

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫期末報告(修訂版)

核電廠除役低放射性廢棄物處理管
制之安全審查技術研究

計畫編號：104FCMA017

執行單位：義守大學

計畫主持人：吳裕文

共同主持人：陳清江、王詩涵、黃美利、王曉
剛、劉明樓、劉文仁

研究期程：中華民國 105 年 1 月至 105 年 12 月

核電廠除役低放射性廢棄物處理管 制之安全審查技術研究

受委託單位：義守大學

研究主持人：吳裕文

協同主持人：陳清江、王詩涵、黃美利、王曉剛、劉明樓、劉文仁

研究期程：中華民國 105 年 1 月至 105 年 12 月

研究經費：新臺幣 306 萬元

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究

中華民國 107 年 06 月

子計畫一：

除役核電廠低放射性廢棄物活度量測品質保證
審查技術之研究(修訂版)

子計畫主持人：陳清江

共同主持人：吳裕文

(本頁空白)

(一)中文摘要.....	1
(二) ABSTRACT	3
第一章 研究背景與目的	6
1.1 前言	6
1.2 研究目的	12
第二章 研究規劃與方法	13
第三章 除役法規.....	18
3.1 台灣除役法規.....	19
3.2 美國除役法規.....	20
3.3 日本除役法規.....	23
3.4 法國除役法規.....	25
第四章、除役策略.....	26
4.1 美國除役策略.....	27
4.2 日本除役策略.....	27
4.3 德國除役策略.....	28
4.4 法國除役策略.....	29
第五章 除役除污.....	30
第六章 除役放射性廢棄物管理.....	33
6.1 廢棄物特性調查.....	34
6.1.1 主要來源廢棄物類型.....	34
6.1.2 二次來源廢棄物類型.....	35
6.2 除役廢棄物減量策略	35
6.3 解除管制	37
6.4 除役廢棄物減容方法	38
6.5 大型組件處理方法	39
6.6 用過核子燃料管理	41
第七章 低放射性廢棄物之分類與核種活度量測.....	43

7.1 各國低放射性廢棄物分類現況.....	43
7.1.1 美國廢棄物分類制度.....	44
7.1.2 法國廢棄物分類制度.....	48
7.1.3 日本廢棄物分類制度.....	48
7.2 低放射性廢棄物核種分析與活度量測.....	50
7.2.1 加馬核種活度量測.....	51
7.2.2 區段式加馬能譜儀.....	52
7.2.3 Q2 加馬量測系統.....	53
7.2.4 現場式活度偵檢系統.....	56
7.2.5 整桶加馬能譜計測設備.....	57
7.2.6 廢棄物桶檢查系統.....	59
第八章、國內外廢棄物桶加馬核種活度量測比較實驗及經驗.....	62
8.1 我國解除管制量測能力試驗.....	62
8.1.1 能力試驗之方法.....	62
8.1.2 結果.....	63
8.2 歐洲 ESARDA.....	64
8.2.1 標準桶及參考物質製備.....	65
8.2.2 核子物質比較試驗.....	67
8.3 美國低放射性整桶計測比較試驗.....	67
8.4 歐洲 ENTRAP.....	72
8.4.1 NDA 系統及校正方法.....	74
第九章 除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制建議.....	76
9.1 各國除役核電廠低放射性廢棄物活度量測技術資訊及執行現況.....	76
9.2 TAF 對解除管制量測品質的特殊要求細節.....	78
9.3 除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制建議.....	82
9.3.1 台電除役計畫第十五章中的量測品保要求.....	82
9.3.2 建議新增量測品保事項.....	84

9.4 建議新增之核電廠除役輻射量測品質保證規範	90
期中報告審查意見回覆表	100
期末報告審查意見回覆表	101
參考文獻	103

圖目錄

圖 6.2-1、核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖.....	37
圖 7.2.2-1、區段式加馬能譜儀[McClelland 2003].....	54
圖 7.2.3-1、核能研究所 Q2 系統.....	55
圖 7.2.3-2、Q2 系統主要組件示意圖.....	55
圖 7.2.3-3、整桶廢棄物活度分布及偵檢器應答示意圖.....	57
圖 7.2.4-1、核研所現場式活度偵檢系統.....	58
圖 7.2.5-1、核研所加馬核種整桶量測系統.....	59
圖 7.2.5-2、核研所三貯庫廢棄物整桶加馬能譜計測設備.....	59
圖 7.2.6-1、WDIS 廢棄物桶輸送與外觀檢查單元.....	61
圖 7.2.6-2、WDIS 廢棄物桶表面劑量率度量與表污染擦拭總 α 量測 單元.....	62
圖 7.2.6-3-1、WDIS 廢棄物桶加馬核種活度量測單元.....	62
圖 8.2.1-1、NDA-WG 使用 100L 之參考標準桶.....	67
圖 8.3-1、LANL 比較試驗廢料桶.....	70
圖 8.3-2、LANL 低放射性廢棄物桶比較試驗結 果.....	72

表目錄

表 5-1、除役除污分類一覽表.....	33
表 6.3-1、部分國家部分無條件解除管制基準比較表.....	39
表 6.5-1、美國除役核能電廠大型組件移除與處置一覽表.....	42
表 7.1-1、各國與國際組織放射性廢棄物分類摘要.....	45
表 7.1.1-1、美國 10CFR61.55 廢棄物分類表之長半衰期核種濃度限 值.....	48
表 7.1.1-2、美國 10CFR61.55 廢棄物分類表 2 之長半衰期核種濃度限 值.....	48
表 7.1.3-1、美日法等國低放射性廢棄物法規濃度上限值之比較.....	51
表 7.2.1-1、國內量測設備異同比較.....	52
表 8.3-1、LANL 廢料桶比較試驗結果（偏差及精密 度）.....	71
表 8.4-1、ENTRAP 比較試驗參與實驗.....	75

(一)中文摘要

針對低放射性廢棄物，我國已經制定“一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法”與“一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則”，拆除的廢棄物可經輻射偵檢後，符合外釋計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。放射性廢棄物之核種及活度是廢棄物分類的重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度，有賴良好的量測實驗室品質保證制度之運作與維持。

本計畫針對除役核電廠低放射性廢棄物活度量測品質保證審查技術作深入的探討，參考國外經驗與國內技術運作現況，透過引進國際標準 ISO 17025：2005 實驗室品質管理系統，達到持續提升量測品質並增進量測分析結果之公信力，以符合主管機關行政院原子能委員會放射性物料管理局之政策要求。

擬研究之具體目標如下：

1. 收集分析各國除役核電廠低放射性廢棄物活度量測技術資訊。
2. 收集分析各國除役核電廠之活度量測品質保證相關技術資訊。
3. 提出除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制建議。
4. 參考國際上有除役經驗的先進國家經驗，建立本土化的除役核電廠活度量測及其品質保證之審查規範。

本報告首先指出制定除役核電廠活度量測及其品質保證之審查規範的必要性，其次說明國內外核電廠除役作業與活度量測相關規範，引進 ISO 17025：2005 實驗室品質管理系統的精神與重要的品保要求細項，最後提出核電廠除役輻射量測品質保證之審查規範建議。

(二) ABSTRACT

Study of evaluation techniques on radioactivity measurement QA of low-level radioactive waste from decommissioning nuclear power plant.

A decommissioning plan is the last important issue for the operation of nuclear power plants. The unit one reactor of 1st Nuclear Power Plant in Taiwan will permanently shut down in December 2018. Taipower company must put forward decommissioning plan before December 2015. Decommissioning of nuclear facilities must be performed and completed in line with regulatory requirements. The main regulatory compliance is based on "Nuclear Reactor Facility Control Law" and its implementation rules, together with other relevant laws and regulations to regulate the reactor decommissioning operations.

For low-level radioactive waste, FCMA have developed "A certain activity or specific activity radioactive waste management practices rule" and "A certain activity or specific activity radioactive waste release plan guidelines". After radiation measurement, the dismantled waste in line with the release plan's "release criteria" can be regarded as "ordinary waste". Measurement of radionuclide and radioactivity is an important basis for classification of low-level radioactive waste. Reliability of radionuclide activity measurement technology and measurement accuracy of the data depends on the good functioning of the quality assurance system. Therefore, the review and verification of low-level radioactive waste measurement technology is an important topic to be studied.

This project will discuss in-depth on the review and certification

standards of measurement technology of low-level radioactive waste. Review the status of the domestic operations and the experience of foreign technology, introduce the ISO 17025 : 2005 quality assurance system to promote the activity measurement quality assurance of decommissioning nuclear power plant. Propose the review key points of the measurements for low-level radioactive waste to improve the accuracy of measurements.

The objectives of the proposed research are as follows:

1. Collection and analysis of activity measuring technical information of low-level radioactive waste from decommissioning nuclear power plants of foreign countries.
2. Collect and analyze the activity measurement quality assurance related technical information of decommissioned nuclear power plants of foreign countries.
3. Propose the review and regulatory proposal for the activity measurement and quality assurance of decommissioning nuclear power plant.
4. Set up a localized standard review plan for radioactivity measurement QA system of decommissioning nuclear power plant.

In this report, first, we collect and analyze the radioactivity measurement technology information of low-level radioactive waste from developed countries. Including formulation of the implementation and clearance plan of low-level radioactive waste are collated. The ISO 17025 : 2005 quality assurance system is proposed to apply in the activity measurement quality assurance of decommissioning nuclear power plant. Finally, the standard review plan for radioactivity measurement QA system

of decommissioning nuclear power plant is set out.

第一章 研究背景與目的

1.1 前言

依據「放射性物料管理法」第二十一條所訂定之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章，規定低放射性廢棄物處置、貯存，必須述明廢棄物來源、核種與活度，並依核種與活度分為 A、B、C 與超 C 類，再依類別加以處置。因此廢棄物之核種與活度量測為廢棄物分類之重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度，有賴良好的品質認證制度之運作來維持。

位於核能研究所的國家游離輻射標準實驗室(NRSL)在 2014 年舉辦的低放射性活度量測比對，國內有 6 部純鍍偵檢器加馬能譜定性定量系統參加，模擬放射性廢棄物將測試桶分成活度非均勻分布金屬桶 5 桶，與已知標準值比較 Cs-137 及 Co-60 活度最大差異為-65 % 及-62 %。另一模擬放射性廢棄物整桶活度均勻分布的非金屬桶 4 桶，與全體參與偵檢器的平均值比較 Cs-137 及 Co-60 最大差異為 25% 及 33 %。因此，量測品質保證制度的建立與執行是相當重要的制度。

針對低放射性廢棄物，我國已經制定“一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法”與“一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則”，拆除的廢棄物可經輻射偵檢後，符合外釋計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。廢棄物之核種及活度是廢棄物分類的重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度，有賴良好的量測實驗室品質認證制度之運作維持。因此，低放射性廢棄物量測與分析技術的審查與驗證技術是一重要的待研究課題。

核管法及其施行細則有關除役之輻射偵測與品質保證規定摘錄

如下：

核子反應器設施品質保證準則（民國 92 年 06 月 25 日 發布）共 23 條，與量測品保相關條文有 4 條摘錄如下：

第 1 條

本準則依核子反應器設施管制法第七條規定訂定之。

第 9 條

對品質有影響之作業應有程序書、工作說明書或圖說，以規定合適之作業規定，並據以執行。前項程序書、工作說明書或圖說，應包括定量或定性之可接受標準，以作為判定重要作業是否圓滿完成。

第 10 條

對品質有影響之作業文件，包括程序書、工作說明書、圖說或測試軟體等，應建立措施以控制其發行及修訂，並確保上述文件均經權責人員審查及核定，且應分送各有關工作場所據以使用。

前項文件之修訂應經由該文件原審查及核定機構重新審查及核定。但經營者得委託其他機構執行。

第 16 條

經營者應建立措施以確保工具、量具、儀器及其他量測與測試設備（包括測試軟體），在規定期限內有適當之管制、校正及調整，以維持

其準確性。使用之量測及測試設備功能不正常或誤差超出標準時，應追查該設備功能異常期間所完成之測試工作，並評估其測試有效性。

第 21 條

影響品質作業之品質保證紀錄，應包括運轉紀錄與相關作業之審核、檢查、測試、稽核、監控、材料分析結果及工作人員資格檢定、程序書、設備資料等紀錄。紀錄應妥為保存，並易於區別及調閱。

前項檢查及測試之紀錄應記載檢查者或記錄人員之姓名、觀察方式、結果、合格標準及對發現缺失所為之處置。

經營者應建立措施規定紀錄保存期限、地點及負責人員之職責等事項。

核子反應器設施除役許可申請審核辦法(中華民國 101 年 07 月 09 日會物字第 1010010790 號令修正)，與量測品保相關條文有 1 條摘錄如下：

第 三 條 前條第一項除役計畫，應載明下列事項：

七、除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施與其處理、運送、貯存及最終處置規劃。

十三、品質保證方案。

核子反應器設施除役計畫導則 (民國 103 年 09 月 19 日 發

布／函頒)中有關輻射偵測與品質保證規定如下述第四、九、十一、十五章，內容摘錄如下：

第四章 廠址與設施之特性調查及評估結果

一、調查範圍

說明特性調查的範圍，包括廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。

二、特性調查計畫

說明調查項目、調查基準、品保計畫、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）；調查方法包括：放射性污染設施盤點、歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。

第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃

（一）說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。

（二）說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態、數量。

（三）說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性、空間劑量率等特性。

第十一章 環境輻射監測

說明除役期間之環境輻射監測規劃，包含設施內、外之偵測項目（含環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業等），並說明規劃之偵測方法、偵測對象、目的、取樣地點、取樣頻率、活度單位及重要之附記等。

第十五章 品質保證方案

說明除役相關作業的品質保證計畫，其所涵蓋之除役作業需列表承諾，其內容應包括：

- 一、組織
- 二、品質保證方案
- 三、設計管制
- 四、採購文件管制
- 五、工作說明書、作業程序書及圖面
- 六、文件管制
- 七、採購材料、設備及服務之管制
- 八、材料、零件及組件之標示與管制
- 九、特殊製程管制
- 十、檢驗

- 十一、試驗管制
- 十二、量測及試驗設備管制
- 十三、裝卸、貯存及運輸
- 十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制
- 十五、不符合材料、零件或組件之管制
- 十六、改正行動
- 十七、品質保證紀錄
- 十八、稽查

一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法（民國 93 年 12 月 29 日發布），與量測品保相關條文有 1 條摘錄如下：

第 4 條

放射性廢棄物之活度或比活度符合前條規定限值以下者，得予外釋。

廢棄物之外釋，申請者應提出載明下列事項之外釋計畫，報請主管機

關核准後，始得為之：

- 一、管理組織及權責。
- 二、廢棄物之來源及特性。
- 三、廢棄物之活度或比活度量測及分析方法。
- 四、廢棄物之外釋方式及場所。

五、品質保證方案。

由上述彙整的規定顯示，除役過程需要大量的輻射偵測工作，尤其是初期的廠址與設施之特性調查及評估工作，使用多種輻射偵測設備，特別是針對放行與外釋的放射性污染篩選量測，直接與低放射廢料產量密切相關，故有必要建立本土化的除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制規範，作為承包廠商執行輻射偵測的品質保證依循。

1.2 研究目的

本計畫將針對除役核電廠低放射性廢棄物活度量測品質保證審查技術作深入的探討，參考國外經驗與國內技術運作現況，透過引進國際標準 ISO 17025：2005，建立實驗室管理系統，達到持續提升量測品質並增進量測分析結果之公信力，並符合主管機關行政院原子能委員會放射性物料管理局之政策要求。擬研究之具體目標如下：

1. 收集分析各國除役核電廠低放射性廢棄物活度量測技術資及執行現況。
2. 收集分析各國除役核電廠之活度量測品質保證相關技術資訊。
3. 提出除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制建議。
4. 參考國際上有除役經驗的先進國家經驗，建立本土化的除役核電測及其品質保證之審查管制規範。

本計畫將參考除役計畫相關章節之佐證技術支援報告，並與國外案例比較分析，期望對除役計畫內容提出管制建議。進行國外除役低放射性廢棄物解除管制與國內法規之比較研究。

在國外文獻回顧方面，將過去物管局委託核研所或核研所自提研究計畫做一個整理，以便掌握國內目前的相關研究概況。

本子計畫除針對上述資訊之持續收集、研讀外，並進行深入分析，提出未載於各國除役計畫與報告書中之創新內容，供未來進行除役計畫審查之參考。

預計將於計畫中持續收集國內外相關資料，並配合相關法令，研擬適合於本國核能電廠除役作業之低放射性廢棄物活度量測品質保證審查技術，以確保除役計畫之完備。

第二章 研究規劃與方法

本計畫將參考台電公司核一廠除役計畫重要章節之佐證技術支援報告，並與國外案例比較分析，期望對核一廠除役計畫內容提出管制建議。進行國外除役低放射性廢棄物解除管制與國內法規之比較研究。在國內外文獻回顧方面，將過去物管局委託核研所或核研所自提研究計畫做一個整理，以便掌握國內目前的研究概況。

一般核能設施運轉 40 年後即面臨除役或延役的考量，除役將產生大量之極低活度放射性廢棄物待處理，而依據德國及日本等國家之實務經驗，極低活度放射性廢棄物佔廢棄物總量的 90% 以上。配合行政院原子能委員會 93 年 12 月 29 日發布之「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，各核能設施機構可依據管理辦法第四條第

二項之規定，處理其累積已趨近庫存飽和量的放射性廢棄物，預期未來隨各核能電廠之運轉仍會持續產生大量極低活度放射性廢棄物，尤其在進入除役及解除管制階段時，在外釋計畫申請核准後，廢棄物均需依據擬訂之量測程序進行量測分析，以確保廢棄物之比活度符合管理辦法的要求，再執行外釋廠外作業。

國內核能研究所已經完成台灣研究用反應器（TRR）之濕貯槽拆除產生之混凝土塊量測與外釋，以及完成初期部份的廢金屬固體廢棄物之外釋量測作業，每一件廢棄物材料的物理特性(大小)，要適用於一般性常使用的評估方法、監測儀器與設備、量測的尺寸。

對於解除管制外釋作業，一般採用人工方式的逐件量測，大多數預估所有的量測結果皆近似於背景，而不易判定是否具有放射性，認為是一種無趣及無意義的量測程序。良好的量測技術應該有能力識別每一個樣品，並達到正確的判定該樣品可能超過量測限值的 95%信心水準，應有反複的選擇適當技術的程序，以取得總成本（時間、設備、服務及員工成本）與技術品質的平衡點。可接受的最低可測活度 AMDA 為選擇技術與設備的基礎，良好的選擇是所提供量測技術的結果，可以使用最小成本而達成品質的要求。

核電廠除役的解除管制外釋作業在國外已經有相當多經驗，在美國多部會輻射偵檢與廠址調查指引(Multi-Agency Radiation Survey

and Site Investigation Manual, MARSSIM)主要針對廠址之建築物表面和表層土壤(表面 15 公分)提供最終狀態輻射偵檢的評估與驗證程序，然而除此之外的其他部分，MARSSIM 並未提供方法。

在國內，財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)是一個提供全方位專業認證服務的非營利性機構，也是我國唯一獲得國際認證組織承認之認證機構，旨在建立符合國際規範且公正、獨立、透明之認證機制，建構符合性評鑑(conformity assessment)制度之發展環境，結合專業人力評鑑及運用能力試驗，推動國內各類符合性評鑑機構(驗證機構、檢驗機構、能力試驗執行機構、參考物質生產機構及實驗室)各領域之國際認證，提昇其品質與技術能力，並致力於人才培訓與資訊推廣，強化認證公信力，以滿足顧客(政府、工商業、消費者等)之需求，促進與提昇產業、國家競爭力及民生消費福祉。

TAF 為確保實驗室對於中低活度放射性核種(包括：低放射性廢棄物試樣，核反應器運轉有關核種試樣，各種設施之放射性排放物試樣，事故後試樣)的量測技術與量測品質，能夠符合法規之要求，特訂定“測試領域中低活度核種技術規範”作為中低活度核種測試判斷之依據。針對解除管制樣品，也在 2010/06/11 公告「放射性廢棄物解除管制量測技術規範(TAF-CNLA-T12(1))」，以作為放射性廢棄物解除管制

外釋樣品之量測技術品質保證依據，最新版本於 2012/02/29 修訂公告為「一定活度或比活度以下廢棄物解除管制之加馬量測技術規範 (TAF-CNLA-T12(2))」。實驗室除了須符合 ISO/IEC 17025：2005 “測試與校正實驗室能力一般要求”的所有條款外，同時需符合本技術規範之要求。這是目前國內對低放射性廢棄物試樣量測品質要求的指引，為了確保量測實驗室的量測品質，TAF 要求量測實驗室凡用於試驗與(或)校正之所有設備，包括對試驗、校正或抽樣結果之準確度或有效性具有顯著影響的輔助量測設備（例如針對環境條件），應在其納入服務前加以校正。實驗室對其設備的校正，應具有已建立的校正方案與程序。實驗室經由連續校正鏈或比對鏈與相關的量測國際單位制原級標準連結，以建立其量測標準與量測儀器對國際單位制的追溯性。

此外 TAF 要求認證實驗室每 3 年至少參加一次能力試驗或比較實驗活動以確認實驗室的分析能力與品質，因此參與 TAF 的實驗室的認證制度可以確保低放射性廢棄物試樣的分析品質。TAF 曾經在 2013 年委託核研所保健物理組與國家游離輻射標準實驗室合作執行最近一次的“解除管制量測儀器能力試驗”。本次能力試驗使用均勻度良好的箱型及桶型標準測試件進行，共有 3 家實驗室總計 7 部量測儀器參加；能力試驗結果顯示，單一密度及 2 個核種試樣的比活度量測結果均能符合要求；而各量測系統對核種 Co-60 及 Cs-137 之最低可

測活度，皆可符合低於 IAEA 之外釋限值(0.1 Bq/g)。但是對於活度不
均勻的物體之量測與分析技術則不易執行校正，其量測誤差將大為增
加。

第三章 除役法規

除役是多專長且複雜的程序，需以整合方式進行，包括待執行任務評估及所需要的基礎設施、資金、廢棄物管理措施等。除役法規提供明確的申照程序依據是關鍵因子。

除役開始前所有廢棄物處理、貯存流程及可能處置路徑需備齊，但事實往往並非如此，結果將延遲或無限期封存，廢棄物管理對除役進度控管是關鍵因素。

除役廢棄物管理法規主要是放射性廢棄物分類及解除管制基準，由於除役衍生大量低污染物質/廢棄物，必須有明確法規與解除管制基準才能對除役進度作有效管理。

國際原子能總署「用過核燃料安全管理與放射性廢棄物安全管理聯合公約」已於 2001 年 6 月 18 日正式生效，該聯合公約與除役相關一般安全準備包括適當立法與法規架構、適當管制機關確認以及執行、明訂經營者責任、適當的人力與財務資源支持、適當的品質保證計畫、操作輻射防護計畫、適當規劃緊急應變計畫與定期演練及除役與安全執行。

國際原子能總署訂定廠址釋出標準，對關鍵群體個人有效劑量小於 10 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ 的物質可解除管制，對關鍵群體個人有效劑量小於 300

$\mu\text{Sv/y}$ (0.3 mSv/y)的廠址可解除管制，無限制使用。

國際原子能總署建議在設施建造與開始運轉時必須備有初步除役計畫書，早期規劃主要目的是確保有足夠資金供廢棄物管理與除役，在整個核設施生命週期，初步除役計畫書必須定期更新。當主要技術、財務或組織改變時初步除役計畫書必須更新，永久停止運轉時必須備齊最終除役計畫書。

除役缺乏早期規劃往往是由於誤解，認為除役是簡單的活動不需要太努力籌備，事實上除役需長時間準備才能順利完全解決。

3.1 台灣除役法規

依據 2009 年 12 月 2 日行政院環保署修正的「開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準」第 31 條及 2010 年 2 月 26 日修正的「開發行為環境影響評估作業準則」第 46 條，核子反應器設施之除役應實施環境影響評估。

依據原子能委員會 2003 年 1 月 15 日發布的「核子反應器設施管制法」第 21 條，核子反應器設施之除役，應採取拆除之方式，並在主管機關規定之期限內完成。前項之拆除，以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。第 22 條規定核子反應器設施之除役，其拆除後之

廠址輻射劑量，應符合主管機關所定之標準。

依據「核子反應器設施管制法」第 23 條，核子反應器設施之除役，經營者應檢附除役計畫，向主管機關提出申請，經審核合於下列規定，發給除役許可後，始得為之：

- 1.除役作業足以保障公眾之健康安全。
- 2.對環境保護及生態保育之影響合於相關法令之規定。
- 3.輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令之規定。
- 4.申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任除役之執行。

前項之除役計畫，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之三年前提出。

3.2 美國除役法規

美國核管會對核能電廠除役需求訂定相關法規與法規指引及出版 NUREG 報告，這些法規包括 10 CFR 20 Subpart E, 50.75, 10 CFR 50.82, 10 CFR 51.53 及 10 CFR 51.95。法規指引主要包括 RG 1.179 與 RG1.184，RG 1.179 主要說明核能電廠反應器經營者提出執照終止計畫書標準格式與計畫書內容，RG 1.184 主要說明除役方法、除役階段及時程等規定。

NUREG-0586 補充提供核設施除役最終一般環境衝擊說明書，

NUREG-1700 提供除役審查導則，NUREG-1757 總共分成三大冊，其內容提供了美國核管會的除役程序、方法、技術、財務規劃等。

依據美國核管會規定，當經營者決定永久停止運轉時除役程序開始，除役程序由數個主要步驟所構成，包括通知、停止運轉後除役活動報告(PSDAR)提交與審查、執照終止計畫提交與審查、執照終止計畫執行及除役完成。

依據聯邦法規 10 CFR 50.82 執照終止的規定，核能電廠除役分成三個階段，分別為初始活動、主要除役與貯存活動及執照終止活動。

一、初始活動

核能電廠一旦永久停止運轉，經營者必須在 30 日內向核能管制委員(NRC)會提出永久停止操作書面證明，放射性核子燃料一旦永久移出反應器壓力槽，經營者必須向核管會提出另一書面證明放棄其運轉反應器或裝載燃料至反應器壓力槽的權利，此消除一些在反應器運轉期間所需的義務遵守要求。

經營者在提交永久停止運轉證明後兩年內必須向核管會提交停止運轉後除役活動報告(PSDAR)，此報告提供規劃的除役活動與完成除役活動時程及預期費用預估等的描述，PSDAR 必須討論就特定廠址除役活動相關環境衝擊已涵蓋於以往環境分析的理由，否則經營者必須要修訂活動以取得執照核准，同時向核管會提交除役對環境額外

衝擊報告。在收到 PSDAR 後核管會在聯邦公報刊登收到通知，讓報告供民眾審查與建議，並舉辦公聽會討論經營者意圖。

二、主要除役活動

核管會接到 PSDAR 後 90 天在無核管會具體核准的情況下，經營者能開始主要除役活動，這些活動包括主要組件如反應器壓力槽、水蒸汽產生器、大管線系統、泵與閥的永久移除。擁有者只能使用基金的 3% 來完成除役規劃，提交 PSDAR 後 90 天可使用基金另外的 20%，剩餘除役信託基金必須待擁有者向核管會提交詳細的特定廠址費用估算後方可使用。

三、執照終止活動

經營者必須在預期執照終止 2 年內提交執照終止計畫，該計畫涉及的項目包括廠址特性調查、剩餘廠址拆除活動確認、廠址復育規劃、廠址釋出最終輻射調查細部規劃、示範符合執照終止輻射標準的方法、更新特定廠址剩餘除役費用預估及將任何新資訊或與擁有者研擬廠址終止活動相關的重大環境改變補充至環境報告。

對民眾釋出廠址供無限制使用時任合殘留輻射必須低於核管會限制值 0.25 毫西弗/年，符合此條件的廠址核管會不再列為管制。

擬釋出廠址供限制使用的任何計畫必須描述廠址終端使用、民眾諮詢文件、機構管制及財務保證等，這些需符合執照終止供限制釋出

的要求。

美國核管會於 2011 年 6 月 17 日公布為改善除役計畫所作的法規修訂內容，修訂後的法規要求經營者執行其運轉最小化殘留放射性引入廠址，包括廠址地下土壤與地下水，經營者亦被要求執行廠址調查確定殘留放射性是否存在於地下區域，並保持這些調查紀錄，這些紀錄對除役非常重要。

修訂後的法規要求經營者須詳細報告其除役成本預估及消除代管帳戶與貸款額度作為認可財務保證機制與改善其他財務保證需求，同時亦要求除役中動力反應器的經營者報告除役與用過核子燃料管理成本等額外資訊。

3.3 日本除役法規

日本新修訂的核設施除役安全法規已於 2005 年 12 月正式生效，主要修正如下所示：

- 除役規劃需申請與核准取代拆除通知；
- 反應器運轉停止後，一旦所有用過核子燃料自反應器爐心移除後除役可開始；
- 用過核子燃料自單元移除後，設施可豁免主管機關定期檢查與 24

小時監測。

經營者申請除役核准需提交除役計畫，描述待拆除設施與拆除方法、核子燃料物質讓渡、核子燃料物質污染移除、核子燃料物質或被核子燃料物質污染物質管理、除役工作程序、輻射曝露控制、安全評估、維持功能系統與其性能、財務計畫及執行組織，管制機關審查是否符合技術標準後核准除役計畫。

除役最後階段經營者提交一份文件，描述拆除執行情況、核子燃料物質讓渡、核子燃料物質污染移除、核子燃料物質或被核子燃料物質污染物質管理及被核子燃料物質污染物質最終分配，需管制機關確認，管制機關確認輻射危害防止措施不再需要及核子燃料物質或被核子燃料物質污染物質已完成處理後，除役才完成。

日本將除役執行區分為準備階段、反應器區周邊設施拆除/移除階段、反應器區拆除/移除階段及建物拆除/移除階段。準備階段主要工作包括燃料移除、污染狀況調查與檢視、系統除污、輻射管制區以外非污染設施與設備拆除。

反應器區周邊設施拆除/移除階段主要工作包括拆除/移除反應器區周邊設施、安全貯存及拆除所產生放射性廢棄物處理設施建置。反應器區拆除/移除階段主要工作為拆除/移除反應器區。建物結構拆除/移除階段主要工作包括建物結構放射性物質移除及建物結構拆除/移

除。

3.4 法國除役法規

依據法國 2006 年 6 月 13 日公布的「核能透明與安全法」，核能電廠永久停止運轉前 3 年經營者須向主管機關提交更新版除役計畫書，永久停止運轉前 1 年經營者需向主管機關申請除役執照。

依據法國 2006 年 6 月 28 日公布的「放射性物質與廢棄物可永續管理法」，設施經營者必須評估拆除設施費用，同時必須評估其用過核子燃料與放射性廢棄物管理費用，這些評估報告每 3 年須提交至核安全機構(ASN)，由新成立的國家財務評估委員會評估拆除及管理用過核子燃料與放射性廢棄物所需費用基金。

第四章、除役策略

國際原子能總署將核能電廠除役策略分成立即拆除(DECON) 、延遲拆除(SAFSTOR) 及就地固封(ENTOMB)。立即拆除採用永久停止運轉後立即進行除污與除役。延遲拆除採用先讓放射性物質衰退至安全水準再進行除役，延遲拆除期間可分為短期小於 15 年、中期 15~40 年及長期大於 40 年。就地固封允許利用混凝土對不安全放射性物質進行廠內包封，持續監測與維護，直至允許限制釋出。

影響除役策略選擇的因素包括法令與法規要求、國家廢棄物管理策略、國家用過核子燃料管理策略、規劃的廠址使用、輻射因素、技術可利用性與其他資源、利害關係者考量、除役成本與基金及知識管理。

例如瑞典由於缺少除役廢棄物處置場，Barseback 反應器延後拆除。東歐由於缺乏基金其已永久停止運轉核能電廠大多延後拆除。

有一國際共識即除役在設施發展早期階段應考量，國際上，立即拆除是公認的優先除役策略，此乃因其具有重要優點，包括設施歷史知識、熟練工作人員以及社會與財務考量。但亦認識到當考量所有相關因素可能使立即拆除是不切實際情況，這些因素包括用來處置或長期貯存除役廢棄物的容量、訓練有素工作人員與基金；相同廠址共用

同一地點其他設施要求除役；技術可行性；及工作人員、民眾與環境輻射防護最適化。

4.1 美國除役策略

美國不少已永久停止運轉核能電廠採用立即拆除策略，主要原因是當時除役廢棄物最終處置場可利用性及未來最終處置場可利用性不確定與成本問題，另外，當時可利用的商業化處置場允許大型組件如反應器壓力槽與水蒸汽產生器完整移除。

截至 2016 年初，美國核管會未同意採用就地固封(ENTOMB)策略。

4.2 日本除役策略

日本核能電廠除役策略採用立即拆除策略。日本將核能電廠永久停止運轉後的除役程序分為主系統除污、5~10 年安全貯存及拆除等三個階段，較短安全貯存期間有利於廠址未來再使用，包括用於新核能電廠建造，此乃因日本可用來建造核能電廠的廠址有限。

日本的放射性廢棄物處理規劃方式與我國相近，差別是其用過核燃料採用再處理回收鈾及鈾再製為 MOX 燃料繼續使用於反應器，形

成完整核燃料循環鏈。

4.3 德國除役策略

德國核電廠經營者決定採用立即拆除策略原因如下所示：

- 既有技術支援系統可用於拆除前工作例如放射性測繪、電廠不同區域特性調查及電廠與設備項目量測；
- 有經驗運轉人員知識能被利用及遺失重要記錄與相關了解風險能被最小化。

核能電廠永久停止運轉後除污與除役活動直接開始，在第一個過渡階段一般歷時約 5 年，用過核子燃料與爐心組件自反應器移走與傳送至廠內貯存設施。拆除前無需支援除污與除役的輔助系統停止運轉，並與操作系統分離、淨空(若有需要)、清理及永久隔離，控制界面與文件化。

依據德國輻射防護法規，廠址特性調查必須達到所有設施、建物與地區有關參數深入與仔細編目/登記及設備與建物材料分類至解除管制類別。

德國 Greifswald 核能電廠採用立即拆除原因：

- 經濟不景氣地區(原東德)須降低失業率；

- 除役計畫開始時尚有低放射性廢棄物處置場(後來關閉)；
- 資金來自政府(原無除役資金機制)；
- 德國(原西德)具備專業與法規；
- 電廠設計不適合採用延遲拆除(缺二次圍阻體)。

4.4 法國除役策略

法國第一代之八座核反應器於 1973-1994 年間相繼永久停止運轉，法國電力公司(EDF)考量輻射曝露及經費需求，原規劃於 50 年內除役(例如 Chooz A, Chinon 核能電廠)，包括 10 年除污作業、封存 20-30 年，再於 10 年內完全拆除。然基於法國政府持續支持核能發電、圍阻體及內部組件之長期完整性難以驗證、民眾疑慮政府無處理能力之觀感及所累積之除役經驗，預期將可用於 2020 年大量停役之壓水式反應器。

EDF 於 2001 年變更策略為：所有第一代核能電廠及 1997 年停止運轉的快滋生反應器都將於 25 年內拆除完畢。

第五章 除役除污

除污是利用清洗、加熱、化學或電化學作用、機械清洗或其他方法自設施或設備區域或表面將污染移除。於除役計畫，除污的目的如下所示：

- 降低輻射曝露；
- 挽救設備與物質；
- 減少需貯存與在有執照處置場處置的物質體積；
- 恢復廠址與設施或者因此部分至無條件使用狀況；
- 移除鬆散污染物與固定殘留污染於準備保護貯存或永久處置工作活動的地方；
- 降低殘留放射性的源項大小於保護貯存模式以確保民眾健康與安全，減少保護貯存期間或最小化長期監測與監管要求。

在選擇除污技術之前，必須進行其有效性及減少總曝露可能性評估，安全相關系統及結構必須評估其與除污溶液相容性，所採用除污程序必須確保不會降解及變成無效性，評估時所包括項目如下所示：

- 可能包含輻射劑量。
- 欲達到除污因素。
- 在期望費用下執行除污之輻射效益與廢棄物管理效益比較之成

本與效益分析。

- 對有興趣組件達到目標除污因素現有技術可能性。
- 目標除污因素達到之量測能力示範。
- 對工作人員與環境可能衝擊評估。
- 除污產生一次與二次廢棄物評估，包括其處理體積、天然特性及放射活度。

維護除污操作與除役除污操作不能混為一談，除役除污可採用更具破壞性技術，對組件破壞不是很重要，然而維護除污則不能採用會造成組件損壞的技術。選擇除污技術時須考量因素包括安全性、效率、成本效益、廢棄物處理及應用可行性。

除役除污技術可分為拆除前除污、拆除後除污及建物除污。拆除前除污之目的是降低職業曝露。拆除後除污之目的為污染金屬循環及減少放射性廢棄物體積。建物混凝土除污之目的為無條件釋出及減少放射性混凝土廢棄物體積，主要是針對混凝土表面。除役除污分類一覽表如表 5-1。

表 5-1、除役除污分類一覽表

作業	目的	待除污物件	除污方法
----	----	-------	------

建物除污	建物無條件釋出 及減少放射性混 凝土廢棄物	混凝土表面	機械
			● 機械剷除(scrabblers)
			● 刨削(shaver)
			● 鑽孔與打碎
			● 噴鋼粒(steel grit blast)
			熱應力
			● 微波照射
● 火焰割取(flame scarfing)			
拆除前除污	降低職業暴露	管路系統	化學除污
			機械除污
		水池與桶槽	水力噴射
			噴砂
			可剝式披覆
拆除後除污	污染金屬循環減 少放射性廢棄物	管路、組件	電拋光
			化學浸泡
			噴砂
			超音波
			凝膠(gel)

第六章 除役放射性廢棄物管理

除役產生大量各式各樣物質類型，這些物質能被以放射性廢棄物處理與處置或能被除污後作為非放射性物質釋出，這也就是為何核設施除役階段廢棄物管理比運轉階段更具有挑戰性。

缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是拆除設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施，美國 Rancho Seco 核能電廠、德國 Greifswald 核能電廠及西班牙 Vandellos 核能電廠將除役所產生的低放射性廢棄物皆貯存於廠內貯存設施。

任何核設施類型整個生命週期所產生的放射性物質與放射性廢棄物可區分為三大類，分別為運轉廢棄物、維護廢棄物及除役廢棄物，前二者可利用既有處理設施處理，除役廢棄物需小心管理以確保在環境與經濟適當條件下其處分供再利用、貯存或處置。

從輻射觀點而言，核設施除役程序所產生的物質除少量為高放射性和/或活化物質外，其餘大部分為非放射性，或低於解除管制基準，僅約 2~6% 需進行放射性廢棄物最終處置。

6.1 廢棄物特性調查

6.1.1 主要來源廢棄物類型

主要來源廢棄物類型包括反應器內部與組件、中子活化組件、生物屏蔽壁、結構材料(如混凝土)、燃料池結構/系統、桶槽與熱交換器、機械/電氣設備、地面洩水溝與污水坑、上方與下方 grade tanks、污染泥土等。主要來源廢棄物類型多樣化，存在移除、包裝、減容與處置挑戰。

源自輕水式反應器除役的物質類型如下所示：

- 反應器壓力槽與其內構物的活化與污染不銹鋼；
- 環路、系統與組件的污染不銹鋼；
- 組件與結構元素的碳鋼；
- 生物屏蔽與鄰近混凝土結構的活化與污染混凝土；
- 建物結構的污染混凝土；
- 電氣裝置與纜線；
- 絕緣材料；
- 各式各樣其他物質

6.1.2 二次來源廢棄物類型

二次來源廢棄物類型特性調查/調查樣品介質；岩心鑽孔；土壤與水樣品；過濾器介質；潤滑油、流體與油；屏蔽材料；輻射控制帳篷；防護衣；污染的設備/工具；除污廢棄物流；除污設備；腳手架(scaffolding)/升降機；吊裝/索具項目；其他與殘留物質；容器與廢棄物包裝等。以最小化二次廢棄物流產生方法減少總廢棄物體積。

6.2 除役廢棄物減量策略

除役廢棄物減量策略包括來源減量、防止污染擴散、循環與再利用及廢棄物管理最適化。任何廢棄物減量策略第一個步驟是使放射性廢棄物產生最小化，當產生放射性廢棄物無法避免時，應用適當廢棄物管理技術是最後一個步驟。放射性產生與擴散機會最小化可使放射性廢棄物產生最小化，減廢是核設施整個生命週期必須維持的活動，建立適當政策與文化以達到廢棄物減廢是電廠管理的主要責任。

除役活動所產生的物質管理是除役程序極為關鍵層面之一，管理這些除役物質不是微不足道，而是需有專屬組織，同時涉及管理程序的費用是總除役費用重要因素，這些事實顯示核設施放射性廢棄物存量需精確估算數量與輻射特性調查及為最小化作為放射性廢棄物處

理、整備、貯存與最終處置的數量，需最大化物質循環與再利用的機會。

放射性廢棄物管理優先順序依序為避免產生、減廢、再利用、循環、資源回收及最終處置。減容很重要，能減少廢棄物體積一個數量級以上。

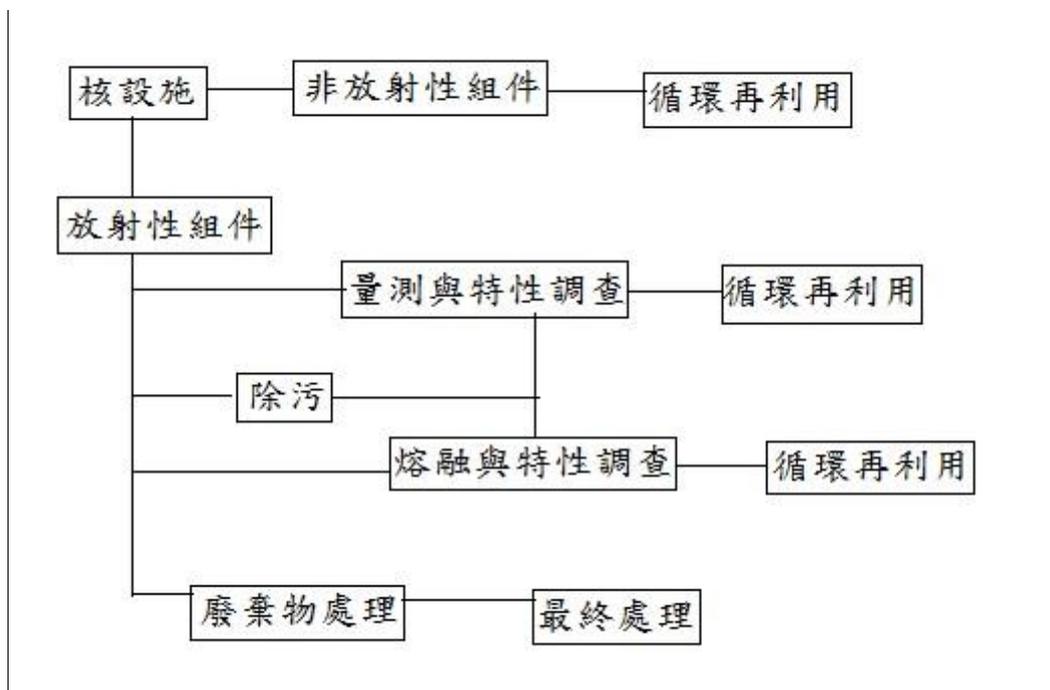


圖 6.2-1、核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖

絕大部分非放射性物質是源自建物拆除所產生的混凝土、磚瓦礫；二次環路與其他輔助設施拆除所產生的鋼、有色金屬與絕緣材料及廠址淨化物質。

物質或廢棄物管理主要著重於隔離、釋出限值驗證量測及達到釋出限值的除污，若隔離、除污及解除管制程序適當作好，除役程序所

產生需處理與處置的放射性廢棄物處數量可大幅降低。

6.3 解除管制

解除管制是放射性物質自法規管制移除，是除役重要層面，因為會影響必須處置的廢棄物體積。國際原子能總署於 2004 年 8 月出版安全標準系列第 RS-G-1.7 號報告，報告中公布解除管制基準，劑量標準為對民眾個人有效劑量低於 10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 。歐盟、德國與日本依循國際原子能總署方式，均訂定法律規定解除管制基準，我國均依 IAEA 之建議制訂，詳見表 6.1。

日本管制機關於 2005 年決定採用該基準作為立法依據。法國對符合解除管制基準的除役廢棄物採用兩種路徑處理，循環於核能工業使用或置放於極低階廢棄物(VLLW)處置場。法國極低階廢棄物處置場 Morvilliers 處置場已於 2003 年 10 月正式運轉，處置容量為 65 萬立方公尺，此處置場類似工業廢棄物處置場，因而處置費用較低，目前 Morvilliers 處置場收費標準為每噸廢棄物 500 歐元。

表 6.3-1、部分國家主要核種無條件解除管制基準比較表

國家或組織	解除管制基準(Bq/g)
-------	--------------

	Co-60	Cs-137	Sr-90	Am-241	H-3
IAEA	0.1	0.1	1.0	0.1	100
EU	0.1	1.0	1.0	0.1	100
德國	0.1	0.5	2.0	0.05	1,000
日本	0.1	0.1	1.0	0.1	100

註:台灣與 IAEA 一致

日本中央電力研究所(CRIEPI)開發解除管制自動雷射檢查系統 (CLALIS) 應用於混凝土塊解除管制量測，CLALIS 利用加馬射線量測、自動雷射形狀量測與蒙地卡羅計算，CLALIS 由四個雷射掃描器、八個大型塑膠閃爍偵檢器及四周 5 公分厚鉛屏蔽所構成，使用三維雷射掃描置於量測盤中的量測標的，得到點影像，經雜訊消除後點影像被轉化成三維像素(voxels)，輸入於 MCNP 輸入夾，當加馬射線量測時 MCNP 亦進行計算以獲得校正因子及背景修正因子。

6.4 除役廢棄物減容方法

除役產生的放射性廢棄物根據其特性可採用不同的減容方法，基本上與運轉廢棄物的減容沒有什麼不同。除役產生的放射性廢液的減容大都採用化學沉澱法、離子交換/吸附及蒸發等。

化學沉澱法對高含鹽類溶液不敏感，但油、清潔劑、錯合劑等存在時有負面影響。離子交換/吸附適用於低懸浮固體含量、低鹽類含量

及無非離子型活性物質存在的廢液處理。蒸發適用於清潔劑含量低的廢液處理，但不適用於含揮發性核種(如氫)的廢液處理。

對可燃性廢棄物可利用焚化來減容。核設施運轉期間及除役時會產生放射性污染金屬零組件，尤其是除役時產生的量更大，一般採用的處理方法有化學除污、熔融、超高壓壓縮裝桶處置及切割裝桶安定化後處置等，經化學除污或熔融的金屬零組件，視殘留放射性比活度大小決定再利用或進行處置，其中再利用可依殘留放射性比活度是否符合無條件釋出標準，再區分為限制再利用及無條件釋出再利用。污染金屬熔融一方面可以減小體積，另一方面又可以去除一些污染的放射性核種，或將金屬表面的污染物「均勻化」到金屬錠中。

日本普賢核能電廠採用富士電機株式會社發展的低壓氧感應耦合電漿法處理廢樹脂。芬蘭能源研究中心(VTT)亦進行低壓氧電漿處理廢樹脂的研發。

日本普賢核能電廠採用薄膜分離活性污泥法來處理洗衣廢水。

6.5 大型組件處理方法

美國早期可利用的商業化處置場允許大型組件如反應器壓力槽與水蒸汽產生器完整移除。大型組件處置方式或切割裝桶處置或整體直接處置。美國部分除役中核能電廠為大幅降低職業輻射曝露、低放

射性廢棄物體積、運輸期間民眾曝露及費用，將大型組件在不切割情況下直接運送至低放射性廢棄物處置場處置。

各核能電廠對反應器壓力槽作法不盡相同，Yankee Rowe 與 Saxton 核能電廠先將反應器壓力槽內部組件先移除再運送至處置場處置；Big Point Rock 核能電廠移除部分反應器壓力槽內部組件再運送至處置場處置；Trojan 核能電廠未將反應器壓力槽內部組件移除直接運送至處置場處置。

表 6.5-1、美國除役核能電廠大型組件移除與處置一覽表

核能電廠	大型組件	處置場	日期
Big Rock Point	反應器壓力槽與內部組件	Barnwell	2003 年
Connecticut Yankee	蒸汽產生器下部組件	Barnwell	2001 年
	加壓器、反應器壓力槽頭	Envirocare	2001 年
Maine Yankee	反應器冷卻泵馬達	Envirocare	1999 年
	反應器壓力槽	Barnwell	2003 年
San Onofre 1	反應器冷卻泵	Envirocare	2000 年
	反應器壓力槽頭、加壓器	Envirocare	2001 年
Trojan	蒸汽產生器、加壓器 1999 年	Richland	1995 年
	反應器壓力槽與內部組件	Richland	1999 年
Yankee Rowe	反應器壓力槽	Barnwell	1997 年

6.6 用過核子燃料管理

於反應器除役另一常常被忽略的基礎設施組件是用過核子燃料管理，自反應器移除燃料不是例行操作，停止運轉後移除燃料可能在關鍵路徑，用過核子燃料管理路徑常常不是立即可利用，這可能導致用過核子燃料存在反應器一段很長時間。

目前全球尚無用過核子燃料或高放射性廢棄物深層地質處置場

在運轉，除有些國家採用再處理外，大多數國家利用廠內乾式中期貯存設施貯存用過核子燃料，美國有 7 座已核准執照終止的核能電廠採用獨立用過核子燃料中期貯存設施貯存用過核子燃料。

依據瑞典核子燃料與廢棄物管理公司 SKB 發布的新聞稿，SKB 已於 2011 年 3 月 16 日向瑞典輻射安全機關(SSM)及環境法院提出用過核子燃料深層地質處置場與包封工廠建造許可申請，另一方面，瑞典輻射安全機關已向 OECD/NEA 要求邀請國際專家進行獨立審查。SKB 預定 2015 年開始建造，2025 年開始進行用過核子燃料最終處置。

第七章 低放射性廢棄物之分類與核種活度量測

放射性廢棄物量測的追溯與認證制度是對於廢棄物產生單位量測能力與公信力的展現，主管機關的有效管制也可以增進民眾對於廢棄物處置的接受度，因此在國際上，也普遍的受到注視。

7.1 各國低放射性廢棄物分類現況

決定放射性廢棄物分類的兩項主要考慮因素為：第一，必須考慮長半衰期核種的衰變。此類核種所具有的潛在危害性持續很久，可能超過人為的監管期和廢棄物形態及工程障壁之有效期。第二，必須考慮短半衰期放射性核種的濃度，以確保可利用人為的監管期，對廢棄物形態特性及處置方式之各種技術要求，以有效的阻絕放射性核種之外釋，而保障一般民眾及工作人員之健康和 safety，同時維護環境長期免受損害。目前各國並沒有統一的放射性廢棄物分類制度，大都依其特殊國情及最終處置的策略而制定其分類制度。表 7.1-1 所示為美國、法國、日本、加拿大、英國、瑞典與國際原子能總署(IAEA)對放射性廢棄物分類之摘要。以下各節將詳述美、法、日等國的低放射性廢棄物分類制度。

表 7.1-1、各國與國際組織放射性廢棄物分類摘要

國家/組織	廢料分類
美國	<ul style="list-style-type: none"> • 低放射性廢料 <ul style="list-style-type: none"> - A 類 - B 類 - C 類 • 超 C 類之放射性廢料 • 高放射性廢料 • 超鈾廢料 • 混合廢料
法國	<ul style="list-style-type: none"> • A 級：低與中放射性廢料 • B 級：阿爾發放射性廢料 • C 級：高放射性廢料
日本	<ul style="list-style-type: none"> • 豁免管制廢料 (Exempted Waste) • 非常低放射性廢料 (VLLW) • 低放射性廢料 (LLW) • 超鈾廢料及 above LLW • 高放射性廢料 (HLW)
加拿大	<ul style="list-style-type: none"> • 極低微廢料 (De-Minimis) • 第 I 級廢料：危害期在 150 年內。 • 第 II 級廢料：害期在 500 年內。 • 第 III 級廢料：危害期過 500 年以上。
英國	<ul style="list-style-type: none"> • 低放射性廢料 • 中放射性廢料 • 高放射性廢料
瑞典	<ul style="list-style-type: none"> • 低與中放射性廢料 <ul style="list-style-type: none"> - 短半衰期類 - 長半衰期類 • 高放射性廢料
國際原子能總署 (IAEA)	<ul style="list-style-type: none"> 第 I 級廢料：高量長半衰期廢料 第 II 級廢料：中量長半衰期廢料 第 III 級廢料：低量長半衰期廢料 第 IV 級廢料：中量長半衰期廢料 第 V 級廢料：低量長半衰期廢料

7.1.1 美國廢棄物分類制度

廢棄物內係混合核種則須以分率和定律決定廢棄物歸屬。所謂分率和係指每個核種的濃度與類別限值相除的商相加後的和，此項計算要以相同行的濃度計算分率和。根據美國低放射性廢棄物處置中部各

州聯盟(Central Interstate Compact)之資料顯示，若以上述之廢棄物分類，則該聯盟所涵蓋約六座核能電廠(共七部機組)，同位素應用界，包括工業、醫院、研究單位，其所產生的低放射性廢棄物中約有 96% 為 A 類廢棄物，3.98% 為 B 類廢棄物，僅有 0.02% 為 C 類廢棄物。

根據美國核管會 10CFR61.56(a)之規定，A 類廢棄物之特性必須符合下列 8 項基本要求：

1. 處置之廢棄物不可以用硬紙箱或塑膠箱包裝。
2. 液體廢棄物必須固化或以可吸收液體廢棄物兩倍之體積吸收物質包裝。
3. 固體廢棄物內儘可能含有最少量的自由流體和非腐蝕性液體，液體量不得超過總體積 1%。
4. 廢棄物不可含有潛在變形、爆炸分解的物質，在常溫常壓下不得有化學反應或與水起爆炸反應。
5. 在運輸、處理、處置廢棄物過程中廢棄物內不可含有或產生有毒氣體或有害人體的煙氣。
6. 廢棄物不可自燃，自燃物須處理成非燃物。
7. 氣體廢棄物須承裝成在 20°C 溫度時之壓力不超過 1.5 個大氣壓，每個容器之總活度不得超過 100 居里(Ci)。
8. 廢棄物含有毒物、生物、病原物、傳染病毒等物質必須處理到非

放射性物質潛在危害性至最低程度。

B類廢棄物除滿足上述8項基本要求外，還須滿足10CFR 61.56(b)

所規定的下列三項穩定要求：

1. 廢棄物在預期的處置狀況下，須承受廢棄物間的過度荷重、設備壓擠、出現水份、細菌、輻射效應、化學變化等因素，在這些因素影響下廢棄物須維持結構穩定和型態尺寸。
2. 液體廢棄物必須轉變含最少量的自由流體和非腐蝕液體，轉變成的型態在處置容器內其液體體積不可超過1%，並保證其穩定。
3. 廢棄物本體和廢棄物與容器間的空泡必須儘量減少。

C類廢棄物之特性則不僅要符合10CFR 61.56(a)所述的8項基本要求及10CFR 61.56(b)的3項穩定要求以確保廢棄物之穩定性，而且要符合處置場的其它規定，以保護任何意外的誤入者。超C類廢棄物不適合淺地處置，其廢棄物型態和處置方法必定和A、B、及C類不同，而且一定比C類規定更嚴格，但美國核管會對此類廢棄物尚無規範。在美國A類廢棄物通常與B、C類分開處置；但是如果A類廢棄物同時符合10CFR61.56(a)及(b)之要求，就可以不必與B、C類廢棄物分開處置。

表 7.1.1-1、美國 10 CFR 61.55 廢棄物分類表之長半衰期核種濃度限值

放射性核種	濃度 (Ci/m ³)
C-14	8
活化金屬內 C-14	80
活化金屬內 Ni-59	220
活化金屬內 Nb-94	0.2
Tc-99	3
I-129	0.08
半衰期長於 5 年之放射 α 超鈾核種	100 *
Pu-241	3,500 *
Cm-242	20,000*

* 單位為 nCi/g。

表 7.1.1-2、美國 10 CFR 61.55 廢棄物分類長半衰期核種濃度限值

放射性核種	濃度 (Ci/m ³)		
	Col.1	Col.2	Col.3
半衰期小於 5 年之所有核種 總和	700	**	**
H-3	40	**	**
Co-60	700	**	**
Ni-63	3.5	70	700
Ni-63	35	700	7000
Sr-90	0.04	150	7000
Cs-137	1	44	4600

**：對於 B、C 類廢料而言，並無訂定此類核種之濃度限值。從執行上之考量而言如運輸、搬運、及處置所須注意外部輻射及內部熱產生效應，即會限制此類核種之濃度值。除非因為表 2 以外的其它核種之濃度關係，使其必須歸類為 C 類廢料否則此類廢料均屬於 B 類。

7.1.2 法國廢棄物分類制度

法國根據廢棄物所含核種之活度強度將其分為 A、B 及 C 類。A 類為中、低活度強度廢棄物，主要含半衰期小於 30 年的核種(加馬及貝他放射體)。A 類廢棄物在法國是採用淺地處置。B 類廢棄物亦為中、低活度強度的廢棄物，但主要包含長半衰期的核種(阿伐放射體)。此類廢棄物通稱為阿伐廢棄物，不適於淺地處置。C 類廢棄物是高強度廢棄物，含有大量的分裂產物，是用過核燃料再處理過程所產生。通常將此類廢棄物玻璃固化，因此一般稱此類廢棄物為"玻璃固化廢棄物"，此類廢棄物在法國是採取深層處置。

7.1.3 日本廢棄物分類制度

對於低放射性廢棄物之分類，日本並沒有採取美國 10CFR 61 的分類制度。日本目前按照低放射性廢棄物的濃度值，將低放射性廢棄物分為四類：

1. 第一類廢棄物包含下列廢棄物
 - (1)固化的均勻性廢棄物
 - (2)固化的非均勻性廢棄物
 - (3)非固化的大型設備

(4)固化的非活化混凝土廢棄物

2. 第二類廢棄物為固化的活化混凝土廢棄物，與第一類之差異在於多了核種 Ca-41 之濃度限值。
3. 第三類廢棄物為非固化的非活化混凝土廢棄物，主要是電廠除役所產生的廢棄物。
4. 第四類廢棄物為非固化的活化混凝土廢棄物，亦是主要來自電廠除役所產生的廢棄物，與第三類廢棄物之差異為多了核種 Ca-41 及 Eu-152 之濃度限值。

第一、二類的廢棄物為所謂的「低放射性廢棄物」(LLW)，必須送至最終處置場處置。

若包含商用放射性廢棄物，則日本將所有放射性廢棄物概分為下列五種：

1. HLW
2. TRU 及 above LLW
3. LLW(低放射性廢棄物)
4. VLLW(非常低放射性廢棄物)
5. Exempted Waste(豁免管制廢棄物)

其中，LLW 包含前述第一、二類廢棄物；VLLW 包含前述第三、四類廢棄物。目前，日本的 Rokkasho 低放射性廢棄物最終處置場只

接收第一、二類廢棄物。

表 7.1.3-1、美日法等國低放射性廢棄物法規濃度上限值之比較

	日 本	美國核管會 10 CFR 61			法國 (La Manche)
	固化體或設備 (Bq/ton)	Class A (註 3) (Bq/m ³)	Class B (Bq/m ³)	Class C (Bq/m ³)	固化體 (Bq/ton)
H - 3	-	1.5 (E+12)	-	-	7.4 (E+10)
C - 14	3.7 (E+10)	3.0 (E+10)	-	3.0 (E+11)	-
Ca - 41	3.1 (E+09) (註 1)	-	-	-	-
Co - 60	1.1 (E+13)	2.6 (E+13)	-	-	4.8 (E+13)
Ni - 63	1.11 (E+12)	1.3 (E+11)	2.6 (E+12)	2.6 (E+13)	-
Sr - 90	7.4 (E+10)	1.5 (E+09)	5.6 (E+12)	2.6 (E+14)	7.4 (E+11)
Cs - 137	1.11 (E+12)	3.7 (E+10)	1.6 (E+12)	1.7 (E+14)	4.8 (E+12)
Eu - 152	-	-	-	-	-
Gross - α	1.11 (E+09) (Am - 241)	3.7 (E+08) (註 2)	-	3.7 (E+09)	3.7 (E+09)

註：1. 僅適用於活化混凝土。

2. 單位為 Bq/ton.

