢棄物使用更高水平的工程來處置以提供增加的容器和或在更深的可能深度處置以增加與地表環境的隔離；

(c). 有現有處置設施的，考慮先利用後建設新的處置設施。

Ojovan and Steinmetz (2022)認為廢射源(DSRS)可於近地表之地質鑽孔或坑道設施進行最終處置。若考慮高活度密封射源，如銥-90、銻-137、銻-238 或銻-241，則可採用無工程障壁系統(Engineered Barrier System, EBS)之中深度地質鑽孔或坑道設施進行最終處置。Ojovan and Steinmetz (2022)建議廢射源鑽孔處置在合適地質層內分支側向(如圖 6.11)。許多廢射源活度已超過使用該設施的放射性活度接受標準，因該射源在設施中構成局部活度濃度集中，並在人為干擾或其他設施擾亂的情況下，可能導致無法接受的輻射劑量。因此那些在幾十到幾百年內，活度不會衰變至微不足道水平之廢射源，需要於相較表面儲存或近地表設施，提供更高隔離程度的處置設施。目前深層地質處置為積極考慮的處置概念，其可提供最高隔離程度，然而該設施的開發成本昂貴，僅適用於具大規模核能計劃的國家，因此近年來越來越多國家，如非洲、亞洲、南美洲和前蘇聯國家，轉向關注於狹窄直徑(約幾十厘米)鑽孔設施處置廢棄源。



(Ojovan and Steinmetz, 2022)

圖 6.11 廢射源可在合適地質層內分支側向鑽孔處置

(圖內文字：Drilling rig 鑽機；Waste Disposal Zone 廢棄物處置區；
Deep geological formation for nuclear waste disposal 用於核廢棄物處
置之深層地質構造。)

七、結論

本計畫為核能安全委員會採購案名「112年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」，由國家原子能科技研究院得標後負責執行。研究主要工作為蒐集及研析國際相關表面污染金屬放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術、針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證、蒐集及研析國際間廢射源安全管理資訊與國際間廢射源最終處置資訊，最後研提高壓水刀減量處理技術處理小產源放射性廢棄物之精進應用性建議。

計畫全程工作為期一年，並於112年3月9日開始進行，本報告係按計畫所執行工作之期末報告，其獲得結果如下：國際相關高壓水噴洗除污文獻會整，超高壓水噴洗表面處理射流的間隔距離，約為25~50 mm，若樣品放置在孔口附近，脈動射流將無法建立太廣，若樣品放置太遠，將造成分散效應。福島第一核電廠部署機器人，經遠程控制勘測與度量，反應堆之建築物內部高輻射環境，預計未來將以更多機器人用於除污瓦礫、安裝防護罩。高壓水噴洗搭配化學、機械除污技術之協同效應，在水中加入表面活性劑，改變表面張力，避免接近音速的射流，碎裂成液滴(droplets)，可獲得更好DF；常藉由工作區使用過濾式真空系統，控制灰塵與空氣污染。各種研究顯示高壓水噴洗對鋼鐵除污具有效性，預期高壓水噴洗除污應用數量將持續增加。本院完成開發一套半自動高壓水除污設備，減少工作人員輻射曝露，並大幅提升污染工件之除污效率與除污作業安全性。本計畫施用本院半自動高壓水除污設備，高壓水噴洗除污本院平板狀污染金屬，除污後金屬表面劑量率皆為BG值， α 、 β/γ 污染值亦小於MDA除污因子，除污因子(DF)達3.8至75.5，初估可達外釋

標準約為25,240公斤，佔本院內金屬廢棄物約2 %。

本計畫蒐集先進國家相關廢射源安全管理及最終處置資訊，含美國、德國、加拿大、南韓、挪威、英國、瑞典、埃及。由設備拆解取出廢射源，其序列經過驗證，廢射源依據處置場所的廢棄物驗收標準，核准處置配置包裝；參考先進國家經制定相關法規與標準，規範廢射源管理，內容涉及回收、貯存、監測等方面，並建立廢射源(孤兒射源)回收計劃，對廢射源監管進行全面審查，依據A/D值(活性/半衰期)衡量其衰變程度之指標，滿足免除或排除的法律要求。國際間廢射源最終處置資訊，含美國、法國、印尼、南非、坦桑尼亞，主要特別針對成本/效益數據，進行特定場址分析，允許通過使用基於特定場址分析開發的廢棄物接受準則，並要求須符合總有效劑量限制為0.25 mSv/yr。針對處置廢密封放射源長期方案，則選擇鑽孔處置概念(Borehole disposal concept, BDC)，以便進行永久性處置。

建議我國廢射源安全管理方式，參考德國與挪威將廢射源返還於設備製造商或射源製造商，製造商需義務接收及臨時貯存廢射源；最終處置方式建議參考法國及印尼，鑽孔處置廢射源。

