

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

精進核電廠除役低放射性廢棄物
安全審查研究
期末總報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局
執行單位：義守大學
計畫主持人：吳裕文
子項主持人：陳清江、王詩涵、王曉剛
計畫編號：106FCMA014
報告日期：中華民國 107 年 12 月 15 日

精進核電廠除役低放射性廢棄物 安全審查研究

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、楊志馮

王曉剛、劉明樓

研究期程：中華民國 107 年 2 月至 107 年 12 月

研究經費：新臺幣二百七十萬元元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

目 錄

一、摘要.....	1
Abstract.....	3
二、計畫目標.....	6
三、重要成果.....	6
四、展望.....	7
五、附件.....	I
子計畫一：「除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究」 期末報告.....	I
子計畫二：「除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究」期 末報告.....	II
子計畫三：「除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評 估研究」期末報告.....	III

計畫名稱：精進核電廠除役低放射性廢棄物安全審查研究

一、摘要

本計畫共分三個子計畫，各子計畫之摘要分述如下：

子項計畫一：除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究

核一廠一號機將於 107 年 12 月停止運轉，台電公司依法在 104 年 12 月前已經提出除役計畫，並於 105 年通過原能會的初審。其中對低放射性廢棄物整桶量測之技術資訊、品質管制規定及技術規範，須要比較分析國內外低放射性廢棄物整桶量測之管制法規與作業實務，提出我國除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查管制建議。

本計畫收集分析國際上低放射性廢棄物整桶量測之技術資訊、品質管制規定及技術規範，比較分析國內外低放射性廢棄物整桶量測之品保規範與作業實務，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，透過引進美國核管會 NUREG 4.15，ANSI N42.23-1996，與國際標準組織 ISO 17025：2017 等最新修訂版實驗室品質管理系統，提出我國低放射性廢棄物整桶量測品保作業之規範建議，並研訂除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則草案。

本研究之具體目標如下：

- (一) 收集分析國際上低放射性廢棄物整桶計測之技術資訊、安全管制規定及技術規範。
- (二) 比較分析國內外低放射性廢棄物整桶計測之管制法規與作業實務。
- (三) 提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議。
- (四) 建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則。

本計畫已經考量放射性廢棄物整桶量測作業技術特性，針對影響量測品質之關鍵因素，完成除役相關的除役整桶廢棄物輻射量測品保規範建議，作為台電核電廠除役活動產生整桶放射性廢棄物輻射量測之品保稽查依據。並提出放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則

建議。

子項計畫二：除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究

核電廠除役作業期間會產生不同種類低放射性廢棄物，如何有效且安全盛裝管制，容器將扮演一個重要角色，所以在業者進行除役規劃作業階段，即需考量盛裝容器的安全特性並加以規範，以確保貯存安全。本研究是針對以下三個目標進行研究：

- (一) 收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊。
- (二) 比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範。
- (三) 提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則。

已完成蒐集比較分析盛裝容器之技術資訊與管制相關規範，參考國際上具除役經驗國家對低放射性廢棄物盛裝容器管理的經驗，提出盛裝容器使用申請書審查導則草案建議。

子項計畫三：除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估研究

本子計畫主要研究目的分為三個部分：

- (一) 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- (二) 比較分析國內外低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業實務。
- (三) 提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。

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尋覓困難，故本研究將以廠內低放射性廢棄物處理及貯存設施為研究目標，將針對核電廠除役低放廢棄物在運送至處置場前，於廠內增建處理貯存設施，對其預期意外事件評估與應變措施之技術資訊收集，分析國內外的技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊，提出審查導則的建議。

關鍵詞：核能電廠除役、低放射性廢棄物、整桶量測、品保、盛裝容器、應變措施、意外事件評估

Abstract

This project included three sub-project, the abstract of each subject will state as followings :

First Sub-Project:

The unit one reactor of 1st Nuclear Power Plant in Taiwan will permanently shut down in December 2018. Taipower Company had forwarded decommissioning plan before December 2015 and passed the pre-review of Atomic Energy Council in Taiwan. Decommissioning of nuclear facilities must be performed and completed in line with regulatory requirements.

This project collected and analyzed the activity measurement quality assurance related review guide of barrel low-level radioactive waste. Review the status of the domestic operations and the experience of foreign technology, introduce the NRC NUREG 4.15, ANSI N42.23-1996, and the newly issued ISO 17025 : 2017. Propose the draft review guidelines of the measurements for barrel low-level radioactive waste to improve the accuracy of measurements.

The specific objectives of the proposed research are as follows:

1. Collection and analysis of activity measuring technical information for low-level barrel radioactive waste from decommissioning nuclear power plants of local and foreign countries.
2. Comparing and analyzing the regulatory regulations and operational practices for the measurement of low-level barrel radioactive waste at home and abroad.
3. Propose the regulation guide for the activity measurement quality assurance of low-level barrel radioactive waste from decommissioning nuclear power plant.
4. Propose the standard review plan for the activity measurement quality assurance of low-level barrel radioactive waste from decommissioning nuclear power plant.

The plan has considered the technical characteristics of the whole barrel measurement of radioactive waste, and completed the QA guidelines recommendations for the decommissioning of the whole barrel waste measurement, according to the key factor affecting the quality of the radioactive waste measurement. This project produces a basis for quality inspection of the whole barrel of radioactive waste radiation measurement for decommissioning of the Taipower nuclear power plant, and proposed the standard review guidelines for the inspection of the quality assurance of the whole barrel of radioactive waste measurement.

Second Sub-Project:

There are different types of low-level radioactive waste produced during decommissioning of nuclear power plants. Containers play an important role in an effective and safe management of the radioactive waste. Therefore, applicants should consider safety specifications of the containers which ought to be standardized to ensure a safe storage. The specific objectives of the current research are as follows:

1. Collect and analyze the technical information of the low-level radioactive waste containers for decommissioning nuclear power plants
2. Compare domestic and foreign regulations regarding the low-level radioactive waste containers.
3. Propose standard review guidelines for the application of the low-level radioactive waste containers.

The current research collects and compares the technical information of containers and related regulations utilized by some world nuclear sectors. By referred to the management of low-level radioactive waste containers in some countries with decommissioning experience, a draft version of the standard review guidelines for the application of the low-level radioactive waste containers is proposed.

Third Sub-Project:

The main objectives of the third sub-project are focused on three parts:

1. Information collection. The first part of this study is to collect information on accidents and incidents occurred during treatment and storage of low-level waste especially generated from decommissioned power plants in some major countries using nuclear energy. Attention will be focused on how and what accidents are likely to anticipate to occur, the assessments of accident scenarios and consequences, the emergency response plans to the accidents, and techniques of regulatory control and investigation on safety, and the establishment and implementation of review guidelines or standard review plans.
2. Comparisons between domestic and foreign plans in practice. The second part of this study is to make comparisons between Taiwan and other countries on anticipation, assessment, and response to the accidents of low-level waste facilities. A further evaluation will be made on the suitability of applying foreign experience and techniques to Taiwan during the scope of treatment and storage of low-level waste.
3. Proposal of the guidelines. The main object of this study is to make a recommended proposal of the review/investigation guidelines or standard review plans on anticipation, assessment, and response plans to/of the accidents that would occur during treatment and storage of low-level waste in Taiwan.

Due to the uncertainties in locating final repository sites, this study is based on the on-site storage of the low-level waste generated during decommission of the power plants. Accidents that are likely to occur during the interim on-site storage of the low-level waste will be analyzed, anticipated, and assessed. The final review/investigation guidelines on safety regarding the accidents and associated assessments and response plans are proposed.

Keywords: Nuclear power plant decommissioning, low-level barrel radioactive waste, measurement quality assurance, container, response plans, assessments of accident

二、計畫目標

核電廠運轉執照到期後將如期執行除役計畫，除役作業中所產生低放射性廢棄物安全管制必須足以保障公眾之健康安全、消除對環境保護及生態保育之影響、符合輻射防護作業及放射性物料管理規定等要求，故須參酌國際核能先進國家管制作法與實務經驗，以確保除役放射性廢棄物安全管制規範之完備。

本研究計畫針對核電廠除役低放廢棄物在遷移至處置場前，收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前之前處理、處理、貯存及運送的技術經驗與安全管制規定。本計畫共分三個子計畫，各子計畫目標分述如下：

子項計畫一：除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究

收集分析國際上低放射性廢棄物整桶計測之技術資訊、安全管制規定及技術規範，比較分析國內外低放射性廢棄物整桶計測之管制法規與作業實務，提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議。並能建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則。

子項計畫二：除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究

收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊，比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範，提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則。

子項計畫三：除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估研究

收集分析國際上低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊，比較分析國內外低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業實務，提出我國低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之審查導則。

三、重要成果

(一) 研發成果

本計畫目前已經完成中中和期末報告各一篇，計畫論文及簡報經「107年度行政院原子能委員會委託研究計畫成果發表會」發表，授權行政院原子能委員會核能研究所進行編輯、刊印、製作光碟及放置於

授權對象,或本次研討會及相關論文、簡報發表會之專屬網站,以提供使用人閱覽、列印等,並同意上列計畫論文,與其他發表人之論文編纂成電子書對外出版、銷售。

(二) 技術創新

1. 完成低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範草案。
2. 完成低放射性廢棄物整桶量測品質保證規範之審查導則草案。
3. 完成低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則草案。
4. 完成低放廢棄物處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則草案。
5. 完成低放廢棄物貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則草案。

四、展望

展望未來,期盼能夠邀請學者專家與業界代表共同討論,將(1)低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範草案、(2)低放射性廢棄物整桶量測品質保證規範之審查導則草案、(3)低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之審查導則、(4)低放廢棄物處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則、和(5)低放廢棄物貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則等文件,轉成正式規範。

五、附件

子計畫一：「除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究」期末報告

子計畫二：「除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究」期末報告

子計畫三：「除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估研究」
期末報告

行政院原子能委員會放射性物料管理局

精進核電廠除役低放射性廢棄物安全審查研究

子項計畫一：

除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究

期末報告

受委託單位： 義守大學

子計畫執行人： 陳清江 吳裕文

計畫編號： 106FCMA014

中華民國 一〇七 年 十二 月

(本頁空白)

目錄

中文摘要

Abstract

一、研究背景與目的.....	I-1
1.1 前言.....	I-1
1.2 研究目的.....	I-2
二、研究規劃與方法.....	I-4
三、除役放射性廢棄物管理介紹.....	I-6
3.1 核設施除役廢棄物之來源與類型.....	I-6
3.1.1 主要來源廢棄物類型.....	I-6
3.1.2 次要來源廢棄物類型.....	I-7
3.2 除役廢棄物減量策略.....	I-7
3.3 解除管制.....	I-8
3.4 除役廢棄物減容方法.....	I-9
3.5 大型組件處理方法.....	I-10
3.6 各國低放射性廢棄物分類現況.....	I-11
3.6.1 國外低放射性廢棄物分類現況.....	I-11
3.6.2 我國低放射性廢棄物分類規定.....	I-14
四、低放射性廢棄物之整桶量測方法.....	I-19
4.1 低放射性廢棄物之整桶表面劑量率量測方法.....	I-19
4.2 低放射性廢棄物桶加馬核種分析與活度量測.....	I-22
4.2.1 加馬核種活度量測簡介.....	I-22
4.2.2 區段式加馬能譜儀.....	I-23
4.2.3 AUTO Q2 加馬量測系統.....	I-24
4.2.4 現場式活度偵檢系統(ISOCS).....	I-26
4.2.5 整桶加馬能譜計測設備.....	I-27
4.2.6 廢棄物桶檢查系統.....	I-29
4.3 國內解除管制量測能力試驗.....	I-31
4.3.1 能力試驗之方法.....	I-32

4.3.2 結果.....	I-32
五、核電廠除役放射廢料量測品質保證之審查管制建議.....	I-34
5.1 國際除役核電廠低放射性廢棄物活度量測品保文件分析.....	I-34
5.1.1 美國核管會 (NRC) NUREG 4.15 指引.....	I-34
5.1.2 ISO/IEC 17025: 2017	I-36
5.1.3 ANSI N42.22 95th Edition	I-36
5.1.4 ANSI N42.23	I-36
5.1.5 ANSI N13.30-2011	I-37
5.1.6 ISO 19017:2015	I-38
5.2 TAF 對放射性廢棄物實驗室量測品保的特別要求.....	I-44
5.2.1 實驗室應有適當之設施與環境.....	I-45
5.2.2 實驗室應配置適當之輻射偵測器與污染偵測器.....	I-46
5.2.3 實驗室之輻射安全與工業衛生安全均應兼顧.....	I-46
5.2.4 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。.....	I-46
5.2.5 校正用射源、參考物質、放射源、放射性廢棄物 (固體) 等.....	I-46
5.2.6 實驗室負責人應負責實驗室內及其外圍之輻射安全.....	I-46
5.2.7 實驗室每年應至少進行一次量測系統之計測效率校正.....	I-46
5.2.8 測試項目.....	I-47
5.2.9 測試能力.....	I-47
5.2.10 量測不確定度評估.....	I-47
5.2.11 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.....	I-48
5.2.12 能力試驗執行機構應對實驗室的測試結果作評估.....	I-48
5.2.13 由能力試驗執行機構提供之測試樣品.....	I-48
5.3 除役核電廠廢棄物量測及其品質保證之審查管制建議.....	I-48
5.4 低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範草案.....	I-51
六、低放射性廢棄物整桶量測之品質保證作業導則.....	I-516
第一章 組織與權責.....	I-55
第二章 人員資格規定.....	I-56
第三章 品質管制紀錄.....	I-56

第四章 報告.....	I-57
第五章 抽樣之品質管制.....	I-57
第六章 分析設備與方法之品質管制.....	I-57
第七章 內部稽核與改正行動.....	I-60
第八章 量測不確定度評估.....	I-61
第九章 量測追溯性.....	I-62
七、低放射性廢棄物整桶量測品保作業規範之審查導則(草案)	I-63
第一章 組織與權責.....	I-63
第二章 人員資格規定.....	I-65
第三章 品質管制紀錄.....	I-67
第四章 報告	I-70
第五章 抽樣之品質管制.....	I-71
第六章 第一節 分析實驗室之設施與環境管制.....	I-72
第六章 第二節 分析實驗室之儀器與設備品質管制.....	I-75
第六章 第三節 輻射度量儀器之能譜計測效率校正.....	I-77
第六章 第四節 輻射度量儀器之功能與背景和效率測試.....	I-80
第六章 第五節 計算之驗證.....	I-83
第六章 第六節 可接受的最低可測活度(AMDA).....	I-85
第七章 內部稽核與改正行動.....	I-87
第八章 量測不確定度評估.....	I-90
第九章 量測追溯性.....	I-92
參考文獻	I-93

圖目錄

圖 3.2-1、核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖	I-8
圖 4.2.2-1、區段式加馬能譜儀 SGS [McClelland 2003]	I-23
圖 4.2.3-1、AUTO Q2 加馬量測系統照片	I-24
圖 4.2.3-2、AUTO Q2 加馬量測系統主要組件示意圖	I-24
圖 4.2.3-3、整桶廢棄物活度分布及偵檢器回應示意圖	I-26
圖 4.2.4-1、現場式活度偵檢系統	I-27
圖 4.2.5-1、加馬核種整桶量測系統 資料出處：與圖 4.2.4-1 相同	I-28
圖 4.2.5-2、核研所三貯庫廢棄物整桶加馬能譜計測設備	I-28
圖 4.2.6-1、WDIS 廢棄物桶輸送與外觀檢查單元	I-30
圖 4.2.6-2、WDIS 廢棄物桶表面劑量率與表面污染擦拭總 α 量測單元	I-30
圖 4.2.6-3、WDIS 廢棄物桶加馬核種活度量測單元	I-31

表目錄

表 3.3-1、部分國家主要核種無條件解除管制基準比較表	I-9
表 3.5-1、美國除役核能電廠大型組件移除與處置一覽表	I-10
表 3.6.1-1、核能先進國家與國際原子能總署放射性廢棄物分類摘要	I-12
表 3.6.1-2、美日法等國低放射性廢棄物法規濃度上限值之比較	I-13
表 3.6.2-1 單一長半化期核種濃度(附表一).....	I-15
表 3.6.2-2 單一長半化期核種濃度(附表二).....	I-15
表 3.6.2-3 核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果.....	I-16
表 4.1-1 表面輻射劑量率量測紀錄表	I-21
表 4.2.1-1、國內量測設備異同比較	I-22
表 5.1-1 主要放射性廢棄物活度量測品保標準文件摘要	I-39
表 5.1-2 主要國際輻射量測品保規範比較	I-41

中文摘要

核一廠一號機將於 2018 年 12 月停止運轉，台電公司依法在 2015 年 12 月前已經提出除役計畫，並於 2016 年通過原能會的初審。其中對低放射性廢棄物整桶量測之技術資訊、品質管制規定及技術規範，須要比較分析國內外低放射性廢棄物整桶量測之管制法規與作業實務，提出我國除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查管制建議。

本計畫收集分析國際上低放射性廢棄物整桶量測之技術資訊、品質管制規定及技術規範，比較分析國內外低放射性廢棄物整桶量測之品保規範與作業實務，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，透過引進美國核管會 NUREG 4.15，ANSI N42.23-1996，與國際標準組織 ISO 17025：2017 等最新修訂版實驗室品質管理系統，提出我國低放射性廢棄物整桶量測品保作業之規範建議，並研訂除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則草案。

本研究之具體目標如下：

- 一、收集分析國際上低放射性廢棄物整桶計測之技術資訊、安全管制規定及技術規範。
- 二、比較分析國內外低放射性廢棄物整桶計測之管制法規與作業實務。
- 三、提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議。
- 四、建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則。

本計畫已經考量放射性廢棄物整桶量測作業技術特性，針對影響量測品質之關鍵因素，完成除役相關的除役整桶廢棄物輻射量測品保

規範建議，作為台電核電廠除役活動產生整桶放射性廢棄物輻射量測之品保稽查依據。並提出放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議。

關鍵詞：核能電廠除役、低放射性廢棄物整桶量測、品保

ABSTRACT

The unit one reactor of 1st Nuclear Power Plant in Taiwan will permanently shut down in December 2018. Taipower Company had forwarded decommissioning plan before December 2015 and passed the pre-review of Atomic Energy Council in Taiwan. Decommissioning of nuclear facilities must be performed and completed in line with regulatory requirements.

This project collected and analyzed the activity measurement quality assurance related review guide of barrel low-level radioactive waste. Review the status of the domestic operations and the experience of foreign technology, introduce the NRC NUREG 4.15, ANSI N42.23-1996, and the newly issued ISO 17025 : 2017. Propose the draft review guidelines of the measurements for barrel low-level radioactive waste to improve the accuracy of measurements.

The specific objectives of the proposed research are as follows:

1. Collection and analysis of activity measuring technical information for low-level barrel radioactive waste from decommissioning nuclear power plants of local and foreign countries.
2. Comparing and analyzing the regulatory regulations and operational practices for the measurement of low-level barrel radioactive waste at home and abroad.
3. Propose the regulation guide for the activity measurement quality assurance of low-level barrel radioactive waste from decommissioning nuclear power plant.
4. Propose the standard review plan for the activity measurement

quality assurance of low-level barrel radioactive waste from decommissioning nuclear power plant.

The plan has considered the technical characteristics of the whole barrel measurement of radioactive waste, and completed the QA guidelines recommendations for the decommissioning of the whole barrel waste measurement, according to the key factor affecting the quality of the radioactive waste measurement. This project produces a basis for quality inspection of the whole barrel of radioactive waste radiation measurement for decommissioning of the Taipower nuclear power plant, and proposed the standard review guidelines for the inspection of the quality assurance of the whole barrel of radioactive waste measurement.

Keywords: Nuclear power plant decommissioning, low-level barrel radioactive waste, measurement quality assurance.

一、研究背景與目的

1.1 前言

核一廠一號機將於2018年12月面臨運轉40年屆齡停機作業，目前核一廠除役計畫已經獲得原能會初審通過。審核小組審核除役規劃書，需要許多專長之專家擔任審核委員。藉此研發計畫，對於進行除役、拆廠過程中重要技術之深入瞭解，將可以強化審核能量，以應日後相關工作之需。

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」第二章「低放射性廢棄物最終處置要求」，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。依照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之精確度，有賴良好的品質管制制度之運作來維持。

針對除役低放射性廢棄物，我國已經訂定”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，而整桶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來維持。因此低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則是一重要的待研究課題。

國際間低放射性廢棄物整桶活度量測設備，大部分為美國 Canberra 與 ORTEC公司所製造。Canberra 公司所製造之量測設備，其型態可分為移動式與固定式之加馬活度量測裝置；移動式單純鍍偵檢器(ISOCS)，可搭配2.5公分或5公分之鉛屏蔽，以及不同角度的準直器進行量測；另外固定式整桶加馬活度偵檢器(Auto Q2)，則由固定式三套純鍍偵檢器，搭配屏蔽計測外箱與機械式輸送帶所組成。兩種量測設備之純鍍偵檢器皆利用蒙地卡羅法程式作效率校正(MCNP-Characterized)，利用幾何模型模擬樣品形狀與活度分佈，再經由數學模式計算效率校正曲線。ORTEC 公司所製造之量測設

備，則為移動式單純銻加馬活度量測裝置(ISOCART)，利用ISOTOIC 軟體計算不同量測物件中核種之計測效率。塑膠閃爍體總加馬量測系統(SWAM2與SWAM3)，則為核研所參考國外產品自行研發之55 加侖桶型廢棄物總加馬活度量測設備，為一個6 面鉛屏蔽之 4π 總加馬活度計測系統，無法正確判定核種。

我國目前使用中的低放射性廢棄物整桶量測儀器，大部分以量測加馬能譜的方式同時判定廢棄物中放射核種種類與活度。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較實驗，國內有6部純銻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5桶活度非均勻分布之金屬桶，與已知標準值比較 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 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，比較結果全體參與偵檢器的平均值 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 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。

核電廠除役的低放射性廢棄物量測作業在國外已經有相當多經驗，本計畫將收集分析國外相關電廠的除役經驗報告，針對整桶低放射性廢棄物之量測與分析技術資訊深入了解，並提出我國核能電廠除役放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議。

本計畫將針對除役核電廠低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查研究技術作深入的探討，參考國外經驗與國內技術運作現況，透過引進國際量測品保標準文件，建立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。

1.2 研究目的

擬研究之具體目標如下：

- 一、收集分析國際上低放射性廢棄物整桶計測之技術資訊、安全管制規定及技術規範。

- 二、比較分析國內外低放射性廢棄物整桶計測之管制法規與作業實務。
- 三、提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議。
- 四、建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則。

二、研究規劃與方法

一般核能設施運轉 40 年後即面臨除役，產生大量之低活度放射性廢棄物待處理，而依據歐美及日本等先進國家之實務經驗，極低活度放射性廢棄物佔放射性廢棄物總量的 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，處理其低放射性廢棄物，預期未來隨各核能電廠之除役將會陸續產生大量極低活度整桶放射性廢棄物，除役廢棄物均需依據擬訂之量測程序進行量測分析，以確保整桶廢棄物之比活度符合管理辦法的要求，再據以執行處理、貯存或外釋作業。

整桶低活度放射性廢棄物量測儀器主要分為表面輻射劑量率度量與核種活度量測量兩大類。其量測品保作業主要包括：

- 一、輻射劑量率度量應考量儀器規格、儀器校正頻度、校正單位與標準操作程序書等項。
- 二、核種活度分析儀器比較複雜，又分成總加馬與加馬能譜分析兩種。應考量人員訓練、實驗室環境管制、儀器特性、功能、最低可測值 (MDA，包含計測時間、效率和背景值等因素)、校正頻度、校正方法、量測追溯、例行品管項目、量測不確定度評估和標準操作程序書等項目。

本計畫之研究方法將收集分析比較國際間對輻射劑量與放射核種活度量測及其品質保證要求，包括美國核管會 NUREG 4.15, ISO 17025、ISO 19017、ANSI N42.22，N42.23，N13.30 等 6 份文件的探討。其次對 ISO 認證體系對實驗室認證的品質 (ISO 9000) 要求和技術要求 (IEC Guide 25) 的要項做一說明，並擷取台電核一廠除役計畫第十五章中提到的品保內容，考量放射性廢棄物整桶量測作業技術特性，針對影響量測品質之關鍵因素，提出除役相關的除役整桶廢棄物輻射量測品保規範建議，作為台電核電廠除役活動產生整桶廢棄物輻射量測品保稽查之依據。提出放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議，擬執行的研究程序如下：

- 一、收集分析國際上低放射性廢棄物整桶計測之技術資訊、安全管制規定及技術規範。
- 二、比較分析國內外低放射性廢棄物整桶計測之管制法規與作業實務。
- 三、提出我國低放射性廢棄物整桶計測品保作業之審查管制建議。
- 四、建立除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則。

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，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整桶量測品保作業之審查規範，以確保除役計畫之完備。

除役低放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則草案，將針對影響量測品質之重要項目，依下列格式分項撰寫。

- (一) 審查範圍
- (二) 程序審查
- (三) 審查要點與接受基準
- (四) 審查發現
- (五) 相關法規與技術規範

三、除役放射性廢棄物管理介紹

核能電廠除役將產生大量各式各樣類型的物質，這些物質可能被以放射性廢棄物處理與處置或可能被除污後作為非放射性物質釋出，核設施除役階段廢棄物管理比運轉階段更具有挑戰性，需要審慎規劃因應。

核設施整個生命週期所產生的放射性廢棄物可區分為運轉廢棄物、維護廢棄物及除役廢棄物三大類，前二者可利用既有處理與貯存設施處理，除役廢棄物需要審慎管理以確保在適當的環境與經濟條件下可供再利用、貯存或處置。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。

3.1 核設施除役廢棄物之來源與類型

3.1.1 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組件、中子活化組件、生物屏蔽、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，面臨移除、包裝、減容與處置等挑戰。

源自輕水式反應器除役的物質歸類如下：

- 反應器壓力槽與其內部組件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

3.1.2 次要來源廢棄物類型

次要來源廢棄物類型包括進行調查樣品、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、輻射管制帳篷、防護衣、污染的設備/工具、除污廢棄物流(Waste material logistics 指將經濟活動中失去原有使用價值的物品,根據實際需要進行收集、分類、加工、包裝、搬運、貯存等除汙後產生的廢棄物,並分別送到專門處理場所時所形成的物品實體流動。)、除污設備、鷹架(scaffolding)/升降機、吊裝/索具項目、其他殘留物質、容器與廢棄物包裝等。以最小化次要廢棄物流產生方法減少總廢棄物體積。

3.2 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量最小化。將放射性廢棄物的產生與擴散機會最小化,可使放射性廢棄物產量最小化,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核電廠管理的主要責任之一。

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,因此核設施放射性廢棄物存量需精確估算並作輻射進行調查,執行最小化措施以降低放射性廢棄物處理、整備、貯存與最終處置的數量,並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。良好的減容措施能減少廢棄物體積一個數量級以上,核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖如圖 3.2-1 所示。

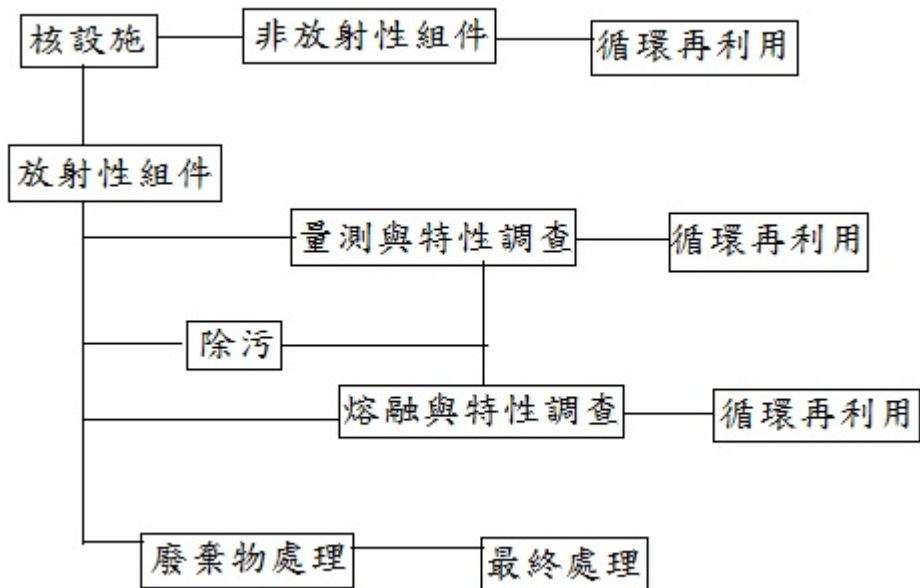


圖 3.2-1、核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖

(補充資料出處：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
核能電廠除役廢棄物審查技術之研究計畫編號：102FCMA006)

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、次要環路與其他輔助設施拆除所產生的鋼、有色金屬(指除鐵、鉻、錳外，存在自然界中的金屬)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、外釋限值驗證量測及超過外釋限值的除污，若隔離、除污及解除管制程序執行恰當，除役程序所產生需處理與處置的放射性廢棄物數量可以大幅降低。

3.3 解除管制

解除管制是將放射性物質自法規管制移除，也是除役重要層面，因為會影響必須處置的放射性廢棄物體積。國際原子能總署(IAEA)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，其劑

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建議，均訂定解除管制基準，我國的解除管制基準均依 IAEA 之建議訂定，部分國家解除管制基準詳見表 3.3-1。

表 3.3-1、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

3.4 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/吸附法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。蒸發法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。

廢樹脂不能直接固化，它的處理方式比較麻煩。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。

3.5 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整件移除。大型組件處置方式採用切割裝桶處置或整件直接處置。美國部分除役中核能電廠為大幅降低職業輻射曝露劑量、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，詳見表 3.5-1。

表 3.5-1、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	蒸汽產生器下部組件	Barnwell	2001 年
Yankee	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

3.6 各國低放射性廢棄物分類現況

放射性廢棄物分類必須考慮核種衰變之半衰期。第一，長半衰期放射性核種具有的潛在危害性會持續很久，有可能超出人為的監管限期和廢棄物形態及工程障壁之有效期。第二，短半衰期放射性核種之濃度監測，確保可利用人為的監管期，針對主要考慮因素訂定廢棄物形態特性及處置方式之各種品管技術要求，將放射性核種之傷害有效的阻絕，而保障一般民眾及工作人員之健康和安​​全，同時維護環境長期免受損害。

低放射性廢棄物分類主要依據放射核種量測結果做分類，包括純貝它、阿伐放射核種與加馬核種量測，欲得到精準的定性與定量分析數據，實驗室需要建立良好的量測品質保證制度。

3.6.1 國外低放射性廢棄物分類現況

目前各國並無統一的放射性廢棄物分類制度，大部分皆依照其各國特殊國情及最終處置的策略而訂定其分類制度。表 3.6.1-1 所示為核能先進國家與國際原子能總署(IAEA)對放射性廢棄物分類之摘要。表 3.6.1-2 為美日法等國低放射性廢棄物法規濃度上限值之比較。

表 3.6.1-1、核能先進國家與國際原子能總署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:阿伐放射性廢料 • 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 期內。 • 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

	<ul style="list-style-type: none"> 高放射性廢料
國際原子能總署 (IAEA)	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:中量短半衰期廢料 第 V 級廢料:低量短半衰期廢料