3. 美國所用的單位為 Bq/m³，日本為 Bq/ton，其數值略有差異，但位數相同。

7.2 低放射性廢棄物核種分析與活度量測

核種分析與活度量測之目的在於計算低放射性廢棄物中，所含各放射性核種之活度與總活度，做為分類基礎，以及估計未來最終處置場所接收廢棄物所含的核種總活度，做為概念設計、基本設計、環境影響說明與初步安全分析等工作所需之基本資料庫。

7.2.1 加馬核種活度量測

廢棄物中加馬核種(如 Co-60、Cs-137、Cr-51...)活度的測量，早期皆取少量樣品於實驗室內以加馬能譜儀量測加馬核種及活度並代表整桶容器內廢棄物的活度；然綜觀世界各國目前實際執行廢棄物量測加馬核種及活度主要計測系統時，以高純度鍺偵檢器加馬能譜儀對於裝桶、裝箱或裝袋等大量廢棄物進行全量偵測是共通性之作法，目前核能研究所及台電核能 1、2、3 廠、減容中心、核三工作隊均已引進這類整桶加馬核種活度量測設備。如區段式加馬能譜儀、Q2 加馬量測系統、現場式活度計測系統、整桶加馬能譜計測設備及廢棄物桶檢查系統等，目前國內所使用之量測設備如表 7.2.1-1。這些設備特性與功能分別詳述如下：

表 7.2.1-1、國內量測設備異同比較

檢測系統	偵檢器類別/ 數量	偵檢器 效率	檢測時樣品 桶是否旋轉	待測桶軸向方 向上下移動
SGS 系統	HP-Ge/1~?	30%	是	是
Q2 系統	HP-Ge/3	32~34%	是	否
ISOCS 系統	HP-Ge/1	60%	否	否
核研所 WDIS	HP-Ge/2	20%	是	是
核電廠 WDIS	HP-Ge/2	20%	是	是

7.2.2 區段式加馬能譜儀

區段式加馬能譜儀 (SGS, segmented gamma scanner) 或稱為切片加馬掃瞄, 主要假設核種活度軸向分布不均勻但每一區段之徑向分佈均勻, 因此採用一至數個使用準直儀 (collimator) 之 HPGe 偵檢器, 伴隨待測桶軸向方向上下移動, 因此可以偵測不同水平區段的加馬活度。一般 200 升廢棄物桶常分成 4-20 區段進行計測, 而區段越多越容易精確瞭解軸向分布差異性, 但相對也需要越長的計測時間。若再考量每一區段中因介質密度差異造成加馬核種衰減效應不同, 則須在另一側放置一組外部射源對該區段介質作密度修正 (如圖 7.2.2-1), 但增加外部射源修正密度差異時需要兩倍以上之計測時間。

一般區段式加馬計測系統為減少移動行程造成操作時間增長, 會同時使用幾個偵檢器, 但系統設備成本也相對增加。文獻指出區段式加馬掃瞄較常用於低密度之介質, 可能因為低密度介質中的密度差異所造成衰減修正效應較大, 因此需要適度修正密度所造成之差異, 但其基本假設及操作原理對高密度介質仍適用。

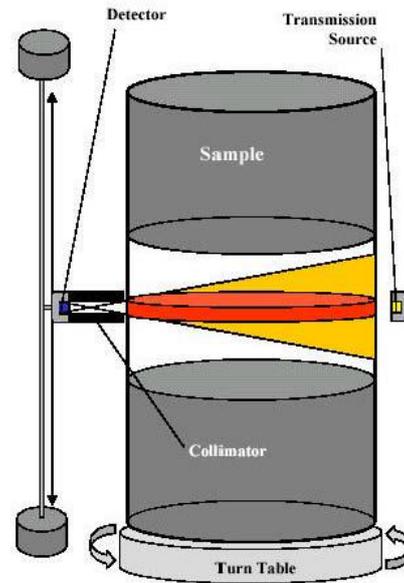


圖 7.2.2-1、區段式加馬能譜儀 SGS [McClelland 2003]

7.2.3 Q2 加馬量測系統

Q2 加馬量測系統在核能研究所及台電核能三廠分別各設置一套（如圖 7.2.3-1），作為極低微放射性廢棄物及低放射性廢棄物加馬核種活度量測，本系統主要分成機械部分、偵檢器核儀模組與電腦操作軟體三大部分，關連示意圖如圖 7.2.3-2 所示。



圖 7.2.3-1、核能研究所 Q2 系統

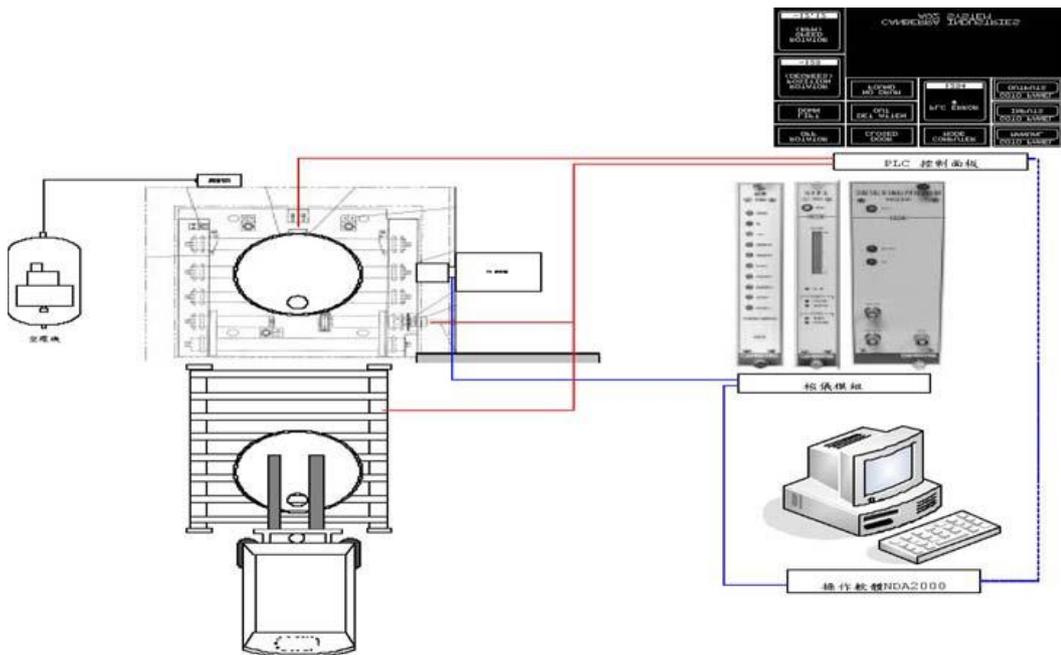


圖 7.2.3-2、Q2 系統主要組件示意

系統主要特性包含：

1. 配置三支純鍺偵檢器（相對效率約 32~34%）：可同時定性核種並定量其比活度，且可確認放射性廢棄物的均勻性。

2. 屏蔽式計測外箱：可大幅減少背景輻射干擾，降低偵測下限。
3. 輸送裝置：提昇計測自動化速率。

針對低放射性廢棄物整桶量測，需藉由高可信度之計測系統及合理量測流程，用以確認廢棄物之放射性核種組成及平均活度濃度，當放射性廢棄物活度較高時，三支偵檢器與計測腔之間有屏蔽可供選擇，用以降低儀器 dead time 提升活度量測準確度。

經由實際系統性能測試評估顯示：

1. 採用不銹鋼屏蔽外箱之計測模式，能大幅降低環境背景擾動，對於極低微活度核種之計測有相當大效益。
2. 根據時間對儀器之偵測低限(MDA)測試，發現採用 300-1000 秒之計測時間，儀器之偵測低限可達到 0.01Bq/g 以下，此低限已達解除管制法規最嚴格限值要求。
3. 由重複計測結果發現短時間計測之不確定度及變動性較大，而較長計測時間可以取得變異性較小之計測再現性（以同一樣品計測 100~300 秒時，相對偏差為 -25%~1.03%，計測時間延長為 1000~3000 秒時，相對偏差為 -2.0%~6.8%）。
4. 採用 3 組 HPGe 偵檢器提昇計測效率縮短計測所需時間，同時由 3 支偵檢器計測結果定性推定整桶軸向活度分布均勻性。若某一偵檢器計測活度較其他偵檢器為高，則可推定該偵檢器對應區

域之可能包含偏高污染活度 (Hot Spot)，其示意圖如圖 7.2.3-3。

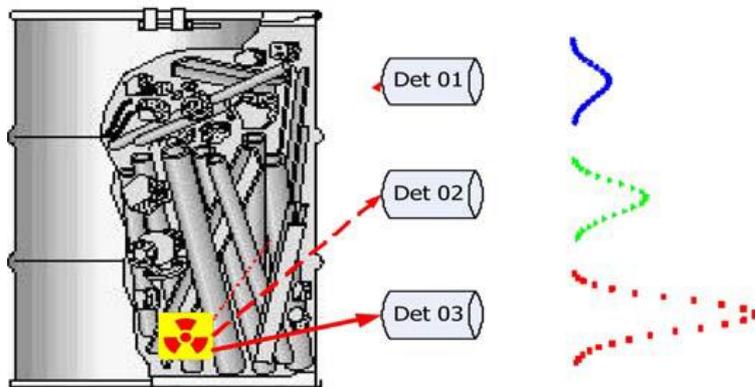


圖 7.2.3-3、整桶廢棄物活度分布及偵檢器回應示意圖

由相關性能測試顯示 Q2 系統，對於較不均勻之低放廢棄物桶中加馬核種活度之量測表現相當優異。

7.2.4 現場式活度偵檢系統

現場式活度計測系統 (In-situ object counting system, 簡稱 ISOCS) (如圖 7.2.4-1)，本量測系統採用寬能量液態氦高純鍺偵檢器，經過蒙地卡羅模式校正(MCNP-Characterized)，相對效率約為 60%，配備包括一個 2.5 公分和 5 公分的鉛屏蔽，以及不同角度(180°、90°、30°、0°)的準直儀，可有效降低周遭背景干擾；利用幾何模板(geometry template)之屏蔽/準直儀(shield/collimator)，輸入幾何模板所需參數來模擬樣品形狀與活度分佈，再利用數學計算做效率校正曲線，適用於任何地點，不需經過標準射源校正，可直接計測任何形狀、各種活度

分佈的樣品，如蘭嶼貯存場檢整後之 3×1、3×4 容器、83 加侖重裝容器等。



圖 7.2.4-1、核研所現場式活度偵檢系統

7.2.5 整桶加馬能譜計測設備

國內在 87 年由核研所引進“整桶度量”設備(如圖 7.2.5-1)，在低放廢棄物裝桶後直接於桶外由 2 台鍺偵檢器(相對效率約 20%)測得旋轉之 55 加侖桶內廢棄物 Co-60、Cs-137 與其他加馬核種活度，本套量測設備應用於蘭嶼貯存場廢棄物桶檢整計畫，到 97 年止執行整桶加馬核種活度量測約達 1000 桶；另外，核能研究所第三貯存庫，目前主要係接收國內農工醫研究等小產源低放射性廢棄物，三貯庫並已完成相關廢棄物檢驗線設置，設施中包含整桶加馬核種活度量測系統(圖 7.2.5-2)作為取得廢棄物中核種資訊之重要設備。



圖 7.2.5-1、核研所加馬核種整桶量測系統



圖 7.2.5-2、核研所三貯庫廢棄物整桶加馬能譜計測設備

7.2.6 廢棄物桶檢查系統

台灣電力公司核一、二、三廠新建廢棄物倉庫，相關貯存設施中皆設置包含整桶加馬核種活度量測系統作為取得廢棄物中核種資訊之“廢棄物桶檢查系統”（Waste Drum Inspection System 簡稱 WDIS），為一遠端遙控全自動 55 加侖廢棄物桶檢查系統，操作人員於控制中心透過自動控制系統進行各種廢棄物桶檢查與量測程序，因此作業人員幾乎不會接受到來自廢棄物桶的輻射劑量，對人員輻射安全維護有相當大的幫助。

WDIS 主要分成 55 加侖廢棄物桶輸送與外觀檢查單元(如圖 7.2.6-1)、表面劑量率度量與桶表污染擦拭總 α 量測單元(如圖 7.2.6-2)及加馬核種活度量測單元(如圖 7.2.6-3)等三個部份；當操作人員或由自動傳輸系統(核二廠)將低放廢棄物桶送抵 WDIS，首先檢查棄物桶外觀是否完整，然後將完整的低放廢棄物桶送入第二單元進行表面劑量率度量與桶表污染擦拭總 α 量測，完成後進入加馬核種活度量測單元，本機構入口由一片三噸重鋼門作為屏蔽，以減少量測時其他廢棄物桶造成干擾，加馬核種活度量測方式為類似 SGS 系統，採用 1~2 個使用準直儀(collimator)之 HPGe 偵檢器(相對效率約 20%)，伴隨待測桶軸向方向上下移動，以及桶身以約 4rpm 速度旋轉，進行加

馬核種及活度量測，同時根據前一單元所量測表面劑量率決定廢棄物桶與偵檢器距離並決定是否使用適當屏蔽降低儀器 dead time，提高量測準確性。



圖 7.2.6-1、WDIS 廢棄物桶輸送與外觀檢查單元



圖 7.2.6-2、WDIS 廢棄物桶表面劑量率度量與表面污染擦拭總 α 量測單元



圖 7.2.6-3、WDIS 廢棄物桶加馬核種活度量測單元

第八章、國內外廢棄物桶加馬核種活度量測比較實驗 及經驗

8.1 我國解除管制量測能力試驗

國內各核能設施運轉單位，依據行政院原子能委員會放射性物料管理局於 2004 年 12 月 29 日發佈之「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，執行核設施除役及營運產生的放射性廢棄物的分類、量測與外釋或儲存。核能研究所保健物理組國家游離輻射標準實驗室與解除管制量測實驗室為因應這類量測實驗室的技術需求，並參考全國認證基金會(TAF)於游離輻射領域相關的認證技術規範，共同合作舉辦國內首次的解除管制量測能力試驗。

8.1.1 能力試驗之方法

能力試驗之方法係參考全國認證基金會之能力試驗要求、環境試樣放射性核種分析測試實驗室認證技術規範及校正領域量測不確定度評估指引，規劃能力試驗的時程與流程、製作標準樣與測試樣品、訂定比對範圍(項目、能量及活度)、量測比活度的計算方法與測試樣

品的不確定度評估方法、比對結果的分析與判別等。

8.1.2 結果

1. 整體而言，對於活度較低的樣品，受測儀器的量測不確定度較大，而與參考值的偏差亦較高，此肇因於低計數率情況下的統計偏差較高，且易受背景干擾之故。而各系統對 Co-60 量測的準確度較 Cs-137 為高，此則肇因於 Co-60 的加馬能量與加馬射線豐度都較 Cs-137 高，因此比較容易從樣品中穿透出來而被量測到。對量測 Co-60 及 Cs-137 核種時的最低可測活度，箱形與桶形儀器皆可低於 0.1Bq/g (IAEA 之外釋限值)，亦皆符合主管機構對廢棄物解除管制量測儀器比活度量測門檻的要求(≤ 0.02 Bq/g)。
2. 能力試驗執行機構經整合各受測機構的意見，統一由能力試驗執行機構計算最終之量測結果與其量測標準不確定度，由於能力試驗執行機構無法深入至每一量測系統，僅能對主要的、共通性的不確定度來源作分析，而這些共通性的不確定度來源，在數值上各系統並無太大的差異，因此各受測儀器的量測不確定度的值大致相當。由於各系統量測不確定度來源評估可能的疏漏，使最終量測結果的不確定度可能略微偏小，也造成在計算 E_n 時將略偏嚴格。

3. 本次能力試驗試運作，各實驗室引用核研所建立之修正參數，修正後的結果明顯較無修正的結果佳，但此參數由於系統間之差異可能無法完全適用於各系統，因此建議，在本次能力試驗試運作後，受測機構應針對系統特性，建立完全適用之系統修正參數與完整的量測不確定度評估，如此，量測結果應可大為改善。
4. 依據各受測機構儀器之量測結果，使用 En 值來篩選時，量測結果的合格率約 70%，平均的標準不確定度($k=1$)為 12%；而使用偏差係數(F_B)作為評估基準時(合格偏差訂在 30%)，量測結果的合格率約 80%。同時符合 En 與 F_B 的合格率約 70%。
5. 以受測儀器作為評估基準時，在 14 部受測儀器中 En 完全合格的有 5 部，合格率約 36%； F_B 合格的有 7 部，合格率 50%；同時符合 En 與 F_B 的有 5 部，合格率約 36%。

8.2 歐洲 ESARDA

ESARDA (European Safeguards Research and Development Association) 於 1969 年成立為歐洲針對核子安全相關工作所設置研發機構，成員包括歐洲議會、比利時 CEN/SCK、英國 UKAEA、法國 CEA、英國 BNFL、德國 FZJ、德國 WKK、芬蘭 STUK、義大利 APAT、瑞典 SKI、荷蘭 NRG 及法國 IRSN 等，涵蓋主管機關及技

術研發機構等，共成立三個技術訓練導向之工作小組，分別為：

1. 破壞性檢測技術及標準工作小組。(DA-WG，Working Group on Techniques and Standards for Destructive Analysis)
2. 非破壞性檢測技術及標準工作小組。(NDA-WG，Working Group on Techniques and Standards for Non Destructive Analysis)
3. 污染及監督工作小組。(C/S-WG，Working Group on Containment and Surveillance)

以非破壞性檢測技術及標準工作小組為例，其重點工作為資訊及技術交流、收集及瞭解技術標準及參考物質需求、製造及標定標準物質、評估 NDA 技術及改善方式、協助操作人員及主管機關執行核子安全與評估目前使用 NDA 設備及方法。

NDA-WG 工作小組分別對濃縮鈾及鈾兩類核子物質舉辦過比較試驗，從比較試驗結果來探索現有儀器及使用軟體與核種資料庫所造成之量測結果之差異。

8.2.1 標準桶及參考物質製備

參考物質對於量測系統校正驗證及品質系統查核而言相當重要，但是針對實際大型容器盛裝廢棄物而言，相關製備程序到標定結果對研發實驗室是相當大的挑戰，一則要克服樣品之均勻性，其次要標定

具有信心水準之活度範圍。NDA-WG 工作小組為評估 NDA 系統準確性，為此製備了 100 個從 5 毫克-100 克之密封 Pu 射源並焊接在釘子上，可以固定在桶內部不同位置，射源活度標定由 JRC-IRMM (聯合研究中心-參考物質及量測研究所) 所執行，其標定準確度分別如下：

Pu 重量分率：0.5%，Pu-239 含量：0.1%，Am-241 含量：0.2%。

廢棄物桶及填充介質由 BNFL 製造及標定，分別完成 8 個 100L 及 8 個 200L 之參考標準桶。(圖 8.2.1-1 為 100L 標準桶) 共有三種介質，分別為 $0.15\text{g}/\text{cm}^3$ 、 $0.15\text{g}/\text{cm}^3+\text{PVC}$ 及 $0.4\text{g}/\text{cm}^3$ 。



圖 8.2.1-1、NDA-WG 使用 100L 之參考標準桶

8.2.2 核子物質比較試驗

針對核子安全之非破壞性檢驗技術，NDA-WG 小組分別舉辦過濃縮鈾比較試驗及 Pu-2000 兩次比較試驗，以驗證相關儀器性能、軟體差異等影響量測結果之重要因素。以濃縮鈾比較試驗（Morel 2000）為例，NDA-WG 工作小組評估影響量測結果之因素及結論如下：

1. 使用 HPGe 偵檢器搭配標準樣品校正之計測方法其準確度最好，量測不確定度約在 1% 之內。適用性較廣且不受樣品之製備與平衡時間影響，因此即使使用低濃縮度鈾標準樣品進行校正，外插至高濃縮度鈾之範圍仍有相當高之準確度。
2. 新開發軟體採用多個能峰進行自我效率校正（U-235 採用 84.2,143.8,163.4,185.7,205.3keV，U-238 採用 63.3,92.4，92.8,766.4,1001.0keV），該計算方法量測結果變異性較大，同時對於新轉換製備樣品準確性較低。
3. 使用室溫型偵檢器之不確定度超過 10%，對部分現場查驗應用可能已足夠，但對於嚴格查驗而言仍有待改善偵測效率及解析度。

8.3 美國低放射性整桶計測比較試驗

仿照 WIPP 之 PDP 計畫，美國國家標準及技術研究所（NIST）首先

於 2000 年之游離輻射量測及標準委員會 (CIRMS, Council on Ionizing Radiation Measurements and Standards) 年會中提出整桶計測比較試驗之構想，而 Los Alamos 國家實驗室之固體廢棄物處理小組 (SWO) 及核子安全科學及技術小組 (NIS-5) 則負責規劃及推動本項具有挑戰性的計畫，2002 年 DOE complex 之 NDA 計測專家亦共同參與本項計畫。

本次比較試驗 (Kathleen 2003) 共針對兩個 55 加侖桶進行不同計測系統量測準確度及精密度評估，兩個廢棄物桶分別填充 19.1 kg 之碎紙 (標示為 Zero Matrix) 與 54.4 kg 包含鐵、銅、橡皮、塑膠、紙等混合介質 (不包含鉛或鎢等高密度金屬，標示為 Mixed Metals)。

每組與試者對同一桶需進行 6 次重複計測，用於計算平均值並與參考值比較準確度，而相對標準偏差則作為精密度指標，射源採用廢棄物中常見 Co-60、Cs-137 及 Eu-152 三種核種作為待測標的，配製成三支活度超過 $2\mu\text{Ci}$ 之鋁質管狀射源，測試桶及射源分別放置位置如圖 8.3-1。

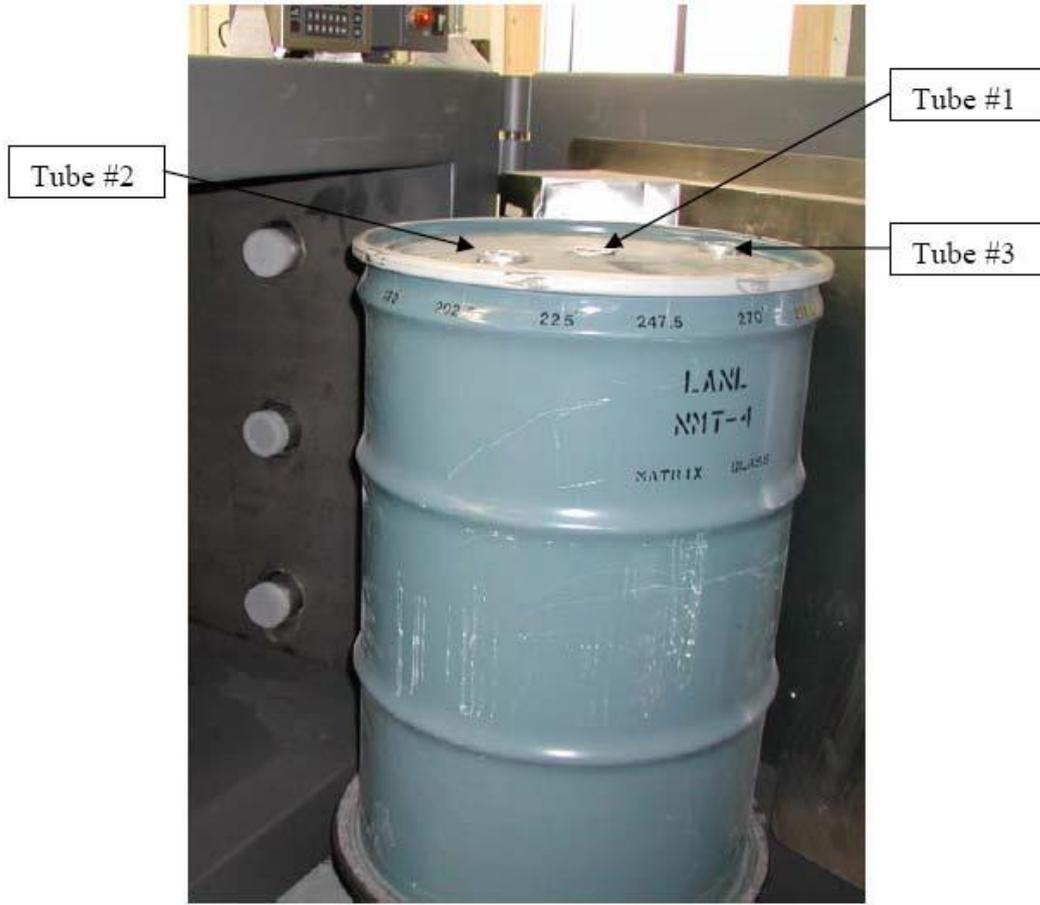


圖 8.3-1、LANL 比較試驗廢料桶

參加比較試驗之基本原則如下：

1. 比試者有義務承擔相關費用並報告最終計測結果，待測桶之運送由 Los Alamos 國家實驗室(LANL)及比試場所之運送人員共同負責，並不得洩漏射源數量或種類等相關資訊。
2. 測試期間需確認待測桶之完整性及桶蓋密封鐵線等未遭破壞，並嚴禁開啟桶蓋或取出射源。
3. 每組比試者有一週時間可以進行計測，排定時間終止時需將待測桶回送 LANL，以便計畫安排運送至下一個比試者。測試期間若

因儀器功能故障無法如期完成比試項目，則需通知舉辦者另行安排比試時間。

4. 不限制每桶計測次數或條件，但呈報結果需基於一般計測之條件下之連續 6 組數據，並補充說明使用系統及計測程序，結果需於完成後 14 天內以郵寄或電子郵件傳回承辦人員。
5. 當收集到所有參與比試結果後，將會給予每位比試者計測結果與 LANL 參考活度差異。

比試結果共有 6 組參加者對 3 個核種提報 18 組數據，其中僅有 2 組超出預設±30%之可接受合格範圍，不同計測系統彙整結果如表

8.3-1 及圖 8.3-2。

表 8.3-1、LANL 廢料桶比較試驗結果（偏差及精密度）

系統編號	系統內容	分析技術	混合介質		紙
			Co-60	Cs-137	Eu-152
1	可攜式HPGe偵檢器	模擬計算	-1.32% (1.3%)	55.31% (1.6%)	28.2% (3.39%)
2	可攜式HPGe偵檢器	模擬計算	-16.66% (7.34%)	20.94% (4.94%)	4.79% (3.33%)
3	固定式系統：3組HPGe偵檢器	效率校正	-8.65% (1.11%)	12.05% (0.76%)	17.77% (0.62%)
4	可攜式HPGe偵檢器	自行計算衰減效應及幾何形狀	-26.06% (NA)	8.17% (NA)	9.69% (NA)
5	可攜式HPGe偵檢器	模擬計算	-1.46% (1.24%)	12.23% (1.95%)	-4.34% (0.92%)
6	可攜式HPGe偵檢器	模擬計算	15.85% (NA)	20.28% (NA)	59.6% (NA)

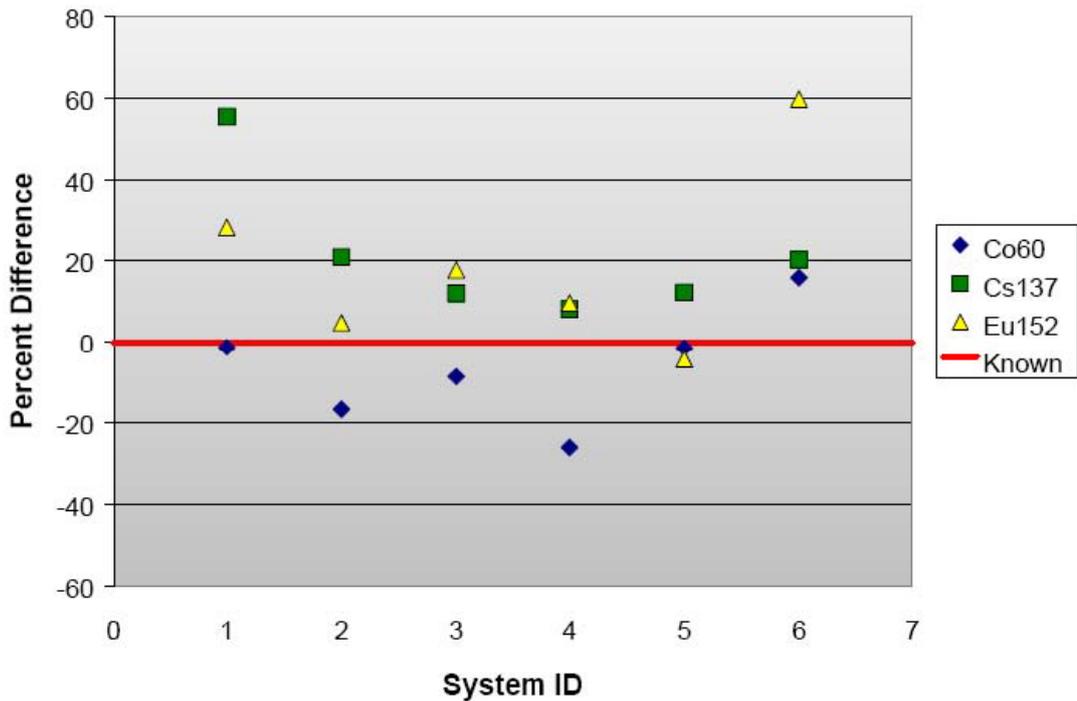


圖 8.3-2、LANL 低放射性廢棄物桶比較試驗結果

由表 8.3-1 可以看出多數計測結果低估 Co-60 活度，而 Eu-152 及 Cs-137 則呈現高估活度，推測應該與射源放置位置有關。Co-60 放置在 #2 Tube 上方，而 Eu-152 及 Cs-137 則放置 #3 Tube 中央（參考圖 8.3-2），由於不同核種標準射源所在位置差異，造成計測結果與實際值有明顯差異，但待測桶密度則對結果無明顯影響。

由 6 組比試者之結果，很難進行比較相關差異及探索實際原因，系統 5 在準確度表現最佳，其次則為具有旋轉機構但偵檢器距離桶面僅 8.9 cm 之系統 3。而系統 2 與系統 5 之硬體設施幾乎完全相同，但是精密度及準確度差異卻相當大，可能操作人員熟練度等也造成一定程度影響。由於比試者數量太少，因此無法取得足夠數據比較傳統效

率校正、軟體計算或者自行衰減修正等校正方式對計測結果造成之差異。

雖然低放射性廢棄物整桶計測之比較試驗並沒有強制性，但是對於廢棄物管理實務方面有其貢獻，主辦單位希望比較試驗能夠演變成每年舉辦一次之例行工作，如此將能提昇系統操作及瞭解計測系統之限制，未來將能針對廢棄物填充高度、均勻性、低能量核種、低活度等不同測試項目進行規劃及比試，以尋找計測系統問題及產生原因，同時提昇計測人員技術能力及信心。

8.4 歐洲 ENTRAP

為遵循品質相關要求，歐洲議會（European Commission 簡稱 EC）於 1992 年發起 ENTRAP 計畫（European Network of Testing Facilities for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages，先前簡稱為 ‘Network’ 而目前簡稱 ‘ENTRAP’ ），本計畫共有歐洲 9 個單位共同參與，用以提升歐洲各國在放射性廢棄物量測之品質及技術水準。主要由指導委員會及三個工作小組負責相關工作推行，執掌工作分別為：

1. 非破壞性量測工作小組 WGA：調查各成員使用系統及校正方法、界定背景信號處理方式及偵測下限、估算 NDA 系統量測不確定

度、NDA 標準規範及評估討論比較試驗。

2. 破壞性量測工作小組 WGB：編輯及彙整各實驗室使用放射化學分析方法、揮發物逸散評估及取樣程序、放射性廢棄物取樣代表性及安定性、重要核種量測方法、瀝濾程序及應用、實驗室比較試驗及驗證方法可信度、估算廢棄物包件氣體逸散機率。
3. 品質保證及品管小組 WGC：確認廢棄物包件品管要求、檢視各成員品質保證程序、測試及管制方法及評估包件中核種活度不確定度等工作。

WGA 於 1994-1998 年間接受 EC 之專案計畫工作，進行規劃 220L 廢棄物桶比較試驗，共有 10 個實驗室參加（表 8.4 為參與實驗室進行測試項目）。本計畫主要目標在於比較成員所使用 NDA 技術差異、改進目前 NDA 技術，同時對廢棄物品管及建立一致性或標準化量測技術及程序（Velzen 2001）。

參與實驗室共提供 4 個 fissile 待測桶及 14 個不同介質之一般低放射性廢棄物待測桶，以涵蓋不同密度範圍及核種範圍，本計畫主要成果及發現如下：

序號	實驗室或機構名稱	非可分裂物質	可分裂物質
----	----------	--------	-------

1	NRG(KEMA)	X	
2	CEA	X	X
3	ENRESA	X	
4	ENEA	X	X
5	JRC	X	X
6	KFA	X	X
7	TUM/RCM	X	X
8	SCK-CEN	X	X
9	WQCL	X	
10	Belgoprocess	X	X

表 8.4-1、ENTRAP 比較試驗參與實驗室

8.4.1 NDA 系統及校正方法

此次比較試驗所應用之 NDA 技術依其硬體設施及偵測原理，包含主動式中子量測、角度掃瞄或旋轉掃瞄、發射率斷層掃瞄、區段式掃瞄、開放幾何形狀、被動式中子量測、點量測、螺旋式掃瞄、穿透式斷層掃瞄及放射線照相等不同設備，這些 NDA 系統使用校正方法可分為三類：

1. 模擬標準桶：利用不同密度之模擬標準桶進行校正，再利用內插方式進行計算其他密度之效率，使用實驗室有 Belgoprocess、ENEA、ENRESA、NNC-WQCL。
2. 數值修正函數：根據標準樣品及待測桶間差異，進行不同能量及不同幾何形狀加馬絕對效率修正，常用假設模式為點狀偵檢器及利用平方反比定律，使用實驗室有 CEA、FZJ、JRC、TUM/RCM、

SCK-CEN。

3. 蒙地卡羅計算：使用 MCNP 程式計算絕對效率與偵檢器、準直儀及幾何形狀等關係，需要較長之計算時間及輸入參數需要較詳細，也有利用半經驗蒙地卡羅方式計算實際樣品-偵檢器與校正標準桶之比值的方法，如 NRG。

第九章 除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制建議

本章將先匯集 ISO 認證體系對實驗室認證的品質(ISO9000)要求和技術要求(IEC Guide 25)的要項做一說明，其次擷取台電核一廠除役計畫第十五章中提到的品保內容，對照 ISO17025 相關章節的要求，提出除役相關的除役輻射量測品保規範建議，作為審查台電核電廠除役計畫之依據。

9.1 各國除役核電廠低放射性廢棄物活度量測技術資訊及執行現況

經搜尋各國除役核電廠低放射性廢棄物有關活度量測技術資訊，發現各國皆依據 IAEA 對除役核電廠所訂定安全標準制定法規，其內容與本報告前言所彙整之國內法規雷同，對於品保要求多為原則性敘述，對於除役相關的輻射量測品質保證規定描述不夠詳細。由於量測品保涉及於許多實驗室管理細節，不容易在法規中呈現，但各國專業實驗室品質管理系統也都依循 ISO/IEC17025 之實驗室認證規範，因此引用 ISO17025 對實驗室量測的品質要求是一個放諸四海而皆準的標準。

目前財團法人全國認證基金會(TAF)對除役核電廠量測實驗室認

證相關的品質特殊要求如下：

- 2010/06/11 公告「放射性廢棄物解除管制量測技術規範(TAF-CNLA-T12(1))」，以作為放射性廢棄物解除管制外釋樣品之量測技術品質保證依據，於 2012/02/29 修訂公告為「一定活度或比活度以下廢棄物解除管制之加馬量測技術規範(TAF-CNLA-T12(2))」。
- 實驗室除須符合 ISO/IEC 17025“測試與校正實驗室能力一般要求”的所有條款外，同時需符合本技術規範之要求。
- TAF 要求量測實驗室凡用於試驗與(或)校正之所有設備，包括對試驗、校正或抽樣結果之準確度或有效性具有顯著影響的輔助量測設備，應在其納入服務前加以校正。
- 實驗室對其設備的校正，應具有已建立的校正方案與程序。
- 實驗室經由連續校正鏈或比對鏈與相關的量測國際單位制原級標準連接，以建立其量測標準與量測儀器對國際單位制的追溯性。
- 解除管制之加馬量測技術測試種類計分箱型及桶型二類，桶型則再細分加馬核種比活度或總比活度二項

9.2 TAF 對解除管制量測品質的特殊要求細節

針對「一定活度或比活度以下廢棄物解除管制之加馬量測技術規範(TAF-CNLA-T12(2))」之特殊規範對量測品保的要求摘錄如下:

4.環境

4.2.1. 實驗室應有適當之設施與環境，包括：

- (1) 適當之工作空間。
- (2) 量測設備具適當之屏蔽，以防止不必要輻射干擾。
- (3) 溫濕度等環境控制設施。
- (4) 適當之安全與防火系統。
- (5) 適當之放射物質貯存空間及屏蔽設施。

4.2.2 實驗室應配置適當之輻射偵測器與污染偵測器，管制工作區域之輻射劑量狀況與可能的輻射污染狀況，使其不致影響量測分析的結果。

4.2.3 實驗室之輻射安全與工業衛生安全均應兼顧，備有清楚的輻射示警標誌與一般安全警示標誌及適當之放射性污染管制措施，對於放射性廢棄物的接收與處理均應有特定的貯存區域。

4.2.4 實驗室應備有偵檢與去除實驗室環境及量測系統放射性污染的設備與作業能力。

4.2.5 校正用射源、參考物質、放射源、放射性廢棄物（固體）等均應收存於特定場所，並須符合輻射安全規定，必要時加上屏蔽以維護人員安全。

4.2.6 放射性廢棄物於實驗室的暫貯，除須依輻射安全規定外，尚須考量以不干擾測試過程的準確性及量測能力為原則。

4.2.7 實驗室負責人應負責實驗室內及其外圍之輻射安全。

4.2.8 實驗室應使用適當的方法，使工作人員所接受的輻射曝露符合合理抑低原則。

4.3 設備

4.3.1 實驗室每年應至少進行一次量測系統之計測效率校正，具加馬核種 鑑別能力之偵檢系統須加做能量校正，加馬能量範圍應至少涵蓋 50 keV 至 2000 keV。計測效率校正方法，得使用電腦程式或標準校正假體來進行。

4.3.2 計測效率得考慮密度-效率修正，其中廢棄物密度修正範圍應至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 1.2 g/cm^3 。

4.3.3 試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）進行校正或查驗，並訂定允收標準。其中廢棄物的秤重不確定度不得大於 $\pm 10\%$ ($k=1$)。

5 能力試驗

5.1 測試項目

接受分析測試之能力試驗項目，係依量測設備的計測容器幾何形狀（箱型或桶型）及是否具加馬核種辨識能力（加馬核種比活度或總比活度）而分類。測試種類計分箱型或桶型二類，桶型則再細分加馬核種比活度或總比活度二項，各測試樣內所含之放射性核種為加馬輻射放射形式，各實驗室依其需要，可選擇適當的項目參加測試。實驗室依其需要，可選擇適當的項目參加測試，每項測試項目應每三年至少參加測試一次。分析測試的項目，分為下列二類：

- (1) 箱型（40 公升）：加馬核種總比活度。
- (2) 桶型（205 公升）：(a)加馬核種總比活度；(b)加馬核種比活度。

5.2 測試能力

實驗室分析測試能力，其最小可測量(MDA)須小於「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」外釋限值的 20%（簡稱：可接受最小可測量，AMDA，詳列於該辦法之附表中），其能力試驗結果必須符合偏差值及追溯性的要求。

5.3 量測不確定度評估

5.3.1 實驗室應對所產出的測試結果評估其量測不確定度，量測不確定度的來源組成應至少包含系統穩定性、淨計數、偵測效率、活度均勻性及樣品重量等項。

5.3.2 不確定度的評估結果應依其評估方式區分為 A 類標準不確定度及 B 類標準不確定度，並據以計算組合不確定度及擴充不確定度。

5.3.3 擴充不確定度採用具 95 %信賴區間的涵蓋因子($k=2$)來表示。

5.4 能力試驗之結果報告

5.4.1 參加能力試驗之測試實驗室應向能力試驗執行機構提出下列測試結果報告：

- (1) 採用的背景
- (2) 分析測得或經衰變修正後的比活度
- (3) 度量時間
- (4) 簡要說明分析設備及度量儀器之性能
- (5) 計測效率及校正方法
- (6) 量測不確定度 ($k=2$)
- (7) 最小可測量(MDA)

5.4.2 能力試驗執行機構應對實驗室的測試結果，是否符合本規範所訂可接受最小可測量(AMDA)、平均相對偏差(B_i)、追溯性(E_n)之要求做決定，並告知本會。

5.4.3 實驗室應至少每三年接受一次分析能力試驗，亦可自行要求重新測試。

5.4.4 由能力試驗執行機構提供之測試樣品，其中含指定之放射性核種的活度範圍是「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表 1 所列核種比活度至 AMDA 值之間。

由上述內容可知，TAF 對於解除管制量測實驗室的品質系統已經有相當嚴謹的規定，若核電廠除役時進行解除管制量測的實驗室都能通過 TAF 的認證，其量測結果應該是可以信任的，建議要求解除管制實驗室須通過 TAF 認證才能進行輻射量測作業。

9.3 除役核電廠活度量測及其品質保證之審查管制建議

9.3.1 台電除役計畫第十五章中的量測品保要求

在台電除役計畫第十五章十二節量測及試驗設備管制中提到

品保要旨：

- (1) 建立量測及試驗設備包括硬體及軟的校正管制辦法。
- (2) 量測及試驗設備的準確度須維持在要求限度內。
- (3) 量測及試驗設備須於規定期限內或使用前校正調整，以維持設備須於規定期限內或使用前校正調整。

核一廠須訂定作業辦法，以保證在影響品質的工作中所用各項量測及試驗設備均受到適當的管制，並在規定期限內或使用前校正調整以維

持其準確度在要求的範圍內，此作業辦法必須符合下列：

A. 選用

配合實際需要選用適當類型、範圍精密度及準確等之測試設備。

B. 校正

量測及試驗設備須定期或使用前加以校正調整，校正之設備可追溯至國家認定的標準，且仍在有效期內。倘無此項標準，則須敘明校正之依據，並留存相關紀錄。

C. 管制

(a) 須依據量測及試設備的穩定性或廠家之規定，訂校正方法與校正週期。

(b) 校正時發現不合格，必須評估該次之前所作的量測或試驗是否有效及所量測或試驗項目能否接受，並採取必要的補救措施。

(c) 校正不合格之量測及試驗設備，須加標籤並隔離存放，不得使用。

(d) 量測及試驗設備的搬移、存放必須適當，以維持其準確度。

D. 紀錄

量測及試驗設備之校正紀錄須加以保存。

E. 標示

量測及試驗設備須加以適當標識，顯示其校正狀況及日期並可追溯其校正紀錄。

9.3.2 建議新增量測品保事項

經蒐集在台電除役計畫第十五章中提到的品保要項資料包括儀器選用、校正、管制、紀錄和標示等 5 項，內容相對簡略。對照 TAF 相關的品保要求細項彙整如下共 10 項。對於除役過程所需的輻射偵測建議新增量測品保事項如下：

1. 量測所使用之手提式偵檢儀器，均應送經 TAF 認可之校正實驗室進行校正，並在一年有效校正期限之內。
2. 核種活度分析所使用之分析儀器應能清楚鑑別放射核種，且其比活度最低可測值應達解除管制標準值的 20% 以下。
3. 量測及試驗設備管制：對執行試驗與(或)校正有重要影響的每項設備與其軟體，應維持其紀錄。紀錄應至少包括下列項目：
 - (a) 每項設備與其軟體的識別；
 - (b) 製造商名稱、型號、序號或其它唯一識別；
 - (c) 設備符合規格之查核；
 - (d) 若適當時，目前的位置；
 - (e) 方便時，製造商的說明書，或者提及其置放處；
 - (f) 所有校正的報告與證書之日期、結果及複本、調整、允收標準，

以及下次預定校正日期；

(g) 適當時，維護計畫，及到目前為止已進行的維護；

(h) 設備的任何損壞、故障、修改或修理。

4. 品質保證紀錄：實驗室應有品質管制程序，以監控試驗與校正作業之有效性。所獲得之資料應以可偵測出數據趨勢之方式加以記錄，若可行時，應運用統計技術來審查其結果。監控作業應經過規劃與審查，可包括但不限於下列項目：

(a) 定期使用驗證參考物質與(或)使用次級參考物質的內部品質管制；

(b) 參加實驗室間比對或能力試驗計畫；

(c) 使用相同或不同方法重複試驗或校正；

(d) 保留件之再試驗或再校正；

(e) 試件不同特性結果之相關性。

備考：所選方法須適合於所進行的工作類型與工作量。

品質管制數據應予分析，且若發現超出預定的準則時，應規劃及採取措施，以改正問題及預防不正確的結果被發出報告。

5. 操作人員訓練：實驗室管理階層應確保所有操作特定設備、執行試驗與(或)校正工作、評估結果、以及簽署試驗報告與校正證書的人員之能力。當使用正接受訓練的人員時，應安排適當的監督。執行

特定工作人員應依據所要求之適當教育、訓練、經驗與(或)技能展示予以資格鑑定。

試驗報告中負責提出意見與解釋的人員，除適當的資格、訓練、經驗及對執行測試具有足夠的知識外，尚須具有：

- (a)使用於製造試驗的試件、材料、產品等之技術，或其已使用或欲使用之方法的相關知識，以及在使用中可能發生缺陷或降級的相關知識；
- (b)表達於法規與標準中的一般要求之知識；及
- (c)對相關試件、材料、產品等所發現的差異，在正常使用上其重要性的瞭解。

實驗室管理階層應就實驗室人員的教育、訓練及技能明確地敘述其目標。實驗室應有政策與程序以鑑別人員訓練需求並提供訓練。訓練方案應與實驗室目前及預期的工作相關聯。應採取適當措施以評估訓練的有效性。

依我國游離輻射防護法之要求，實驗室人員應領有相關證照或訓練，並應定期接受在職訓練。

6. 數據管理：計算與數據轉換應以系統化方式加以適當的查核。

當使用電腦或自動化設備來擷取、處理、記錄、報告、儲存或訂正試驗或校正數據時，實驗室應確保：

(a) 由使用者開發之電腦軟體已書面化至足夠詳細，並已適當地
確認其適用性；

(b) 已建立並實施程序以保護數據，這些程序應包括但不限於：
數據輸入或彙集、數據儲存、數據傳輸及資料處理之完整性
與機密性；

(c) 已維護電腦與自動化設備以確保功能正常，並提供維持試驗
/校正數據完整性所必要的環境與操作條件。

7. 儀器校正：某些校正目前無法嚴格地以 SI 單位執行。在此情況下，
校正應經由建立下述適當量測標準的追溯性來提供量測的信心。

例如：

(a) 使用由有能力的供應者所提供的驗證參考物質，該物質具有可
靠的物理或化學性質；

(b) 使用規定的方法與(或)描述清楚且經所有相關者同意的共識標
準。

在可能時，需要參加適當的實驗室間比對方案。

8. 儀器量測：適用於具有量測所使用功能的量測與試驗設備，除非已
經確定伴隨校正的相關貢獻對試驗結果的總不確定度影響很小。
在產生這種情況時，實驗室應確保所使用的設備能提供量測所需
的不確定度。

當國際單位制的量測追溯性為不可能與(或)無關時，與校正實驗室要求一樣，同樣要求追溯至諸如：驗證參考物質、協議方法與(或)共識標準

9. 對校正的追溯政策

ISO/IEC 17025:2005的一般追溯要求為：

5.6.1凡用於試驗與(或)校正之所有設備，包括對試驗、校正或抽樣結果之準確度或有效性具有顯著影響的輔助量測設備（例如針對環境條件），應在其納入服務前加以校正。

判斷量測設備是否有必要進行校正是實驗室的責任。ISO/IEC 17025:2005針對校正實驗室額外提出的追溯要求為：

5.6.2.1.1校正實驗室之設備校正方案應予設計與運作，以確保實驗室所執行之校正與量測可追溯至國際單位制(SI)。

至於參考標準，ISO/IEC 17025:2005規定的追溯要求為：

5.6.3.1實驗室應有方案與程序來校正其參考標準。參考標準應由第5.6.2.1節中描述能提供追溯性的機構來校正。除非能證明其作為參考標準的特性不會無效，實驗室所持有的這種量測參考標準應僅用於校正而不用於其它目的。參考標準在任何調整前後應加以校正。

為維持校正方案中的追溯性，TAF-CNLA-G20「量測儀器校正週期決定原則」(ILAC G24:2007號文件[4])提供了相關準則以供依循。ISO/IEC 17025:2005 第 5.6.2.1.1 節進一步指出：「當使用外部校正服務時，量測追溯性應利用能展示其能力、量測能力及追溯性之實驗室的校正服務來加以確保。」。

10. 內部校正的追溯

TAF政策(9)：

欲獲得與維持TAF認證實驗室，如欲在其管理系統內採行內部校正方式，滿足追溯性要求時：

1. 應於申請時表明其標準件與設備的追溯性，應符合本文第 4 章節對校正的計量追溯政策之要求。
2. 執行內部校正項目至少應具有文件化的校正程序、量測不確定度評估程序與估算校正不確定度之結果、人員訓練與能力聲明紀錄、品保措施及紀錄與結果/報告保存等，相關文件資料應於申請時提供審查，且於評鑑時確認校正能力。內部校正項目如有涉及環境監控需求，應符合環境相關條件要求。
3. 為證明計量追溯性，執行內部校正應出具結果/報告，其內容至少包括量測值、量測不確定度及標準件的追溯。

9.4 建議新增之核電廠除役輻射量測品質保證規範

對於解除管制量測實驗室，因為 TAF 已經有相關的實驗室認證規範，因此建議要求須通過 TAF 認證才能進行解除管制輻射量測作業。對於 TAF 尚未認證的除役輻射量測項目，針對影響量測準確度的關鍵項目，建議以下列品質保證要求項目作為相關除役計畫的審查依據，該規範可以作為承包廠商執行量測時的品保依據，也可以作為原能會執行品質稽查時的參考。

建議的核電廠除役輻射量測品質保證規範如下列共 9 項：

1. 組織與權責

1.1 執行除役作業機構應設立管理與執行輻射偵測的組織體系並說明各階層的權責。

1.2 執行品質保證的人員及單位，應獲得充分的授權和組織體系上的獨立性以便：
a. 發覺品質上的問題。
b. 提出建議或提供改正措施。
c. 追蹤執行成效。

2. 人員資格規定

從事輻射偵測作業的人員資格，至少應包括學歷、經歷和訓練等並應建立檔案。其中訓練一項應考慮組織之大小、複雜程度及所執行之作業而釐訂人員訓練計畫，期使：

- (a)所有從事與量測品質有關之作業的人員，應在其所從事作業之理論與實務上受到訓練及資格的考核。
- (b)工作人員瞭解品質保證規範的本質及目標。正接受訓練的新進人員，應有適當的監督機制，採取適當措施以評估訓練的有效性，並應留存紀錄。
- (c)以再訓練或定期考核作業能力的方式，以確保輻射偵測作業人員之工作能力，維持在品質保證要求水準之上。
- (d)依我國游離輻射防護法之要求，實驗室人員應領有相關輻防證照或訓練，並應定期接受在職訓練。

3. 品質管制紀錄

實驗室應有品質管制程序，以監控試驗與校正作業之有效性。應規定執行輻射量測作業所需之各項品質管制紀錄。

3.1 實驗室計測系統的品質管制紀錄應包括：測試射源、校正射源、儀器背景及空白試樣的度量結果。

3.2 與實驗室整體作業能力有關的紀錄應包括：

- a.各種品管試樣諸如空白試樣、複樣分析、比較實驗用試樣及其他品質管制分析的結果。
- b.放射性校正射源購買與製備的過程。
- c.實驗室的儀器與設備的校正紀錄等，所有校正的報告與證書

之日期、結果及複本、調整、允收標準，以及下次預定校正日期；維護計畫，及到目前為止已進行的維護；設備的任何損壞、故障、修改或修理。。

3.3 其他所需的紀錄至少應包括：

- a. 輻射偵檢設備、取樣設備、劑量計測儀等的校正。
- b. 電腦程式的驗證及說明文件。
- c. 每一量測的原始紀錄、表單。
- d. 人員資格及審查結果。

4. 報告

- 4.1 應將執行偵測結果做成明確與完整之報告。
- 4.2 偵測報告應經過審核流程覆核並簽章。

5. 取樣之品質管制

- 5.1 採集試樣的程序應包括正確的採集步驟並定期實施重複採集試樣，以確保取樣之真實性及代表性。
- 5.2 空浮取樣的程序中應採用具有代表性的方法，以確保試樣的真實性，且濾紙之收集效率亦應有文件證明。
- 5.3 試樣之取樣、包裝、運送及儲存程序，須能確保試樣從採集至分析時仍具完整性。

6. 分析實驗室之品質管制

6.1 設施與環境

- a. 從事偵測的作業環境，應不使量測結果失效或對於量測之準確度及精密度造成不利之影響。
- b. 對於溫度、灰塵、濕度、水蒸氣、振動、電磁干擾等應維持適當條件並有紀錄，且具備適當之安全與防火系統。
- c. 實驗設備的四周應有足夠的空間，以利作業員之實際操作，減低可能的損害與危險。
- d. 實驗室應配置適當之輻射偵測器與污染偵測器，管制工作區域之輻射劑量狀況與可能的輻射污染，使其不致影響量測分析結果。
- e. 人員進出實驗區域與使用設施時均應作適當的管制。
- f. 實驗室之輻射安全與工業衛生安全均應兼顧，備有清楚的輻射示警標誌與一般安全警示標誌及適當之放射性污染管制措施，對於放射性廢棄物的接收與處理均應有特定的貯存區域。
- g. 設施與環境應保持清潔，並有放射物質貯存空間及屏蔽設施。實驗室應備有偵檢與去除實驗室環境及量測系統放射性污染的設備與作業能力。

6.2 儀器與設備

- a. 實驗室應具備能執行正確量測工作所需之各項儀器與設備。

- b.各項儀器之維護程序說明書及維護工作紀錄應隨時備查。
- c.使用中儀器與設備若操作不當而產生可疑之結果，應停止使用並加以標示，直到修復並校正後方可再行使用。
- d.主要儀器與設備應有使用紀錄，紀錄內容包括：儀器與設備名稱、製造廠商、型別與序號、購買日期、裝設位置、使用時間、用途簡述以及使用者簽名。
- e. 試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）進行校正或查驗，並訂定允收標準。廢棄物的秤重不確定度應小於 $\pm 10\%$ ($k=1$)。

6.3 輻射度量儀器之能譜及計測效率校正

- a.輻射度量儀器之能譜及計測效率校正應使用校正射源做定期校正，校正之頻度則依儀器系統之特性決定，每年至少一次。
- b.校正射源之準確度應可追溯至國家標準，或由參加國家標準度量保證作業之廠家提供。當無法追溯至國家標準時，實驗室應提供足夠的證明，以顯示其量測結果之正確性，例如參加適當的能力試驗報告。
- c.標準校正射源製備細節應加以記錄；標準射源亦可使用符合國家標準度量保證廠家之產品。
- d.計測效率得考慮密度修正，其中廢棄物密度修正範圍應至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 1.2 g/cm^3 。

6.4 輻射度量儀器之功能與背景和效率測試

- a. 例行使用的活度度量儀器，應定期或於使用前度量其背景計數率，並以適當的測試射源測試系統功能(效率或回應)是否正常。測試之結果應予記錄，並繪製於管制圖上。如度量值落在預定管制值之外，即應採取適當之調查及改正行動。
- b. 背景測量應經常實施，使用前應先度量空盤或空白試樣。充氣式比例計數系統，在每次更換氣體之後，應以測試射源核對其效率或工作高壓平原區。
- c. 能譜分析系統，應依系統之穩定性決定能量校正之頻度。校正之結果應加以記錄，並和預定之對照值做比較，以決定系統之增益及零位是否需要調整。
- d. 能譜分析系統應定期執行系統的能量解析度及測試射源之計數率測試。在系統改變，例如電力故障或儀器修理後，應重新測試並加以記錄。
- e. 手提式輻射劑量率或活度量測儀應經 TAF 認證之實驗室校正合格，不在 TAF 認證項目內之儀器應自行校正，並可追溯至國家標準。每日或每次使用前、後應確認其電池、背景值和回應是否正常，並做成紀錄。

6.5 品管試樣之分析,應執行複樣、空白試樣及添加試樣等品管試樣

之分析，以確認分析結果之準確度與精密度，並找出產生誤差來源與合理之背景值。

6.6 計算之驗證

- a. 計算放射活度的作業程序書應包括計算結果之獨立驗證方法，並經由非原計算人員來證實計算之結果。
- b. 對於計算程式之運算，輸入的數據應先加以查核。對於輸入後之數據應列出核對存檔。
- c. 所有的電腦程式在首次例行使用前及每次修改後，應列成紀錄並加以驗證。
- d. 電腦程式的說明書應包括計算方法之敘述。

7. 可接受的最低可測活度 AMDA

核種活度分析所使用之分析儀器應能清楚鑑別放射核種，且其比活度最低可測值應達解除管制標準值的 20% 以下。

8. 矯正行動

- 8.1 對於有害品質之情況，諸如失效、缺陷、故障、偏差、不良之試樣及設備，必須制訂辦法予以立即找出原因並矯正。
- 8.2 遇有嚴重影響品質之事件發生時，必須採取適當措施，迅速查出原因採取矯正行動及預防措施，以防止類似事件再度發生。必要時針對失誤事項實施人員再教育訓練。

8.3 對於事件之造成原因、發生經過、以及採取之矯正行動，均須有正式紀錄並陳報實驗室管理階層審核。

9. 紀錄保存

所有人員訓練、實驗室量測數據與設備之校正紀錄須保存 10 年以上，報告應保存 20 年以上。紀錄可以數位化並備份存檔。

期中報告審查意見回覆表

子計畫一：除役核電廠低放射性廢棄物活度偵測品質保證審查技術之研究

項次	審查意見	答覆說明
1	目錄中第 II 頁的 7.2.6 節，廢棄物桶檢察系統，其中的察是否為錯別字，請改正。另表目錄的表 7.1.1-2 提到 10 CFR 61.55，其中數字 10 的 0 誤打成英文字母的 O，請修正。	已改正，謝謝
2	1.1 前言的內容中，甚至其他章節，有多次提及「除役規劃書」，此一用詞與核子反應器設施除役許可申請審核辦法中的除役計畫用詞不同，為避免與法規用詞不統一，請修正。	已修正，謝謝
3	報告的 1.1 節,1.2 節與第二章的第 8~10 頁內容幾乎相同，請將第二章前面內容進行修正。	已將第二章之內容刪除，謝謝
4	依據報告第 11 頁說明圖 2.1 為廢棄物量測方法可分為現場量測及實驗室量測兩類，惟此圖 2.1 實在無法是在現場量測之流程，請說明或修正。	已刪除，謝謝
5	報告第 17 頁的 3.1 節最後一段內容之字型與後續章節的字型皆與報告 3.1 節前內容不一致，請修正。	已修正，謝謝
6	第 22 頁第四章的內容請移	已修正，謝謝

	至下一頁，請修正。另其餘章節的內容亦請參照辦理。	
7	第四章的第一段有關 IAEA 的除役策略分成 DECON, SAFSTOR, ENTOMB, 建議中文修正為立即拆除、延後拆除與就地固封第 4.1 節最末一段文字內容建議更新至 2016 年初，美國核管會仍未同意採用...	已修正，謝謝
8	4.2 節日本除役策略的內容偏少，請再增補。	已增補，謝謝
9	圖 5-1 的表示方式，請修正為表 5-1，且此圖為轉貼方式呈現，請重新擅打。另本報告的圖或表的表示請統一，例如先前有圖 2.1，而此處又用圖 5-1，為了維護報告品質，請修正。	已修正，謝謝
10	報告中的圖與表請勿直接將來源圖片轉貼，應重新繪製。	已修正，謝謝
11	表 6.1 之後報告中只有表 6.5，請修正相關表格之編排。	已修改為表 6.1-1、表 6.5-1，謝謝
12	第 38 頁內容提到分類計算流程為先計算表 4...再計算表 5...，不知此處的表 4 與表 5 所指是什麼，請說明並修正。	已修正，謝謝
13	7.1.2 是在說明法國廢棄物分類制度，為何到第 42 頁的內容又出現日本廢棄物分類的內容，請說明並修正。	已加入日本廢棄物分類之標題，謝謝
14	第 45 頁核種的表示方式為 Co-60, Cs-137..., 而本報告	已修正，謝謝

	先前章節中核種是以 ^{60}Co , ^{137}Cs 的方式呈現,請統一格式。	
15	第 46 頁報告內文出現如圖一的字眼,如該段文字是從別處報告複製,應加註來源,若不加註來源報告,則請改寫以避免抄襲之嫌。	已修正,謝謝
16	報告中的圖說與表說請勿跳頁顯示,請修正。	已修正,謝謝
17	第 59 頁第二段內容最後有提到相關研發簡介如下,但是後面就沒下文了,請補充說明。	已修正,謝謝
18	第 60 頁最上方一行文字,有圖 12 為 100L 標準桶的字眼,與報告中第七章的圖說編號明顯不符,若這些文字應從別處報告複製過來,應加註來源,若不加註來源報告,則請改寫以避免抄襲之嫌。另請全面檢視報告中與圖說(或表說)不符之處,請統一修正。	已修正,謝謝
19	第 62~64 頁中有出現 LANL 一詞,惟報告中第一次出現時應以中文註明,請修正。	已改為 Los Alamos 國家實驗室 (LANL), 謝謝
20	第 68 頁 8.4.2 節標題為循環測試,但是內容卻為談論待測桶運送的說明,請修正。	已經刪除該節

期末報告審查意見回覆表

子計畫一：除役核電廠低放射性廢棄物活度量測品質保證審查技術之研究

項次	審查意見	答覆說明
1	<p>下列有關報告格式之內容，請修正。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 報告封面右下角的 0 請刪除。 2. 內容之文字多數在右側有內縮，請調整格式左右對齊。 3. 圖目錄及表目錄中的頁碼與報告內容實際頁碼不符。 4. 報告中“除污”用字，另有出現“除汙”用字，例如第 32 頁倒數第 2 行用的用字是“除汙”，請檢視整份報告並統一改為“除污”。 5. 報告 44 頁倒數第 4 行中的表 7.1，應修正為 7.1-1。 6. 報告 75 頁中的表 8.4-1，請將表說移到表格上方。 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 已修正，謝謝 2. 已調整，謝謝 3. 頁碼已做更正，謝謝 4. 已統一皆改為「污」，謝謝 5. 已修正，謝謝 6. 已調整，謝謝
2	<p>本報告中第四章第一段即說明國際原子能總署將核能電廠除役策略分成立即拆除(DECLON)、延遲拆除(SAFSTOR)及就地固封(ENTOMB)。但報告後面又提出立即解體、延遲解體及現場處置等用語，請統一本章節中對於除役策略之用語。</p>	<p>已統一為拆除，謝謝</p>
3	<p>本頁第一段第一行說明：台灣電力公司核一、二、三廠新建廢棄物倉庫(核三廠廢棄物倉庫正在興建中)，因核三廠廢棄物倉庫已興建完成並於 100 年 10 月 18 日正式獲得原能會核發使用執照，請將括號內容刪除。</p>	<p>已做修正，謝謝</p>
4	<p>1. 本章節為整份研究計畫報告之主</p>	<p>1. 9.3.2 節係擷取台</p>

	<p>要要求內容，應有相當明確之建議。在 9.3.2 章節建議新增量測品保事項，共計有 10 點要求，是否所有要求均為審查管制之建議？</p> <p>2. 9.4 章節建議新增之核電廠除役輻射量測品質保證規範，此章節內容在報告目錄中找不到，請修正或改列為 9.3.3 章節。</p> <p>3. 請將本章節所有建議內容另以一小節用條列式的內容或表格化方式呈現，俾利管制機關參採引用。</p>	<p>電核一廠除設計畫第十五章中提到的品保內容，對照 ISO17025 相關章節的要求，提出 TAF 相關量測品保規範內容供比較參考。</p> <p>2. 報告目錄中已修正為 9.4 節，謝謝</p> <p>3. 已改用條列式的內容呈現</p>
--	---	--

參考文獻

1. IAEA, “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, IAEA Safety Standards for protecting people and the environment, Safety Guide, no. WS-G-5.2, 2008.
2. IAEA, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna, 2004.
3. IAEA, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, IAEA Safety Series, No. 115, 2010.
4. NRC, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), NUREG-1575, Rev.1, 2000.
5. “Clearance and Exemption Code of Practice”, Nuclear Industry Safety Directors Forum in U.K., 2006.
6. 王曉剛, “核能電廠除役作業意外事故安全評估之審查技術研究期中執行進度報告”, 放射性物料管理局第二組 102 年 9 月.
7. 物管局, “一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法”, 行政院原子能委員會放射性物料管理局, 中華民國 93 年 12 月 29 日。
8. TAF“測試領域中低活度核種技術規範”, 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF), TAF-CNLA-T10(2), 台北.
9. TAF, “放射性廢棄物解除管制量測技術規範”, 財團法人全國認證基金會, TAF-CNLA-T12(2), 台北. 2012.
10. 葉俊賢 表明程, “探討解除管制試樣量測比對”, 臺電核能月刊,

343 期 p.65-78，民國 100 年 7 月.