參考文獻

- Adler, W. (1979). The mechanisms of liquid impact, Erosion, CM Preece, Ed. In: Academic Press, New York.
- Andra[©] (2013). National approach and experience on disposal of ILW.
- Andra[©] (2015). Radioactive waste management and decommissioning in France.
- Cochran, J. R., Bennett, D. G., Degnan, P., Grout, C., Liebenberg, G., Little, R., Ramsey, J., Blerk, J. V., & Marcke, P. V. (2017). International implementation of IAEA's borehole disposal concept for sealed radioactive sources? 18545.
- Cocina, F. (2020). Off-site source recovery program overview. Off site source recovery project.
- Decontamination methods used for the decontamination in Jaslovske Bohunice. Proc. (2000). The Fourth US Department of Energy International Decommissioning Symposium. Knoxville (TN). USA.
- Department for energy security & net zero. (2023). Consultation: Part II Draft UK policy framework for managing radioactive substances and nuclear decommissioning. U.K.
- Dollan, R., Czarwinski, R., Häusler, U. (2014). End of life management of radioactive sources in Germany. Federal Office for Radiation Protection, Germany.
- Fisher, M., (2018). IAEA Guidance on Managing Disused Radioactive Sources Now Available. IAEA Office of Public Information and Communication, New York.

- Gaspar, M. (2016). IAEA Conference on the Safety of Radioactive Waste Management.
- Guo, Q., Li, F., Li, S., Nie, Y. (2014). Research on decontamination effect and damage of high-pressure water jet cleaning to matrix. China Mechanical Engineering, 25(6), 817.
- GUYSON 公司官方网站：<https://www.guyson.com/>
- Hasan, A., El-Adham, K. (2004). Integrated Management Program for Radioactive Sealed Sources in Egypt.
- Hitachi-GE, N. E. (2016). High-pressure water jet decontamination apparatus for upper part of 1st floor of reactor buildings for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. E-Journal of Advanced Maintenance, 8(3).
- IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NW-T-1.3 (2014). Management of disused sealed radioactive sources. Vienna.
- IAEA-TECDOC-1644. (2011). Borehole disposal of disused sealed sources, a technical manual. Vienna.
- IAEA-TEC-DOC-1824. (2017). Generic post-closure safety assessment for disposal of disused sealed radioactive sources in narrow diameter boreholes. Vienna.
- Improvement of high-voltage performance of acceleration tubes by cleaning the walls with a high-pressure water jet. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 513(3), 429-438. [https://doi.org/https://doi.org/10.1016/S0168-9002\(03\)02080-1](https://doi.org/https://doi.org/10.1016/S0168-9002(03)02080-1)
- Jenkins, A., Tieu, A., Yan, W., Daniels, B., Xu, M., & Vijay, M. (2015).

The potential of high-frequency forced pulsed waterjet for nuclear decommissioning—15367.

- Kádár, P., Varga, K., Baja, B., Nemeth, Z., Vajda, N., Stefánka, Z., Kövér, L., Cserny, I., Toth, J., Pinter, T. (2011). Accumulation of uranium, transuranium and fission products on stainless steel surfaces II. Sorption studies in a laboratory model system. *Journal of radioanalytical and nuclear chemistry*, 288(3), 943-954.
- Kádár, P., Varga, K., Németh, Z., Vajda, N., Pintér, T., Schunk, J. (2010). Accumulation of uranium, transuranium and fission products on stainless steel surfaces. I. A comprehensive view of the experimental parameters influencing the extent and character of the contamination. *Journal of radioanalytical and nuclear chemistry*, 284(2), 303-308.
- Kim, J., Kim, S., Lee, S., (2017). Characteristic analysis and optimum management plan of disused sealed radioactive sources in Korea. *Annals of Nuclear Energy*, 102, 268-273.
- Kumar, V., Goel, R., Chawla, R., Silambarasan, M., Sharma, R. K. (2010). Chemical, biological, radiological, and nuclear decontamination: Recent trends and future perspective. *Journal of Pharmacy And Bioallied Sciences*, 2(3), 220.
- Lei, T., Shuai, W., & Xiaobing, W. (2020). Design of high pressure water jet decontamination device with pressure and flow synchronous control function. *Nuclear Power Engineering*, 41(3), 153-157.
- LeSurf, J. (1981). Nuclear decontamination.
- Liu, S., He, Y., Xie, H., Ge, Y., Lin, Y., Yao, Z., Jin, M., Liu, J., Chen, X., & Sun, Y. (2022). A State-of-the-Art Review of Radioactive

Decontamination Technologies: Facing the Upcoming Wave of Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities. *Sustainability*, 14(7), 4021.

- Majersky, D., Rezbarik, J., Sekely, S., & Solcanyi, M. (2000).
- Ministry of the Environment Sweden. (2017). Sweden's sixth national report under the joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management. Elanders Sverige AB, Stockholm..
- Nedyalkova, I. P. (2019). Decontamination of Nuclear Plant Steels. The University of Manchester (United Kingdom).
- Nedyalkova, I., Engelberg, D., Jenkins, A., & Law, G. (2018). The impact of ultra high pressure water jetting on the near surface microstructure of type 304 L stainless steel. International Conference on Water Jetting.
- Norris, S., Zarling, J. (2020) End of Life Management for Radioactive Sources. NNSA, Office of Radiological Security.
- Norwegian Radiation and Nuclear Safety Authority, (2020). Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. DSA-Report, Norway.
- Noynaert, L. (2012). 13 - Decontamination processes and technologies in nuclear decommissioning projects. In M. Laraia (Ed.), *Nuclear Decommissioning* (pp. 319-345). Woodhead Publishing. [https://doi.org/https://doi.org/10.1533/9780857095336.2.319](https://doi.org/10.1533/9780857095336.2.319)
- Ojovan, M. I., & Steinmetz, H. J. (2022). Approaches to disposal of nuclear waste. *Energies*, 15(20), 7804.