表 3.6.1-2、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
	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)

3.6.2 我國低放射性廢棄物分類規定

我國「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第二章第 3 條規定低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分類規定如下：

- 一、A類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)附表一(表 3.6.2-1)濃度值之十分之一倍及低於(含)附表一(表 3.6.2-1)第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入附表一(表 3.6.2-1)及附表二(表 3.6.2-2)者。
- 二、B類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表二(表 3.6.2-2)第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者。
- 三、C類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一(表 3.6.2-2)濃度值十分之一倍且低於(含)表一之濃度值者；或高於表二第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。
- 四、超C類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表之濃度值者；或高於表二第三行之濃度值者。

第 4 條規定低放射性廢棄物最終處置，應依下列規定：

- 一、A類廢棄物應符合第五條之規定。A類廢棄物與B類廢棄物或C類廢棄物混合處置者，應符合B類廢棄物或C類廢棄物之相關規定。
- 二、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。
- 三、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，以保障監管後誤入者之安全。
- 四、超C類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。未固化之A類廢棄物，應盛裝於經主管機關核准至少能維持一百年結構完整之容器或封存於具相同容器功能之工程結構中進行處

置。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。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{i,0}} \leq 1 \quad (1)$$

註一:式中 C_i : 第 i 個核種之濃度。 $C_{i,0}$: 第 i 個核種第 0 (0=A,B,C) 類之濃度值。 n : 所含核種之數目。 若滿足上式，則可歸為第 0 (0=A,B,C) 類廢棄物。

依核一廠除役除設計畫書推估結果，放射性廢棄物總數量(桶)如表 3.6.2-3 所示。

表 3.6.2-1 單一長半化期核種濃度(附表一)

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

表 3.6.2-2 單一長半化期核種濃度(附表二)

核種	濃度值(TBq/m ³)		
	第一行	第二行	第三行
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	1.3	26	260
^{90}Sr	0.0015	5.6	260
^{137}Cs	0.037	1.6	170

註一：B類廢棄物及C類廢棄物並無此核種濃度值之限制。可從實際執行運送、吊卸與最終處置作業時，考量體外輻射與衰變熱，而限制這些核種之濃度。除非由本表內其他核種決定廢棄物歸於C類廢棄物，否則應歸於B類廢棄物。

註二：多核種之分類：若低放射性廢棄物中含有多核種時，其分類應按下式判斷。

表 3.6.2-3 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)
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 閘件	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 加	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

核能電廠運轉所產生之超 C 類廢棄物屬於低放射性廢棄物的範疇，與一般低放射性廢棄物的差異，主要為長半衰期核種含量較高。而這些長半衰期核種衰變機制主要為阿伐(α)或貝他(β)衰變，無法穿透低放射性廢棄物經安定化程序處理後之水泥固化體，故低放射性廢棄物之分類與表面劑量率

並無直接關係。因此在低放射性廢棄物處理及貯存的安全要求上，超 C 類與一般低放射性廢棄物並無差異，僅在未來進行最終處置時因其長半衰期核種含量較高，須依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第四條規定取得主管機關同意後才可於低放射性廢棄物最終處置設施進行處置。

目前貯存於核一、二、三廠及蘭嶼貯存場之低放廢棄物桶，不管是桶表面劑量或活度均未超出貯存設施之設計標準，皆符合貯存相關法規之規定。

四、低放射性廢棄物之整桶量測方法

對於放射性廢棄物產生單位之量測能力與公信力的展現，在放射性廢棄物長期追溯與量測品質保證制度是相當重要的，在相關單位與主管機關有效監督與管制下，可增進民眾對於放射性廢棄物處置的接受度，因此在國際上，也普遍的受到關注。低放射性廢棄物之整桶量測主要包括 1. 表面劑量率量測方法，2. 低放射性廢棄物桶加馬核種能譜分析。在低放射性廢料裝桶之前應根據其來源，考量其中除 Co-60 及 Cs-137 等加馬核種外，有無長半衰期之難測核種，如 ^{99}Tc 、 ^{129}I 等貝它核種及 ^{241}Am 、 ^{238}Pu 、 $(^{239+240})\text{Pu}$ 等阿伐核種。長半衰期之難測核種濃度的測定對於廢棄物管理、環境監測、地質研究等皆有其重要性。因此應先考慮上述長半衰期難測核種的比例因數(scaling factor)。

4.1 低放射性廢棄物之整桶表面劑量率量測方法

目前我國核能電廠為妥善處理與管理運轉過程中所產生之各類放射性廢棄物，設置放射性固體廢棄物處理系統，處理乾、濕式固體廢棄物，來達到廢棄物減容目的，並降低廠內工作人員的輻射劑量。

桶裝容器的表面輻射劑量率區分目的在廢料桶進入貯存庫時，將高劑量率桶放置於底部或中心位置，低劑量率桶放置於外圍或上層，以達到自我屏蔽效果，降低廠外輻射劑量率，包含運作的輻射防護及便利性。

有關桶裝容器的表面輻射劑量率量測，一般使用手提式輻射偵檢器進行現場測量，其使用儀器規格與量測方法會影響準確度，尤其易受現場偵測地點背景輻射干擾。至於其量測方法則未見詳細的量測規範。經查現有相關輻防法規，在放射性物質安全運送規則第四十二條第三款規定，...在例行運送狀況下，運送工具外表面任一點之輻射強度不得大於每小時二毫西弗；距外表面二公尺處不得大於每小時○·一毫西弗。第四十四條規定包件或外包裝除以專用運送，或作專案核定運送外，其外表面上之任一點，最大輻射強度不得大於每小時二毫西弗。核能研究所對外放射性廢棄物接收處理注意事項：5.2 節包裝及標示規定，...(一)可燃性固體放射性廢棄

物，...表面輻射劑量率不得超過 0.5 毫西弗／小時，一公尺處不得超過 0.1 毫西弗／小時，包件外表面不得有污染。(二)非燃性固體放射性廢棄物，...包件表面劑量率不得超過 2 毫西弗／小時，一公尺處不得超過 0.1 毫西弗／小時，包件外表面不得有污染，內容物不得含有自由水。

核一廠除役計畫書對金屬類表面輻射劑量率偵測作業程序如下：以 AT 1121 (或同等級功能之設備，AT 1121 為白俄羅斯 ATOMTEX 公司生產之攜帶式多功能大範圍加馬劑量測量儀器，可作為組織等效劑量偵測器，可進行環境等效劑量和劑量率量測)背景值偵測(應於第一階段偵測即進行)，距待測金屬 3 m~5 m，且確定無其他輻射源影響下進行背景值偵測。若背景值高於 0.12 $\mu\text{Sv/h}$ ，則將 AT 1121 加鉛套；若仍高於 0.12 $\mu\text{Sv/h}$ 時，則認定為不適合之偵測地點；另選擇背景劑量率低於 0.12 $\mu\text{Sv/h}$ 之適當地點，再進行偵測作業。

核研所針對廢棄物之表面直接輻射劑量率偵測作業程序如下：使用測量環境級之加馬輻射劑量率之儀器，首先量測偵測場所之輻射背景值，確認輻射劑量率背景值 $< 0.2 \mu\text{Sv/h}$ ，其次將偵測器貼近待測物件各表面，偵測結果亦在輻射背景值正常變動範圍內。若有超過背景值者，則挑出不列入「一定活度或比活度以下放射性廢棄物」；如量測結果在背景值之正常變動範圍內，表示合格，記錄度量結果(如表 4.1-1)。

有關表面輻射劑量率的要求常出現在法規中，但是對於如何測量則未見詳細的量測規範，若缺乏詳細的表面輻射劑量率量測規範，則其量測結果將參差不齊，因此訂定表面輻射劑量率規範是必要的。

表 4.1-1 表面輻射劑量率量測紀錄表

量測日期：____年____月____日

包裝及特性：_____

量測地點：_____ 背景輻射劑量率：_____μSv/h

儀器型號與序號：_____ 校正日期：____年____月____日

校正單位：_____

※ 輻射偵測合格標準：背景值須 < 0.2 μSv/h，且偵測結果在背景值正常變動範圍內。

編號	重量(kg)	表面輻射劑量率 (μSv/h)	備註

偵測人：_____

輻防人員：_____ 輻防證照號碼：_____

審核者：

4.2 低放射性廢棄物桶加馬核種分析與活度量測

低放射性廢棄物需計算分析各放射性核種之活度，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。

4.2.1 加馬核種活度量測簡介

要測量廢棄物中加馬核種(例 Co-60、Cs-137、Cr-51...) 活度，初期將抽取少量樣品量測，使用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，探討目前世界各國實際執行廢棄物量測加馬核種及活度主要計測系統，以高純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、AUTO 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 4.2.1-1。這些設備特性與功能分別詳述如下：

表 4.2.1-1、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 上下移動
SGS 系統	HP-Ge/1~3	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

4.2.2 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，因此採用一至數個配備準直儀（collimator）之 HPGe 偵檢器，伴隨待測桶軸向上下移動，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，但相對也需要更長的計測時間。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 4.2.2-1），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。

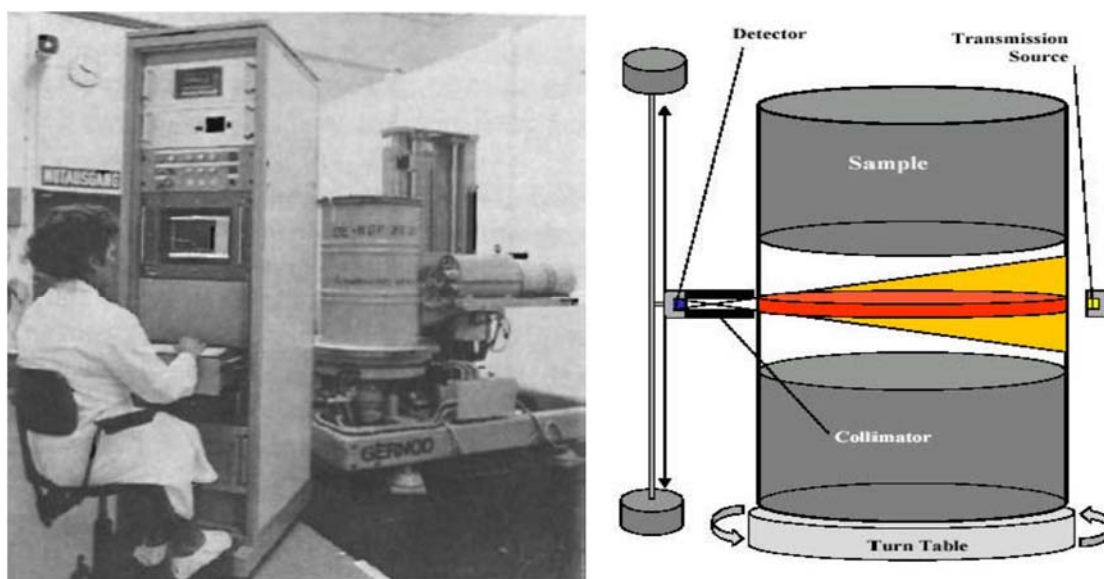


圖 4.2.2-1、區段式加馬能譜儀 SGS [McClelland 2003]

4.2.3 AUTO Q2 加馬量測系統

AUTO Q2 加馬量測系統(CANBERRA, Auto Q2 Low Level Waste Assay System)在核能研究所及台電核能三廠分別各設置一套(如圖 4.2.3-1),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 4.2.3-2 所示。



圖 4.2.3-1、AUTO Q2 加馬量測系統照片

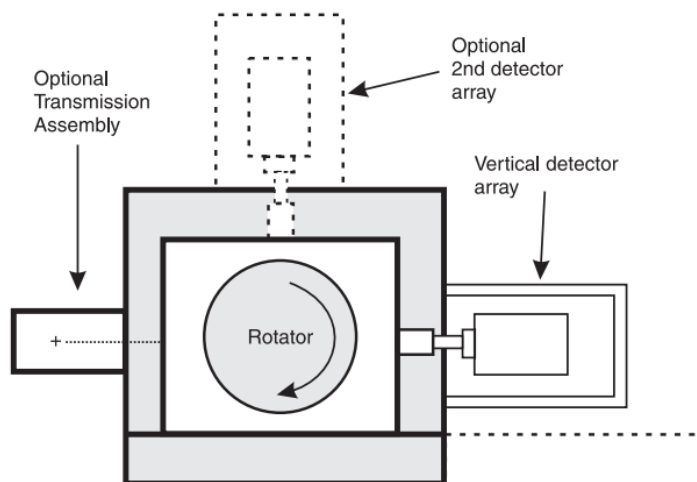


圖 4.2.3-2、AUTO Q2 加馬量測系統主要組件示意圖

- 系統主要特性包含：

- 一、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。
- 二、屏蔽式計測外箱：可大幅減少背景輻射干擾，降低偵測下限。
- 三、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，用以降低儀器無感時間(dead time)以提升活度量測準確度。

經由核研所以實際系統性能測試評估顯示：

- 一、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。
- 二、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 0.01 Bq/g 以下，此低限已達解除管制法規最低限值要求。
- 三、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%）。

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可能包含高污染活度（Hot Spot），其示意圖如圖 4.2.3-3。由相關性能測試顯示 AUTO 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。

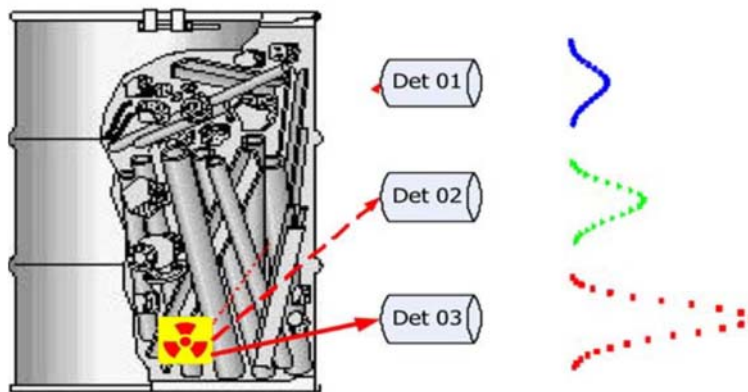


圖 4.2.3-3、整桶廢棄物活度分布及偵檢器回應示意圖

4.2.4 現場式活度偵檢系統(ISOCS)

現場式活度計測系統 (In-situ object counting system, 簡稱 ISOCS) (如圖 4.2.4-1)，本量測系統採用寬能量高純鍍偵檢器，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°)的準直器，可有效降低周遭背景干擾；利用幾何模板(geometry template)之屏蔽/準直器(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 4.2.4-1、現場式活度偵檢系統

資料出處：WASTE MANAGEMENT FOR DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS: AN EPRI DECOMMISSIONING PROGRAM REPORT, Richard McGrath, Sweden April 8-10, 2014

4.2.5 整桶加馬能譜計測設備

國內在 1998 年由核研所首度引進“整桶度量”設備(如圖 4.2.5-1)，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 2008 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主要係接收國內農工醫研究等小產源低放射性廢棄物，第三貯存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 4.2.5-2）作為取得廢棄物中核種資訊之重要設備。



圖 4.2.5-1、加馬核種整桶量測系統

資料出處：與圖 4.2.4-1 相同



圖 4.2.5-2、核研所三貯庫廢棄物整桶加馬能譜計測設備

4.2.6 廢棄物桶檢查系統

台灣電力公司核一、二、三廠新建廢棄物貯存倉庫，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, 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 4.2.6-1)、桶表面污染擦拭總 α 量測單元(如圖 4.2.6-2)及加馬核種活度量測單元(如圖 4.2.6-3)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 4.2.6-1、WDIS 廢棄物桶輸送與外觀檢查單元



圖 4.2.6-2、WDIS 廢棄物桶表面劑量率與表面污染擦拭總 α 量測單元



圖 4.2.6-3、WDIS 廢棄物桶加馬核種活度量測單元

4.3 國內解除管制量測能力試驗

依據行政院原子能委員會於 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」，國內各核能設施運轉單位執行核設施除役及營運產生放射性廢棄物的分類、量測與外釋或貯存。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。

國家游離輻射標準實驗室，為整合國內核設施除役之廢棄物量測技術能力與技術交流、擴展本所與各核設施相關單位的合作契機、並達成物管局認同廢棄物活度量測技術與能力之目標，於 2003 年 4 月底召開試運轉說明會，年底前完成受測機構之數據分析結果，2004 年召開試運轉總結報告，共有 6 個單位 9 部桶裝廢料量測系統參加。

我國目前使用中的低放射性廢棄物桶型量測儀器，大部分皆以量測加馬能譜的方式同時判定廢棄物中核種種類與活度；其中核研所自製塑膠閃爍體量測系統(SWAM2 與 SWAM3)，則屬於總加馬活度量測裝置。本次能力試驗試運轉，計有台電公司核能發電第一廠、第二廠與第三廠之廢料處理組，與核能研究所化學分析組、化學工程組與保健物理組共 6 個實驗室，總計有 9 部桶型量測儀器參加比對活動。

4.3.1 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。

4.3.2 結果

- 一、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)，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($\leq 0.02\text{Bq/g}$)。
- 二、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 En 時將略偏嚴格。

- 三、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。
- 四、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%。
- 五、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%。

五、核電廠除役放射廢料量測品質保證之審查管制建議

本章首先匯集比較國際間對輻射劑量與放射核種活度量測及其品質保證要求，包括美國核管會 NUREG 4.15, ISO 17025, ISO 19017, ANSI N42.22, N42.23, N13.30 等文件的探討。其次對 ISO 認證體系對實驗室認證的品質 (ISO 9000) 要求和技術要求 (IEC Guide 25) 的要項做一說明，並擷取台電核一廠除役計畫第十五章中提到的品保內容，對照美國核管會 NUREG 4.15, 與 ISO 17025 相關章節的要求，提出除役相關的除役整桶廢棄物輻射量測品保規範建議，作為稽查台電核電廠除役活動產生整桶廢棄物輻射量測品保制度之依據。

5.1 國際除役核電廠低放射性廢棄物活度量測品保文件分析

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訂定法規，其內容與本報告前言所彙整之國內法規雷同，對於品質保證制度要求多為原則性敘述，對於除役相關的整桶廢棄物輻射量測品質保證制度規定描述不夠詳細。

有關低放射性廢棄物活度量測品保要求之法規位階偏低，因此量測品保要求細節多出現在量測標準文件中，諸如美國核管會 NUREG 4.15, ISO 17025、ISO 19017、ANSI N42.22, N42.23, N13.30 等 6 種代表性文件中。

5.1.1 美國核管會 (NRC) NUREG 4.15 指引

美國核管會 (NRC) NUREG 4.15 指引 (QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS (INCEPTION THROUGH NORMAL OPERATIONS TO LICENSE TERMINATION) —EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT, 2007.) 描述了美國核管會針對設計和實施放射性物質的量測計劃，提供了認為可接受的量測品質保證制度。適用在使用、處理或貯存放射性物質設施生命週期的所有階段，即來自核設施的放射性排放和外圍環境輻射監測計畫。

放射性物質的量測實驗室必須有品保制度，以確保所有放射性和非放射性量測計劃的合理有效且具有明確的品質。這需要製訂品保計劃以確保（1）抽樣和測量過程的缺陷可以回饋給這些負責操作的人，以便持照人可以採取改正措施和（2）獲得對監測計劃結果的一定程度的信心，以確保監管機構和公眾認為結果是有效的。監測過程的所有步驟都應涉及品質保證（例如，取樣，裝運樣品，接收樣品，樣品前處理，放射性測量，數據計算，數據評估以及監測結果的報告）。

在設計品質保證計劃之前，必須先建立有效的品質總體管理體系。國際標準化組織（ISO / IEC 17025-2005）的文件可以提供實驗室用於開發行政管理 and 技術管理的品質保證系統。一旦建立了品質管理體系，就可以使用計劃流程導向(DIRECTED PLANNING PROCESS)來定義特定監控程序的數據目標。數據品質目標(DQO, DATA QUALITY OBJECTIVE)過程(參考 EPA QA / G-4-2006)提供了一個如何開發和定義可接受效能標準的例子，包括樣本採集，測量和數據分析程序等。

NUREG 4.15 指引的品保要項共十項，內容如下：

1. Organizational Structure and Responsibilities of Managerial and Operational Personnel
2. Specification of Qualifications of Personnel
3. Operating Procedures and Instructions
4. Records
5. Quality Control in Environmental Sampling
6. Quality Control in the Radioanalytical Laboratory
7. Quality Control for Radioactive Effluent Monitoring Systems
8. Verification and Validation(V&V)
9. Assessments and Audits

10. Preventive and Corrective Actions

5.1.2 ISO/IEC 17025: 2017

ISO/IEC 17025: 2005 (General requirements for the competence of testing and calibration laboratories)版之實驗室認證規範，將品質系統要求概分為管理面 and 技術面兩大項，管理面要求與 ISO 9001 系列之要求基本上是一致的，技術面要求則來自 IEC Guide 25，針對可能影響實驗室量測品質之細項明訂之，為全世界通用的實驗室品質認證標準。新版 ISO/IEC 17025 :2017 甫於 12 月 1 日正式公告改版，本次的改版屬於全面性的修正，在相關條文的細節項目上有很多修正，ISO/IEC 17025 對於實驗室之品質系統有很詳細的描述，為國內財團法人全國認證基金會(TAF)執行實驗室認證的主要依據。ISO/IEC 17025 供實驗室用於發展品質、行政及技術系統以支配其作業。實驗室顧客、法規主管機關及認證機構可應用 ISO/IEC 17025 來確定或承認實驗室之量測能力與品質。

5.1.3 ANSI N42.22 95th Edition

ANSI N42.22 95th Edition, "Traceability of Radioactive Sources to the National Institute of Standards and Technology (NIST) and Associated Instrument Quality Control" , August 24, 1995. 該標準描述了輻射源製造商為維持和確保放射核種的測量可追溯至國家標準與技術研究院 (NIST) 所需依循的準則。這些準則適用在：一、品質保證計劃；二、設施和設備；三、參與 NIST 測量保證計劃 (MAP)；四、認證。使用於核能、輻射相關量測的產品皆須符合該標準才可以製造與販售。該標準主要應用於輻射源製造過程中的品保要求。

5.1.4 ANSI N42.23

ANSI N42.23 (AMERICAN NATIONAL STANDARD MEASUREMENT AND ASSOCIATED INSTRUMENT QUALITY ASSURANCE FOR RADIOASSAY LABORATORIES) 介紹了一個可用於創建國家或組織 NIST

可追溯量測品質保證 (MQA) 計劃的框架，該計劃將優化服務實驗室執行的放射性測試品質。本標準提供美國放射性分析(radioassays)實驗室專業部門建構可追溯至 NIST 的量測品質保證 (MQA) 計劃指引，適用於例如放射生物分析，例行環境監測，環境復原和廢棄物管理，放射性藥物，核能發電的放射化學以及放射性相關的其他領域。ANSI N42.23-1996 的品保要項如下：

1. Organization
2. Design control
3. Procurement control
4. Instructions and procedures
5. Document control
6. Identification and control
7. Validation and verification
8. Control of instruments, measuring, and test equipment
9. Corrective actions
10. QA records
11. Assessments

5.1.5 ANSI N13.30-2011

ANSI N13.30-2011, Performance Criteria for Radiobioassay, 2011. 為直接放射性生化分析測定 (體內) 和間接放射生化分析測定 (體外) 的標準和指引。此外，澄清本標準中描述的概念和方法的範例以及可能有助於實施該標準的資訊在本標準的附件中提供。該標準解決以下問題：

- 一、測試樣本中所選重要放射性核種的活度和數量的直接 (體內) 測量的準確度 (偏差和精確度) 和測試樣品中所選重要放射性核種的活性和數量的間接 (體外) 測量;

- 二、確定最小可檢測量的方法;
- 三、最低測試水平(MDA)和測試範圍;
- 四、服務實驗室報告放射性生物測定結果的要求;
- 五、服務實驗室的品質保證;
- 六、服務實驗室的品質管制;
- 七、服務實驗室向測試實驗室報告測試評估的協議;
- 八、服務實驗室客戶未指定性能標準時的默認程序。

在本標準的製訂過程中，已經考慮了 ICRP，NCRP 和 ICRU 的建議，以及這些建議在放射生化分析技術服務的實際應用以及生化分析測定的解釋和使用方面的實際應用經驗，包含輻射防護計劃。

5.1.6 ISO 19017:2015

ISO 19017:2015 Guidance for gamma spectrometry measurement of radioactive waste. 該標準適用於放射性廢棄物的伽馬輻射測量。放射性廢棄物可以以不同的形式存在，並表現出多種特徵，包括：

- 生廢料或未經處理的廢物，包括過程廢棄物（過濾器，樹脂，控制棒，廢鐵等）以及拆解或除役產生的廢棄物;
- 各種形式和基質的調理廢棄物（瀝青，水泥，液態粘結劑等）;
- 極低水平（VLLW），低水平（LLW），中等水平（ILW）和高放射性廢棄物（HLW）;
- 不同的包裝形狀：圓柱，立方體，平行六面體等

該標準目的在提供有關執行(implementation)、校正和品質管制的指引。應用和系統實現的多樣性（從研究到工業系統，從低水平到高水平的放射性廢棄物，從小到大體積不同形狀，不同性能要求和允許的測量時間）使其無法提供特定情況的指引;因此，本標準的目標是製訂一套指導原則。最終實施將由具有合格資質和經驗豐富的專業人員完成，並根據對特定量測

應用的影響因素、貢獻變量和效能要求的徹底了解。本國際標準假定已充分考慮提供此類系統的必要性，並通過使用結構化需求捕獲流程（如數據品質目標（DQO））充分確定其應用和性能要求。值得注意的是，除了本國際標準界定的放射性廢棄物範圍之外，這裡討論的許多原則，測量方法和推薦做法也同樣適用於放射性廢物以外物品的加馬測量（例如散裝食品，水，獨立式成堆的材料）或對非傳統包裝內的放射性物質（例如運輸容器）進行的測量。

主要與放射性廢棄物活度量測品保相關的標準文件如上所述 6 種，這類文件對於量測方法與品質保證制度敘述比較詳盡，內容大同小異，其文件摘要重點整理列於表 5.1-1 中。

表 5.1-1 主要放射性廢棄物活度量測品保標準文件摘要

文件名稱	摘要內容
NUREG 4.15 QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS (INCEPTION THROUGH NORMAL OPERATIONS TO LICENSE TERMINATION)—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT, 2007.)	該指引描述了美國核管會（NRC）針對設計和實施放射性物質的量測計劃，提供了認為可接受的量測品質保證制度。適用在使用、處理或貯存放射性物質設施生命週期的所有階段，即來自核設施的放射性排放和外圍環境輻射監測計畫。
ANSI N42.22 95th Edition, "Traceability of Radioactive Sources to the National Institute of Standards and Technology (NIST) and Associated Instrument Quality Control" , August 24, 1995	該標準描述了製造商為維持和確保放射核種的測量可追溯至國家標準與技術研究院（NIST）所需依循的準則。這些準則適用在：一、品質保證計劃；二、設施和設備；三、參與 NIST 測量品保計劃（MAP）；四、認證。使用於核能、輻射相關量測的放射性物質產品皆須符合該標準才可以製造與販售。
ANSI N42.23-1996, American National Standard Measurement and Associated	本標準提供美國放射性分析實驗室專業部門建構可追溯至 NIST 的量測品質保證（MQA）計劃指

Instrumentation Quality Assurance for Radioassay Laboratories.	引，適用於例如放射生化分析，日常環境監測，環境復原和廢棄物管理，放射性藥物，核能發電的放射化學以及放射性相關的其他領域。
ANSI N13.30-2011, Performance Criteria for Radiobioassay.	本標準的目的是提供放射生化分析(radiobioassay)技術服務實驗室的品質保證、效益評估和認證的標準。這些標準包括偏差，精度以及 MDA 或 MDC 的確定。在本標準的製定過程中，已經考慮了 ICRP，NCRP 和 ICRU 的建議，以及這些建議在放射生化分析技術服務的實際應用以及放射生化分析測定的解釋和使用方面的實際應用經驗，包含輻射防護計劃。
ISO 19017: 2015 Guidance for gamma spectrometry measurement of radioactive waste.	本標準適用於放射性廢棄物的加馬能譜測量，目的在提供有關執行(implementation)、校正和品質管制的指引。相關應用和系統實現的多樣性（從研究到工業系統，從低水平到高水平的放射性廢棄物，從小到大體積不同形狀，不同性能要求和允許的測量時間）使其無法提供特定情況的指引；因此，本標準的目標是製訂一套指導原則。最終實施將由具有合格資質和經驗豐富的專業人員完成，並根據對特定量測應用的影響因素、貢獻變量和效能要求的徹底了解。
ISO/IEC 17025 : 2005/2017 General requirements for the competence of testing and calibration laboratories.	ISO/IEC 17025 目的為對測試與校正實驗室能力評鑑時之共通規範。是測試與(或)校正(包括抽樣)的能力之一般要求，包括使用標準方法、非標準方法與實驗室自行開發的方法所執行之測試與校正。適用於所有執行試驗與(或)校正之所有組織，以及為檢驗與產品驗證之測試與(或)校正實驗室。亦適用於不論其人數多寡、測試與(或)校正活動範圍大小的所有實驗室。ISO/IEC 17025 不包括實驗室運作須符合的法規與安全要求。 ISO/IEC 17025 供實驗室用於發展品質、行政及技

	術系統以支配其作業。實驗室顧客、法規主管機關及認證機構可應用 ISO/IEC 17025 來確定或承認實驗室之量測能力與品質。
--	---

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，經比較上述量測品保相關文件，發現 ANSI N42.22 95th Edition, ANSI N13.30-2011, ISO 19017: 2015 三份文件強調分析方法，對品保要求著墨較少，而美國核管會 NUREG 4.15, 與 ANSI N42.23-1996 內容類似，皆以量測品保為主軸，ISO/IEC 17025 之實驗室認證規範對量測品質的要求內容最為詳盡，因此本研究計畫以美國核管會 NUREG 4.15 之品保要求為主要架構，參考 ANSI N42.23-1996, 與 ISO 17025 對實驗室量測的品質要求細節，研訂低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範草案。主要國際輻射量測品保規範比較結果如表 5.1-2 所示。

表 5.1-2 主要國際輻射量測品保規範比較

文件	制定單位	認證制度	適用範圍	品保內容本文
ANSI N42.23-1996	美國民間 美國國家標準 協會	自願參加	放射分析實驗室	共 11 項 26 頁
NRC NUREG. 4.15-2007	美國官方 核管會	有強制性 為審查與稽核 依據	放射監測計畫 實驗室	共 10 項 28 頁
ISO/IEC 17025:2017	全球民間 國際標準化組 織 162 會員國 一國一單位代 表	自願參加 透過相互承認 貿易無障礙	一般測試與校 正實驗室，涵 蓋領域寬廣	共 8 章 29 節 29 頁

5.2. 國內 TAF 對實驗室量測品保的要求

5.2.1 TAF 對實驗室量測品保的一般要求

有關實驗室的量測品質與技術，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各領域之國際認證，提昇其品質與技術能力。