11. 葉俊賢 王正忠 張柏菁，“英國核能產業解除管制之量測作業”，核能研究所 保健物理組，民國 102 年 12 月.
12. 王正忠、張峰榮，“金屬廢棄物解除管制外釋作業執行實務”，臺電核能月刊，340 期，p.65-78，民 100.10.
13. 黃茹絹，“赴美國核能管制委員會(USNRC)研習核能電廠除役輻射安全審查技術”，原子能委員會，出國報告，102 年 10 月 15 日.
14. “建置 205L 桶形校正系統及測試”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫報告，報告編號：102FCMA004-01 執行單位：核能研究所，民國 102 年 12 月.
15. TAF，“測試與校正實驗室能力一般要求”，ISO/IEC 17025：2005，財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation，TAF)，TAF-CNLA-R01(2)，台北，2005.
16. 核研所，“核能研究所極低微放射性廢棄物暫存區廢金屬外釋計畫”，行政院原子能委員會核能研究所，民國 95 年 10 月 31 日。
17. 核研所，“台灣研究用反應器濕貯槽拆除混凝土塊外釋計畫”，行政院原子能委員會核能研究所，民國 95 年 4 月 20 日。
18. “Radiological Characterisation for Decommissioning of Nuclear Installations”，nuclear energy agency, 2013.
19. “Guideline for the clearance of buildings during the decommissioning of a nuclear facility”，Annex 2 to” Handreiking vrijgave”，2014.

20. “Waste Management Strategy for Dismantling Waste to Reduce Costs for Power Plant Decommissioning – 13543”, WM2013 Conference,2013.
21. 邱煌盛，低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度之研究報告，放射性物料管理局委託研究計畫，計畫編號：BNS0514，中華民國九十七年十二月。
22. 裴晉哲，核能電廠除役廢棄物審查技術之研究，放射性物料管理局委託研究計畫，計畫編號：102FCMA006，中華民國 102 年 12 月。
23. 邱太銘，國外核子動力反應器設施除役概況簡報，放射性物料管理局，2011.
24. 武及蘭，解除管制劑量評估之輻射曝露情節分析，放射性物料管理局委託研究計畫，計畫編號：952006FCMA003，民國 95 年 10 月。
25. 鄭維申，出席第四屆可解除管制放射性廢棄物離廠研討會，赴德出國報告，放射性物料管理局，報告日期：95 年 05 月 11 日。
26. 核研所，建置 205L 桶形校正系統及測試期末報告，55-1_102FCMA004-01
27. 物管局，核子反應器設施除役計畫導則，放射性物料管理局，101 年 12 月 7 日。
28. 香港商樹德產品驗證顧問股份有限公司台灣分公司，“協助行政院

- 原子能委員會放射性物料管理局邀請德國 TÜV SÜD 核能專家召開核能電廠除役審查及管制研討會委託勞務採購案，研討會活動工作成果報告書，計畫編號:102FCMA011，中華民國 102 年 6 月
29. 張淑君，放射性物料管理局委託研究計畫研究報告-國際核設施除役案例經驗回饋探討期末報告，報告編號：102FCMA004-09，核能研究所，中華民國 102 年 12 月.
30. 葉俊賢，核電廠埋入管件內層活度的量測技術，所內報告，核研所，2014.
31. TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG, Guideline for the clearance of materials during the decommissioning of a nuclear facility, Rev. 2, 06/2012.
32. JCGM 100:2008, Evaluation of measurement data — Guide to the expression of uncertainty in measurement, First edition September 2008.
33. FRANCE, FIFTH NATIONAL REPORT ON COMPLIANCE WITH THE JOINT CONVENTION OBLIGATIONS,09/2014.
- 34.

子計畫二：

除役核電廠放射性廢樹脂處理方法與技術之審
查研究

子計畫主持人：王詩涵

共同主持人：黃美利

目錄

目錄	II
圖目錄	IV
表目錄	VI
中文摘要	VII
Abstract	VIII
第一章 簡介	1
1.1 前言	1
1.2 研究目的	2
第二章 核電廠放射性廢樹脂之處理技術及執行現況	3
2.1 離子交換樹脂所扮演的角色	3
2.2 廢樹脂的產生	4
2.3 廢樹脂的處理	5
2.3.1 固化技術	7
2.3.1.1 水泥固化	16
2.3.1.2 瀝青固化	21
2.3.1.3 高分子固化	25
2.3.2 氧化分解	30
2.3.2.1 乾式氧化法	30
2.3.2.2 濕式氧化法(Wet Oxidation)	35
2.3.3 生物分解 (Microbial conversion treatment)	44
第三章 核電廠放射性廢樹脂處理方法及其二次廢棄物處理技術	47
3.1 放射性廢樹脂處理方法比較	47
第四章 高完整性容器在廢樹脂之應用	53

4.1 高完整容器種類.....	53
4.2 廢樹脂之前處理及填充.....	66
第五章 廢樹脂中期貯存和處置	73
5.1 各國經驗 [41].....	74
5.2 貯存過程中可能會發生的問題.....	77
5.3 盛裝廢樹脂 HIC 的意外事件.....	81
第六章 建議及結論	83
6.1 建議.....	83
6.2 結論.....	83

圖目錄

圖 1 濕式放射性廢棄物處理參考流程	7
圖 2 固化廢離子交換樹脂之測試流程	10
圖 3 廢樹脂固定於水泥中之狀態	16
圖 4 水泥固化廢離子交換樹脂之流程圖	17
圖 5 瑞典 Ringhals nuclear power plant 水泥固化流程 (Sweden)	19
圖 6 德國 (MOWA) 移動式廢樹脂處理	20
圖 7 瀝青固化廢離子交換樹脂之流程	22
圖 8 Bituminization of spent resins at Olkiluoto nuclear power plant (Finland)	24
圖 9 高分子固化廢樹脂之流程圖	28
圖 10 CEA solidification process (used in Chooz)	28
圖 11 德國過量空氣焚化爐流程示意圖	32
圖 12 Studsvik Inc. 的熱裂解設備	34
圖 13 Studsvik Plant 廢樹脂熱解處理流程圖	35
圖 14 過氧化氫濕式氧化有機廢樹脂流程	40
圖 15 日本原研、東電、日揮所共同開發的濕式氧化系統 ..	41
圖 16 超臨界水氧化分解設備	40
圖 17 Differential Scanning Calorimetry 分析 HDPE 穩定性之 裝置	51
圖 18 LN Technology 的 PE 內襯外層不銹鋼加強的複合結 構 HIC 。	57

圖 19	分別為 CBF-C2(圓桶)及 CBF-K(方桶).....	58
圖 20	MOSAİK 容器構造圖.....	55
圖 21	廢樹脂直接除水裝置.....	61
圖 22	廢樹脂離心除水裝置.....	61
圖 23	自動控制除水系統 Self-Engaging Dewatering System (Carly Jackson, Standard and High Speed).....	68
圖 24	IAEA 對廢樹脂處理的規劃.....	73
圖 25	影響廢樹脂處理的成本.....	68
圖 26	PL8-120 FR 型 HIC γ 射線累積量.....	77

表目錄

表 1	105 年 09 月核能電廠低放射性廢棄物貯存現況表	1
表 2	有機樹脂與無機樹脂特性之比較	4
表 3	低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準	14
表 4	水泥固化的實績	21
表 5	瀝青固化的實績	25
表 6	高分子固化的實績	29
表 7	幾種不同濕式氧化法之比較	42
表 8.	常用幾種固定化其最終體積與初始體積之關係(B. G. Place, Engineering Study for the Treatment of Spent Ion. Exchange Resin Resulting from Nuclear Process Applications	45
表 9	固化技術其固化體及固化劑之綜合比較	47
表 10	固化技術其固化體性能之綜合比較	49
表 11	目前商業化的 HDPE 的高完整性容器	63
表 12	目前 NRC 所認可的 HIC	65
表 13	三起意外分析整理	82

中文摘要

離子交換樹脂在核電廠水處理中扮演重要的角色，而廢樹脂是不斷產生，廢樹脂的處理也為目前國際上一重要待解決的問題，本子項計畫已收集分析國內外各種放射性廢樹脂之處理方法，完成以下三項重要目標：

1. 收集分析核電廠放射性廢樹脂之處理技術相關資訊。
2. 分析比較核電廠放射性廢樹脂處理方法及其二次廢棄物處理技術。
3. 就國內除役核電廠之放射性廢樹脂處理方法，提出管制建議。

也針對高完整性容器之應用進行分析，藉由本年度的工作，對除役核電廠廢樹脂處理之管制給予建議，期望協助除役電廠達到廢樹脂減容及安定化處理，並符合清潔處理高品質的要求。

Abstract

The objective of this study were focused on the treatment of radioactive spent resin, stabilization and spent resin management techniques. We also investigated the regulation of high integrity containers for the spent resins storage and disposal. By summarizing the state-of-the-art of the radioactive waste resin treatment techniques from Europe, US and other developed countries, and considering the local environment, some suggestions were draw for the management technique of radioactive spent resin treatment for nuclear power plant decommissioning. In this study, following three specific objectives were achieved completely.

1. Collection and analysis of the treatment techniques for spent resins.
2. Investigate the secondary waste generated in the process and the treatment methods.
3. Propose the review and regulatory proposal for treatment of spent resins in the decommissioning nuclear power plant.

第一章 簡介

1.1 前言

核電廠中對於反應爐上水質的成份要求或是在廢水處理，離子交換樹脂皆扮演重要的工具，因此無論對於運行中的核電廠或是除役的核電廠，廢樹脂是不斷地產出。

通常經過使用之廢離子交換樹脂含有大量的離子於樹脂中，且目前常用的離子交換樹脂大部份為有機物質，因此成為另一特別種類的廢棄物。常用的粒狀離子交換樹脂進行反應爐水的淨化，控制爐水的腐蝕抑制劑及化學成份。而廢水處理的部份則是使用粉末狀樹脂披覆過濾濾芯，可做離子交換及移除水中固體懸浮物，也因此後者通常不太適合再生。而近年來爐水的品質不斷提升，權衡可能產生的廢水，粒狀離子交換樹脂沒有再生的經濟效益，也因此類的廢棄樹脂會持續生成，目前國內的廢樹脂皆未處理，佔了目前國內所有低放射性固體廢棄物的 15.9%，如表 1 所示。

表 1 105 年 10 月核能電廠低放射性廢棄物貯存現況表

單位：桶(55 加侖)

廠別/種類	固化廢棄物	脫水樹脂	可燃性	可壓性	其他	合計
核一廠	8,737	6,246	8,702	11,216	9,473	44,374
核二廠	26,516	8,982	1,687	1,033	15,737	53,955
核三廠	2,755	1,877	1,291	1,556	1,150	8,629
合計	38,008	17,105	11,680	13,805	26,360	106,958

擷取自原能會網站

1.2 研究目的

本研究利用收集、彙整及分析資料了解國內外廢樹脂處理技術的最新進展，並且參考過去核能研究所之相關研究成果，針對台電所提出之除役計畫中之相關技術及二次廢棄物的產生、其處理方式和設備的需求進行深入的研究。

本計畫針對以下三個部分進行分析：

1. 收集分析核電廠放射性廢樹脂之處理技術及執行現況相關資訊。
2. 分析比較核電廠放射性廢樹脂處理方法及其二次廢棄物處理技術。
3. 就國內除役核電廠之狀況，針對放射性廢樹脂處理技術，提出較為完整之管制建議方案。

此外對於日前原能會要求針對高完整性容器之規範及目前國際上使用的狀況進行研究，最終對除役核電廠廢樹脂處理之管制給予較適切的建議，協助除役電廠達到廢樹脂符合清潔處理高品質的要求。

第二章 核電廠放射性廢樹脂之處理技術及執行現況

本章將會針對核電廠放射性廢樹脂之各種處理技術進行介紹，並討論其優缺點，同時將會針對國際上目前有的實績進行整理，以了解目前之執行狀況。

2.1 離子交換樹脂所扮演的角色

為了提供核電廠高品質的水，其主要目的在於控制爐水的腐蝕抑制劑及化學成份進行反應爐水的淨化，且避免管線結垢及腐蝕的現象產生，以及應用在廢水處理的部份，用於離子交換及移除水中固體懸浮物；而在除役的過程中於廢棄物除污的過程裡將會產生廢水，在廢水處理的過程中是需要離子交換樹脂，因此無論於運轉中或是在除役的過程裡，離子交換樹脂是一直被需要的。

為了提升離子交換樹脂的表面之處理能力，將離子交換樹脂製造成粒狀及粉末狀，而粉末狀的樹脂具有較高的比表面積，通常粒狀的樹脂應用於爐水的淨化，而粉末狀則在廢水處理中使用。

依照離子交換樹脂材質的種類，又可分成有機離子交換樹脂及無機離子交換樹脂。一般而言，相較於有機樹脂，無機樹脂後續處理較為容易，因為無機材料的特性可以直接固定化，也因此近年來傾向開發無機樹脂，但因為有機樹脂仍有其不可取代的特點，為了保持爐水的品質，因此有機樹脂仍有其存在的必要性，尤其對高純度的水純化之應用，兩種不同的樹脂其特性如表 2 所示。

表 2 有機樹脂與無機樹脂特性之比較[1]

	有機樹脂	無機樹脂
熱穩定性	Fair to poor	Good
化學穩定性	Good	Fair to poor
輻射穩定性	Fair to poor	Good
離子交換能力	High	Low to High
選擇性	Available	Available
再生能力	Good	Uncertain
機械性質	Good	Variable
費用	Medium to high	Low to high
固定化	Medium	Easy

2.2 廢樹脂的產生

一般而言，粒狀的樹脂較為容易再生，陽離子交換樹脂(Cations IER)可以酸再生，陰離子交換樹脂則以鹼再生，但離子交換樹脂會因為以下兩種狀況無法再生：

- 一、化學變質：當離子交換樹脂處理高濃度流體，操作在高溫的環境，或是表面有不當的吸附所導致；
- 二、物理變質：機械破壞或積垢等物理因素所造成失活現象。

通常在這種狀況下，若需要再生樹脂，往往會產生大量的放射性廢水，且程序會更為複雜，效果也不太好，因此置換新的離子交換

樹脂是較經濟的選擇。而核一廠近年依據該廠執行的狀況經仔細評估後，認為樹脂的再生對於廢棄物的產生量並不會減少，最近則不再進行樹脂再生。

核電廠的放射性活性之廢離子交換樹脂，因為具有可燃性，高比活性以及容易膨潤（swelling）等性質不易處理，尤其是有機樹脂經久置後，往往可能經輻解生成 H_2 、 CH_4 等碳氫化合物，若直接焚燒，容易產生具腐蝕性的污染廢氣，同時樹脂容易脆化變成粉末狀塞住管路，經由吸水後膨脹產生極大的壓力，導致固化體的破裂，目前為國際上一個尚待解決的問題之一。

2.3 廢樹脂的處理

許多國家目前仍將其存放於桶內，或經由簡單的固化程序，但因為樹脂本身含有大量的金屬鹽類具有腐蝕性，因此對於長期以此種方法處理並不恰當，目前國內核電廠的廢樹脂則經脫水後暫存。然而，我國地狹人稠，且最終處置場難尋，因此需想辦法減少各類固體廢棄物的體積，其中廢樹脂可以有很大的研究空間。

處理廢樹脂有兩項大原則：

- 一、 將有機樹脂破壞後產生無機中間產物，可做後續處理而貯存；
- 二、 直接將其穩定的固定。

為了省去後續廢樹脂處理的費用，如何將廢樹脂體積降到最低，為一個重要的方向。

過去這些廢樹脂或廢棄的離子交換管柱經常被棄置於桶中未經處理，而有一些則被從溶液中取出後暫時置於水中之固定床體等待後續處理，但為了達到最終處置的標準，往往需要經過脫水、穩定化

或在處置前之前置處理等；相對的，有些國家並無最終處置設施，需要等待合適的處理方法或利用時間等待短半衰期的核種活性消退等，若要暫存則需要考慮廢棄物本身的性質及容器的特性，但通常需要經過前處理、處理及固定化，藉以達到減容的目的。

由於廢樹脂屬於濕式固態廢棄物，有其特殊的處理方式，根據過去的經驗濕式固態廢棄物主要的處理流程如下圖 1 所示，希望藉由這些處理過程能使得廢棄樹脂達到物理及化學性的安定化，並且盡可能的達到減容的效果。

目前廢樹脂處理技術以固化技術，氧化技術，生物分解技術、高完整性容器盛裝及超級壓實技術等較為普遍，本章將會針對上述幾項技術介紹及分析，並對於目前國際的實績進行整理。

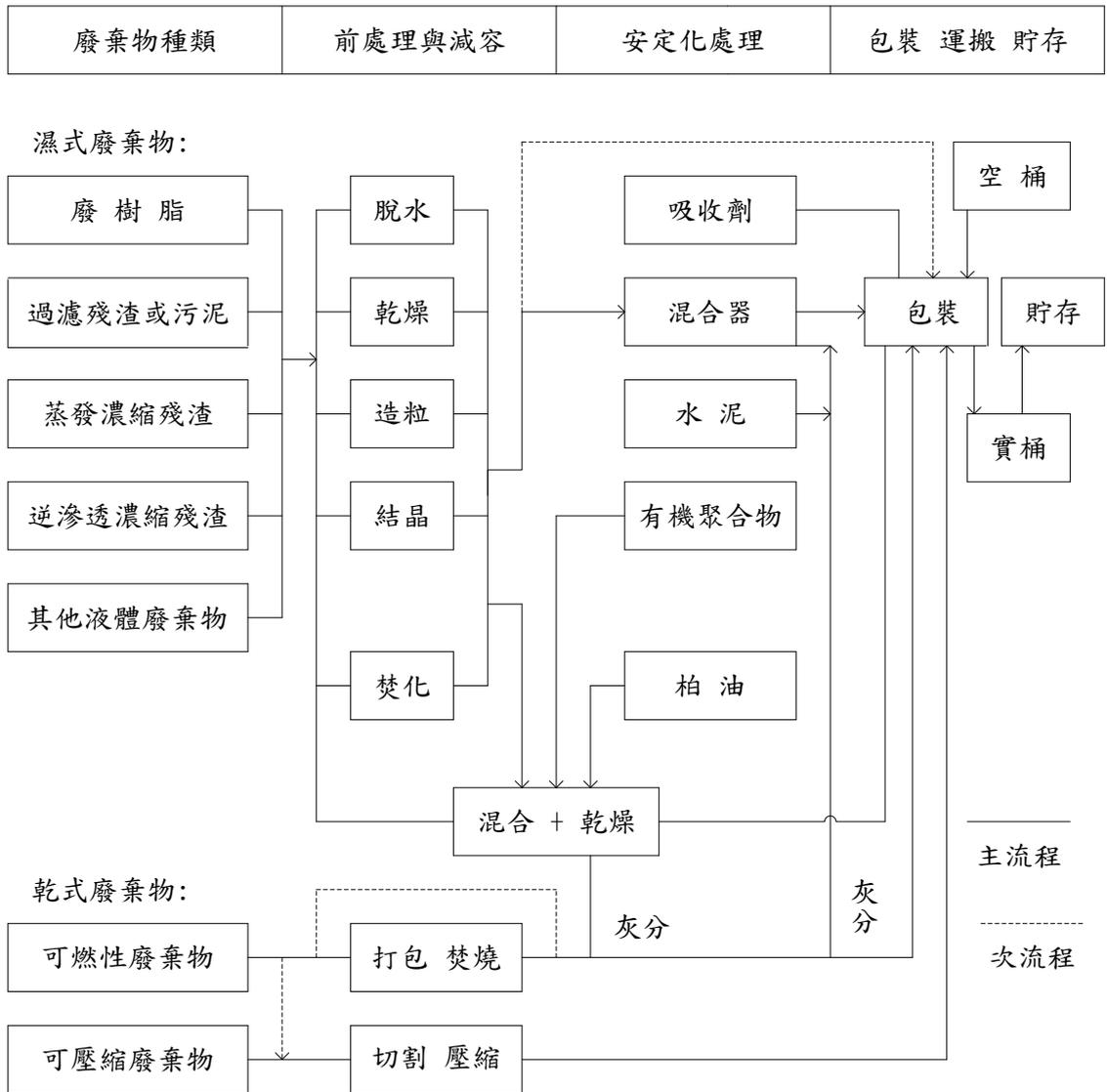


圖 1 濕式放射性廢棄物處理參考流程 [2]

2.3.1 固化技術

固化技術是將廢棄物封裝在一種惰性材料，如水泥、瀝青和高分子，在此過程中形成整體固體，其目的在於把放射性核種牢固地結合到穩定的惰性基質(matrix)中，然後輸送到處置場所，以達到安全處置之功效。

此種技術已被廣泛用於放射性廢樹脂之固化，最早美國西屋公司

及奇異公司開始以水泥固化為主，歐洲則以有許多以瀝青固化，美國及日本有不少使用高分子固化技術。

其中對固化劑應該具備以下的要求：

- 容易與廢樹脂能均勻混合，且廢樹脂與固化劑間具有良好的相容性質(compatibility)；
- 固化體不含殘餘水分；
- 不易被溶出，具有低的瀝濾率(leachability)；
- 固化體能自行保持直立；
- 優良的機械強度、高抗壓性；
- 不易燃燒且具優良的耐燃性以及熱穩定性；
- 低的分解速度，具備可抵抗輻射產生的效應；
- 高長期貯存的穩定性佳；
- 價格合理。

早期廢樹脂的處理，常採取直接固化的方式，固化劑主要以水泥、瀝青及高分子三大類為主，瀝青及高分子固化技術因為基質(Matrix)的性質與樹脂相近，具有高的相容性，也因此可以有較佳的減容效果，但高分子固化成本高，1997 年日本 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp. of Japan 於東海電廠的瀝青固化處理後的產物發生了火災，因此有其潛在的問題；水泥雖然成本較低，但因為水泥與有機樹脂之相容性相對較低，導致廢樹脂於水泥中之荷載量>Loading)無法提升，且因熱膨脹係數差異甚大，容易造成固化體龜裂等問題，因此需要經過處理後成為較為合適的型式始能進行固化。

因此對於固化體有特殊的規範，基本上根據瀝濾性，抗壓強度，耐輻射性，熱穩定性，耐菌性等，對於固化體有一定的測試流程，如圖 2 所示，接下來也針對幾項特性進行說明[2]。

一、 瀝濾性 (leaching)

當固化體與水接觸時，部分的已被固化之物質經由擴散、溶解、侵蝕等步驟被溶出，進而釋放至水中，此現象及稱為瀝濾，其中包含放射性物質，因此固化體之瀝濾速率(leaching rate)是表示其核種外釋速率的一項重要參數，因此需要審慎評估其瀝濾速率，以了解固化劑對廢棄物的適用性。

二、 抗壓強度

固化物可能會因為未來於最終處置時，需有多層固化體堆疊，需承受上層物質的壓力，若無法負荷，將會導致固化體破裂或崩塌，如此已被固化於固化體內之放射性物質恐怕會釋出，導致處置場被污染，因此需針對其抗壓能力進行規範，由於各個排列方式不同，其相對的規範亦隨之而異。

但對於瀝青固化體並不要求其抗壓強度，是規定瀝青固化劑之浸潤度(penetration)，及要求廢棄物與瀝青混合時，所加入瀝青之重量百分比需高於廢棄物固化體 50%代替。這種規範的好處在於事先控制固化劑的品質及配比而保障固化劑的品質，台灣及日本規定用來固化放射性廢棄物的瀝青浸潤度應小於 100。

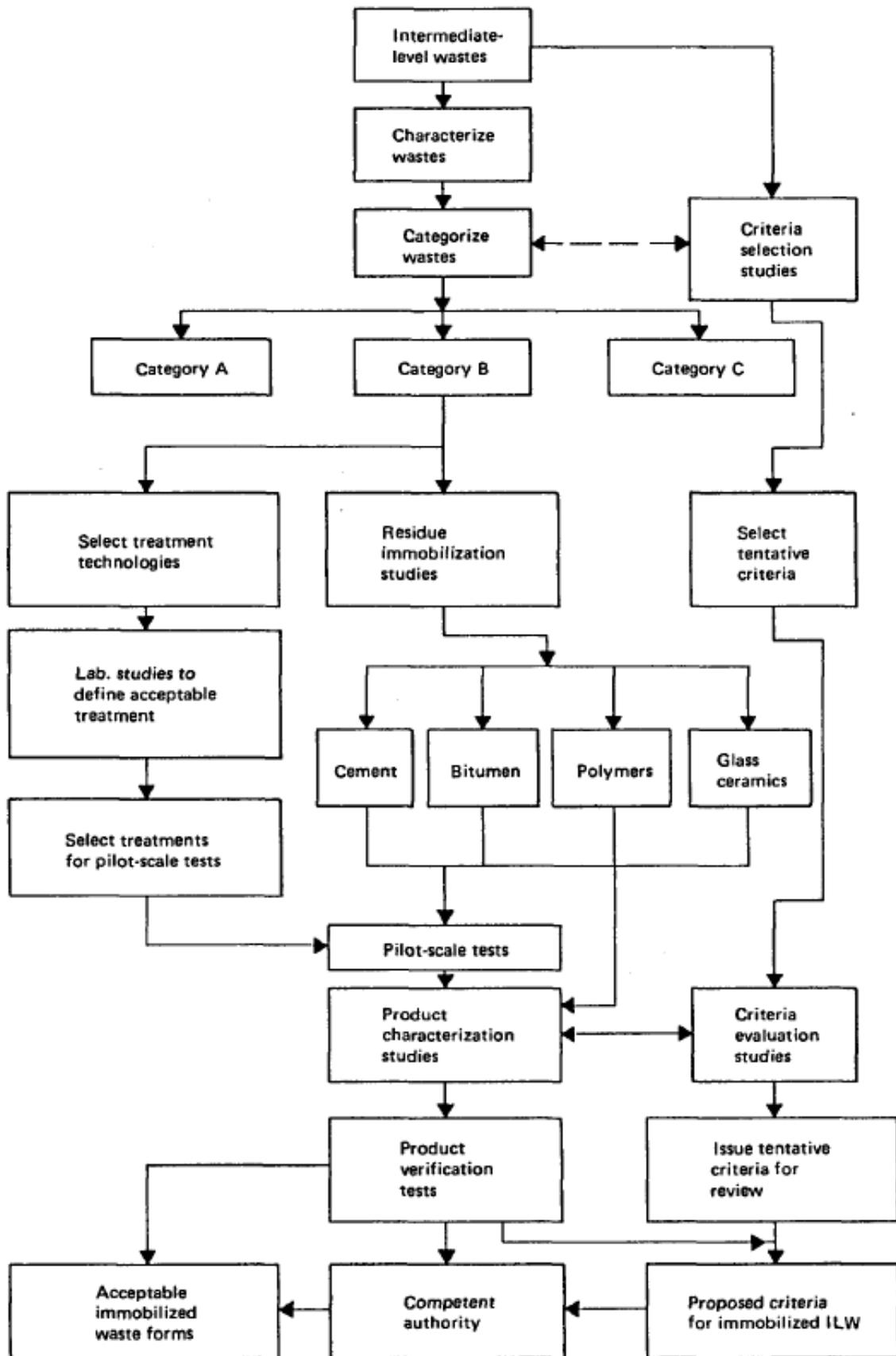


圖 2 固化廢離子交換樹脂之測試流程 [3]

三、 抗輻射性

由於放射性廢棄物在貯存或處置時仍持續放出輻射，而固化體在接受經年累月的輻射照射後，品質可能有所改變。高劑量的輻射照射可能會使固化體產生輻射分解而釋放出氣體，致使盛裝容器內的壓力上升，如果壓力太大將有爆裂之慮，若是為可燃氣體則產生燃燒。過去研究顯示，當抗壓強度好的固化體在接受低於 10^6 戈雷照射後，其性質並不會受影響，倘若劑量高於 10^6 戈雷時，有些固化物之品質會改變。由於放射性核種的衰變，固化體再額外吸收的劑量已非常有限。

國際上各國對試驗的總吸收劑量規定並不一致，如法國為 5×10^5 戈雷，德、日為 10^7 ，而美國及台灣則為 10^6 戈雷。

四、 熱穩定性

放射性廢棄物固化體之熱穩定性(thermal stability)是非常重要的品質測試項目之一，除了外在環境可能出現事故或其他原因而有高熱產生，低放射性廢棄物本身也因衰變的緣故亦放出熱量，不過其本身放熱率極低，約在 10^{-5} -- 10^{-6} W/m³ 間，因此若再考慮所添加固化劑的稀釋作用，則衰變熱之放出率就更低了，對固化體品質應不致造成危害。

但因環境所產生的熱可能較高，固化體中以水泥固化體之熱穩定性較佳，瀝青及高分子固化體都有燃燒的可能。瀝青固化體的閃火點及燃燒點，以及高分子之燃燒試驗皆需要根據相關法規進行分析，並且須符合規範。

目前台灣對於低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準等，皆由低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則所規範，其各測試項目之規範如下表 3 所列。

表 3 低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準[4]

項次	測試項目	測試方法	標準
一	自由水	ANSI/ANS55.1 方法。	1.自由水含量應小於固化體體積之百分之零點五。 2.自由水之 pH 值應介於 4~11 之間，若為水泥固化體，則其自由水之 pH 值應大於 9。
二	耐火性	1.水泥及高溫熔融固化體免測。 2.瀝青固化體以 ASTM-D92 方法。 3.塑膠固化體以 ASTM-D2863 方法。	1.瀝青固化體之燃燒點應大於 250 °C。 2.塑膠固化體之燃燒指數應大於 28。
三	機械強度	1.除瀝青固化體外，一般固化體以 ASTM C39 或 CNS 1232 測試。 2.瀝青固化體以 ASTM C-D6 測試針入度。	1.除瀝青固化體外，一般固化體之抗壓強度應大於每平方公分 15 公斤。 2.瀝青固化體之針入度應小於 100。瀝青固化體含瀝青重量比應超過百分之五十以上。
四	溶出率	ANSI16.1 (水泥固化體可測試五天)。	固化體內各核種溶出指數應大於 6。
五	耐水性	固化體須於常溫下，浸水 90 天後測試機械強度。	測試結果符合第三項之標準。

六	耐候性	固化體經溫濕度循環變化後測試機械強度。	測試結果符合第三項之標準。
七	耐輻射性	固化體以 Co-60 照射之加馬輻射照射，吸收劑量達一百萬戈雷 (Gy) 後測試機械強度。	測試結果符合第三項之標準。
八	耐菌性	ASTM G21 後再測機械強度。	測試結果符合第三項之標準。

整理自低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則

接下來，針對三種常用於有機廢樹脂的固化技術進行討論。

2.3.1.1 水泥固化

水泥固化是最早被使用的固化方法，由於水泥具有高的抗壓強度及屏蔽效果，且耐輻射及耐熱性較佳，因此利用其包容性及吸附性將具有放射性活性之廢棄物固定於水泥基質中，廢樹脂固化於水泥中之狀態如下圖 3 電子顯微鏡影像所示。

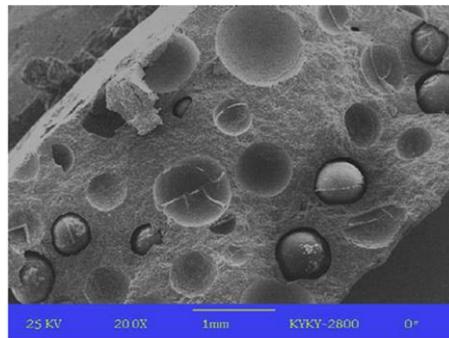


圖 3 廢樹脂固定於水泥中之狀態 [5].

為了獲得較佳的水泥固化體品質，需要注意以下的關鍵參數：

- 水灰比(water cement ratio):當其值比較大時，包容量大但不易凝固，且可能在尚未固化完成前，即有游離現象產生。
- 鹽灰比(salt cement ratio): 鹽灰比高時，廢棄物包容量大，但固化體機械性質差；
- 流動性: 決定其攪拌情形；
- 凝結時間: 凝結時間即是水泥開始失去流動性，通常時間較常可以有較佳品質，但效率差，因此須找到最適化條件；
- 泌水性(bleeding): 亦即析水性質，因此水泥泌水性愈高，將會使過多水分存在容器中，會造成腐蝕及污染，同時不易封蓋，固體產生鹽析，同時降低滲濾率。

- 水化熱: 水泥固化過程中會放熱，當溫度高於 100°C 時，會使水分快速蒸發，同時出現氣孔和裂縫，將影響固化體之品質，因此如何改進配方，為重要的解決之道。

一般而言，水泥固化廢離子交換樹脂的流程，如下圖 4 所顯示的。

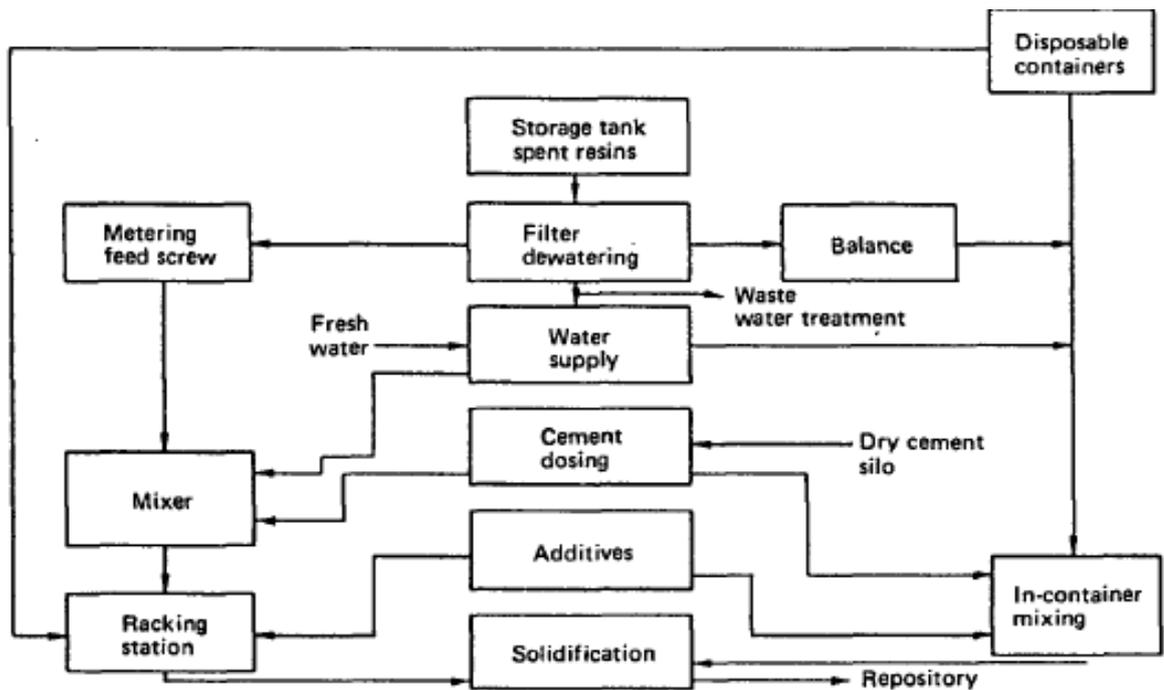


圖 4 水泥固化廢離子交換樹脂之流程圖[6]

關於水泥固化技術之優缺點如下所列:

- 水泥固化有機廢離子交換樹脂的優點:
 - 設備簡單
 - 技術成熟
 - 操作方便，較安全
 - 耗能低
 - 設備投資及操作費用較低

- 相較其他兩種固化劑，應用性較廣
- 水泥固化有機廢離子交換樹脂的缺點
 - 瀝濾率較高，比瀝青及高分子固化高了 1-3 個數量級
 - 較大的增容
 - 對廢樹脂處理容易有膨潤現象
- 解決方法
 - 加入碘酸鋇或碳酸鋇可以降低固化體 ^{129}I 及 ^{14}C 的瀝濾率；
 - 表面批覆瀝青或 SiF_4 等塗層可降低 ^3H 的瀝濾率
 - 我國更將氫氧化鈣添加至硼酸溶液中，連續攪拌，使其生成糊狀構造，可以阻擋水分擴散，同時可提高減容效果至 1/8。

水泥固化製程大致可以分為桶內混合(in-drum mixing)、桶外混合、冷壓水泥固化、熱壓水泥固化及高分子浸漬混凝土固化等幾種技術，主要以前兩種為主。

1. 桶內混合法

為批次的生產，將廢樹脂、水泥及添加劑加入桶內，攪拌均勻，提出攪拌漿，或將攪拌漿棄置於桶內；另一種方法則是填入廢棄物、水泥及添加劑後，加蓋封緊，進行翻滾轉動以進行混合動作。

一般而言，桶內混合設備簡單，操作容易，但有死角及攪拌飛濺的問題。

2. 桶外混合

將廢棄物、水泥及添加劑於桶外以不同比例進行混合後注入貯存桶，此種方法可為連續式操作，因此處理量較大，並且適合不同形狀之貯存容器。圖 5 為瑞典 Ringhals nuclear power plant 水泥固化流程由於操作容易，設備簡單，德國發展移動式廢樹脂固化裝置，圖 6 為 MOWA 的裝置圖，表 4 為各國使用水泥固化程序的實績。

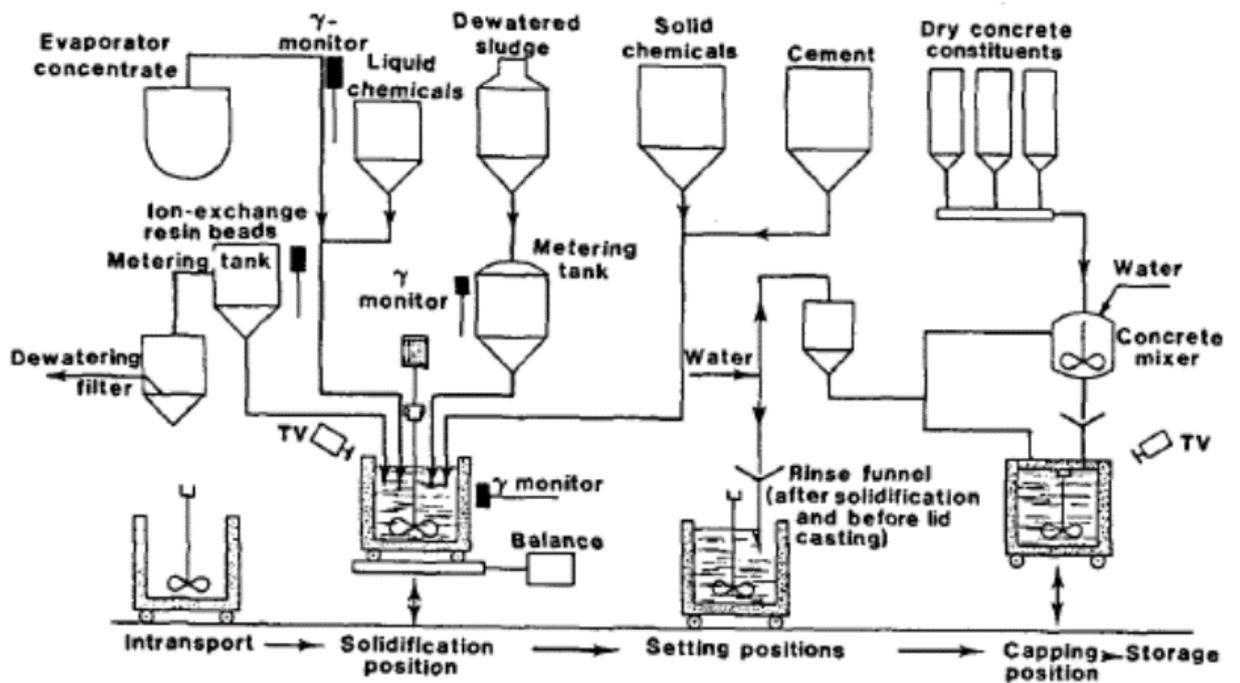


圖 5 瑞典 Ringhals nuclear power plant 水泥固化流程 (Sweden)[7]

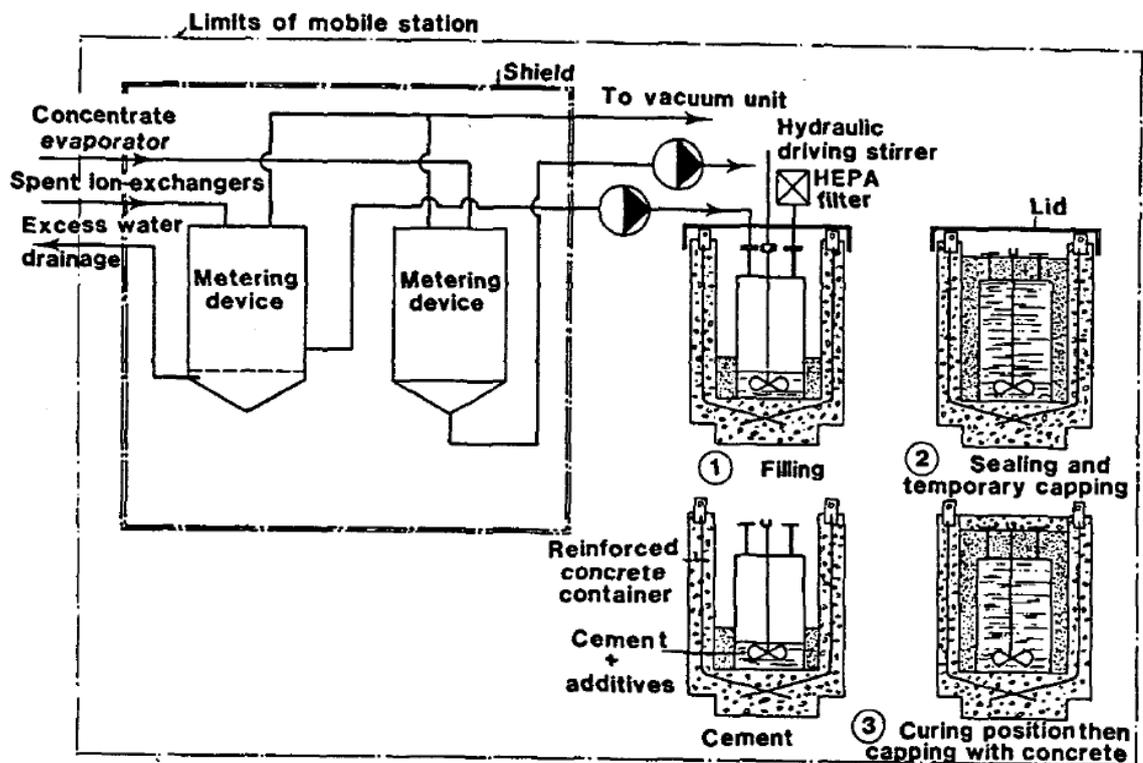


圖 6 德國 (MOWA) 移動式廢樹脂處理[7]

表 4 水泥固化的實績[7]

Country	Site	Startup	Type of waste	Process
Belgium	Doel		Ion-exchange resins Evaporator Concentrates	In-drum (200 L or 400 L) or in-container mixing (1.3 m ³)
France	Fessenheim (typical plant for PWRs of 900 MWRs)	1977	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-container mixing (2 m ³)
Germany, Fed. Rep. of	Karlsruhe Research Centre	1977	Ion-exchange resins	In-drum mixing (200 L)
	Dewa (mobile plant)	1977	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-drum mixing (200 L or 400 L)
	Mowa (mobile plant)	1981	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-drum mixing (200 L or 400 L)
	Fafnir (mobile plant)		Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-drum (200 L) in-container mixing (1.5 m ³)
Sweden	Ringhals Oskarshamn	1978	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-container mixing (1 m ³)
Switzerland	Beznau		Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-drum mixing
United Kingdom	Power plant Trawsfynydd		Ion-exchange resins Evaporator concentrates	In-drum mixing

2.3.1.2 瀝青固化

瀝青源自石油及煤焦油提煉過程，具有熱塑性之黏滯性液體或具彈性之固體，可分為直餾瀝青、氧化瀝青、裂化瀝青及乳化瀝青，其固化

過程是將熔融瀝青或乳化瀝青與廢樹脂混合均勻，蒸發水分，最後裝桶，可以在室溫下完成固化程序，但需要持續蒸發水分，且當溫度過高時，瀝青會軟化，且會與鹽類分離，其固化流程如圖 7 所示。

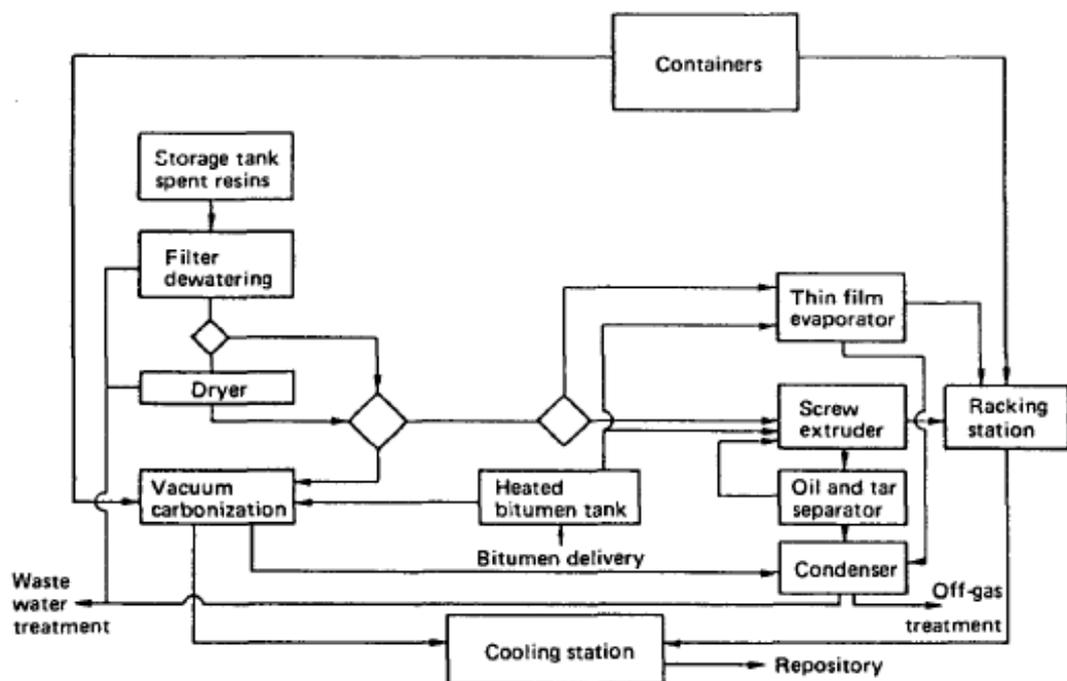


圖 7 瀝青固化廢離子交換樹脂之流程[7]

一、瀝青固化之缺點：

1. 瀝青熔化溫度低，因此所包容的核種衰變溫度不得過高，因此不適用於高放射活性的廢棄物。
2. 輻射分解的過程中，水和碳氫有機化合物會生成氫氣及甲烷，導致爆炸。
3. 當陽離子有機離子交換樹脂與瀝青進行固化期間可能會釋放出胺，影響安全，因此需加以控制以降低胺的釋放。
4. 瀝青之固化體與脫水樹脂固化後，常常會因為遇到水分而脫水樹脂吸水產生膨潤現象。

5. 因為有機廢樹脂其密度與瀝青大不相同，且因為有水分的存在，過程中會產生泡沫而影響固化體之結構。

二、 解決的方法：

1. 處理前加入些陽離子；
2. 樹脂不完全乾燥可解決吸水而膨潤的問題。
3. 起泡的問題則可以利用擠壓製程改善之。

瀝青固化在核電廠已經行之有年，固化製程除了常見的鍋式法、薄膜蒸發器，螺桿擠壓機，近年日本發展鼓式瀝青固化裝置，其結構較為簡單，同時成本較為低，容易操作，不但可以固化離子交換樹脂，也可以固化 BWR 及 PWR 的廢棄物，以及過濾污泥等，且廢棄物包容性高，瀝濾率低因此在日本已經有十個電廠採用此技術。然而，該技術有幾項缺點，如熱傳導性，熱穩定性及抗輻射性差，不耐高溫且易燃易爆，是很大的問題。

儘管瀝青固化有許多優點，但仍有許多安全上的考量，且在幾個國家曾經發幾次火災，而大部份的火災發生於罐裝瀝青到貯存桶間，其溫度約 120°C，因此許多國家限制以瀝青為基質之固化。

圖 8 為芬蘭 Olkiluoto 核電廠以瀝青固化有機廢離子交換樹脂之裝置流程圖，而表 5 則為國際上使用瀝青固化之實績。

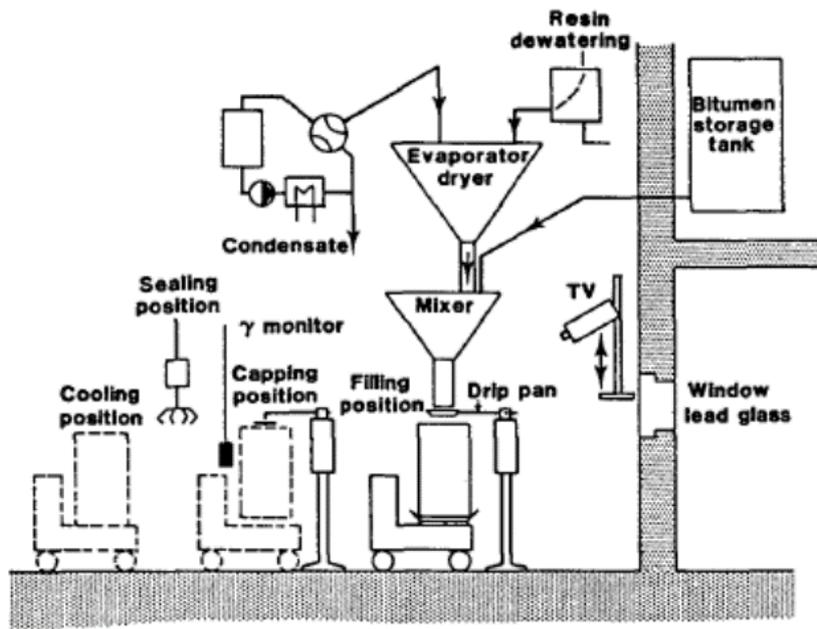


圖 8 Bituminization of spent resins at Olkiluoto nuclear power plant (Finland) [7].