- Pratama, H. A. (2020). Planning and concept of borehole disposal technology for disposal of disused sealed radiation sources from using in health and industry. *Journal of Physics: Conference Series*.
- Rabski, H. (2010). Canadian nuclear safety commission orphaned source program. Canadian Nuclear Safety Commission.
- Radioactive Sealed Sources in Egypt IMPRSS. ANES/SENA 2004 Symposium Miami Beach, Florida, USA.
- Répánszki, R., Kerner, Z., & Nagy, G. (2007). Adsorption of fission products on stainless steel and zirconium. *Adsorption*, 13, 201-207.
- Rezbarik, J., Majersky, D., & Prazska, M. (2002). Procedures and equipment used for decontamination in the high radiation fields at NPP A-1.
- Roed, J., & Andersson, K. G. (1996). Clean-up of urban areas in the CIS countries contaminated by Chernobyl fallout. *Journal of Environmental Radioactivity*, 33(2), 107-116.
- Roughan, K. (2018). End of life management of radioactive sources. Waste Technology Section, IAEA.
- Salehe, M., & Kim, C.-L. (2013). Borehole disposal concept: a proposed option for disposal of spent sealed radioactive sources in Tanzania. *Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology (JNFCWT)*, 11(4), 293-301.
- Sanders, T., Gallagher, M., & Choularton, T. (2016). The characterisation and removal of water droplets in high pressure water jetting nuclear decontamination (16036). *Waste Management Conference 2016*,

- Setiawan, B., Sriwahyuni, H., Ekaningrum, N. E., Anggraini, Z., & Shadrina, N. (2021). Preliminary conceptual design of borehole disposal facility for disused sealed radioactive sources at Serpong Nuclear Center-Indonesia.
- Slosky, L. C. (2018). State and compact perspectives on current llw issues, Presented to the health physics society mid-year meeting. Denver, Colorado.
- Streatfield, I. (2017). United Kingdom arrangements for national registers of radioactive sources. IAEA international workshop on national registers of radiation.
- Takeuchi, S., Nakanoya, T., Kabumoto, H., & Yoshida, T. (2003). Improvement of high-voltage performance of acceleration tubes by cleaning the walls with a high-pressure water jet. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* 513 (2003) 429–438
- WIMP SERIES, wipe test counters with plastic scintillation detectors.
- Winegardner, W. K. (1996). Phase I aging assessment of nuclear air-treatment system high efficiency particulate air and adsorbers. *Nuclear engineering and design*, 163(3), 315-322.
- Yoo (2015). A study on the decontamination performance of radioactive metal wastes using ultra-high pressure water jet (Publication Number Bibliographic information available from INIS: http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:51122906; Available from Han Yang University, Seoul (KR) http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:51122906).
- Zhong, L., Lei, J., Deng, J., Lei, Z., Lei, L., & Xu, X. (2021). Existing and potential decontamination methods for radioactively contaminated

metals-A Review. Progress in Nuclear Energy, 139, 103854.

- 031 館極低微放射性廢棄物貯放場所安全評估報告 (2021)，行政院原子能委員會核能研究所。
- 031 館極低微放射性廢棄物暫存區運轉作業程序書 (2020)，行政院原子能委員會核能研究所。
- 化工組輻射防護作業程序 (2019)，行政院原子能委員會核能研究所。
- 核能研究所共通性輻射防護作業程序 (2020)，行政院原子能委員會核能研究所。
- 核能研究所輻射防護計畫 (2019)，行政院原子能委員會核能研究所。
- 核能研究所通案性固體廢棄物外釋作業程序書 (2014)，行政院原子能委員會核能研究所。
- 沈允中、廖子權、郭賢章 (2022)，低放廢金屬高壓水噴洗處理及化學除污之技術驗證，INER-16629。
- 陳茂維、沈允中 (2022)，半自動高壓水除污設備之設計概念及功能，INER-16628。

行政院原子能委員會核能研究所 放射化學實驗室分析申請單

申請單編號：1120949

申請人	副研究員周宜欣	電話	5987	申請日期	112年9月23日
申請單位或地址	化工組			單位主管簽章	張峯榮 1120922 1420
試樣名稱及數量	金屬片4件 (A-D) 摺紙紙 周宜欣			取樣來源	015
試樣型態	☒ 固態 ☐ 液態 ☐ 氣態 ☒ 放射 (表面劑量 0.15 μ Sv/h)				
分析項目	Y-MCA 含 ^{134}Cs 60-65, 65-137; Sr-89, Sr-90 及 α 、 β 總活度				
分析要求及備註					