ISO/IEC 17025 目的為對測試與校正實驗室能力評鑑時之共通規範。是測試與(或)校正(包括抽樣)的能力之一般要求，包括使用標準方法、非標準方法與實驗室自行開發的方法所執行之測試與校正。適用於所有執行試驗與(或)校正之所有組織，以及為檢驗與產品驗證之測試與(或)校正實驗室。亦適用於不論其人數多寡、測試與(或)校正活動範圍大小的所有實驗室。ISO/IEC 17025 不包括實驗室運作須符合的法規與安全要求。為了執行實驗室認證，除了的主要依據外，國內財團法人全國認證基金會(TAF)也根據游離輻射領域制定了一些特定規範。

新版 ISO/IEC 17025 :2017 甫於 12 月 1 日正式公告改版，本次的改版共有八大重點：

重點一、加入風險管理要求

ISO/IEC 17025 :2017 新版參照 ISO 9001，新增條文「8.5 風險和機會的管理措施」，將 ISO 9001 的相關要求納入，而如何將風險管理這個管理理念和模式納入，也是該標準修訂時考慮的重要因素。在實驗室建置前就應針對可能的失效風險進行辨識，以決定實驗室在建構時應採取的管制與修正措施。

重點二、適法性要求及責任歸屬

新增要求如實驗室出具之結果涉及結果符合性聲明時，應說明「判定準則」並解釋量測不確定度的適切性，使客戶了解及正確使用結果報告，並提供公正性及保密的法律效力承諾；同時條文內明確要求在以下情況，實驗室應做出免責聲明：

一、 樣品處置：當已知檢測或校正物品偏離了規定的條件，客戶依然

要求進行檢測或校正時，實驗室應在報告中做出免責聲明，指出結果可能受偏離的影響；

二、結果報告:當證書包含客戶提供的數據時，應予明確標識。當客戶提供的數據可能影響結果的有效性時，實驗室應在報告中做出免責聲明。

三、實驗室應對報告中的所有資訊負責，由客戶提供的數據必須明確說明。

重點三、「採購」與「分包」合併

參考 ISO 9001 :2015，將舊版中的 4.6 「服務和供應品的採購」與 4.5 「檢測和校正的分包」合併成同一條文，即「外部提供的產品和服務」，而在界定其檢測或校正活動範圍，範圍中不應包括持續從外部機構獲得的檢測或校正項目。。

重點四、將抽樣併入實驗室必要之活動中

在術語和定義的條文中定義了實驗室，並在全文用「實驗室活動」來取代「檢測、校正和抽樣」。ISO/IEC 17025 :2017 所指的抽樣，是考量其預定的標準適用範圍為從事檢測或校正活動的實驗室，抽樣往往是檢測或校正過程的一部分。

重點五、簡化人員的要求

刪除對人員培訓需要具體的政策和程序的要求，並將培訓、經驗、所需知識、工作職掌、權責進行連結，同時統一人員與管理階層的名詞。

重點六、加強設備及儀器的稽核

對於測試及校正數據產出過程中的設備及儀器，應建立預防性維護方案，如：涵蓋設備及儀器範圍、保養及校正的頻率、量測追溯性、使用前的確認及設備負責人。對這些日常的使用情況和其穩定性的確定，建立稽核的方法並記錄；另設備原廠操作手冊應列為「外來文件」實施管制。

重點七、量測不確定度的要求變成強制性

每項量測或校正結果的量測不確定度評估變成「強制性」的要求，同時「抽樣」的量測不確定度應列入考量，而校正證書必須明確提供量測不確定度，不能只給出與量測規範的符合性。

重點八、管理方式的要求區分為 A.B 兩型

參考「ISO/IEC 17020:2012 符合性評鑑-各類型檢驗機構施行檢驗之作業要求」，實驗室得選擇兩種方式證明實驗室管理系統符合性；並於附錄 B，解釋方式 A 和方式 B 的關係。

方式 A：依據第 8 章「管理要求」內容，確認符合 8.2~8.9 之條文；

方式 B：建立 ISO 9001 系統，並取得認證。

ISO/IEC 17025 :2017 改版其他變化為：

- 一、實驗室的資訊管理系統應有記錄系統故障之功能，以及緊急應變措施。
- 二、內部稽核、管理審查均應考量 ISO 9001:2015 之條文 9.2、9.3 之要求。
- 三、於 6.2 條文新增稽核人員的資格。
- 四、品質規劃的劃分，包含從內部及外部的角度執行。
- 五、實驗室的電子紀錄，需保留「更改」的可追溯性。
- 六、強化投訴處理之要求。
- 七、報告及證書資訊的變更，包含檢測或校正的日期、報告的簽發日期、標識修改的內容。

5.2 TAF 對放射性廢棄物實驗室量測品保的特別要求

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(TAF-CNLA-T12(2))於 2012/02/29 修訂公告。實驗室除須符合 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接，以建立其量測標準與量測儀器對國際單位制的追溯性。另外新版 ISO/IEC 17025:2017/12/01 已正式發布，新改版的內容有八大重點，對於 ISO 品質系統要求的變動也將納入本研究計畫探討的範圍。

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 的實驗室的制度可以確保低放射性廢棄物試樣的分析品質。由於各國法規制度及社會民情不同，對於低放射性廢棄物核種與活度量測品質，及認證、追溯之要求也不盡相同，因此本研究將依據我國現有管制法規與量測標準，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能電廠除役放射性廢棄物整桶量測品保作業之審查導則建議。

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：

5.2.1. 實驗室應有適當之設施與環境

一、適當之工作空間。

二、量測設備具適當之屏蔽，以防止不必要輻射干擾。

三、溫濕度等環境控制設施。

四、適當之安全與防火系統。

五、適當之放射物質貯存空間及屏蔽設施。

5.2.2 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。

5.2.3 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。

5.2.4 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。

5.2.5 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；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。

5.2.6 實驗室負責人應負責實驗室內及其外圍之輻射安全

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。

5.2.7 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。計測效率應考慮密度之效率修正，其中廢棄物密度修正範圍應至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 2.0 g/cm^3 ；試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）

進行校正或查驗，並訂定接受標準。其中廢棄物的秤重不確定度不得小於 $\pm 1\%$ ($k = 1$)。

5.2.8 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：

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

5.2.9 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。

5.2.10 量測不確定度評估

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

5.2.11 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

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

5.2.12 能力試驗執行機構應對實驗室的測試結果作評估

判定是否符合本規範所訂可接受最小可測量(AMDA)、平均相對偏差(Bi)、追溯性(En)之要求做決定，並告知本會;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。

5.2.13 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，若未通過 TAF 的認證，則須訂定品質保證之規範，以確保其量測結果之可信度，並方便主管機關作為量測品質稽核之依據。

5.3 除役核電廠廢棄物量測及其品質保證之審查管制建議

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之品保要

旨為：

- 一、建立量測及試驗設備包括硬體及軟體的校正管制辦法。
- 二、量測及試驗設備的準確度須維持在要求限度內。
- 三、量測及試驗設備須於規定期限內或使用前校正調整。

核電廠須訂定作業辦法，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：

一、選用

配合實際需要選用適當類型、精密度及準確範圍等之測試設備。

二、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。

三、管制

- (一) 須依據量測及試驗設備的穩定性或廠家之規定，訂校正方法與校正週期。
- (二) 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。
- (三) 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。
- (四) 量測及試驗設備的搬移、存放必須適當，以維持其準確度。

四、紀錄

量測及試驗設備之校正紀錄須加以保存。

五、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。

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，因此本研究計畫以美國核管會 NUREG 4.15 之品保要求為主要架構，參考 ANSI N42.23-1996 和 ISO 17025 對實驗室量測的品質要求細節，研訂低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範草案。

5.4 低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範目的與適用範圍

壹、目的

低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範，目的在保證量測結果的準確度與精密度能維持在適當的水準範圍，供核電廠除役低放射性廢棄物整桶量測實驗室建立品質保證作業制度之參考，並可提供管制單位的品質訪查與稽核之依據。

貳、適用範圍

本作業規範適用於核子設施除役或從事低放射性廢棄物整桶量測之實驗室建立品質保證作業制度之參考依據，包括 1. 低放射性廢棄物整桶量測之核種與活度偵測。2. 低放射性廢棄物整桶表面劑量率偵測。3. 箱型低放射性廢棄物量測系統。4. 其他放射性廢棄物量測過程之品質保證作業程序。

在低放射性廢料裝桶之前應根據其來源，考量其中除 Co-60 及 Cs-137 等加馬核種外，有無長半衰期之難測核種，如 ^{99}Tc 、 ^{129}I 等貝它核種及 ^{241}Am 、 ^{238}Pu 、 $(^{239+240})\text{Pu}$ 等阿伐核種。長半衰期之難測核種濃度的測定對於廢棄物管理、環境監測、地質研究等皆有其重要性。應先考慮上述長半衰期難測核種的比例因數(scaling factor)。

參、依據(法規或規範)

- 一、核子反應器設施品質保證準則（民國 92 年 06 月 25 日發布）
 - 二、核子反應器設施除役許可申請審核辦法，會物字第 1010010790 號令修正
 - 三、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)
- 參考指引:

1. ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R04(5)量測結果之計量追溯政策。
3. TAF-CNLA-R05(5)能力試驗活動要求。
4. TAF-CNLA-R06(6)有關量測不確定度之政策。
5. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
6. NRC Guide 4.15, 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.
7. ANSI N42.22 95th Edition, 1995, "Traceability of Radioactive Sources to the National Institute of Standards and Technology (NIST) and Associated Instrument Quality Control" , August 24, 1995.
8. ANSI N42.23-1996, American National Standard Measurement and Associated Instrumentation Quality Assurance for Radioassay Laboratories.
9. ANSI N13.30-2011, Performance Criteria for Radiobioassay.
10. ISO 19017: 2015 Guidance for gamma spectrometry measurement of radioactive waste.

備註 1: 美國國家標準學會(American National Standard Institute, ANSI)是美國非營利性民間標準化團體，自願性標準體系的協調中心。

備註 2: ISO 是國際標準組織 (International Organization for Standardization) 的簡稱，於 1947 年 2 月 23 日正式成立，總部設在瑞士日內瓦，創始會員國共 25 國，目前有超過 150 個會員國。依該組織規定，每一國家僅能由一個標準制訂機構 (政府機構或民間團體皆可) 參加，係一非官方性質之國際組織。ISO 國際標準組織成立之主要目的為制訂世界通用的國際標準，以促進標準國際化，減少技術性貿易障礙。截至目前為止 ISO 國際標準組織已制訂公布超過 17,000 項之國際標準。近年來在國際間引起極大震撼與風潮的 ISO 9001 品質管理系

統、ISO 14000 環境管理系統、ISO 22000 食品安全管理系統及 ISO 27001 資訊安全管理系統等驗證之國際標準，均是由 ISO 國際標準組織所制訂的。

肆、品質保證相關用語定義

一、公正性(impartiality)

客觀性的存在。

備考 1：客觀性係指利益衝突不存在或已予以解決，以致於不會對實驗室後續活動產生不利的影響。

備考 2：其他有助於表達公正性意涵的用詞，包括「免於利益衝突」、「沒有成見」、「無偏見」、「中立」、「公平」、「開放」、「不偏不倚」、「超然」及「平衡」。

二、抱怨(complaint)

任何個人或組織對實驗室相關活動或結果表達不滿，並期望得到回應。

三、實驗室間比對(interlaboratory comparison)

按照既定條件，由兩家或以上的實驗室對相同或類似的物件進行量測或測試的規劃、執行與評估。

四、實驗室內比對(intralaboratory comparison)

按照既定條件，於同一實驗室對相同或類似的物件進行量測或測試的規劃、執行與評估。

五、實驗室(laboratory)

從事下列一項或多項活動的機構：

— 測試；

— 校正；

— 伴隨有後續測試或校正之抽樣；

六、決定規則(decision rule)

當陳述特定要求的符合性聲明時，描述如何納入量測不確定度考量的規則。

七、查證(verification)

提供客觀證據，證實給定物件業已滿足特定要求。

舉例 1：證實在取樣量小至 10 mg 時，對於相關量值與量測程序而言，給定參考物質的均勻性與其宣稱的一致。

舉例 2：證實可達量測系統的性能或法規要求。

舉例 3：證實目標的量測不確定度能予滿足。

備考 1：當適當時，宜考量量測不確定度。

備考 2：物件可為，例如過程、量測程序、物質、化合物或量測系統。

備考 3：特定要求可為，例如滿足製造商的規格。

八、確認(validation)

對特定要求滿足預期用途的查證。

九、品質保證 (quality assurance, QA)

品質管理的一部分，致力於提供品質要求會得到滿足的信任。

十、品質管制 (quality control, QC)

品質管理的一部分，致力於滿足品質要求。

十一、儀器背景 (instrument background)

輻射度量儀器在無試樣時之計數值。

十二、載體 (carrier)

分離或析出微量之放射性物質時，加入適量化學性質相同或類似之物質，使分離之進行較為容易，所加入之物質即稱為載體。

十三、追溯性 (traceability)

透過不中斷的比較鏈，使量測結果能夠與國際或國家量測標準聯繫起來的特性。

十四、能力試驗 (proficiency testing)

藉著不同實驗室之間的測試比對，以決定一個測試實驗室的執行績效。

備註：雙 V 即驗證及確認 (verification and validation，簡稱 V&V) 是系統工程最核心的思想，這種思想也可以用來解釋我們日常生活中面對的各種各樣的事情。簡單的說：Verification，中文翻譯叫“驗證或查證”，就是把事情做對 (do things right)；Validation，中文翻譯叫“確認”，就是做對的事情 (do right things)。

伍、責任

從事低放射性廢棄物整桶量測之核子設施或輻射偵測機構之負責人或授權代理人應依本導則訂定並執行所要求之輻射偵測品質保證方案。

六、低放射性廢棄物整桶量測之品質保證作業導則草案

第一章 組織與權責

一、執行除役作業機構應設立管理與執行低放射性廢棄物整桶輻射偵測的組織體系並說明各階層的權責。

- 二、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：
 - (一)發覺品質上的問題；
 - (二)、提出建議或提供改正措施；
 - (三)追蹤執行成效。

第二章 人員資格規定

從事低放射性廢棄物整桶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：

- 一、所有從事與低放射性廢棄物整桶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。
- 二、工作人員瞭解低放射性廢棄物整桶量測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。
- 三、以再訓練或定期考核作業能力的方式，以確保低放射性廢棄物整桶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。
- 四、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。

第三章 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。應規定執行低放射性廢棄物整桶輻射量測作業所需之各項品質管制紀錄，包括：

- 一、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，並繪製管制圖。
- 二、與實驗室整體作業能力有關的紀錄應包括：
 - (一) 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。
 - (二) 放射性量測作業所需之校正射源購買與製備的過程。

- (三) 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、結果及調整、接受標準，以及下次預定校正日期；維修計畫，及到目前為止已進行的維修紀錄，設備的任何損壞、故障、修改或修理等。

三、其他所需的紀錄至少應包括：

- (一) 輻射偵檢設備、抽樣設備、劑量計測儀等的校正。
- (二) 電腦程式的驗證及說明文件。
- (三) 每一量測的原始紀錄、表單。
- (四) 人員資格及審查結果。

四、紀錄保存期限，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。原始數據紀錄可予數位化並備份存檔。

第四章 報告

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

第五章 抽樣之品質管制

- 一、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，以確保抽樣之真實性及代表性。
- 二、試樣之抽樣、包裝、運送及貯存程序，須能確保試樣從採集至分析時仍具完整性。
- 三、抽樣結果有疑慮時，應進行複驗，並得委由第三方單位進行驗證，以昭公信。

第六章 分析設備與方法之品質管制

第一節 分析實驗室之設施與環境管制

- 一、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。
- 二、對於溫度、灰塵、空浮放射性、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。
- 三、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。
- 四、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。
- 五、人員進出實驗區域與使用設施時均應作適當的管制。
- 六、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。
- 七、設施與環境應保持清潔，並有放射性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。

第二節 分析實驗室之儀器與設備品質管制

- 一、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。
- 二、各項儀器之維護程序說明書及維護紀錄應隨時備查。
- 三、使用中儀器與設備若例行品管不合格或產生可疑之結果，應停止使用並加以標示，直到修復並校正後方可再行使用。
- 四、主要儀器與設備應有履歷表，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。
- 五、試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）進行校正或查驗，並訂定接受標準。廢棄物的秤重不確定度應小於 $\pm 1\%$ ($k=1$)。

第三節 輻射度量儀器之能譜計測效率校正

- 一、輻射度量儀器之能譜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。
- 二、校正射源之準確度應可追溯至國家/國際標準，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/國際標準時，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。
- 三、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/國際標準度量保證廠家之產品。
- 四、計測效率應考慮密度修正，其中廢棄物密度修正範圍應至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 2.0 g/cm^3 。

第四節 輻射度量儀器之功能與背景和效率測試

- 一、例行使用的度量儀器，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。
- 二、背景測量應經常實施，使用前應先度量背景或空白試樣。
- 三、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。
- 四、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(效率)測試。當系統改變，例如電力故障或儀器維修後，應重新測試並加以記錄。
- 五、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/國際標準。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。

- 六、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。

第五節 計算之驗證

- 一、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。
- 二、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。
- 三、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。
- 四、電腦程式的說明書應包括計算方法之敘述。
- 五、標準操作程序書，實驗室量測有關程序書，例如收樣、前處理、計測、校正、品管以及報告產出等步驟皆應寫成操作程序書，並將相關紀錄表單納入，且訂有修訂程序並維持最新版本。

第六節 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。手提式輻射劑量率或活度量測儀其靈敏度應達到欲量測最低劑量率(MDA)的要求。

第七章 內部稽核與改正行動

內部稽核：

- 一、為查證有無徹底執行品質保證方案及方案之完整性，應有計畫地定期實施內部稽核。稽核必須由受過訓練、具有資格，且與被稽核業務無關的人員為之。內部稽核重點至少應包括：

- (一) 客觀的評估是否符合既定之要求、方法，及作業程序書。
- (二) 決定品質保證方案執行成效。
- (三) 改正行動是否確實執行。
- (四) 有缺失部分應該再稽核直到改正完成。

二、當有下列情況之一時，則應執行不定期內部稽核：

- (一) 當品質保證方案的執行功能（包括組織及工作程序）有重大改變時。
- (二) 當懷疑品質保證方案有缺失，可能損及工作的品質，與危害其性能或可靠性時。
- (三) 當認為品質保證方案的成效或品質有必要接受立場超然且有系統的評估時。
- (四) 確認與證實所要求的改正行動是否確實執行。

三、稽核結果應有正式的書面報告，並應送會被稽核單位主管。事後的追蹤工作，包括對所發現缺點的再稽核，均須按計畫辦理。

改正行動：

- 一、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，必須訂定辦法予以立即找出原因並改正。
- 二、遇有嚴重影響品質之事件發生時，必須採取適當措施，迅速查出原因並採取改正行動及預防措施，以防止類似事件再度發生。並針對失誤事項實施人員再教育訓練。
- 三、對於事件之造成原因、發生經過、以及採取之改正行動，均須有正式紀錄並陳報實驗室管理階層審核。

第八章 量測不確定度評估

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；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；擴充不確定度採用具 95 %信賴區間的涵蓋因子($k=2$)來表示。

第九章 量測追溯性

- 一、實驗室為證明量測追溯性，執行內部校正後應出具結果/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，應可追溯至國家/國際標準。
- 二、參加能力試驗實驗室建立之初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，爾後每 3 年應參加一次能力試驗或比較實驗活動。

七、低放射性廢棄物整桶量測品保作業規範之審查導則(草案)

第一章 組織與權責

一、組織與權責

- (一) 執行除役作業機構應設立管理與執行低放射性廢棄物整桶輻射偵測的組織體系並說明各階層的權責。
- (二) 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。

(一) 審查範圍

執行除役作業機構應設立管理與執行低放射性廢棄物輻射偵測的組織體系並說明各階層的權責。

(二) 程序審查

審查人員應查核實驗室之計畫管理組織架構、權責劃分及人力資源專業訓練與管理紀錄，以確認計畫之執行管控具有良好之管理組織與品質保證措施。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。

(三) 審查要點與接受基準

實驗室必須說明計畫之執行宜採分工方式，設置實驗室負責人、樣品分析小組、品保小組、以及輻防與工安小組，分別負責本計畫各項工作之推動與執行。各小組職掌如下：

1. 實驗室負責人：

- (1) 實驗室負責人，負責本計畫之全盤規劃與推動。
- (2) 得指派專人負責進度管制，以及各小組之間的工作聯絡、協調

與現場施工。

(3) 督導品保程序書之建立與品保稽核工作。

2. 輻防與工安小組：

(1) 負責輻防管制區域之建立與管制。

(2) 負責作業現場之空浮偵測、表面污染與輻射劑量率之偵測。

(3) 負責施工現場所有輻安與工安相關事項之檢查。

3. 樣品分析小組：

(1) 負責廢棄物之取樣與活度量測分析。

(2) 負責輻射劑量率、累積劑量與空浮活度監測。

4. 品保小組：

(1) 複查(double check)並確認其他小組是否依計畫書進行。

(2) 複查各相關紀錄與偵測數據之準確性。

(3) 查核各文件紀錄與保存是否完整、分類是否確實。

(4) 為確認樣品活度量測之準確度，應隨機抽取 10%樣品送往 TAF 認證實驗室複測，並檢討其一致性。

(四) 審查發現

審查人員應評估實驗室之計畫管理組織架構、權責劃分及人力資源專業訓練與管理紀錄，以確認計畫之執行管控具有良好之管理組織、合格人員與品質保證措施。

(五) 相關法規與技術規範

1. 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)

2. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力
一般要求。

3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR
RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT
STREAMS AND THE ENVIRONMENT.

第二章 人員資格規定

從事低放射性廢棄物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：

- 一、所有從事與低放射性廢棄物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。
- 二、工作人員瞭解低放射性廢棄物量測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。
- 三、以再訓練或定期考核作業能力的方式，以確保低放射性廢棄物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。
- 四、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護照或訓練，並應定期接受在職訓練。

(一) 審查範圍

從事低放射性廢棄物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訂定人員訓練計畫。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細

程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 人員從事整桶量測作業之理論與實務上受到訓練及資格的考核。
2. 工作人員瞭解低放射性廢棄物整桶量測品質保證規範的本質及目標。
3. 確保低放射性廢棄物整桶量測作業人員之工作能力，維持在品質保證要求水準之上。
4. 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。

(三) 審查要點與接受基準

審查人員應審查所有從事與低放射性廢棄物整桶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，並瞭解低放射性廢棄物整桶量測品質保證規範的本質及目標。

評估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。

檢查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。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室之人員資格規定紀錄等資料完整性，進行審閱，以確認符合品保規範之要求並且符合法規；以再訓練或定期考核作業能力的方式，以確保低放射性廢棄物整桶量測作業人員之工作能力，維持在品質保證要求水準之上，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。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
3. 低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範。
4. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.

第三章 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。應規定執行低放射性廢棄物輻射量測作業所需之各項品質管制紀錄，包括：

- 一、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，並繪製管制圖。
- 二、與實驗室整體作業能力有關的紀錄應包括：
 - (一) 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。
 - (二) 放射性量測作業所需之校正射源購買與製備的過程。
 - (三) 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、結果及調整、接受標準，以及下次預定校正日期；維修計畫，及到目前為止已進行的維修紀錄，設備的任何損壞、故障、修改或修理等。
- 三、其他所需的紀錄至少應包括：
 - (一) 輻射偵檢設備、抽樣設備、劑量計測儀等的校正。

(二) 電腦程式的驗證及說明文件。

(三) 每一量測的原始紀錄、表單。

(四) 人員資格及審查結果。

四、紀錄保存期限，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。原始數據紀錄可予數位化並備份存檔。

(一) 審查範圍

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。應規定執行低放射性廢棄物整桶量測作業所需之各項品質管制紀錄。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 測試射源
2. 校正射源
3. 儀器背景及空白試樣的度量結果，並繪製品質管制圖

(三) 審查要點與接受基準

審查人員應審查並確認以下所有要求：

1. 各種品質管制試樣諸如空白試樣、複樣分析、比較實驗用試樣及其他品質管制分析的結果。
2. 放射性量測作業所需之校正射源購買與製備的過程。

3. 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、結果及調整、接受標準，以及下次預定校正日期；維修計畫，及到目前為止已進行的維修紀錄，設備的任何損壞、故障、修改或修理等。

其他所需的紀錄至少應包括：

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

紀錄保存期限: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。原始數據紀錄可予數位化並備份存檔。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之輻射偵檢設備、抽樣設備、劑量計測儀等的校正、電腦程式的驗證及說明文件、每一量測的原始紀錄、表單與人員資格及審查結果紀錄等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合品保規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R04(5)量測結果之計量追溯政策。
3. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
4. 低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範。
5. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT

第四章 報告

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

(一) 審查範圍

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

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範計畫審查導則內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 審查執行偵測結果報告之完整與明確。
2. 檢查偵測報告應經過審核流程覆核並簽章。

(三) 審查要點與接受基準

審查人員應查驗證執行偵測結果報告之完整性，內容需明確與確實符合規範要求，檢查偵測報告是否經過審核流程確實覆核並簽章。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之報告內容、各項檢測結果紀錄與驗證等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合品保規

範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R06(6)有關量測不確定度之政策。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.
4. 低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範。

第五章 抽樣之品質管制

- 一、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，以確保抽樣之真實性及代表性。
- 二、試樣之抽樣、包裝、運送及貯存程序，須能確保試樣從採集至分析時仍具完整性。

(一) 審查範圍

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。
2. 試樣之抽樣、包裝、運送及貯存程序，須能確保試樣從採集至分析過程皆不至於變質或損傷。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細

程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 審查採集試樣的程序，檢視抽樣之真實性及代表性。
2. 審查試樣之抽樣、包裝、運送及貯存程序，檢查試樣從採集至分析之完整性。

(三) 審查要點與接受基準

審查採集試樣的程序，檢視抽樣之真實性及代表性；檢視試樣的真實性，試樣之抽樣、包裝、運送及貯存程序，檢查試樣從採集至分析之記錄完整性。

抽樣結果有疑慮時，應進行複驗，並得委由第三方單位進行驗證，以昭公信。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之抽樣品質管控各項紀錄等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. 低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.

第六章 第一節 分析實驗室之設施與環境管制

- 一、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。
- 二、對於溫度、灰塵、空浮放射性、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。
- 三、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。
- 四、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。
- 五、人員進出實驗區域與使用設施時均應作適當的管制。
- 六、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。
- 七、設施與環境應保持清潔，並有放射性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。

(一) 審查範圍

審查設施與環境具備條件與衛生安全。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 審查從事偵測的作業環境，對於溫度、灰塵、濕度、水蒸氣、振動、電磁干擾等，四周應有足夠的空間，以利作業員之實際

操作。

2. 檢查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。
3. 人員進出實驗區域與使用設施時均應作適當的管制。
4. 實驗室之輻射安全與工業衛生安全均應兼顧。
5. 設施與環境應保持清潔，並有放射性物質貯存空間及屏蔽設施。

(三) 審查要點與接受基準

1. 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。
2. 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。
3. 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。
4. 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。
5. 人員進出與使用設施時均須管制。
6. 對於放射性廢棄物的接收與處理均應有特定的貯存區域，須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。
7. 設施與環境清潔度，並審查有放射性物質貯存空間及屏蔽設施完善。實驗室須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。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之環境安全與衛生安全設備紀錄等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合品保規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。

第六章 第二節 分析實驗室之儀器與設備品質管制

- 一、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。
- 二、各項儀器之維護程序說明書及維護紀錄應隨時備查。
- 三、使用中儀器與設備若例行品管不合格或產生可疑之結果，應停止使用並加以標示，直到修復並校正後方可再行使用。
- 四、主要儀器與設備應有履歷表，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。
- 五、試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）進行校正或查驗，並訂定接受標準。廢棄物的秤重不確定度應小於 $\pm 1\%$ ($k=1$)。

(一) 審查範圍

1. 實驗室具備能執行正確量測工作所需之各項儀器與設備。

2. 各項儀器之維護程序及維護紀錄。
3. 儀器與設備若例行品管不合格或產生可疑之結果，應停止使用並加以標示。
4. 主要儀器與設備之履歷表。
5. 試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）進行校正或查驗之紀錄。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 審查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是否齊全與完善。
2. 檢查各項儀器之維護程序說明書及維護紀錄。
3. 檢查使用中儀器與設備若例行品管不合格或產生可疑之結果，是否已停止使用並加以標示。
4. 審查主要儀器與設備之履歷表。
5. 檢查試樣秤重裝置須定期（至少每年一次）進行校正或查驗之紀錄，並訂定接受標準。

(三) 審查要點與接受基準

1. 審查者須檢視實驗室是否符合具備能執行正確量測工作所需之各項儀器與設備。
2. 各項儀器之維護程序說明書及維護紀錄需保留齊全隨時備查。
3. 檢查各使用中儀器與設備若例行品管不合格或產生可疑之結

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。

4. 審查主要儀器與設備名稱、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。
5. 廢棄物的秤重不確定度應小於 $\pm 1\%$ ($k=1$)，校正報告須符合訂定的接受標準。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之各項設備種類、數量、執行能力與各項紀錄等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合品保規範之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-T10(2) 測試領域中低活度核種技術規範。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。

第六章 第三節 輻射度量儀器之能譜計測效率校正

- 一、輻射度量儀器之能譜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。
- 二、校正射源之準確度應可追溯至國家/國際標準，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/國際標準時，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。

三、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/國際標準度量保證廠家之產品。

四、計測效率應考慮密度修正，其中廢棄物密度修正範圍應至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 2.0 g/cm^3 。

(一) 審查範圍

1. 輻射度量儀器之能譜計測效率校正應使用校正射源做定期校正，至少每年校正一次。
2. 校正射源之準確度應可追溯至國家/國際標準，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/國際標準時，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。
3. 標準校正射源製備細節之紀錄。
4. 計測效率之密度修正，與其修正範圍。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 審查輻射度量儀器之能譜計測效率校正應使用校正射源是否依規定做定期校正；校正之頻度則依儀器系統之特性決定，每年至少一次。
2. 審查校正射源之準確度是否符合國家/國際標準，當無法追溯至國家/國際標準時，實驗室必須提供足夠的證明，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。

3. 審查標準校正射源製備細節紀錄；標準射源亦可使用符合國家/國際標準度量保證廠家之產品。
4. 審查計測效率應考慮密度修正，其中廢棄物密度修正範圍必須至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 2.0 g/cm^3 。

(三) 審查要點與接受基準

實驗室必須說明效率校正方式與校正射源來源(產生方式及處所等)、類別(分類方法等)、特性(放射性核種、表面狀態等說明)及數量(重量)及處理流程或提出相關證明等相關背景資料，詳細計測效率校正資料須於校正報告中載明。

1. 輻射度量儀器之能譜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。
2. 校正射源之準確度應可追溯至國家/國際標準，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/國際標準時，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。
3. 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/國際標準度量保證廠家之產品。
4. 計測效率應考慮密度修正，其中廢棄物密度修正範圍應至少涵蓋 0.6 g/cm^3 至 2.0 g/cm^3 。

校正報告應經實驗室主管審核，並與上次校正結果作比對，以評估其正確性。若輻射度量儀器校正結果有異常，應追查原因，並依第七章 內部稽核與改正行動之改正行動規範進行檢討改正並作成紀錄。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出的效率校正相關資料與紀錄，包

括校正射源來源(產生方式及處所等)、類別(分類方法等)、特性(放射性核種、表面狀態等說明)及數量(重量)及處理流程或提出相關證明等相關背景資料，進行定性或定量之安全審查，以確認符合低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範計畫審查導則之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R04(5)量測結果之計量追溯政策。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。