表 5 瀝青固化的實績[7]

Country	Site	Startup	Type of waste	Process
Canada	Chalk River	1976	Ion-exchange resins Sludges	Thin-film evaporator
Finland	Olkiluoto	1979	Granular and Powdered Ion-exchange resins	Dryer without evaporation and mixer
India	Tarapur		Ion-exchange resins Evaporator concentrates	Thin-film evaporator
Japan	ATR (170 MW(e))	1978	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	Thin-film evaporator
Sweden	Barseback	1975	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	Thin-film evaporator
	Forsmark	1981	Ion-exchange resins	Dryer without evaporation and mixer
Switzerland	Goesgen	1978	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	Extruder
USA	Power plants		PWR and BWR wastes	Extruder

2.3.1.3 高分子固化

以高分子為基質之固化系統常用於核電廠及後處理廠，廣泛被應用於美國，日本及歐洲。其主要分為熱塑性及熱固性兩種高分子，

1. 熱塑性高分子固化

- 與瀝青固化較為相近
- 線性高分子結構，特定溫度範圍下可以熱軟化，能反覆塑造
- 主要有聚乙烯固化、聚氯乙稀固化

2. 熱固性高分子固化

- 與水泥固化較相近
- 網狀結構，高溫分解破壞，不能反覆塑造
- 主要有聚酯固化、環氧樹脂固化

由於高分子基質與廢有機離子交換樹脂之物理化學性質相近，因此可以具備較大的相容性，其包容量較大，同時其瀝濾率會較低，貯存條件之化學穩定性較瀝青為佳，但對廢棄物的要求有水量限制，需要脫水，或是添加乳化劑，並選擇合適的起始劑、催化劑、硬化劑及促進劑，調整適當的比例及反應條件，不得太快，會影響固化體品質，同時因放熱速率太快，恐怕招致燃爆事故；若太慢會影響產率，同時對產物的品質亦有所影響，其主要的流程如圖 9 所示。

高分子固化之優點缺點如下所示：

● 高分子固化優點：

- 包容量高，可達 40%-60%
- 瀝濾率低，抗浸出性比水泥高 1-3 的數量級
- 與有機廢棄物之相容性高

● 高分子固化缺點：

- 不能承受高輻射劑量及高熱釋放
- 輻解所得的氣體主要有 H_2 、 CO_2 、 CH_4 及低碳氫化合物
- 要對廢樹脂進行脫水，且需要添加起始劑、催化劑及促進劑等添加劑

— 固化成本較高

此技術已經應用於法國、德國、瑞士及美國等，圖 10 為法國的一個高分子固化設備，相關的實績如表 6 所列。

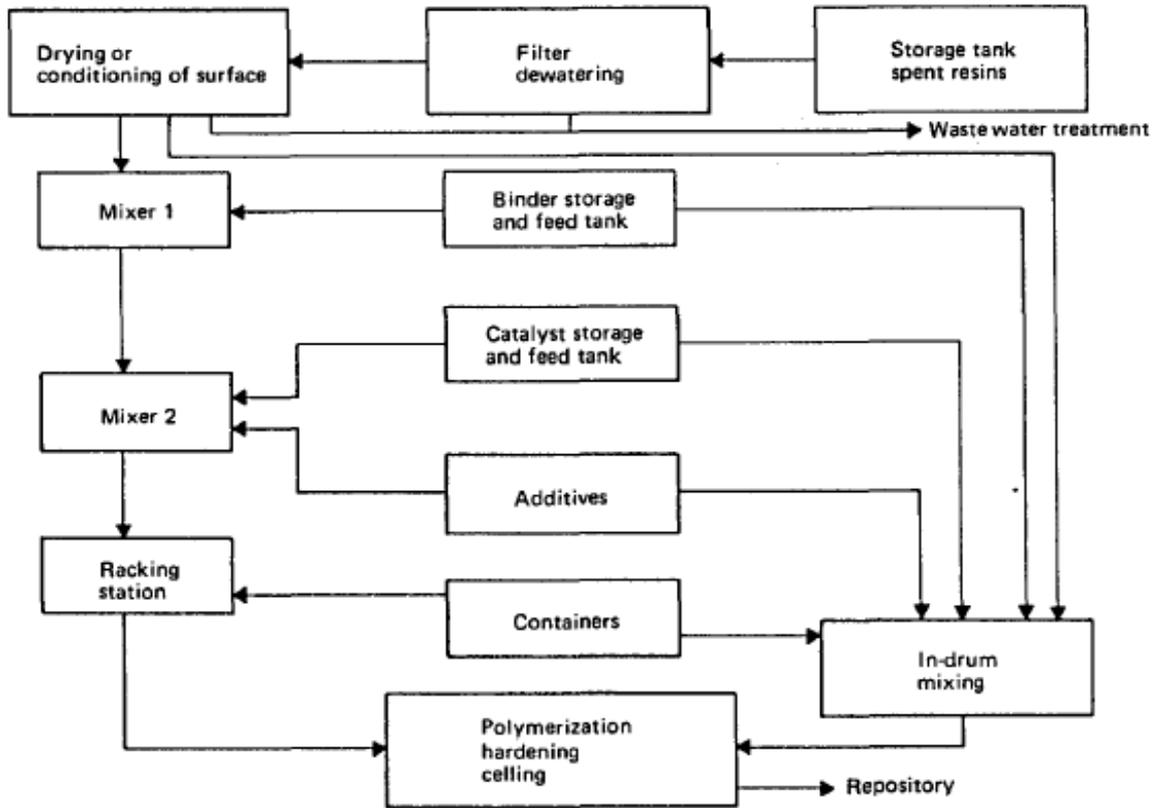


圖 9 高分子固化廢樹脂之流程圖[7]

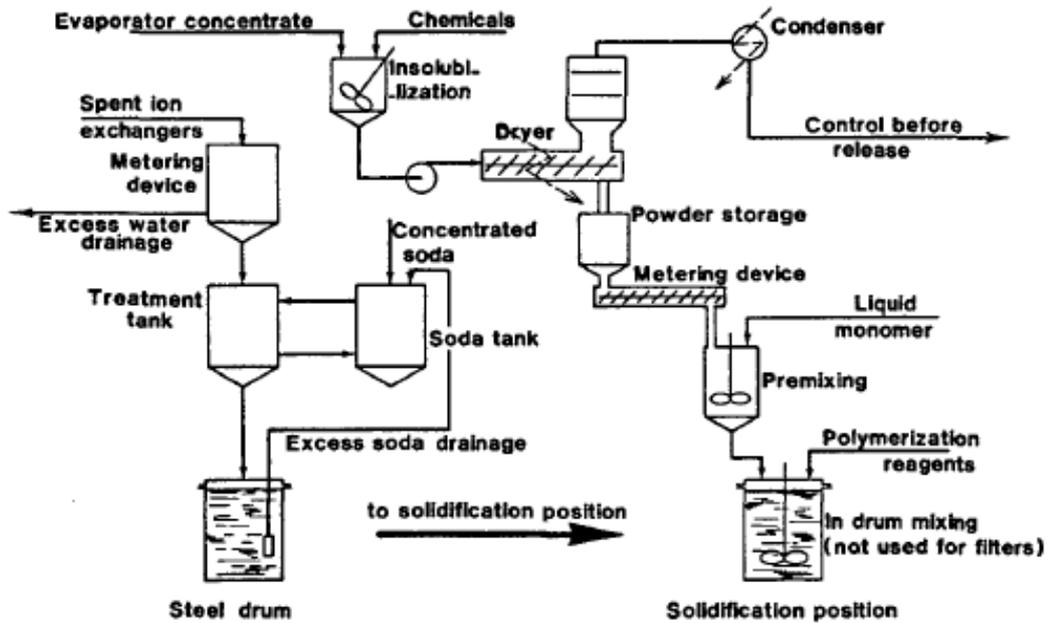


表 6 高分子固化的實績[7]

Country	Site	Startup	Type of waste	Process
France	Chooz	1981	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	Polyester or epoxy resins in-drum mixing
	Comete I (mobile plant)	1982	Ion-exchange resins Evaporator concentrates	Polystyrene divinylbenzene in-drum mixing
Germany,	Fama (mobile plant)	1976	Ion-exchange resins	Polystyrene in-drum mixing
Switzerland	Beznau	1978	Granular Ion-exchange resins	Styrene divinylbenzene in-drum mixing
USA	Mobile plant	1972	Ion-exchange resins	Urea formaldehyde (in drum, in line)
	Mobile plant	1980	Ion-exchange resins	Modified vinylester ^B
	Quad Cities	1982	Ion-exchange resins	Modified vinylester In-container mixing

A. Protective Packaging Inc. began marketing of its Tigerlock system in 1972. Since then, many firms, such as Borden Chemical Company and American Cyanamid Company, have developed similar systems using UF adhesives. However, few experimental results have been published to date by private industry.

B. The Dow Chemical process is today used in different US plants such as Portland General Electric, Trojan Prescott, Commonwealth Edison, Dresden 1, Quad Cities, Niagara Mohawk, Nine Mile Point 1.

除了直接固化處理外，另一種則為經前處理後再固化之處理方式，主要先將廢樹脂分解，以達到減容的效果，主要有以下幾種方式：

2.3.2 氧化分解

氧化分解為將廢樹脂固化前的處理技術，使其降低有機物質的濃度以減低其燃燒的可能性、降低有機酸的濃度以減輕其腐蝕現象，同時可以將廢樹脂變為無機殘留物及液體以利後續處理，通常可分為乾式氧化法及濕式氧化法兩大類。

2.3.2.1 乾式氧化法

乾式氧化法主要以焚化及裂解兩大類為主，可以有效減容。

(一) 焚化

焚化可將大部分的有機廢棄物焚化成無機灰份，該技術是一種複雜的現象，涉及化學、熱傳、流體力學及化學動力學等學問的技術，非常複雜，一理想的焚化需具備以下幾個條件：

1. 燃燒完全，可達到好的減容及減重效果；
2. 尾氣淨化滿足排放要求；
3. 不易出現管路及容器腐蝕、洩漏及阻塞等問題；
4. 可靠且安全的操作；
5. 人員受照輻射劑量低；
6. 固定成本及操作成本合理。

衡量焚化系統的重要指標為去污因子及減容比，高效率的焚化爐需要有足夠的溫度、充足的空氣、足夠的反應時間以及適當的氣體擾動，其主要的技術包括以下幾個步驟

1. 分揀
2. 破碎
3. 進料
4. 焚化
5. 排灰
 - 煙道氣冷卻
 - 煙道氣淨化

焚化時所使用的焚化爐非常重要，焚化爐大致有以下幾種類型：

- 過量空氣焚化爐 (excess air incinerator)
- 控制空氣焚化爐 (controlled air incinerator)
- 熱裂解焚化爐
- 旋風爐
- 高溫熔渣爐
- 流化床爐
- 熔鹽爐

其中以過量空氣焚化爐及控制空氣焚化爐較常被使用，圖 11 為

德國過量空氣焚化流程圖。

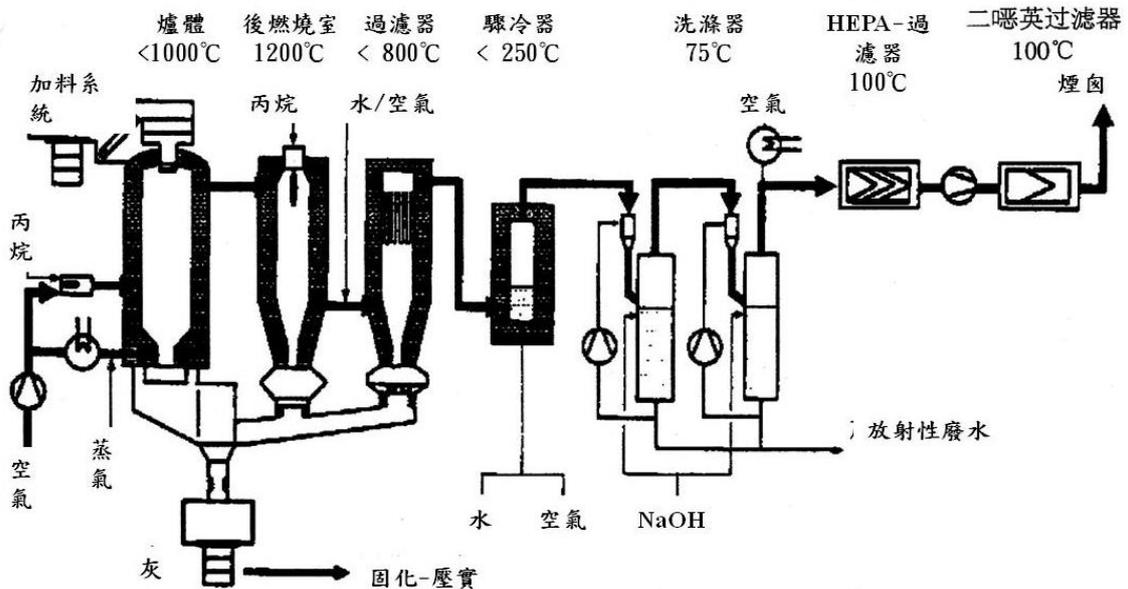


圖 11 德國過量空氣焚化爐流程示意圖[8]

- 優點
 - 大部份的有機廢棄物可以氧化成灰份，可以達到減容的目的。
- 缺點
 - 樹脂需先去水避免不完全燃燒；
 - 有尾氣需要處理(因具有放射性)；
 - 有 NO_x 及 SO_2 產生的風險；
 - 設備成本高: 設備需內部以水泥為主加上不鏽鋼，而尾氣處理的部分，設備需要以防腐蝕的材料。
- 實績：法國在 Cadatache 的 Atomique Research Center，在美國流體化床焚化技術已經廣泛被使用了[9,10]。

(二) 裂解(Pyrolysis)

裂解的方式分成缺氧或無氧的狀態進行，裂解不同種類的樹脂，其裂解效果差異很大，主要在缺氧或無氧狀態，於反應溫度約為 500-750°C 將樹脂裂解為甲烷、乙烷、丙烷、一氧化碳及二氧化碳等混合物、液體或氣體等。

- 優點: 可以將放射性物質固定，配合固化。
- 缺點: 須進行尾氣處理，容易產生二次污染
- 實績: Studsvik Plant 以 THORsm 處理廢樹脂[11].

其中由 Studsvik 所研發的 Thermal Organic Reduction (THORsm)，此程序最初為了解決離子交換樹脂減容的問題，其主要的考量為:

1. 系統容易操作且穩定度高，因此不考慮複雜度高且常需要保養的單元；
2. 由於廢樹脂具有放射性，該系統需容易屏蔽輻射；
3. 處理後，需有大於 99%之核種處在穩定的形式；
4. 最終被封裝之產物必須是穩定的，最終的物質必須是惰性的，不會再有有機物質經由輻解或微生物分解後產生氣體或其他活性物質；
5. 希望減容效果達到 12-30%

Studsvik 所研發的 Thermal Organic Reduction (THORsm)，其反應爐如圖 12 所示，同時其反應流程如圖 13



圖 12 Studsvik
備 [12]

Inc.的熱裂解設

在裂解裝置的流程中，廢棄物先存放於裂解容器中，經過過濾及重整，再於流化床中將溫度升至 800°C ，此時水氣已經蒸發，而有機物質已經被分解為合成氣(主要以一氧化碳、二氧化碳、氫氣及水蒸氣為主)，其詳細的設備流程如圖 13 所示。

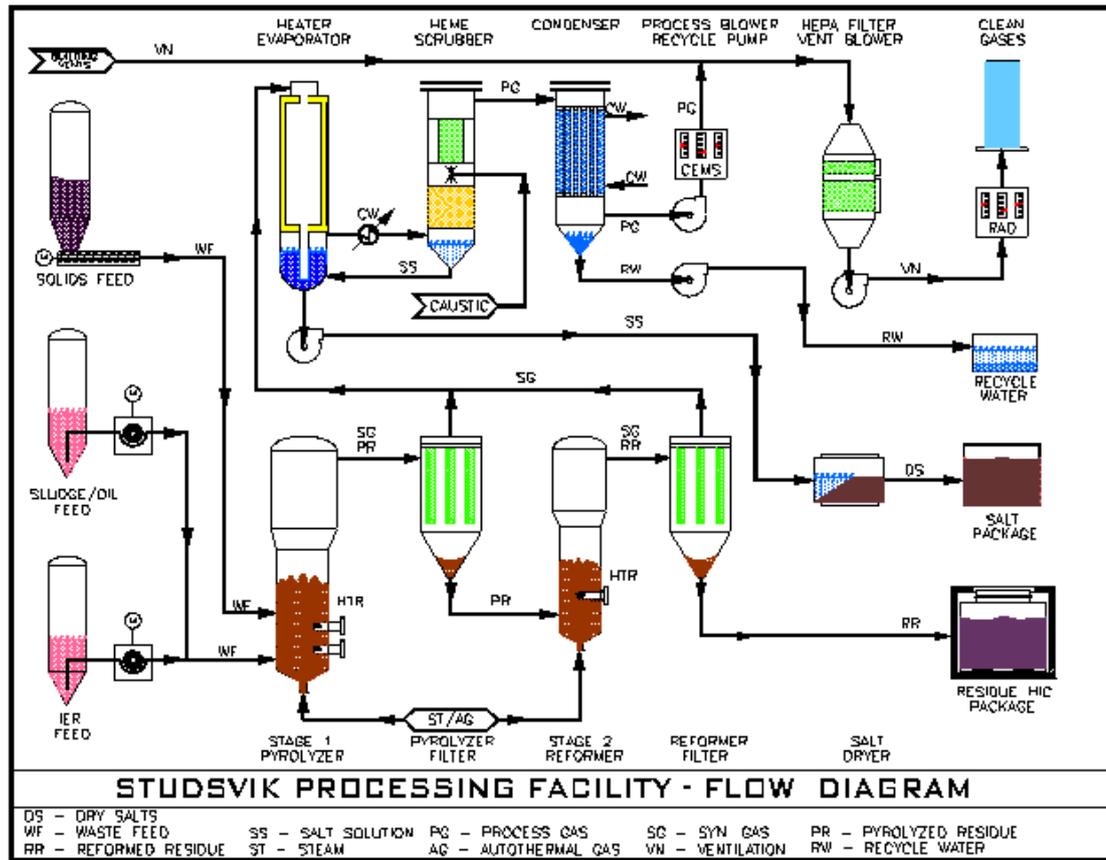


圖 13 Studsvik Plant 廢樹脂熱解處理流程圖[12]

2.3.2.2 濕式氧化法(Wet Oxidation)

濕式氧化法大致上可以分成

1. 酸消化法 $H_2SO_4-HNO_3$
2. 過氧化氫催化氧化法
3. 超臨界水氧化法
4. 電漿氧化法

(一) $H_2SO_4-HNO_3$ 酸消化法 (Acid Digestion)

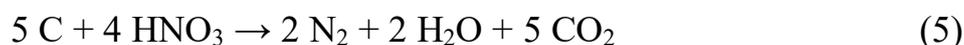
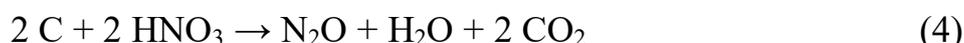
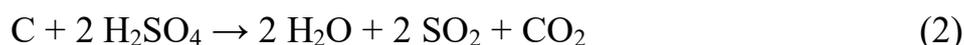
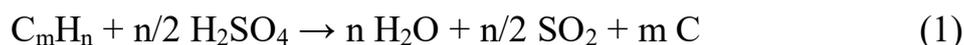
酸消化法是用熱濃硫酸和硝酸，約在 $250^{\circ}C$ 左右浸煮廢樹脂，將廢樹脂中的有機物分子分解成簡單的氣體，把大部分無機物變為硫酸鹽和氧化物。

有機物由硫酸進行碳化反應，並且把碳化物進一步由硝酸將其氧化，酸消化反應複雜，在此種酸消化法中，要加入硫酸及硝酸，兩者的目的主要是：

- 硫酸：碳化有機廢樹脂；為硝酸的氧化提供高溫介質。
- 硝酸：加速碳氧化，進行碳氧化的主要成份；把硫酸分解有機物形成的 SO_2 氧化成 SO_3 。

破壞分解聚氯乙烯、聚乙烯、有機玻璃、橡膠等物質，需要較高的溫度，但反應控制於 250°C 為佳，當溫度超過 270°C 會產生大量的 SO_2 氣溶膠，使尾氣處理變得困難，並使鐵氟龍密封圈發生軟化而無法密封。

酸消化反應之主要反應機構如下方程式所示



有機廢樹脂之酸消化過程主要由四部份組成：

1. 前置作業

包括廢棄物的量測、分類和切碎的進料準備。

2. 酸消化

在浸煮器中使廢樹脂與酸完全接觸，使其能完全氧化。

3. 尾氣處理

— 尾氣主要組成： CO_2 、 SO_2 、 SO_3 、 NO_x 、 N_2 、 HCl 、 Cl_2 、 NOCl 、 CO 和水蒸氣等。

— 尾氣淨化設備：霧沫分離器-回收硫酸

— 鹼洗滌塔-氧化和吸收 SO_2 、 NO_x 和 HCl ；HEPA 過濾器。

4. 殘渣處理

- 用蒸餾法去除 H_2SO_4
- 分離出來的殘渣需要固化處理後才能處置。

- 酸消化法有以下優點：
 - 減容比大:對廢離子交換樹脂約 70%。
 - 可處理多種廢棄物:
 - 能處理聚氯乙烯、聚乙烯、橡膠、纖維、樹脂、木材等，也可處理高氯廢物;
 - 少量二次廢液: 超過 95% H_2SO_4 及 70%~80% HNO_3 能回收再使用;
 - 低操作溫度和壓力，容易控制和調節。
 - 不產生焦油、烟炔和塵埃。

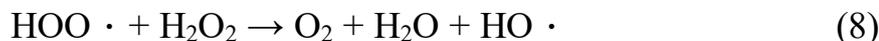
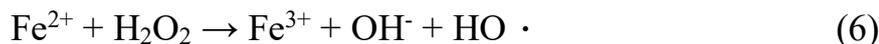
- 酸消化法的缺點是：
 - 腐蝕性大，對設備材料要求高。

- 實績
 - 酸消化法處理固體廢物是美國、德國、日本、英國在 20 世紀 70 年代和 80 年代初開發研究的技術，在比利時已用它處理過前歐化公司積存的廢棄物。

(二)過氧化氫催化氧化法(H_2O_2 -catalyst oxidation)

過氧化氫催化氧化法是 80 年代開發處理廢離子交換樹脂的技術，主要是將待分解之有機廢離子交換樹脂，與 35%過氧化氫水溶液中，加入鐵或銅離子做為催化劑，通常反應溫度在 $100^{\circ}C$ ，壓力為 100~200 kPa，將其分解成二氧化碳、水及其他氧化物。

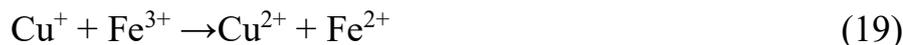
離子交換樹脂的過氧化氫催化氧化反應主要是自由基鏈式反應：



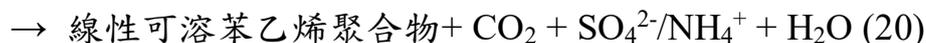
在反應式(6)-(11)的反應中產生具有極高氧化力的 $\text{HO} \cdot$ 自由基，對有機物的氧化作用，如(12)-(16)所示：



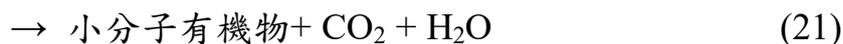
自由基 $\text{R} \cdot$ 可被高價金屬離子如 Fe^{3+} 和 Cu^{2+} 所氧化如反應式(17)-(18)，且 Cu^+ 的產生可提高 Fe^{2+} 的催化效率



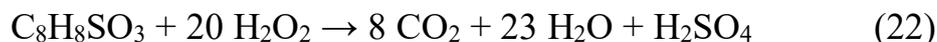
離子交換樹脂 + $\text{HO} \cdot$

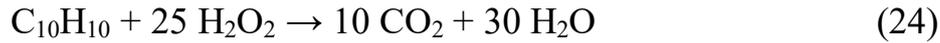


線性可溶苯乙烯聚合物 + $\text{HO} \cdot$



理想的樹脂的分解反應可表示為：





不同種類的離子交換樹脂之分解需使用不同的催化劑，通常

- 陽離子交換樹脂: Fe^{2+}
- 陰離子交換樹脂: Cu^{2+}
- 混合樹脂: $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{Fe}^{2+}/\text{Cu}^{2+}$
- 皆可使用: $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{Fe}^{2+}/\text{Cu}^{2+}$ 、 $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{Ni}^{2+}/\text{Cu}^{2+}$ 、 $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{Mn}^{2+}/\text{Cu}^{2+}$ 及 $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{Cu}^{2+}$

與乾式氧化技術相比較，其優缺點如下所示：

- 優點：
 - 價格較低，大部分放射性物質最終存在於液相，殘渣很容易進行固定，且二次污染的產生量減少許多。
 - 在低溫低壓下進行，操作容易
- 缺點：高腐蝕性，因此對設備要求高
- 實績：Savannah River Laboratory (SRL) in the United States and Karlsruhe Nuclear Research Center in German，Oak Ridge National Laboratory (ORNL) was supported by Department of Energy (DOE) to conduct the wet oxidation of spent resins，Central Electricity Generating Board (CEGB) in England，Japan Atomic Power Company (JAPC)及 JGC Corporation 開發技術應用於 Tsuruga nuclear power station Unit 1 [13-15]

其中由日本原研、東電、日揮所共同開發的濕式氧化法其主要反應製程是：

1. 將待分解之有機廢樹脂與 35%過氧化氫混合；
2. 催化劑: 500 ppm 的 Fe^{2+}
3. 反應介質: 水溶液
4. 反應時間: 2~5 hr
5. 反應溫度/壓力: 100 °C/常壓
6. 設備材料: 反應器為鈦，冷凝器為不鏽鋼

反應流程如下所示

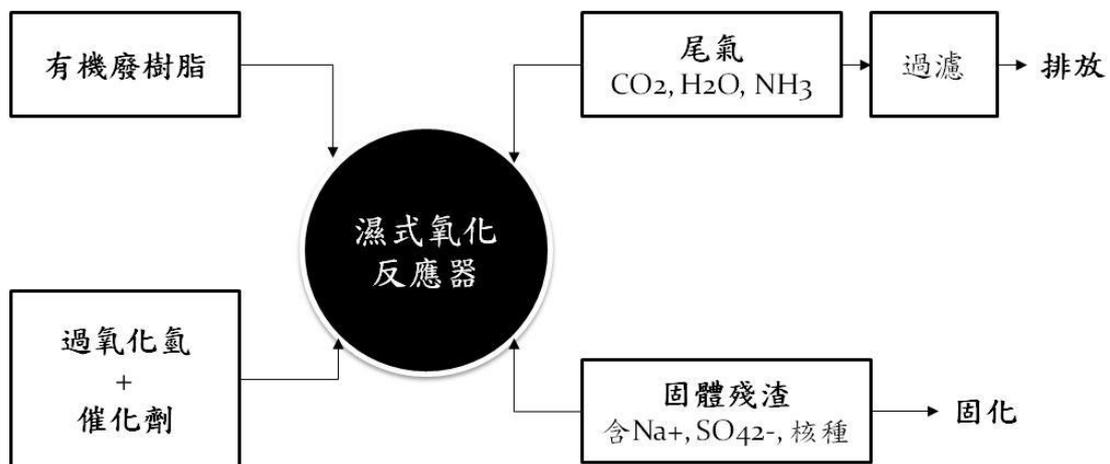


圖 14 過氧化氫濕式氧化有機廢樹脂流程

反應結果:

- 總有機樹脂分解率 95%
- 樹脂分解為二氧化碳、水及少量無機殘渣
- 尾氣經處理、過濾後排放
- 固體殘渣進行固化

此反應系統需注意

- 流體的傳送
- 溫度的控制
- pH 的控制
- 避免殘渣凝結於管線上

本原研、東電、日揮所共同開發的濕式氧化系統如下圖 15 所示：

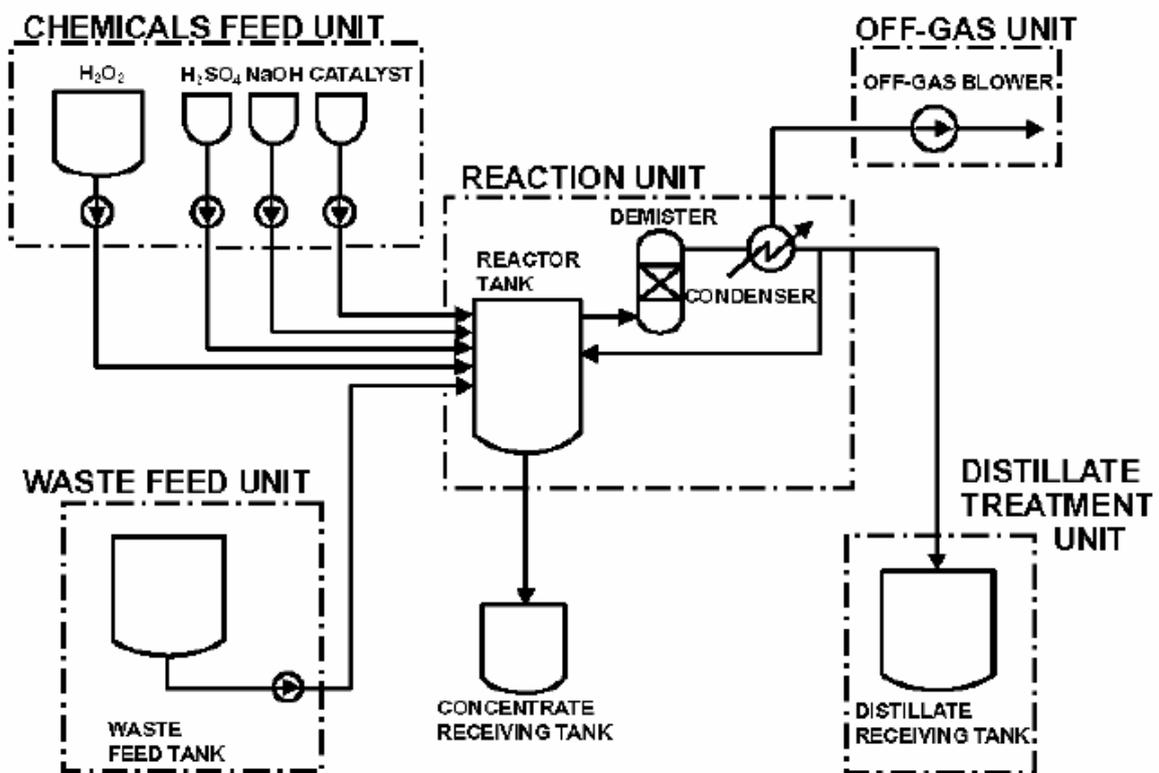


圖 15 日本原研、東電、日揮所共同開發的濕式氧化系統[6]

綜合以上幾種不同的濕式氧化法技術，其性能如表 7 所列，可以清楚地發現，以過氧化氫催化之濕式氧化法可於較低的操作溫度下進行，同時具有較高的效率，其廢氣組成亦較容易處理。

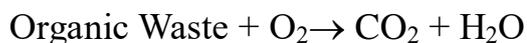
表 7 幾種不同濕式氧化法之比較 [8]

氧化物	溫度/°C	樹脂分解率 /%	廢氣重要組成	設備材質
H ₂ O ₂ -Fe ²⁺	100	~95	CO ₂ 、H ₂ O	鈦鋼
H ₂ SO ₄ -H ₂ O ₂	230	~90	SO _x	鈦
H ₂ SO ₄ -HNO ₃	230~250	~80	NO _x 、SO _x	鈦

(三)超臨界水處理技術

超臨界水技術，是利用水高於臨界點後之超臨界狀態的具有極高的擴散係數，熱傳係數及低黏度等特性，當水之溫度壓力高於臨界點（374°C, 22 MPa）後，其行為則介於液體及氣體間，很容易與各種比例的空氣混合形成一均勻的反應介質，在如此高溫高壓的狀態下，有機物質變得非常不穩定，金屬鹽類也會被氧化，並且因為水在超臨界狀態其離子積驟變，使金屬化合物很容易沉澱出來，此類的廢棄物處理技術已成功地應用在工業上。

其主要根據以下的反應機構進行氧化反應



(26)



(27)

● 優點：

— 反應時間短可以快速的氧化，可以完全分解樹脂

- 設備結構簡單可以安裝在移動處理裝置上
- 沒有 NO_x 及 SO_x 生成。
- 缺點：
 - 設備要求高，限制反應器體積
 - 需要添加鹼金屬，防止腐蝕現象
 - 因為是放熱反應，需進行溫度控制。
- 實績：美國 Los Alamos 實驗室已有一套專門處理溶劑，碎布，過濾器及廢樹脂，其他在瑞典、日本、英國、台灣核能研究所及韓國有相關設備及技術[16-18]

超臨界水的反應在高溫高壓下進行，其反應系統如圖

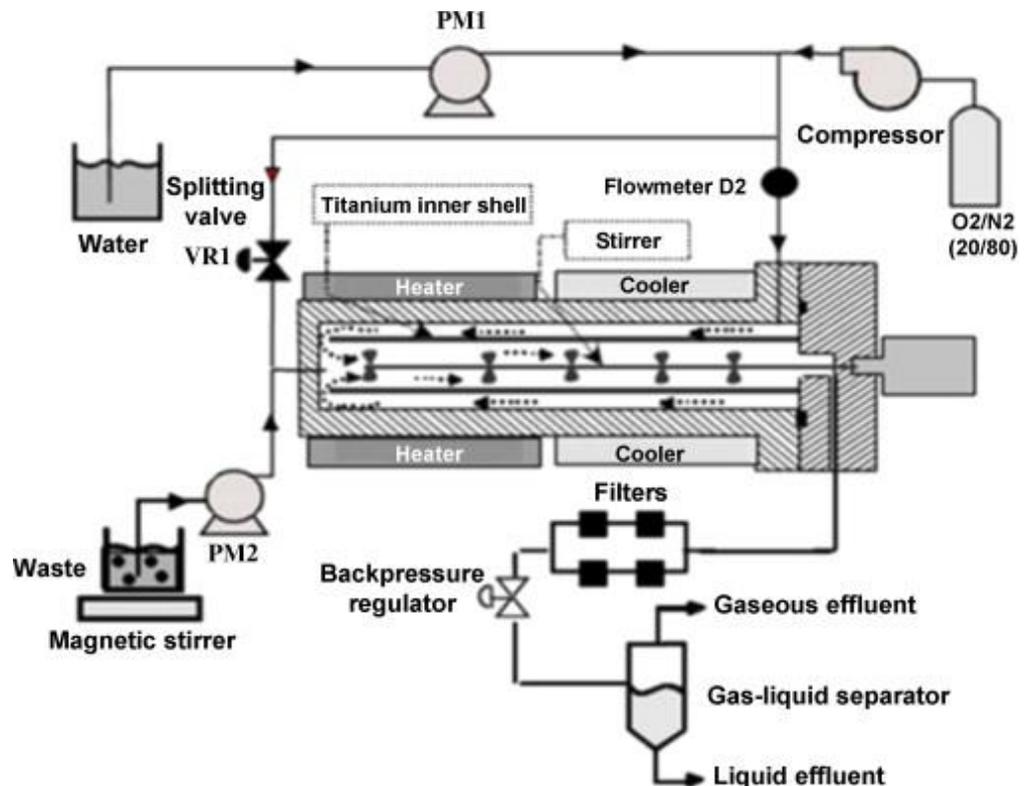


圖 16 超臨界水氧化分解設備[9]

(四) 電漿氧化處理法

電漿處理法是利用氧電漿進行氧化反應，如以下方程式所示：



反應溫度約為 1500 °C 以上，利用氧電漿將樹脂分解成 CO₂, CO, NO_x, H₂O 及 SO₂ 等氣體。

Fuji Electric 則發展低壓氧程序 (Low Pressure Oxygen Process, LPOP)，用於較溫和的分解有機廢棄物如廢離子交換樹脂，適合用於廢樹脂減容，廢棄物最終處置前安定化，此技術的方法是將廢樹脂氣化，在氣相將廢樹脂氧化分解，其反應溫度約 400-700°C，低壓電漿其壓力約在 1.3-5.3kPa。

- 優點：可以完全分解成穩定的成分，常用於低放射性廢棄物減容
- 缺點：高設備及運轉成本高；產生 NO_x 及 SO₂
- 實績：Retech Company 開發的 plasma centrifugal treatment (PACT™) 用在美國；IET 公司 plasma enhance melting pot (PEMR) 應用在德國；俄國發展 Plasma gasifying melting system (PGM)；日本 Fuji Eletronic 發展低壓氧電漿製程 (LPOP)，其他如韓國瑞士有相關設備。[2, 19, 20]

2.3.3 生物分解 (Microbial conversion treatment)

適用於低放射性含量廢樹脂，其主要的概念在於因為有機廢離子交換樹脂在長期存放的過程中，會因為生物分解而生成甲烷，導致爆炸的

可能性，也因此芬蘭的一位 Loviisa NPP 專家 Risto Järnström 提出以反向思考的模式，在貯存前，先將有機廢離子交換樹脂“餵”給微生物吃，將廢樹脂分解成氣體後溶於液體，使微生物“沒東西可吃”以致沒有辦法再被分解而生成氣體，再固定於水泥中，其減容率為 15。(註 1 Why not feed the waste microbes before deposition so there will be nothing to eat anymore and thus avoid production of explosive gases.)

- 實績：芬蘭 Loviisa 核電廠 [21, 22]

現有的放射性廢樹脂固化技術，大部分是將放射性廢棄物加入固化基質內固定之，因此會造成廢棄物的體積增加，由於每種基質包容率不同，廢棄物固定前後體積變化也隨基質有所差異，Pacific Nuclear 針對幾種較為常用的廢樹脂固定化方法，將其固定化前後之體積變化整理如表 8 所示。

然而目前國內外之最終處置場址難覓，因此有些國家則採用先將廢樹脂直接填充於高完整性容器 High Integrity Container, 中，可減少廢棄物體積，因此對於 HIC 的操作特別被重視，尤其目前國內的狀況對 HIC 產生高度興趣，因此本文將於後面第四章將針對高完整性容器，及其應用狀況做較詳細的介紹。

表 8. 常用幾種固定化其最終體積與初始體積之關係[23]

Method	Final waste volume as percentage of initial waste volume
Cement immobilization	300
Polymer immobilization	160
Bitumen immobilization	70
Incineration and cement immobilization	50
Incineration and Polymer immobilization	60
Incineration and Bitumen immobilization	20

Incineration and Vitrification	10
--------------------------------	----

第三章 核電廠放射性廢樹脂處理方法及其二次廢棄物處理技術

3.1 放射性廢樹脂處理方法比較

本章針對核電廠所使用的廢樹脂處理技術進行整比較，包括三種固化技術及七種廢樹脂處理方法。

表 9 整理常用的三種不同的固化技術，並將其固化體及固化劑等性質整理比較，固化劑及廢棄物固化體之品質比較，同時也針對不同的性質，比較三種不同的固化技術其優劣排列，可以藉此作為未來選擇較為合適固化技術之參考。根據表 9 所得之結果進行不同固化技術之固化體性能綜合比較，對其重要參數之優劣進行排序，結果整理於表 10。：

表 9 不同固化技術其固化體及固化劑之綜合比較[24, 25]

性質 \ 固化劑	水泥 (含添加物)	瀝青	高分子
適用性	差或還可以	差或還可以	好
廢棄物固化體:			
產物密度(kg/m ³)	1500-2000	1000-1500	1000-1300
水結合強度	高	NA	中-高
自由游離水	偶爾	沒有	很少
壓縮強度(MPa)	0.1-25	--	8-20
機械穩定性	高	中	中-高
易燃性	--	中	低-中
瀝濾率(g/(cm ² d))	10 ⁻³ ~10 ⁻¹	10 ⁻⁵ ~10 ⁻³	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁴
熱分解溫度(°C)	>400	220~250	300~450

抗輻射性(最大受照劑量(Gy))	10 ⁸	10 ⁶	10 ⁷
輻射分解氣體	H ₂ , O ₂	H ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ , 低碳氫化合物	H ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ , 低碳氫化合物
對低碳鋼之腐蝕	須防護	無	無
固化劑:			
本身壽命	數年	數月	半年
貯存溫度(°C)	- 40~50	50	20
抗化學性:			
硼酸濃縮液	差-普通	好	好
硫酸鈉濃縮液	普通-好	普通	好
鹼性廢液	好	好	好
洗滌廢液	差	普通	普通
有機廢液	差	普通	差
廢樹脂	普通	普通	好
污泥	好	好	好
容積效益	0.5-0.9	>2	0.6-0.7
處理費用	低	中	高
包容廢棄物質量百分比(%)	20~40	40~60	30~70
設備要求	簡單	較複雜	簡單或較複雜
固化成本	低	中等	高
包裝運輸+貯存+處理費用	較高	較低	較低

表 10 固化技術其固化體性能之綜合比較 [24, 25]

性質	能力排序
抗滲濾性 leach resistance	水泥<高分子<瀝青
抗輻射性 radiation resistance	高分子<瀝青<水泥
機械穩定性 mechanical stability	瀝青<高分子<水泥
防火性 fire resistance	瀝青≤高分子<水泥
固化費用	水泥<瀝青<高分子

針對第二章所討論的幾項常用廢樹脂處理技術做簡單的比較 [24-27]

一、 焚化法:

- 處理後產物: 灰分
- 後續處理方式: 水泥固化
- 技術性質: 複雜技術; 高設置及運轉成本
- 二次廢棄物: 煙道氣需處理

二、 裂解

- 處理後產物: 灰分
- 後續處理方式: 水泥固化
- 技術性質: 非完全氧化
- 二次廢棄物: 煙道氣需處理

三、 酸消化

- 處理後產物：酸污泥
- 後續處理方式：固化
- 技術性質：複雜技術；高設置及運轉成本
- 二次廢棄物：煙道氣需處理

四、過氧化氫催化氧化

- 處理後產物：無機污泥
- 後續處理方式：固化
- 技術性質：低溫操作；設備要求高
- 二次廢棄物：二次廢棄物量較少，煙道氣需處理

五、電漿處理

- 處理後產物：熔塊
- 後續處理方式：不需要
- 技術性質：焚化及熔融一次完成，產品已可處置；高設置及運轉成本
- 二次廢棄物：煙道氣需處理

六、超臨界水氧化

- 處理後產物：無機污泥
- 後續處理方式：需固化
- 技術性質：高溫高壓，設備成本高
- 二次廢棄物：無

七、 生物處理

- 處理後產物：無機污泥、生質能
- 後續處理方式：需固化
- 技術性質：是用於低放射性之廢棄物
- 二次廢棄物：耗乏生質能及水

3.2 二次廢棄物處理技術

於前一節統整之結果顯示，大部分的二次廢棄物除了液態之外，殘渣可以利用固化技術處理，在放射性廢棄物處理過程中，常會有尾氣的產生，必須要有完善的淨化及檢測系統，尾氣的處理通常需要以濕式法及乾式的方法所組合的多程序淨化系統，包括濕式除塵器、冷凝器、噴淋洗滌氣、NO_x吸收塔、玻璃纖維過濾器、燒結金屬過濾器、HEPA 過濾器等。

二次廢物通常具有類似於一次廢棄物的性質，可以通過用於一次廢物的相同或類似的方法處理。但在某一些情況下，二次廢棄物需以不同的方式處理(例如焚燒灰)，二次廢棄物數量和特性的評估，以及它們的處理方法的選擇是不可忽視或低估的必要步驟。該評價的結果可以顯著影響總體積減小因子，操作的經濟性或甚至選擇初級處理過程本身。由離子交換材料的二次處理產生的乾或濕殘留物通常需要在其最終處置之前固定。

通常用於這些殘留物的基質是水泥，瀝青，聚合物，複合基質，例如水泥聚合物，在某些情況下，玻璃和陶瓷。最終產品的組成，活性水平和處置選項控制要使用的矩陣的選擇對於灰分及濕式殘餘物質處理方式分別如下：

(一) 灰分

用於灰分的主要處理方法有：壓實造粒、水泥基質中固定、置於高完整性中容器或燒結和熔化，處理方式的選擇主要取決於放射性活性，灰分的化學特性和貯存和/或預期用於調節產品的處置選項。在一些特殊情況下，灰分在處理前需進行研磨或放射性核種的回收。

(二) 濕式殘餘物

在一些處理過程中，例如濕式氧化法，具有放射性活性的主體通常以濕殘餘物留在底部，可以通過脫水做進一步處理。一般而言，濕式殘餘物通常需要將其固定於合適的基質中，而基質的選擇標準，則如同先前所數各種固定化的標準為準則。

第四章 高完整性容器在廢樹脂之應用

有別於一般水泥及鋼鐵的容器，高完整性容器(High Integrity Container, HIC)有特殊的化學及熱穩定性，極佳的密封性。廢樹脂經由離心、高速真空過濾或加熱等方法除水後填充至 HIC，其盛裝固體廢棄物需提供安定的結構三百年。對於難以固化或固化容積效率低，固化體品質不穩定之放射性廢棄物，藉開發一種特殊容器進行最終處置，例如有機廢離子交換樹脂即是不穩定的廢棄物，EPRI 證實[28]，沒有任何容器的規格考量比 HIC 更嚴格了。

但 HIC 價格較高，且需注意當有機廢棄物經長時間貯存，可能會有微生物孳生而產生生物分解，或經由輻射分解及自發氧化所產生的危險氣體，分別如 1983 及 1984 年 Millstone Nuclear Station(MNS) 及 Fitzpatrick Nuclear Power Plant(FNPP)及 1983 年 Arkansas Nuclear One(ANO)所發生的意外[29]。

在規範中，HIC 是具有完整性及高耐久性(300 年)的包裝容器，一般而言中低放廢棄物經 300 年衰變後即可達到安全的狀態。對於泥漿或濕式廢樹脂則可以利用烘乾、真空過濾、加壓過率或離心過濾等方法進行脫水，爾後填裝至 HIC 中，美國過去一直採用 HIC 填裝脫水廢樹脂，但因為曾發生過一些事故，因此有許多規範需要更明確被訂定。

4.1 高完整容器種類

高完整性容器通常有很好的耐久性與密封性，種類很多，通常 HIC 的價格會是評估是否採用的因素之一，價格與容器的材料，結構及其製造工法有很大的相關性[30-35]，目前各種不同的材料各有其優缺點：

各國所生產的 HIC 材質如下:

(一) 美國 Energy Solution 的高密度 PE (HDPE)；

80 年代即開始生產，由於他的機械性質及抗化學、輻射等性質皆較差，目前尚未通過 NRC 核準，又因為它價格較為經濟，經過多年的改進，相關配件及設施完善，因此若遵循以下規範，在美國亦能使用[30]

- 游離液體體積必須小於廢棄物體積 1%，並且不可具有腐蝕性
- 比活度若超過 1.3×10^4 Bq/L(核種半衰期大於 5 年)，必須要提出書面說明，同時最大累積量不得超過 1.0×10^6 Gy (β - γ)
- 有機溶劑、石油化學品、濃酸不被允許
- 廢棄物包裝必須在低於 170°F 下吊運和外置，溫度永遠不得高於 200°F
- 不得在陽光或紫外光暴露下超過一年。
- 聚乙烯類的高完整性容器僅適用於以下廢棄物：
 - ◆ 脫水球狀數脂、粉末樹脂及矽藻土；
 - ◆ 可壓縮及不可壓縮的固體廢棄物；
 - ◆ 過濾器元件及過濾蕊；
 - ◆ 固化樹脂、泥漿及廢液
 - ◆ 焚燒爐灰、殘渣
- 在運送前，必須將所有空隙填充滿。

儘管高密度聚乙烯容器有很多優點，卻因為材料機械性質等的限制，有些地區例如在捷克不被允許聚乙烯為 HIC 材料，其主要原因是聚乙烯容易產生輻解，對於聚乙烯的穩定性有所疑慮，捷克曾針對 Dukovany NPP 水泥固化及 Temelin NPP 瀝青固化廢樹脂的穩定性進行研究，利用 Differential

Scanning Calorimetry (DSC)分析聚乙炔容器輻射分解情形，如圖 17 所示，結果顯示當放射性強度高於 50 kGy 時，乙炔類的 HIC 即開始分解，其中輻解可能的化學方程式如方程式 (25)-(34)所示：

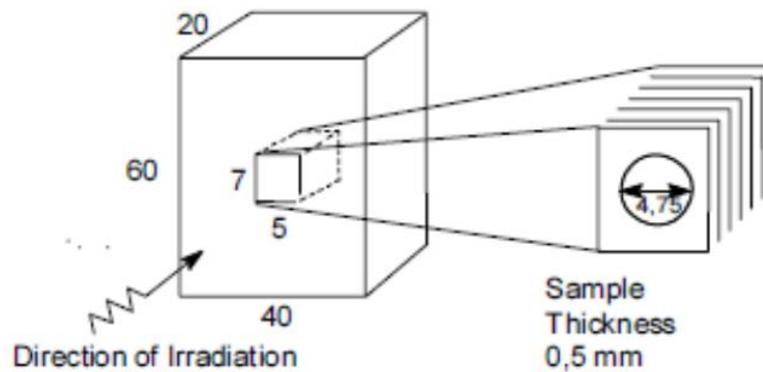
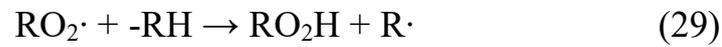
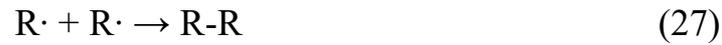


FIG. 1. Scheme of samples preparation. Before DSC measurements, the foils of 0,5 mm thickness were cut from the middle part of irradiated samples and from them the discs of 4,75. All dimensions on the picture are in mm.

圖 17 Differential Scanning Calorimetry 分析 HDPE 穩定性之裝置. [31]

(二) 美國 KLM Technology Inc. 以玻璃纖維為主的 HIC；

該公司為了確保容器長期穩定，主要以工程材料強化玻璃纖維強化塑膠做為材料，容器體積為 55 加侖至 2244 加侖 (300ft³) 的設計，為了應用在低放射性廢棄物的貯存及運送。

(三) 耐蝕金屬合金：美國 Nuclear Packaging 公司使用的 Ferralium 225 合金；Hastelly C-22316L 不鏽鋼

外部設計尺寸從 1.07 m 至 2.57 m，內部尺寸從 0.914 m 到 2.41 m，特殊的要求標準如下：

- (1) 起重夾具(lifting fixture)：需符合 DOE 起重索具標準，該標準為需達到材料張力強度極限的 5:1 最小安全係數，及材料降伏張力強度的 3:1 最小安全係數。
- (2) 設計壓力(design pressure)：設計壓力需符合 ASME 壓力容器規範 (Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Division 3) 的要求，最大廠內管控壓力為 250 psi，最大操作壓力為 211 psi，最大外部壓力為 14.7 psi。
- (3) 堆放與貯存負載(stacking and storage loads)：至少滿足堆放 3 層的要求。
- (4) 墜落分析(drop analysis)：包括中期貯存容器墜落、處置場地地面加工墜落，以及其他墜落，三種墜落試驗。
 - 中期貯存容器墜落(IFSF drop)：桶蓋是鎖緊的情形，考量裝填燃料時的垂直墜落，墜落高度為 30 ft，裂隙開口不得超過 0.05 in。
 - 處置場地地面加工墜落(repository surface facility, RSF drop)：桶蓋是焊接到位的空桶情形，從 30 ft 高處水平墜落，標準為不得有任何裂隙。

- 其他墜落：桶蓋是焊緊的，從 17 ft 高處水平墜落於一鈍角(寬 0.5 in、高 3 in)；以及試驗為模擬 HIC 從 30 in 高度垂直墜落於另一個 HIC 桶的情形；模擬 HIC 桶從 30 in 高處垂直墜落於一鈍角物(寬 0.5 in ，高 0.5 in)。
- (5) HIC 桶蓋：桶蓋設計為螺旋式鎖閉，中間夾有機械式 C-ring 封塞，此封塞亦為 Hastelloy 合金腐蝕與設計年限：中期貯存年限為 50 年，用以做最終處置為 300 年。
- (6) HIC 封裝測試(envelope testing)：測試在設計壓力下 1.5 倍靜水壓，滲漏率需低於 10^{-4} cm³/sec。

(四) 美國 LN Technology 的複合材料 [32]

- 以 PE 為內襯，SS-316L 的負荷結構材料(如圖 18)，其中內襯 PE 具有高耐蝕性，但是其機械性質差；不鏽鋼外層則是具有很好的機械性質，但卻缺乏耐蝕性，因此兩種材料組合之負荷結構取長補短。



圖 18 LN Technology 的 PE 內襯，外層不鏽鋼加強的複合結構 HIC。[32]

(五) 日本秩父水泥公司的鋼鐵纖維強化高分子纖維(Steel Fiber Polymer Impregnated Concrete, SFPIC)；

■ 結構:

外層:不鏽鋼、中層:強化纖維、內層:混凝土

■ 適用於貯存及處置工業及放射性廢棄物，並符合 10CFR 61.56 A 型貨物包裝的要求。

(六) 法國 Sogefibre 公司的鋼纖維強化混凝土(Fiber Reinforced Concrete, FRC)

由法國 AREVA 公司所生產的纖維加強混凝土容器有圓桶及方桶兩種形狀，在拉海格後處理廠(La Hague site)中的 HIC 容器如圖 19 所示。



圖 19 分別為 CBF-C2(圓桶)及 CBF-K(方桶) [33]

(七) 德國 GNS 公司 MOSAIK 的可延展性金屬

德國 GNS 公司所生產的 MOSAIK 具可延展性鑄鐵容器有多種用途及規格，表面容易去污，內部有夾套加熱裝置、乾燥蒸發濃縮物的裝置及廢氣處理系統，適用於搬運及貯存，且具有必須的連接設施，適用於最終處置，

如圖 20。

(八) 美國鋼纖維加強混凝土

■ 製造技術

主要為抗硫酸的波特水泥，灰分、研磨骨粉；其中水泥、灰分、水及鋼纖維的比例分別為 7.1:1:3.3:1.1，再加入不同比例的骨粉，外塗環氧樹脂。

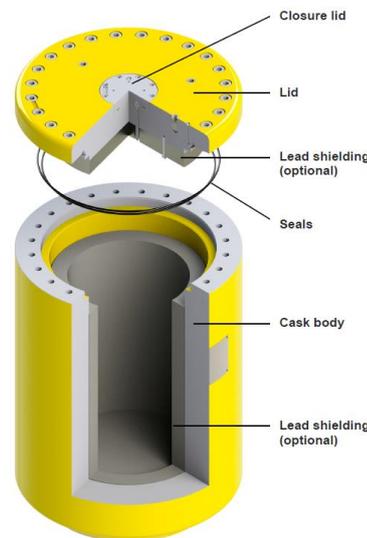


圖 20 MOSAIK 容器構造圖 [34]

(九) 低放射性廢棄物高完整性混凝土處置容器

目前由核能研究所所研發之低放射性廢棄物高完整性混凝土處置容器，因國內最終處置場所難覓，此高完整性容器主要以 300 年為壽命做為設計標準，確保在壽命內之結構完整性，此種高完整性混凝土處置容器主要用於廢棄物貯存及處置以下的廢棄物

- 符合標準之低放射性廢棄物固化體；
 - 無法利用現有技術固化且經由核准後之濕式低放廢棄物；
 - 不符標準的廢樹脂及廢液固化體；
- 對於此種高完整性容器，必須依照規定使用。

上述的容器僅有第(三)-(六)項產品為 NRC 所許可，但在 Barnwell 及 Hanford 接受使用未獲得 NRC 許可的 HDPE HIC，但 HDPE 的 HIC 必須將盛裝廢樹脂的 HDPE HIC 裝於水泥槽中，並且封蓋。表 11 和表 12 分別為目前商業化的 HDPE 和 NRC 所認可的 HIC 整理比較。

針對上述不同的 HIC 優缺點進行比較如下:[30-35]

1. 耐蝕合金，Envirally, Ferralium 225

- (1) 優點：
- 耐腐蝕性佳
 - 剛性結構耐壓性高
 - 容易製作成不同形狀
- (2) 缺點：
- 價格高

2. 玻璃纖維

- (1) 優點：
- 耐腐蝕性佳
 - 剛性結構耐壓性高
 - 成本低
- (2) 缺點：
- 抗鹼性差

- 抗脹，抗衝擊性，抗輻射強度及耐熱性較差

3. 高密度聚乙烯(HDPE)

(1) 優點：

- 成本低
- 重量輕
- 容易製造

(2) 缺點：

- 耐腐蝕性差
- 非剛性結構，容易因為受輻射變脆或變形
- 若無堅固包裝處置深度不得超過 9 m
- 紫外線耐受性差

4. 聚乙烯包覆碳鋼

(1) 優點：

- 耐蝕性佳
- 重量輕

(2) 缺點：

- 加工要求高
- 成本較高

5. 鋼纖維強化混凝土

(1) 優點：

- 抗滲透度高
- 剛性結構佳，耐壓性高
- 抗內裝廢物及外置環境腐蝕及化學作用

(2) 缺點：

- 重量重
- 會因混凝土裂縫而損壞

表 11 目前商業化的 HDPE 的高完整性容器 [35]

Supplier	Container Designation	Internal Volume (ft3)	Diameter (inches)	Height (inches)	Port Opening (inches)	Disposal Volume (ft3)	Gross Weight (pounds)
DURATEK	60G-Over	8.4	25.5	34.5	18.3	10.2	1,200
DURATEK	Small Over	25.0	34.0	56.5	26.0	28.0	2,500
DURATEK	146G Over	33.5	34.0	74.3	26.0	36.5	2,500
DURATEK	Medium Over	35.0	34.0	78.0	26.0	38.3	2,500
DURATEK	6-80	73.3	57.0	56.5	22.5	83.4	5,000
DURATEK	8-120	107.6	61.5	73.5	22.5	120.3	10,000
DURATEK	10-160C	129.8	65.5	76.3	22.5	145.8	16,000
DURATEK	10-160N	125.4	64.5	76.3	22.5	141.0	9,500
DURATEK	14-170	150.3	74.5	71.5	22.5	170.8	10,800
DURATEK	14-195	171.5	75.0	79.5	22.5	194.1	12,200
DURATEK	14-215	189.2	76.0	79.5	22.5	205.8	13,000
DURATEK	21-300	285.1	81.0	108.5	22.5	314.1	18,750
RWE.NUKEM	EL-50	41.0	47.0	51.0	19.8	51.2	4,200
RWE.NUKEM	EL-142	113.6	64.5	70.0	19.8	132.4	8,250
RWE.NUKEM	EL-190	150.6	73.5	71.0	19.8	174.3	11,950
RWE.NUKEM	EL-210	176.7	75.5	78.0	19.8	202.1	13,000
RWE.NUKEM	Radlok-55	6.0	23.5	35.3	22.5/8.3	8.9	1,000
RWE.NUKEM	Radlok-200	57.5	51.9	60.4	16.0/8.3	73.4	5,500
RWE.NUKEM	Radlok-500	111.0	64.5	71.9	16.0/8.3	135.8	9,500
RWE.NUKEM	Radlok-100	125.7	71.1	71.0	16.0/8.3	163.3	10,500
RWE.NUKEM	Radlok-179	156.8	73.5	72.9	24.3/10.2	179.4	18,500
RWE.NUKEM	Radlok-195	172.8	73.5	79.5	24.3/10.2	195.7	18,500
RWE.NUKEM	NUHIC-55	14.8	31.5	43.6	27.5	18.8	1,800
RWE.NUKEM ⁽¹⁾	NUHIC-80B	68.4	55.0	54.6	22.5	74.9	6,600
RWE.NUKEM	NUHIC-80B	66.7	55.0	53.3	19.8	73.2	6,600
RWE.NUKEM ⁽¹⁾	NUHIC-90	80.0	69.8	40.5	16.0	89.5	4,800
RWE.NUKEM	NUHIC-90	78.3	69.8	38.5	19.8	84.7	4,800
RWE.NUKEM	NUHIC-120	105.8	60.0	73.0	19.8	122.5	11,865
RWE.NUKEM ⁽¹⁾	NUHIC-136	127.0	65.0	71.0	22.5	136.3	8,500
RWE.NUKEM	NUHIC-136	125.3	65.0	69.5	19.8	133.5	8,500
RWE.NUKEM ⁽¹⁾	NUHIC-158	140.0	69.8	72.3	22.5	158.1	8,500
RWE.NUKEM	NUHIC-158	138.3	69.8	70.5	19.8	155.9	8,500
RWE.NUKEM	NUHIC-205	181.0	75.3	78.0	19.8	204.8	20,000

⁽¹⁾ These RWE.Nukem HICs do not have a recessed lid.