◎敬告 貴客戶：

1. 請填妥申請單。2. 申請單要二份。3. 貴客戶所提供的測試樣品，會因測試需要，而造成樣品之減損與破壞。4. 除須註明原因特別要求留樣，否則完成分析時一併退樣，廢樣不領回本實驗室不負保管責任，統一棄毀。5. 申請者應保證所提供資料真實性及正當性，確保申請廠商、報告抬頭廠商、生產與供應商知悉且同意揭露於正式報告中，若有提供虛偽不實之情形，申請人應承擔相關法律責任。6. 報告以申請書資訊為主，報告出具後，內容一律不得更改。7. 測試報告出具天數為所有委託檢驗項目中最長之天數。8. 實驗室承諾，除法律或主管機關要求外，對在執行實驗室活動中所獲得或產生的所有資訊予以保密。9. 本實驗室不於測試報告中提供符合性聲明與量測不確定度。10. 因申請書版面限制，無法於申請書上詳述實驗方法與檢驗範圍等相關資訊，如您需要確認實驗方法與檢驗範圍等相關資訊時，煩請與實驗室聯絡。

申請人同意簽名或蓋章：

副研究員周宜欣

(以下由放射化學分析實驗室收樣端填寫)		
樣品接收人簽名或蓋章	張峯榮	劑量確認 (接收標準 < 25 μ Sv/h) 後請蓋章

CA-QP-0401-01

國家原子能科技研究院 放射化學分析實驗室

單位：國家原子能科技研究院

地址：桃園市龍潭區佳安里文化路 1000 號

電話：(03)-4711400 轉 5009

分析報告

報告編號： 1120949 接收日期： 112.09.23

申請單位： 化工組 申請人： 周宜欣

樣品名稱： 擦拭紙

分析項目： 加馬能譜分析、總 α/β 、Sr-89/90

報告簽署人： 研究助理張中年 簽署日期： 112.10.06

備註：1.本報告內容不得隨意翻印或複製，分離使用無效。

2.本報告僅對送檢樣品負責，說明此樣品之分析結果。

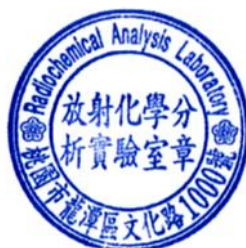


***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/9/25 01:37:00 PM MCA No....:AIM
 Sample Title :A ADC No....:DT1-30
 Sample Identification:1120949-A Detector No.:DT1-30
 Sample Size : 1.0000E+00 each Geometry No.:3018_filter
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/9/25 01:37:01 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1000.2 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.02 % NID Library:
 Reference Time :2023/9/25 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/8/1 Efficiency Calib. Date: 2023/5/26

Nuclide	Activity	Uncertainty
Name	(Bq/each)	
Co-57	< 2.562E-01	
Ga-68	< 4.563E-01	
NB-94	< 6.826E-01	
Ag-108m	< 6.207E-01	
I-123	< 3.475E-01	
Sb-125	< 1.867E+00	
I-131	< 5.176E-01	
Cs-134	< 6.855E-01	
U-235	< 5.880E-01	
U-238	< 2.026E+02	
Am-241	< 8.776E-01	
Co-60	1.169E+01	+ - 5.626E-01
Cs-137	8.380E-01	+ - 3.714E-01

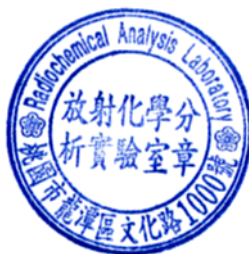


 ***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/9/25 01:37:00 PM MCA No....:Lynx
 Sample Title :B ADC No....:DT2-30
 Sample Identification:1120949-B Detector No.:DT2-30
 Sample Size : 1.0000E+00 each Geometry No.:3020_filter
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/9/25 01:37:03 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1005.2 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.52 % NID Library:
 Reference Time :2023/9/25 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/8/29 Efficiency Calib. Date: 2023/8/29

Nuclide Name	Activity (Bq/each)	Uncertainty
Co-57	< 5.873E-01	
Ga-68	< 8.312E-01	
NB-94	< 1.649E+00	
Ag-108m	< 1.281E+00	
I-123	< 6.524E-01	
Sb-125	< 3.887E+00	
I-131	< 1.200E+00	
Cs-134	< 1.425E+00	
Cs-137	< 1.960E+00	
U-235	< 1.099E+00	
U-238	< 4.064E+02	
Am-241	< 4.863E+00	
Co-60	1.047E+02	+ - 1.579E+00

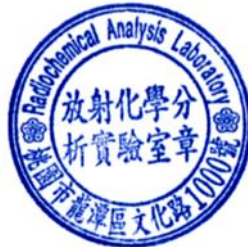


 ***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/9/25 01:37:00 PM MCA No....:AIM
 Sample Title :C ADC No....:DT3-30
 Sample Identification:1120949-C Detector No.:DT3-30
 Sample Size : 1.0000E+00 each Geometry No.:filter_3022
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/9/25 01:37:09 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1002.4 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.24 % NID Library:
 Reference Time :2023/9/25 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/8/2 Efficiency Calib. Date: 2023/5/26

Nuclide	Activity	Uncertainty
Name	(Bq/each)	
Co-57	< 4.800E-01	
Ga-68	< 5.642E-01	
NB-94	< 9.660E-01	
Ag-108m	< 9.082E-01	
I-123	< 5.564E-01	
Sb-125	< 2.840E+00	
I-131	< 8.069E-01	
Cs-134	< 7.811E-01	
Cs-137	< 1.185E+00	
U-235	< 8.159E-01	
U-238	< 2.007E+02	
Am-241	< 6.128E+00	
Co-60	8.105E+00	+ - 4.636E-01