第六章 第四節 輻射度量儀器之功能與背景和效率測試

- 一、例行使用的度量儀器，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。
- 二、背景測量應經常實施，使用前應先度量空盤或空白試樣。
- 三、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。
- 四、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。當系統改變，例如電力故障或儀器維修後，應重新測試並加以記錄。
- 五、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/國際標準。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。

六、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。

(一) 審查範圍

1. 例行使用的度量儀器，是否定期或於使用前度量其背景計數率，並測試射源測試系統功能(效率或回應)是否正常，審查測試之結果紀錄，並附上繪製於管制圖上。
2. 定期背景測量，使用前應先度量空盤或空白試樣。
3. 能譜分析系統之穩定性校正結果紀錄，並和預定之對照值做比較，檢查是否以決定系統之增益及零位作適當調整。
4. 能譜分析系統定期執行系統的能量解析度及測試射源之計數率測試紀錄。
5. 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/國際標準。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 審查例行使用的度量儀器，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)是否正常之結果應予記錄，並檢查是否繪製於管制圖上。

2. 審查能譜分析系統之穩定性與校正結果紀錄，
3. 審查能譜分析系統定期執行系統的能量解析度及測試射源之計數率測試紀錄。
4. 審查手提式輻射劑量率或活度量測儀應經 TAF 認證之實驗室校正是否合格，若不在 TAF 認證項目內之儀器應自行校正，並可追溯至國家/國際標準之紀錄。

(三) 審查要點與接受基準

1. 例行使用的度量儀器，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。度量值若落在預定管制值之外，應重做一次，若仍落在預定管制值之外，則應停用並追查原因。必要時應檢修儀器並重作校正。
2. 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。
3. 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。當系統改變，應重新測試並加以記錄。
4. 手提式輻射劑量率或活度量測儀應每日或每次使用前、後應確認其電池、背景值和回應是否正常，並做成紀錄。
5. 手提式輻射劑量率或活度量測儀應經 TAF 認證之實驗室校正是否合格，不在 TAF 認證項目內之儀器應自行校正，並可追溯至國家/國際標準。

(四) 審查發現

1. 例行使用的度量儀器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。

2. 能譜分析系統若預定之對照值做比較後，系統之增益及零位誤差超出容許值需立即調整與修正。
3. 能譜分析系統如電力故障或儀器維修後，應重新測試並加以記錄。
4. 每日或每次使用前、後應確認其電池、背景值和回應若不正常，須立即修正並做成紀錄。
5. 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/國際標準。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R04(5)量測結果之計量追溯政策。
3. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
4. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS — EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。

第六章 第五節 計算之驗證

- 一、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。
- 二、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。
- 三、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。

四、電腦程式的說明書應包括計算方法之敘述。

五、標準操作程序書，實驗室量測有關程序書，例如收樣、前處理、計測、校正、品管以及報告產出等步驟皆應寫成操作程序書，並將相關紀錄表單納入，且訂有修訂程序並維持最新版本。

(一) 審查範圍

1. 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。
2. 對於計算程式之運算，輸入的數據應先加以查核。
3. 所有的電腦程式在首次例行使用前及每次修改後之驗證與紀錄。
4. 電腦程式的說明書應包括計算方法之敘述。

(二) 程序審查

審查人員應查核低放射性廢棄物整桶量測品質保證作業規範內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 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。
2. 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。
3. 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。
4. 電腦程式的說明書應包括計算方法之敘述。

(三) 審查要點與接受基準

1. 審查計算放射活度的作業程序書需提出計算結果之獨立驗證方法，並經由非原計算人員或審查人員來證實計算之結果。
2. 對於計算程式之運算，輸入的數據必須驗證查核。對於輸入後之數據應列出核對存檔備查。
3. 所有的電腦程式在首次例行使用前及每次修改後，需列成紀錄並加以驗證備查。
4. 電腦程式的說明書應包括計算方法之敘述以備審查與驗證。
5. 實驗室量測有關程序書，例如收樣、前處理、計測、校正、品管以及報告產出等步驟皆應寫成標準操作程序書，並將相關紀錄表單納入，且訂有修訂程序並維持最新版本。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之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所有的電腦程式之驗證與紀錄電腦程式的說明書應包括計算方法等資料完整性，定性和定量之審查，以確認符合個標準品保規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS — EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。

第六章 第六節 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。

(一) 審查範圍

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導則規範標準值內。

(二) 程序審查

1. 審查核種活度分析所使用之分析紀錄。
2. 檢測分析儀器是否能清楚鑑別放射核種。
3. 檢查該儀器比活度最低可測值(MDA)。

(三) 審查要點與接受基準

1. 核種活度分析所使用之分析儀器應能清楚鑑別放射核種。
2. 檢測分析儀器需驗證能清楚鑑別放射核種之能力。
3. 該儀器比活度最低可測值應達解除管制標準值的 20%以下。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之分析儀器能力驗證與最低比活度之靈敏度等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合品保規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
3. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR

RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT
STREAMS AND THE ENVIRONMENT. 。

第七章 內部稽核與改正行動

內部稽核:

一、為查證有無徹底執行品質保證方案及方案之完整性，應有計畫定期實施內部稽核。稽核必須由受過訓練、具有資格，且與被稽核業務無關的人員為之。內部稽核重點至少應包括：

- (一) 客觀的評估是否符合既定之要求、方法，及作業程序書。
- (二) 決定品質保證方案執行成效。
- (三) 改正行動是否確實執行。
- (四) 有缺失部分應該再稽核直到改正完成。

二、當有下列情況之一時，則應執行不定期內部稽核：

- (一) 當品質保證方案的執行功能（包括組織及工作程序）有重大改變時。
- (二) 當懷疑品質保證方案有缺失，可能損及工作的品質，與危害其性能或可靠性時。
- (三) 當認為品質保證方案的成效或品質有必要接受立場超然且有系統的評估時。
- (四) 要證實所要求的改正行動是否確實執行時。

三、稽核結果應有正式的書面報告，並應送會被稽核單位主管。事後的追蹤工作，包括對所發現缺點的再稽核，均須按計畫辦理。

改正行動:

- (一) 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，必須訂定辦法予以立即找出原因並改正。

(二) 遇有嚴重影響品質之事件發生時，必須採取適當措施，迅速查出原因並採取改正行動及預防措施，以防止類似事件再度發生。針對失誤事項實施人員再教育訓練。

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

(一) 審查範圍

針對內部稽核措施與改正行動作為進行審查。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，提出辦法予以立即找出原因並改正，遇有嚴重影響品質之事件發生時，必須遵照提出之辦法與適當措施，迅速查出原因並採取改正行動及預防措施，以防止類似事件再度發生；特殊情況，針對失誤事項實施人員再教育訓練。

(二) 程序審查

針對內部稽核措施與改正行動作為要項逐一進行審查。對於事件之造成原因、發生經過、以及採取之改正行動，是否照實際情形紀錄與檢討。

(三) 審查要點與接受基準

內部稽核：

1. 為查證有無徹底執行品質保證方案及方案之完整性，應有計畫定期實施內部稽核。稽核必須由受過訓練、具有資格，且與被稽核業務無關的人員為之。內部稽核重點至少應包括：

(1) 客觀的評估是否符合既定之要求、方法，及作業程序書。

(2) 決定品質保證方案執行成效。

- (3) 改正行動是否確實執行。
 - (4) 有缺失部分應該再稽核直到改正完成後才可以結案。
2. 當有下列情況之一時，則應執行不定期內部稽核：
- (1) 當品質保證方案的執行功能（包括組織及工作程序）有重大改變時。
 - (2) 當懷疑品質保證方案有缺失，可能損及工作的品質，與危害其性能或可靠性時。
 - (3) 當認為品質保證方案的成效或品質有必要接受立場超然且有系統的評估時。
 - (4) 要證實所要求的改正行動是否確實執行時。
3. 稽核結果應有正式的書面報告，並應送會被稽核單位主管。事後的追蹤工作，包括對所發現缺點的再稽核，均須按計畫辦理。

改正行動：

- (1) 針對有害品質之情況，諸如失效、缺陷、故障、偏差、不良之試樣及設備，提出改善辦法，是否確實導正各項缺失。
- (2) 提出之改善辦法與適當改正措施，需遵照各項步驟確實演練並記錄與檢討加強改善。
- (3) 對於事件之造成原因、發生經過、以及採取之改正行動，均須有正式紀錄並陳報實驗室管理階層審核，確認完全改善後才可結案，並於年度品質管理審查會議中提出結案報告。

（四） 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出之針對有害品質之情況，諸如失效、缺陷、故障、偏差、不良之試樣及設備，提出辦法並均須有正式紀錄並陳報實驗室管理階層審核等資料完整性，進行定性和定量之審查，以確認符合品保規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS — EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。
3. ANSI N42.23-1996, American National Standard Measurement and Associated Instrumentation Quality Assurance for Radioassay Laboratories.

第八章 量測不確定度評估

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；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；擴充不確定度採用具 95 %信賴區間的涵蓋因子(k=2)來表示。

(一) 審查範圍

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。

(二) 程序審查

1. 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

量等項之紀錄與驗證。

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 類標準不確定度之分類標準。

(三) 審查要點與接受基準

1. 審查評估結果包含量測之不確定度評估報告是否完整，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之紀錄與驗證備查。
2. 審查不確定度的評估結果是否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；擴充不確定度採用具 95 %信賴區間的涵蓋因子 (k=2)來表示。

(四) 審查發現

審查人員應查核實驗室所提出量測之不確定度評估報告是否完整，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之紀錄與驗證；不確定度的評估結果計算組合不確定度及擴充不確定度等資料完整性，定性和定量之審查，以確認符合規範之要求並且符合法規。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R06(6)有關量測不確定度之政策。
3. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
4. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。

5. AF-CNLA-R05(5)能力試驗活動要求 2014/08/26 修訂公告。

第九章 量測追溯性

- 一、實驗室為證明量測追溯性，執行內部校正後應出具結果報告，其內容至少包括量測值、量測不確定度及標準件的追溯，應可追溯至國家/國際標準。
- 二、參加能力試驗實驗室建立之初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，爾後每 3 年應參加一次能力試驗或比較實驗活動。

(一) 審查範圍

實驗室建立之初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，實驗室為證明量測追溯性，其內容至少包括量測值、量測不確定度及標準件的追溯，應可追溯至國家/國際標準。

(二) 程序審查

1. 證明量測追溯性，執行內部校正後應出具結果。
2. 審核與確認實驗室的分析能力與品質。

(三) 審查要點與接受基準

1. 實驗室須證明量測追溯性，提出執行內部校正後應出具結果之報告書，以備審查。
2. 實驗室的分析能力與品質，每 3 年應參加一次能力試驗或比較實驗活動之記錄與證明。

(四) 審查發現

審查人員需查驗實驗室量測追溯性，執行內部校正後應出具結果之報告書，其內容至少包括量測值、量測不確定度及標準件的追溯，可追溯至國家或國際標準；審查實驗室建立之初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，爾後每3年應參加一次能力試驗或比較實驗活動相關證明與記錄文件。

(五) 相關法規與技術規範

1. TAF-CNLA-R01(4) ISO_IEC 17025-2017 測試與校正實驗室能力一般要求。
2. TAF-CNLA-R06(6)有關量測不確定度之政策。
3. TAF-CNLA-T10(2)測試領域中低活度核種技術規範。
4. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.。
5. TAF-CNLA-R05(5)能力試驗活動要求 2014/08/26 修訂公告。
6. ANSI N42.23-1996, American National Standard Measurement and Associated Instrumentation Quality Assurance for Radioassay Laboratories.

參考文獻

1. WASTE MANAGEMENT FOR DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS: AN EPRI DECOMMISSIONING PROGRAM REPORT, Richard McGrath (Presenter), Richard Reid, Electric Power Research Institute, California 94303 USA, Symposium on Recycling of Metals Arising from Operation and Decommissioning of Nuclear Facilities Studsvik Facility Nyköping, Sweden April 8-10, 2014

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. Nuclear Measurements Business Unit of AREVA — Measurement Solutions for Nuclear Safety and Security, Waste assay solutions, November, 2011
5. B. M. Gillespie Canberra Industries, Meriden, CT., USA, DETECTION AND CORRECTION OF INHOMOGENEITIES IN DRUM WASTE ASSAY SYSTEMS, Pocatello, NonDestructive Assay and NonDestructive Examination Waste Characterization Conference February 14-16, 1994
6. Feasibility Study: Gamma Spectrometry of High Activity Waste drums, February, 2016
7. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), NUREG-1575, Rev.1, 2000.
8. OECD/NEA “Radiological Characterization for Decommissioning of Nuclear Installations”, OECD, nuclear energy agency, 2013.
9. ANSI N42.23-1996, American National Standard Measurement and Associated Instrumentation Quality Assurance for Radioassay Laboratories.
10. ANSI N42.22-1995, American National Standard - Traceability of Radioactive Sources to the National Institute of Standards and Technology (NIST) and Associated Instrument Quality Control.
11. ANSI N13.30-2011, Performance Criteria for Radiobioassay.
12. ISO 19017:2015 Guidance for gamma spectrometry measurement of

radioactive waste.

13. NRC Guide 4.15 2007, QUALITY ASSURANCE FOR RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMS—EFFLUENT STREAMS AND THE ENVIRONMENT.
14. Menlove O. et al, THE DESIGN OF A HIGH-EFFICIENCY NEUTRON COUNTER FOR WASTE DRUMS TO PROVIDE OPTIMIZED SENSITIVITY FOR PLUTONIUM ASSAY , Los Alamos National Laboratory Safeguards Science and Technology Group NIS-5, MS E540, IAEA, International Nuclear Information System (INIS) Vol. 29(13).
15. Harmonization of Sensor Standards in Semantic Wikis: Sensor Standards Harmonization Working Group Meeting Brand L. Niemann (US EPA), Co-Chair, Semantic Interoperability Community of Practice (SICoP) Best Practices Committee (BPC), Federal CIO Council February 27, 2007.
16. Technical Capability Standard for Handheld Instruments Used for the Detection and Identification of Radionuclides, Technical Capability Standards Working Group consisted of the following membership: Sandra Gogol, Co-Chair Leticia Pibida, Co-Chair, October, 2011.
17. 葉俊賢、袁明程，中華民國 100 年 7 月“探討解除管制試樣量測比對”，臺電核能月刊，343 期 p.65-78，。
18. 王錫勳，中華民國 104 年 7 月 3 日，“核電廠除役之放射性廢棄物管制”，放射性物料管理局。
19. 邱鎧盛，中華民國 97 年 12 日，“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”，計畫編號： BNS0514，行政院原子能委員會核能研究所。
20. 逢筱芳，中華民國 94 年 12 日，“一定活度或比活度以下放射性廢棄物期末報告”，計畫編號： 942005FCMA005，行政院原子能委員會核能研

究所。

21. 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)“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”，實驗室認證規範 TAF-CNLA-R05(5)，台北。
22. 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)“能力試驗活動要求”，實驗室認證規範 TAF-CNLA-T12(2)，台北。
23. 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)“ISO/IEC 17025：2017 測試與校正實驗室能力一般要求”，實驗室認證規範 TAF-CNLA-R01(4)，台北。
24. 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)“測試領域中低活度核種技術規範”，實驗室認證規範 TAF-CNLA-T10(2)，台北。
25. 陳清江、吳裕文，民國 105 年 12 月，“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”，行政院原子能委員會放射性物料管理局 105 年度委託研究計畫 104FCMA017。
26. 葉俊賢、黃珮吉，民國 102 年，建立低放射性廢棄物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉，報告編號：102FCMA004-03，行政院原子能委員會核能研究所。
27. 邱太銘，中華民國 100 年 8 月 3 日，“國外核子動力反應器設施除役概況”簡報,行政院原子能委員會核能研究所。
28. 周鼎、邱鎧盛、葉俊賢、黃珮吉、袁明程，中華民國 102 年 12 日，“國外核子動力反應器設施除役概況”，計畫編號：102FCMA004 報告編號：102FCMA004-01，行政院原子能委員會核能研究所。
29. TAF-CNLA-T10(2):2017 試領域中低活度核種技術規範。
30. TAF-CNLA-R04(5):2017 量測結果之計量追溯政策。

31. TAF-CNLA-R05(5):2017 能力試驗活動要求。
32. TAF-CNLA-R06(6):2017 有關量測不確定度之政策。
33. ANSI N42.42 Short Course NIST August 9, 2006
34. 裴晉哲，中華民國 102 年 12 月核能電廠除役廢棄物審查技術之研究，
計畫編號：102FCMA006，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，國立清華大學原子科學技術發展中心

行政院原子能委員會放射性物料管理局

精進核電廠除役低放射性廢棄物安全審查研究

子計畫二

除役低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查研究

期末報告

受委託單位：義守大學 (ISU 107-GOV-08)

研究主持人：王詩涵 雲林科技大學 化材系

協同主持人：黃美利 義守大學 化工系

楊志馮 義守大學 化工系

計畫編號：106FCMA014

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

本頁空白

中文摘要

核電廠除役作業期間會產生不同種類低放射性廢棄物，如何有效且安全盛裝管制，容器將扮演一個重要角色，所以在業者進行除役規劃作業階段，即需考量盛裝容器的安全特性並加以規範，以確保貯存安全。本研究是針對以下三個目標進行研究：

1. 收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊。
2. 比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範。
3. 提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則。

已完成蒐集並比較分析盛裝容器之技術資訊與管制相關規範，參考國際上具除役經驗國家對低放射性廢棄物盛裝容器管理的經驗，提出盛裝容器使用申請書審查導則草案建議。

關鍵詞：核能電廠除役、低放射性廢棄物、盛裝容器

Abstract

There are different types of low-level radioactive waste produced during decommissioning of nuclear power plants. Containers play an important role in an effective and safe management of the radioactive waste. Therefore, applicants should consider safety specifications of the containers which ought to be standardized to ensure a safe storage. The specific objectives of the current research are as follows:

1. Collect and analyze the technical information of the low-level radioactive waste containers for decommissioning nuclear power plants
2. Compare domestic and foreign regulations regarding the low-level radioactive waste containers.
3. Propose standard review guidelines for the application of the low-level radioactive waste containers.

The current research collects and compares the technical information of containers and related regulations utilized by some world nuclear sectors. By referred to the management of low-level radioactive waste containers in some countries with decommissioning experience, a draft version of the standard review guidelines for the application of the low-level radioactive waste containers is proposed.

Keyword: Nuclear power plant decommissioning, low-level radioactive waste, container

目錄

中文摘要

Abstract

一、前言與目的	II-1
二、國際上盛裝容器技術資訊及使用案例	II-3
2.1 韓國	II-5
2.2 歐洲	II-10
2.3 美國	II-12
2.4 中國大陸	II-16
2.5 澳洲	II-18
三、國內外盛裝容器相關規範	II-20
3.1 國際原子能總署 (IAEA)	II-20
3.2 美國	II-27
3.2.1 NRC 10 CFR Part 71	II-27
3.2.2 NRC 49 CFR Part 173	II-39
3.3 英國	II-41
3.4 歐洲包件設計安全報告(Europe - PDSR Guide)	II-45
3.5 中國大陸	II-53
3.6 我國法規	II-53
四、低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則相關內容	II-57
五、結論與建議	II-74
參考文獻	II-76
中英文對照表	II-80
附錄 核電廠除役廢棄物盛裝容器申請書審查導則(草案)建議	II-85

圖目錄

圖 2.1 軟包之設計(a)與原型(b)	II-7
圖 2.2 IP2 和 ISO 容器之設計圖	II-8
圖 2.3 IP2 容器測試撞擊之位置圖	II-9
圖 3.1 IAEA 包件型式	II-21
圖 3.2 Berglof box undergoing sentencing	II-43
圖 3.3 歐洲 PDSR 之架構	II-47
圖 3.4 我國放射性廢棄物相關法規關聯圖	II-54

表目錄

表 2.1	韓國廢棄物盛裝容器形式和物理特性	II-5
表 2.2	韓國 KONES 公司 IP2 和 ISO 盛裝容器之規格	II-9
表 2.3	KONES 公司之 IP2 容器應力分析模擬測試結果	II-9
表 2.4	歐洲國家用於貯存 LILW 之盛裝容器與包件	II-11
表 2.5	芬蘭 Olkiluoto NPP 廢棄物包件要求	II-12
表 2.6	美國 Bondico 公司 PE/FRP 盛裝容器之基本物理試驗項目、方法與結果	II-13
表 2.7	美國 Bondico 公司之 PE/FRP 盛裝容器不同環境曝露後的物理特性試驗結果	II-14
表 2.8	美國 Bondico 公司 PE/FRP 盛裝容器原形尺寸試驗項目與結果	II-15
表 2.9	澳洲核准的低放射性廢棄物盛裝容器規格	II-18
表 3.1	不同類型包件之要求	II-23
表 3.2	放射性材料與包件分類	II-24
表 3.3	NRC 10 CFR Part 71 相關條文內容整理	II-27
表 3.4	USDOT 對放射性物質(7A 類)包件與相關試驗之規範	II-40
表 3.5	英國危險物品 (放射性廢棄物) 運送相關法規之概述	II-41
表 3.6	UK LLW Repository Ltd 用於運送 VLLW 和 LLW 之包件	II-43
表 3.7	UK LLW 運送包件	II-44
表 3.8	歐洲 PDSR -放射性物質運送包件設計安全報告送相關內容	II-46
表 3.9	「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」與盛裝容器相關內容	II-54
表 3.10	「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」相關內容	II-55
表 3.11	放射性物質安全運送規則與盛裝容器相關內容	II-56
表 3.12	包件測試之規範差異比較	II-57

表 4.1	不同功能的盛裝容器適用之試驗項目與方法	II-67
表 4.2	各項試驗結果之合格標準	II-69

一、前言與目的

核電廠運轉執照到期後將如期執行除役計畫，除役作業中所產生低放射性廢棄物安全管制必須足以保障公眾之健康安全、消除對環境保護及生態保育之影響、符合輻射防護作業及放射性物料管理規定等要求，故須參酌國際核能先進國家管制作法與實務經驗，以確保除役放射性廢棄物安全管制規範之完備。針對核電廠除役低放射性廢棄物在遷移至處置場前，貯存的技術經驗與安全管制規定相當重要。如何有效且安全管制，放射性廢棄物盛裝容器將扮演一個重要角色。藉由蒐集與分析比較國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範，以提出低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則的建議與精進。

低放射性廢棄物盛裝容器使用申請應依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第九條規定提出申請。提供盛裝容器種類、試驗、要求標準與相關規範等資訊，向管制單位提出申請。因此本研究主要收集國際上低放射性廢棄物不同盛裝容器相關的技術資訊與規範，針對管制機關、營運者及放射性廢棄物的安全管制法規及安全等相關要求及規範進行比較分析。研究的範圍包括國際上低放射性廢棄物的盛裝容器種類、試驗、要求標準與使用案例、相關規範等資訊。瞭解目前各國相關規範並進行比較分析，參考國際上具除役經驗國家對低放射性廢棄物盛裝容器管理的經驗，再根據我國的環境及社會現況，提出適合本國之低放射性廢棄物盛裝容器之審查導則及其精進與建議，期能執行安全的除役工作。

本研究主要針對低放射性廢棄物盛裝容器分三個目標進行研究：

1. 收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊。
收集國際間盛裝容器技術資訊及使用案例，包括

- (1) 容器設計之基本要求與運輸安全評估
 - (2) 物理基本試驗與環境暴露後物理特性試驗
 - (3) 材料機械特性及一般程序要求測試
2. 比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範。收集國內外低放射性廢棄物盛裝容器之相關規範，包括
- (1) 容器包件之規範；
 - (2) 容器安全運送之相關試驗。

依據行政院原子能委員會於民國 99 年 4 月 22 日發布之「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，盛裝容器申請書應詳列盛裝容器設計、製造及試驗所採用之各種相關法規、標準及技術規範。依容器用途與材質，其具體的測試技術方法與標準可能包括：

- (1) 廢棄物及環境的腐蝕、化學及生物劣化效應等測試
 - (2) 力學強度的測試方法與標準
 - (3) 熱循環試驗測試方法與標準
 - (4) 容器材質對輻射之穩定性及輻射劣化效應之測試
3. 提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則。

綜合分析上述的工作項目，參考比較國內外低放射性廢棄物盛裝容器相關規範及測試方法與標準，加上本國的地理環境、政策及社會氛圍，密切與管制機關討論，提出適合我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則之精進與建議，以達成本研究之目標，期望能對除役低放射性廢棄物的管理審查有所助益。審查導則建議內容格式擬訂如下：

- (1) 審查範圍

- (2) 程序審查
- (3) 審查要點與接受基準
- (4) 審查發現
- (5) 相關法規與技術規範

因此本研究主要進行之工作內容包括蒐集彙整國際間不同材質的低放射性廢棄物盛裝容器的技術資訊與相關規範、導則及實務案例。藉由國際資訊的分析，釐清盛裝容器的安全標準與容器審查之技術要點，提供管制單位審查參考，並提出適合我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則之精進。

二、國際上盛裝容器技術資訊及使用案例

盛裝容器是組成廢棄物包件的基本單位，因此在貯存、運輸和處置到防止放射性物質從包件中釋放的過程中扮演著關鍵作用。廢棄物包件應符合各項操作規定的安全性和效率的相關要求。廢棄物經營者必須根據監管機構的相關要求提出最適化容器的申請。

國際間低放射性廢棄物盛裝容器使用的材質，除了混凝土（或加強混凝土）外，另有金屬（碳鋼或不銹鋼等）、塑膠等其他材質也被採用作為盛裝容器。除了一般水泥及鋼鐵的容器外，另有具特殊化學及熱穩定性及密封性極佳的不同材質之高完整性容器（High Integrity Container, HIC）。本報告乃針對一般盛裝容器資訊及規範作收集探討。

全球對於除污和除役（decontamination and decommissioning, D&D）廢棄物的包裝趨勢如下：

- 軟包容器 (soft bag containers)

由於實用性和經濟因素，美國和歐洲皆有採用軟包用於非常低放射性廢棄物(Very Low-Level Waste, VLLW)管理。VLLW包裝在大尺寸多功能軟包中被用於掩埋處理運送。亞洲地區也引進了軟包，特別是在福島週邊地方用於包裝土壤垃圾進行臨時貯存¹。軟包最近在全球除役廢棄物管理市場受歡迎之原因主要是效率和成本效益經濟的包裝。鑑於D&D產生的大量混凝土碎石、可能污染的土壤和VLLW，軟包是可廣泛用於運輸和處置的多用途包件。雖然軟包處理的經驗有限，但不需灌漿的優點²，期望其可開發用於IP2，以便與ISO容器競爭。

- 標準貨櫃 (ISO containers)

從傳統的圓桶到ISO容器是英國Croft Associate在90年代開創性例子³。如同Drigg貯存庫所強調的，可用於運送和處置的大容量ISO標準盛裝容器已被有效地用於大量LLW的管理。英國此實例帶動了全球更廣泛地使用ISO容器來處理LLW和VLLW。

- 混凝土容器 (concrete containers)

相較於鋼製容器，混凝土容器已被用於加強結構、抗輻射和腐蝕。由於混凝土材料的易碎特性，可運送性是多用途混凝土容器的技術問題。此技術問題可加入非晶鋼纖維(amorphous steel fiber)之加強來克服，如被法國ANDRA和斯洛伐克VUJE採用的Sogefibre容器即為可運送容器⁴。蘇格蘭Dounreay場址復原有限公司(DSRL)開始試用HHISO (Half-Hight ISO) 標準大型混凝土容器(14.7 m³)與標準的ISO碳鋼容器⁵並列用於現場LLW的運送與處理。此意味著大容量的混凝土容器未來發展的可能方向，不僅要能夠提高效率，還要加強安全性。

陳智隆⁶於101年”低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究”報告中列出一些國家已使用案例，本文將摘錄部份資訊及新增相關資訊，包括韓國、歐洲、美國、中國大陸與澳洲等資訊如下：

2.1 韓國

韓國之低放射性廢棄物盛裝容器區分成鋼桶 (steel drums)、混凝土盛裝容器 (concrete container)、聚乙烯盛裝容器 (polyethylene container) 和HIC等⁷。鋼桶有200 L 和320 L 兩種。混凝土盛裝容器有圓形和矩形兩種。這些盛裝容器形式和物理特性如表2.1。韓國低-中放射性廢棄物處置接受準則⁸第13條規定包件內的自由水應予限制，含水量不得超過0.5%。

表 2.1 韓國廢棄物盛裝容器形式和物理特性⁷

容器類型	形式	尺寸(mm)	重量(kg)	備註
鋼桶	200 L	ϕ 615×H884	105-400	各類廢棄物
	320 L	L ϕ 713×H955	250	各電廠
圓形混凝土	C1, C2	ϕ 1400×H1300	69000	Ulchin 1&2
	C4	ϕ 1100×H1300	6000	Ulchin 1&2
	Kori 圓形	ϕ 1060×H1370	3500	Kori 1&2
矩形混凝土	4-包	L1460×W1460 ×H1300	6000	Kori 1&2
聚乙烯	聚乙烯	ϕ 1194×H1290	2000	Kori, Ulchin, Younggwang

Kori圓形盛裝容器和4-包型盛裝容器，被用於裝填Kori 1號和2號核電廠產生的破損混凝土質廢棄物和廢樹脂。C1、C2和C4等圓形盛裝容器使用於裝填Ulchin 1號和2號核電廠產生的混凝土質廢棄物、廢樹脂和廢過濾器。聚乙烯材質盛裝容器用於裝填廢脫水樹脂，而合金材質HIC桶則用於裝填自Kori 核電廠產生的廢脫水樹脂。

韓國慶州儲存庫是國家放射性廢物管理系統的核心設施，雖然在韓國引進了多種廢棄物包裝方法，但基本方法是使用容量為200或320公升的標準鋼桶，這種鋼桶通常用於包裝核電廠運行維護中產生的低

放射性廢棄物，然而D&D廢棄物的放射性較低且數量很大，小型圓桶不能有效的包裝。考慮來自O&M (Operation And Maintenance)廢棄物與D&D廢棄物的差異及位於沿海岸邊的核電廠至慶州貯存庫的海上運輸，早期運送包件僅用於將桶中的廢棄物包裝運送到貯存庫，抵達目的地後即卸載以便重新使用，鑑於此目的，D&D廢棄物的新型多用途包件設計的尺寸應與現有運送包件的尺寸和裝配尺寸相同，以便能夠於港口，船舶和現有貯存庫使用。

韓國KONES公司⁹⁻¹⁰開發適用於運送、貯存和處理的幾種類型多用途標準盛裝容器，包括軟包、碳鋼容器和混凝土容器。軟包和碳鋼容器已於2014~2015年期間開發，2016年進一步開發混凝土盛裝容器。對韓國放射性廢棄物管理體系而言，盛裝容器的概念對D&D廢棄物的管理進行了最適化，特別是慶州貯存庫和相關基礎設施。KONES設計並製造了一套VLLW軟包及兩個VLLW / LLW金屬容器（用於海上運輸的標準IP2容器和用於道路運輸的ISO容器）¹⁰的原型盛裝容器，藉由模擬和測試進行安全分析證明它們符合法規要求。