表 12 目前 NRC 所認可的 HIC [35]

Supplier	Container Designation	Internal Volume (ft3)	Diameter (inches)	Height (inches)	Port Opening (inches)	Disposal (ft3)	Gross Weight (pounds)
CARBON STEEL AND POLY-IMPREGNATED CEMENT							
CHICHIBU	PIC-HIC ⁽¹⁾	5.6	20.4	35.3	20.4	7.5	500
CHICHIBU	PIC-HIC	7.5	22.6	29.5	22.6	10	680
CHICHIBU	PIC-HIC	10.9	25.2	32.4	25.2	25.2	1000
CHICHIBU	PIC-HIC	14.8	28.1	41.1	28.1	20	1350
HIGH-CHROMIUM STAINLESS STEEL (FERRALIUM)							
RWE.NUKEM	EA-50-A	44.9	46.5	50.8	24.0	49.9	4,200
RWE.NUKEM	EA-50-C	42.4	46.5	50.8	44.1	49.9	4,200
RWE.NUKEM	EA-142-A	120.9	64.0	70.3	24.0	130.8	10,000
RWE.NUKEM	EA-142-C	109.2	64.0	70.3	61.1	130.8	10,000
RWE.NUKEM	EA-140-A	122.6	64.0	71.3	24.0	132.7	15,000
RWE.NUKEM	EA-140-C	111.1	64.0	71.3	61.6	132.7	15,000
RWE.NUKEM	EA-190-A	163.2	73.5	71.6	24.0	175.9	20,000
RWE.NUKEM	EA-190-C	147.9	73.5	71.6	71.1	175.9	20,000
RWE.NUKEM	EA-210-A	188.5	75.3	78.5	24.0	202.0	20,000
RWE.NUKEM	EA-210-C	175.0	75.3	78.5	72.9	202.0	20,000
POLYETHYLENE-LINED STAINLESS STEEL							
RWE.NUKEM	C-96	72.5	74.5	39.0	22.6/16.5	98.1	12,000
RWE.NUKEM	C-118	100.4	60.0	74.0	22.6/16.5	121.2	14,000
RWE.NUKEM	C-131	114.3	64.5	71.0	22.6/16.5	134.6	10,000
RWE.NUKEM	C-179	158.2	74.5	72.5	22.6/16.5	182.4	14,000

4.2 廢樹脂之前處理及填充

廢樹脂裝填於 HIC 時，通常需要考慮以下幾個要素，以利作為 HIC 填充時之依據：

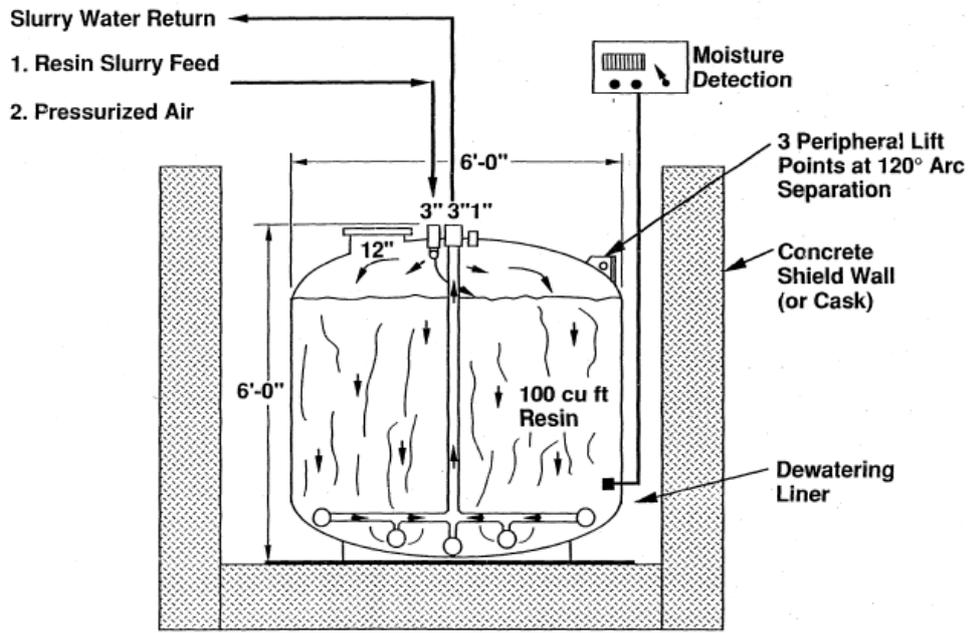
- 分析待填充物；
- 選擇 HIC 種類；
- 填充的方法，需要先除水
- 估計 HIC 的大小及量
- 存放的時間

主要程序為由三部分組成：除水，超級壓縮及灌漿，藉此技術可以達到減容的效果，為目前一重要的減容技術。

廢樹脂除水(Dewatering)是很重要的一個步驟，對於 HIC 自由含水量不得高於 1% 重要的規定，因此除水是重要的工作，較為常用的方式則是由直接除水及離心除水，其裝置分別如圖 21 及圖 22 所示 [36]。

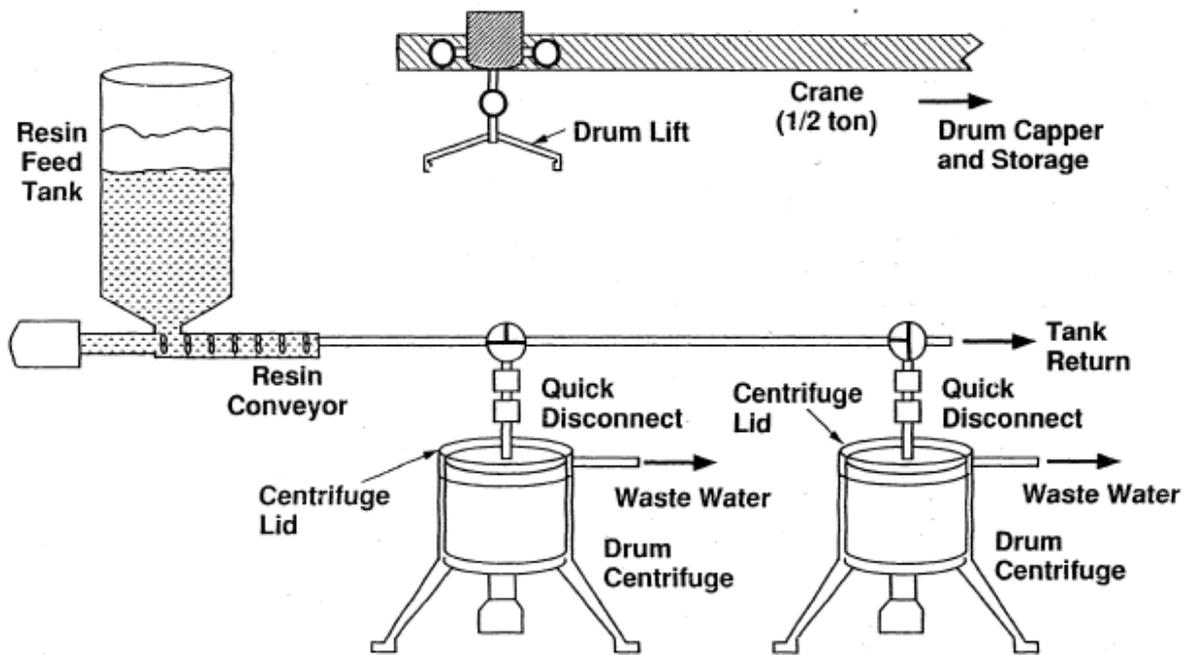
在這個過程中，操作人員有可能暴露在較高的輻射劑量下，美國 Energy Solution 除了在 HIC 製造上很有經驗，對於灌漿填裝也開發自動控制除水系統(Self-Engaging Dewatering System)，這工作能自動化，且直接與容器結合，如此可以減少人員的輻射暴露劑量，同時可以提高裝填品質，結構如圖 23[37]所示。

在比利時，因為經濟以及空間的問題，在最終處置標準中對於減容的效果特別要求，Tractebel Engineering 發展超級壓實技術，Tihange NPP 已經將此法用於 PWR 的廢樹脂處理，此種方式將可應用於不同形狀之容器裝填上。[38]



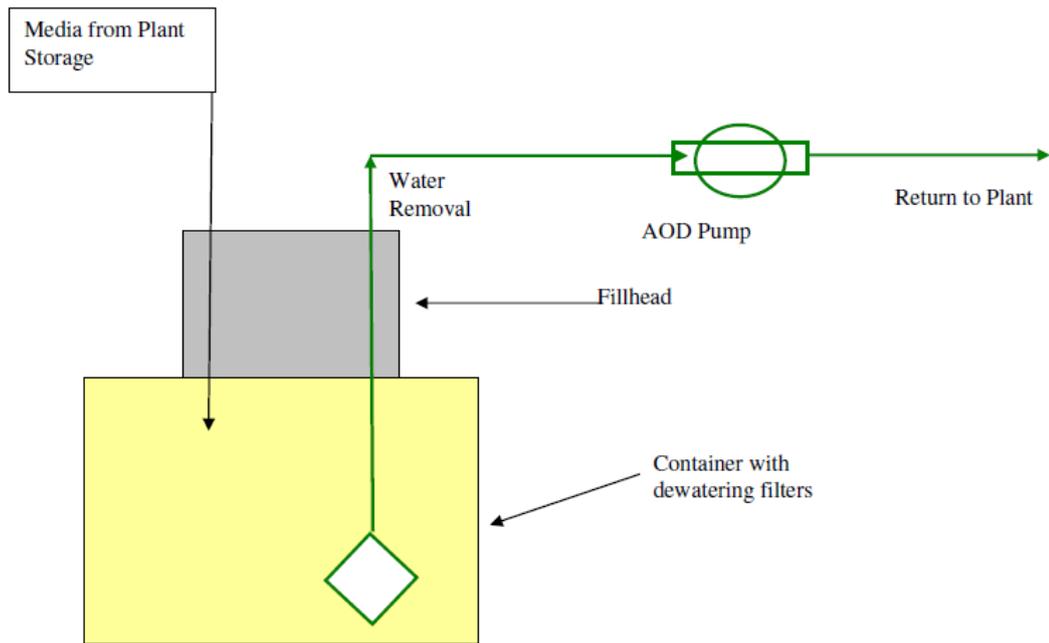
39006055.12

圖 21 廢樹脂直接除水裝置[36]

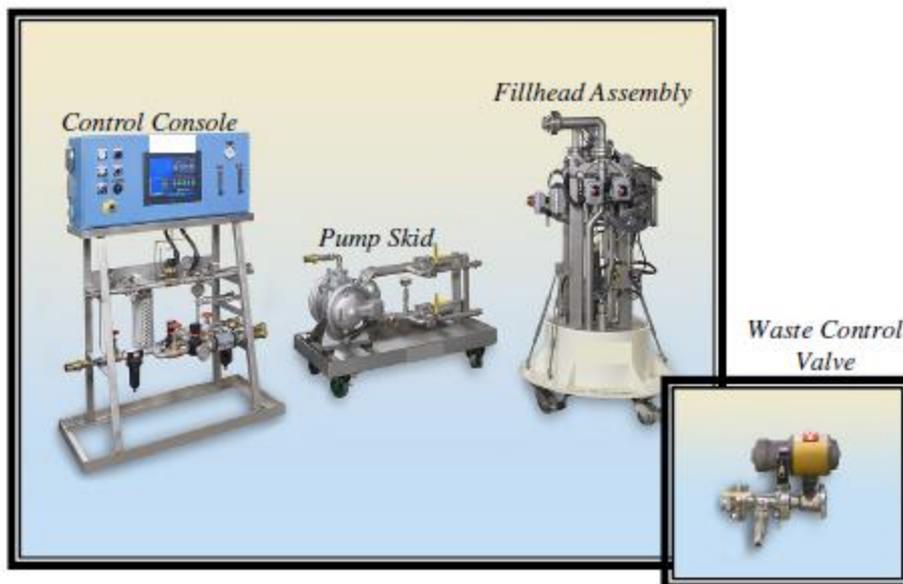


39006055.3

圖 22 廢樹脂離心除水裝置[36]



(a)



(b)

圖 23 自動控制除水系統 Self-Engaging Dewatering System (SEDS)

(a) SEDS 系統流程圖；(b) SEDS 系統設備組件[37]。

- 實績：
 - 日本 Fukushima Daiichi 的 ALPS Water Treatment System
 - Calvert Cliffs Nuclear Power Plant Unit 3
 - 美國 Barnwell
 - 德國 Philippsburg Nuclear Power Plant (NPP)
 - 比利時 Tihange NPP
 - 中國大陸浙江三門，山東海陽及廣東台山核電廠等核電廠，將以處理過後之廢樹脂填充至 HIC，其中浙江三門電廠又經過超級壓縮後填充。

4.3 高完整性容器規範、標準及注意事項

由於高完整性容器用於盛裝廢棄物用於運輸、貯存及最終處置，因此高完整容器須符合的標準:[35]

1. 根據美國對 HIC 的要求，必須符合 10 CFR 61 的要求
2. 放射性廢樹脂在處理時，須符合 10 CFR 61 及 low-level waste disposal sites licenses;
3. HIC 的使用期限至少需要 300 年。
4. HIC 需要同時考慮盛裝物及環境的腐蝕及化學反應；
5. HIC 在設計上需要有相當的機械強度，若為高分子 HIC 則需要通過潛變測試(Creep Test)
6. 必須考慮在裝填、運送及掩埋時所產生的熱效應，並需通過 ASTM B553 的測試標準；

7. 需要考慮放射性穩定性，當暴露在累積 1×10^8 Rads 的輻射劑量時不可受影響；
8. 自由水 (free liquid) 含量在 HIC 中不可以高於 1% (ANS 55.1)

一、高完整容器操作時需注意的事項

1. HIC 常因為以下事故造成容器故障，如：掉落或被其他物質的撞擊；
2. 不當使用，如超過 1% 的自由水 (free liquid)，或是容器內過大的空隙(必須符合 10 CFR 61.56(a))
3. 若用於已固化 B 類及 C 類的廢棄物：
 - (1) 不得大於 0.5% 的游離液體
 - (2) 填充的物質放射性劑量不得過大
 - (3) HIC 需要具有 UV 穩定性
4. 須考慮生物分解的問題，須通過 ASTM G21 及 ASTM G22，或是以 Bartha-Pramer Method 測試生物分解速率，300 年碳的流失需低於 10%。
5. 針對 A 類的包裝需符合 49 CFR 173.411 及 10 CFR 71.71 的要求；
6. HIC 的頂端必須避免造成集水或保水的性質，以避免化學反應及腐蝕的現象產生；
7. HIC 需要具備密封的特性，通常需要有被動排氣通風設計，

並且用於盛裝已經最小化的廢棄物。

8. 所有的使用者及廠商都必須承諾報告容器的不當使用及故障所造成的問題：
 - (1) 放射性核種活度量高於規範值
 - (2) 較規範標準有過多或過少的固化物質
 - (3) 未標示存在的化學成分或量不符合的現象
 - (4) 對於搖搖欲墜、具有裂痕、剝落、產生孔洞、軟化、崩解及變形等現象
9. 若有任何不符合上述條件者，皆需要在30天內向管制機關通報。

二. 台灣對高完整性容器的試驗

針對盛裝容器之完整性，黃慶村[40]亦建議應執行相關試驗，包括：

1. 盛裝容器表面檢視：砂痕、氣泡、裂縫、缺口、泥粉。
2. 盛裝容器吊卸作業試驗：吊卸裝置試驗、作業應力試驗、扣環耐力試驗。
3. 處置負載試驗：軸向負載試驗、側向負載試驗、45 度角負載試驗。
4. 盛裝容器密閉性試驗：保固桶密封性質試驗、密封材的緊密性試驗、桶蓋密封性試驗、洩壓裝置試驗。
5. 盛裝容器整體性試驗：噴灑試驗、震動試驗、墜落試驗、堆疊試驗、貫穿試驗。

6. 盛裝容器運送作業負載試驗：外部的減壓試驗、外部的增壓試驗、運送震動試驗、噴灑試驗、墜落試驗、壓縮試驗、貫穿試驗。
7. 盛裝容器意外負載試驗：墜落試驗、壓碎試驗、貫穿試驗、高溫試驗、浸水試驗。

三. 中國核電廠的處理流程

中國山東海陽核電廠 (AP1000) 用聚乙烯高完整性容器 (HIC) 對放射性廢樹脂進行處理及處置的流程如下[39]:

1. 裝填廢樹脂於 HIC 中；
2. 廢樹脂裝填後，填裝有廢樹脂之 HIC 進行脫水程序，使其游離水含量小於 1%；
3. 將 HIC 封蓋，並做完檢測，由遮罩轉運容器送至暫存庫暫存；
4. 經過大於五年的暫存期，仔細地監測、整備後送最終處置場。

各國的規範及操作標準程序皆根據 IAEA 的規定所制定的，各種規定皆有他重要的安全因素存在，因此在操作上必須要嚴格遵守。

第五章 廢樹脂中期貯存和處置

對於廢樹脂的最終處置各國家有不同的做法，主要是因各國最終處置的標準、處置場所及設施而異。

過去研究顯示濕式廢樹脂可以暫時存放在水中數年，但若太長的時間將會結塊，因此瑞典則是將潮濕的廢樹脂暫時存放 16 年，再以液壓進行輸送。在這種狀況，若選擇用金屬容器將會產生嚴重腐蝕現象，因此瑞典選擇使用混凝土做為容器材料。然而在濕式廢離子交換樹脂貯存的過程中，很可能會因為輻解將高分子廢樹脂分解產生氣體，不密封容器以避免容器內部壓力增加。

就 IAEA 的規劃，廢樹脂的處理如圖 24 所示：

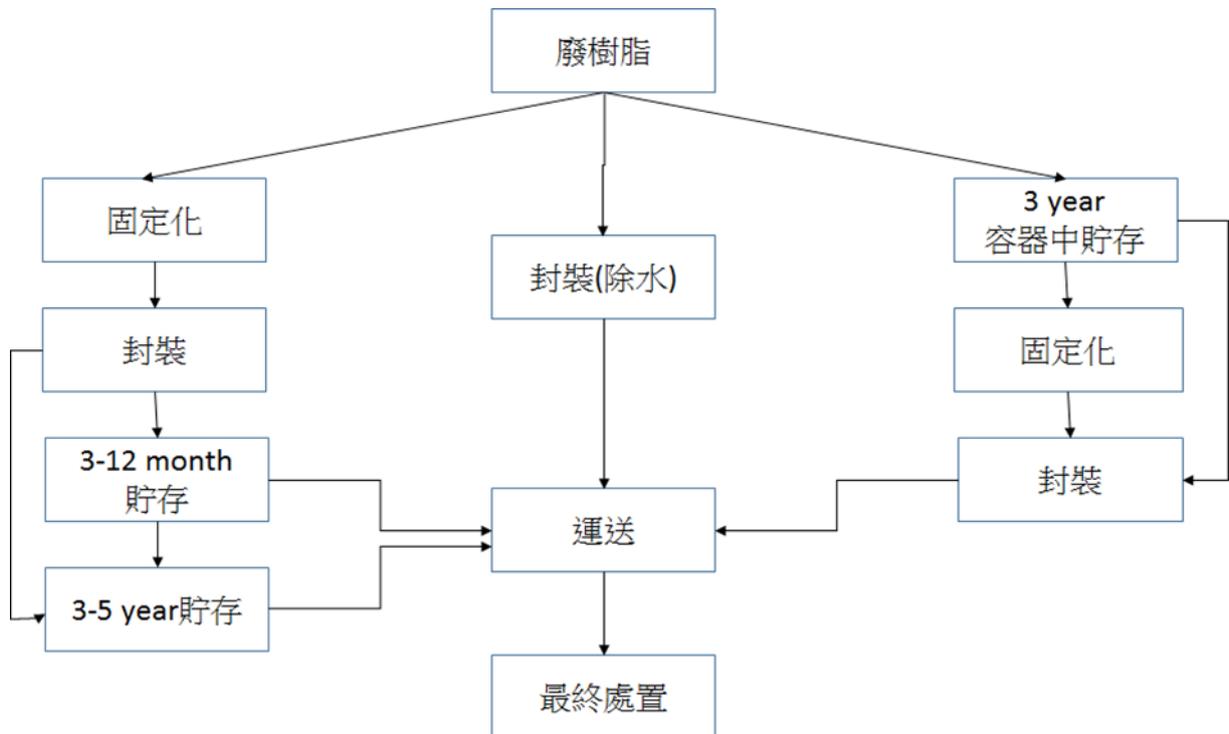


圖 24 IAEA 對廢樹脂處理的規劃 [41]

因此各國也根據這個規劃，以及評估其安全及經濟效益做出最優的選擇。

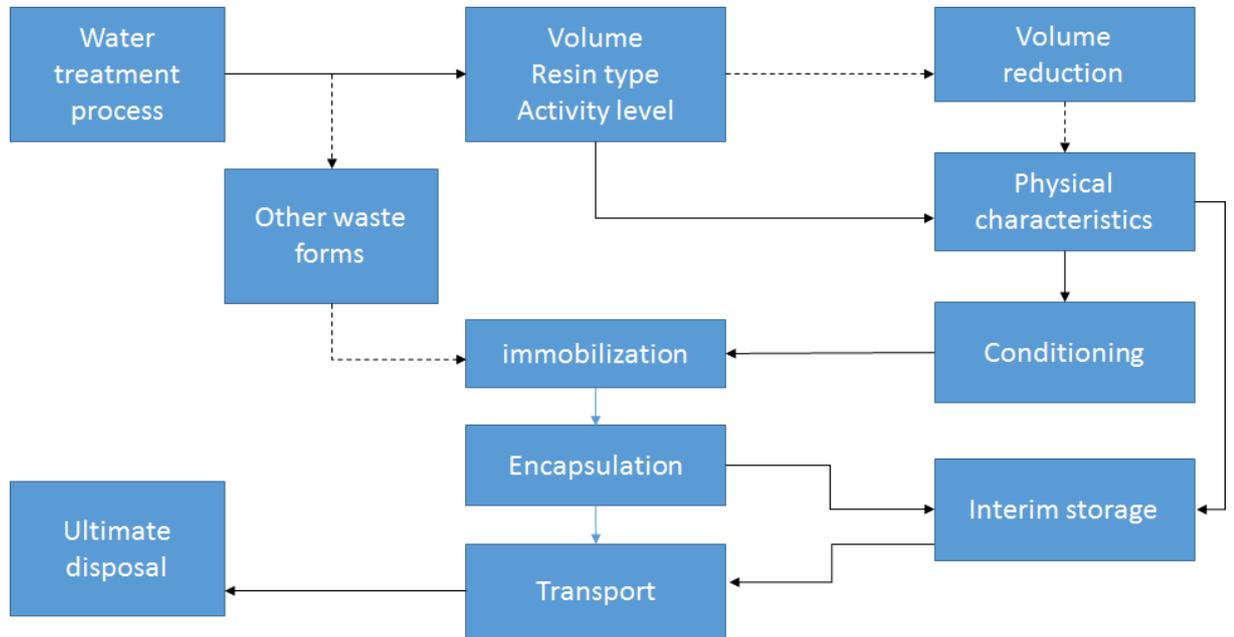


圖 25 影響廢樹脂處理的成本 [41]

5.1 各國經驗 [41]

目前處理廢樹脂所選擇的方式取決於需要的核電廠和這些需求的時機及成本等，有些國家採用處置方法，而另一些國家則先在核電廠現址長時間中期貯存，直到該國當局有確切的實施方針使做後續的處理，以下為目前各國對廢樹脂處理的狀況：

一、 美國

過去對於廢樹脂在現有的淺地掩埋並無統一標準，有些掩埋場要求廢樹脂需要固定化處理，有些則否。但廢樹脂在運送前必須要進行封裝，而這個部分的標準是統一的。許多美國早期的淺層掩埋場

址對於廢樹脂處理僅需要脫水封裝即可進行淺地處置，不要求固定化處理。由於廢樹脂具有較高的放射性活性，通常核電廠不希望將其留在廠內，通常立即送走。

另一個較為特別的案例，早期的電廠(BWR)，本身擁有大型的地下中期貯存槽，是將廢樹脂置於槽中 5 年，再將廢樹脂移出貯存槽固定化後，送到淺地掩埋場。

其他運轉中的核電廠對於廢樹脂處理方法，則根據反應器的種類，以及最近淺地掩埋場的處置標準，通常 BWR 反應器所產生之粉末廢樹脂一定需要固定的封裝，有許多淺地處置場要求需要以混凝土或尿素甲醛進行樹脂固定化，使用陶氏化學 (DOW)所開發的程序也可以。

對於廢深床樹脂(deep bed resins)，無論是源自哪種反應器其處理方式皆相似，因為此類樹脂相對於其他低放射性廢棄物體積小，但活性高，通常此類的廢樹脂會暫時貯存在廠內相對較小(1000-2000 gallon)的貯存槽中，在過去除非處置場要求才進行廢樹脂固定化。

但目前較新的處置場址，要求廢樹脂皆需要先行固定化後始能送至處置場，而較舊的廠址也加入了新的設備，其規定也在改變。此外，隨著 West Valley, New York, Morehead, Kentucky, and Sheffield, Illinois 等淺層掩埋場址關閉，僅剩下幾乎也都要求需進行固定化，未來對於所有低放射性廢棄物皆要進行固定化程序。

在 IAEA 的規劃中，因為淺層掩埋場址難覓，未來核電廠必須將廢樹脂固定後再封裝，且會考慮先長期(三至五年)就地貯存已固定化的廢樹脂，再送至最終處置場。

二、 法國

廢樹脂在運送到掩埋場址前，必須要先進行固定化，通常會先置於 9 m³ 的貯存槽就地貯存，爾後再進行固定化及封裝，暫存數週至數個月後，再進行運送。

1969 年後，INFRATOME 在靠近拉海格中心(La Hague centre)即開始操作低、中放射性廢棄物的淺層掩埋了，但僅有已經被固化處理後的廢棄物並封裝於不鏽鋼桶或混凝土箱中始能貯存於該址。在這個距離市中心很近的掩埋場址，處理大部分的核電廠廢棄物。

三、 德國

在德國，所有的核電廠皆設置貯存槽先暫存廢離子交換樹脂，在這種貯存槽中，廢離子交換樹脂不需要進行任何前處理，經過約五年的中期貯存後，通常混入一些不溶解的基質中，如水泥或聚苯乙烯。

爾後將其運送至最終處置場址 Asse salt mine，在 Asse salt mine 是不容許鬆散的廢樹脂，必須摻雜於不溶的基質材料中，所選擇的材料必須符合低放射性廢棄物的規範，可選擇混凝土，或是具有屏蔽效果的材料，否則將以中放射性廢棄物處理。

四、 英國

對於廢樹脂的前處理仍在考慮中，因此暫時在各核電廠就地貯存，就地貯存的設施為可以具有至少五年期貯存容量的貯存槽。在 Winfrith，約有 80 m³ 的以 Co60 為主總活度為 500Ci 的廢樹脂在水中貯存於一個具有 800 m³ 的混凝土槽中，至今沒有問題產生。

五、 印度

對於廢樹脂最終處置的方案尚未明確，就 BWR 的廢樹脂而言，將廢樹脂脫水後不做進一步的處理填裝至不銹鋼桶中，並進行異地

貯存，或是將廢樹脂以傾析方式脫水，貯存於 1 m 厚且 225 m³ 體積之混凝土槽中，進行就地貯存，對於重水反應器，廢樹脂則是固定後送場外處置。

六. 中國[39]

為了提高 HIC 的穩定度，其中以聚乙烯的 HIC 較經濟，因此山東海陽核電廠則提出以下優化的觀念。

因為 HIC 常以聚乙烯為材料，但高分子材料通常會受放射性尤其 γ 射線輻解，若能將半衰期較長的銨、鉍先以無機材料如沸石或其他無機吸附樹脂吸附分離，其性質相似的元素也會同時被吸附而移除，因此若在廢水處理的過程中，多加一道處理程序，剩餘的樹脂若比較銨、鉍分離前及分離後填充總活度相同活度廢樹脂的 HIC，盛裝經分離後的廢樹脂的 HIC 其 γ 射線累積量小了 50 倍以上。

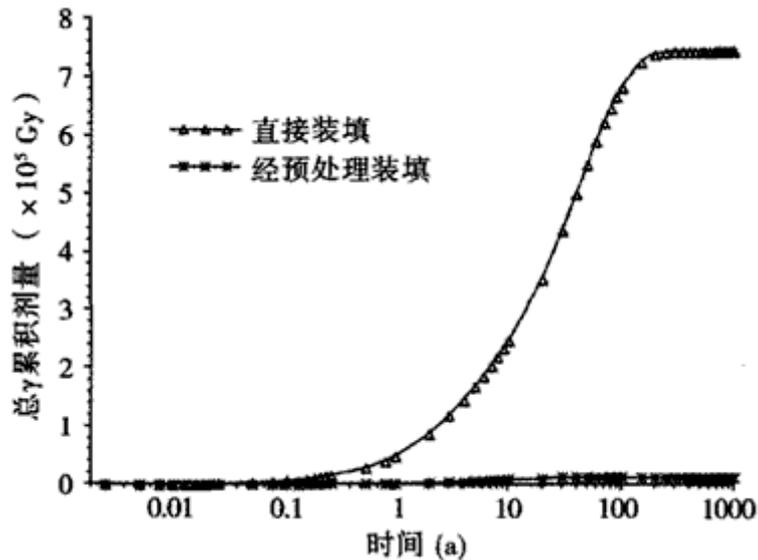


圖 26 PL8-120 FR 型 HIC γ 射線累積量。[39]

5.2 貯存過程中可能會發生的問題

一般而言，對於離子交換樹脂於貯存時產生放熱化學反應的原因

有以下幾項:[35]

1. 有強氧化劑參與反應

離子交換樹脂的供應商提到，不可將離子交換樹脂暴露於高於 2.5 M 的強氧化劑如 Cl_2 , Br_2 , $\text{Cr}_2\text{O}_7^{2-}$, MnO_4^- 及 HNO_3 ，如此反應曾造成七起起火事件。

其中在 Arkansas Nuclear One (ANO, 阿肯色一號核電廠)的意外事件中，因為乾燥的廢樹脂中有硝酸根離子的污染，因廢樹脂的導熱效果差，且其使用的容器太大，導致嚴重放熱反應。

2. 自行氧化反應

廢樹脂中的碳氫化合物與空氣中的氧氣氧化，產生自由基反應，出現在含有硫醇及聚苯乙烯(polystyrene, PS)為主幹的離子交換樹脂，通常是由於化學污染所造成的結果。

3. 由廢樹脂降解物所致

廢樹脂會因為輻解或化學降解，將原先強酸型陽離子樹脂分解生成 SO_3^{2-} , SO_4^{2-} ；將強鹼陰離子交換樹脂分解為含氮的化合物或甲醇，此類的物質非常不穩定，容易生成放熱反應。

4. 生物分解

由於冷卻的過程中可能有些菌會進入廢樹脂中，在特定的環境下，會有生物分解的現象生成氣體，同時也會產生容易自我氧化的物質如硫醇等物質。

因此，廢樹脂及含有機接合劑 (binder) 之廢棄物在貯存過程過之後需要注意事項及可能發生的問題如下:

一、貯存過程所產生的問題

(一) 輻解生成氣體

- 源自廢棄物
- 源自接合劑 (binder)
- 源自容器
- 可能產生的問題
 - 壓力造成廢棄物形態或是容器改變
 - 產生可燃的有害物質

(二) 運送容器在貯存時內部產生腐蝕

- 可能產生的問題
 - 因點蝕而貫穿器壁，使得容器在貯存過程中損壞
 - 漸漸地失去結構強度，使得裝有廢樹脂的容器堆坍塌

(三) 空氣所產生鏽蝕

- 可能產生的問題：
 - 使得容器在貯存過程中損壞

(四) 輻射加強 HDPE 的蠕變

- 可能產生的問題：
 - 漸漸地失去結構強度，使得裝有廢樹脂的容器堆坍塌

(五) 生物分解

- 產生氣體

- 容器腐蝕
- 可能產生的問題：
 - 容器內壓力漸漸增加
 - 使得容器在貯存過程中損壞

二、貯存後可能發生

(一) 運送容器在貯存時內部產生腐蝕

- 可能發生的問題：
 - 容器恐怕無法符合美國交通部 (Department of Transportation, DOT) 對放射性廢棄物運輸的要求；
 - 需要重新再封裝廢棄物

(二) 輻射造成 HDPE 氧化分解

- 可能發生的問題：
 - 造成 HIC 無法通過墜落測試及附載測試；
 - 必需再重新封裝廢棄物。

(三) 廢樹脂只因輻射分解或是生物分解造成廢樹脂結塊現象

- 可能發生的問題：
 - 影響後續輸送及後處理廢樹脂的工作

(四) 貯存期間瀝濾率、機械強度、抗浸潤能力受影響

- 可能發生的問題：
 - 容器性質可能變差也有可能變佳

(五) 產升溫度波動

— 可能發生的問題：

- 失去廢棄物整體的特性

5.3 盛裝廢樹脂 HIC 的意外事件

如上所示，盛裝放射性廢樹脂的 HIC 容器，可能會因為以上的原因，造成一些問題，因此過去曾經發生幾起盛裝廢樹脂 HIC 所發生的意外事件。最著名的三起事件，發生在美國的 Millstone Nuclear Station(MNS)及 Fitzpatrick Nuclear Power Plant(FNPP)及 1983 年 Arkansas Nuclear One(ANO)，分別以盛裝廢樹脂及以除水濾心為主的廢棄物。可能造成意外的原因及相關現象整理於表 13 中。

藉由上述意外事件的分析，需要避免可能產生的問題，同時對於相關參數進行監測，以預防類似意外產生。

表 13 三起盛裝廢樹脂 HIC 意外分析整理 [29]

	ANO	MNS	FNPP
Incident Type	Exothermic reaction	Pressure build-up	Pressure build-up
Where Detected	At plant	At disposal site	At disposal site
Waste Involved	Ion-exchange resin beads	Filter medium (powdered resins and cellulose)	Filter medium (powdered resins and cellulose)
Apparent Cause	Autoxidation	Chemical contamination	Biological activity
Dewatering Characteristics	Longer than normal time	Normal	Normal
Age Of Wastes Involved	Uncertain, some as much as 3~4 years	~6 months	Uncertain, some as much as 3~4 years
Evidence Of Biological Activity	Oder gas during dewatering, microscopic examination	Gas analysis (CO ₂ , CH ₄)	Gas analysis (CO ₂)

ANO: Arkansas Nuclear One

MNS: Millstone Nuclear Station

FNPP: Fitzpatrick Nuclear Power Plant

第六章 建議及結論

6.1 建議

目前國內核一廠尚未建置相關的廢樹脂處理設施，若使用 HIC 暫存，則有以下相關建議：

1. 建議可以未來在廢水處理過程中，盡可能先降低輻射劑量，以減輕輻解現象。
2. 針對廢樹脂性質選擇最適當的 HIC，以達到相關要求。
3. 對於廢樹脂裝填的部分，無論是否經由前處理，最終需要將廢棄物填充至容器中，為了避免環境及容器外壁的污染，應該儘量自動化，且需要有相關的監控措施，以減少人員輻射暴露劑量。
4. 須針對環境的地下水及泥土等做監控，必須對 HIC 的變化隨時進行監控，避免不必要的污染。
5. 必須針對各種類放射性離子交換樹脂在各種容器中所可能遇到的安定性做完整的評估，使其處於高穩定性的貯存。
6. 儘管有不少國家直接將廢樹脂脫水暫時貯存，但綜觀各國的經驗，大部分的研究最終希望能經過前處理。

6.2 結論

本研究已經針對各種國際上現有的廢樹脂的處理、固定及貯存方式進行分析，同時也對於各種方式的優缺點進行比較。

本研究除了已完成下列三項目標：

1. 收集分析核電廠放射性廢樹脂之處理技術及執行現況相關資訊。

2. 分析比較核電廠放射性廢樹脂處理方法及其二次廢棄物處理技術。
3. 就國內除役核電廠之狀況，針對放射性廢樹脂處理技術，提出較為完整之管制建議方案。

同時，根據核一廠提出以高完整性容器貯存的模式進行除役，本研究中也針對各式高完整性容器之優缺點、操作方式以及可能發生的問題皆一一列出，希望藉由本研究所提出的分析整理，可以提供做為即將除役電廠對於廢樹脂處理時的參考，共同為安全的除役努力。

研究進度 - 本研究已完成三項工作目標

子項計畫二：除役核電廠放射性廢樹脂處理方法與技術之審查研究														
年月 工作項目	105 年												備註	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
準備階段	X	X												
收集分析核電廠放射性廢樹脂之處理技術及執行現況相關資訊		X	X	X	X	X ◎	X							◎完成資料收集，完成期中報告撰寫
分析比較核電廠放射性廢樹脂處理方法及其二次廢棄物處理技術			X	X	X	X	X	X	X ◎					◎完成資料分析
就國內除役核電廠之狀況，針對放射性廢樹脂處理技術，提出較為完整之管制建議方案						X	X	X	X	X	X ◎			◎建立適合台灣之管制建議，完成期末報告撰寫
與物管局討論結果、修改及撰寫期末報告												X	X	
工作進度估計百分比(累積數)	5	10	15	20	30	40	50	60	70	80	95	100		

參考文獻

1. Application of Ion Exchange Processes for the Treatment of Radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchangers, IAEA, Vienna, 2002.
2. 劉東山, 2011, 放射性廢棄物管理, 曉園出版社。
3. Bagli, K. S. , Heathcock, R. E. , Treatment of Spent Ion-Exchanger Resins, Meeting on the Treatment of Spent Ion Exchange Resin, Egypt, 1983.
4. 行政院原子能委員會網頁低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理 規 則
http://www.aec.gov.tw/webpage/UploadFiles/board_file/2008297094359.pdf (2016/05/30)
5. Li, J. F., Wang, J. L., 2006. Advances in cement solidification technology for waste radioactive ion exchange resins: a review. J. Hazard. Mater. 135, 443-448.
6. Patej, P., Tsyplenkov, V., Hultgren, A. V., Pottier, P. E., 1981, Treatment of spent ion-exchange resins, IAEA, Vienna.
7. Treatment of spent ion-exchange resins for storage and disposal, IAEA, Vienna, 1985
8. 羅上庚, 放射性廢物處理與處置, 中國環境科學出版社, 2006
9. Luca, V., Bianchi, H. L., Manzini, A. C., 2012. Cation immobilization in pyrolyzed simulated spent ion exchange resins. J. Nucl. Mater. 424, 1-11.
10. Bortnikova, M. S., Karlina, O. K., Pavlova, G. Y., Semenov, K. N., Dmitriev, S. A., 2008. Conditioning the slag formed during thermochemical treatment of spent ion exchange resins. Atom. Energy

105, 351-356.

11. Chun, U., Choi, K., Yang, K., Park, J., Song, M., 1998. Waste minimization pretreatment via pyrolysis and oxidative pyrolysis of organic ion exchange resin. *Waste Manag.* 18, 183-196.
12. J. Bradley Mason, Thomas W. Oliver, Marty P. Carson, G. Mike Hill, Studsvik Inc., 1998. Studsvik processing facility pyrolysis/steam reforming technology for volume and weight reduction and stabilization of LLRW and mixed wastes, 1998
13. Todo, F., Sasaki, T., Suzuki, K., 1995, Decomposition of organic wastes by wetoxidation with hydrogen peroxide oxidant. In: *Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation. ICEM '95*, pp. 1099-1101.
14. Rogers, T. W., Dooge, P. M., 1996. Development studies of a novel wet oxidation process.
15. Wang, J. L., Xu, L. J., 2012, Advanced oxidation processes for wastewater treatment: formation of hydroxyl radical and application. *Crit. Rev. Environ. Sci. Technol.* 42, 251-325.
16. Leybros, A., Roubaud, A., Guichardon, P., Boutin, O., 2010, Ion exchange resins destruction in a stirred supercritical water oxidation reactor. *J. Supercrit. Fluid* 51, 369-375
17. Kim, K., Son, S. H., Kim, K., Han, J. H., Han, K. D., Do, S. H., 2010, Treatment of radioactive ionic exchange resins by super- and sub-critical water oxidation (SCWO). *Nucl. Eng. Des.* 240, 3654-3659.
18. Huang, Y., Paul Wang, H., Li, C., Chien, Y., 2000, Minimization of cobalt nuclide emissions in supercritical water oxidation of spent resin. *Chemosphere* 40, 347-349.
19. Wang, J., Wan, Z., 2015. , *Progress in Nuclear Energy* 78, 47-55.

20. Ferris, K., Katagiri, G., Radwaste reduction technology for spent resins
21. Tusa, E., Box, P., 1989. Microbial treatment of radioactive waste at the Loviisa NPP, Finland. *Waste Manag.* 89, 485-488.
22. Järnström, R., 1992, Microbiological treatment of radioactive waste ion-exchange resins, *Ion Exchange Advances*, pp 245-249, Springer.
23. Place, B. G., 1990, Engineering Study for the Treatment of Spent Ion-Exchange Resin Resulting from Nuclear Process Applications, WHC-EP--0375 DEgl 004550.
24. Bowerman, B. S., Piciulo, P. L., 1987, Technical considerations affecting preparation of ion-exchange resins for disposal, Brookhaven National Laboratory.
25. Roth, A., Centner, B., Lemmens, A., 2007. Radioactive spent resins conditioning by the hot super-compaction process. In: Paper Presented at the 11th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management.
26. Application of ion-exchange processes for the treatment of radioactive waste and management of spent ion exchangers. IAEA 2001
27. Saling, J. H., Fentiman, A. W., 2001, Radioactive waste management, Taylor & Francis, New York, 2001.
28. Coe, L.C., On-Site Storage of Low Level Radioactive Waste at Power Reactors: An International Scoping Study, EPRI 1988.
29. McCounnell, J.W., Tyacke, M.J., Schmitt, R.C., Reno, H.W., Disposal Demonstration of a High Integrity Container (HIC) Containing an EPICOR-II Prifilter from Three Mile Island, 1985, GEND.
30. DHEC-HIC-PL001, Amendment AC, 2007.
31. Vokal, A., Placek, V., Bartonicek, B., Konopaskova, S, Long Term Behavior of Polyethylene High Integrity Containers Under Repository

- Conditions, IAEA, 2004.
32. McCoy, S.B., 1987, A Hybrid High Integrity Container for Disposal of Low Level Radioactive Waste, Waste Management '87, Vol 3, 571.
33. <http://sogefibre.areva.com/home/liblocal/docs/BROCHURE-EN.pdf>, 2016. 08
34. <http://www.gns.de/language=en/24296/mosaik>, 2016. 08
35. Bushart, B., Waste Containers for Extended Storage of Class A, B and C Wastes, Revision 1, EPRI, 2003.
36. Place, B.G., Engineering Study for the Treatment of Spent Ion Exchange Resin Resulting from - Nuclear Process Applications, Westinghouse Handford Company, 1990.
37. Jackson, C., Standard and High Speed Dewatering of Ion-Exchange and Filtration Media, Energy Solutions.
38. Braet, J., Charpentier, D., Centner, B., Vanderperre, S., Radioactive Spent Ion-Exchange Resins Conditioning by the Hot Supercompaction Process at Tihange NPP – Early Experience – 12200, WM2012 Conference, February 26 - March 1, 2012, Phoenix, Arizona, USA.
39. 馬小強，王棋贊，龔學餘，2015, AP1000 放射性廢樹脂處理處置中的優化分析，輻射防護通訊，第 35 卷第 6 期， p29-32.
40. 黃慶村，2000，低放射性廢料高完整性盛裝容器(HIC)品質及檢驗規範之研擬(1/1)，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告，892001FCMA101。
41. Management of Spent Ion-Exchange Resins from Nuclear Power Plant, IAEA-TECDOC-238, Vienna, 1981.

子計畫三：

除役放射性廢棄物處理與貯存設施之安全審查研究

究

子計畫主持人：王曉剛

共同主持人：劉明樓、劉文仁

總目錄

總目錄	I
圖目錄	III
表目錄	VI
一、摘要	1
二、背景	1
三、蒐集國內外除役放射性廢棄物處理與貯存設施之管制法規、管制指引及技術報告	5
(一) 除役低放射性廢棄物估量及貯存規劃流程	6
(二) 台電核一廠除役廠內貯存低放廢棄物計畫	6
(三) 低放射性廢棄物(LLW)之分類	7
(四) 除役低放射性廢棄物來源	8
(五) 除役低放射性廢棄物數量推估	10
(六) 除役低放射性廢棄物處理與處置	12
(七) 除役低放射性廢棄物處理技術	15
(八) 台灣現行對於貯存設施之法規	22
(九) 美國對廠內貯存 LLW 之規範經驗	23
(十) 美國對於 LLW 貯存建築之規範	26
四、研析比較國內外除役放射性廢棄物處理貯存設施之設計基準與安全要求	29
(一) 各類除役廢棄物包裝容器之原則	29
(二) 除役放射性廢棄物處理與處置—貯存於廠內適當設施之案例	30
1. 除役放射性廢棄物處理與處置—美國 Rancho Seco 電廠為例	31
2. 除役放射性廢棄物處理與處置—德國為例	33
3. 除役放射性廢棄物處理與處置—西班牙 Zorita 核電廠為例	36
4. 除役放射性廢棄物處理與處置—日本為例	41

五、就除役放射性廢棄物處理貯存設施，提出安全審查重點與管制建議	47
(一) 低放廢棄物處理貯存設施與規劃	48
1. 國外經驗	48
2. 國內核一廠低放射廢料處理之規劃	54
(二) 廠內貯存之相關規定	60
1. 電廠運轉時產生放射性廢棄物處理法規	60
2. 因應最終處置場不足之方案	60
3. 美國對於可以貯存於廠內之低放廢棄物定義	61
4. 美國對於廠內暫存 LLW 之概括規定	61
5. 廠內 LLW 貯存場使用前之須遵守之執照、安全分析報告與法規	61
6. 增加貯存容量之規範	62
(三) 低放射性廢棄物最終處置的安全管理	62
1. 低放射性廢棄物最終處置場的安全防護	63
2. 低放射性廢棄物最終處置管制規定	63
3. 低放射性廢棄物最終處置場的五階段管制	64
4. 低放射性廢棄物最終處置計畫	65
5. 低放射性廢棄物最終處置	67
(四) 安全審查重點與管制建議	78
六、結論	79
參考文獻	80

圖目錄

圖 一、九個美國除役廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶數量.....	3
圖 二、IAEA 對核廢料之分類	4
圖 三、除役低放射性廢棄物估量及貯存規劃流程圖	6
圖 四、新建低放射性廢棄物貯存庫之預定位置圖	7
圖 五、核燃料表面之活化腐蝕產物(Crud)	9
圖 六、放射性廢棄物處置區示意圖.....	14
圖 七、玻璃化法流程	19
圖 八、熱脫附流程	20
圖 九、Rancho Seco 電廠	31
圖 十、Rancho Seco 電廠除役狀況圖.....	32
圖 十一、德國核電廠除役之固體及液體放射廢棄物經 除污、減容處理.....	34
圖 十二、德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物經有 效率之除污、減容處理後狀況.....	34
圖 十三、德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物經有 效率之除污、減容處理後，包裝於不同貯存 容器狀況	35
圖 十四、德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物儲放 狀況	36
圖 十五、Zorita 核電廠鳥瞰圖	36
圖 十六、Zorita 核電廠主要設施.....	36
圖 十七、Zorita 核能電廠用過核子燃料的乾式貯存場.....	37
圖 十八、Zorita 核能電廠裝載容器實際照片	39
圖 十九、Zorita 核能電廠之放射性廢棄物總量估計及後 續裝載容器與處置.....	40

圖 二十、40 噸爐內組件高放射性廢棄物 (GTCC)，以 4 個用過燃料乾式貯存容器盛裝	40
圖 二十一、GTCC 裝載過程及最後置放於 ISFSI	41
圖 二十二、Zorita 核能電廠之低階放射性廢棄物後續裝 載容器與處置	41
圖 二十三、日本使用核能之設施及其放射性廢料分類	42
圖 二十四、日本核能設施之放射性廢料儲放策略	43
圖 二十五、日本儲放放射性廢料的相對應方法	43
圖 二十六、放射性廢料進行處理並暫時儲放於中期貯 存庫	44
圖 二十七、日本 L1 放射性廢棄物處置流程	45
圖 二十八、日本 L2 放射性廢棄物處置流程	45
圖 二十九、日本 L3 放射性廢棄物處置流程	46
圖 三十、除役期間產生之放射性固體廢棄物的處理及 處置方法	47
圖 三十一、COVRA 地理位置	48
圖 三十二、COVRA 場區設施	49
圖 三十三、COVRA 中、低放射性廢棄物貯存庫外觀	50
圖 三十四、COVRA 中、低放射性廢棄物貯存庫	50
圖 三十五、BELGOPROCESS 超高壓壓縮機	51
圖 三十六、低放射性廢棄物中期貯存設施-151 廠房	53
圖 三十七、中放射性廢棄物中期貯存設施-127 廠房	53
圖 三十八、除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃	54
圖 三十九、核一廠二號貯存庫之位置平面圖	57
圖 四十、低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時 程	59
圖 四十一、比利時中低放射性廢棄物最終處置設施場 址全景	69

圖 四十二、比利時中低放射性廢棄物地表最終處置概念	70
圖 四十三、標準水泥封存處置單元(Monoliths).....	70
圖 四十四、美國德州 Andrews 處置場	73
圖 四十五、日本低放射性廢棄物坑道處置之工程障壁 概念示意圖	74
圖 四十六、場址佈置規劃處置區平面圖	75
圖 四十七、坑道式處置封閉結構安全設計概念示意圖	76
圖 四十八、低放射性廢棄物規劃佈置圖	77
圖 四十九、處置坑道圖	77

表目錄

表 一、我國除役低放射性廢棄物數量預估.....	2
表 二、各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則.....	3
表 三、IAEA 與美國核廢料分類比較.....	4
表 四、單一長半化期核種濃度值(Bq/m^3).....	7
表 五、單一短半化期核種濃度值.....	8
表 六、除役低放射性廢棄物盤點表.....	10
表 七、核一廠除役廢棄物分類重量推估結果.....	10
表 八、核一廠除役廢棄物分類活度推估結果.....	11
表 九、核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果.....	11
表 十、傳統焚化法.....	17
表 十一、焚化爐基本流程.....	18
表 十二、放射性廢棄物之 SSC 必須滿足之法規與準則 (Code).....	27
表 十三、足以產生安全顧慮之天然與人為因素， SSC 所需符合之安全設計規範.....	28
表 十四、綜合美國 NRC & IAEA 除役廢棄物包裝容器 之原則.....	30
表 十五、Rancho Seco 電廠除役重要里程.....	33
表 十六、西班牙放射性廢棄物分級.....	38
表 十七、Zorita 核能電廠依除役廢棄物種類而採用不同 裝載容器.....	38
表 十八、Zorita 核能電廠不同裝載容器之尺寸、最大載 重及用途.....	39
表 十九、BELGOPROCESS 貯存設施.....	52
表 二十、核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果.....	56

一、摘要

為考量台灣核電廠除役時產生之低放射性廢棄物(Low Level Waste, LLW)，包括遭受中子活化產生之超 C 類(GTCC)廢棄物，其最終處置場在國內場址尋覓困難，故本研究將以廠內低放射性廢棄物貯存設施為研究目標，為確保其移入最終處置場前約 20 至 40 年間之安全貯存，在安全評估上，主要以構造安全評估及輻射安全評估兩項為研究重點，提出歸納整理之報告，以利核能電廠除役作業之順遂執行。本子計畫主要研究目的分為三個部分：

- (一) 蒐集國內外除役放射性廢棄物處理與貯存設施之管制法規、管制指引及技術報告。
- (二) 研析比較國內外除役放射性廢棄物處理與貯存設施之設計基準與安全要求。
- (三) 就除役放射性廢棄物處理與貯存設施，提出安全審查重點與管制建議。

本研究除收集分析世界上各國對於放射性廢棄物處理與貯存設施之研究外，並將以美國、日本、歐盟等國家之實際除役經驗，做深入之分析研究。

二、背景

核能電廠運轉壽命結束後，拆除所產生的除役放射性廢棄物包括用過核子燃料（高放射性）、反應器槽及其內部組件、生物屏蔽、廠房內受污染管路、混凝土結構物、拆廠除污作業所產生之受污染衣物、工具及廢棄的零組件、設備、樹脂、其它類型廢棄物等，其中，低放射性廢棄物數量約佔總拆廠放射性廢棄物 95%以上。

核一廠 1 號機將於 107 年 12 月 5 日停止運轉，台電公司目前已依「核子反應器設施管制法」第 23 條規定，於 104 年 12 月 5 日前陳報原能會除役計畫書。截至目前為止，國內從未進行過核能電廠除役的相關實務作業，因此在技術上勢必高度仰賴國外曾經有過除役經驗的專家，且屆時核一廠作為國內首座面臨除役的電廠，必定更受外界之矚目。由於除役日期逐漸逼近，對管制單位而言，除役審查工作的準備已是刻不容緩。目前預估全國低放射性廢棄物的數量約為 68 萬桶，如表一所示，其中超 C 類廢棄物保守概估約 5,000 桶，包括運轉廢棄物 3,165 桶，以

及除役廢棄物 528 桶。為考量台灣核電廠除役時產生之低放射性廢棄物，其最終處置場在國內場址仍尋覓困難，故本研究將以廠內低放射性廢棄物貯存設施為研究目標，以確保其移入最終處置場前約 20 至 40 年間之安全貯存。

目前台電公司對於核一廠除役所產生的低放射性廢棄物(含經減容後之乾性廢棄物)保守估算約 61,791 桶，考量目前低放射廢棄物貯存庫之貯存容量及保守評估，規劃除役期間將興建貯存容量上限為 50,000 桶之新建低放射性廢棄物貯存庫(5 層樓鋼筋混凝土造建物，地下 2 層及地上 3 層)。參考國際上使用核能發電國家如荷蘭、比利時(如本報告第五單元國外經驗評析之荷蘭 COVRA 貯存設施及比利時 BELGOPROCESS 貯存設施)，其放射性廢棄物最終處置營運採用先集中貯存再進行最終處置的策略，先規劃推動「低放射性廢棄物貯存場興建計畫」，將低放射性廢棄物集中進行中期貯存，透過集中管理核廢料提升監測效率。因此，低放射性廢棄物貯存設施(low level radioactive waste storage facilities)之評估對本國而言相對重要。

表 一、我國除役低放射性廢棄物數量預估

核能設施	機組型式	除役廢棄物桶數				
		(千桶)	A類(千桶)	B類(千桶)	C類(千桶)	超C類(千桶)
	分類比例		94.55%	3.04%	2.23%	0.18%
核一廠1&2號機	BWR	61.791	55.471	3.906	2.100	0.314
核二廠1號機	BWR	81.001	78.060	1.450	1.450	0.041
核二廠2號機	BWR	81.001	78.060	1.450	1.450	0.041
	分類比例		97.21%	1.31%	1.32%	0.16%
核三廠1號機	PWR	73.000	70.963	0.956	0.964	0.117
核三廠2號機	PWR	73.000	70.963	0.956	0.964	0.117
	分類比例		96.79%	1.55%	1.56%	0.10%
蘭嶼貯存場		11.001	10.647	0.171	0.172	0.011
減容中心		2.000	1.936	0.031	0.031	0.002
小產源		33.001	31.941	0.512	0.515	0.033
總計		415.795	398.041	9.432	7.646	0.676
平均分類比例			95.73%	2.27%	1.84%	0.16%

資料來源:(1)台灣電力公司，2016，核一廠除役計畫書;(2)台灣電力公司，2010，低放射性廢棄物關鍵核種篩選報告

在低放射性廢棄物(LLW)中，以超C(GTCC)類放射性廢棄物在總活性比例中佔絕大部分百分比(以國內核一廠估計約佔88%)，因此其貯存最值得注意。目前超C(GTCC)類放射性廢棄物之貯存又可分中期貯存與最終處置，在美國之經驗，中期貯存大部分仍與用過核子燃料貯存罐與護箱相同規格之容器來進行乾式貯存，如表二，圖一分別顯示各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則，及九個美國除役電廠乾式貯存與

GTCC之鋼桶。

表 二、各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則

反應器名稱	核能電廠地點	停機日期	用過燃料貯存方式	用過燃料是否在廠
Big Rock Point	Charlevoix, MI	08/29/97	乾式貯存場設施(ISFSI)	是
Fort St. Vrain	Platteville, CO	08/18/89	乾式貯存場設施(ISFSI)	是
Haddam Neck	Haddam Neck, CT	12/09/96	乾式貯存場設施(ISFSI)	是
Maine Yankee	Bath, ME	12/06/96	乾式貯存場設施(ISFSI)	是
Pathfinder	Sioux Falls, SD	09/16/67	執照終止	否
Rancho Seco	Sacramento, CA	06/07/89	乾式貯存場設施(ISFSI)	是
Saxton	Saxton, PA	05/01/72	執照終止	否
Shoreham	Suffolk Co., NY	06/28/89	執照終止	否
Trojan	Portland, OR	11/09/92	乾式貯存場設施(ISFSI)	是
Yankee Rowe	Franklin Co., MA	10/01/91	乾式貯存場設施(ISFSI)	是



圖 一、九個美國除役廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶數量

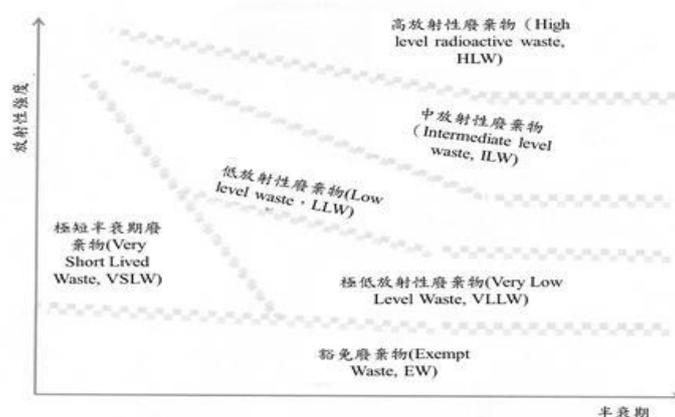
與低放射性廢棄物共同處置：雖法規有特殊申請許可的條款，但目前設計概念之處置設施，除非針對超 C 類廢棄物有特別的設計，否則恐有安全顧慮。