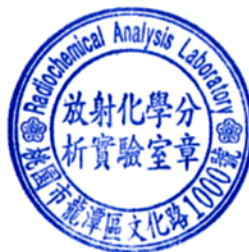
```

*****
*****      G A M M A   S P E C T R U M   A N A L Y S I S      *****
*****
Sample Date       :2023/9/25  01:37:00 PM MCA No....:AIM
Sample Title      :D                      ADC No....:DT4-30
Sample Identification:1120949-D           Detector No.:DT4-30
Sample Size       : 1.0000E+00 each       Geometry No.:3024_filter
Collector         :                      Review:
Acquisition Date :2023/9/25  01:37:05 PM Peak Confidende Factor:95%
Live Time:       : 980.4 seconds          Identification Energy Window:+-2
Real Time:       : 1092.6 seconds         Error Quotation: 1.00/SIGMA
Dead Time:       : 10.27 %               NID Library:
Reference Time   :2023/9/25              C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB
-----
Energy Calib. Date :2023/4/24            Efficiency Calib. Date: 2023/5/26
*****

```

Nuclide	Activity	Uncertainty
Name	(Bq/each)	
Co-57	< 4.285E-01	
Co-60	< 1.181E-01	
Ga-68	< 2.395E-01	
NB-94	< 2.860E-01	
Ag-108m	< 3.759E-01	
I-123	< 3.458E-01	
Sb-125	< 1.312E+00	
I-131	< 3.604E-01	
Cs-134	< 2.644E-01	
Cs-137	< 4.902E-01	
U-235	< 3.720E-01	
U-238	< 4.846E+01	
Am-241	< 3.242E+02	

No peak search results available for nuclide analysis.



國家原子能科技研究院
放射化學分析實驗室

分析報告

編號：1120949

樣品編號	核種活度 (Bq / ea)	
A	總 α	< 9.32E-02
	總 β	8.35E+00 $\pm$ 2.28E-01
	Sr-89	< 4.23E-01
	Sr-90	< 3.26E-01
B	總 α	9.92E-02 $\pm$ 6.27E-02
	總 β	8.12E+01 $\pm$ 6.71E-01
	Sr-89	< 4.47E-01
	Sr-90	< 3.44E-01
C	總 α	< 9.43E-02
	總 β	6.04E+00 $\pm$ 1.90E-01
	Sr-89	< 4.23E-01
	Sr-90	< 3.25E-01
D	總 α	< 8.70E-02
	總 β	1.82E+01 $\pm$ 3.31E-01
	Sr-89	< 3.91E-01
	Sr-90	5.50E-01 $\pm$ 2.70E-01



國家原子能科技研究院 放射化學實驗室分析申請單

申請單編號： 1121032

申請人	周宜欣	電話	5987	申請日期	112 年 10 月 16 日
申請單位 或地址	化工所			單位主管 簽章	副研究員沈錦昌
試樣名稱 及數量	擦拭紙4件(A'~D')			取樣來源	015館
試樣型態	☒ 固態 ☐ 液態 ☐ 氣態 ☒ 放射 (表面劑量 0.12 μ Sv/h)				
分析項目	γ -MCA 含 Co-60, Cs-134, Cs-137, Sr-89, Sr-90 及 α , β 總計含量				
分析要求 及備註					

◎敬告 貴客戶：

1. 請填妥申請單。2. 申請單要二份。3. 貴客戶所提供的測試樣品，會因測試需要，而造成樣品之減損與破壞。4. 除須註明原因特別要求留樣，否則完成分析時一併退樣，廢樣不領回本實驗室不負保管責任，統一棄毀。5. 申請者應保證所提供資料真實性及正當性，確保申請廠商、報告抬頭廠商、生產與供應商知悉且同意揭露於正式報告中，若有提供虛偽不實之情形，申請人應承擔相關法律責任。6. 報告以申請書資訊為主，報告出具後，內容一律不得更改。7. 測試報告出具天數為所有委託檢驗項目中最長之天數。8. 實驗室承諾，除法律或主管機關要求外，對在執行實驗室活動中所獲得或產生的所有資訊予以保密。9. 本實驗室不於測試報告中提供符合性聲明與量測不確定度。10. 因申請書版面限制，無法於申請書上詳述實驗方法與檢驗範圍等相關資訊，如您需要確認實驗方法與檢驗範圍等相關資訊時，煩請與實驗室聯絡。

申請人同意簽名或蓋章：

副研究員周宜欣

(以下由放射化學分析實驗室收樣端填寫)

樣品接收人 簽名或蓋章	詹一陽	劑量確認 後請蓋章	(接收標準 < 25 μ Sv/h)
----------------	-----	--------------	------------------------

CA-QP-0401-01(1.0)