軟包：

尺寸設計為100 cm x 100 cm x 100 cm，含內容物重為1,200 kg，由合成纖維製成，共有三層屏障，四面周圍用繩帶固定與二條拉鍊封口之上蓋，其設計與原型如圖2.1所示。

- 外包裝由聚丙烯織物製成，在其外面塗有液態丙烯以防潮。
- 內部屏障是PET (聚對苯二甲酸乙二酯) 的非織造織物，內部塗有聚氨酯用於緩衝的內部衝擊。上蓋還配有二條拉鍊。
- 封口內部由雙層高密度聚乙烯 (HDPE) 乙烯基薄片組成，加強內側以避免與廢料接觸。

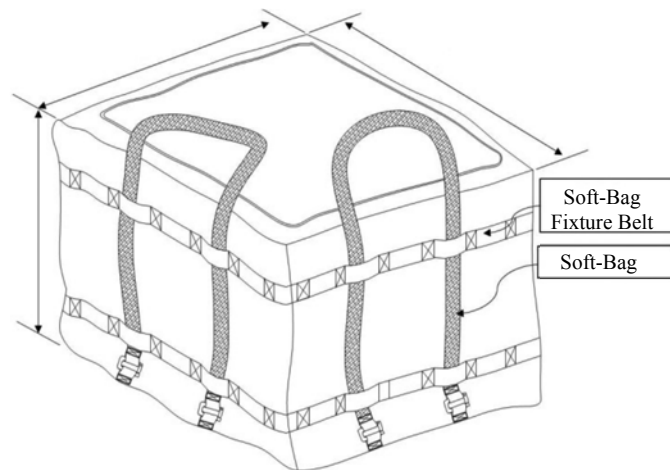
參照英國發展的軟包，開發的原型產品在適用的安全要求¹¹下進行測試，結果如下

- 堆疊 (Stacking)：施加5倍於負荷的重量，測試結果顯示軟包可耐受7.1噸重。

- 墜落 (Drop)：荷重 (沙子) 1.2噸軟包根據需要由1.2米高度在不同的角度墜落測試。

- 起重 (Lifting)：以負荷重量 (1.2噸) 之3倍進行起重測試，負荷重量達3.6噸。

除了這些基本測試外，還根據安全要求進行了各種條件下的操作測試。



(a)

(b)

圖 2.1 軟包之設計(a)與原型(b)⁹

碳鋼容器：

碳鋼容器共有二種，一種為與現有運送容器兼容於海上運送的IP2型鋼製容器，另一種用於陸上卡車運送的半高型的標準ISO

(HHISO) 鋼製容器。前者與既定的物流系統相容，但設計背後的概念不同，除兼具IP2功用外可直接在LLW或VLLW處置庫中處置。後者的ISO容器是一種專門用於D&D廢棄物管理的新設計，既可用於陸上的卡車運送（或若有開發新的基礎設施的海上運輸），ISO容器是多用途的，也可直接放置在貯存庫中。二種鋼製容器皆利用貨架來處理及固定廢棄物，不同插件設計(如圖2.2)可以處理不同廢棄物包容物型式。

IP2和ISO容器的主體和蓋子是由碳鋼（SS 400）製成。容器主體結構藉由支撐框架（SPSR 400）加強，以螺栓固定在主體角落上的蓋子加上橡膠緩衝材料（EPPM）。ISO容器的規格如表2.2。容器用扭鎖固定在地板上的包件或卡車上的包裝容器，在容器框架的地板上具有兩個插槽，以便堆高機處理。

對於碳鋼容器，IP2模型通過模擬進行分析，以檢查是否符合NSSC第2014-50號法令，文件編號24-2之安全要求包括放射性圍阻、輻射屏蔽和結構完整性。對於IP2容器設計的動態分析依據初始速度和墜落撞擊，撞擊位置如圖2.3所示。通過模擬IP2容器的分析結果如表2.3。

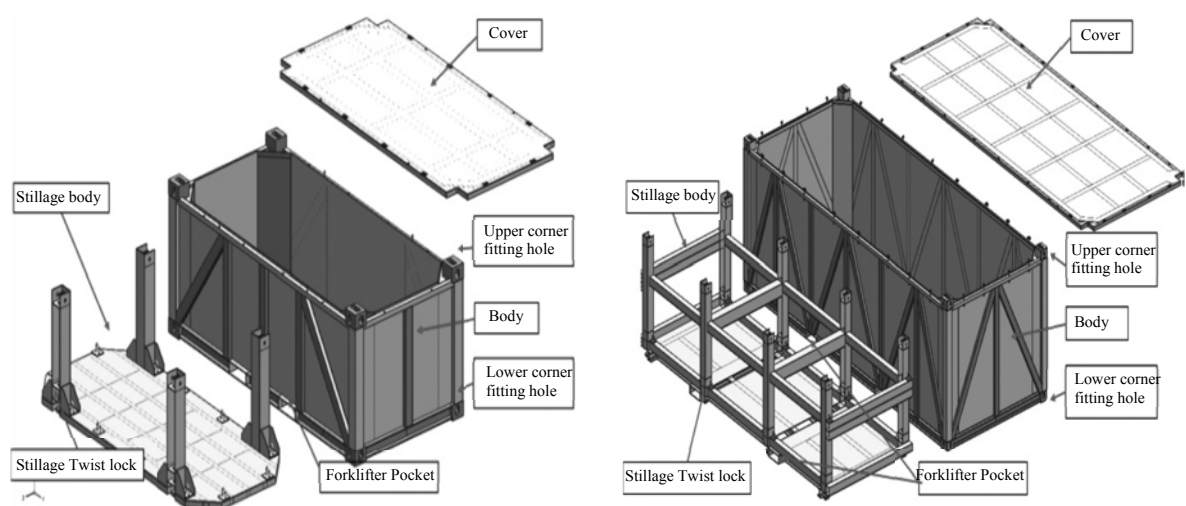


圖2.2 IP2和ISO容器之設計圖⁹

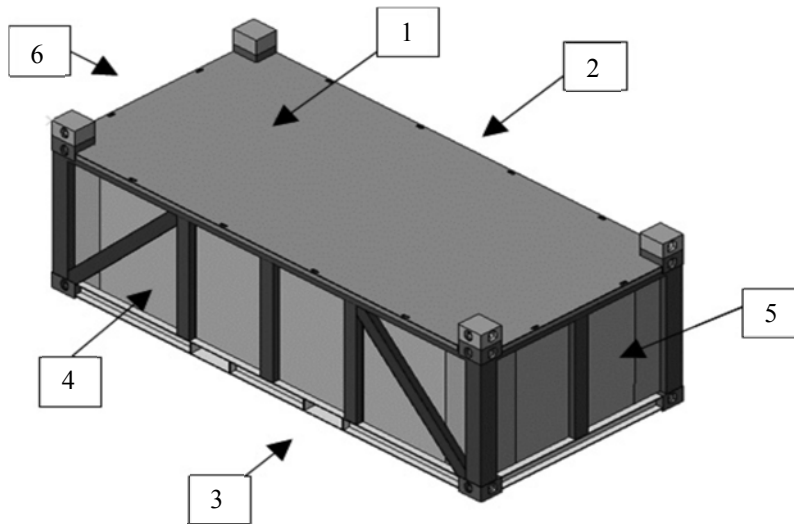


圖 2.3 IP2 容器測試撞擊之位置圖⁹

表 2.2 韓國 KONES 公司 IP2 和 ISO 盛裝容器之規格¹⁰

容器種類	規格		備註
	外部尺寸(cm) (L x W x H)	重量 (t,噸)	
IP2	340 x 160 x 120	7.5 (空重: 2.28 t)	尺寸與現有的容器相同
HHISO	600 x 240 x 120	20 (空重: 6.8 t)	標準ISO容器規格

表 2.3 KONES 公司之 IP2 容器應力分析模擬測試結果¹⁰

ANALYSIS (see legend on Fig. 2.3)		Maximum Stress [MPa]								
		Body Plate	Cover Plate	Body Frame & Support	Cover Support Frame	Fork Lift Pocket	Bottom Corner Fitting	Top Corner Fitting	Cover Bolt	Results
Stacking Analysis		8.2	0.1	84.7	0.1	1.1	50.9	25.9	0.1	OK
Drop	Bottom Side (3)	245.4	230.9	294.2	259.0	296.0	219.3	304.2	549.9	OK
	Top Side (1)	237.2	237.4	300.9	297.3	213.1	322.0	286.0	640.7	OK
	Larger Sidewall (4)	403.1	239.7	417.7	273.1	163.7	397.3	411.3	724.4	OK
	Smaller Sidewall (5)	297.9	238.0	435.8	255.4	159.4	311.6	402.5	510.1	OK

Top Longer Edge (1-5)	391.5	234.9	460.9	289.3	290.0	524.2	463.8	580.1	OK
Top Shorter Edge (1-4)	297.6	230.4	405.6	297.9	261.9	483.8	410.8	561.6	OK
Top Corner Fitting (1-4-5)	467.1	413.1	485.9	406.9	304.1	574.1	544.1	630.3	OK
Bottom Side Shorter Edge (3-5)	387.6	192.9	417.7	198.1	216.1	318.2	500.6	365.5	OK
Bottom Side Longer Edge (3-4)	443.2	280.1	478.2	231.2	233.1	431.9	574.2	354.3	OK
Bottom Corner Fitting* (3-4-5)	477.6	201.3	490.2	241.5	288.5	482.3	575.1	552.7	OK
Requirements/ Criteria (Stress Limits)	484.0		492.0			576.0		914.2	

* Some other sources use such terminology as “casting”, instead of Fitting (ex. www.containerhandbuch.de)

2.2 歐洲

德國⁶KONRAD 處置場於 2013 年開始運轉，使用二種不同型號容器盛裝不同廢棄物，ABK I 使用於低放射性廢棄物，另一 ABK II 則用於高放射性廢棄物。盛裝容器設計的基本要求包括：(A) 尺寸、容積、淨重；(B) 6 m 堆疊高度：不得對結構和屏蔽完整性造成損害；(C) 視存放的核種存量不同而有不同程度的密封性要求；(D) 腐蝕防護措施；(E) 不得有機械性或腐蝕性的損傷。ABK I 容器須能承受 4 m/s 衝擊和 800 °C 1 hr 耐火的意外情況測試。新容器設計要求需符合運輸安全評估：墜落試驗、防火試驗 (fire test) 等，以及原型容器試驗，包括：堆疊試驗(stacking test)、起重試驗(lifting test)、熱試驗(thermal test)以及滲漏驗證(demonstration of leak-tightness)。其他歐洲國家¹²包括芬蘭、法國、西班牙和捷克對於 LILW 貯存用之盛裝容器與包件整理於表 2.4。LLW 盛裝容器包括鋼桶(200 L)、鋼箱、混凝土箱和混凝土槽，包件則以鋼桶(200 L)、鋼箱、混凝土箱和混凝土槽為主。

芬蘭 Olkiluoto NPP 的 LILW 廢棄物主要來源為是在維護工作期間和處理用水淨化系統產生的，包括維修廢棄物(工作服、紙張、木材和工具等等)、瀝青廢料(離子交換樹脂，蒸發泥漿)、金屬廢棄

物、濾棒、固化的液體廢物及其他外來源之廢棄物。各種廢棄物使用的盛裝容器與包件如下：

1. 維修廢棄物 – 以塑膠袋包裝或直接裝在 200 L 鋼桶。較大物件則裝入 1.3 m³ 鋼箱或混凝土箱。不可壓縮之物質則以 200 L 的圓桶、1.3 m³ 鋼箱或混凝土箱包裝。
2. 瀝青廢料 – 貯存後的離子交換樹脂和液體廢棄物漿液乾燥瀝乾後，轉移到 200 L 鋼桶。鋼桶會被轉到 5.2 m³ 或 3.9 m³ 混凝土箱中(可分別放置 16 或 12 個鋼桶)
3. 金屬廢棄物 – 不須處理直接放入 1.3 m³ 鋼箱再裝入 5.2 m³ 或 4.4 m³ 混凝土箱子，亦可直接裝入混凝土箱中，小尺寸的金屬廢棄物可以 200 L 鋼桶盛裝。
4. 濾棒 – 以 200 L 鋼桶或 1.3 m³ 鋼箱盛裝。
5. 固化的液體廢物 – 液體廢棄物和漿液先收集到鋼桶，貯存、分類、組合後再與離子交換樹脂進行瀝青處理。
6. 其他外來源之廢棄物 – 小物件以 200 L 鋼桶或較小的鋼或鉛包件盛裝。

芬蘭Olkiluoto NPP廢棄物包件相關要求整理於表2.5。

表2.4 歐洲國家用於貯存LILW之盛裝容器與包件¹²

Country Facility	Waste Container type	Waste Package type
Finland Olkiluoto NPP	<ul style="list-style-type: none"> • plastic sacks • bales (W×H×L: 1.2 m × 0.7 m × 0.7 m) • 200 L steel drums • 1.3 m³ or 1.4 m³ steel boxes • 5.2 m³ or 3.9 m³ concrete boxes for 12 or 16 drums (or 32 compressed drums). 	<ul style="list-style-type: none"> • 200 L steel drums • 1.3 m³ steel box • 3.9 m³ or 5.2 m³ concrete box
France Centre de l'Aube	<ul style="list-style-type: none"> • 200 L steel drums • concrete box (cubic 1.2 m side length) • steel box (cubic 1.2 m side 	<ul style="list-style-type: none"> • 200 L steel drums • concrete box (cubic 1.2 m side length) • steel box (cubic 1.2 m side

	length) • concrete tank (W×H×L: 1.3 m ×2.3 m ×3.3 m) • standard freight containers (ISO)	length) • concrete tank (W×H×L: 1.3 m ×2.3 m × 3.3 m) • standard freight containers (ISO)
Spain El Cabril facility	•200 L steel drums • concrete box (cubic 2.2 m side length)	Concrete box - 2.2 m × 2.2 m × 2.2 m - The waste is conditioned inside the drum.
Czech Republic Dukovany facility	•200 L steel drum	

表2.5 芬蘭Olkiluoto NPP廢棄物包件要求¹²

性質		要求
力學性質 mechanical properties	力學強度	對於一般操作，應該超過最小值。
	尺寸穩定性	應盡量減小尺寸變化，以確保廢棄物形式在長時間內仍維持其完整性。
	耐衝擊性	廢棄物包件應能承受事故中的撞擊。
熱學性質 thermal properties	高溫穩定性	廢棄物包件應能承受外部火災和高溫下不碎裂。
	高溫下活度釋放	廢棄物包件由於外部火災而釋放的活度不應超過安全限制。
	熱循環	熱循環不應導致廢棄物包件不穩定或強度明顯降低。

2.3 美國

美國 Bondico 公司¹³製作複合式 PE/FRP 盛裝容器，且發展聚乙烯材質高完整性盛裝容器(polyethylene high integrity container,

P-HICs)作為放射性廢棄物貯存、運送和處置之用，並委託 Southwest 研究所 (SwRI) 以700個試片進行相關測試以達符合美國 NRC 的相關要求。測試項目分成兩部份，一為基本物理試驗，另一為環境曝露後的物理特性。

基本物理試驗包含力學強度、潛變特性、熱膨脹和硬度測試。力學強度測試是依照ASTM測試步驟進行，包括拉伸(tensile)、壓縮(compression)和剪切(bond shear)試驗。測試結果之拉伸強度介於27800 ~ 48600 psi之間(平均強度為38200 psi)，壓縮強度範圍為26900 ~ 51500 psi (平均強度為39200 psi)，而剪切強度範圍則介於139 ~ 523 psi之間(平均強度為331 psi)，顯示這款複合材質之張力強度約為一般PE材質的10倍。依據ASTM D2990步驟進行潛變特性(creep characteristic)測試，3000小時後材質並沒有發現裂痕。熱膨脹係數(thermal expansion coefficient)之平均值為 $10.7 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{F}$ ，發現介於玻璃纖維($3 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{F}$)和聚酯樹脂($30 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{F}$)之間。硬度(hardness)是以 Shore Durometer(scale D-2)依照ASTM D2240方法測試，結果顯示硬度介於58到64之間。基本物理試驗項目與結果整理如表2.6。

表 2.6 美國 Bondico 公司 PE/FRP 盛裝容器之基本物理試驗項目、方法與結果¹³

試驗項目	試驗方法	試驗結果
拉伸	ASTM D638	平均強度為38200 psi
壓縮	ASTM D695	平均強度為39200 psi
剪切	ASTM D3165	平均強度為331 psi
潛變特性	ASTM D2990	實驗共進行3000小時未發現任何的裂痕
熱膨脹		平均膨脹係數為 $10.7 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{F}$
硬度	ASTM D2240	162次的實驗結果顯示硬度介於58到64之間

環境曝露後的物理特性試驗包括：熱循環(thermal cycling)試驗、伽馬射線和紫外線照射試驗(gamma and ultraviolet radiation)、真菌和

細菌降解試驗(fungi and bacterial degradation)以及外部與內部化學物質曝露試驗(external and internal chemicals)。不同環境曝露後的物理特性試驗結果如表2.7。

表 2.7 美國 Bondico 公司之 PE/FRP 盛裝容器不同環境曝露後的物理特性試驗結果¹³

曝露環境 (步驟方法)	力學強度試驗結果			
	拉伸強度 (psi)	壓縮強度 (psi)	剪切強度 (psi)	硬度 (Shore, D-2)
未曝露前平均值	38200	39200	331	58-64
(LCL)*	(27800)	(26900)	(139)	--
(UCL)*	(48600)	(51500)	(523)	--
熱循環 (ASTM B553)	38400	35200	313	275
伽馬射線照射	38500	38400	275	--
紫外線照射	39000	40000	364	--
微生物降解試驗 真菌和細菌降解試驗 (ASTM G21 and G22)	37700	37400	359	--
抗化試驗 (ASTM D543)	36900	31200	285	--
外部	--	--	--	59-65
內部	--	--	--	--

* LCL: Low Control Limit; UCL: Upper Control Limit

表2.7之試驗結果顯示PE/FRP曝露於不同環境曝露後對物理特性之影響如下：

1. 熱循環試驗：依ASTM B533方法進行。經過10次、20次和30次熱循環試驗後，拉伸強度、壓縮強度與剪切強度的變化皆在基本物理特性的10%之內，但仍大於最低限值。結果顯示溫度變化不會造成力學強度之影響。

2. 伽馬射線照射試驗：試片曝露於100 Mrad 的伽馬射線下，其拉伸強度和壓縮強度無明顯改變，而剪切強度減少約17%，但仍超過最低限值。顯示伽馬射線照射對P-HICs 的結構完整性有一定程度的影響。
3. 紫外線照射試驗：進行3000 小時的UV照射，結果顯示力學強度皆高於平均的基本物理測試強度，表示紫外線照射對PE/FRP複合材料不造成影響。
4. 微生物降解試驗：依ASTM G21 和G22 進行。結果顯示平均力學強度有些微下降約1-5%，但仍超過最低限值。表示微生物對P-HICs 並不會造成明顯的影響
5. 抗化試驗(chemical resistance)：依ASTM D543 進行。曝露於可能存在LLW的8 類化學物質的環境下，結果顯示平均強度減低約3-20%，剪切強度約減少14%，但仍皆高於最低限值。硬度強度則幾乎與暴露前相同。

另外亦進行原型尺寸測試，主要依據NRC 10 CFR Part 71 的 Type A 包件測試要求進行，測試項目包括：自由墜落於堅硬表面 (free drop on unyielding surface)、減低外部壓力 (reduced external pressure)、增加外部壓力 (increased external pressure)、運送振動測試、壓縮(compression)試驗、貫穿試驗(penetration)、自由墜落於夯壓密土壤 (free drop tests on compacted soil)、NRC 的起重測試，以及覆土壓力模擬與浸水試驗(external hydrostatic pressure)。測試項目與結果整理如表2.8。

表2.8 美國Bondico公司PE/FRP盛裝容器原形尺寸試驗項目與結果¹³

測試項目	測試條件	測試結果
自由墜落於堅硬表面	從4 呎高度墜落於混凝土表面，撞擊點包括頂角(top corner)、底角(bottom corner)和全表面(full side)	不影響P-HICs 的結構完整性

減低外部壓力	減低外部壓力要求為3.5 psi (相當於增加內部壓力11.2 psi)，此壓力下維持5 分鐘	未發現任何洩漏現象。
運送震動測試	使用5000 lb 進行運送震動測試	無論在測試前或測試後皆維持其氣密性
貫穿試驗	以13 lb 鋼棒從40 吋高處自由墜落在底部中心、側面中心、蓋子中心、蓋子上的電線穿孔，和被動排氣孔。	並未對左列位置造成任何影響。
自由墜落於夯實土壤 (南卡與華盛頓州要求)	將容器由25 呎處自由墜落於夯實土壤，撞擊點與自由墜落試驗相同。	未影響氣密性。符合州立要求。
NRC 的起重測試	模擬承受3g的外力，為符合此要求，外加2g自重進行模擬。	不影響氣密性。
覆土壓力模擬與浸水試驗	模擬處於55 呎的覆土壓力(約為46 psi)情形，以靜水壓力方式進行測試。	可輕易符合46 psi 的標準，逐漸增加壓力到92-106 psi 時，從HIC 頂蓋部份崩裂，顯示可符合覆土壓力要求。

2.4 中國大陸⁶

中國核工業總公司於1998年制定“低、中水平放射性固體廢棄物容器 鋼箱”標準 (EJ 1076-1998)，該標準適用於中低放射性固體廢棄物的處理、整備、貯存、轉運、運送和處置使用。標準規範內容中第4章為技術資訊，第5章為試驗方法，重要內容簡述如下：

容器技術資訊包括基本要求、材料要求、角件、頂結構、底結構、端部結構、側部結構和插槽。

1. 基本要求

- (1) 鋼箱性能必須符合GB 11806 和 GB 12711 有關規定和要
求。
- (2) 鋼箱尺寸的允許偏差不能超過第三章規定。
- (3) 箱體的結構和強度以及密封等性能應符合第5章所規定的各項
試驗要求。
- (4) 鋼箱頂蓋與箱體之間應設頂部扣緊元件，其位置應便於操作與
檢查。箱蓋應具有足夠的強度，以避免反覆使用造成變形。供
運送用之鋼箱設計時應考慮必要的包封要求。
- (5) 箱蓋與箱體之間應採用適合的密封材料，以保證鋼箱的密封性
能。箱蓋應開啟靈活。
- (6) 鋼箱應配有頂角件及底角件。箱體的任何部位均不得超過由各
角件相應的外表面形成的平面。

2. 材料要求：

- (1) 使用普通碳素結構鋼作為鋼箱的材料。特殊情況下允許選用代
用材料，但須經管制機關同意，且必須符合鋼箱強度設計、冷
壓型和焊接加工的要求。
- (2) 鋼箱角件材料應符合GB/T 1835的相關規定。
- (3) 採用的密封材料應符合TB/T 2113的相關規定。供處置用的鋼
箱的密封材料還須符合EJ 1042中的規定。

3. 頂結構：頂部結構之頂角件的頂面突出鋼箱的頂面不得少於6 mm。
依箱頂試驗後，頂部變形不得超過5 mm。頂蓋應能自由關閉。

4. 底結構：鋼箱應具備僅由四個底角件支撐箱體額定重量之能力。
箱底結構設計應能承受在裝卸、堆疊及運送過程中所產生的各種
應力。堆疊測試後箱底底部任何部位的變形不得超過底角件表面
以下3 mm 或6 mm (依不同鋼箱型號而定)。

5. 端部結構：進行端部強度試驗時端壁變形不得超過5 mm。橫向剛性試驗時，箱體二個端框架各自的對角線長度變化量之和不得超過60 mm。
6. 側部結構：進行端部強度試驗時端壁變形不得超過5 mm。縱向剛性試驗時，相對應的頂角件與底角件的相對位移，在鋼箱長度方向不得超過25 mm。
7. 插槽：鋼箱必須裝設插槽，插槽應沿箱底橫向貫通。


試驗方法包括堆疊試驗、頂部起吊試驗、縱向栓固試驗、端壁強度試驗、側壁強度試驗、箱頂試驗、橫向剛性試驗、縱向剛性試驗、叉舉試驗、不平地試驗、噴水試驗、跌落試驗、和貫穿試驗。測試方法與NRC規定類似，詳細試驗內容與方式可參閱參考資料¹⁴。

2.5 澳洲

澳洲工業、創新與科學部門核准國家放射性廢棄物管理設施 (National Radioactive Waste Management Facility, NRWMF) 的低放射性廢棄物盛裝容器相關規格如表 2.9。

表 2.9 澳洲核准的低放射性廢棄物盛裝容器規格¹⁵

Container code	<p>LL200</p> 	<p>LL400</p>	<p>LL15000</p> 
----------------	--	--------------	--

				
Description	200 L drum – mild steel	400 L drum – mild steel	Half-height ISO Freight container/ rack concept	
Material construction	Mild steel, min 1.15 mm wall thickness	Mild steel, min 1.3 mm wall thickness	Mild steel as per ISO standard	
Acceptable waste type (refer to WAC)	<ul style="list-style-type: none"> ✓ LLW ✓ Short-lived sealed sources 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ LLW ✓ Short-lived sealed sources 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ LLW ✓ contaminated soil ✓ Decommissioning LLW 	
Dimensions (mm)	External	H: 890 ± 5 D: 615 ± 5	H: 1060 ± 5 D: 830 ± 5	H: 1320 ± 25 D: 6095 ± 25 W: 2440 ± 25
	internal	H: 875 ± 5 D: 605 ± 5	H: 950 ± 5 D: 650 ± 5	H: 1100 ± 25 D: 5900 ± 25 W: 2350 ± 25
Internal volume (L)	205	400	15,250	
Package Gross Weight Limit (kg)	350	1500	30,480	
Shielding provided by container	No	No	No	

三、國內外盛裝容器相關規範

3.1 國際原子能總署 (IAEA)

放射性物質包件基本安全概念為必須足以保護民眾，工作人員和環境免受於輻射暴露風險，並提供保護防止包容物分散，避免不必要的連鎖反應，熱量造成損害。國際原子能總署 (IAEA) “放射性物質安全運輸條例” 為放射性物質運送包件制定了建議性監管標準。對於較高放射性物質的運送，在一般條件及意外狀況條件下這些都必須達到的要求標準。IAEA¹⁶ 和 WNTI (World Nuclear Transport Institute)¹⁷ 提供五種不同類型包件之規範，包件類型包括微量包件 (Excepted package)、工業包件 (Industrial package, IP)、甲型包件 (Type A package)、乙型包件 (Type B package) 和丙型包件 (Type C package)。依包件中所含放射性物質的活度、種類和物理形態，放射性物質須以工業包件、甲型包件和乙型包件運送。各種類型包件與放射性分類如圖 3.1。

IAEA 同時製定各種類型包件的設計要求和測試程序之性能標準，對於有效的商業運輸業務，這種與潛在危害相關的包件完整性分級方法是非常重要的。同時也考慮不同的運輸條件，如例行運送中可能遇到的情況、一般的運送狀況（輕微事故）和意外事故狀況。所有包件皆有一般設計要求，以確保它們可以安全方便，妥善固定，並且能夠承受任何加速度和振動的影響。

工業包件用於運送兩種類型的材料：

1. 每單位質量具有低比活度(LSA) 的材料，LSA 材料的項目包括醫院廢棄物；
2. 具有低放射性表面污染的非放射性物體（稱為表面污染物體或 surface containment object, SCO）。表面被冷卻液或製程用水污染的燃料循環機械或核反應器元件被視為 SCO。

因為包容物的活度很低或材料不易分散之型式，這兩種廢棄物本質上都是安全的。

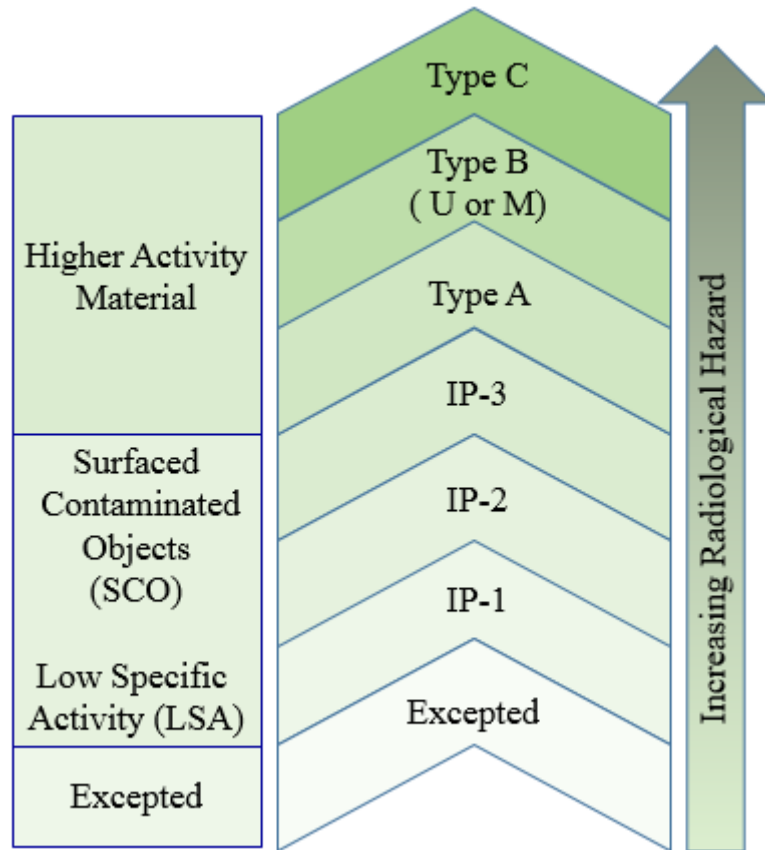


圖 3.1 IAEA 包件型式 ^{18,19}

工業包件分為IP-1，IP-2和IP-3三類，主要不同在於承受例行和一般運送條件的程度（表3.1），所需的測試模擬一般的運送條件，例如從車輛上掉落、暴露在雨中、被尖銳物體撞擊或上面堆疊其他貨物。包件選擇取決於材料的特性。工業上使用的包件如鋼桶或箱子可符合這些不同的要求，但目的性設計之包件也常被使用。以工業包件運送的一些典型物質是低放射性和中等放射性廢棄物，或含有天然放射性核種（例如鈾或鈾）的礦石及其精礦。

甲型包件是用於運送相對較小量但仍較高特殊活度的放射性物質，如醫療診斷或遠距治療的放射性同位素（鎝Tc，用於協助診斷某

些癌症的醫學研究輻射源)及一些核燃料循環材料。由於這種包件理論上被認為可能在嚴重事故中受損，且部分包容物可能會被釋放，因此它們所含放射性核種的量是受到IAEA條例的限制。甲型包件在一般運輸條件下必須保持其完整性，因此需要進行模擬這些條件的試驗(表3.1)。

放射性物質超出甲型包件限制範圍時需要用乙型包件。乙型包件用於運送與醫療及研究用途不同的未封裝放射性同位素的材料，用過核燃料和玻璃化高放射性廢棄物。這些包件必須能夠承受與甲型包件相同的一般運送條件，且必須能夠承受預期的意外事故狀況，不會破壞其圍阻性或增加輻射程度而危及公眾和參與救援或清理的操作人員。因此除甲型包件測試外，乙型包件也需通過意外事故狀況測試(表3.1)。