依據低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則之法規，B 類廢棄物應固化包裝，其廢棄物應符合第五條及第六條之規定。B 類廢棄物與 C 類廢棄物混合處置者，應符合 C 類廢棄物之相關規定。C 類廢棄物應固化包裝，其廢棄物除符合第五條及第六條之規定外，應加強處置區之工程設計，以保障停止監管後誤入者之安全。

不適合固化或經固化未達品質要求之 B 類廢棄物及 C 類廢棄物，得以經主管機關核准之高完整性容器盛裝進行處置。處置概念方面則以特定處置坑道置放 B 類與 C 類廢棄物。考慮以 HIC 為承裝容器並以水泥固化。HIC 內部必要時可加裝不銹鋼內襯。

核電廠除役時會產生放射性廢棄物，其拆卸、預處理、處理、整備、貯存及處置等活動，應依據國際原能總署（IAEA）之「用過核子燃料管理安全及放射性廢棄物管理安全聯合公約」第二條辦理。放射性廢棄物處理的基本原則為降低影響人員與環境的可能性，因此放射性廢棄物處理是將採取適合的廢棄物包裝處理，確保能貯存或放置於最終處置設施，以達到安全的隔離。

按照現行 IAEA 之放射性廢棄物分類方法，共有豁免廢棄物（Exempt Waste, EW）、極短半衰期廢棄物（Very Short Lived Waste, VSLW，指在一兩年內放射性已經衰變至不須管制之廢料）、極低放射性廢棄物（Very Low Level Waste, VLLW，大部分是稍受污染而含有及少量半衰期放射性物質之廢料，可做地表式掩埋方式處理）、低放射性廢棄物（Low level waste, LLW，包括一些含少量劑量之長半衰期或高劑量但短半衰期之廢料，此類廢料可用近地表之獨立容器與圍阻體貯存至少一兩百年。）、中放射性廢棄物（Intermediate level waste, ILW，含有大量長半衰期核種(尤其是釋放出 alpha 粒子之核種)之廢料，故須於地表下數十或數百公尺下貯存)、高放射性廢棄物（High level radioactive waste, HLW，大部分為用過燃料及其他高放射性與熱產生之廢料）等六個廢棄物分類系統。對於 LLW 與 ILW 之分界,IAEA 更定義 ILW 需處理熱產生且接觸劑量大於 2 mSv/h, 此類廢料主要來自反應器清潔冷卻水之離子交換樹脂 (ion exchange resins), 以及遭中子活化之反應器內部元件。IAEA 對於廢料分類與其包含之放射性核種之半衰期與放射性強度之關係示於圖二，IAEA 與美國比較廢料管理系統如表三所示。



圖二、IAEA 對核廢料之分類

表三、IAEA 與美國核廢料分類比較

國際原子能總署(IAEA)核廢料分類	美國核廢料分類
高放射性廢棄物 (High level radioactive waste, HLW)	高放射性廢棄物 (High level radioactive waste, HLW)
中放射性廢棄物 (Intermediate level waste, ILW)	超C類(GTCC)低放射性廢棄物(LLW)
低放射性廢棄物(Low level waste, LLW)	A, B, C類低放射性廢棄物(LLW)
極低放射性廢棄物(Very Low Level Waste, VLLW)	A類低放射性廢棄物(LLW)
極短半衰期廢棄物(Very Short Lived Waste, VSLW)	貯存至放射性衰變到不需管制之廢料
豁免廢棄物(Exempt Waste, EW)	液體/氣體：安全無虞可釋出；固體：則依個案分析狀況決定釋出

應注意的是針對每種廢棄物類別，其個別核種之最大總活性含量及最終活性（活度濃度）適用的精確值，應依據個別處理方法及處置地點之安全性評估基礎，進行具體指明，這是每個國家相關管理單位應負起的責任，而所採用的數值條件在個別國家可能會有顯著差異。

放射性廢棄物掩埋的執照要求方面，美國法規中 10CFR Part 61 放射性廢棄物掩埋的執照要求包含四項功能性目標：

- (一) Protection of the General Public (0.25 mSv/yr) 保護民眾健康與維護環境安全
- (二) Protection of the Intruder (based on 5 mSv/yr) 保護入侵者安全
- (三) Protection of the Worker (standard worker limits) 保護現場工作人員劑量限值標準
- (四) Site Stability 設施場所安全無虞

放射性廢棄物掩埋的執照要求中 10 CFR 61.55 的現行放射性廢棄物分類準則最為重要，合法強制監管期間須建立運轉限制濃度值以達成 ALARA (As low as reasonably achievable, 最低的合理輻射量) 目標。

台灣第一座核電廠要除役的是核一廠，其為 GE 沸水式 BWR-4 反應器 Mark-1 圍阻體。根據國外拆廠經驗，BWR 除役期間所產生的低放射性廢棄物主要可分為中子活化廢棄物、污染性廢棄物及其它放射性廢棄物等。

三、蒐集國內外除役放射性廢棄物處理與貯存設施之管制法規、管制

(一) 除役低放射性廢棄物估量及貯存規

劃流程

核電廠除役廢棄物數量、性質及採取的策略、拆除方式、除污技術均與法規限值有關。依據核管法施行細則第 16 及 17 條規定，核一廠之除役作業規劃，將採取拆除之方式進行，並於取得主管機關核發之除役許可後 25 年內完成除役，未來廠址輻射劑量率將符合非限制性使用之標準。圖三為除役低放射性廢棄物估量及貯存規劃流程圖。

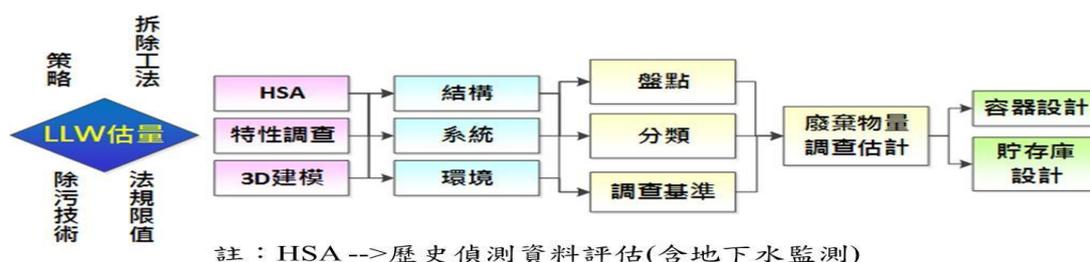


圖 三、除役低放射性廢棄物估量及貯存規劃流程圖

(二) 台電核一廠除役廠內貯存低放廢棄

物計畫

台電保守規劃再興建貯存容量高限為 50,000 桶(實際所需容量，將俟永久停機後詳細輻射特性調查後再定)之新建低放射性廢棄物貯存庫。擬規劃位於既有氣渦輪發電機組與貯油槽區域，建造 5 層樓鋼筋混凝土造建物，地下 2 層及地上 3 層，設施面積約 6,000 m² (長 100 m x 寬 60 m)，預定位置如圖四所示。



圖 四、新建低放射性廢棄物貯存庫之預定位置圖

(三) 低放射性廢棄物(LLW)之分類

低放射性廢棄物(LLW)依其放射性核種種類及濃度分類規定如下：

1. A 類：核種濃度 \leq 表四濃度之 1/10 及 \leq 表五第一行之濃度；或廢棄物所含核種均未列入表四及表五者。
2. B 類：核種濃度 $>$ 表五第一行濃度且 \leq 第二行濃度。
3. C 類：核種濃度 $>$ 表四濃度 1/10 且 \leq 表四之濃度；或 $>$ 表五第二行之濃度且 \leq 第三行之濃度。
4. 超 C 類：核種濃度 $>$ 表四之濃度；或 $>$ 表五第三行之濃度。

表 四、單一長半化期核種濃度值(Bq/m^3)

核種	濃度值
^{14}C	0.30 TBq/m ³
^{14}C (活化金屬內)	3.0 TBq/m ³
^{59}Ni (活化金屬內)	8.1 TBq/m ³
^{94}Nb (活化金屬內)	0.0074 TBq/m ³
^{99}Tc	0.11 TBq/m ³
^{129}I	0.0030 TBq/m ³
TRU(半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	3.7 kBq/g
^{241}Pu	130 kBq/g
^{242}Cm	740kBq/g

表 五、單一短半化期核種濃度值

核種	濃度值 (TBq/m ³)		
	第一行	第二行	第三行
1 半化期小於 5 年之所有核種總和	26	註一	註一
^3H	1.5	註一	註一
^{60}Co	26	註一	註一
^{63}Ni	0.13	2.6	26
^{63}Ni (活化金屬內)	1.3	26	260
^{90}Sr	0.0015	5.6	260
^{137}Cs	0.037	1.6	170

(四) 除役低放射性廢棄物來源

1. 中子活化廢棄物

中子活化(activation)係指爐心周圍組件受中子照射後，組件捕獲中子而變成具有放射性之過程。在捕獲中子後通常會立即衰變，釋放出 n、p 或 α ，並同時生成新的活化產物。這些活化產物的半化期，從數秒鐘到數十年不等，常見中子活化產物：Co-60，Fe-55，C-14，Ni-59，Ni-63 及 Nb-94 等。

中子活化廢棄物來源包含反應器壓力槽(RPV)、RPV 保溫材、RPV 內部組件、反應器一次圍阻體鋼構及生物屏蔽等鄰近燃料爐心的部分。由於這些組件材料接受核分裂反應產出之中子照射，故燃料爐心周圍大

多數體積被活化，遂而無法利用表面除污方式來降低其活性；此外，由於這些核種之半化期很長，其所含的活性不會顯著衰減，故廢棄物類別可達 C 或超 C 類。

2. 放射性污染廢棄物

來源主要為以下兩種：

- (1)活化腐蝕產物(Crud，如圖五所示)：與反應器連接之系統管路長期被爐水侵蝕，造成管路內壁金屬粒子剝落，再流經爐心，受中子照射後產生放射性，隨後這些活化腐蝕產物會擴散到所有與反應器相連之系統。主要核種為 Co-60。
- (2)燃料破損造成之分裂產物：外釋到反應器冷卻水系統，隨後再流經整個循環水系統。主要核種為 Cs-137 和 Sr-90。

放射性污染廢棄物所含的核種主要均為短半化期核種，而長半化期核種僅佔極微量，故一般均歸類為 A 類廢棄物。

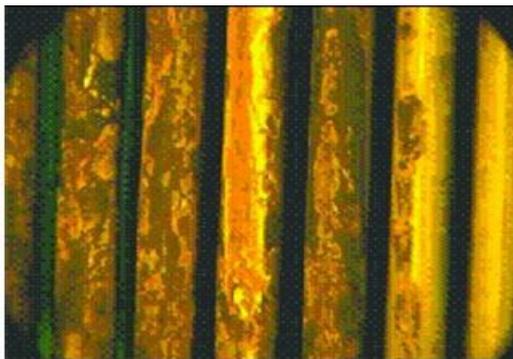


圖 五、核燃料表面之活化腐蝕產物(Crud)

3. 其他放射性廢棄物

係指在除役作業期間所產生之二次廢棄物或無法按 23 個盤點表歸類之除役 LLW，包含濕性廢棄物與乾性廢棄物(Dry Active Waste, DAW)。

濕性廢棄物主要來源為除污廢液(系統除污和組件除污)及系統洩水過程產生之 LLW。系統除污產生之廢棄物種類，視除污方式而有所不同，如採蒸發濃縮之除污方式，產生濃縮底泥；若採除礦器樹脂吸附方式，則將產生離子交換樹脂。

二次乾性廢棄物的主要來源為個人防護裝備，例如防護衣、除污布、擦拭紙、維修工具及空氣呼吸器等。

(五) 除役低放射性廢棄物數量推估

除役 LLW 盤點係根據西屋公司之經驗，分為 23 個盤點表，如表六所示。表中以紅字標示的設備組件，係位於管制區內但可能無污染者。其中衛生用水指員工生活用之無放射性污染的生活廢水。

表 六、除役低放射性廢棄物盤點表

盤點表名稱	盤點表名稱	盤點表名稱
反應器壓力槽	製程管線	熱交換器
反應器壓力槽內部組件	閥件	衛生用水處理組件
鋼材	通風元件	衛生用水處理管線
桶槽	泵	其他汽機廠房組件
汽機組	電纜與電纜槽	橋式吊車
廠房建材	電力組件	儀器管線
雜項製程組件	電櫃	內襯鋼板與燃料格架
管路連接件	搬運設備	

依據除役低放射性廢棄物盤點表，推估核一廠除役可能產生之低放射性廢棄物分類重量、分類活度及總數量(桶)，分別如表七、表八及表九所示。其中超 C 類(GTCC)佔總活度的 88%。核一廠除役可能產生之低放射性廢棄物總重量約為 13,565 MT，總活度約為 2.60×10^{16} Bq。

表 七、核一廠除役廢棄物分類重量推估結果

LLW類別	超C類	C類	B類	A類	總計
反應器壓力槽	0	0	0	878	878
反應器內部組件	72	37	0	236	345
閥件	0	0	32	510	542
熱交換器	0	53	78	3,395	3,526
泵	0	0	1	475	476
桶槽	0	0	163	344	507
其他汽機廠房組件+汽機組	0	0	0	34	34
製程管線與管路連接件	0	66	399	2,009	2,474
雜項製程組件	0	1	123	97	221
內襯鋼板與燃料格架	0	323	0	788	1,111
通風元件	0	1	32	9	42
混凝土	0	0	0	2,685	2,685
乾性廢棄物	0	0	0	242	242
濕性廢棄物	0	0	131	321	452
保溫材	0	0	0	30	30
總計	72	481	959	12,053	13,565

註：本表重量為各核種衰變至2018年12月5日之推估結果；單位：單位：MT。

表 八、核一廠除役廢棄物分類活度推估結果

LLW類別	超C類	C類	B類	A類	總計
反應器壓力槽	0	0	0	6.56×10^{13}	6.56×10^{13}
反應器內部組件	2.28×10^{16}	1.80×10^{15}	0	4.55×10^{13}	2.46×10^{16}
閥件	0	0	2.28×10^{12}	1.95×10^{12}	4.23×10^{12}
熱交換器	0	5.63×10^{13}	1.71×10^{13}	1.21×10^{12}	7.46×10^{13}
泵	0	0	7.10×10^9	1.08×10^{12}	1.08×10^{12}
桶槽	0	0	1.88×10^{13}	6.52×10^{11}	1.94×10^{13}
其他汽機廠房組件+汽機組	0	0	0	1.10×10^{10}	1.10×10^{10}
製程管線與管路連接件	0	8.03×10^{13}	8.89×10^{13}	5.21×10^{12}	1.74×10^{14}
雜項製程組件	0	4.26×10^{11}	2.31×10^{13}	6.18×10^{11}	2.41×10^{13}
內襯鋼板與燃料格架	0	8.04×10^{14}	0	1.74×10^{13}	8.21×10^{14}
通風元件	0	1.03×10^{11}	1.09×10^{13}	3.43×10^9	1.10×10^{13}
混凝土	0	0	0	6.98×10^{13}	6.98×10^{13}
乾性廢棄物	0	0	0	0	0
濕性廢棄物	0	0	9.52×10^{13}	4.76×10^{12}	1.00×10^{14}
保溫材	0	0	0	1.63×10^{10}	1.63×10^{10}
總計	2.28×10^{16}	2.74×10^{15}	2.56×10^{14}	2.14×10^{14}	2.60×10^{16}

註：本表重量為各核種衰變至2018年12月5日之推估結果；單位：Bq。

表 九、核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果

LLW類別	超C類	C類	B類	A類	總計
反應器壓力槽	0	0	0	3,834	3,834
反應器內部組件	314	162	0	1031	1,507
閘件	0	0	140	2,227	2,367
熱交換器	0	231	341	14,825	15,397
泵	0	0	4	2,074	2,078
桶槽	0	0	712	1,502	2,214
其他汽機廠房組件+汽機組	0	0	0	148	148
製程管線與管路連接件	0	289	1,742	8,773	10,804
雜項製程組件	0	4	537	424	965
內襯鋼板與燃料格架	0	1,410	0	3,442	4,852
通風元件	0	4	140	39	183
混凝土	0	0	0	13,422	13,422
乾性廢棄物	0	0	0	2,420	2,420
濕性廢棄物	0	0	290	713	1,003
保溫材	0	0	0	597	597
總計	314	2100	3906	55471	61791

註：本表重量為各核種衰變至2018年12月5日之推估結果；單位：55加侖桶。

(六) 除役低放射性廢棄物處理與處置

低放射性廢棄物(含運轉中會產生的物質)必須依照其性質及輻射等級，進行除污、減容、固化等處理後，先暫存於廠內貯存設施內，再移至低放射性廢棄物最終處置場。

缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是解體設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施，美國 Rancho Seco 核能電廠、德國 Greifswald 核能電廠及西班牙 Vandellos 核能電廠便是將除役所產生的低放射性廢棄物貯存於廠內貯存設施。

任何核設施類型整個生命週期所產生的放射性物質與放射性廢棄物可區分為三大類，分別為運轉廢棄物、維護廢棄物及除役廢棄物，前二者可利用既有處理設施處理，而除役廢棄物則需小心管理，以確保在環境與經濟適當條件下能夠供再利用、貯存或處置。

從輻射觀點而言，核設施除役程序所產生的物質除少量為高放射性和/或活化物質外，其餘大部分為非放射性，質量上亦相對大量與核種濃度解除管制基準接近，僅約 2~6% 需進行放射性廢棄物最終處置。

放射性固體廢棄物的處理及處置方法方面，依物管法的放射性廢棄物分類，分為高、低放射性廢棄物二種。高放射性廢棄物係指備供處置之用過核子燃料。核子反應器設施永久停止運轉後，用過核子燃料將從

反應器移至燃料池內貯放，之後再移至「用過核子燃料乾式貯存設施」作中期貯存，最後才運至「高放射性廢棄物最終處置場」作永久處置。

低放射性廢棄物係指高放射性廢棄物以外的放射性廢棄物，依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第3條規定，依其放射性核種濃度分類為：A類、B類、C類、超C類。

有關「低放射性廢棄物」的分類，廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查、偵測或取樣分析，以確定各物件的放射性存量，作為分類(A類、B類等)的判定與管理依據。依分類的不同，對廢棄物固化、盛裝容器的要求亦有所不同。又「低放射性廢棄物」分類的關鍵在於「難測核種」的活度濃度，因此，如何決定各廢料源(Waste Stream)的射源項(Source Term)，或是如何運用比例因數(Scaling Factor)作估算，在核能電廠的除役計畫內必須有所交代。

其內容包括：

1. 放射性固體廢棄物應根據相關法令等，依輻射等級及性質區分，利用適當方法進行處理，並且應在除役作業結束前，根據反應器等條例，在持有廢棄事業許可的廢棄設施進行廢棄。
2. 進行放射性廢棄物的處理時，應透過分類、減少容積、除污等廢棄物處理裝置等，努力且合理地減少放射性廢棄物之發生量，並應導入必要裝置，適當處理、管理解體拆除物及放射性廢棄物。
3. 放射性固體廢棄物會隨著解體拆除的進行而產生，在廢棄物搬出廢棄設施的必要時期之前，應先確定棄置地點。
4. 不需以放射性物質處理的物質，應經過反應器等條例所規定的指定手續及確認從設施搬出，並盡可能再利用。
5. 非放射性廢棄物的廢棄物，以產業廢棄物進行適當廢棄的同時，應盡可能致力於再利用。

在我國依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」進行管制「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」已明訂超C類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放射性廢棄物最終處置設施進行處置。但在放射性廢棄物處置區方面，如圖六所示，則採國際原子能總署的貯存安全導則要求，可確保所有放射性廢棄物的貯存安全。核反應器設施所產生的超C類廢棄物均會列管追蹤，可確保其最終處置作業的安全。



圖 六、放射性廢棄物處置區示意圖

在我國，依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」進行管制「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」已明訂B類廢棄物應固化包裝，其廢棄物應符合第五條及第六條之規定。B類廢棄物與C類廢棄物混合處置者，應符合C類廢棄物之相關規定。C類廢棄物應固化包裝，其廢棄物除符合第五條及第六條之規定外，應加強處置區之工程設計，以保障結束監管後誤入者之安全。不適合固化或經固化未達品質要求之B類廢棄物及C類廢棄物，得以經主管機關核准之高完整性容器盛裝進行處置。

各類廢棄物依其物理或化學特性、種類等，於美國聯邦法規 (Code of Federal Regulations, CFR) 第 40 冊內詳載有各廢棄物處理技術規範與標準。

與放射性廢棄物管理有關的法規(主要是依據 NRC)整理如下：

1. 10CFR20：Standards For Protection Against Radiation：執行廢棄物處理工作時所需之人員與環境劑量限制等輻射防護的相關規定。我國：游離輻射防護安全標準。
2. 10CFR50：Domestic Licensing Of Production And Utilization Facilities：執行廢棄物處理設施之建置所需安全評估、行動等之相關規定。我國：放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則。

(七) 除役低放射性廢棄物處理技術

茲將目前之除役低放射性廢棄物處理技術分別簡介如下：

1. 機械處理技術(Mechanical treatment technologies)方面

(1) 尺寸縮小(Size reduction)技術

首先進行拆除(Dismantling)動作：將設備移出或拆卸至核設施外，分類或拆除順序規劃以增進處理效率。接著依組件特性進行下列步驟：

- A. 金屬切割(Metal Cutting)：用於從核設施拆卸下來的大型金屬組件(After dismantling)，減少不必要的空間佔用率並且增進包裝效率，例如熱交換器通常具有 50%~70%的空隙空間，需要大量的水底切割/焊接技術。其方法包含電鑽/電鋸、氣動/水動剪切工具、超高壓水力切割、電漿、雷射等。
- B. 木製品切割與刨除(Wood cutting and Planing)，該工作場所需設置 HEPA filter (High efficiency particulate air filter, 高效率粒子空氣過濾器)。
 - a. 切割：
 - I. 受污染的體積較小
 - II. 木質製品受污染的地方通常集中在端點腳座處。
 - III. 切除後未受污染部分的尺寸應考量後續程序是否方便執行。
 - b. 刨除：
 - I. 刨除木質物料的污染面(大面積)
 - II. 受污染的厚度：0.1 cm
 - III. 乾淨(Clean)部分 ⇒ 偵測無慮後直接進入外釋程序
 - IV. 污染(Contaminated)部分 ⇒ 須搭配進一步的減容處理程序。
 - c. 粉碎(Shredding)
 - I. 因應後續減容程序所執行的初步 Size reduction
 - II. 衣服、塑料、紙張、輕金屬、玻璃.....
 - III. 橡膠軟管/PVC 管：會回脹而難壓縮，且不可燃之物質
 - IV. 須搭配進一步的減容處理程序

(2) 壓縮(Low Force Compaction)技術

A. 技術簡介

- a. 3,000~60,000 psi (210 kg/cm² to 4,200 kg/cm²)
- b. 如無抗回彈裝置(anti-spring back devices)，密度僅有 30 lb/ft³ (480 kg-m/m²)
- c. 如有抗回彈裝置，密度可達 60 lb/ft³ (960 kgm/m²)
- d. 若盛裝容器盛裝量未達額定量時，其壓縮樁(ram)必須持續停留在容器中壓縮的位置，以避免回脹的情形發生。

可進一步分成下列三種技術：

- a. 桶內壓縮(Drum compactors)
 - I. 採液壓式的垂直升降設計
 - II. 壓縮後密度: 40 to 60 lb/ft³ (640 to 960 kg-m/m²)
 - III. 減容率: 4:1 to 6:1
 - IV. 廢棄物桶抽氣系統後段須設置 HEPA
- b. 箱形壓縮(Box compactors)
 - I. 包裝後密度: 40 to 60 lb/ft³ (640 to 960 kgm/m²)。
 - II. 減容率: 4:1 to 6:1。
 - III. 包裝體積: 1.4 m³ to 2.7 m³。
 - IV. 須設置 1 或 2 組抗回彈裝置。
 - V. 外形呈方形(1.4 m to 2 m) →可盛裝大型廢棄物。
 - VI. 同樣佔地面積下，相較於圓桶式包裝，可多出 22% 以上的廢棄物貯存空間。
- c. 打包(Balers)
 - I. 自動包捆系統。
 - II. 通常當作 box compaction 之後處理程序，或是 super-compaction 的前處理程序。
 - III. 並未用於北美的核電廠裡，但是在電廠以外的廢棄物處理中心卻經常使用。

B. 超高壓壓縮(Super-compaction)技術

- a. “Bulk” or “Drum”
 - I. 本體(Bulk)：針對未包裝之廢棄物實施高壓壓縮。
 - II. 裝桶(Drum)：針對已裝桶之廢棄物實施高壓壓縮。
- b. 400,000~1,500,000 psi (28,000 kg/cm² to 100,000 kg/cm²)
- c. 壓縮後密度: 60 lb/ft³ (960 kgm/m²) to 70 lb/ft³ (1120 kgm/m²)
- d. 減容效率: 高於 7:1

C. 填充(Overfill)技術

- a. 以體積較小之廢棄物填滿盛裝容器。
- b. 通常用於不可壓縮且不可焚化之難處理廢棄物。
- c. 增進盛裝容器的盛裝效率。
- d. 廢棄物種類:
 - I. 小孔隙物件(Small void spaces): 研磨媒介, 金屬碎屑或小零件, 塵埃, 塗裝碎片, 受污染的細土或砂石、....
 - II. 大孔隙物件(Large void spaces): 橡膠、電纜線、水泥碎塊、...

2. 加熱處理技術(Thermal treatment technologies)

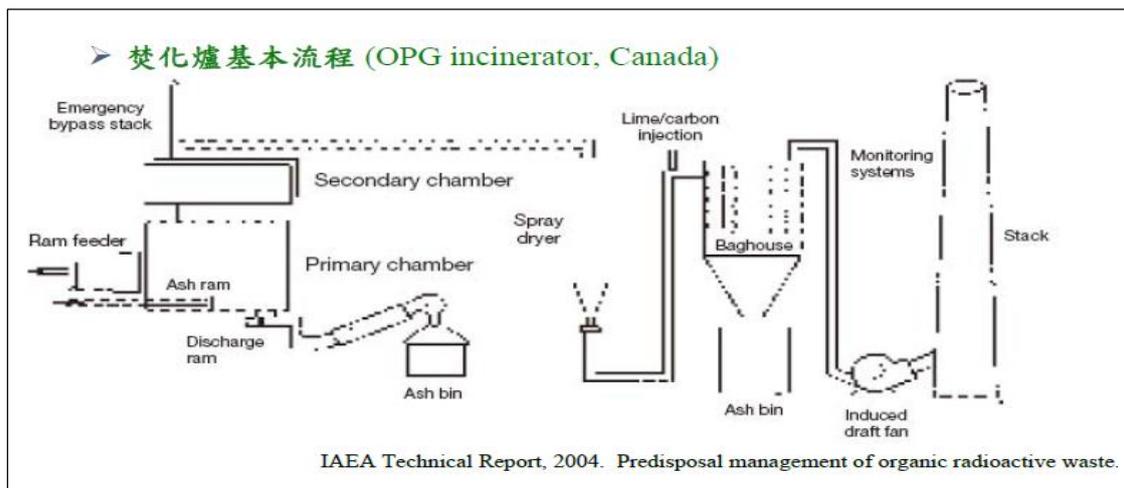
(1) 傳統焚化法(Incineration/Combustion)技術, 如表十所示

- A. 最常見的熱處理手段。
- B. 最終產物: 灰渣(包括飛灰與底渣)→直接裝桶、固化、或是玻璃化後才送至最終處置地點。焚化爐基本流程如表十一所示。
- C. 減容率:
 - a. 一般定義(Typical): 50:1 ~ 100:1
 - b. 濕性廢棄物: lower than 7:1
 - c. PVC(PolyVinyl Chloride, 聚氯乙烯), 含鹵素成分, 或是輻射劑量率(Dose rates)太高者不可用焚化處理。

表 十、傳統焚化法

Facility/site	Start of operations	Capacity	Notes
Ontario Power Generation, Western Waste Management Facility	2002	固體: 2 噸/日, 液體: 45 升/小時	
Consolidated Incineration Facility, Savannah River	1997	固體: 400 公斤/小時 液體: 450 公斤/小時	Designed for PUREX reprocessing solvents, low level and mixed waste
Duratek, Oak Ridge	1989	兩座焚化爐, 每座操作容量大約 200 公斤/小時	Commercial low level waste treatment facility
TOSCA Incinerator, Oak Ridge	1991	700 公斤/小時, 可同時處理固體及廢有機溶劑	Designed for mixed chemical/ radioactive waste

表 十一、焚化爐基本流程



(2) 玻璃化法(Glassification/Vitrification)

- A. 將玻璃基材加熱至 1,000 ~ 1,500°C 高溫熔融狀態 (propane, electric, microwave)，其流程如圖七所示。
- B. 最終產品: 包覆硼矽酸鹽礦物玻璃之固體。
- C. 大多用於高放射性廢棄物(HLW)。
- D. 近年逐漸從熱坩堝技術(金屬容器)發展成冷坩堝技術(玻璃+微波或電漿火炬)。
- E. 減容效率:
 - a. 100:1 for DAW(Dry active waste, 乾性廢棄物)
 - b. 30:1 for resin(樹脂)
- F. 逸氣處理系統會有重金屬灰渣累積及核種散逸之疑慮。
- G. 廢棄物成份必須嚴格控制，否則最終的固化產物的玻璃結構不夠穩固，容易發生崩解的現象。

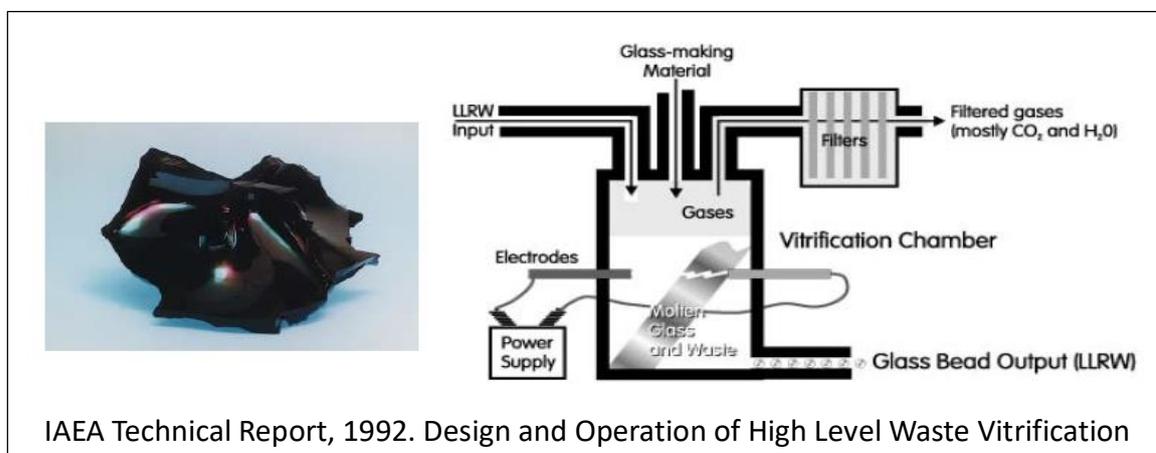


圖 七、玻璃化法流程

- (3) 蒸汽重組/熱裂解法(Steam reforming/Pyrolysis)
 - A. Two stage process(二階段處理):
 - a. 引入過熱的乾蒸汽使廢棄物進行熱裂解反應
 - b. 廢棄物的有機成分將轉變成 CO_2 , CO , H_2O ; 僅有無機成份將留在反應爐體內。
 - B. 減容效率: 於 20:1 至 100:1 之間。
 - C. 最終產物: 金屬氧化物等無機成份。
 - D. 與焚化相比, 須在無氧環境下進行。
 - E. 可用來處理高活度廢棄物(50R/hr)或是濕性廢棄物, 例如樹脂或是活性碳等濾材。
 - F. 揮發性較高之核種如 Cs-137 或 H-3, 將增加逸氣處理系統的負擔。
 - G. 處理前須將廢棄物予以混合→降低處理成本, 但增加處置成本。
- (4) 催化萃取法(Catalytic Extraction (Q-CEP))
 - A. 由美國能源部委託 Molten Metal Technology, Inc. 這家公司從事相關的研究
 - B. 採用高溫熔融態的金屬作為催化劑與溶劑, 使其與廢棄物接觸, 廢棄物可被分解重組成氯化物、陶瓷及金屬
 - C. 減容效率: 30:1
 - D. 可用來處理雜項廢棄物或是高活度廢棄物(10R/hr)
- (5) 金屬熔鑄(Metal Melt)
 - A. 金屬回收/精鍊程序
 - a. 製成鑄錠後當成屏蔽物或是盛裝容器(Recycle)
 - b. 外釋(Release)
 - B. 雖然可視為 100%減容(僅殘留些許金屬熔渣), 卻也因為大量廢金屬、熔鑄後的鑄錠、以及熔渣堆積於熔鑄爐中, 進而大幅提升廠中工作環境的輻射劑量
 - C. 接收標準: 低於 25mR/hr
- (6) 熱脫附(Thermal Desorption)

- A. 利用加熱之方式將受有害物質污染之處加熱至有害物質沸點以上，使吸附於廢棄物表面或廢棄物體孔洞(pore)中之有害物質揮發成氣態後再予以分離處理，其流程如圖八所示。
- B. 熱脫附為物理分離程序，並非熱氧化化學反應
- C. 大多數的有害物質沸點均比放射性核種的沸點來得低，絕大部分的核種在操作過程中應可維持在廢棄物本體上
- D. 依處理溫度可分為：
 - a. 低溫熱脫附(300 °F~600 °F)
 - b. 高溫熱脫附(> 600 °F)
- a. 已經過商業系統運轉證實對除役廢棄物夾帶的有機污染物、鹵素、氮氧化物處理效果良好
- b. 使用限制：
 - I. 對於無機物之處理有效性不佳
 - II. 後續仍須搭配其他減容或安定化法妥善處理
 - III. 熱脫附處理過程中，部份低沸點之污染物如汞或鉛等，會產生許多不同性質之二次廢棄物

熱脫附設備主要區分為加熱單元、氣狀污染物處理單元、殘留物回收處理系統等三個子系統。

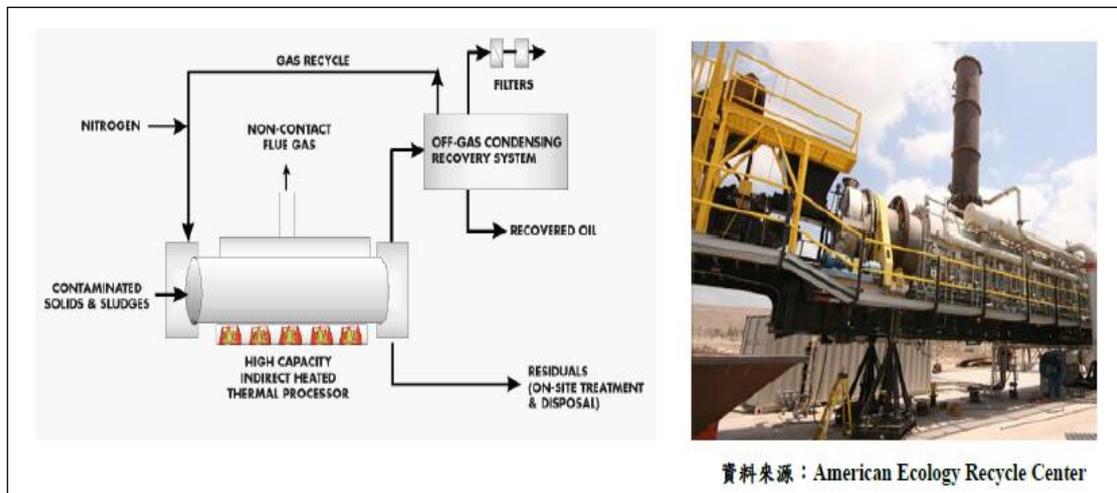


圖 八、熱脫附流程

3. 除污技術(Decontamination technologies)

(1) 目標

- A. 去除污染達外釋標準
 - B. 降低污染以抑低後續處理程序工作人員接受之輻射劑量
- (2) 已具商業規模者:金屬廢棄物與混凝土
- (3) 技術主要分成：
- A. 噴砂研磨(Grit Blasting)
 - B. 乾冰研磨(CO₂ Blasting and Ice Pellet Blasting)
 - C. 高壓水柱(Water Jetting)
 - D. 化學除污(Chemical Decontamination)
4. 穩定化處理技術(Stabilization/immobilization treatment technologies)
- 將放射性核種轉變成低溶解性、低毒性及低移動性之最終安定化形態，可以採用特定方式包埋或形成交聯式的產物，以減少危害疑慮。技術主要分成：
- (1) 固化(Solidification)
- A. 將液態或固液混合態之廢棄物以固化劑轉變成可耐水之固體形態
 - B. 已廣泛應用於各種型態之廢棄物
 - C. 依所使用的固化劑可概略區分成：
 - a. 聚合物類
 - b. 熱塑物
 - c. 水泥系
- (2) 巨匣限(Macroencapsulation)
- A. 指許多廢棄物顆粒或已被微匣限之廢棄物利用整個外圍包裡之方式聚集（例如利用桶包匣）
 - B. 可降低廢棄物接觸到水氣等亦使核種濾出之物質
 - C. 常用膠結原料：cement, polyethylene
- (3) 微匣限(Microencapsulation)
- A. 使廢棄物直接與添加劑形成顆粒包匣作用。
 - B. 與巨匣限相比，匣限添加劑為直接阻絕核種濾出
 - C. 普遍適用於乾粉，鹽，土壤和乾燥污泥等雜項廢棄物
 - D. 膠結原料：cement, polyethylene, 石灰石/飛灰

(4) 固定(Immobilization)

- A. 指將放射性核種以物理或化學方式固定在固體粒子表面上，以降低其遷移性之技術
- B. 離子交換樹脂、吸附濾材、.....
- C. 通常用於二次廢棄物處理程序

(八) 台灣現行對於貯存設施之法規

貯存設施須遵照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及各種營建及水土保持相關法規，貯存設施規劃的內容應包括使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

而依據行政院原子能委員會九十二年七月卅日發布實施之「放射性物料管理法施行細則」第二十六條、第二十八條及九十三年四月七日發布實施之「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」第三條、第四條規定，申請低放射性廢棄物貯存設施建造執照、運轉執照或換發運轉執照者，應撰擬或更新安全分析報告。至於低放射性廢棄物貯存設施之安全分析報告內容，需依據行政院原子能委員會九十四年八月卅日發布實施之「申請設置低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」撰寫。

安全分析報告主要分為十二章進行說明，包括第一章概論(包含緣由及目的、專有名詞、引用法規及設計準則、參考文獻等)、第二章設施綜合概述(包含位置、貯存型式、使用年限、貯存容量及總活度、貯存廢棄物及其盛裝容器之種類與性質、設施內之配置等)、第三章場址特性描述(包含地理環境及特性、地質及地震、水文、氣象、周圍人口概況、交通狀況、其他足以影響設施與建造之場址特性因素等)、第四章設施之設計(包含構造安全設計、輻射安全設計、作業安全設計、輔助系統之設計、公用設施或系統之設計、預防異常狀況或意外事故之設計、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說等)、第五章設施之建造(包含施工特性、施工計畫等)、第六章設施之運轉(包含廢棄物運送、廢棄物接收標準、接收及貯存作業、貯存期間之檢視作業、公用設備或系統操作之簡要說明、貯存設施及各項設備及系統之維護保養作業、檢附作業流程圖、申請運轉執照時須檢附貯存設施運轉程序書清單等)、第七章設施

行政管理、組織及人員訓練計畫(包含管理組織架構、人員編制、人員訓練計畫、審查與稽核、管理程序等)、第八章設施之輻射安全評估(包含正常運作時之安全評估、意外事件之安全評估等)、第九章輻射防護作業與環境輻射監測計畫(包含輻射防護計畫、環境輻射監測計畫等)、第十章保安計畫、消防防護計畫及意外事件應變計畫(包含各計畫內容至少應包括項目等)、第十一章品質保證計畫(品保政策與組織、品保方案、設計管制、工作說明書程序書及圖面、文件管制、採購材料設備及服務之管制、改正行動、品保紀錄、稽查等)。第十二章除役規劃(說明貯存設施未來之除役構想等)。

新建低放射性廢棄物貯存庫為封閉式建築物，耐震能力須符合現行內政部最新耐震設計規範之「建築物耐震設計規範及說明」之要求。

(九) 美國對廠內貯存 LLW 之規範經驗

1. 美國對 LLW 處理法規之歷史演變

美國對於 LLW 處理之法規演變，簡列如下：

- (1) 美國政府(NRC)對於 LLW 之態度一向是傾向最終處置場，70 年代擁有 LLW 最終處置場各州開始反對接受其他州之廢棄物，故美國政府通過 Low Level Radioactive Waste Policy Act (LLRWPA)，其 1986 年重要修正案鼓勵各州建造最終處置場，並給予各種利益誘因，更同意在 1993 年起各州之掩埋場可以自主拒絕其他州或非聯盟體系之廢棄物，且各州若無掩埋場則必須於 1996 前自負廢棄物掩埋之責任，此即為 ”take title” 協定。
- (2) 1992 年美國最高法院否決 LLRWPA 之 ”take title” 協定，認為此協定規定各州若無最終處置場將自負廢棄物之掩埋責任違反憲法，此否決案使得 LLRWPA 之最大誘因喪失。
- (3) 此決定促使無最終處置場各州尋求過渡期貯存“interim storage”，因現存之掩埋場拒絕接之受其他州之廢棄物，故 70%之電廠採取場內暫存方式。
- (4) 現今美國有八處掩埋場，除已經關閉之外，接受各州或契約州有時間期限，或有體積限制之廢棄物，大部分電廠之 LLW 存放於場內之 LLW storage buildings。

2. 電廠運轉時產生放射性廢棄物處理法規

美國 NRC 之法規 10CFR part 50.34 Appendix A 之 criterion 60 "Control of Releases of Radioactive Materials to the Environment" 要求電廠之設計須能夠控制氣態、液態與固體放射線物質之釋出量在合適之範圍內，並對運轉時產生之固體放射線廢棄物有處理之能力。NRC 並與 ANS(美國核能協會)成立工作小組，建立更詳細對於廠內處理固體放射線廢棄物處理之規範 ANSI/ANS 55.1-1979, "Solid Radioactive Waste Processing System for Light-Water Reactor Plants" 。

其中對於貯存放射線廢棄物之廠房構造對於地震產生之影響，例如廠房地表之振動頻率反應 (response spectra for radwaste systems)，混凝土結構須符合美國混凝土學院(American Concrete Institute) ACI 318-77，鋼體部分支應力須符合美國鋼鐵建築學院(American Institute of Steel Construction) AISC 法規，支撐廠房地表需在最大震度時無土壤液化之產生等。

3. 廠內 LLW 貯存場設施之檢核

- (1) 人員訓練與建立組織行政程序，以確保對放射性物質之管控與減少人員劑量。
- (2) 貯存場應建立於有圍牆之安全區域，不可接近電廠廠區邊緣，或易淹水區。
- (3) 貯存場(或建築)應具備測 煙/火 之檢測器，以及適合各種廢棄物之消防裝置。警報系統應設置於人員控管之控制室或警衛管理室，檢測器應定時測試。消防水之收集與排放(以免損及貯存場設備)。非可燃物廢棄物可不需設置消防裝置。若使用氣體消防設置(例如 CO₂)，應使用連鎖(Interlock)裝置以避免誤觸氣體排放系統時，導致場內人員受傷 (例如與電燈連線)。
- (4) 場內排放或外界滲入之液體若測出放射性需使用放射性廢料 (Radwaste)系統處理。液體收集系統須確保無滲漏至貯存設備。液體收集系統須具備水位監測與排放能力(例如高水位幫浦)。警報系統應設置於人員控管之控制室或警衛管理室，檢測器應定時測試。
- (5) 廢棄物應置於屏蔽物內，此屏蔽物須具承受 SAR(Safety analysis report, 安全分析報告)中 design basis events(設計基準事件)之能

力。露天壕溝式(Berm)貯存方式須考慮雨水或廢棄物滲漏之收集。廢棄物包裝容器應防止因天候所造成之腐蝕。液體廢棄物(resin, filters)應防止冬天結冰。混凝土容器及設施結構應防止冷熱氣候造成之材質裂縫。

- (6) 處存場需具備將廢棄物包裝容器提升之能力，以避免例如積水等意外。
- (7) 貯存場設施應考慮未來運送或掩埋時所需之潛在再處理需求。
- (8) 貯存設備應遠離極端溫度與濕度之處(例如鍋爐室)。
- (9) 包裝容器應有抗火災與水災之能力，防火與防水之系統應做經常性檢查。
- (10) 通風系統應適當配置與測試。
- (11) 包裝容器若有損壞應讚安全下進行更換。
- (12) 各種防火煙測、集水與警報系統、安全警報系統等應做例行之測試、監視、維修及記錄。

4. GTCC 之貯存規範

美國至今尚無存放 GTCC 之掩埋場，故各電廠均將 GTCC 存放於廠內。2001 年 NRC 修正 part 72 允許 GTCC 貯存於場內之 interim spent fuel storage installation (ISFSI)，此修正對於核能界之影響有：

- (1) GTCC 之長期貯存設施將與 part 50 之運轉執照無關，除役結束時 part 50 執照即結束。
- (2) 核能界長久以來嘗試改變運轉方式以減少 GTCC 產生，亦因此而顯得不需要。

5. 廠內貯存 GTCC 之規範

電廠可選擇將 GTCC 貯存於 ISFSI 或獨立之 LLW 貯存設備。

- (1) 若選擇 ISFSI，則規範如下：
 - A. 所有場內 LLW 貯存設備之規範亦適用。
 - B. 電廠須將如何防止任何潛在危險，包括器具、設計、運作計畫、包裝、運送等分析結果紀錄於 SAR。
 - C. SAR 中安全分析部分應加強與用過燃料之 ISFSI 可能產生之危險。
 - D. 用過燃料貯存於 ISFSI 之品保(Quality assurance)規劃亦適用於 GTCC。

- E. 設備啟用前應進行人員訓練、設備測試、運送安全、及控管督導等項目。
- F. ISFSI 之包裝應考慮未來送去掩埋場時可能之重新包裝。
- G. 液態 GTCC 不可使用 ISFSI 包裝。

(2) GTCC 若選擇貯存於場內獨立 LLW 設備，則規範如下：

- A. 所有場內 LLW 貯存設備之規範亦適用。
- B. GTCC 貯存於 LLW 設備具有包裝容器選擇之變通性優點，此優點非常適合用於尚未分類或評估做再處理之廢料貯存。
- C. GTCC 若非包裝於 ISFSI 或類似容器，則運送至掩埋場前應進行再包裝。
- D. 脫水之 GTCC 廢棄物應(建議)貯存於場內 LLW 設備。

(十) 美國對於 LLW 貯存建築之規範

對於場內興建之放射性廢棄物之貯存建築、系統與元件(SSC), NRC 在 REGULATORY GUIDE 1.143 (2001) 內加入了更詳細的規範，例如對 SSC 必須滿足之法規與準則(Code)，如表十二所示。

表 十二、放射性廢棄物之 SSC 必須滿足之法規與準則(Code)

元件	設計 & 建造	材料	焊接方式	檢測方式
建築-水泥	ACI-318 or ACI 349 ^{3,4}	ACI-318 or ACI 349	ACI-318 or ACI 349	ACI-318 or ACI 349
建築-鋼材(熱軋)	AISC-ASD or AISC LFRD or AISC N-690(S327) ^{2,4}	ASTM-A36	AWS-D1.1	AISC Standards and AWS Standards
建築-鋼材(冷成型)	AISI SG-673	ASTM-A500	AWS-D1.3, D9.1	AISC Standards and AWS Standards
管路&閥門	ANSI/ASME B31.3 ^{5,6}	ASME-Sec. II ⁷	ASME, Sec. IX	ANSI/ASME B31.3
常壓儲槽	API-650	ASME Sec. II	ASME, Sec. IX	API-620
儲槽(<15psig)	API-620	ASME Sec. II	ASME, Sec. IX	API-650
壓力容器&儲槽(>15psig)	ASME BPVC Div. 1 or Div. 2	ASME Sec. II	ASME, Sec. IX	ASME Section VIII, Div. 1 or 2
幫浦	API-610; API-674; API-675; ASME BPVC Section VIII, Div. 1 or Div. 2	ASTM A571-84(1997) or ASME Sec. II	ASME, Sec. IX	ASME BPVC Code Section III, Class 3 ⁸
熱交換器	TEMA STD, 8th Edition; ASME BPVC Section VIII Div. 1 or Div. 2	ASTM B359-98 or ASME Sec. II	ASME, Sec. IX	ASME Section VIII, Div. 1 or 2
暖氣、通風與空調控制系統	SMACNA Stds. ^{6,9}	ASTM F856-97 ASTM C1290-00	AWS-D1.1, D1.3, D9.1	SMACNA Stds
導管&電纜橋架	NEMA TC2-1998 NEMA VE1-1998	ASTM B633-98, A123/A123M-01 NEMA TC2, VE1	AWS-D1.1, D1.3, D9.1	NEMA TC2-1998, NEMA VE1-1998
防火系統	NFPA-13 ^{6,10} ; NFPA-14	ASTM-A795	AWS-D1.1, D1.3, D9.1, D10.9	NFPA-13
軟管和軟管接頭(MRWP)	ANSI/ANS-40.37	ANSI/ANS-40.37	ANSI/ANS-40.37	ANSI/ANS-40.37

對於足以產生安全顧慮之天然與人為因素，SSC 所需符合之安全設計規範，如表十三所示。

表 十三、足以產生安全顧慮之天然與人為因素，SSC 所需符合之安全設計規範

天然/人為因素造成負荷	分類(Classification)		
	RW-IIa(高危害)	RW-IIb(危害)	RW-IIc(非安全)
地震	OBE or 1/2 SSE	ASCE 7-95, Category III ¹ or UBC 97, Category 2 ²	ASCE 7-95, Category II ¹ UBC-97, Category 4 ²
強風	ASCE 7-95, Category III ¹	ASCE 7-95, Category III ¹	ASCE 7-95, Category II ¹
龍捲風	ANS 2.3 at a Probability of 1×10^{-5} /yr or three-fifths of Criteria in Regulatory Guide 1.76, Table 1.	Not Required	Not Required
龍捲風 & 導彈攻擊	A. 75 lbs, 3 in. nominal diameter sch. 40 pipe. Maximum velocity 0.4 x max. wind speed horizontal and 0.28 times max. wind speed vertical direction. ³ B. Automobile wt. 4000 lbs with frontal area of 20.0 sq. ft. traveling horizontally at 0.2 times maximum wind speed horizontally and 0.14 times maximum wind speed up to a height of 35 ft above grade. ⁴	Not Required	Not Required
洪水氾濫	Regulatory Guide 1.59, one-half of the PMF. ⁵	ASCE 7-95	ASCE 7-95
積水, 積雪	ANS 2.8 at probability of 1×10^{-3} /yr or Regulatory Guide 1.59, one-half precipitation specific for the PMF. ⁵	ASCE 7-95, Category III ¹	ASCE 7-95, Category II ¹
固定設備之意外爆炸	To be evaluated on a case-by-case basis, plant-specific definition.	Not Required	Not Required
運輸工具意外爆炸	See Regulatory Guide 1.91.	Not Required	Not Required
惡意攻擊車輛	Regulatory Guide 5.68 or plant-specific definition.	Not Required	Not Required
小型飛機墜毀	Plant-specific definition	Not Required	Not Required

美國電力研究機構 EPRI 基於各電廠需要更明確之廠內貯存放射性廢料之規範，故參考各電廠之經驗與技術問題，提出一指導守則 (Guideline)，供電廠參考。相對於 NRC 著重於設施之設計與建造規範，EPRI 之研究著重於運轉設施之規範。EPRI 對於廠內貯存放射性廢料之規範細分為下列部分：

1. 設施運轉前評估：包括申請執照，撰寫安全分析報告(Safety analysis report)等。
2. 設施運轉之平日紀錄：包括工作人員訓練，設施存量之改變(增加量)等。

3. 廢棄物之貯存桶(箱)之要求:包括符合 ALARA 以及輻射規範,防腐蝕生鏽等。
4. 貯存之廢棄物型式: 包括防火災, 防氣體洩漏等考量。
5. 設施運轉之監控: 包括單一貯存桶之監控, 符合 ALARA 以及輻射規範等。
6. 超 C 類廢料貯存: 此研究首度提出貯存 GTCC 於廠內貯存用過燃料棒之乾式貯存場 (ISFSI, interim spent fuel storage installation), 此貯存 GTCC 方式已被很多美國電廠採用。
7. 結束設施運轉之考量: 包括一切之清理工作。

四、研析比較國內外除役放射性廢棄物處理貯存設施之設計基準與安全要求

(一) 各類除役廢棄物包裝容器之原則

無論是用過之核廢料與除役所產生之放射性核廢料如 GTCC 均須放置於高放射性廢料最終處理場。然而在近 50 年內此場址之位置與興建仍是未知數, 故須對此高放射性核廢料進行中期貯存。超 C 類廢棄物(GTCC)因其輻射強度高, 目前均是與用過燃料一起乾式貯存。美國大部分之除役電廠, 均將 GTCC 廢棄物均強制切割至能裝入用過燃料之貯存鋼筒, 此為美國 NAC 國際公司, 所發展之「通用式多用途密封鋼筒系統」, 貯存系統主要的組件有密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱。密封鋼筒之設計係用以貯存用過核子燃料, 並提供密封之環境, 避免放射性物質或燃料顆粒外釋, 未來亦具有廠外運送之功能。混凝土護箱提供輻射屏蔽和自然對流冷卻之環境; 亦為密封鋼筒提供保護。傳送護箱主要用來傳送密封鋼筒至混凝土護箱中, 並作為封焊上蓋時之臨時屏蔽; 未來有必要時也可被用來從混凝土護箱傳送密封鋼筒至廠外運送護箱。

能源部(DOE)負責提供容器的驗收準則, 這些容器是用來運送 GTCC 廢料到監測回收式貯存(Monitored Retrieval Storage, MRS)設施或 ISFSI 貯存 GTCC 廢料。DOE 已發展多個可供上述用途使用的容器, 這些容器將可用於 ISFSI 貯存, 減少在貯存階段末期廢料重新包裝的可能性。無論如何, 計畫都必須考慮最終處置 GTCC 廢料時, GTCC 廢料重新包裝的可能性, 這些重新包裝可能發生在 ISFSI 或最終處置場,

在長程規劃中須提及這些考量。此外 NRC 對於 GTCC 廢棄物貯存容器禁止將物料混合存入同一只貯存罐，以避免發生明顯的化學、電化學或其他反應；在接收 GTCC 廢料之前，持照者必須將如何避免任何 GTCC 廢料貯存可能發生的不良反應，寫入安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)中 SAR 必須包含設備及設施之設計、規劃操作之描述，及安全的接收、搬運、包裝、貯存及轉移 GTCC 廢料等重要資訊。在安全分析報告中，敘述 GTCC 廢料的貯存，及與安全有關的結構、系統及元件等等。在 NRC 10CFR Part 72 最終法規制定中只允許固體 GTCC 廢料存入 ISFSI(包括脫水樹脂)，禁止液體 GTCC 廢料存入 ISFSI。因此，許多商業核能電廠在貯存超 C 類放射性廢棄物時，大部分仍使用與用過核子燃料貯存罐與護箱相同規格之 容器來貯存。綜合美國 NRC & IAEA 除役廢棄物包裝容器之原則如表十四所示。

表 十四、綜合美國 NRC & IAEA 除役廢棄物包裝容器之原則

分類	形成原因	形式	儲存容器
A(短半衰期、低度污染)	被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Sr-90(28.1 年)核種造成表面低度污染。	低放廢料	鋼筒鋼箱
B(短半衰期、高度污染)	被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Sr-90(28.1 年)核種造成表面或銹垢層高度污染。		特殊材質高完整性容器
C(短長半衰期、低度污染)	被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Ni-59(8.萬年)、Nb-94、Pu-241、Cm-242、Ni-63 核種造成銹垢層高度污染。	中放廢料	特殊材質高完整性容器
超 C(GTCC)(高度活化)	本身材料被活化，含有高量 Ni-59、Nb-94、Co-60 活化金屬，被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Sr-90(28.1 年)核種造成表面低度污染。	高放廢料	與核燃料相同等級之儲存箱/筒

(參考黃秉修，”核能電廠除役工程概念之探討”，台電核能月刊，102 年 5 月，365 期 P.45)

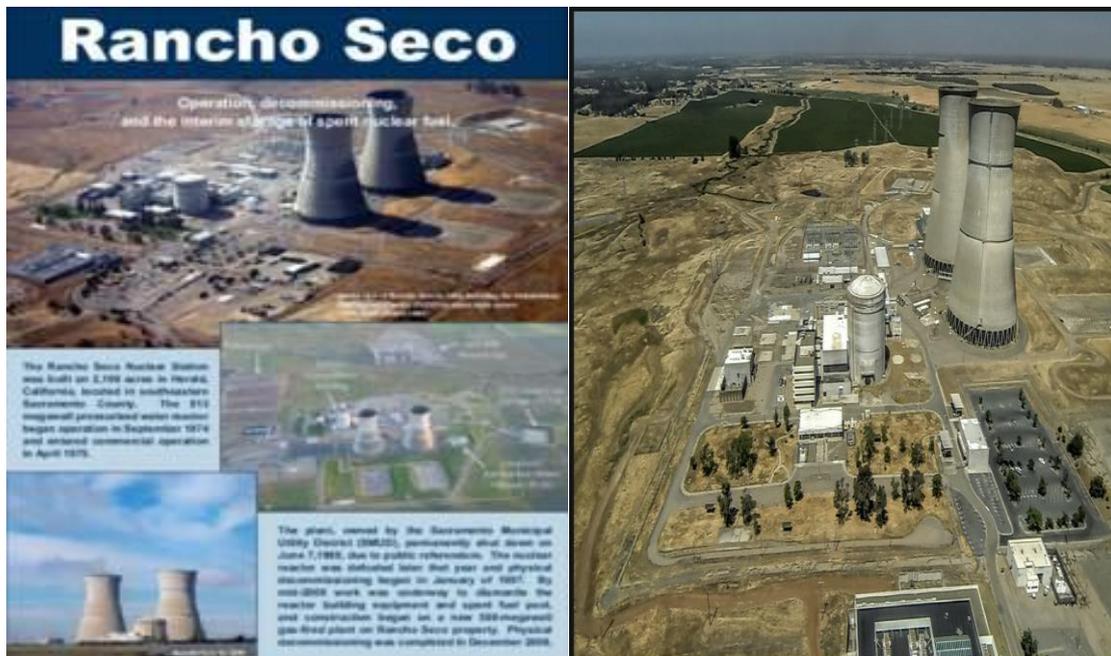
(二) 除役放射性廢棄物處理與處置—貯

存於廠內適當設施之案例

1. 除役放射性廢棄物處理與處置—美國 Rancho Seco 電廠為例

Rancho Seco 電廠，如圖九所示，擁有者和經營者是 Sacramento Municipal Utility District (SMUD)，是一座由 Babcock and Wilcox (B&W) 所設計的 913MWe 2迴路 PWR。於 1975 年開始商業運轉，在 1989 年 6 月經由公民投票決定停止運轉，隨即進入 SAFSTOR 狀態，並以累積的除役基金來支援電廠拆除。與其他的電廠相比較，Rancho Seco 電廠的供電運轉時間是相當有限的，因此反應器內部組件活性只佔輻射總活性的一小部分，也因此允許討論更靈活地內部組件切割程序。