國家原子能科技研究院

放射化學分析實驗室

單位：國家原子能科技研究院

地址：桃園市龍潭區佳安里文化路 1000 號

電話：(03)-4711400 轉 5009

分析報告

報告編號： 1121032 接收日期： 112.10.16

申請單位： 化工所 申請人： 周宜欣

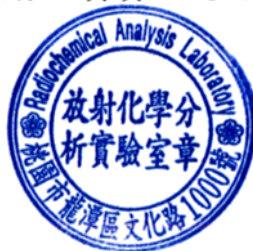
樣品名稱： 擦拭紙

分析項目： 加馬能譜分析、總 α/β 、Sr-89/90

報告簽署人：  簽署日期： 112.10.18

備註：1.本報告內容不得隨意翻印或複製，分離使用無效。

2.本報告僅對送檢樣品負責，說明此樣品之分析結果。



 ***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/10/17 02:45:00 PM MCA No....:AIM
 Sample Title :FILTER ADC No....:DT1-30
 Sample Identification:1121032-A Detector No.:DT1-30
 Sample Size : 1.0000E+00 EACH Geometry No.:3018_filter
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/10/17 02:45:56 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1000.1 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.01 % NID Library:
 Reference Time :2023/10/17 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/8/1 Efficiency Calib. Date: 2023/5/26

Nuclide Name	Activity (Bq/EACH)	Uncertainty
Co-57	< 2.103E-01	
Co-60	< 6.129E-01	
Ga-68	< 3.366E-01	
NB-94	< 3.412E-01	
Ag-108m	< 4.024E-01	
I-123	< 2.421E-01	
Sb-125	< 1.201E+00	
I-131	< 3.676E-01	
Cs-134	< 3.115E-01	
Cs-137	< 1.081E+00	
U-235	< 4.563E-01	
U-238	< 7.755E+01	
Am-241	< 7.874E-01	

No peak search results available for nuclide analysis.



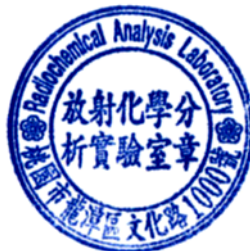
 ***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/10/17 02:45:00 PM MCA No....:Lynx
 Sample Title :FILTER ADC No....:DT2-30
 Sample Identification:1121032-B Detector No.:DT2-30
 Sample Size : 1.0000E+00 EACH Geometry No.:3020_filter
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/10/17 02:45:57 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1005.6 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.56 % NID Library:
 Reference Time :2023/10/17 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/8/29 Efficiency Calib. Date: 2023/8/29

Nuclide Name	Activity (Bq/EACH)	Uncertainty
Co-57	< 2.314E-01	
Co-60	< 6.374E-01	
Ga-68	< 3.641E-01	
NB-94	< 3.571E-01	
Ag-108m	< 2.463E-01	
I-123	< 2.455E-01	
Sb-125	< 6.737E-01	
I-131	< 3.320E-01	
Cs-134	< 3.825E-01	
Cs-137	< 5.319E-01	
U-235	< 4.302E-01	
U-238	< 5.946E+01	
Am-241	< 1.825E+00	

No peak search results available for nuclide analysis.



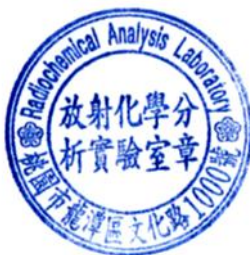
 ***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/10/17 02:45:00 PM MCA No....:AIM
 Sample Title :FILTER ADC No....:DT3-30
 Sample Identification:1121032-C Detector No.:DT3-30
 Sample Size : 1.0000E+00 EACH Geometry No.:filter_3022
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/10/17 02:45:59 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1001.4 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.14 % NID Library:
 Reference Time :2023/10/17 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/8/2 Efficiency Calib. Date: 2023/5/26

Nuclide Name	Activity (Bq/EACH)	Uncertainty
Co-57	< 4.287E-01	
Co-60	< 6.781E-01	
Ga-68	< 4.490E-01	
NB-94	< 3.409E-01	
Ag-108m	< 5.788E-01	
I-123	< 4.447E-01	
Sb-125	< 1.600E+00	
I-131	< 6.116E-01	
Cs-134	< 4.925E-01	
Cs-137	< 7.025E-01	
U-235	< 6.274E-01	
U-238	< 8.938E+01	
Am-241	< 5.768E+00	

No peak search results available for nuclide analysis.



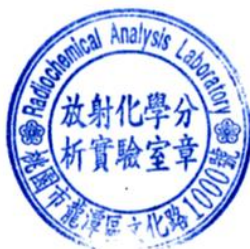
 ***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

Sample Date :2023/10/17 02:45:00 PM MCA No....:AIM
 Sample Title :FILTER ADC No....:DT4-30
 Sample Identification:1121032-D Detector No.:DT4-30
 Sample Size : 1.0000E+00 each Geometry No.:3024_filter
 Collector : Review:
 Acquisition Date :2023/10/17 02:45:55 PM Peak Confidende Factor:95%
 Live Time: 1000.0 seconds Identification Energy Window:+-2
 Real Time: 1000.0 seconds Error Quotation: 1.00/SIGMA
 Dead Time: 0.00 % NID Library:
 Reference Time :2023/10/17 C:\GENIE2K\CAMFILES\Long_life.NLB

 Energy Calib. Date :2023/4/24 Efficiency Calib. Date: 2023/5/26

Nuclide Name	Activity (Bq/each)	Uncertainty
Co-57	< 2.624E-01	
Co-60	< 5.609E-01	
Ga-68	< 3.706E-01	
NB-94	< 3.251E-01	
Ag-108m	< 3.280E-01	
I-123	< 2.526E-01	
Sb-125	< 1.182E+00	
I-131	< 3.534E-01	
Cs-134	< 3.937E-01	
Cs-137	< 4.806E-01	
U-235	< 3.758E-01	
U-238	< 5.995E+01	
Am-241	< 2.492E+00	

No peak search results available for nuclide analysis.