TS-R-1 為 IAEA 對於放射性物質之安全運送制定的規範¹⁸，依照在一般和事故狀況的運送條件下對公眾造成的風險等級對放射性物質之分類、包裝與標識之系統而制定之規範。TS-R-1 內容包含一般規定、放射性活度限值和分類、運送要求和管理、對於放射性物質及對於包裝和包件之要求、測試程序、核准和管理要求等。放射性物質分類系統是取決於要搬運核種之活度等級，依據每種核種具有的特定風險而定。放射性物質分類為豁免 (Exempt)、微量 (Excepted)、低比活度物質 (Low specific activity, LSA-I, LSA-II, LSA-III)、表面污染物體 (Surface Contaminated Objects, SCO-1, SCO-II)、A 類 (Type A)、B 類 (Type B)、易裂變 (Fissile) 物質、特殊型式放射性物質、低擴散性放射性物質及六氟化鈾等。本研究主要探討低放射性廢棄物盛裝容器，因此將以一般工業包件和(或)甲型包件為主。放射性材料與包件分類整理如表 3.2。

TS-R-1 與我國之「放射性物質安全運送規則」相比，在包件的分類、測試等相關規定上皆相同。

表 3.1 不同類型包件之要求¹⁷

標準要求		包件類型				
		工業包件			甲型	乙型
		IP1	IP2	IP3		
設計要求	一般要求	✓	✓	✓		
	如果是空運，需要額外的壓力和溫度要求	✓	✓	✓		
	Type A 額外要求(密封、固定、溫度、包封性、減壓、閥門)			✓	✓	✓
	Type B 額外要求(內部熱源產生，表面最大溫度)					✓
測試要求	一般運送狀況		✓	✓	✓	✓
	自由墜落(從0.3到1.2米，依包件重量而定)		✓	✓	✓	✓
	堆疊或壓縮		✓	✓	✓	✓
	貫穿(6 kg 從1米墜落)			✓	✓	✓
意外事故運送狀況	累積效應： <ul style="list-style-type: none"> • 從9米的自由墜落或動力壓碎測試 (dynamic crust test) (500 kg質量塊從9米掉落到樣本上) • 穿刺測試 • 散熱測試 (800°C強度，30分鐘) • 浸水測試 (15米，8小時) 攜帶大量放射性物質的包件加					✓

	<p>強浸泡試驗：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 浸水測試（200米，1小時） 					
--	--	--	--	--	--	--

表 3.2 放射性材料與包件分類 ^{18,19}

放射性材料分類與說明	包件類型與說明
<p>豁免(Exempt)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 有適當包件即可運送。 • 仍須符合游離輻射法規要求。 	<p>Exempt</p>
<p>微量(Excepted)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 材料的活度低於規定的限制。 • 沒有特別的外部標識； • 即使外釋，全部放射性物質之活度也不會造成重大危害。 	<p>Excepted</p> <ul style="list-style-type: none"> • 微量材料可放在微量包件中被運送。 • 可運送的最大活度限值取決於放射性核種、材料攜帶的形式。 • 曾運送過放射性物質的空包件也可以歸類為微量包件。 • 微量包件不需要主管部門的核准，且可被材料的託運者或包裝商認可。 • 一般而言，包裝必須符合 TS-R-1 規定的要求且適用於一般的運送條件。一些要點如： • 包件外部的輻射程度不得超過 $5 \mu\text{Sv/h}$ • 污染程度必須低於 4 Bq/cm^2 (β/γ) 和 0.4 Bq/cm^2 (α)。 • 包件必須適用於例行的運送條件。
<p>低比活度物質 (LSA)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 活度均勻分佈於材料中且不超 	<p>工業包件 IP-1、IP-2、IP-3</p> <ul style="list-style-type: none"> • IP-1 符合一般設計要求，用於

<p>過 TS-R-1 中規定之 LS-I，LSA-II 或 LSA-III 材料的值。在未屏蔽材料 3 m 處活度的最大劑量率為 10 mSv/h。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 如 IAEA TS-R-1 要求所述，LSA 材料的分類由 A₂ 值的衍生而定。 • 在特定條件下，LSA-I 可以免包裝，或 LSA 包裝在工業包件，IP-1，IP-2 或 IP-3 中即可運送。這些可能是一般 ISO 容器或圓桶等。 	<p>低比活度材料如鈾和鈾礦石、未經輻照的燃料元素和廢棄物等。材料若外釋將不會特別危害因為需要大量攝入或吸入才發生危險。</p> <ul style="list-style-type: none"> • IP-2 和 IP-3 除符合一般設計要求外，還必須符合額外特殊規定的性能標準，用於 LLW 如固體廢棄物和污染物等。這些性能標準是依 IAEA 要求的測試程序制定的。 • 工業包裝必須經受 TS-R-1 中規定的特定測試，或者必須證明它們符合適用於貨物容器的 ISO 等同標準。
<p>表面污染物體(SCO)</p> <ul style="list-style-type: none"> • SCO 物體本身不具有放射性，但其表面受到放射性物質固著或非固著污染。 • 依據等級或固著性污染和非固著性污染，SCO 分類為 SCO-I 或 SCO-II。 • 根據分類為 SCO-I 或 SCO-II 的廢棄物，在特定條件下無包裝（同 LSA-I）也可以運送；或依不同分類以工業包件(IP-1，IP-2 或 IP-3)運送。 	<p>工業包件 IP-1、IP-2、IP-3</p>
<p>A 類物質(Type A)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 對於特殊形式材料，最大活度是由 A₁ 值算出，對於非特殊形式材料則由 A₂ 值算出。數值之 	<p>甲型包件(Type A)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 甲型包件之設計較工業包件嚴格，必須承受某些特定性能測試(噴水，自由墜落，堆疊和貫

<p>間的顯著差異主要來自輻射毒性(radiotoxicity)。當單一包件或運送含有一種以上放射性核種時，依 TS-R-1 提供的公式計算 A_1 和 A_2 值。</p>	<p>穿測試)，但不需承受嚴重事故狀況測試。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 包件是由許多部件組成，如玻璃容器+聚苯乙烯塊+金屬罐+紙箱。設計責任和承受指定測試的能力取決於託運者。 • 託運者必須能夠證明所使用的包件適用於甲型包件且已通過所有必要的測試標準。 • 如果包件是從其他供應商雇用或租用的，則託運者必須確保他有自信包件符合甲型標準且備有關於包件的相關文件。
---	---

放射性廢棄物之盛裝容器有許多不同類型的材料，包括金屬（碳鋼、不銹鋼或合金等）、混凝土（或鋼筋混凝土）、纖維、塑膠、或這些材質的組合等。選擇容器應考慮的主要因素和控制方法包括：

- 構造材料 - 耐久性(力學性質與耐腐蝕)、與廢棄物的相容性、輻射穩定性、熱穩定性)
- 環境條件耐受度
- 內部功能的設計和操作
- 吊掛操作容易
- 容器的內部腐蝕
- 容器的強度和可堆疊性
- 選擇表面塗層和構造
- 密封功能的設計和操作
- 屏蔽功能
- 運送要求（火災和墜落測試）

3.2 美國

在美國聯想法規中，核管會及交通部分別對於放射性廢棄物容器訂出相關的規定，包含放射性廢棄物的分類方法、廢棄物包件應符合之要求、包件在運送上所應遵守的事項及其測試項目等；而 IAEA 也訂定了包件運送的規定來規範其會員國包件運送的安全。

3.2.1 NRC 10 CFR Part 71

NRC 10 CFR Part 71 為放射性物質包裝與運送之相關規範²⁰，規定包件的要求以及許可運送物質的運輸要求等。對於包件的測試要求包含一般運送狀況以及假設事故狀況，並規定 Type A 須符合一般運送狀況的測試要求，而 Type B 須符合一般運送狀況及假設事故狀況的測試要求。相關條文內容整理於表3.3。部分相關內容摘譯分述於後。

表 3.3 NRC 10 CFR Part 71 相關條文內容整理

Subpart	Subject	Number	Contents
E	Package Approval Standard	71.43	General standard for all packages
		71.45	Lifting and tie-down standards for all packages
		71.47	External radiation standard for all packages
F	Packages, Special form, and LSA-III Test	71.71	Normal condition of transport
		71.73	Hypothetical accidental conditions
H	Quality Assurance	71.107	Package design control
		71.109	Procurement document control
		71.111	Instructions, procedures, and drawings
		71.115	Control of purchased material,

			equipment, and services
		71.117	Identification and control of materials, parts, and components.
		71.121	Internal inspection
		71.123	Test control
		71.125	Control of measuring and test equipment
		71.133	Corrective action.
		71.135	Quality assurance records
		71.137	Audits

包件許可標準 (Subpart E)

1. 所有包件的通用標準

- (1) 包件的最小總尺寸不得小於 10 公分。
- (2) 包件的外部必須合併一個不易破壞的特徵 (如封印)，且該特徵即使完整仍可證明包件沒有被未經授權的人開啟。
- (3) 每個包件都必須包含使用一種不會被意外打開的強制性牢固裝置或包件內部可能產生壓力無法開啟的密封包封容器。
- (4) 包件必須由物料和結構組成，以確保包裝部件之間、包件包容物之間或包裝部件與包件包容物之間不會有重要的化學、電偶或其他反應 (包括漏水造成的可能反應) 的最大可信程度。輻照對材料的影響也必須考慮。
- (5) 除洩壓裝置外，包件閥門或其他裝置 (若失效會使放射性包容物逸出) 必須禁止未經授權的操作，且必須提供一個外殼以防止洩漏。

- (6) 包件的設計、製造和裝運準備必須在一般運送條件規定的試驗中不會有放射性包容物的損失或擴散、外表面輻射程度也不會顯著增加且包裝的有效性沒有實質的降低始能運送。
- (7) 包件的設計、製造和運送準備必須在 38 °C 的靜止空氣中和陰涼處下。非專用裝運包件和專用裝運包件的可觸及表面溫度分別不得超過 50 °C 和 85 °C 始能運送。
- (8) 包件可以不必將運送過程中連續排氣的功能納入。

2. 所有包件的起重和固定標準

- (1) 作為包件結構部件的任何起重附件必須設計為承受至少 3g 重量起重包件時不彎曲，且其設計必須在過重下任何起重設備不會失效而影響包件符合 NRC 10 CFR Part 71 Subpart E 其他要求的功能。包件的任何其他用來起吊包件的結構部件必須能夠在運送過程中不能任意操作，或者必須設計為和起重需要附件具有相同強度。
- (2) 固定設備：
 - (a) 如果包件結構附件有固定裝置之系統，系統必須能夠承受當靜力施於包件重心時在縱向垂直分量的重量是包件總重的 2 倍，沿著車輛行進方向水平分量的重量是包件總重的 10 倍，以及在橫向上水平分量的重量是包件總重的 5 倍，而不會對包件任何材料產生超過其彎曲強度的應力，。
 - (b) 可用於固定包件的任何其他結構部件必須能夠在運送過程中不能任意操作，或者設計必須和固定裝置所須要的強度相同。
 - (c) 包件結構部件的每個繫緊裝置應設計為在過重下不會失效而影響包件符合 NRC 10 CFR Part 71 Subpart E 其他要求的功能。

3. 所有包件的外部輻射標準

- (1) 除本節 (2) 款規定的情況外，作為運送用的每一放射性物質包件在一般運送的條件下的設計和準備裝運必須是在包件外表面的任何點輻射量不超過 2 mSv/h，運送指數不超過 10。
- (2) 超過本節 (1) 款規定的輻射限值的包件僅能專用裝運運送，運送過程中的運送輻射量不得超過以下條件：
 - (a) 包件外表面上為 2 mSv/h，除非符合以下條件，極限值可為 10 mSv/h：
 - (i) 裝運是在封閉的運送車輛中進行的；
 - (ii) 包件被固定在車內使其位置在運送過程中保持固定；
 - (iii) 在運送的開始和結束之間沒有裝貨或卸貨操作。
 - (b) 車輛外表面上任何點為 2 mSv/h，包括車輛的頂部和底部；
或者在拖板車在從車輛的外邊緣突出的豎直平面上的任何點處、在負載或外殼的上表面上(如果使用的話)以及在車輛下的外表面上。
 - (c) 在距離車輛外側面 2 m 的任何點(不包括車頂和車底)，或拖板車在距離車輛外緣(不包括車頂和車底)投影的垂直平面 2 m 的任何點上為 0.1 mSv/h；
 - (d) 在任何一般佔用空間內為 0.02 mSv/h，但該規定不適用於私人航空公司，如果受其控制的暴露人員需佩戴符合 NRC 10 CFR 20.1502 的輻射劑量測量裝置。
- (3) 對於根據本節(2)款的規定製造的貨物，托運者應向承運者提供具體的書面指示，以維護專用裝運控制。這些說明必須包含在運送文件中。

- (4) 專用裝運所需的書面說明必須足以讓承運者(有遵守說明時)避免採取不必要動作而延遲交付或導致不必要增加輻射量和運送工作人員或一般民眾的輻射暴露。

包件試驗 (Subpart F)

1. 一般運送狀況 (Normal conditions of transport)

- (1) 評估 - 在一般的運送狀況下對每個包件設計的評估必須包括確定 NRC 71.71 規定的條件和測試對設計的影響。如果每個樣品在進行任何其他測試之前進行噴水測試，則可以使用單獨的樣品進行自由墜落測試，壓縮測試和貫穿測試。
- (2) 初始條件 - 為了證明在試驗過程中符合 NRC 10 CFR 71.71 的要求，對於所考慮的特性，試驗的初始條件為試驗前後環境空氣的溫度必須在最不利的溫度 (-29 °C 到 38 °C) 之間保持恆定。密閉系統內的初始內部壓力必須被認為是最大的正常工作壓力，除非較低的內部壓力與考慮在測試之前後的環境溫度一致是更不利的。
- (3) 條件和測試
- (a) 耐熱試驗 - 在靜態空氣中的環境溫度為 38 °C (100 °F)，根據下表進行曝曬

曝曬數據

表面的形式和位置	總曝曬時間為 12 小時 (g cal/cm ²)
可移動、平坦的水平面; 底座	None
其他表面	800
不能移動、平坦的水平面	200

彎曲表面	400
------	-----

- (b) 耐寒試驗 - 在靜態空氣和陰涼處的環境溫度為 -40 °C。
- (c) 降低外部壓力試驗 - 外部絕對壓力為 25 kPa。
- (d) 增加外部壓力試驗 - 外部絕對壓力為 140 kPa。
- (e) 振動試驗 (vibration test)- 運送通常會產生振動，使用 5000 lb 進行運送振動測試。無論在測試前或測試後皆維持其氣密性。
- (f) 噴水試驗 (water spray test) - 模擬暴露於大約 5 cm/hr 的降雨至少 1 小時。
- (g) 自由墜落試驗 (free drop test) - 在噴水試驗結束後 1.5 到 2.5 小時之間，通過下面指定的距離自由墜落撞擊到預期最大受損的平坦表面位置上，測試標準如下表。

自由墜落測試標準 (重量/距離)

包件重量(kg)	自由墜落距離 (m)
小於 5,000	1.2
5,000 to 10,000	0.9
10,000 to 15,000	0.6
大於 15,000	0.3

- (h) 角墜落試驗 (corner drop test) - 從 0.3 米的高度自由墜落在包件的每個角落或一圓柱形包件上每個邊緣之四分之一的不彎曲平坦面上。本試驗僅適用於不超過 50 公斤的纖維板、木材或易裂材料的矩形包件和不超過 100 公斤的纖維板、木材或易裂材料的圓柱形包件。
- (i) 壓縮試驗 (compression test) - 對於重量不超過 5000 公斤的一般運送包件必須承受均勻施壓加在包件的頂部和底部位置 24 小時期間的壓力負荷。壓力負載必須是以下項目中的較大者：
 - (i) 包件重量的 5 倍; 或是

- (ii) 包件的垂直投射面積乘以 13 kPa。
- (j) 貫穿試驗 (penetration test) - 直徑 3.2 cm，質量 6 公斤，一端頂部為呈半球形的直立圓柱型鋼桶垂直從 1 米的高度落到預期最容易爆裂的包件外露表面上。圓柱體的長軸必須垂直於包件表面。

2. 假設意外事故狀況 (Hypothetical accident conditions)

- (1) 測試程序。對假設意外事故狀況的評估應按本節規定的順序測試應用，以確定它們對一個或一系列包件的累積效應。未損壞的試樣可用於做浸水試驗 (本節中(3)(e)規定)。
- (2) 測試條件。為了證明在試驗過程中符合本節的要求，除浸水試驗外，對於所考慮的特性，試驗的初始條件為試驗前後環境空氣的溫度必須在最不利的溫度 (-29 °C 到 38 °C) 之間保持恆定。密閉系統內的初始內部壓力必須被認為是最大的正常工作壓力，除非較低的內部壓力與假定在測試之前後的環境溫度一致是更不利的。
- (3) 測試。假設意外事故狀況的測試必須如下進行：
 - (a) 自由墜落測試：試樣從 9 米高自由墜落撞擊到預期最脆弱的平坦表面位置上。
 - (b) 壓碎測試 (crush test)：通過以 500 kg 重量從 9 米高墜落到放置在堅硬的平坦水平表面上試樣的動力壓碎試驗。質量塊必須由 1 m × 1 m 的實心低碳鋼板組成，並且必須處於水平狀態。只有當樣本質量不超過 500 公斤，外部尺寸計算的總密度不大於 1000 kg/m³，且包容物放射性大於 1000 A₂ 不是特殊形式的放射性材料時才需要進行壓碎測試。對於含有易裂

變 (fissile) 材料，放射性含量大於 1000 A₂ 標準的包件不適用。

- (c) 穿刺測試 (puncture test)：在預期最弱位置的試樣由 1 米高自由墜落到安裝在堅硬水平面上的實心、垂直、圓柱形的低碳鋼棒之上端。鋼棒的直徑必須為 15 厘米，頂部水平和邊緣的圓角半徑不超過 6 毫米，且其長度須能導致包件造成最大的損壞，但長度不能小於 20 厘米。鋼棒的長軸必須是垂直的。
- (d) 熱測試 (thermal test)：除了簡單支撐的系統之外，樣品充分暴露在平均發射率係數至少為 0.9 的和平均溫度為 800°C 的碳氫化合物燃料/空氣火焰中及靜止的環境條件下完全被火焰吞噬 30 分鐘的時間，或任何其他可提供給包件相同總熱量及 800°C 平均環境溫度的時間之熱體測試。燃料火源在水平方向必須超出樣品的任何外表面至少 1 米，但不超過 3 米，且樣品必須位於火源上方 1 米處。為計算目的，表面吸收係數必須是包件暴露於指定火源時預期可能具有的值或 0.8 (取其較大者)；對流係數必須是包件暴露於指定的火源下可能存在的值。在外部熱量輸入停止後，任何結構材料的燃燒都必須讓它持續，不能人工冷卻，直到自然停止。
- (e) 浸水測試 - 所有包件 (immersion – all packages)：一個單獨、未損壞的試樣必須承受相當於浸入水下至少 15 米的水壓 (相當於 150 kPa 表壓的水外部壓力)。

品質保證 (Subpart H)

本部分描述適用於對安全重要的包裝組件的設計、採購、製造、處理、運送、貯存、清潔、裝配、檢查、測試、操作、維護、修理和修改的品質保證要求。品質保證包括品質控制 - 包括材料或組件的

物理特性與品質控制的相關品質保證措施。每個合格證書持有者和包件核准申請者需負責符合適用於包裝設計、製造、測試和修改的品質保證要求。合格證書(Certificate of Conformity, CoC) 的許可證持證者、合格證書持有者和申請者應對下列管制項目制定相關評量措施。

1. 包件設計管制

- (1) 制定評量措施以確保許可證或 CoC 對品保適用的材料和組件之規定的適當監管要求和包件設計，並正確翻譯成規格、繪圖、程序和說明。這些評量措施必須包括一些條款以確保在設計文件中規定了適當的品質標準與標準偏差之管制。評量措施必須制定用以選擇和審查相對於重要安全功能不可少的材料、組件、設備和包裝元件的適用性。
- (2) 建立設計界面的識別和管制及參與設計的機關之間進行協調的評量措施。這些措施必須包括在參與設計機關之間建立書面程序以利於涉及設計界面的文件之審查、核准、發布、分發和修訂。設計控制評量措施必須藉由諸如設計審查、替代或簡化的計算方法或合適的測試程序等方法來驗證或檢查設計之適當性。對於驗證或檢查過程，持證者應指定除負責原始設計人員以外之個人或團體(可來自同一機關)。在使用測試程序取代其他驗證或檢查過程來驗證特定設計特徵是否適當性，應包括對最不利的原型或樣本單元之設計條件進行合適的合格測試。應將設計控制評量措施應用於以下內容：
 - (a) 臨界物理學、輻射屏蔽、應力、熱力學、水力學和事故分析；
 - (b) 材料的相容性；
 - (c) 勤務中檢查、維護和維修的便利性；

- (d) 利於除污的特徵；
 - (e) 檢查和測試接受標準的記述。
- (3) 應進行設計變更（包括現場變更）使得設計控制評量措施可與原始設計的控制措施相稱。CoC 中規定的條件變化需要事先獲得管制機關核准。

2. 採購文件管制

無論是由許可證持證者、合格證書持有者和申請者還是由其承包商或分包商採購，應對材料、設備和維修服務之採購文件應制定評量標準以確保符合適當之品保要求。必要時應要求承包商或分包商提供與本部分適用規定符合的品質保證計畫。

3. 說明、程序和圖面

應規定對會影響品質保證工作情況之指示、流程及圖面需以具體合適文件說明並要求遵守。這些文件必須包含適當的定量或定性驗收標準，以確定重要工作已完全符合品保要求。

4. 文件控制

對規定影響品質的所有工作(如指示、流程及圖面)，包括變更等之品保文件應制定管制評量。這些評量必須確保對文件（包括變更）的充分審查、授權人員發布核准並在執行規定工作的地點分發和使用。

5. 購買材料，設備和維修服務的管制

- (1) 應制定評量措施以確保購買的材料、設備和維修（無論是直接購買還是通過承包商和分包商購買）都須符合採購文件。這些評量措施必須包括酌情提供來源評估和選擇的條款，承包商或分包商提供的客觀品保憑證、來源的檢查以及產品交貨的檢查。

- (2) (a)應提供可用的文件憑證證明材料和設備在安裝或使用之前符合採購規範；(b)應保留或提供此文件憑證以證明其適用於包件的有效期；(c)應確保此憑證足以符合採購之物料和設備的具體要求。
- (3) 每隔一段時間應評估承包商和分包商對品管控制的有效性與產品或維修的重要性、複雜性和數量互相一致。

6. 材料、組件和元件之鑑別與控制

應制定材料、組件和元件的鑑定和控制的評量措施。這些評量措施必須確保經由製造、安裝和使用該產品時所需的爐號(heat number)、零件號碼(part number)或其他適當方式（對物品或可溯源到物品的紀錄），仍可維持這些物品項目的鑑定。這些鑑定和控制評量措施的設計必須防止材料、組件和元件不正確的使用或缺陷。

7. 特殊程序管控

應制定評量措施以確保特殊過程（包括焊接、熱處理和非破壞性檢測）是由合格人員使用，符合適用法規，標準，規範，和其他特殊需求的合格程序進行管控與完成。

8. 內部檢查

應制定一程序並執行以檢查組織執行的工作是否影響品保，以驗證與用於完成工作的說明文件、步驟和圖面是否一致。檢查工作必須由被檢查工作的人員以外之人員執行。在必要的情況下，對材料或產品加工之每項工作操作必須進行檢查、測量或測試以確保品質。如果未對加工材料或產品進行直接檢查，則必須提供監控過程方法、設備和人員等的間接管控。當沒有前二項時，品質管控是不適當的，則必須提供檢查和監測過程。如果需要強制性檢查工作點(hold point)時，則必須由持證者指定的代理人進行見證或檢查，未經指定代理人同意時該工作不得進行，特殊工作點必須在適當的文件註明。

9. 測試管控

應制定一個測試計劃，以確保所有證明包裝元件在使用中的所有測試要求都是依據且符合品保要求以及包件許可批准的要求和接受基準合併之書面測試程序進行識別與執行。為確保指定測試的所有先決條件符合，測試程序必須包括提供並使用適當的測試儀器和在合適的環境條件下執行測試。應紀錄和評估測試結果，以確保測試符合要求。

10. 測量和測試設備的控制

應制定評量措施，確保在工作中會影響品保的使用的工具、儀表、儀器和其他測量和測試裝置在指定時間得到適當控制、校正和調整，以保持必要的準確性範圍。

11. 改正行動

應制定評量措施確保能及時發現並修正不利於品保的狀況，如缺陷、偏差、材料和設備缺陷以及不符合情況。在對品保不利的顯著情況下，這些評量措施必須確認造成狀況的確定原因並採取修正措施以避免重蹈覆轍。對不利於品保狀況之鑑定、造成的原因和採取的修正措施必須紀錄並呈報告給適當的管理階層。

12. 品質保證紀錄

應保存足夠用來描述影響品質的工作之書面紀錄。這些紀錄必須包含對品質保證計畫的修改的要求、品質保證工作規定之說明、過程和圖示，以及與執行人員、過程和設備所需的資格等密切相關規範的要求。紀錄必須包括制訂與適用法規、持續時間、地點和責任分配等指定因素的紀錄保留計劃之說明或過程。紀錄應自最後一次從事研發品質保證計畫的工作之日起保留3年。如果品質保證計畫、書面過程或指示說明的任何部分被取代，則應保留被取代之資料3年。

13. 稽查

應實施全面性的計劃和定期稽查制度，以驗證是否各方面皆符合品質保證計畫及確定計劃的有效性。稽查必須按照書面程序或由受過適當培訓且在被稽查區域沒有直接負責的人員執行。稽查結果須文件紀錄且由負責該稽查區域管理階層審核。被註記有缺點須重新稽查之區域，必須採取後續行動。

3.2.2 NRC 49 CFR Part 173

Subpart I Class 7 (radioactive) material

NRC 49 CFR 173為USDOT對裝運與包裝之一般規範，與放射性物質相關規範主題內容整理於表3.4。NRC 49 CFR 173.24為運送及包件的一般要求，其中Subpart I特別針對第七類(放射性)物質包件及運送訂出規範。以下簡單摘錄其對於一般盛裝容器的設計需求：

- (1) 容器容易吊運。
- (2) 容器起重器可以承受吊運三倍廢棄物容器的總重量。
- (3) 容器必須沒突起，並且容易除污。
- (4) 容器外表面的設計應該是不易積水。
- (5) 容器不可有不安全的附加組件。
- (6) 容器可承受一般的加速度和振動。
- (7) 容器的材料和廢棄物要相容。
- (8) 容器要有保護的閥門。
- (9) 若使用空運：
 - A. 容器內部溫度小於 50 °C ；
 - B. 容器需承受 -40 ~ +55 °C 溫度範圍 ；

C. 對於液態廢棄物，容器應可承受95 kPa的壓力。

表 3.4 USDOT 對放射性物質(7A 類)包件與相關試驗之規範²¹

49 CFR part 173 Subpart I Class 7 (Radioactive) Materials	
173.410	General design requirements for toxic materials packaging in cylinder
173.411	Industrial packages
173.412	Additional design requirements for Type A packages
173.415	Authorized Type A packages
173.441	Radiation level limitations and exclusive use provision
173.442	Thermal limitations
173.443	Contamination control
173.461	Demonstration of compliance with tests
173.462	Preparation of specimens for testing
173.463	Packaging and shielding - testing for integrity
173.465	Type A packaging tests
173.466	Additional tests for Type A packaging designed for liquids and gases
173.474	Quality control for construction of packagings
173.475	Quality control requirements prior to each shipment of class 7 (radioactive) materials

3.3 英國

英國 LLW Repository Ltd 於 2011 年根據核電除役署 (Nuclear Decommissioning Authority, NDA) 政策提出核工業和相關工業的低放射性廢棄物之分置與管理導則¹⁹。LLW 的分置是實施廢棄物分類必須的項目，此導則之目標為有效提升 LLW 的分置。導則內容第八章為廢棄物貯存與運送。對於放射性物質 (第 7 類危險物品)，國際原子能機構提供 TS-R-1 的要求被“聯合國規章範本”所採用，並轉錄成為歐洲和英國的國內法規。表 3.5 為英國相關法規之概述。

表 3.5 英國危險物品 (放射性廢棄物) 運送相關法規之概述¹⁹

Mode	UK Regulations	Comment
Road	The Carriage of Dangerous Goods and Use of Transportable Pressure Equipment Regulations 2007	Transport through another EU member state is subject to ADR
Air	The Air Navigation (Dangerous Goods) Regulations 2002 The Air Navigation (Dangerous Goods) Amendment Regulations 2007 and subsequent amendments	Technical Instructions referred to in the Regulations are the ICAO Technical Instructions for the Safe transport of Dangerous Goods
Rail	The Carriage of Dangerous Goods and Use of Transportable Pressure Equipment Regulations 2007 (CDG2007) The Packaging, Labeling and Carriage of Radioactive Material by Rail Regulations 2002	International is subject to the International Carriage of Dangerous Goods by Rail 2001 (known as RID).

Sea	The Merchant Shipping (Dangerous Goods & Marine Pollutants) Regulations 1997. The Merchant Shipping (Carriage of Packaged Irradiated Nuclear Fuel etc) (INF CODE) Regulations 2000	The International Maritime Organization has produced the International Maritime Dangerous Goods Code 2006. (IMDG)
Inland Waterways	The Carriage of Dangerous Goods and use of transportable Pressure Equipment Regulations 2007 (CDG2007)	British Waterways Board Terms & Conditions: Dangerous Goods BWB 1981. Schedule of Dangerous Goods (Green Book) BWB 1981 (Class 7).
Postal System	IAEA regulations specifies activity limits up to which radioactive materials may be accepted but Royal Mail decided that no radioactive material will be accepted for national or international destinations.	