Rancho Seco 電廠除役，如圖十所示，計畫特點：RPV 爐體切割拆除，而非整體移除(one piece removal)，Class A 放射性廢棄物運送到 Clive(Utah 最終處置場)，廠內建立 ISFSI 貯存用過核燃料以及 GTCC 廢棄物(占地 10 英畝)，廠內建立中期貯存廠房(Interim Onsite Storage Building, IOSB)，容納除役產出的 Class B、C 放射性廢棄物。



圖九、Rancho Seco 電廠



左圖為核能反應器之圍阻體建築拆除作業



左圖為核能反應器之圍阻體建築移除作業



左圖為核能反應器之蒸氣產生器移除作業

圖 十、Rancho Seco 電廠除役狀況圖

Rancho Seco 電廠除役重要里程如表十五所示

表 十五、Rancho Seco 電廠除役重要里程

1989年6月	停止運轉進入SAFSTOR
1991年	決定採取用過燃料乾式貯存，強化SAFSTOR狀態
1997~1999年	先期除役計畫(拆除汽機廠房系統與部分桶槽)
1999~2007	全廠除役
2002年	完成用過燃料乾式貯存(ISFSI) 共有21組燃料密封鋼筒與護箱
2004-2007	輔助廠房、反應器廠房、用過燃料廠房主要組件拆除、裝箱並運送到猶他州(Utah) Clive處置場

● 廠區內建立放射性廢棄物中期貯存廠房

美國其他已完成除役之核能電廠，原廠址內僅留存用過燃料貯存場 (ISFSI only)，但Rancho Seco電廠在廠區內建立中期貯存廠房 (Interim Onsite Storage Building, IOSB)，用以容納除役產出的Class B、C放射性廢棄物。在美國核管會官方網站上，Rancho Seco電廠除役現況加註Rancho Seco has a low-level waste storage facility in addition to its ISFSI，但仍歸類為完成除役之電廠(請參閱Fact Sheet on Decommissioning Nuclear Power Plants，<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/decommissioning.html>)。國內低階放射性廢棄物永久處置場設置困難重重，假設核一廠開始除役後，仍無永久處置場容納運轉與除役產生之廢棄物，在廠區內預先規劃中期貯存廠房，可能是電廠除役策略必須思考的方向。所謂放射性廢棄物延長貯存(extended storage)之觀念與作為，及其衍生的相關技術議題，如法規要求、廢棄物數量估算、長期貯存容器需求等，都必須提前規劃研究。

2. 除役放射性廢棄物處理與處置—德國為例

德國核電廠除役之固體及液體放射廢棄物，須經除污、減容處理後(如圖十一所示程序)，依放射性強弱程度進行分類、包裝、貯存、再運輸至最終處置場。以德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物經有效率之除污、減容處理後，其放射廢棄物僅佔總廢棄物重量之 1.8%，如圖

十二所示；其放射廢棄物以 MOSAIK 及 Konrad 不同貯存容器進行包裝，總數約為 596 個，如圖十三所示；同時，將這些貯存容器暫時置放於核電廠內建置之廠房內，如圖十四所示，等待進一步運輸至最終處置場。

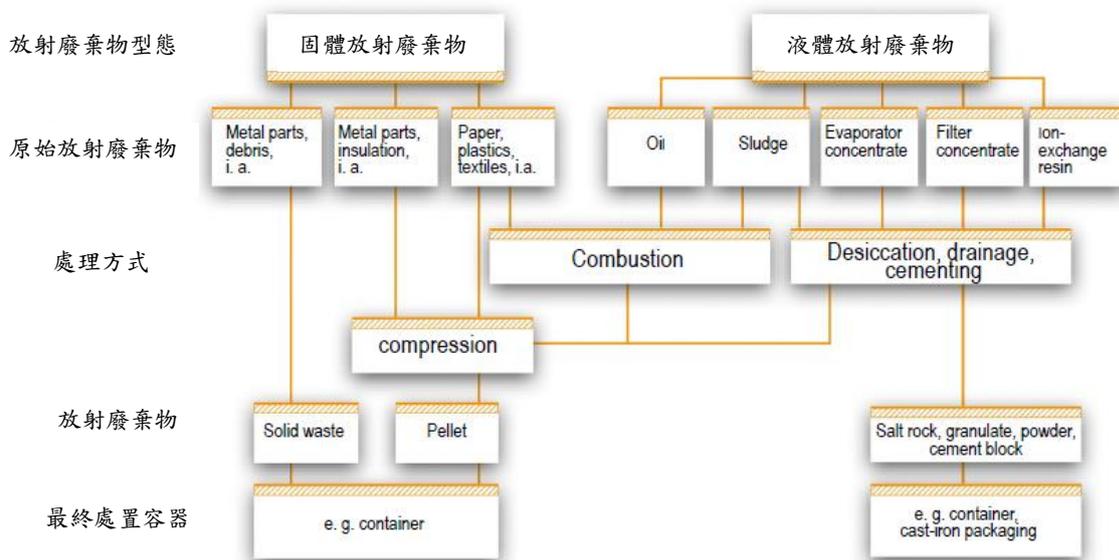


圖 十一、德國核電廠除役之固體及液體放射廢棄物經除污、減容處理

以德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物之總重量為例



評估其產出之放射廢棄物之總重量

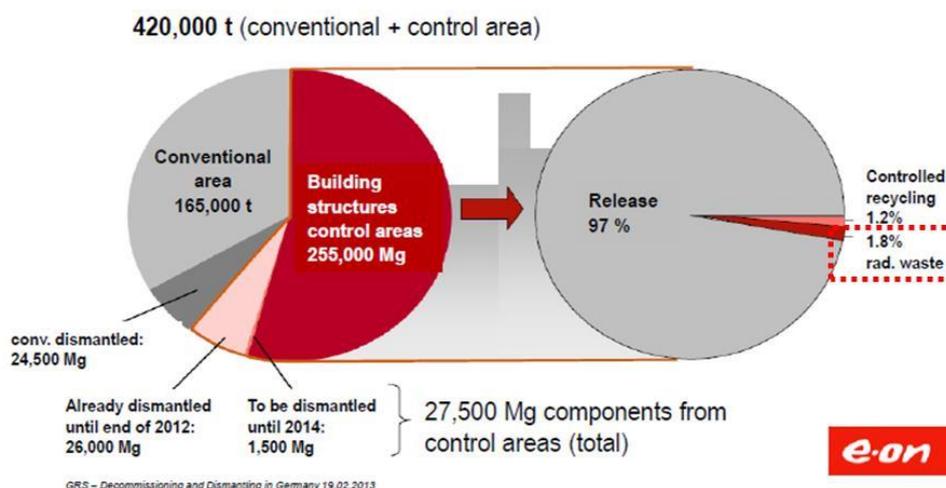


圖 十二、德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物經有效率之除污、減容處理後狀況

放射性貯存容器種類	桶數
MOSAIK Container	245
Konrad-Container Typ III	117
Konrad-Container Typ IV	206
Konrad-Container Typ V	28
Sum	596

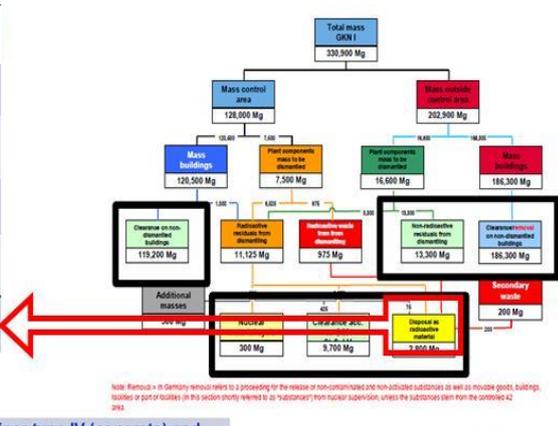


圖 十三、德國 Wuergrassen 核電廠除役放射廢棄物經有效率之除污、減容處理後，包裝於不同貯存容器狀況



圖 十四、德國 Wuergassen 核電廠除役放射廢棄物儲放狀況

3. 除役放射性廢棄物處理與處置—西班牙 Zorita 核電

廠為例

Zorita 核電廠，又名 José Cabrera 核電廠，位於 Almonacid de Zorita, Guadalajara，是一座單一機組 160 MWe 壓水式核電廠，自 1968 年開始營運，歷經 38 年運轉，於 2006 年 4 月 30 日永久停機，並展開實質除役工作。進行拆除工作前，有數項重要的準備工作，其中將用過核子燃料自燃料池移出至暫存設施為最主要且最關鍵的準備工作。Zorita 核電廠鳥瞰圖及主要設施分別如圖十五及圖十六所示。



圖 十五、Zorita 核電廠鳥瞰圖

- 1 Reactor Building
- 2 Turbine Building
- 3 Auxiliary Building
- 4 & 9 Offices and Workshops
- 5 & 6 Transformer and Diesel
- 7 Liquid Effluent Treatment Building
- 8, 11 & 16 Radioactive Waste Stores
- 10, 12 & 17 Conventional Stores
- 13 Electric Park
- 14 Liquid Release Line
- 15 Cooling Towers
- 18 Radiological Control
- 19 ISFSI



圖 十六、Zorita 核電廠主要設施

Zorita 核電廠用過核子燃料的處理工作有三個重要關鍵點，分別是：

- (1) 2006 年電廠業主 Unión Fenosa Generación 公司獲得西班牙工業、觀光及貿易部（Ministry of Industry, Tourism and Trade）核准興建用過核子燃料乾式貯存設施。
- (2) ENRESA 公司的乾貯規劃獲得西班牙核子安全委員會（Nuclear Safety Council, NSC）核可後，開始建造乾貯護箱及擴建用過核子燃料的乾式貯存設施，如圖十七所示。
- (3) 2009 年，用過核子燃料成功移入乾式貯存設施。從此，Zorita 核能電廠便進入拆除及廢棄物移除階段。

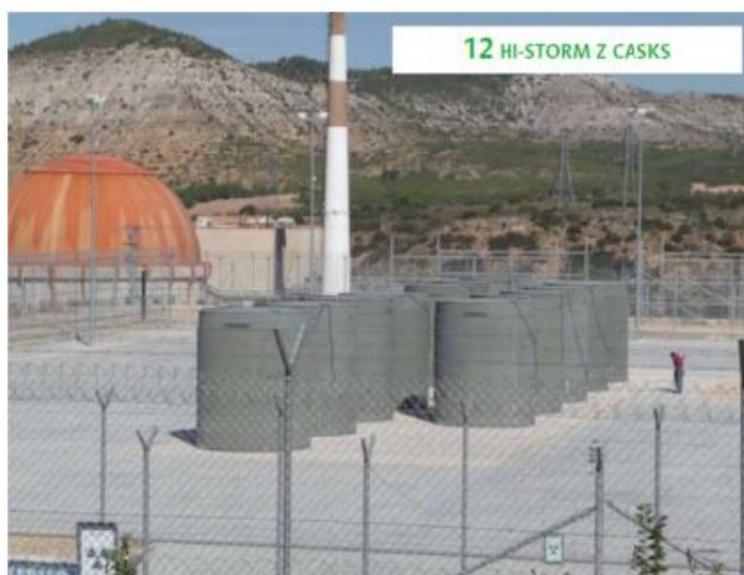


圖 十七、Zorita 核能電廠用過核子燃料的乾式貯存場

西班牙國家放射性廢棄物公司，屬於國營企業，成立於1984年，股東包含SEPI (National Industrial Holding) 和CIEMAT(Centre for Energy-Related , Environmental and Technological Research)等政府單位，負責西班牙放射性廢棄物管理和核設施除役的執行。

依照西班牙政府訂定放射性廢棄物管理政策，每四年修訂「一般放射性廢棄物管理計畫(General Plan of Radioactive Wastes)」，並制定相關的策略及活動，進行廢棄物管理，符合該國對放射性廢棄物之管理規範，統籌規劃西班牙的核後端業務工作，目前執行四個西班牙國內核設施除役相關專案：

- A. Zorita核能電廠的除役計畫；
- B. CIEMAT研究中心的核設施更新整合計畫；
- C. Vandellós I 核能電廠的除役與拆除；

D. 鈾礦與鈾濃縮設施的環境復原

Zorita核能電廠之廠內設施改建方面，汽機廠房改建為放射性廢棄物處理場所，其目的為：

- A. 作為除污與組件切割之工作站
- B. 用於廢棄物容器封裝處理
- C. Ce-2a(LILW容器)之貯存庫，可存放90個Ce-2a

變更項目包含：

- A. 石綿(asbestos)移除
- B. 汽機及相關設備移除
- C. 相關土木改建作業
- D. 吊裝設備變更
- E. 新增通風設備系統
- F. 混凝土製造站(用於固化廢棄物包件)
- G. 最終測試

(1) 廢棄物容器及包裝

- A. 放射性廢棄物分級(西班牙)，共分為三級：VLLW、LILW 及 HLW，如表十六所示。

表 十六、西班牙放射性廢棄物分級

分級	分級說明
Very Low Level Wastes (VLLW)	<ul style="list-style-type: none">• 比活度非常低；<100 Bq/g• 管理需求較少
Low and Intermediate Level Wastes (LILW)	<ul style="list-style-type: none">• 低比活度• β-γ 射極• 半化期小於30年• 貯存過程中不會放能
High Level Wastes (HLW)	<ul style="list-style-type: none">• 半化期超過30年• 貯存過程中可能會放熱• α射極

- B. 放射性廢棄物容器選擇，依除役廢棄物種類而採用不同裝載容器，如表十七所示。而不同裝載容器之尺寸、最大載重及用途如表十八所示，其裝載容器實際照片如圖十八所示。

表 十七、Zorita 核能電廠依除役廢棄物種類而採用不同裝載容器

除役廢棄物種類	裝載容器
超C類廢棄物	HI-SAFE(Holtec)
大型組件	LILW:Ce-2a/b, CMT VLLW:CMB, CMD
金屬碎屑	CMB, CMD, CMT
混凝土塊	CMB, CMT, Ce-2a, Big Bag
刨除之混凝土(包含碎石)	220 L Drums
可壓縮之廢棄物	CMD, CMT
土壤	CMD, Big Bag
電纜(包材部分)	220 L Drums
濾網、過濾材	CMT, Ce-2b, 220 L Drums
廢樹脂	220 L Drums
污泥、油類	220 L Drums
熱絕緣材、木頭	CMB, CMD, CMT

表 十八、Zorita 核能電廠不同裝載容器之尺寸、最大載重及用途

容器	尺寸(mm)	最大載重(kg)	用途
Big Bag	1000 x 1000 x 1000	1,000	通風空調、管路絕緣、土壤等 低污染廢棄物
220 L Drum	Φ600 x 900(H) 內部體積:0.22m ³	700	可壓縮且有污染的乾性廢棄物 為主，如刨除的混凝土與其它 處理後的廢棄物
CMB/CMD/CMT	1740 x 870 x 870(H) 內部體積:1.32m ³	2,000	金屬廢棄物(管線)、電纜、被活 化或污染的混凝土
Ce-2a/2b	2000 x 2000 x 2000 2000 x 2000 x 1000	25,000	大型組件、反應爐切割組件
GWC(MPC)	Φ1710 x 2940(H)	14,000	切割後的反應爐內部組件
HI-STORM 100Z	-	-	ISFSI



圖 十八、Zorita 核能電廠裝載容器實際照片

Zorita核能電廠之放射性廢棄物估計約4000噸，其中40噸是爐內組件高放射性廢棄物(GTCC)，其餘為低階放射性廢棄物，如圖十九所示。

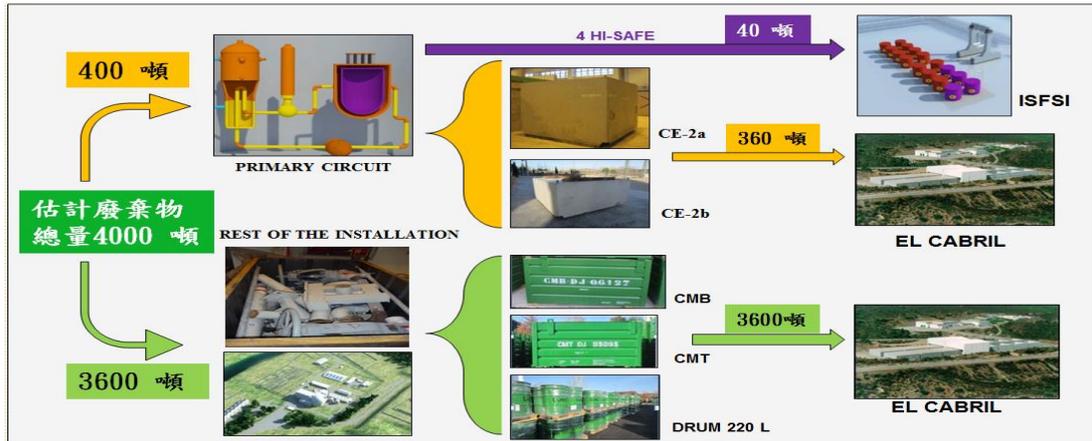


圖 十九、Zorita 核能電廠之放射性廢棄物總量估計及後續裝載容器與處置

(2) 高階放射性廢棄物包裝

Zorita核能電廠之放射性廢棄物中，40噸是爐內組件高放射性廢棄物（GTCC），規劃以4個用過燃料乾式貯存容器盛裝，如圖二十所示。其裝載過程及最後置放於ISFSI，如圖二十一所示。

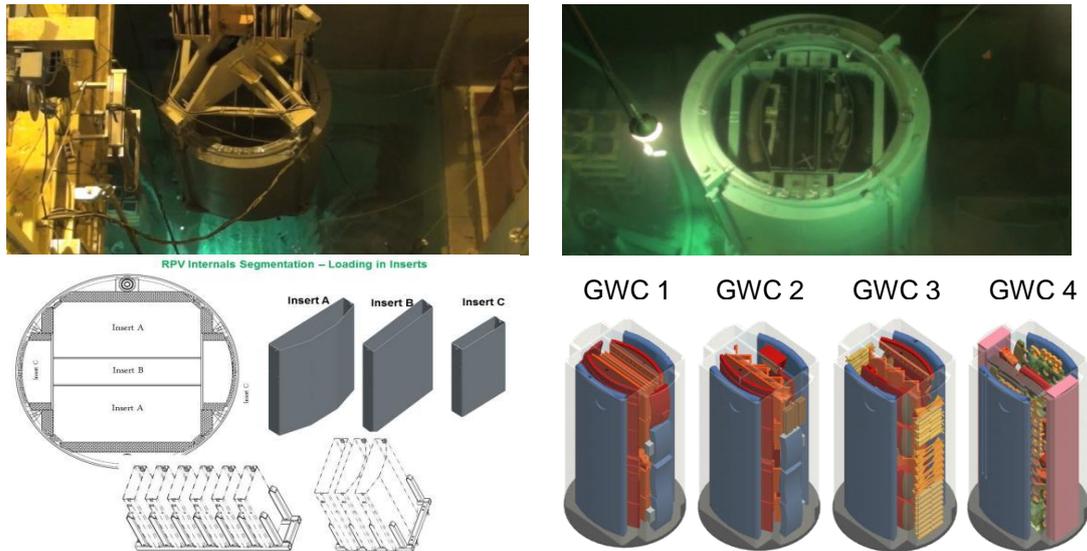


圖 二十、40 噸爐內組件高放射性廢棄物（GTCC），以 4 個用過燃料乾式貯存容器盛裝

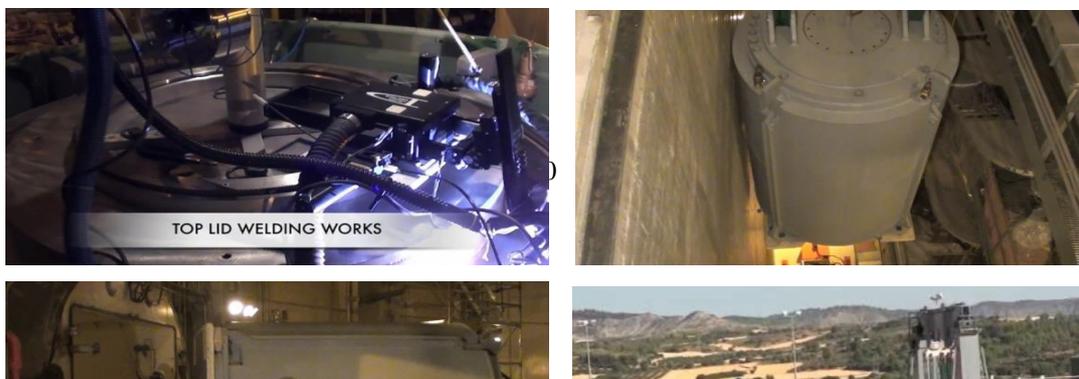


圖 二十一、GTCC 裝載過程及最後置放於 ISFSI

(3) 低階放射性廢棄物包裝

低階放射性廢棄物以一般廢棄物容器盛裝(CE-2A、DRUM 220L...)，檢整盛裝後使用水泥固化封存，送到低放處置中心貯存(EL CABRIL)，如圖二十二所示。



圖 二十二、Zorita 核能電廠之低階放射性廢棄物後續裝載容器與處置

4. 除役放射性廢棄物處理與處置—日本為例

目前日本已有 11 座核能電廠(含小型發電用反應器)永久停止運轉，其中 1 座完成除役、4 座進行除役中、6 座進行災後除污檢測中，其餘分別為廠址開放準備中或安全貯存準備中。

日本目前將使用核能之設施、放射性廢料分類及儲放放射性廢料的

策略如圖二十三及圖二十四所示，其中可以清楚得知核電廠設施之放射性廢料基本上可分成非常低活性(Very Low-Level)、低活性(Low-Level)、相對高活性(Relatively high-Level)等三種，而其儲放放射性廢料的相對應方法則分別為近表面溝渠式(Near-Surface Trench)、近表面孔洞式(Near-Surface Pit)、次表面式(Sub-Surface, 50~100m 深度)等三種，其示意圖如圖二十五。至於其放射性廢料亦進行處理並暫時儲放於中期貯存庫內，如圖二十六，等待進一步之終期處置。

核能相關設施及其放射性廢棄物來源、分類及貯存方式

核能設施	放射性廢棄物來源	放射性廢棄物分類	貯存方式	
Nuclear Power Plant	Concrete, metal	Low-Level Radioactive Waste	Very Low-level	Near-Surface (Trench)
	Liquid waste, filters, used equipment, other used material		Low-Level	Near-Surface (Pit)
	Control rods, core internals		Relatively High-Level	Sub-Surface ⁽¹⁾
U-Enrichment/ Fuel Fabrication Plant	Used material, sludge, used equipment	High-Level Radioactive Waste	Uranium Waste	Near-Surface (Trench, Pit), Sub-Surface, Geological ⁽²⁾
Reprocessing/ MOX Fuel Fabrication Plant	Parts of fuel elements, filters, liquid waste		Waste including TRU	Near-Surface (Pit), Sub-Surface, Geological
Reprocessing Plant	Vitrified waste	High-Level Radioactive Waste	Geological	
All Plants	Most of waste from decommission	Level below the Clearance Level	Recycle, Dispose as industrial waste	

 Regulation is enforced.
 Note: (1) 50 to 100m deep (2) 300m deep or more

圖二十三、日本使用核能之設施及其放射性廢料分類

放射性廢棄物分類及貯存方式之安全策略示意圖

■ 考量放射性廢料之分類，其合理及有效率之管理→應將物理屏蔽及獨立阻隔之效應、輻射強度衰減等納入風險管理及長期安全策略

Radioactivity Level	Disposal	Depth (m)
Very Low	Near-Surface Disposal Trench (without engineered barrier), Concrete Pit Sub-Surface Disposal Disposal at a depth with sufficient margin for conventional underground use (50 to 100m) Geological Disposal Geological layer deeper than 300m	0 (Surface)
Relatively Low		50~100
Relatively High		300 or more
Extremely High		

圖 二十四、日本核能設施之放射性廢料儲放策略

在日本的反應器管制條例中指出：放射性廢棄物應該依其所屬型態(如氣體、液體、固體)進行排放、處理、貯存或終期處置時，需遵循相對應之方法。以液體放射性廢棄物為例，強調排放時須使用排放設施、處理時需儲放於避免液體放射性廢棄物外露之儲放桶、需於避免液體放射性廢棄物外露之焚化爐內進行焚化步驟、貯存或終期處置時需包裝或固化於避免液體放射性廢棄物外露之儲放桶。

日本依照放射性廢料分類之貯存方法示意圖

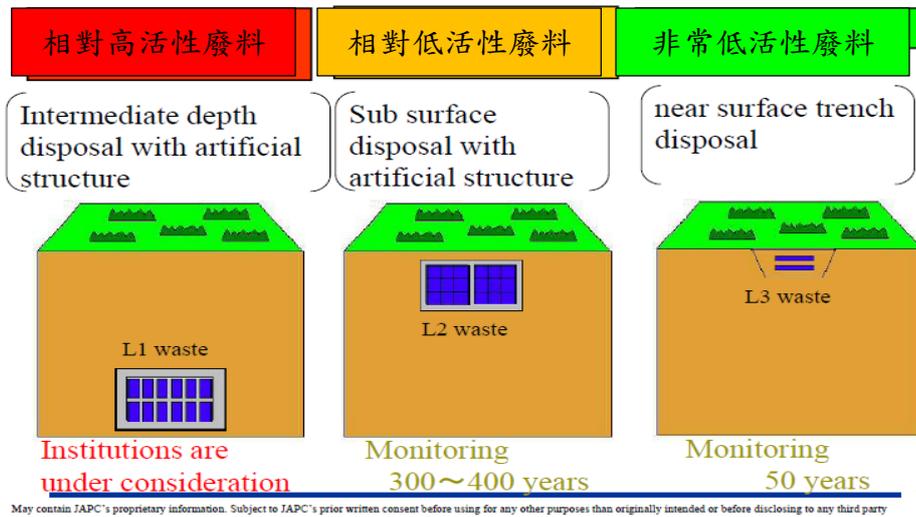


圖 二十五、日本儲放放射性廢料的相對應方法

“Waste Management” defined in the Reactor Regulation Act

The Reactor Regulation Act stipulates “Waste Management”, regulations concerning the disposal of radioactive waste through the burial method, categorizing these as “Category 1 Waste Disposal” and “Category 2 Waste Disposal” according to the radioactive concentration of waste to be disposed of.

In addition, said act defines the storing radioactive waste outside of plants or processing radioactive waste into forms suitable for storage or final disposal until the commencement of final disposal through the burial method or other methods as “Waste Interim Storage/Treatment”.

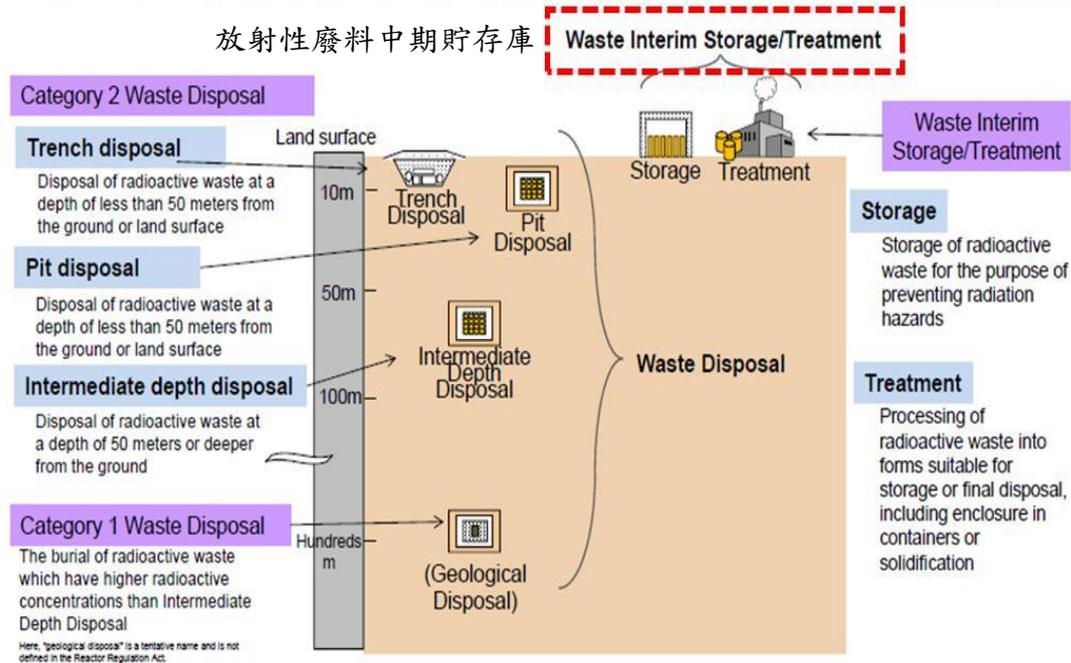
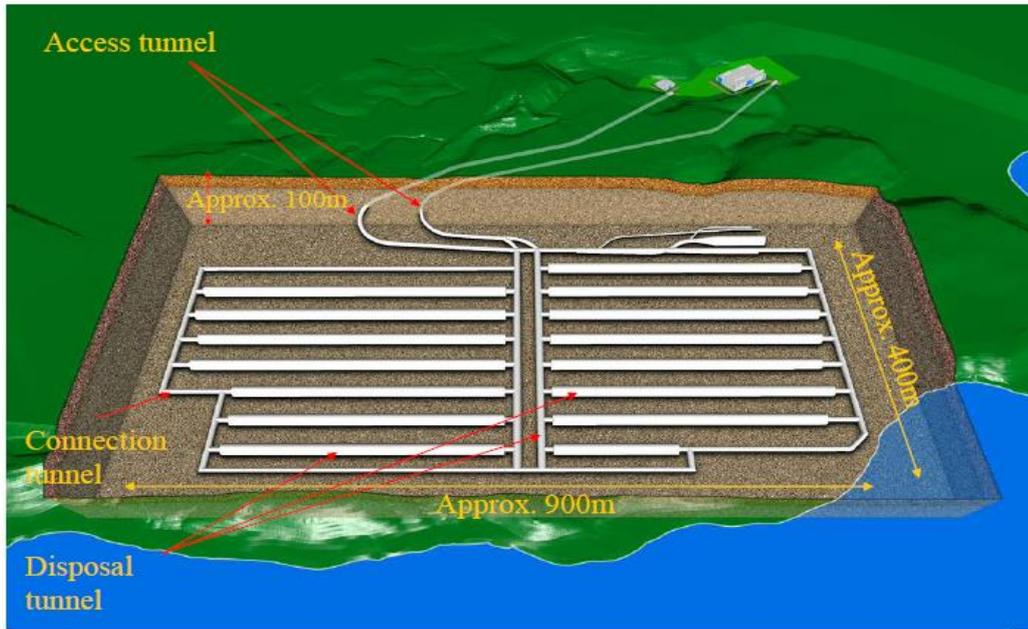


圖 二十六、放射性廢料進行處理並暫時儲放於中期貯存庫

至於 L1、L2 及 L3 放射性廢棄物處置流程，可以分別參考圖二十七、圖二十八及圖二十九。

L1 放射性廢棄物貯存設施之示意圖



May contain JAPC's proprietary information. Subject to JAPC's prior written consent before using for any other purposes than originally intended or before disclosing to any third party

圖 二十七、日本 L1 放射性廢棄物處置流程

L2 放射性廢棄物貯存流程圖



May contain JAPC's proprietary information. Subject to JAPC's prior written consent before using for any other purposes than originally intended or before disclosing to any third party

圖 二十八、日本 L2 放射性廢棄物處置流程

L3 放射性廢棄物(日本東海核能電場 1 號機組)貯存設施之示意圖

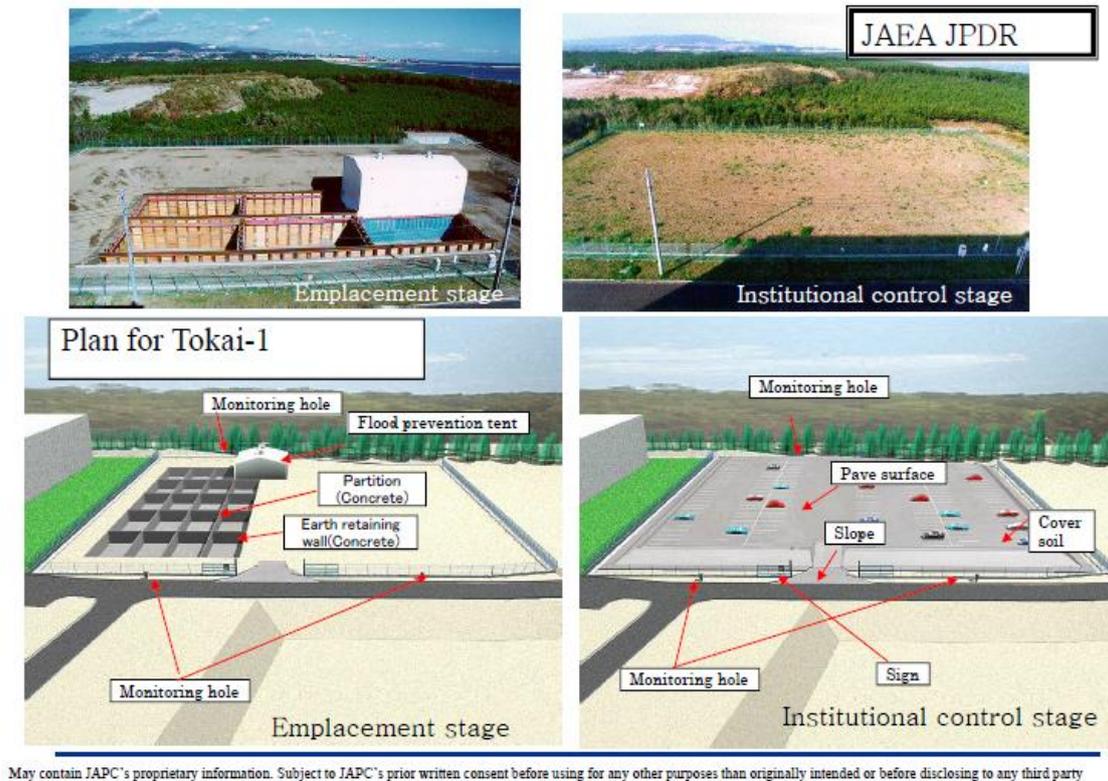


圖 二十九、日本 L3 放射性廢棄物處置流程

至於除役期間產生之放射性固體廢棄物的處理及處置方法，如圖三十所示，其內容如下：

- (1) 放射性固體廢棄物應根據相關法令等，依輻射等級及性質區分，利用適當方法進行處理，並且應在除役作業結束前，根據反應器等條例，在持有廢棄事業許可的廢棄設施進行廢棄。
- (2) 進行放射性廢棄物的處理時，應透過分類、減少容積、除污等廢棄物處理裝置等，努力且合理地減少放射性廢棄物之發生量，並應導入必要裝置，適當處理、管理解體拆除物及放射性廢棄物。
- (3) 放射性固體廢棄物會隨著解體拆除的進行而產生，在廢棄物搬出廢棄設施的必要時期之前，應先確定棄置地點。
- (4) 不需以放射性物質處理的物質，應經過反應器等條例所規定的指定手續及確認從設施搬出，並盡可能再利用。
- (5) 非放射性廢棄物的廢棄物，以產業廢棄物進行適當廢棄的同時，

應盡可能致力於再利用。

除役期間產生之放射性固體廢棄物的處理及處置流程

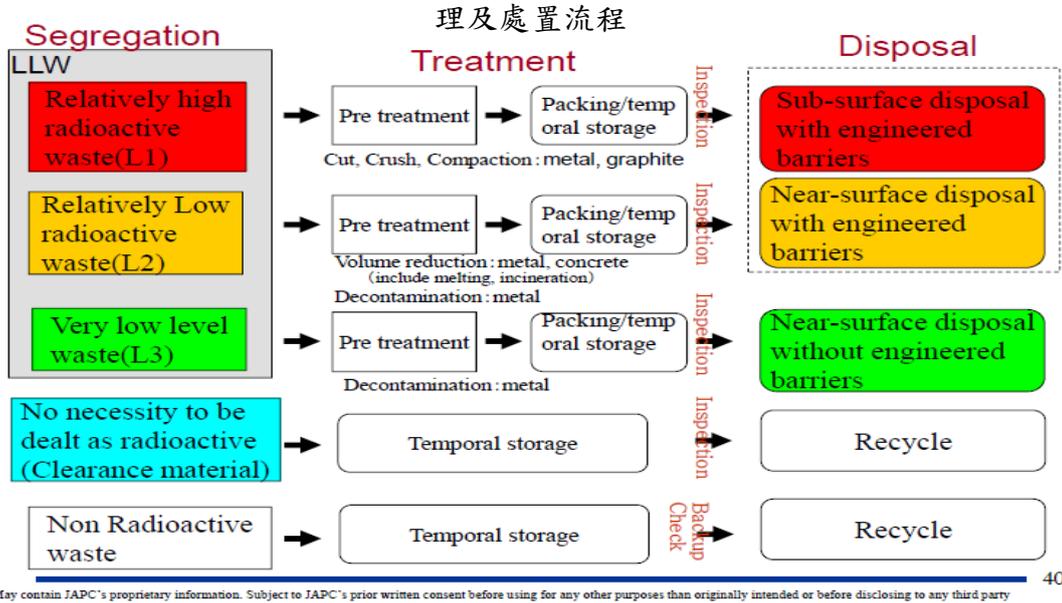


圖 三十、除役期間產生之放射性固體廢棄物的處理及處置方法

五、就除役放射性廢棄物處理貯存設施，提出安全審查重點與管制建議

缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是解體設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施，美國 Rancho Seco 核能電廠、德國 Greifswald 核能電廠及西班牙 Vandellos 核能電廠便是將除役所產生的低放射性廢棄物貯存於廠內貯存設施。本章首先收集各國為對除役放射性廢棄物處理貯存設施之中期貯存經驗與安全考慮之重點，並檢視台電核一廠中期貯存之方法進行探討，此外亦參考國外低放射性廢棄物最終處置方式之案例，並檢視我國目前規畫低放射性之最終處置設施，最後在提出安全審查重點與管制建議。

(一) 低放廢棄物處理貯存設施與規劃

1. 國外經驗

目前使用核能國家案例，如荷蘭、比利時等國，與台灣同樣地狹人稠，最終處置計畫選址不易，現今兩國都已興建並安全營運放射性廢棄物中期貯存設施，以下將對此貯存設施與社區架構做一介紹。

(1) 荷蘭 COVRA 貯存設施

為將所有放射性廢棄物集中處理、貯存與管理，1982 年由荷蘭國內數個放射性廢棄物主要產生者及政府合資成立 COVRA(Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval)。COVRA 為一非營利目的之放射性廢棄物處理專責機構，係荷蘭國內唯一合法的放射性廢棄物處理專責機構，負責荷蘭境內所產全部放射性廢棄物之一切相關業務，2002 年起由政府持有 COVRA 全部的股份，但政府並不提供任何財務上的補助。

COVRA 場址位於荷蘭國內西南方半島的弗利辛恩(Vlissingen)，其地理位置與場區設施如圖三十一及圖三十二所示。另外於 COVRA 東南方 1 公里處，便是 EPZ 公司所營運的 Borssele 核電廠，係荷蘭目前國內唯一運轉中的核能發電廠。



圖 三十一、COVRA 地理位置



圖 三十二、COVRA 場區設施

荷蘭政府經評估考量上述各項因素後，決定將其境內所產放射性廢棄物以「暫時貯存」方式處理，期間積極尋求最終處置各項方案的可能性，包括國際區域性最終處置場合作方案、於進行選址與建造作業時，與當地民眾溝通的策略與經驗，擬訂適當的溝通策略，針對設施安全功能與當地民眾及利害關係人充分溝通討論，並將其意見納入安全設計考量，經反覆溝通討論並得到多數人同意後，於群眾意見及技術成本中取得妥善平衡，以規劃設施的安全功能，再進行後續概念設計。此做法將當地民眾與利害關係人意見納入決策考量，使當地人感受到尊重，溝通過程中也得以讓民眾充分了解設施的安全性，進而同意設施建造與營運。此社會溝通策略由荷蘭經驗來觀察成效頗彰。

● 放射性廢棄物貯存

中、低放射性廢棄物貯存庫外觀如圖三十三所示，目前 COVRA 場區內的中、低放射性廢棄物貯存庫共有四座，中、低放射性廢棄物於 COVRA 場區內完成處理與安定化等作業後，會被暫存至貯存庫接收站，即圖三十三所示四座貯存庫中間連接處，然後再以堆高機運至貯存庫內貯存，如圖三十四所示。COVRA 場區仍保留空地可另外建造 12 座此

類中、低放射性廢棄物貯存庫。



圖 三十三、COVRA 中、低放射性廢棄物貯存庫外觀



圖 三十四、COVRA 中、低放射性廢棄物貯存庫

(2) 比利時 BELGOPROCESS 貯存設施

BELGOPROCESS於1984年成立，當時主要負責用過核燃料再處理的相關工作；1986年比利時政府決定中止比利時境內所有的再處理業務，於是BELGOPROCESS轉移為比利時放射性廢棄物管理機構ONDRAF/NIRAS(National Institute for Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials)的附屬子公司。比利時由ONDRAF/NIRAS負責所有放射性廢棄物之管理，包括貯存及處置，其主要設施在Mol及Dessel，由其附屬機構BELGOPROCESS負責營運。BELGOPROCESS的職掌為負責放射性廢棄物處理、貯存與處置，以及核能設施除役與除污。

BELGOPROCESS負責比利時境內所產放射性廢棄物相關業務，主要工作可分為放射性廢棄物「處理與貯存」及「核能設施除役與除污」兩大類，詳列說明如下：

(a) 「放射性廢棄物處理與貯存」

I. 中、低放射性廢棄物處理及安定化

BELGOPROCESS接收來自國內核電廠、醫院、實驗室等各界所產放射性廢棄物，統一於137X與280X處理廠房內，依廢棄物特性執行對應的處理及安定化作業，包括化學處理、高溫焚化、高壓縮減容、撕碎與裁切處理等。137X處理廠房內具備三套功能不同的中、低放射性廢棄物處理設施：

CILVA是一座低放射性固體與液體廢棄物處理設施，於1994年開始運轉，具備超高壓壓縮機和焚化爐，如圖三十五所示。焚化爐仍為傳統爐，並非電漿爐，工作溫度在900°C至1,050°C，下灰部分以超高壓壓縮機壓成餅塊，但焚化減容比低於1/50。超高壓壓縮機的壓縮減容比約為1/2.5。



圖 三十五、BELGOPROCESS 超高壓壓縮機

II. 放射性廢棄物貯存

BELGOPROCESS場區內的放射性廢棄物依其放射性各自貯存於不

同貯存廠房內，所貯存廢棄物數量之相關說明詳列表十九。

表 十九、BELGOPROCESS 貯存設施

	低放射性廢棄物	中放射性廢棄物
貯存設施 廠房編號	150 廠房、151 廠房	127 廠房
貯存設施 牆壁厚度 (鋼筋混凝土)	25 cm	80 cm
放射性廢棄物 體積(m ³)	17,127	3,839
放射性廢棄物 體積百分比	80.4 %	18.03 %

III. 中、低放射性廢棄物中期貯存設施

150 廠房從 1986 年開始運轉，用來貯存低放射性廢棄物。其牆壁為 25 公分厚之鋼筋混凝土，其貯存容量為 2,000 立方公尺，分為 3 區：北區、南區、及中區。所接收的廢棄物包件之體積分為 400、500、1,000、1,200、1,500、1,600、及 2,200 公升等 7 種。此廠房接收 Doel 及 Tihange 核能電廠所產生之廢棄物（過濾器、濃縮物、廢樹脂等），及前 SKC·CEN 之廢棄物部門所產生之廢棄物（由 Belgroprocess 2 廠區所產生之廢棄物）。而 **151** 廠房是在 1988 年開始運轉，所貯存廢棄物之來源與種類與 Building 150 相同，但具有較大之貯存容量（14,000 立方公尺），如圖三十六所示。



圖 三十六、低放射性廢棄物中期貯存設施-151 廠房

127 廠房的牆壁較厚，為 80 公分厚之鋼筋混凝土，容量為 5,000 立方公尺，主要用以貯存 Eurochemic 先導型再處理廠運轉時所產生之瀝清固化及水泥固化之中放射性廢棄物，有 220 及 400 公升兩種包件，127 廠房內部如圖三十七所示。



圖 三十七、中放射性廢棄物中期貯存設施-127 廠房

2. 國內核一廠低放射廢料處理之規劃

(1) 低放射性廢棄物運送規劃

除役產生之低放射性廢棄物經除污或包裝處理後，裝入合格之運送容器，運送至既有或新建低放射性廢棄物貯存庫進行貯存。廠內運輸運送作業依據核一廠既有之「低放射性廢棄物廠內運儲程序」之運輸作業程序書辦理，路線規劃如圖三十八所示，運送容器須符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」之規定。

低放射性廢棄物廠外運輸將根據廢棄物擬運往之目的地(例如低放射性廢棄物最終處置場或其他廠外之低放射性廢棄物處理及貯存場所)所在位置，規劃運送路線，可能採用陸上或海上運送，均須符合「放射性物質安全運送規則」之要求。

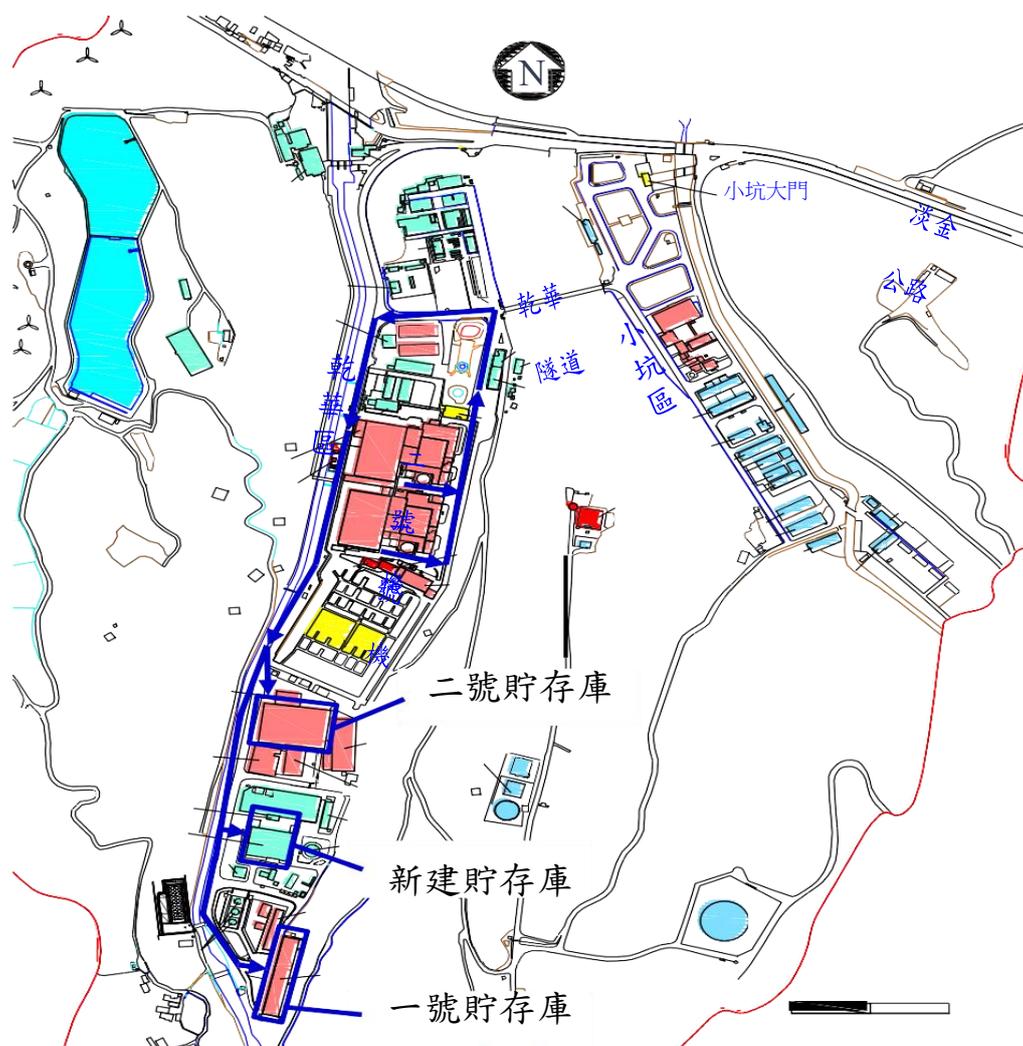


圖 三十八、除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃

(2) 低放射性廢棄物貯存設施規劃

貯存設施須遵照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及各種營建及水土保持相關規定，貯存設施規劃的內容應包括使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

核一廠目前既有之低放射性廢棄物貯存設施，包括有一號及二號低放射性廢棄物貯存庫。依據核一廠 99 年至 103 年各種廢棄物五年平均量：固化廢棄物為每年 100 桶、脫水樹脂每年 275 桶、可燃廢棄物每年 429 桶、可壓廢棄物每年 208 桶、其他廢棄物每年 172 桶；依此推估核一廠除役前運轉期間，低放射性廢棄物產量每年約為 1,184 桶，且由 104 年至運轉執照屆滿總產量約為 5,028 桶。

核一廠現有之低放貯存設施其總貯存容量為 101,204 桶，至 103 年底的貯存桶數為 44,285 桶，再加上至運轉執照屆滿(二號機 108 年 7 月 15 日)之推估產量 5,028 桶，則於核一廠除役時，仍可約有 51,891 桶的貯存空間。

依據表二十預估之除役產生廢棄物數量，除役所產生的低放射性廢棄物(含經減容後之乾性廢棄物)保守估算約 61,791 桶。考量一號低放射廢棄物貯存庫設計容量為 23,390 桶，至 103 年底貯存量已達 20,363 桶，因此，暫不規劃貯存除役產生之低放射性廢棄物。而除役產生之低放射性廢棄物，依低放射性廢棄物包裝容器規劃原則，準備將相當於約 23,292 桶 55 加侖桶之數量貯存於二號低放射廢棄物貯存庫，故還需要約 38,499 桶(61,791-23,292)的額外貯存空間容量，以容納其他容器所盛裝之低放射性廢棄物；然而，為滿足低放射性廢棄物貯存空間之保守度，另將廢棄物盤點總量提升約 15% (亦即：總量約為 $38,499 \times 1.15 = 44,274$ 桶)，以作為新建低放射性廢棄物貯存庫之總量估算，故保守規劃再興建貯存容量高限為 50,000 桶(實際所需容量，將俟永久停機後詳細輻射特性調查後再定)之新建低放射性廢棄物貯存庫。

表 二十、核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果

類別	超 C 類	C 類	B 類	A 類	合計	可外釋 (含管制區 內確認 無污染)
1. 金屬廢棄物						
1.1 活化金屬						
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	0	3,834	3,834	0
1.1.2 反應器內部組件	314	162	0	1,031	1,507	0
1.2 污染金屬						
1.2.1 閥件	0	0	140	2,227	2,367	2,301
1.2.2 熱交換器	0	231	341	14,825	15,397	306
1.2.3 泵	0	0	4	2,074	2,079	1,284
1.2.4 桶槽	0	0	712	1,502	2,214	2,917
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	148	148	170
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	11,197
1.2.7 製程管線	0	240	1,511	8,114	9,865	4,419
1.2.8 管路連接件	0	35	231	659	926	1,035
1.2.9 儀器管線	0	13	0	0	13	0
1.2.10 雜項製程組件	0	4	537	424	965	1,480
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	1,410	0	3,441	4,852	354
1.2.12 通風元件	0	4	140	39	183	3,790
1.3 初步研判無污染之金屬						
1.3.1 電纜與電纜槽	0	0	0	0	0	10,633
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	1,943
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	4,253
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	445
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	284
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	197
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	2,183
1.3.8 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	30,384
2. 混凝土廢棄物						
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	5,700	5,700	0
2.2 污染混凝土	0	0	0	7,722	7,722	0
3. 其他廢棄物						
3.1 乾性廢棄物(減容後)	0	0	0	2,420	2,420	0
3.2 濕性廢棄物(固化後)	0	0	290	713	1,003	0
3.3 保溫材	0	0	0	597	597	4,324
合計	314	2,100	3,906	55,471	61,791	83,900

註：本表重量為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果；單位：55 加侖桶。

擬規劃位於既有氣渦輪發電機組與貯油槽區域，建造 5 層樓鋼筋混

凝土造建物，地下 2 層及地上 3 層，設施面積約 6,000 m² (長 100 m x 寬 60 m) 貯存庫，預定位置如圖三十九。台電公司參照國際經驗暫時選擇 3 m³ 鋼箱、7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱、55 加侖桶及 20 ft 半高貨櫃等，作為未來除役低放射性廢棄物盛裝用的容器(未來有可能會視實際細部計畫 未來有可能會視實際細部計畫而變更)。其裝載之低放射性廢棄物，依據盤點種類，將 B、C、超 C 類廢棄物裝於 3m³ 鋼箱，A 類廢棄物裝於 7m³ 鋼箱、B-25 鋼箱與 20 ft 半高貨櫃內，放置於新建低放射性廢棄物貯存庫；其他等同約 23,292 桶 55 加侖桶裝之廢棄物，則放置於二號低放射性廢棄物貯存庫；惟若實際需要時，亦可能放置於一號低放射性廢棄物貯存庫。

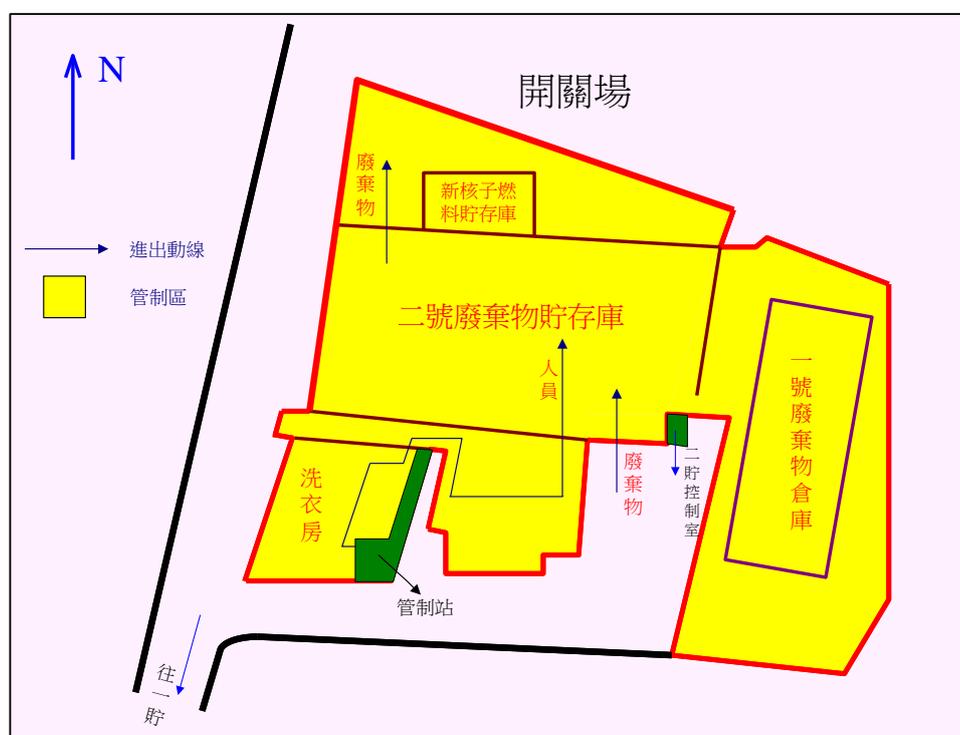


圖 三十九、核一廠二號貯存庫之位置平面圖

新建低放射性廢棄物貯存庫為封閉式建築物，耐震能力須符合現行內政部最新耐震設計規範之「建築物耐震設計規範及說明」之要求。建物外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射，大門需可供卡車進出。屋頂除防水處理外，雨水均以集水管導入水溝，貯存庫四周布置地面雨水排水溝，收集地面逕流雨水，排入附近排水系統內。

新建低放射性廢棄物貯存庫入庫貯存作業與出庫外運作業，將儘量採遠端遙控或自動作業，廢棄物容器運至廢棄物貯存庫後，以遙控式吊

車作業，將其吊卸至檢查區，進行廢棄物容器檢查作業：包括編號確認、外觀檢視、稱重、容器表面拭跡及自動化表面劑量率量測。貯存作業可規劃以無人操作之自動搬運車執行，出庫作業則在外運檢整區及廢棄物桶裝櫃區執行。

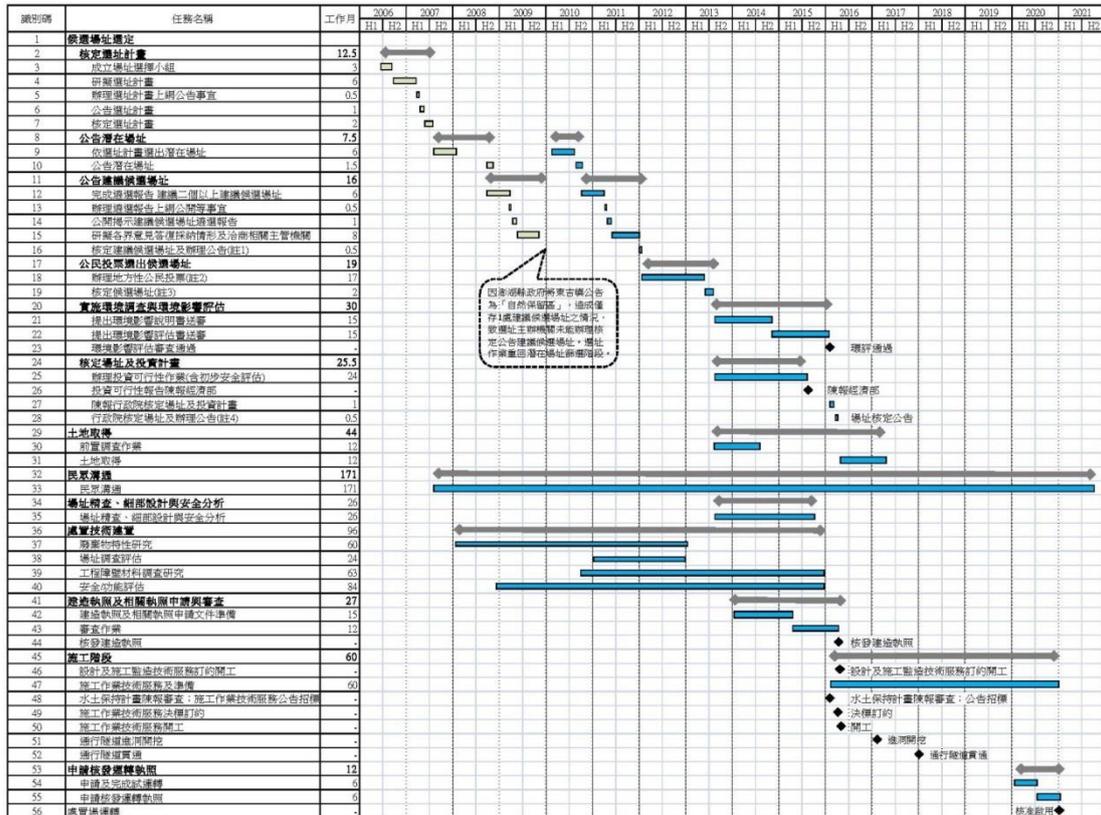
容器表面拭跡及自動化表面劑量率量測。貯存作業可規劃以無人操作之自動搬運車執行，出庫作業則在外運檢整區及廢棄物桶裝櫃區執行。廢棄物容器貯存區採中央式空調設計，控制貯存區環境的溫度與濕度，以確保貯存廢棄物容器之完整和環境安全。另還需設置給水、排水、消防、電氣、輻射偵測等系統與控制室及資料貯存設備，維持廢棄物貯存環境最佳化，以達成「降低對環境安全影響」的設計準則，並遵循合理抑低(ALARA)原則，降低作業人員接受的輻射劑量。