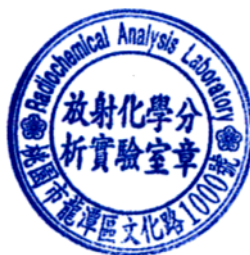


國家原子能科技研究院
放射化學分析實驗室

分 析 報 告

編號：1121032

樣品編號	核種活度 (Bq / ea)	
A'	總 α	< 9.32E-02
	總 β	< 1.34E-01
	Sr-89	< 3.52E-01
	Sr-90	< 2.40E-01
B'	總 α	< 9.32E-02
	總 β	< 1.34E-01
	Sr-89	< 3.52E-01
	Sr-90	< 2.40E-01
C'	總 α	< 9.43E-02
	總 β	< 1.25E-01
	Sr-89	< 3.52E-01
	Sr-90	< 2.40E-01
D'	總 α	< 8.70E-02
	總 β	< 1.38E-01
	Sr-89	< 3.52E-01
	Sr-90	< 2.40E-01



測試報告

國家原子能科技研究院

解除管制量測實驗室

桃園市龍潭區佳安里文化路 1000 號

電話：(03)4711400 轉 7968

報告編號：CML-SWAM2-112004

樣品名稱：低放處置廠對外接收廢棄金屬(1 桶)

分析項目：總比活度分析

送測單位：化工組 (周宜欣)

單位地址：015 館

接收日期：112 年 10 月 18 日



本報告含封面共 2 頁，分離使用無效。本報告僅說明此樣品之測試結果，不作其他用途，不作合法性判斷，不提供報告之符合性聲明、意見解釋，除非獲得實驗室書面同意，報告應不得摘錄複製，但全部複製除外。

測 試 報 告			報告編號：CML-SWAM2-112004		
測 試 結 果					
樣品代號	樣品名稱	分析核種/放射性	比活度值	計測不確定度(1σ)	單位
BI-029	廢金屬	總加馬活度	27.64	0.3	Bq/kg
測 試 說 明					
取樣地點：015 館 申請日期：112/10/18 計測日期：112/10/20 樣品數量：1 計測儀器：解除管制量測 SWAM2 系統 儀器編號：950000016 計測時間：120 秒 測試程序書：解除管制量測 SWAM2 系統標準作業程序書（ HP-CM-WI 1702）					
報告簽署人	李 結 偉		簽發日期	112. 10. 23	

HP-CM-QP2401-01(1)

「112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」外部同儕審查 會議紀錄

時間：112 年 6 月 7 日	地點：國原院 070 館 201 會議室
主席：邱垂煥 化工所所長	紀錄：黃朝威
審查委員：顏溪成博士、魏聰揚博士 核能安全委員會：王錫勳技正、陳又新先生 國家原子能科技研究院：張峯榮、周宜欣、郭柏慶、王政荃等， 詳如簽到單	
會議記錄內容	
一、為執行物料管理局「112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」委託研究案，契約要求應接受外部同儕審查制度，於期中報告初稿送出前召開 1 次文件品質內審會議，以確保報告品質。因此擬接受核能安全委員會期中查訪作業及邀請 2 位外部同儕專業委員，辦理同儕審查以符合計畫要求。 二、周宜欣計畫主持人簡報期中工作進度內容，說明後續工作規劃，執行小量低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量處理技術驗證，並估算廢金屬經高壓水刀處理，達外釋重量於本院廢料廠貯庫之佔比。 三、魏聰揚委員建議“high pressure water jet”之相對中文名稱宜一致，本計畫報告統一以「高壓水噴洗」表述。高壓水添加化學藥劑增加除污效果，與純水之作用機制一致；然而添加研磨材料是另一種技術，通常用於切割。本計畫期中報告第二章新增高壓水噴洗搭配化學、機械除污技術之協同效應，分類述明高壓水噴洗加入磨料顆粒及化學試劑，表面受放射性污染之物件，提升除污效能之有效性。 四、魏聰揚委員建議注明是高壓水處理還是超高壓水處理，因為兩者清洗機制不同，高壓水處理的清理機制是使用水在高壓下產生的衝擊力清理表面污染物達到除污效果；超高壓水處理的清理機制是製造水中大量氣泡，利用氣泡撞擊表面造成的破裂力清理表面達到除污效果。 五、顏溪成委員表示嘉許本計畫期中報告蒐集及研析國際相關在表面污染放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術、針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證，內容詳實，可以作為後續處理參考。	