中期貯存容器廢棄物運送實際之考量 – 用於運送 LLW 物質之包件設計，有些可作為直接或中期貯存分置廢棄物的適當容器。決定以這種方式應用運送包件雖需要進行規劃，但可提供減少處理，並因此減少操作員劑量，且可更有效的處理廢棄物之優點。運送前可以 Berglof 箱 (如圖 3.2) 監測。用於運送 VLLW 和 LLW 包件之相關資訊概要整理於表 3.6 及 3.7。符合英國 LLW 管理政策和強調廢棄物分級應用之重要性，運送包件之的重覆使用優於單次使用後即處置。一個合適的貯存容器應該可單獨符合第 7 類運送包件重複使用的要求，如 IP-2; 或能夠負載多個包件變成一個許可較大的第 7 類運送包

件，作為可運送的較小的中期貯存包件。這些貯存容器及合適的較大運送包件需同時都符合將要處理或處置廢棄物的收貨人的要求。

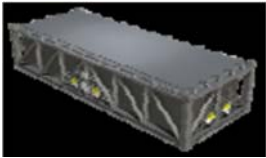







圖 3.2 Berglof box undergoing sentencing¹⁹

表 3.6 UK LLW Repository Ltd 用於運送 VLLW 和 LLW 之包件¹⁹

Package type	Package Name	Service	
		VLLW	LLW
1/3 Height IP-2 ISO	TC 03	V	V
2/3 Height IP-2 ISO	TC 06	V	V
1/2 Height WAMAC IP-2 ISO (specifically designed for the Sellafield WAMAC facility)	TC08	V	V
1/2 Height IP-2 ISO	TC01	V	V
IP-2 Drum(solids and liquids)	TC14	V	
IP-2 Drum(solids)	TC19	V	
Soft Sided Package Delivery System	TC11	V	
Reusable IP-1(2) Full Height ISO	TC12	V	

表 3.7 UK LLW 運送包件¹⁹

Transport package	Size (L x W x H)	Drawing/Picture	Specific Usage Classification	Compatibility	How they can be moved
TC02- Reusable HHISO	6.048m x 2.591m x 2.410 m		IP-2 container for metals in Berglofs/DOLAV boxes, Drums and large components	Specially designed stillages	FLT, crane
TC05 - ISO	3.4 m x 1.95 m x 1.739 m		IP-2 container for combustibles and compactable waste	Requires special trailer unit	FLT, crane
Berglof Box 1/8	2.2m x 1.4m x 0.875m		internal storage box for metals and combustibles	TC02 stillage	FLT, Pallet truck
Berglof Box 1/16	1.4 m x 1.1 m x 0.875 m	see above picture	internal storage box for metals and combustibles	TC02 stillage	FLT, Pallet truck
Dolav box	1.2 m x 1 m x 0.74 m		internal storage box for metals and combustibles	TC02 stillage	FLT, Pallet truck
TC11- Soft side package	1.8 m x 1.2 m x 1.2 m		IP1/IP2 package for VLLW soil, decommissioning debris	TC11 transport frame - same size as TC02	Crane/FLT with lifting frame
TC-12 Compactable Drum	620 mm diameter x 880		IP-2 for compactable waste	TC02 drum stillage, FHISO	FLT, Pallet truck

	mm high			container	
TC-13 Incinerable	Drum 620 mm diameter x 880 mm high		IP-2 for incinerable waste	TC02 drum stillage, FHISO container	FLT, Pallet truck
TC-14 Oil Drum	620 mm diameter x 880 mm high		IP-2 for oil waste	TC02 drum stillage, FHISO container	FLT, Pallet truck

3.4 歐洲包件設計安全報告(Europe - PDSR Guide)

歐洲包件設計安全報告(PDSR)導則²²是由主管機關依據 IAEA TS-R-1 規範針對放射性物質運送包件所發展的設計安全報告，適用於歐盟許多國家包括比利時、法國、西班牙、英國和世界核料運輸局(WNTI)及法國核能與可再生能源公司(AREVA，已重組成 Orano 公司)。放射性物質運送的每個包件設計皆必須證明符合國家和國際的適用法規。對於需要主管當局批准的包件設計，符合規定的文件證明是包件設計申請批准的基準。對於不需要主管當局批准的包件，出貨人應能提供包件設計符合所有申請要求的書面證明。這些包件設計符合所有申請要求的文件證明通常被稱為包件設計安全報告(PDSR)，與包件類型無關。

PDSR 導則分為第一部分和第二部分，文件內容提供了適用於所有包件類型的 PDSR 通用結構和內容，相關內容章節整理和架構圖如表 3.8 和圖 3.3。第一部分涵蓋放射性種類規格、包件規格、包件性能分析、相關法規要求、操作、維護、管理與標識。第二部分為結構分析、熱體分析、包封容器設計分析、外部劑量率分析及臨界安全分析。

表 3.8 歐洲 PDSR -放射性物質運送包件設計安全報告送相關內容²²

Part 1
1.1 Contents list of the PDSR
1.2 Administrative information
1.3 Specification of contents
1.4 Specification of <i>packaging</i>
1.5 <i>Package</i> performance characteristics
1.6 Compliance with regulatory requirements.
1.7 Operation
1.8 Maintenance
1.9 Management systems
1.10 <i>Package</i> illustration
Part II
2.1 Common provisions for all technical analyses in Part 2 of the PDSR
2.1.1 Reference to <i>package design</i>
2.1.2 Acceptance criteria and <i>design</i> assumptions
2.1.3 Description and justification of analysis methods
2.1.4 Analysis of <i>package design</i>
2.1.5 Comparison between acceptance criteria and results of analysis

2.2 Technical analyses
2.2.1 Structural analysis
2.2.2 Thermal analysis
2.2.3 Containment design analysis
2.2.4 External dose rates analysis
2.2.5 Criticality safety analysis



圖 3.3 歐洲 PDSR 之架構²²

Part I

1.1 包件規格

包件設計須包含以下申請的資訊：

- (1) 所有包件元件之清單和完整的設計圖說
- (2) 所有標準項目(如螺栓、密封件等)的零件清單，

- (3) 所有包件元件與標準項目的材料規格清單及其製造方法 - 包括材料採購，焊接，其他特殊製程，非破壞性評估和測試的要求。所有包裝元件的材料規格都應包含在 PDSR 中。

包件元件項目之描述，包括：

- (4) 包件本體，蓋子（封閉機制）和插件
- (5) 包封容器元件
- (6) 屏蔽所需元件
- (7) 密封系統元件
- (8) 熱保護元件
- (9) 散熱元件
- (10) 防腐蝕之保護元件
- (11) 防污染之保護元件
- (12) 減震元件(shock limiting components)
- (13) 運送概念，包括運送所需之任何設備、安全處理、裝載、轉運和固定裝置等會影響包件安全等概念。

1.2. 包件性能特徵

本節應描述包件設計的主要設計原理和性能特徵，以符合法規的不同安全要求（例如圍阻性，散熱，劑量率和臨界安全性）。此外，應描述分析假設和用於安全分析的數據 - 尤其是放射性物質的釋放、劑量率和臨界安全性（若適用）- 是如何從包件設計及在常規、一般和事故條件下運送時包件的特性所導衍而來的，同時須考慮一個包件運送週期的預定數目。這應有助於確保設計和各部件的安全示範相符合，以及後續由於製造、維修、改善操作等而對包件設計的變更做出的任何決定，包括可能對包件性能的影響標準和法規適從性的適當考慮。

1.3. 遵守法規要求

包件設計安全報告（PDSR）應包括國際法規所有章節及任何其他國家適用於相對應包件設計的法規之完整清單。遵守這些法規章節

的證明應參考 PDSR 合格性的證明或其他原則。

1.4. 操作

如果適用的話，對於下列包裝/包件的活動之最低要求應完全定義：

- (1) 首次使用前的測試要求和控制
- (2) 每次運送前的測試要求和控制
- (3) 處理與固定之要求
- (4) 包件之包容物裝載和卸載的要求。
- (5) 包裝元件組裝的要求
- (6) 在運送過程中任何提出的補充設備和操作控制措施，皆必須確保包件符合運送的法規要求，例如：用於散熱、熱阻，持續時間限制，溫度限制（包括專用和特殊裝載條件）。

1.5. 維護

如果適用的話，對於下列活動之最低要求應完全定義：

- (1) 每次裝運前的維護和檢查要求
- (2) 在包裝/包件的使用壽命期間定期維護和檢查要求

1.6. 管理系統

為確保遵守有關的相關規定（包括變更管控），管理系統之規範應包括 IAEA TS-R-1 條例所要求的品質保證計劃及相關的要求，如：

- (1) 設計、PDSR、文件與紀錄
- (2) 製造與測試
- (3) 操作（裝載、運送、卸載、貯存）
- (4) 維護和維修
- (5) 符合 PDSR 之任何措施

1.7. 包件說明

如果適用的話，一份可重複顯示包件之構造的說明(不大於 16 cm × 22 cm)，包括避震器、隔熱設計和包裝插件。圖示至少應表示整體

外部尺寸、包裝主要元件的質量、空重與總重。

PDSR：第 2 部分

PDSR 的第 2 部分應提供詳細的技術分析，以證明符合 PDSR 第 1 部分中的規定 (如 1.6 節所述)。第 2.1 節提供了應適用於 PDSR 第 2 部分所有技術分析的共同規定。第 2.2 節列出了 PDSR 中可能需要的技術分析及其主要內容。附錄則提供了各種包件類型所需的技術分析內容。

2.1. 所有技術分析的共同規定

第 2.1 節中的訊息應被包含在 2.2 節的每個技術分析中。

(1) 包件設計的參考

在第 2.2 節中的評估包件設計的每個技術分析，如果適合的話，應藉由所提及的設計圖或包裝圖 (包括修訂狀態) 清單和指定放射性包容物的文件作為精確參考。

(2) 接受標準和設計假設

在幾何或性能特徵方面，技術分析和包件設計假設的接受標準應被定義及必要時進行調整。

(3) 分析方法的描述和適當性

包件設計的安全性證明可以透過下列適當的組合來完成：

- (a) 原型或適當比例模型的物理測試結果。
- (b) 參考先前相當類似性質的符合證明文件。若其相似性可經由適當性與有效性充分證明，則類似於正在考慮的設計之設計測試結果是被允許的。
- (c) 當一般認為計算過程是合適和保守的，可經由計算或推

理論證。所做的假設可能需要藉由物理測試來合理化。

在 2.1(1) - (5)節中列出的每個分析使用的方法/標準應包括所用分析技術的描述、其局限性和準確性，以及如何將其用於分析包件設計的正當性理由。

如果電腦代碼用於安全分析，則需要額外訊息以證明代碼在其使用領域中是確認/有效的。這些代碼適用性的合理性應包括與使用的操作平台（電腦）的影響相關的錯誤和/或不確定性的可能來源及模式假設和簡化以及影響計算結果的任何其他參數的敘述。

(4) 包件設計的分析

應以適當和確認的靈敏度分析和所述準確度進行包件設計的性能特徵之適當評估。多於一個事故和後續損壞情況必須被考慮是可以想像的，以確保包件設計的不同元件符合不同的安全功能法規要求。應該分析可能對安全功能產生重要影響的其他風險，這可能與腐蝕、燃燒、自燃或其他化學反應、輻射分解、相變化等有關

(5) 接受標準與分析結果的比較

在 2.1(4)節中詳述的分析結果應與接受標準和包裝設計假設（第 2.1(2)節）進行比較，證明法規的遵從是合理的。

2.2 技術分析

(1) 結構分析

在例行、一般和事故狀況運送下，適用於包件類型的下列元件的力學性能(mechanical behavior)的評估（包括疲勞分析、脆性破壞、潛變、...）：

(a) 包封容器的包件組件

- (b) 提供輻射屏蔽的包件組件
- (c) 密封系統的包件組件
- (d) 其性能將對 (a)、(b) 和 (c) 產生重要影響的包件組件
- (e) 用於包裝/包件的起重包裝附件(僅限於例行和一般條件)
- (f) 用於在運送過程中包裝/包件傳送護箱到運送工具的包裝附件 (僅限於例行和一般條件)

(2) 熱分析

例行，一般和事故狀況運送下，適用於包件類型的下列組件的熱性能評估，包括熱應力、表面溫度和熱性能：

- (a) 包封容器的組件
- (b) 屏蔽的組件
- (c) 密封系統的組件
- (d) 其性能將對 (a)、(b) 和 (c) 產生重要影響的包件組件

(3) 圍阻設計分析

可評估在例行、一般和事故狀況運送條件下防止放射性物質丟失、散失或釋放限制的要求。

(4) 外部劑量率分析

在適用的例行、一般和事故狀況條件下評估劑量率和劑量率增加比例。分析應假設最大放射性含量或在包件表面和法規規定的距離處產生最大劑量率的含量。

(5) 臨界安全性分析

對於設計用於運送易裂變物質的包件，必須作例行、一般和

事故狀況運送條件下包件的臨界安全性評估。

3.5 中國大陸

中國大陸有“低、中水平放射性固體廢棄物的包裝安全標準”(GB12711-91)規範²³，適用於各類核設施、核研究、同位素生產和應用單位所產生之中低放射性固體廢棄物。規範中規定有關中低放射性固體廢棄物的包件安全之設計、製造要求、放射性限值、表面污染限值、標誌和標籤及貯存搬運操作要求。包件可以是碳鋼、不銹鋼製的金屬桶或箱，混凝土桶或箱，也可以是鑄鐵容器，注膠混凝土(PIC)容器，玻璃纖維強化塑膠(FRP)容器或高完整性(HIC)容器

針對放射性物質運輸，中國國家標準化管理委員會亦根據IAEA放射性物質安全運輸條例IAEA TS-R-1制定放射性物質安全運輸規程，此運輸規程之技術內容與IAEA標準完全相同，只做了少量的修改。

3.6 我國法規

我國關於除役廢棄物容器之相關法規²⁴⁻²⁸包括：

放射性物料管理法 (91.12.25)

游離輻射防護法 (91.1.30)

放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則 (97.10.22)

放射性物質安全運送規則 (96.12.31)

低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則 (99.4.22)

行政院原子能委員會依據「放射性物料管理法」第二十一條規定，對於放射性廢棄物之處理貯存進行規範，訂定了「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，並特別針對容器使用的部分訂定了「低

放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」。另外，依據「游離輻射防護法」第六條規定，亦訂定了「放射性物質安全運送規則」以確保放射性物質運送之安全。相關法規之關聯如圖 3.4 所示，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」及「放射性物質安全運送規則」法規中與本研究相關內容分別摘錄整理於表 3.9、表 3.10 及表 3.11。我國之「放射性物質安全運送規則」與 IAEA TS-R-1 相比，在包件的分類、測試等相關規定上皆相同。

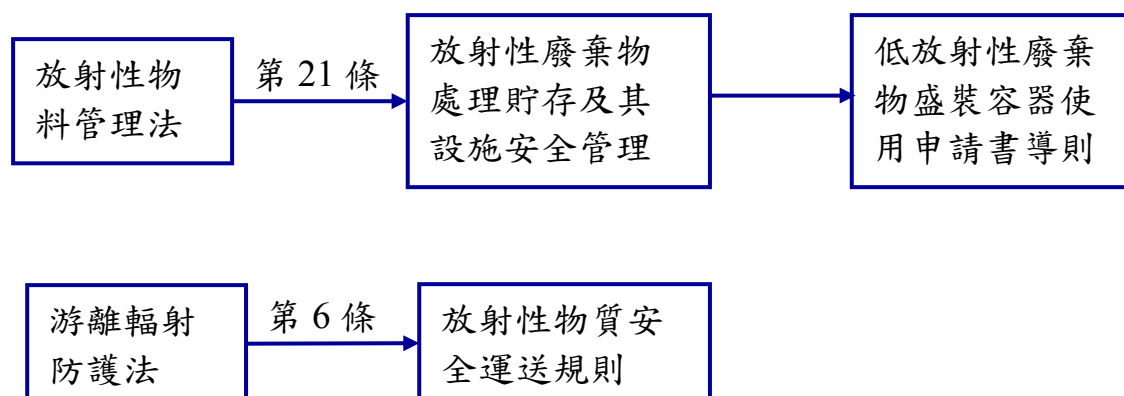


圖 3.4 我國放射性廢棄物相關法規關聯圖²⁹

表 3.9 「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」與盛裝容器相關內容

條款	條文內容
第二條 第二款	定義「盛裝容器」- 用於貯存或處置放射性廢棄物之容器。
第八條	盛裝容器應符合下列規定： 一、材質、設計及製造，能防止腐蝕與劣化，並可確保設計年限內結構之完整。 二、考量操作及搬運之便利。 三、力學強度足以承受吊卸、搬運、貯存或最終處置等作

	<p>業之負載。</p> <p>四、容器封蓋及緊固設備，具操作之便利性，在吊卸及搬運過程中不致動搖或脫落。</p> <p>五、容器外表應平整、易於除污並避免頂部積水。</p>
第九條	<p>盛裝容器經核准後始可使用，申請者應提出載明下列事項之報告，報請主管機關審核：</p> <p>一、適用範圍。</p> <p>二、設計基準、詳細工程設計及圖說。</p> <p>三、容器材質、組成、尺寸、製造及防蝕方式。</p> <p>四、試驗方法、標準及結果。</p> <p>五、品質保證。</p> <p>六、其他經主管機關指定之事項。</p>
第十條	<p>裝有放射性廢棄物之盛裝容器表面輻射劑量率超過每小時二毫西弗者，應採遙控或在加強輻射防護管制下操作。</p>
第十一條	<p>裝有放射性廢棄物之盛裝容器表面之非固著性污染限值：</p> <p>一、貝他及加馬核種平均每平方公分之污染值不得超過四貝克。</p> <p>二、阿伐核種平均每平方公分之污染值不得超過 0.4貝克。</p>
第十二條	<p>裝有放射性廢棄物之盛裝容器表面，應有輻射示警標誌及編號。輻射示警標誌之中心圓半徑不得小於二公分。</p>

表 3.10 「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」相關內容

章節	主題	內容
1	前言	<ul style="list-style-type: none"> • 用途 • 適用範圍 • 名詞定義 • 法規引用
2	盛裝容器之設計	<ul style="list-style-type: none"> • 功能說明 • 設計圖說 • 設計使用年限評估 • 移動及固定裝置設計 • 負載與強度設計 • 密封設計
3	盛裝容器	<ul style="list-style-type: none"> • 製造程序及設備 • 製程控制

	之製造	<ul style="list-style-type: none"> • 製造材料之管制 • 成品品質控制 • 配比驗證 • 容器表面之標誌
4	盛裝容器之試驗	<ul style="list-style-type: none"> • 內容涵蓋試驗方法 • 試驗結果 • 接受標準 • 試驗結果統計與分析 • 試驗紀錄 • 試驗結論
5	品質保證計畫	<ul style="list-style-type: none"> • 組織 • 設備及服務之管制 • 品質保證方案 • 檢驗 • 工作說明書 • 試驗管制 • 作業程序書及圖面 • 改正行動 • 文件管制 • 品保紀錄及稽查 • 採購材料
6	其他相關資料	<ul style="list-style-type: none"> • 具備運送包件功能者之敘述 • 具備屏蔽功能者之敘述 • 參考文獻 • 相關分析報告及計算書 • 其他國家認證資料

表 3.11 放射性物質安全運送規則與盛裝容器相關內容

章節	主題	內容
1	總則	<ul style="list-style-type: none"> • 法源依據 • 適用範圍 • 專有名詞定義
2	放射性物質、包裝及包件	<ul style="list-style-type: none"> • 放射性物質的分類 • 包件的分類及其應遵守之標準與限制 <p>包件以其盛裝放射性包容物之數量、性質及包裝之設計，分為甲型、乙型、丙型、工業、微量包件五種；</p> <p>包件含有易裂變物質或六氟化鈾者，應符合相關規定。含六氟化鈾之包件並應符合含有可分裂物質包件之管制相關規定。</p>

		<ul style="list-style-type: none"> • 放射性物質、包裝及包件應符合規則中附件三及附件四之相關規定。
--	--	--

我國的「放射性物質安全運送規則」中所規範之包件的測試項目，針對一般運送狀況（甲型包件與乙型包件皆須符合）的部分大致上與 NRC 10 CFR 71 相同，僅在溫度及壓力測試上有差異，其比較如表 3.12；而針對假設事故狀況（乙型包件須符合）的部分，「放射性物質安全運送規則」中之規定與 NRC 10 CFR 71 相同。在包件的分類、測試等相關規定上與 IAEA TS-R-1 相比皆相同。

表 3.12 包件測試之規範差異比較²⁹

	NRC 10 CFR 71	放射性物質安全運送規則
溫度測試	範圍為-40 °C 到 38 °C	範圍為-40 °C 到 70 °C
壓力測試	範圍為 25 kPa 到 140 kPa	僅有降低壓力之規定，周圍壓力為 60 kPa，無增加壓力之規定

四、低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則相關內容

國際間低放射性廢棄物盛裝容器使用的材質有金屬（碳鋼、不銹鋼或合金等）、混凝土（或鋼筋混凝土）、纖維、塑膠、或這些材質的組合等。選擇容器應考慮的的主要因素包括：

- 構造材料 - 耐久性(力學性質與耐腐蝕)、與廢棄物的相容性、輻射穩定性、熱穩定性)
- 環境條件耐受度
- 內部功能的設計和操作
- 吊掛操作容易
- 容器的內部腐蝕
- 容器的強度和可堆疊性
- 選擇表面塗層和構造
- 密封功能的設計和操作

- 屏蔽功能
- 運送要求（火災和墜落測試）

依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」與「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，使用者須依申請書導則內容提出申請，經主管機關審查核准。盛裝容器申請書內容須涵蓋材質、設計、製造、試驗、品質保證計畫書及相關規範。因此參考以下內容訂定「低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則」。

(一) 前言

1. 用途：應敘明盛裝容器之用途與目的
2. 適用範圍：確認所盛裝廢棄物之種類與特性適用於低放射性廢棄物之盛裝容器，以便於暫時貯存與運送。
3. 名詞定義：應以政府機關所訂定之名詞為準，非常用或自行編譯之專有名詞應明確定義並加註原文，以利查詢對照。
4. 法規引用：詳列盛裝容器的設計、製造及試驗所採用之各種相關法規、標準及技術規範。

(二) 盛裝容器的設計

1. 功能說明：盛裝容器需具備高強度及高耐久性等重要品質指標，使其在使用年限內能夠對其所盛裝的放射性廢棄物對環境保持良好的圍阻功能，達到完全阻絕放射性核種外洩的功能目標。因此需說明盛裝容器設計所要達成之功能。
2. 設計圖說：設計圖說應(1) 提供容器之設計基準、設計圖說、詳細計算書及必要之說明事項；(2) 標明容器詳細尺寸、材料材質及規格、防蝕方式、密封方式、淨容量及淨重與容許最大承重；(3) 應說明容器外表易於除污並避免頂部積水、操作及搬運便利性、吊卸搬運過程中不致動搖脫落等方面的考量；(4) 應說明吊卸、搬運、固定設計及運輸時注意事項。
3. 設計使用年限評估：依據容器使用之內外環境條件及容器與所盛裝廢棄物之相容性，以適當的試驗規範及學理或以可靠

度及機率概念模式，評估容器之使用年限。

盛裝容器扮演極重要的角色，在暫存期間提供一圍阻體的功用。其次在廢棄物運送及送達期間，盛裝容器必需保持其結構的完整性，以確保盛裝容器在廢棄物及貯存環境之腐蝕及化學效應下可符合設計之使用壽命年限。

盛裝容器受到腐蝕的介質來源可分為桶內與桶外。台灣四面臨海，低放射性廢棄物貯存場所可能建造於臨海區域，以混凝土容器為例，長期曝露於氯離子環境易造成鋼筋腐蝕之發生，使得貯存設施在此環境下可能產生劣化，進而影響容器長期耐久性，因此桶外之腐蝕介質可藉氯離子試驗進行使用年限評估。桶內是受廢棄物體的型態影響，廢棄物體大多以硫酸鹽存在，所以須檢驗硫酸鹽溶液與盛裝容器的相容特性。因此可探討長期曝露於氯離子與硫酸鹽侵蝕環境下之劣化機制對於盛裝容器耐久性的影響，並由實驗及經驗公式求出有效擴散係數，進而以 Datafit 軟體評估盛裝容器使用壽命。容器之器壁厚度應依設計使用年限計算氯離子擴散深度與硫酸根離子侵蝕深度而定。

氯離子侵蝕試驗：在深度 x 與時間 t 下的氯離子濃度之關係如下式：

$$c(x,t) = C_0 \left(1 - \operatorname{erf} \left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}} \right) \right)$$

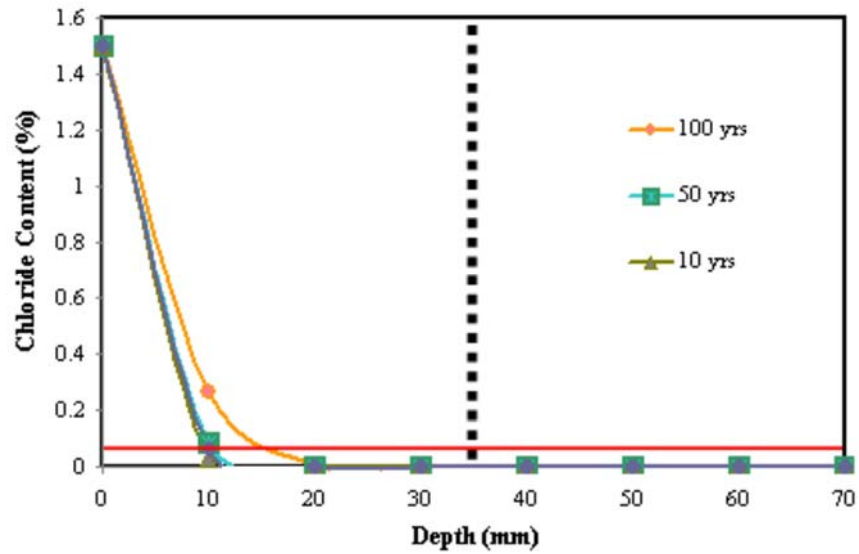
C_0 ：表面氯離子濃度

$C(x,t)$ ：在深度 x 與時間 t 下的氯離子濃度

erf ：高斯誤差函數

D ：擴散係數

氯離子侵蝕試驗使用壽命評估如下圖所示。



氯離子侵蝕試驗使用壽命評估（混凝土為例）

硫酸根離子侵蝕試驗：硫酸根離子侵蝕深度 x 與時間 t 之關係式如下：

$$X = 1.86 \times 10^6 C_s (Mg^{2+} + SO_4^{2-}) D_i t$$

X ：侵蝕深度(cm)

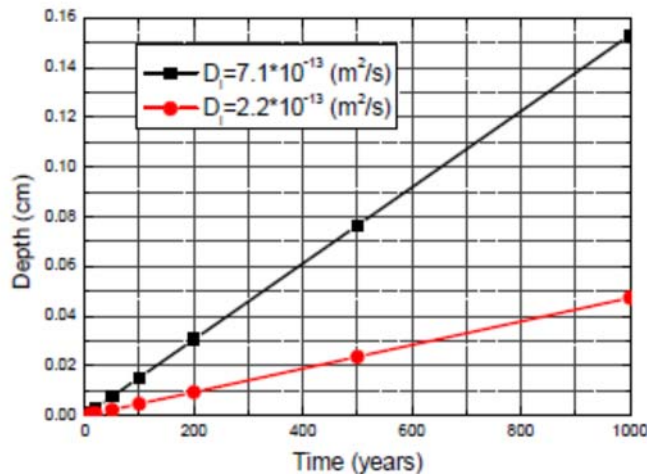
C_s ： C_3A (鋁酸三鈣)重量百分比

Mg^{2+} , SO_4^{2-} ：水中鎂離子、硫酸根離子濃度(mole/L)

D_i ：擴散係數 (cm^2/sec)

T ：時間(years)

硫酸根離子侵蝕試驗使用壽命評估如下圖所示。



硫酸鹽類侵蝕試驗使用壽命評估（混凝土為例）

4. 移動及固定裝置設計：依 NRC 10 CFR 71 規定，盛裝容器及其吊卸裝置必需設計可承受在舉高過程中所施加的力，並能承受至少三個 g 的垂直舉起負載。因此需敘述容器之吊裝、搬運與固定方式，並提供符合安全設計之說明。
5. 負載與強度設計：盛裝容器所能承受之應力及耐彎曲與其器壁厚度之設計有關，因此必需測試在該器壁厚度的設計範圍內，盛裝容器是否具備足夠的力學強度，以承受其可能接受的垂直與水平的負載，包括承受自廢棄物體、廢棄物盛裝、吊卸、搬運、處理等作業及貯存場操作等之負載。因此需敘述容器所須承受之負載，包括盛裝、吊卸、搬運、堆疊、貯存等各階段作業之負載與強度設計。
6. 密封設計：為防止廢棄物產生的氣體破壞盛裝容器及避免水分滲入或廢棄物外洩，盛裝容器的圍阻體須在設計使用年限內能提供良好的密封功能。申請之盛裝容器可進行滲水試驗、封蓋後擠壓試驗與墜落試驗，以證明容器能提供廢棄物良好的密封功能。因此須說明容器之密封性能及封蓋方式，包括密封方式、密封材料及密封評估方法，以確保容器於吊卸、裝載、貯存等各階段作業之密封性。

(三) 盛裝容器之製造

1. 製造程序及設備：說明容器製造設備、製造程序、操作方法及品管檢查要點等。
2. 製造材料之管制：容器製造組成材料之選擇、型別及用量比例對容器之性質影響甚高，若能落實材料的「零級品管」更能充分掌握材料的品質與耐久性。因此須說明容器製造之材料來源、相關的性質檢驗及依據之方法或規範，並應有常態性品質管制詳實記錄。
3. 配比驗證：若採用混凝土材質，應說明配比設計之方法及流程，以及達到所需設計性能的相關事項及其驗證結果。
4. 製程控制：說明容器之製作過程及品質管制方法，並應具體說明達到品質均勻性及穩定性要求的方式。
5. 成品品質控制：說明符合容器設計功能所需之檢驗項目、程序及頻率、成品貯放環境與安全貯放方法。
6. 容器表面之標誌：說明製作完成後依放射性廢棄物包裝容器之相關規定於容器外部所作之標示，包括標誌之標示方法及位置，標誌至少包括容器持照者與製造者名稱、製造批號、製造日期等。

(四) 盛裝容器的試驗

依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第八條第1款規定，盛裝容器之材質、設計與製造應能防止腐蝕與劣化，並可確保設計年限內結構之完整。盛裝容器應符合(1) 考量操作及搬運之便利；(2) 力學強度足以承受吊卸、搬運貯存等作業之負載；(3) 容器封蓋及緊固設備，具操作之便利性，在吊卸及搬運過程中不致動搖或脫落；(4) 容器外表面應平整、易於除污並避免頂部積水。為符合上述規定，申請書應敘述驗證盛裝容

器之預期功能及設計目標所需進行之各項試驗，包括相關法規對特定盛裝容器所要求試驗項目及試驗步驟。

1. 試驗方法：敘述驗證容器之預期功能及設計目標所需進行之各項試驗，包括相關法規對特定容器所要求試驗項目及試驗步驟。試驗方法可能依盛裝容器之材質而不同，以下列出測試方法為 CNS、ASTM、AASHTO、IAEA、和 NRC 的一些標準測試方法與規範。若其他能提供符合試驗標準之相關資料或證明的測試方法亦可以被接受。不同功能的盛裝容器適用之試驗項目與方法可參考表 4.1

(1) 力學強度試驗

- a. 抗壓強度檢驗 (CNS 1232、ASTMC31、ASTM C192、ASTM C617、ASTM D695、ASTM E9 或 IAEA SSR-6)
- b. 抗彎強度檢驗 (CNS 1233、ASTM C78 或 ASTM C293)
- c. 劈裂抗張試驗 (CNS 3801) (混凝土)

(2) 容器品質

- a. 耐廢棄物侵蝕試驗 - 對於容器材料，潛在的腐蝕類型包括均勻腐蝕、點蝕、縫隙腐蝕、應力腐蝕裂開和選擇性腐蝕。可依盛裝廢棄物成分以適當 pH 值之溶液測試腐蝕情形。
- b. 抗化學試驗 (NRC 10 CFR 71 或 ASTM D543) - 考慮貯存場周圍環境的化學物質所造成的腐蝕效應，應以強酸和強鹼溶液進行耐化學阻抗試驗，測試試驗後對容器的抗壓強度之影響。
- c. 耐生物劣化效應試驗 - 考慮生物劣化效應，測試後可瞭解容器本身之抗菌性及容器經微生物特定時間處理後對容器抗壓強度之影響，以確保容器之使用年限符合設計要求。試驗包括：