台電公司未來將視除役作業進度與最終處置場選址、施工與運轉時程，檢討是否需在核一廠新建低放射性廢棄物貯存庫。

(3) 低放射性廢棄物處置規劃

根據「放射性物料管理法施行細則」，台電公司業經提送主管機關報備之「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」，低放射性廢棄物最終處置場接收我國所有的低放射性廢棄物，包括核一、二、三廠及龍門電廠等 8 部機組之運轉廢棄物、台電公司所有相關核設施除役所產生除役廢棄物、核能研究所相關核設施運轉與除役產生之廢棄物、清華大學之研究用反應器運轉與除役產生之除役廢棄物，以及核能研究所接收全國小產源低放射性廢棄物等。低放射性廢棄物處置場時程規劃如圖四十，於取得運轉執照後，即開始接收低放射性廢棄物。

若我國低放射性廢棄物最終處置設施無法於核一廠除役拆廠階段前完成設置，並開始接收低放射性廢棄物；廠內既有貯存庫容量(一號及二號低放射性廢棄物貯存庫估計尚有 51,891 桶)，再加上所規劃之新建低放射性廢棄物貯存庫(50,000 桶容量)，未來核一廠各低放射性廢棄物貯存庫之容量，仍可足以貯存除役產生之低放射性廢棄物廢棄物。



註1：核定建議候選場址及公告，條例未規定期限，暫以0.5個月估計。註2：遵照原能會審查意見縮減為17個月為規劃期程，未來再視主辦機關辦理公投實際期程配合調整。
 註3：條例未規定公民投票完成至候選場址核定之期限，公投結果若有二個以上候選場址，經濟部核定時間暫以2個月估計。註4：行政院核定場址所需時間，條例亦未規定，暫以0.5個月估計。

圖 四十、低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程

(4) 場內貯存安全管理重點

目前台電對於低放射性廢棄物處理對於 GTCC 的處置傾向置於用過核廢料乾式貯存場，但對於其貯存設施如容器規格等並沒有明確的說明。此外，由前面二個國外的範例，可知對於低放廢棄物的貯存庫其混凝土結構的細部設計(結構牆、板厚度)與空間容量規劃及運輸動線亦應用明確量化的說明。此外，對於低放廢棄物的處理設施之減容設備(如焚化爐)是否明確設立，若無應對低放廢棄物運於核二廠的運輸規劃亦應訂出。對於低放廢棄物的容器使用年限是否需依照低放射性廢棄物的分類而訂有不同的年限亦應說明，如低放射性廢棄物中的主要核種 Cs-137 及 Sr-90 半衰期約 30 年，在經過了 10 個半衰期後，核種在廢棄物中的濃度已降低到可被忽略的程度，因此 HIC 的耐用期限，美國核管會(US NRC)規定至少須達到 300 年以上。

(二) 廠內貯存之相關規定

1. 電廠運轉時產生放射性廢棄物處理法規

美國 NRC 之法規 10CFR part 50.34 Appendix A 之 criterion 60 "Control of Releases of Radioactive Materials to the Environment" 要求電廠之設計須能夠控制氣態、液態與固體放射線物質之釋出量在合適之範圍內，並對運轉時產生之固體放射線廢棄物有處理之能力。NRC 並與 ANS(美國核能協會)成立工作小組，建立更詳細對於廠內處理固體放射線廢棄物處理之規範 ANSI/ANS 55.1-1979, "Solid Radioactive Waste Processing System for Light-Water Reactor Plants" 。

其中對於貯存放射線廢棄物之廠房構造對於地震產生之影響，例如廠房地表之振動頻率反應 (response spectra for radwaste systems)，混凝土結構須符合美國混凝土學院(American Concrete Institute) ACI 318-77，鋼體部分支應力須符合美國鋼鐵建築學院(American Institute of Steel Construction) AISC 法規，支撐廠房地表需在最大震度時無土壤液化之產生等。

2. 因應最終處置場不足之方案

美國政府(NRC)對於 LLW 之態度一向是傾向最終處置場，其最早之規範見於 LLRWPA 1985，但由於最終處置場之不確定，故於 70 年代末期開始考慮延長廠內 LLW 貯存設置之年限，而著手建立延長電廠廠內貯存廢料年限與增加貯存容積等法規。因應方案適應之條件為：

- (1) 廠內足夠空間
- (2) 有減容與固化廢棄物能力
- (3) 可控管之進入貯存設備
- (4) 監控輻射外洩能力

NRC 定義之延長貯存年限分為五年內之暫時貯存與五至十五年之長期貯存。

3. 美國對於可以貯存於廠內之低放廢棄物定義

- (1) 達到一定數量等待運送之廢棄物。
- (2) 等待化驗分析結果決定其分類以及準備運送文件之廢棄物。
- (3) 之前被最終處置場拒絕而等待再獲許可之廢棄物。
- (4) 等待最終處置場對特定之參與州發出運送許可之廢棄物。
- (5) 等待各級管制單位運送許可之已封裝入指定之桶裝廢棄物。
- (6) 等待半衰期較短之放射線核種衰變之廢棄物。
- (7) 等待再處理之廢棄物。

值得注意的是，此定義並未特別將除役之 LLW 列入。

4. 美國對於廠內暫存 LLW 之概括規定

- (1) 必須取得 NRC 以及參與貯存協定之州政府之同意與執照。
- (2) 貯存之廢棄物對工作人員與大眾之放射劑量必須低於 NRC 及各州之規定，且需遵行 ALARA。
- (3) 各廢棄物應依照其可能造成之災害採取防護，例如用鉛、混凝土及其他材料做成桶裝屏蔽。
- (4) 工作人員需要接受訓練監測任何洩漏以及保持是當距離，以保持自身安全。
- (5) 廢棄物可放置於特殊加強屏蔽之建築物內，此建築物必須與隔絕外界之圍牆有一定之距離。
- (6) 廢棄物之貯存必須有醒目之標示，以避免人員誤入。
- (7) NRC 同意場內貯存，但還是以最終處置場為最佳選擇。

5 廠內 LLW 貯存場使用前之須遵守之執照、安全分

析報告與法規

貯存場經營者須審查之前電廠之運作手續(Procedures)，技術規格(Technical Specifications)，以及 SAR 是否加入下列考量：

- (1) 刪除之前 NRC 對廠內 LLW 貯存五年年限之限制，此年限應考量各州之最終掩埋場之設置與其他掩埋計畫。
- (2) 對於貯存較長之 LLW 之包裝應有更多防護之包裝。
- (3) 當新建 LLW 貯存場設備或對現有之設備改變，或增加貯存容積與放射線劑量時，應重新做 10 CFR part 50.59 之評估。
- (4) 對於貯存時期結束，廢棄物在運送至掩埋場前不須再做包裝，以減少人員接受之劑量。

6. 增加貯存容量之規範

為因應掩埋場之不確定性，需多電廠將其場內 LLW 貯存設備之容量加大，其規範如下：

- (1) 當興建新貯存設備時，或增加 SAR 中核定之容量時，應對 LLW 貯存做安全評估，以供 NRC 檢核。
- (2) 申請增加容量之執照。
- (3) 執行 50.59 評估，檔案紀錄，並每年報告至 NRC，或依據 20.1501 執行評估，並保留結果紀錄以符合 20.2103 之要求。

評估結果應包括廢棄物類型、包裝容器、廢棄物型式、放射線核種及最大活性 (以符合 part 30 或 70)、物理與化學特性、廢棄物包裝後及貯存場附近之放射線劑量、以及 GTCC 等特殊廢棄物貯存方法等。

(三) 低放射性廢棄物最終處置的安全管理

由於國內低放射性處置場尚未設置，故目前皆規劃於廠內低放射性廢棄物貯存庫暫貯，如現有之貯存庫不敷使用，亦於適當地點規劃了容量足夠之新建低放射性廢棄物貯存庫，以容納除役產生的廢棄物。低放射性廢棄物問題的解決之道在於興建處置設施將廢棄物埋藏於地下，藉多重防護措施，安全地隔離放射性廢棄物於人類生活環境之外，此種處置方式已獲國際原子能總署之認可與推薦，目前營運中的處置場計有

77 處，分屬 34 個國家，顯見在技術上並無困難。

1. 低放射性廢棄物最終處置場的安全防護

低放射性廢棄物最終處置場的設計，世界各國皆採「多重障壁」的概念，也就是利用多項的防護措施，隔絕放射性廢棄物於人類生活環境之外。這些多重障壁包括低放射性廢棄物固化體、廢棄物容器、填充材料、工程設施、排水設施等工程障壁及天然障壁等。

- (1) 固化體障壁：將廢棄物與固化劑混合固化，使放射性核種被緊密地拘限在固化劑中不易移動。
- (2) 廢棄物容器障壁：在容器的有效壽命內，具有隔絕廢棄物固化體與外部滲流水接觸的功能。
- (3) 工程設施障壁：用以堆置廢棄物容器之工程結構物，具有長期隔絕廢棄物容器與外部滲流水接觸的功能。
- (4) 填充材料障壁：填充材料具備低滲透性及高吸附等特性，可使外部滲流水不易入侵到工程設施，即使外部滲流水與廢棄物接觸，放射性核種仍會被填充材料緊密的吸附住，而不易遷移。
- (5) 排水設施障壁：在處置區域周圍有完善的排水系統，使滲流水在未進入填充材料障壁前就被排水系統隔絕。
- (6) 天然障壁：利用處置場附近優良的地質條件，將極微量的外釋核種予以吸附，使放射性衰減到無害的程度。

2. 低放射性廢棄物最終處置管制規定

原能會依據「放射性物料管理法」(簡稱物管法)第 21 條之授權，於 92 年 9 月 10 日發布「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，並於 94 年 12 月 30 日、97 年 1 月 24 日、97 年 10 月 22 日、99 年 11 月 24 日及 101 年 7 月 9 日修正部份條文，以利執行低放射性廢棄物最終處置之安全管制。主要安全管制規定包括下列五項：

- (1) 低放射性廢棄物分類方式與廢棄物體品質標準。
- (2) 最終處置設施場址要求。
- (3) 最終處置設施設計要求。
- (4) 最終處置設施作業安全要求。
- (5) 最終處置設施之管制事項。

其中有關最終處置設施場址之要求，依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第七條之規定，低放射性廢棄物最終處置設施場址，不得位於下列地區：

- (1) 活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區。
- (2) 地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響處置設施安全之地區。
- (3) 地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區。
- (4) 高人口密度之地區。
- (5) 其他依法不得開發之地區。

3. 低放射性廢棄物最終處置場的五階段管制

低放射性廢棄物最終處置場必須經過嚴密的場址選擇、環境影響評估、安全分析、興建與運轉管制及封閉與監管等程序，最終處置場由醞釀、誕生、啟用、到功成身退會經歷五個管制階段。

(1)場址遴選階段

依據「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」，場址遴選作業包括潛在場址調查、篩選與公告、地方自願場址申請、優選二個以上建議候選場址與公告、地方公民投票選出候選場址與公告等程序。選址作業者(台電公司)應於候選場址擇定後，辦理二階段環境影響評估，經環保署審查通過後，提報經濟部核轉行政院核定為處置設施場址。有關場址遴選作業，須符合「低放射性廢棄物最終處置設施場址禁置地區之範圍及認定標準」之規定。相關場址調查作業期間，物管局要求選址作業者檢送調查計畫等相關資料，並派員檢查，以確保調查作業品質。

(2)環境影響評估階段

為預防及減低處置設施開發對環境造成不良影響，在選定候選場址後，選址作業者應即對候選場址實施環境影響評估，提出環境影響說明書，由經濟部核轉環境保護主管機關備查，並依環境影響評估法第八條規定進行第二階段環境影響評估，經環境保護主管機關審查通過後，提報經濟部核轉行政院核定為處置設施場址。在環評作業期間，選址作業者應同時進行場址特性調查，深入瞭解有關地質、水文等，與處置設施安全評估所需之參數。場址特性調查作業期間，物管局將要求選址作業

者檢附相關資料送審，並派員檢查。

(3)建造階段

處置場興建之前，設施經營者(台電公司)應就場址特性、設計、建造、運轉、封閉與監管等詳加規劃，提出處置場之安全分析報告，向原能會申請核發建造執照。經原能會辦理公告展示、舉行聽證及安全審查通過，核發建造執照後，才可動工興建。建造期間，物管局將派員檢查，以確保施工品質。

(4)使用階段

處置設施興建完成後，設施經營者應先檢附試運轉計畫，報經原能會核准進行試運轉。完成試運轉後，設施經營者應檢附最新版之安全分析報告、設施運轉技術規範、試運轉報告、意外事件應變計畫等文件，向原能會申請核發運轉執照。運轉期間，物管局將派員執行安全檢查，以確保廢棄物處置之安全。

(5)封閉監管階段

處置設施貯滿後，設施經營者應向原能會提出設施封閉及監管計畫，經原能會核准後，依計畫執行封閉及監管作業。待放射性衰減至無害程度時，設施經營者應檢附環境保護主管機關核准之環境影響評估資料及輻射安全評估報告，報經原能會核准後進行設施土地再利用或免於監管。依國外處置設施之管理規劃，其設施經一段時間的人為監管後，地表土地可以興建公園、停車場或其他公共設施；至遲於 300 年內，處置設施土地可開放供開挖以外之任何使用。

4. 低放射性廢棄物最終處置計畫

原能會依據 91 年 12 月 25 日公布施行放射性物料管理法及其施行細則之規定，要求台電公司應於放射性物料管理法施行一年內，提報低放射性廢棄物最終處置計畫。台電公司已依規定於 92 年 12 月 25 日提出「低放射性廢棄物最終處置計畫書」，經原能會於 93 年 1 月會商經濟部後，完成審查核定。

選址條例於 95 年 5 月 24 日公布施行後，台電公司依該條例所定選址程序，以及物管法施行細則第 36 條第 2 項規定，修訂「低放射性廢棄物最終處置計畫書」，經原能會於 96 年 4 月 26 日完成審查核定。未來台電公司將依循場址選擇與處置方式評估、環境影響評估、場址精查與工程設計、施工及營運等五個階段，循序執行低放射性廢棄物最終處

置。該計畫並針對低放射性廢棄物最終處置作業有關之場址選擇與核定、場址精查與設計施工、時程規劃、計畫管理及民眾溝通等事項，提出執行規劃及明確時程之具體解決方案。原能會依放射性物料管理法及其施行細則之規定，要求台電公司每半年提報處置計畫執行成果，以嚴密督促其切實依計畫規劃及時程執行。

經濟部原已於 98 年 3 月 17 日公告「建議候選場址遴選報告」，建議將台東縣達仁鄉及澎湖縣望安鄉列為建議候選場址名單。惟因澎湖縣政府將望安鄉東吉嶼大部分私有土地一併納入為「澎湖南海玄武岩自然保留區」，以致不符合選址條例須有二處以上建議候選場址之規定，故未能依原規劃期程於 98 年 12 月底前辦理公告核定作業，導致選址後續作業及階段目標推動期程必須順延。經濟部於 99 年初經選址小組決議重回潛在場址篩選調查階段作業。

經濟部於 99 年 9 月 10 日重新公告台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉為潛在場址後，依選址條例之規定，於 100 年 3 月 29 日公告「建議候選場址遴選報告」，建議將台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉列為建議候選場址名單，並徵詢各界意見。各界對於建議候選場址的遴選提出了 13 件共計 76 項意見，由經濟部彙整意見來源及內容，並逐項答復意見採納情形。

台電公司執行處置計畫迄 100 年底，因經濟部主辦選址作業未能順利推展，致處置計畫原定於 100 年底完成處置設施場址之選定的目標落後。台電公司另依據物管法及其施行細則之規定，研提處置計畫書修訂版展延選址時程。經考量選址後續有關辦理地方性公民投票，以及相關環境影響評估合理時程，物管局完成審查並於 101 年 5 月 4 日同意核備低放處置計畫書(修訂二版)，要求 105 年完成處置設施場址選定，並強化處置計畫之替代/應變方案及安全處置技術建置工作。

選址主辦機關經濟部於 101 年 7 月 3 日完成核定並公告台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉二處場址地區為建議候選場址。依據選址條例規定之選址程序，原能會促請經濟部妥適辦理地方性公民投票，積極做好公眾溝通，期順利完成選址公投並擇定候選場址。

目前台電公司處置計畫的推動，因選址作業面臨諸多困難，未能順利推展。物管局一方面督促台電公司精進處置技術，另一方面積極選址作業，期使低放射性廢棄物最終處置作業能務實推展，早日完成最終處置場的設置與運轉。

貯放在蘭嶼的低階核廢料遲遲未遷移，台電對於低階核廢料的最終處置場址也未有定案，原能會物料管理局依《放射性物料管理法》規定，台電應該在 2016 年 3 月前，選定低階核廢最終處置場址，已經超過法定期限，將對台電裁處 1 千萬元，台電也必須在下月重提低階核廢料最終處置場址修正計畫，送原能會審查。

5. 低放射性廢棄物最終處置

今年來由於民眾環保意識之提升，對政府許多的開發案皆有其看法，與民眾之溝通亦為重要之過程，由其獲得民眾之支持。故亦對國外兩個低放射性廢棄物最終處置場成功的案例及國內低放射性廢棄物最終處置場的現況做一說明。陸地最終處置發展至今有多種不同的形式，基本上國際共識將之劃分為近地表處置(near surface disposal)與坑道處置(cavern disposal)兩大類型。其下再細分為各種不同之型態，近地表處置與坑道處置兩者之間，已接近地表 30 公尺作為大致的分界範圍。

(1) 近地表處置

所謂近地表處置係將廢棄物置放於地表上或地表下 10 公尺以內，或最深不超過 30 公尺處的作業方式，是目前最廣為使用的一種低放射性廢棄物處置方法，在依其工程設計概念的不同可分成幾種方式。

(2) 坑道貯存

坑道貯存是一種利用山區地形開挖坑道，以處置放射性廢棄物的方法，這種處置方法較為隱密，不但可防止人員無意的闖入，更有厚實的山區為天然屏蔽，防止輻射外釋。坑道貯存與近地表處置比較，最大的優點在於不受天候如洪水、暴雨之影響，且處置區也沒有地層下陷之問題。惟其開挖費用較高、廢棄物運送路線、操作設備可能較複雜，同時在坑道使用期間，尚需加強其他的安全措施如通風、防爆、預警系統及緊急疏散。

以下所介紹的低放射性廢棄物最終處置的案例中，比利時與美國用近地表處置法，而日本及我國規劃的最終處置場則為坑道貯存法，以下將做簡單的說明。

(1) 比利時放射性廢棄物最終處置規劃與發展

ONDRAF/NIRAS 為比利時放射性廢棄物處理專責機構，比利時放射性廢棄物最終處置規劃與發展執行由該機構負責，其最終處置規劃與發

展說明如下：

中、低放射性廢棄物最終處置1985年至1998年間，ONDRAF/NIRAS進行了中、低放處置方式可行性研究，最後決定專注於發展「地表處置」技術。決定處置方式後，ONDRAF/NIRAS針對比利時全國進行選址評估，選出98個區域、16個軍事基地為適合處置之潛在場址，但當時選址報告公布時，遭到各區域居民的強烈反對，無法推動後續選址程序。1998年ONDRAF/NIRAS依照比利時政府指示，修訂其選址辦法，僅在對於處置設施有興趣之區域與已有核子設施之區域進行選址計畫，並且透過政治學及社會學領域之學者專家協助，與區域建立「夥伴關係」，將地方參與選址決策過程，把地方所關心的安全、環境、健康及發展等議題納為優先考量。選址辦法完成上述修訂後，ONDRAF/NIRAS成功與Dessel、Mol及Fleurus-Farciennes三個區域建立夥伴關係，共同開發最終處置之初步整體設計方案，並送交當地議會審查。2006年6月，比利時政府依據ONDRAF/NIRAS於同年稍早所提送的中、低放射性廢棄物處置場選址最終報告，決定在Dessel興建採用地表處置之比利時中、低放射性廢棄物處置設施。此處置設施近BELGOPROCESS，其場址全景如圖四十一所示。

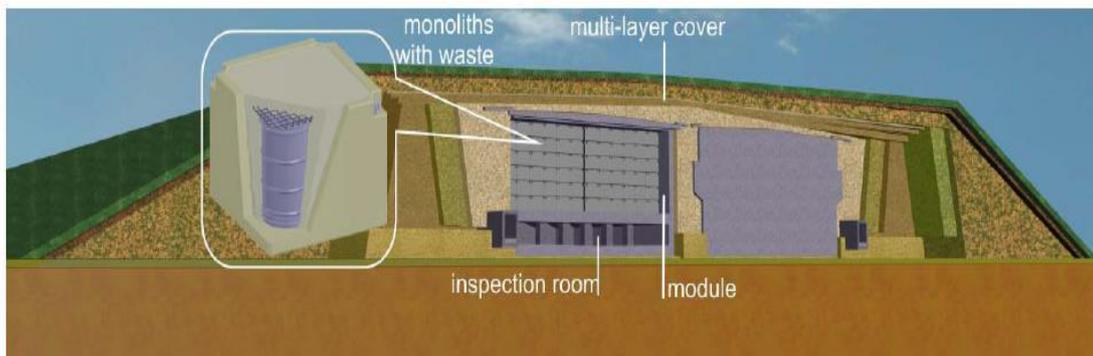


圖 四十一、比利時中低放射性廢棄物最終處置設施場址全景

場址選定後，目前ONDRAF/NIRAS持續與地方合作，進行設施安全分析、環境影響評估等作業，以取得最終處置建造執照，其低放射性廢棄物處置設施設計規劃如下：

A. 地表處置設施概念

處置地窖為模組化設計，最下方為雙層的混泥土地基，兩側間設有檢查通道，上層為多重被覆層，如圖四十二所示。



檢查室 Inspection room

檢查通道 Inspection gallery



圖 四十二、比利時中低放射性廢棄物地表最終處置概念

B. 處置地窖運作方式

比利時 Dessel 處置地窖為貯存庫型式，放射性廢棄物桶則再被設計成以模組化型式貯存，由下往上堆疊可存滿固定式鋼架屋頂。

(a) 標準水泥封存處置單元(Monoliths)由放射性廢棄物桶外層再以鋼筋網綁成塊狀體，最後再以混凝土砂漿回填構成模組化之塊體。其壁厚為 14 公分。如圖四十三所示。

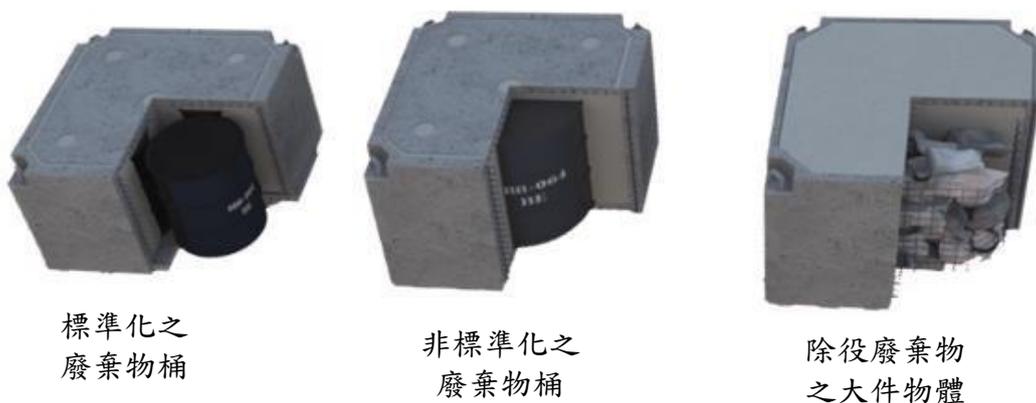


圖 四十三、標準水泥封存處置單元(Monoliths)

(b) 標準水泥封存處置單元(Monoliths)內可裝填下列 3 種類

型之放射性廢棄物桶:

比利時Dessel處置地窖為貯存庫型式，放射性廢棄物桶則再被設計成以模組化型式貯存，由下往上堆疊可存滿固定式鋼架屋頂。

C. 處置窖之細部設計

(a) 模組化設計Modules:

為鋼筋混凝土構成之貯存地窖，牆中鋪有卵石層，牆及底層厚度達70cm，外型為:25.4x27.4x11.05M(LxWxH)。每一Modules內可貯存 $2 \times 13 \times 6 = 936$ 標準水泥封存處置單元(Monoliths) (type I) 或 $12 \times 13 \times 5 = 780$ 標準水泥封存處置單元(Monoliths)(type II/III)。

(b) 檢查室設計Inspection rooms:

檢查室內之高度約60-80 cm，為0.75x0.57 M²厚度之鋼筋混凝土並以堆棧方式排列之構造，其基底下層厚度為70-90 cm亦為鋼筋混凝土之材料。

(c) 排水系統(Drainage system):以水泥砂石所築堤，高度約2公尺。

(d) 檢查室(Inspection rooms)及檢查通道(Inspection gallery)將在處置地窖封閉階段，灌漿回填。

D. 覆蓋和封閉階段之設計

(a) 將來處置地窖封閉時，會在頂層覆蓋一70cm纖維混凝土之防滲漏之頂板，然後再以多重覆蓋層覆蓋後加以封閉。

(b) 多重覆蓋層共有4層不同厚度之多重覆蓋層(總厚可達5M)，由上而下依序為:

(i) 生物層(Biological layer):為抗腐蝕性之土壤，表層上再種植綠化之植物。

(ii) 防生物入侵層(Bio-intrusion layer): 主要為砂石層所構成。

(iii) 滲透層(Infiltration layer): 主要為粘土層所構成。

(iv) 排水層(Drainage layer):主要為砂石層，其目的為讓雨水可以流至排水系統

(2) 美國放射性廢棄物最終處置規劃與發展

美國自 1962 年開始，陸續有多座最終處置場開始商業運轉，第一座為 Beatty 處置場位於內華達州，第二座 Richland 處置場位於華盛頓州，第三座為 Barnwell 處置場位於南卡羅來那州，其中 Beatty 場在運轉 31 年後，於 1992 年 12 月關閉並進行長期監管。美國國會於 1980 年及 1985 年先後制訂通過「低放射性廢棄物政策法」及其增修條文，明

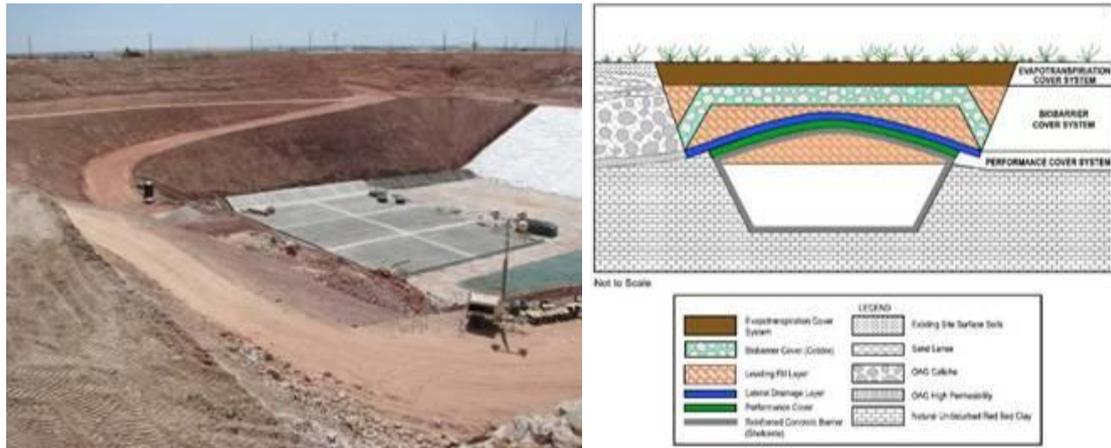
定州政府應負責處置低放射性廢棄物，同時鼓勵各州成立區域聯盟共同規劃設置最終處置場。

美國已先後成立九大區域聯盟，其中中部區域聯盟(由阿肯色、路易斯安那、內布拉斯加、堪薩斯、奧克拉荷馬五州組成)及西南部區域聯盟(由加利福尼亞、內華達及科羅拉多三州組成)。至於原已運轉的華盛頓州 Richland(隸屬西北部區域聯盟)及南卡羅來那州 Barnwell(隸屬東南部區域聯盟)兩座處置場，除了無條件接收區域聯盟內的低放射性廢棄物外，對於非區域聯盟則採收取較高費用，並訂定 2008 年 7 月 1 日時限不再接收，以促使其他各州負起自行處置低放射性廢棄物的責任。另一座處置場位於猶他州的 Clive 處置場，自 1990 年起開始接收 A 類廢棄物，由一家私營公司(EnergySolutions)負責經營。

此外，美國德州的廢棄物管理專家公司(Waste Control Specialists, 以下簡稱 WCS)於 2004 年 8 月向安全主管機關德州環境品質委員會(Texas Commission on Environmental Quality)提出於 Andrews 設置低放射性廢棄物處置設施的執照申請，並於在 2009 年 9 月獲得最終執照(final license)，且是美國自 1981 年低放射性廢棄物處置管制法規(10CFR 61)發布後，獲得核准的第一個接收各類(A/B/C，不含超 C 類)低放射性廢棄物的處置設施，其設施如圖四十四所示。Andrews 處置設施，分別接收德州聯盟廢棄物的聯盟廢棄物設施(Compact Waste Facility, 簡稱 CWF)；以及接收美國能源部國防工業低放廢棄物的聯邦廢棄物設施(Federal Waste Facility, 簡稱 FWF)。Andrews 處置場，整個工程障壁設計有 2 個重點：一是處置設施的側向及底部與圍岩接觸面的襯砌設計；一是廢棄物處置後，防止雨水入滲的覆蓋層設計。

總而言之，美國各低放射性廢棄物處置場自選址、施工到運轉各階段，除了訂定公眾諮詢程序，以公開的資訊及建立不同意見的溝通管道以外，並採行下列各種回饋方案，歸納如下：

- A. 提供財務支援，加強社區公共建設，如學校、圖書館、醫院、消防設備、運輸道路或供水系統之改善等。
- B. 採購及用人當地化。
- C. 對當地在學子弟提供獎學金及教育或職業訓練。
- D. 老人、幼兒照顧。
- E. 提供處置場周圍一定距離內居民輻射檢測。
- F. 財產稅或其他相關稅繳予當地政府。



(a)美國德州 Andrews 處置場

(b) Andrews 處置場工程障壁設計概念

圖 四十四、美國德州 Andrews 處置場

(3) 日本低放射性廢棄物最終處置規劃

日本核燃料公司依據日本原子能委員會之低放射性廢棄物處置需求，於日本青森縣六所村之地表下 50m~100m 規劃一座中放射性廢棄物坑道處置場，以天然障壁及工程障壁組合而成的多重障壁系統，遲滯放射性核種遷移，確保處置之安全性，如圖四十五所示。

坑道處置設施主要包含低放射性廢棄物接收設施、埋設低放射性廢棄物之處置坑道、處置坑道之聯絡坑道，以及包含處置坑道之工程障壁系統。工程障壁系統大致可概分成使用水泥類材料的工程障壁、使用膨潤土類材料的工程障壁及與處置坑道相關之支保工等。使用水泥類材料的工程障壁包括處置窖、填充於廢棄物與處置窖間空隙的填充材及包覆於處置窖外層的低擴散層。使用膨潤土類材料的工程障壁則包括包覆於低擴散層外層的低透水層及填充於坑道與低透水層間空隙的回填材。

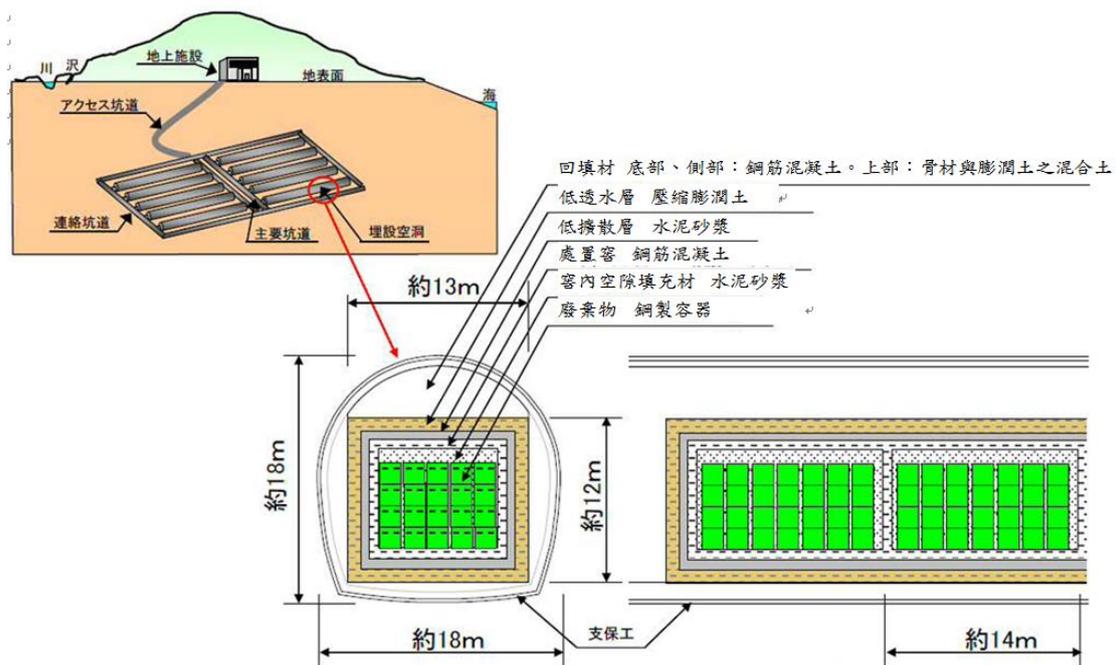


圖 四十五、日本低放射性廢棄物坑道處置之工程障壁概念示意圖

(4) 我國低放射性廢棄物最終處置規劃

我國低放射性廢棄物最終處置場仍處於選址程序中，現階段台電公司已配合經濟部依據場址設置條例進行選址作業，由經濟部於 101 年 7 月 3 日核定公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」2 處建議候選場址，由於兩處場址之場址特性不同，規劃有不同的處置概念，分別說明如下。

A. 台東縣達仁鄉建議候選場址

台東縣達仁鄉建議候選場址位於達仁溪及塔瓦溪間，為丘陵地地形，地勢由東側海岸逐漸往西部陸地升高，地形坡度約為 30~80%。其中坡度大於 55% 的區域約佔場址面積 60%；而坡度小於 30% 的區域約佔場址面積的 20%。依據建築技術規則建築設計施工編第 262 條，場址坵塊圖上平均坡度超過 55% 者，不得計入法定空地面積；平均坡度超過 30% 未逾 55% 者，得作為法定空地或開放空間使用，但不得配置建築物。因此，除非對現有地形進行大規模之開挖整地，依據建築技術規則規定無法採用地表處置方式進行規劃。因地貌大規模變動將對當地環境與生態產生衝擊，考量配合場址地形特性，台東縣達仁鄉建議候選場址採用坑道式處置進行規劃。台東縣達仁鄉建議候選場址地層屬中新世中期的潮州

層，岩性主要由厚塊狀硬頁岩或板岩所組成，褶皺構造為本區之主要地質構造，且褶皺軸走向頗具變化，場址位置為丘陵地地形，並具有臨近海岸之特性，採用坑道處置方式，初步規劃處置坑道之高程介於 EL.+20 m~EL.+40 m 間。場址佈置規劃處置區平面佈置詳見圖四十六。

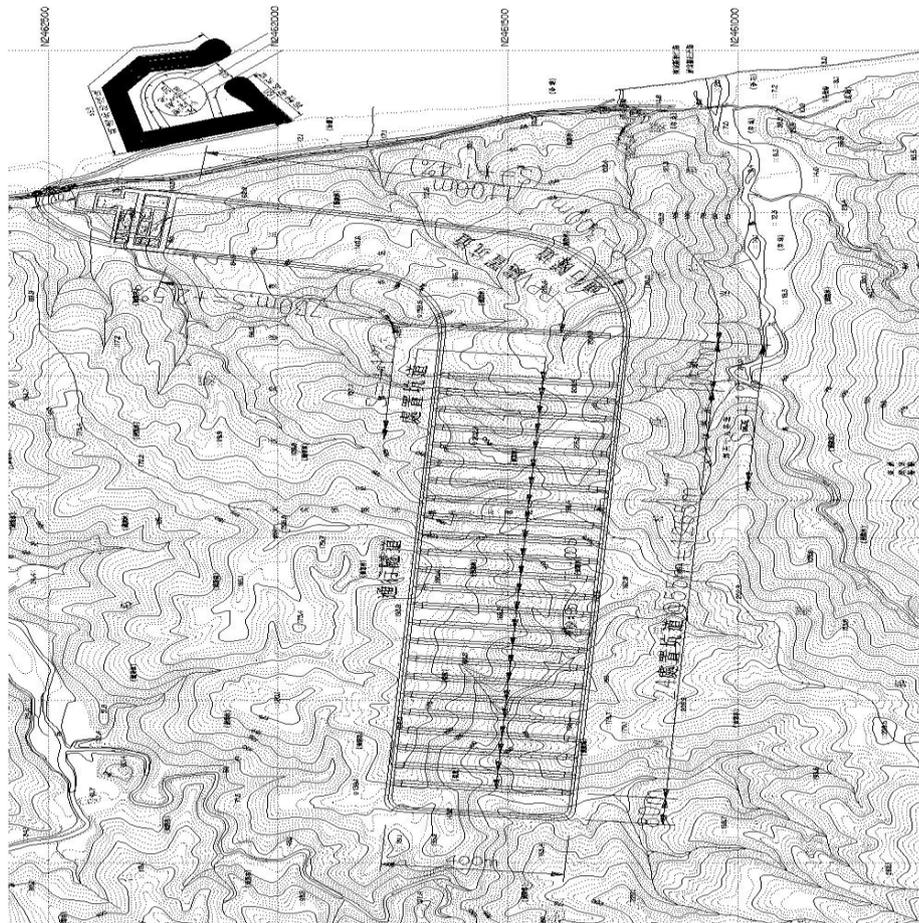


圖 四十六、場址佈置規劃處置區平面圖

多重工程障壁設施的項目，由近而遠依序包含廢棄物體、55 加侖桶、3×1 或 3×4 重裝容器(視情況使用)、膨潤土混和材料、混凝土處置窖、回填渣料、隧道襯砌等，在隧道襯砌以外則屬於天然障壁範圍，有關工程障壁設施如圖四十七所示。經由原能會物管局 103 年的低放射性廢棄物處置設施設計審查規範精進的研究成果亦作部分的修正條文已達最終場址的需求。

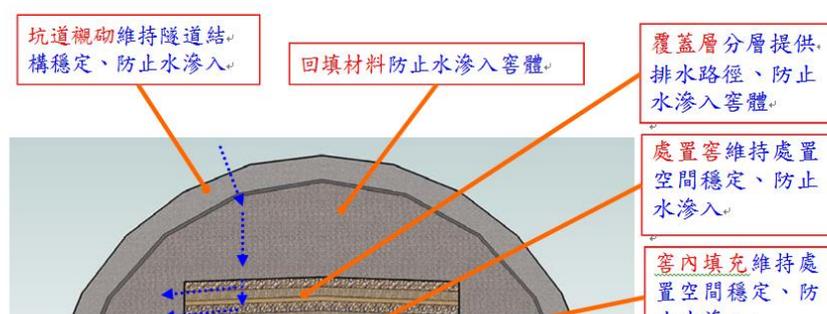


圖 四十七、坑道式處置封閉結構安全設計概念示意圖

B. 金門縣烏坵鄉建議候選場址

金門縣烏坵鄉建議候選場址由小坵嶼、無人島、南礁及若干無人礁岩組成，若以小坵陸地為中心，則半徑 10 公里範圍內除了大坵外並無其它島嶼。在場址規劃上，除將小坵全島作為處置場相關用地外，考量地表整地與開發、處置容量及初步功能評估等因素，處置場將設在小坵與北方海域之海床下，採用海床下坑道方式處置低放射性廢棄物，其規劃佈置如圖四十八所示。主要可分為處置區(如隧道進出口、通行隧道、處置坑道及通風隧道等)、港灣區(如碼頭、堤防、航道及港池等)及輔助設施區(如柴油發電機房、運轉大樓、行政大樓及油槽等)等三大區。處置坑道共配置 28 座，每一座坑道長 192 公尺、寬 12 公尺、高 12 公尺，坑道與坑道間的淨距離為 24 公尺，坑道斷面設計因置放之廢棄物包件尺寸而有不同，主要分為置放廢棄物桶之處置坑道及置放重裝容器之處置坑道，如圖四十九所示。每個處置單元之地面有 0.3m 厚的混凝土底板，四周圍則有 0.3m 厚的混凝土牆，混凝土牆內堆疊廢棄物桶，並將桶間空隙以灌漿填滿，最後在桶的上方灌漿至少 0.3m 的覆蓋層，其上並有 0.5m 的自平式混凝土板，坑道內剩餘的空間則以渣料回填。經由原能會物管局 103 年的低放射性廢棄物處置設施設計審查規範精進的研究成果亦作部分的修正條文已達最終場址的需求。

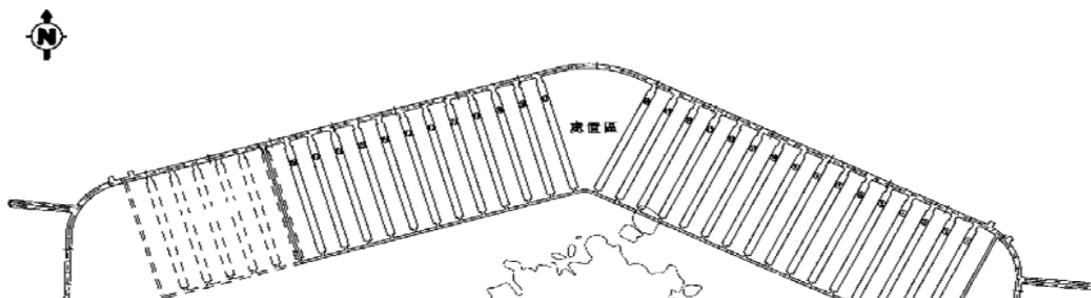


圖 四十八、低放射性廢棄物規劃佈置圖

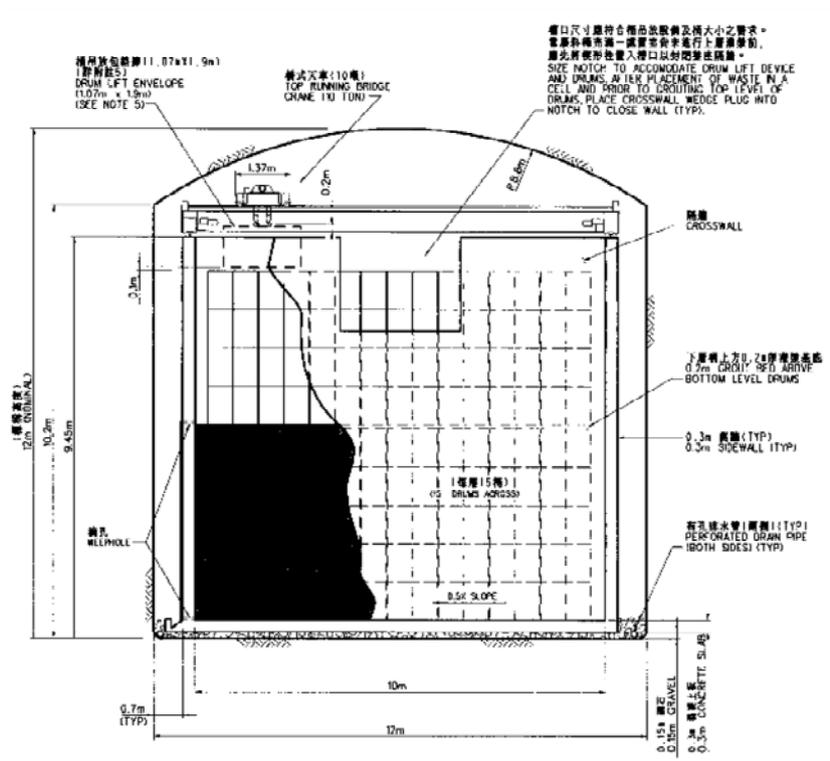


圖 四十九、處置坑道圖

建議我國低放廢棄物相關運作之安全管制重點如下：

- a. 本研究將對低放廢棄物相關運作之安全管制重點提出建議，尤其在包括超 C 類(GTCC)廢棄物,比較廠內低放射性廢棄物貯存法與其他廠內貯存法(例如乾式貯存桶)之優缺點。
- b. 在核設施永遠停機前，必須展開場地特性調查與低放廢棄物管理計畫。
- c. 執行核一廠除役計畫前，應將低、中、高放射性廢棄物處置場所、用過核子燃料貯存設施，以及外釋計畫列為應優先解決的項目，再來討論技術層面會較為妥當。
- d. 在核設施永遠停機後，立即執行主要系統和元件的除污。
- e. 除役產生的廢棄物數量與型式，取決於除役的方式。廢棄物若可以處理至解除管制的地步，則可減少廢棄物體積與重量。

(四) 安全審查重點與管制建議

因台電核一廠除役時將貯存低放射性廢料於廠內新建之廠房內，雖然有荷蘭與比利時之中期貯存設施經驗，但安全審查與安全管制等相關資料仍未尋獲，故仍無現成之安全審查重點與管制規範可供本國參考。但美國對於廠內(大部分為掩埋式)低放射性廢料設施之規範已由 NRC 與 EPRI 提出一指導守則 (Guideline)，供核能電廠參考。

故本研究針對核一廠廠內貯存低放射性廢料之規範與審查重點建議如下：

1. 設施運轉前評估: 包括安全分析報告(Safety analysis report)，廠房構造對於例如地震等意外產生之影響，以及可能之輻射外洩劑量評估等。
2. 設施運轉之平日紀錄:包括工作人員訓練，設施存量之改變(增加量)等。
3. 廢棄物之貯存桶(箱)之要求:包括符合 ALARA 以及輻射規範,防腐蝕生鏽等。
4. 貯存之廢棄物型式: 包括防火災、防氣體洩漏等考量。
5. 設施運轉之監控: 包括單一貯存桶之監控，以及整體建築之監視與控管等，以符合 ALARA 以及輻射規範等。
6. 超 C 類廢料貯存: 因台電計畫將貯存 GTCC 於廠房內與其他低放射性廢棄物存放，需評估 GTCC 貯存之位置、擺置情形，與其他空間、

運送動線等。

7. 結束設施運轉之考量：包括廢棄物之搬運，以及一切之清理工作。

其他相關於我國低放射廢棄物相關運作之安全管制重點建議如下：

1. 本研究將對低放射廢棄物相關運作之安全管制重點提出建議，尤其在包括超 C 類(GTCC)廢棄物，比較廠內低放射性廢棄物貯存法與其他廠內貯存法(例如乾式貯存桶)之優缺點。
2. 在核設施永遠停機前，必須展開場地特性調查與低放射廢棄物管理計畫。
3. 執行核一廠除役計畫前，應將低、中、高放射性廢棄物處置場所、用過核子燃料貯存設施，以及外釋計畫列為應優先解決的項目，再來討論技術層面會較為妥當。
4. 在核設施永遠停機後，立即執行主要系統和元件的除污。
5. 除役產生的廢棄物數量與型式，取決於除役的方式。廢棄物若可以處理至解除管制的地步，則可減少廢棄物體積與重量。

六、結論

- (1) 完成蒐集國內外除役放射性廢棄物處理與貯存設施之管制法規、管制指引及技術報告。
- (2) 完成研析比較國內外除役放射性廢棄物處理貯存設施之設計基準與安全要求。
- (3) 完成就除役放射性廢棄物處理貯存設施，提出安全審查重點與管制建議。
- (4) 完成分析各國經驗，提出最適合處理低放射性廢棄物之處理貯存方法。
- (5) 完成建議建立低放射性廢棄物處理貯存設施之法規。

參考文獻

1. Safety Guide No.WS-G-6.1, “IAEA Safety Standards for protecting people and the environment”, IAEA, 2006.
2. NUREG/CR-0130, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station”, US NRC, 1984.
3. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, 1980
4. NUREG/CR-6174, “Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station”, US NRC, 1995.
5. NUREG/CR-5884, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station”, 1995.
6. EPRI 2003, “Radiological Characterizations for Reactor Pressure Vessel and Internals Enhanced SAFSTOR”.
7. NUREG-1640, “Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities”, 2004.
8. Anigstein, R., et al., “Technical Support Document – Potential Recycling of Scrap Metal from Nuclear Facilities, Part I: Radiological Assessment of Exposed Individuals.” Washington, DC.: U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation and Indoor Air”, 2001.
9. DOE, “Basis Inventory for Greater-Than-Class-C Low-Level Radioactive Waste Environmental Impact Statement Evaluations”, 2008.
10. DOE, “Disposal of Greater-Than-Class C (GTCC) Low-Level Radioactive Waste and GTCC-Like Waste (DOE/EIS-0375-D)”, 2011.
11. EPRI, “Waste Management for Decommissioning of Nuclear Power Plants – An EPRI Decommissioning Project Report”, 2014.
12. “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors For Decommissioning Purposes”, IAEA 1998.
13. Klas Lundgren, Jonatan Jiselmark, “Assessment of activity inventories in Swedish LWRs at time of decommissioning”, Paper presented at the seminar ”Decommissioning of nuclear facilities”, Studsvik, Nyköping, Sweden, 14-16 September 2010.
14. <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/independent-spent-fuel-storage-installation-isfsi.html>
15. EPRI, “Reactor Internals Segmentation Experience Report Detailed Experiences 1993–2006, 2007”.

16. <http://www.maineyankee.com/public/MaineYankee.pdf>
17. <http://www.maineyankee.com/>
18. “Interim Storage of Greater than Class C Low Level Waste, Rev. 1”, EPRI 1007862, 2003.
19. Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance – 17, 楊慶威、任天熹，核電廠除役資訊蒐集及分析計畫，行政院原子能委員會核能研究所，民國 102.
20. 周鼎，核設施拆除方式及技術發展之國際資訊研究，核能研究所，102FCMA004，民國 102.
21. Agenda Everett Redmond, “Advancing the Used Fuel Management “, Nuclear Energy Institute， 2013.
22. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System,” Rev. 5, October 2005
23. 核一廠乾式貯存安全分析報告，ISFSI-06-REP-0600，核能研究所，民國 96.
24. 國際核設施除役案例經驗回饋探討，行政院原子能委員會放射性物管理局，委託研究計畫研究報告 102FCMA004，民國 102.
25. 除役計畫法規、規劃與管理綜合報告，行政院原子能委員會放射性物管理局，委託研究計畫研究報告 101，民國 101.
26. 除役大組件切割與包裝綜合報告，核電廠除役資訊蒐集及分析計畫，行政院原子能委員會放射性物管理局，委託研究計畫研究報告 101，民國 101.
27. 陳發能，”核能關鍵報告”，五南出版社，民國 103.
28. Federal Register, Final Rulemaking: Interim Storage of Greater Than Class C Waste; October 11, 2001.
29. Federal Register, Proposed Rulemaking: Interim Storage of Greater Than Class C Waste; June 16, 2000.
30. 10 CFR Part 20, Standards for Protection Against Radiation.
31. 10 CFR Part 30, Rules of General Applicability to Domestic Licensing of Byproduct Material.
32. 10 CFR Part 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.
33. 10 CFR Part 70, Domestic Licensing of Special Nuclear Material.
34. 10 CFR Part 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of

- Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste.
35. <http://www.gtceis.anl.gov/>, Greater-Than-Class C Low-Level Radioactive Waste EIS Information Center
 36. 劉東山，”放射性廢棄物管理”，曉園出版社，民國 100 年
 37. <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByCountry.aspx>.
 38. 日本原子力規制委員會網站, <http://www.nsr.go.jp/english/>
 39. 日本東京電力公司網站, <http://www.tepco.co.jp/en/index-e.html>
 40. Katsumi Ebisawa, “Current status of seismic safety project at JNES”, 2010.11.24
 41. Japan nuclear energy safety organization(JNES)於平成 18 (2006 年)核能電廠除役相關調查報告.
 42. “Cost Estimation for Decommissioning”, OECD 2010 NEA No. 6831, ISBN 978-92-64-99133-0
 43. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for Second Review Meeting, 2001 年十月.
 44. 美國在超 C 類廢棄物之處置狀況, 2009 年 6 月 9 日, 日本原子力安全委員會事務局二分第 18-3 号文件.
 45. 日本根據深度處置低放射性廢物的安全法規, 2007 年 12 月, 原子力安全保安部會廢棄物安全委員會文件.
 46. 日本諸外國在地層處置、淺地中處置制度的管理, 2009 年 6 月 9 日, 原子力安全・保安院 放射性廢棄物規制課二分第 18-1-1 号文件.
 47. 日本諸外國在管理期間終了後的線量基準之概念, 2009 年 3 月 16 日, (財)原子力環境整備促進・資金管理センター資料第 26-3 号文件.
 48. 陳智隆, 任天熹, 林琦峰, “日本 Decommissioning Plan for Hamaoka Nuclear Power Station Unit 1 and Unit 2”, 行政院原子能委員會核能研究所出國報告, 2014.01.07
 49. 日本 Power Reactor Decommissioning: U.S. Perspective on Regulatory Insights and Challenges, April 8, 2015.
 50. 德國核能管制單位網站, <http://www.bmub.bund.de/en/>
 51. 德國 Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste, 30 September 2010.

52. 德國 Decommissioning of RWE nuclear power plants, 2011.09.13.
53. Overview on decommissioning of nuclear facilities in Germany, 2011.11.02.
54. Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors, UNEP YEAR BOOK 2012.
55. EWN-The Greifswald Nuclear Power Plant Site Energiewerke GmbH Waste management & Interim Storage North (ISN), 2012.
56. The EWN dismantling operations and related techniques dismantling of the reactor pressure vessels, 2012.
57. Overview on Decommissioning Projects in Germany, 2013.09.04.
58. Decommissioning and dismantling – Areva, 2013.
59. AREVA Experience in Dismantling of the Primary Circuit, 2014.04.23.
60. 德國 Nuclear Decommissioning, a Utility’s Perspective, 2014.
61. Decommissioning and dismantlement of the Stade nuclear power plant, 2015.
62. Holger Tietze-Jaensch, Stephan Schneider, Yuliya Aksyutina, Dirk Bosbach, Rene Gauthier and Alexander Eissler, “Principles of Product Quality Control of German Radioactive Waste Forms from the Reprocessing of Spent Fuel: Vitrification, Compaction & Numerical Simulation – 12529”, WM2012 Conference, February 26 – March 1, 2012, Phoenix, AZ
63. 白寶實、許文勝、李宜娟、楊雋之, “核能電廠除役計畫審查技術之研究”, 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 2012年12月
64. 馬志銘, ”參加 2013Waste Management 國際研討會心得報告”, 行政院原子能委員會放射性物料管理局出國報告, 2013.04.08
65. 裴晉哲, 劉千田, “核能電廠除役廢棄物審查技術之研究”, 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 2013年12月
66. 周鼎, 張淑君, “主要國家核子反應器設施除役相關法規研究”, 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 2012年12月
67. 姚品全, 陳昭睿, “六價鐵於高濃度頑抗有機廢液處理技術之研究”, 大葉大學, 行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告, 2010.11.30

68. 劉明忠, 邱顯郎, 梁天瑞, 蕭向志, 朱偉朋, 邱垂彥, 方慶隆, 丁宇, 張金和, “考察美國除役中核能電廠”, 經濟部出國報告, 2013.02.06
69. 邱顯郎, 蕭向志, 顏昌發, 張靜, 邱心怡, 謝瑋師, “赴義大利參加 EPRI 核電廠除役會議”, 台灣電力公司出國報告, 2012.12.22
70. 劉東山, “核能電廠除役”, 台電核能月刊, 100 年 5 月 341 期, PP. 16-31
71. 張禕庭, “赴日本研習核能電廠稽察管制技術”, 行政院原子能委員會出國報告, 2013.10.22
72. 核能電廠除役之安全管制規劃, http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_11_3.pdf
73. 施建樑, “核能電廠除役規劃與管理”, 核能研究所簡報, 2011.11.08, http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_11_2.pdf
74. 陳鴻斌, “核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用”, 行政院原子能委員會 99 年度政府科技計畫期末(成果效益)報告
75. 邱太銘, “國外核子動力反應器設施除役概況”, 核能研究所簡報, 2012.08.03, http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_11_1.pdf
76. 吳景輝, “歐盟壓力測試同行審查結果及我國核安管制做為”, 中華民國核能學會第 29 屆第 1 次會員大會, 2012.12.28, http://www.chns.org/upload/download1/u1358737562_7288b2.pdf
77. 王琅琛, “台電公司核能電廠因應福島事故之斷然處置措施說明與介紹”, 核能學會清大演講簡報, 2013 年 4 月 25 日, http://www.chns.org/upload/download1/u1369019445_9791ea.zip
78. DAW and Mixed LLW Processing and Volume Reduction Technologies TR-107331, 1999
79. 「建築物耐震設計規範及說明」, 內政部 100.1.19 台內營字第 0990810250 號令修正
80. 林伯聰, 低放射性廢棄物處置安全管制技術發展, 子計畫二: 低放射性廢棄物處置設施設計, 審查規範精進之研究, 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 中華民國 103 年 12 月
81. 黃秉修, 赴荷蘭、比利時考察放射性廢棄物中期貯存設施, 出國報告, 2015.12.28
82. 低放射性廢棄物(低階核廢料)最終處置的安全管理, 行政院原子能

委員會放射性物料管理局和物料管制網站

- 83.** INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, interim storage of radioactive waste packages. Technical report series No. 390, 1998
- 84.** R.Simenon and O. Smidts ,Radioactive Waste storage facilities – Involvement of AVN in inspection and safety assessment, EUROSAFE