- 六、顏溪成委員建議未來實驗測試使用 DI 水操作除污噴洗放射性廢棄金屬板材，若高壓水噴洗系統使用 DI 水，有機會除去水質雜質離子與放射性核種之交互作用，簡化蒸發濃縮之水質處理程序，與減緩相關設備與儲槽之腐蝕性。
- 七、顏溪成委員建議未來實驗測試需要量化高壓水噴洗所使用水量，以方便預估日後的成本分析與所需水量。

紀錄：

技術員黃朝威 0608
10:05

副研究員周宜欣 0608
010

審核：

3月
化學工程師 邱垂煥 0608
10:30

「112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢
射源安全管理之研析」

物管局期中查訪暨外部同儕審查會議

時間：112 年 6 月 7 日(星期三) 10:30

地點：核能研究所化工組 070 館 201 會議室

簽到單

單位	簽名處	單位	簽名處
審查委員	魏定邦	核研所	黃秀浪
	顏溪鳳		邱垂煥
物管局	王錫勳		廖瑞弘
	成又時		郭柏慶
			張壽榮
核研所	周宜欣		廖宥欽
	黃朝成		甘孟和
	王政堯		施清芳

112 年低微表面污染放射性廢棄物高壓水刀減量技術與廢射源安全管理之研析」外部同儕審查意見與回覆說明

審查委員：魏聰揚 博士

審查意見	回覆說明
1. 報告中 “high pressure water jet”之相對中文名稱宜一致，不要隨參考資料之用詞而有多種陳述，如高壓水刀、水射流、噴洗等。	謝謝委員建議，本計畫報告統一以「高壓水噴洗」表述。
2. 核素為大陸用語，建議改用國內通用的「核種」一詞。	謝謝委員指正，本計畫修訂表述為「核種」。
3. 資料彙整對於高壓水與超高壓水之除污應用宜有所區別，因其設備與除污作用原理有所差異。	謝謝委員建議，本研究進行國際相關文獻分析，以文獻所載效果較佳之壓力與噴射角分類如表 2.1 所示，後續各節則分別依文獻發表年度順序(較早至較近)進行討論分析。
4. 高壓水添加化學藥劑增加除污效果，與純水之作用機制一致；然而添加研磨材料是另一種技術，通常用於切割。文中所提「濕式噴洗」，應較類似 blasting，與高壓水技術較不一樣。	謝謝委員建議，第二章新增高壓水噴洗搭配化學、機械除污技術之協同效應，分類述明高壓水噴洗加入磨料顆粒及化學試劑，表面受放射性污染之物件，提升除污效能之有效性。
5. 廢射源檢整確實有需求。應依廢射源分類(category)建議未來處置方式。且廢射源歸類為低放射性廢棄物，未來亦應配合低放處置場接收規範，規劃適當包裝方式，及提出配合廢射源處置的特殊處置設計(如報告中所提處置坑)。	謝謝委員建議，本院 067 館低放射性廢棄物區貯有較高活度放射性廢棄物區貯有 174 桶，本廠房廢棄物大多來自本院產生，主要核種為 Cs-137。067 館廢棄物貯存狀況均符合原始廢棄物貯存規劃要求。本院 075 館一樓貯存區貯有廢射源共 9,823 枚(主要來自所外醫、農、工及學術界產生，貯存於棧板箱中)及廢棄物約 175 桶+2 箱(約當 12 桶貯量)。所外廢棄物則因其來源不同，所含核

	種不盡相同。075 館廢棄物貯存狀況均符合原始廢棄物貯存規劃要求。
--	-----------------------------------

審查委員：顏溪成 博士

審查意見	回覆說明
本期中報告的計畫為期一年，蒐集及研析國際相關在表面污染放射性廢棄物之高壓水刀減量處理技術、針對小量低微表面污染放射性廢棄物進行高壓水刀減量處理技術驗證，內容詳實，可以作為後續處理參考。	謝謝委員嘉許勉勵，後續將仔細研讀彙整蒐集 2015~2022 國外相關高壓水刀減量處理技術資料，使計畫報告內容更顯豐沛完整。
蒐集資料分析佳，國際間廢射源安全管理了解透澈。	謝謝委員嘉許勉勵，後續將仔細研讀彙整蒐集國際間廢射源相關資訊，使計畫報告內容更為完整。
請在文中補充 DF 值定義。	謝謝委員建議，計畫報告補述 DF 為除污因子 (decontamination factor)，又 $DF = X_0/X$ ，在除污前輻射劑量率為 X_0 ，除污後輻射劑量率為 X 。
除污過程中被移除的含放射性廢棄物的廢水如何分離再回用？	謝謝委員提問，高壓水刀設備除污後之含放射性廢棄物廢水，先經過洗滌廢液收集貯存，再運送至液體場處理。
水流中含磨料粒子效果比較好還是用清 DI 水？	謝謝委員提問與建議，目前本院高壓水噴洗系統使用施壓水柱介質為自來水，尚未實驗測試使用 DI 水操作除污噴洗放射性廢棄金屬板材，若高壓水噴洗系統使用 DI 水，有機會除去水質雜質離子與放射性核種之交互作用，簡化蒸發濃縮之水質處理程序，與減緩相關設備與儲槽之腐蝕性。

外部同儕審查會議剪影__1120607