- (i) 耐真菌試驗 (ASTM G21)
 - (ii) 耐細菌試驗 (ASTM G22)
 - d. 抗紫外線試驗 - 考慮紫外線對容器(尤其是聚合物材質)之影響，在預期之紫外線曝露下，材料設計特性沒有發生明顯變化。
 - e. 抗輻射試驗 - 輻射照射對聚合物製成的容器、塗料、內襯或密封組件的影響最嚴重，混凝土容器次之，金屬容器最小。塑膠容易受到輻射損害，可能導致力學強度或結構完整性的減損，例如：裂縫、膨脹和氣體釋放。在預期累積之伽瑪輻射總吸收劑量後，材料設計特性沒有發生明顯變化。
 - f. 耐熱負載試驗 - 如果容器或包件貯存在不受控制的環境中(包括戶外)，則耐氣候變化尤為重要。熱循環測試可提供在這些條件下容器或包件的性能表現。熱負載可依 ASTM B553 之規定測試。
- (3) 容器使用壽命評估 - 可由以下相關試驗後之數據，計算容器設計壁厚度是否符合耐用年限要求。
- a. 透氣試驗(混凝土)
 - b. 氯離子滲透試驗 - 依據 AASHTO T259-90、AASHTO T260、ASTM C1202 或 CNS14795 規範測試。
 - c. 硫酸鹽侵蝕試驗 - 依據 ASTM C1012、ASTM C114、CNS14794 或 CNS1078 規範測試。
 - d. 核種遷移試驗(混凝土) - 進行低放射性廢棄物中的主要核種 ^{90}Sr 及 ^{137}Cs 對高性能混凝土圍阻的影響，利用其擴散通過混凝土的速率，以求出擴散係數，進而評估混凝土圍阻體受 ^{90}Sr 及 ^{137}Cs 影響的程度。
- (4) 盛裝容器結構完整性評估 (IAEA TS-R-1 or SSR-6、NRC 10 CFR Part 71)

- a. 滲水試驗：盛裝容器裝滿水，密封後，經過一段時間後檢查容器有無滲漏。
- b. 噴灑試驗：盛裝容器應接受模擬降雨量(50 mm/hr)至少 1 小時之的噴水試驗。
- c. 墜落試驗：經噴灑試驗 1.5~2.5 小時候，開始進行墜落測試。不同盛裝容器之重量測試之自由墜落距離如下。

額定質量R* (kg)	自由墜落距離(m)
$R < 5000$	1.2
$5000 \leq R < 10000$	0.9
$10000 \leq R < 15000$	0.6
$R \geq 15000$	0.3

- d. 堆疊試驗：容器上下面均勻承受一壓力負荷，並持續 24 小時以上，容器仍能保持結構完整，沒有任何龜裂或破損的現象。此一壓力負荷採下列兩者中較高者：
 - (i) 承受容器裝滿廢棄物時重量的五倍。
 - (ii) 容器垂直投影面積乘以 0.14 kg/cm^2 (2 psi)。
- e. 貫穿試驗：以質量 6 公斤，一端頂部呈半球形的直立圓柱型鋼桶(直徑 3.2 cm)垂直從 1 米高落到預期最容易爆裂的包件表面上。試驗包容物不能有失落或逸散的情形。
- f. 震動試驗：進行模擬實際運送時可能發生的震動測試。測試後容器表面不能有任何明顯可見的裂痕及破損且包容物沒有失落或逸散的情形。
- g. 吊卸試驗：吊卸作業採用之鋼索需能承受 3g 的垂直舉起負載，且吊卸孔不能產生裂縫。

表 4.1 不同功能的盛裝容器適用之試驗項目與方法

試驗			適用容器功能		
目的	項目	方法 ^a	一般 貯存	貯存/ 運送	處置
力學 性質	抗壓強度試驗	CNS 1232、ASTM C31、 ASTM C192、ASTM C617、ASTM D695 或 ASTM E9	√	√	√
	抗彎強度試驗	CNS 1233、ASTM C78 或 ASTM C293	√	√	√
	劈裂抗張試驗 ^b	CNS 3801	√	√	√
	收縮與重量損失試驗 ^b		√	√	√
容器 品質	抗廢棄物侵蝕試驗		√	√	√
	抗化學試驗	NRC 10 CFR 71 或 ASTM D543	√	√	√
	抗生物劣化效應試驗				
	(i) 抗真菌試驗	ASTM G21	√	√	√
	(ii) 抗細菌試驗	ASTM G22	√	√	√
	抗紫外線試驗	UV 照射	√	√	√
	抗輻射試驗	伽瑪射線照射	√	√	√
耐熱負載試驗	ASTM B553	√	√	√	
使用 壽命 評估	氯離子滲透試驗	AASHTO T259、 AASHTO T260、ASTM C1202 或 CNS14795	√	√	√
	硫酸鹽侵蝕試驗	ASTM C1012、ASTM C114、CNS14794 或 CNS1078	√	√	√
	透氣試驗 ^b		√	√	√
	透水試驗 ^b		√	√	√
	中性化試驗 ^b		√	√	√
	溶出失鈣試驗 ^b		√	√	√

	核種遷移試驗 ^b				√
結構 完整 性評 估	滲水試驗 ^b	IAEA TS-R-1 or SSR-6 NRC 10 CFR Part 71	√	√	√
	噴灑試驗			√	√
	墜落試驗		√	√	√
	堆疊試驗		√	√	√
	貫穿試驗			√	√
	震動試驗			√	√
	吊卸試驗			√	√

^a 測試方法為 CNS、ASTM、AASHTO、IAEA、和 NRC 的標準測試方法與規範。其他測試方法可提供符合試驗標準之相關資料或證明。

^b 適用混凝土容器試驗

各項試驗標準規範與標準名稱：

1. AASHTO T259, “Resistance of Concrete to Chloride Ion Penetration “, 2006.
2. AASHTO T260, “Sampling and Testing for Chloride Ion in Concrete and Concrete Raw Materials”, 2005.
3. ASTM B553, “Standard test method for thermal cycling of electroplated plastics”, 1985.
4. ASTM C39: ASTM C39-05, “Standard Test Method for Compressive Strength of Cylindrical Concrete Specimens”, 2008.
5. ASTM C78, “Standard Test Method for Flexural Strength of Concrete (Using Simple Beam with Third-Point Loading)”, 2008.
6. ASTM C114, “Standard Test Method for Chemical Analysis of Hydraulic Cement”, 2010.
7. ASTM C1012/C1012M, “Standard Test Method for Length Change of Hydraulic-Cement Mortars Exposed to a Sulfate Solution “, 2009.
8. ASTM C1202, “Standard Test Method for Electrical Indication of Concrete Ability to Resist Chloride Ion Penetration “, 2010.

9. ASTM C192/192M Standard Practice for Making and Curing Concrete Test Specimens in the Laboratory “, 2007.
10. ASTM C293, “Standard Test Method for Flexural Strength of Concrete (Using Simple Beam With Center-Point Loading)”, 2008.
11. ASTM C617, “Standard Practice for Capping Cylindrical Concrete Specimens “, 2009.
12. ASTM D3165, “Standard Test Method for Strength Properties of Adhesives in Shear by Tension Loading of Single-Lap-Joint Laminated Assemblies”, 2007.
13. ASTM D543, “Standard Practices for Evaluating the Resistance of Plastics to Chemical Reagents”, 2006.
14. ASTM D695 “Standard Test Method for Compressive Properties of Rigid Plastics”, 2010.
15. ASTM E9, “Standard Test Methods of Compression Testing of Metallic Materials at Room Temperature”, 2009.
16. ASTM E2230, “Standard Practice for Thermal Qualification of Type B Packages for Radiactive Materials”, 2008.
17. ASTM G1–90, “Standard Practice for Preparing, Cleaning, and Evaluating Corrosion Test Specimens”, 1999.
18. ASTM G21-09, “Standard Practice for Determining Resistance of Synthetic Polymeric Materials to Fungi”, 2002.
19. ASTM G22-76, “Standard Practice for Determining Resistance of Plastics to Bacteria”, 1996.
20. CNS1078, “水硬性水泥化學分析法”, 2011.
21. CNS 1232, “混凝土圓柱試體抗壓強度驗試法”, 2014.
22. CNS 1233 , “混凝土抗彎強度驗試法 (三分點載重法)”, 2014.
23. CNS 3801, “混凝土圓柱試體劈裂抗張強度驗試法”, 2014.

24. CNS 14794, “水硬性水泥沙漿棒暴露於硫酸鹽溶液中之長度變化驗試法”, 2016.
 25. CNS 14795, “混凝土抗氯離子穿透能力驗試法-通過電荷量表示法”, 2011.
 26. IAEA SSR-6 and TS-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials.
 27. NRC 10 CFR PART 71 Subpart E, “Package Approval Standards”.
 28. NRC 10 CFR PART 71 Subpart F, “Package, Special Form, and LSA-III Test”.
 29. GB/T325.1 “Packing Containers – Steel Drums – Part 1: General Specification”, 2018.
2. 接受標準：依容器之設計功能列表說明各項試驗結果之接受合格標準，如表 4.2。

表 4.2 各項試驗結果之合格標準²⁹

目的	試驗項目	合格標準
力學強度	抗壓強度	> 784 kgf/cm ² (69 MPa)(高性能混凝土) ^b 法國標準：> 50 MPa (混凝土)
	抗彎強度	> 98 kgf/cm ² (10 MPa)(高性能混凝土) ^b
	劈裂抗張強度 ^a	> 44.1 kgf/cm ² (高性能混凝土) ^b
容器品質	抗廢棄物侵蝕試驗	測試後，容器之抗壓強度不能低於設計值
	抗化學試驗	測試後，容器之抗壓強度不能低於設計值
	抗生物劣化效應試驗 G21接菌	沒有明顯生物劣化現象且測試後容器之抗壓強度不能低於設計值

	G22接菌	
	抗紫外線照射試驗	經預期UV照射後，容器無明顯變化且力學強度不能低於設計值。
	抗輻射試驗	經輻射總吸收劑量後，容器無明顯變化且力學強度不能低於設計值。
	耐熱負載試驗	試驗後容器力學強度無明顯變化不能低於設計值。
使用壽命評估	透氣試驗 ^a	$\leq 5.1 \times 10^{-18} \text{ m}^2$ (法國ANDRA)。
	氯離子滲透試驗	$c(x,t) = C_0 \left(1 - \operatorname{erf} \left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}} \right) \right)$ 依使用年限t，代入上式計算氯離子擴散深度x，設計之器壁厚度應大於x。(附註1)
	硫酸鹽侵蝕試驗	$X = 1.86 \times 10^6 C_s (Mg^{2+} + SO_4^{2-}) D_i t$ 依使用年限t，代入上式計算硫酸鹽侵蝕深度X，設計之器壁厚度應大於X。(附註2)
	核種遷移試驗 ^a	有效擴散係數 $\leq 1.16 \times 10^{-8} \text{ cm}^2/\text{s}$ 。
結構完整性評估	滲水試驗 ^a	試驗後容器表面沒有滲水痕跡。
	噴灑檢驗	容器無任何明顯變化，頂部不能有積水及表面不能有水漬。
	墜落試驗	墜落後容器上蓋仍保持密閉完整，包容物沒有失落或逸散的情形。(附註3)
	堆疊試驗	容器能承受5g 容器重，持續24小時之垂直負載，並保持結構完整，沒有任何龜裂或破損的現象。
	貫穿試驗	包容物沒有失落或逸散的情形。
	震動試驗	容器表面無明顯可見的裂痕及破損且包容物沒有失落或逸散的情形。
	吊卸試驗	吊卸孔不能有裂縫，採用之鋼索應能承受2g 以上荷重的垂直舉起負載荷重。

^a 適用於混凝土容器測試

^b 法國 ANDRA 高性能混凝土強度規範

附註1

$$c(x,t) = C_0 \left(1 - \operatorname{erf} \left(\frac{x}{2\sqrt{Dt}} \right) \right)$$

C_0 : 表面氯離子濃度

$C(x,t)$: 在深度 x 與時間 t 下的氯離子濃度

erf : 高斯誤差函數

D : 擴散係數

附註2

$$X = 1.86 \times 10^6 C_s (Mg^{2+} + SO_4^{2-}) D_i t$$

X : 入侵深度(cm)

C_s : C_3A (鋁酸三鈣)重量百分比

Mg^{2+} , SO_4^{2-} : 水中鎂離子、硫酸根離子濃度(mole/L)

D_i : 擴散係數 (cm^2/sec)

T : 時間(years)

註3 不同盛裝容器質量之自由墜落距離

容器質量 R^* (kg)	自由墜落距離(m)
$R < 5000$	1.2
$5000 \leq R < 10000$	0.9
$10000 \leq R < 15000$	0.6
$R \geq 15000$	0.3

*依據「放射性物質安全運送規則」附表五

3. 試驗紀錄：提供上述各項試驗結果之紀錄，包括試驗單位、試

驗時間、試驗項目及原始數據。

4. 試驗結果之統計與分析：對上述各項試驗數據進行統計與分析，以圖表顯示試驗結果及品質穩定性。
5. 試驗結論：根據前述試驗方法、接收標準與試驗結果及分析資料作成結論，證明容器之設計及製造品質可符合預期之設計目標與功能要求。

(五) 品質保證計畫

為確保盛裝容器之製造可達到預期之設計目標及功能要求，擬定最高的品質與最嚴格的品質保證作業是必需的，各製造階段品質保證計畫內容包括組織、品質保證計畫、工作說明書和作業程序與圖面、文件管制、採購材料和設備與服務之管制、檢驗、試驗管制、改正行動、品保紀錄及稽查。各項內容分述如下

1. 組織 - 說明管理品質保證計畫之組織、執行單位與責任。
2. 品質保證方案 - 說明品質保證計畫所適用的作業、執行單位、權責與要求。
3. 工作說明書、作業程序和圖面 - 說明作業程序書與敘明影響品質的作業活動。對會影響品質保證工作情況之指示、流程及圖面需以具體適合文件說明並要求遵守。這些文件必須包含適當的定量或定性驗收標準，以確定重要工作已完全符合品保要求。
4. 文件管制- 對規定影響品質的所有工作，如指示、流程及圖面，包括變更等之品保文件應制定管制評量。因此應說明文件之發行、管制、審查、批准與修改之程序及各項紀錄填報、審核與保存作業。
5. 採購材料、設備與服務之管制 - 對材料、設備和維修服務之採購文件應制定評量標準以確保符合適當之品保要求。確保

在工作中會影響品保的使用工具、儀表、儀器和其他測量的測試裝置在指定時間得到適當控制、校正和調整，以保持必要的準確性範圍。因此應敘述材料採購、設備與服務之作業程序書，包括證明文件、製程之審驗、檢驗及驗收。必要時應要求承包商或分包商提供適用符合規定的品質保證計畫。

6. 檢驗 - 說明檢驗作業程序書、檢驗之紀錄與評估，包括製造前材料檢驗紀錄、製程中檢驗紀錄與驗收紀錄。
7. 試驗管制 - 說明試驗方法、試驗結果之紀錄與評估。
8. 改正行動 - 須制定評量措施以確保能及時發現並修正不利於品保的狀況，如缺陷、偏差、材料和設備缺陷以及不符合之情況。在對品保不利的明顯情況下，必須確認造成狀況的確定原因並採取修正措施以避免重蹈覆轍。對不利於品保狀況之鑑定、造成的原因和採取的修正措施必須記錄。因此需說明適當的品保的改正程序與紀錄。
9. 品保紀錄 - NRC 10 FCR Part 71.111 規定品質保證工作的說明、過程和圖面，以及與執行人員、過程和設備所需的資格等相關規範之要求。紀錄必須包括制訂與適用法規及持續時間、地點和責任分配等指定因素、紀錄保留計劃之說明或過程。品保紀錄應自最後一次從事研發品質保證計畫的工作或修改之日起保留 3 年。因此品保紀錄須說明盛裝容器製造期間負責執行及維護品保紀錄的品保組織等權責單位，品保紀錄的管理方式及保存年限。
10. 稽查 - 應檢附內部稽查制度與稽查作業程序書，並定期召開品質管理審查會議。稽查的範圍、稽查發現及其所引發之改正措施均應予以記錄。應實施全面性的計劃和定期稽查制度，以驗證是否各方面皆符合品質保證計畫及確定計劃的有效性。稽查必須按照書面程序或由受過適當培訓且在被稽查區域沒有直接負責的人員執行。稽查結果須文件紀錄且由負責該稽查區域管理階層審核。被註記有缺點須重新稽查之區

域，必須採取後續行動。

(六) 其他相關資料與規範

1. 容器設計具運送包件功能者之敘述：容器之設計具備運送包件功能者，應依其所盛裝之放射性包容物之數量、性質及包裝之設計，指明容器所屬的包件種類，並於申請書各章節內敘明放射性物質安全運送規則對該包件的相關要求及符合情形。
2. 容器之設計具備屏蔽功能者之敘述：容器之設計具備屏蔽功能者，應於申請書各章節內敘明欲盛裝之放射性廢棄物之類別、輻射特性及屏蔽之設計，並檢附相關屏蔽之計算書。
3. 參考文獻：申請書若引用法規及技術規範以外之其他參考文獻，應列述於申請書本文之後並與所引述之各章節內容對應。文獻內容應包括作者、文獻名稱、來源、出版日期及引用頁數等。
4. 相關分析報告及計算書：應提供第二章相關設計及分析之詳細計算書，包括使用程式之說明、輸入之參數及輸出之報告。
5. 其他國家認證資料：若所申請之容器已獲得其他國家核准者，應檢附其評估結果、核發之符合認證文件及其附加條件。

五、結論與建議

本研究已蒐集分析國外低放射性廢棄物盛裝容器相關技術資訊與使用案例及國內外相關管制法規，包括美國、英國、韓國、中國大陸等，同時摘錄 IAEA、歐洲 PDSR、及英國 NDA (LLW Repository Ltd) 與本國法規部分資訊。並根據我國的環境及社會現況，參考國際上具除役經驗國家對低放射性廢棄物盛裝容器管理的經驗，依據「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則(草案)之建議。審查導則草案初稿對各項之審查範

圍，程序審查，審查要點與接受基準，審查發現及相關法規與技術規範作初略的探討與分析，並依審查委員之意見修正提出合適的低放射性廢棄物盛裝容器審查導則建議，期能執行安全的除役工作。

因本研究主要以低放射性廢棄物一般貯存用途之盛裝容器為主，處置容器並未納入研究範圍。因此有關處置容器(如高完整性容器)之相關規範與技術資訊仍需持續研究以精進此審查導則。

參考文獻

1. M. Sanchez and P. A. Miskimin, “Soft-sided Packaging for Low-Activity Radioactive Wastes”, Nuclear Decommissioning Report, June 16, 2011
2. PT&C (Project Time and Cost International LLC), “Development of Standard Containers for Very Low Level (VLLW) and Low Level Waste (LLW) Management - Packaging, Transport, and Disposal of PWR D&D Materials”, Report to KONES Corporation (2014)
3. M. C. Janicki and R. A. Vaughan, “The Development of ISO Freight Containers as IP-2 Packagings”, Proceedings of the PATRAM 92, Paper 20-4 (1992).
4. L. Ehn, V. Michal, and A. Pekar, “Management of LLW from Underground Tank of NPP A-1 in Slovakia – Retrieval, Treatment, Transport and Disposal”, Proceedings of the WM’05 Conference, Tucson, Arizona (2005).
5. Graham Beaven, “Delivery Highlight of Concrete HHISOs” in National Programme Update - Delivery Overview Group , March 2014.
6. 陳智隆, 低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究, 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, 101 年 12 月
7. Park J.B., H.Y. Jung, E.Y. Lee, C.L. Kim, G.Y. Kim, K.S. Kim, Y.K. Koh, K.W., Park, J.H. Cheong, C.W. Jeong, J.S. Choi and K.D. Kim, 2009, Wolsong Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Center: Progress and Challenges, Vol.41, No.4, p.477-492.

8. MOST, 2005, Acceptance Criteria for Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste, Ministry of Science and Technology, Korea, Notice No. 2005-18, 8p.
9. Jaesol Lee*, Jeaho Park, Nakhoon Sung, and Gehyung Yang, “Development of Multi-Purpose Containers for Managing LLW/VLLW from D&D”, JNFCWT Vol.14 No.2 pp.157-168, June 2016
10. KONES Corporation, “Development of Standard Metal and Concrete Containers for Packaging D&D Wastes”, 2nd Year Report to KETEP, 2015
11. International Standard Organization, ISO 1496-1 “Freight Containers – Specification and Testing” Part 1- General Cargo Containers for General Purpose, 2013.
12. Kekki T., Tiitta A., Evaluation of the radioactive waste characterization at the Olkiluoto nuclear power plant, STUK-YTO-TR162, Mar. 2000
13. Lowenberg, H. and M.D. Shaw, “Properties of a composite polyethylene fiberglass reinforced plastic high integrity container for the disposal of low level radioactive waste”, 1988.
14. 中國核工業總公司, 1998, 低、中水平放射性固體廢棄物容器 - 鋼箱, EJ 1076-1998。
15. Australian Government Department of Industry, Innovation and Science, Preliminary Safety and Waste Acceptance Report of the National Radioactive Waste Management Facility (NRWMF), July 2018.
16. IAEA Safety Standards, Regulations for the Safe Transport of

Radioactive Material, Section two packaging transportation and storage of radioactive material, 2012

17. WNTI, Package Types used for Transporting. Radioactive Materials, FS2_EN_Mar13_V2
18. International Atomic Energy Authority (IAEA), “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials”, Safety Regulation No TS-R-1, 2005 and No SSR-6, 2018.
19. NDA, NLWS/LLWR/07-Rev A1, “UK Management of Solid Low Level Radioactive Waste from the Nuclear Industry - Guidance for the Segregation and Management of Low Level Waste from the Nuclear and Associated Industries”, LLW Repository Ltd, Nuclear Decommissioning Authority, Chap 8, Oct 2011.
20. NRC 10 CFR part 71
21. NRC 49 CFR part 173
22. European PDSR Guide, “*Package Design Safety Reports for Transport Packages Containing Radioactive Material*“, ISSUE 2, September 2012
23. 中國，GB12711-2018，”低、中水準放射性固體廢物包裝安全標準”，2018。
24. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，民國91年12月25日。
25. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，民國91年1月30日。
26. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，民國97年10月22日。
27. 行政院原子能委員會，「放射性物質安全運送規則」，民國96年

12月31日。

28. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，民國99年4月22日。
29. 紀立民、張淑君、林英瑋，2015，除役廢棄物分類包裝貯存技術研究，行政院原子能委員會物料管理局委託研究計畫研究報告，104FCMA010-2。

中英文對照表

英文縮寫	英文全文	中文
AASHTO	American Association of State Highway and Transportation Officials	美國州公路及運輸協會
ADR	The European Agreement concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road , ADR	國際公路運送危險物品歐洲協議
ASTM	American Society for Testing and Materials	美國材料試驗學會
CNS	Chinese National Standards	中華民國國家標準
D&D	Decontamination and Decommissioning	除污和除役
FRC	Fiber Reinforced Concrete	鋼纖維鋼筋混凝土
FRP	Fiberglass Reinforced Plastics	玻璃纖維強化塑膠
HIC	High Integrity Container	高完整性容器
HDPE	High density polyethylene	高密度聚乙烯
HHISO	Half-Height ISO	半高型標準貨櫃
IAEA	International Atomic Energy Agency	國際原子能總署
ICAO	International Civil Aviation Organization	國際民航組織
IP	Industrial Package	工業包件
LLW	Low-Level Waste	低放射性廢棄物
LSA	Low Specific Activity Material	低比活度物質
NDA	Nuclear Decommissioning Authority	英國核能除役署
NRC	Nuclear Regulatory Commission	美國核能管理委員會
O & M	Operation And Maintenance	操作及維護
PDSR	Package Design Safety Reports	包件設計安全報告
P-HICs	Polyethylene High Integrity Container	聚乙烯材質高完整性盛裝容器
PIC	Polymer Impregnated Concrete	注膠混凝土
RID	International Carriage of Dangerous Goods by Rail	國際鐵路運送危險物品規範

SFPIC	Steel Fiber Polymer Impregnated Concrete	鋼纖維注膠混凝土
SCO	Surface Containment Object	表面污染物體
VLLW	Very Low-Level Waste	非常低放射性廢棄物
WIRKS	Waste Inventory Record Keeping Systems	廢棄物存量保存系統
WNTI	World Nuclear Transport Institute	世界核能運輸協會
	Bond shear	剪切
	Bottom corner	底角
	Chemical resistance	抗化學試驗
	Compression	壓縮
	Containment	圍阻體
	Containment system	包封容器
	Creep characteristic	潛變特性
	Demonstration of compliance	合法性證明
	Drop test	墜落試驗
	Dynamic crust test	動力壓碎測試
	Excepted package	微量包件
	External hydrostatic pressure	浸水
	Fire test	防火試驗
	Fungi and bacterial degradation	微生物降解試驗真菌和細菌降解
	Gamma radiation	伽馬射線照射
	Hardness	硬度
	Increased external pressure	增加外部壓力
	Insolation data	曝曬數據
	Internal air tightness	氣密性
	Lifting	起重
	Lifting test	起重試驗
	Normal conditions of transport	一般運送狀況
	Free drops	自由墜落
	Free drop on unyielding surface	自由墜落於堅硬表面
	Fissile	易裂變
	Penetration test	貫穿試驗
	Puncture	穿刺測試
	Reduced external pressure	減低外部壓力
	Secured properly	妥善固定

	Soft bag containers	軟包容器
	Stacking	堆疊
	compacted soil	夯實土壤
	Tensile	拉伸
	Thermal cycling	熱循環
	Thermal expansion	熱膨脹
	Thermal test	熱體試驗
	Top corner	頂角
	Transportation vibration	運送震動
	Ultraviolet radiation	紫外線照射
	Water spray test	噴水試驗

研究進度：

本研究擬進行的研究進度如甘梯圖所示，已完成收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊，比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範，提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則初稿。

子項計畫二														備註
工作項目	107 1	107 2	107 3	107 4	107 5	107 6	107 7	107 8	107 9	106 10	107 11	107 12		
準備階段		■												
收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊		■												※第一季查核 收集國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊
比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範				■										※期中第二季查核 完成收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊收集分析及相關管制規範
提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則						■								※第三季查核 比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範
與物管局討論結果											■			※期末第四季查核 11月15日

修改及撰寫期末報告												※	前 提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則初稿，完成報告初稿撰寫
工作進度估計百分比 (累 積 數)		10	15	20	30	40	50	60	70	80	95	100	
預 定 查 核 點	<p>第一季：收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊 期中/第二季：完成收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物盛裝容器技術資訊收集分析及相關管制規範之收集 第三季：比較分析國內外低放射性廢棄物盛裝容器之管制規範 第四季：提出我國低放射性廢棄物盛裝容器申請書之審查導則初稿，並與物管局討論結果修改及撰寫期末報告</p>												
<p>說明：1. 工作項目請視計畫性質及需要自行訂定。預定進度以粗線表示其起迄日期。 2. 「工作進度百分比」欄係為配合管考作業所需，累積百分比請視工作性質就以下因素擇一估計訂定：(1) 工作天數，(2) 經費之分配，(3) 工作量之比重，(4) 擬達成目標之具體數字。 3. 每季之「預定查核點」，請在條形圖上標明※符號，並在「預定查核點」欄具體註明關鍵性工作要項。</p>													

附錄 核電廠除役廢棄物盛裝容器申請書審查導則(草案)建議

依據「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，使用者須依申請導則內容提出申請，經主管機關審查核准後才可以使用。盛裝容器申請書內容須涵蓋材質、設計、製造、試驗、品質保證計畫書及相關規範。本導則草案主要針對低放射性廢棄物一般貯存用途之盛裝容器為主，處置容器將暫不列入。因此容器材料要求和部分結構完整性試驗及使用年限評估將不在此導則研究範圍內。若同時有運送或屏蔽功能之容器申請，則應提供相關之設計資料。因此低放射性廢棄物盛裝容器申請書審查導則草案建議如下所述。

第一章 前言

- 一、申請依據
- 二、用途
- 三、適用範圍
- 四、名詞定義
- 五、法規引用

(六) 審查範圍

審查人員參考「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」審查本章的範圍包括：一、申請依據；二、用途；三、適用範圍；四、名詞定義；五、法規引用。

(七) 程序審查

審查人員應查核盛裝容器使用申請書內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下

資訊：

1. 申請依據
2. 用途，如貯存、運送或處置用途。
3. 適用範圍，如盛裝之廢棄物種類與特性。
4. 名詞定義。
5. 法規引用。

(八) 審查要點與接受基準

盛裝容器申請書內本章之內容應符合以下之要求，方能被審查同意：

1. 申請依據

申請書應說明申請依據。申請依據應依盛裝容器之用途與盛裝之廢棄物種類與特性說明相關規定之依據。

2. 用途

申請書應說明盛裝容器之用途。用途包括貯存、運送或處置等。

3. 適用範圍

申請書應說明所盛裝之廢棄物種類與特性適用於提出申請的低放射性廢棄物之盛裝容器，以便於暫時貯存、運送及處置之用。

4. 名詞定義

- (1) 申請書中所使用之專有名詞必須在本章節中有所定義，專有名詞可以政府機關所訂定之名詞為準或自行編譯。
- (2) 非常用或自行編譯之專有名詞應明確定義並加註原文出處，以利查詢對照。
- (3) 專有名詞的翻譯與定義應符合國內各專業領域的共通用法。若使用專有名詞的英文縮寫，亦必須在本章節中有

所定義並加註英文全文。

5. 法規引用

- (1) 申請書應詳列盛裝容器設計、製造及試驗所採用之各種相關法規、標準及技術規範。
- (2) 申請書應詳細說明所採用之各種資料、試驗方法。凡於現行法規中有規定者，需從其規定。
- (3) 申請書應優先引用國內之法規、準則及技術規範，若現行國內未有規定者，得引用國外法規、準則及技術指引；引用的國內外法規、準則及技術規範，應註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。
- (4) 審查人員應確認引用之法規及準則與其版次之適當性。必要時應配合對應章節進行審查，以確保論述的一致性。

(九) 審查發現

審查人員應確認盛裝容器使用申請書的資訊完整齊備。審查人員應評估申請者之用途、適用範圍、名詞定義及法規引用，確認與現行法規之規定符合。

(十) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 游離輻射防護法。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則(第 9 條)。
4. 放射性物質安全運送規則。
5. 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。

第二章 盛裝容器的設計

- | |
|--------------|
| 一、 功能說明 |
| 二、 設計圖說 |
| 三、 使用年限評估 |
| 四、 移動及固定裝置設計 |
| 五、 負載與強度設計 |
| 六、 密封設計 |

(一) 審查範圍

審查人員參考「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」針對盛裝容器之設計執行審查，本章的審查範圍包括：一、功能說明；二、設計圖說；三、使用年限評估；四、移動及固定裝置設計；五、負載與強度設計；六、密封設計。

(二) 程序審查

審查人員應查核盛裝容器之申請書是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 說明盛裝容器之功能。
2. 提供盛裝容器之設計圖說。
3. 說明盛裝容器設計使用年限之評估。
4. 說明盛裝容器之移動及固定裝置設計。
5. 敘述盛裝容器之負載與強度設計。
6. 說明盛裝容器之密封設計。

(三) 審查要點與接受基準

盛裝容器申請書內本章之內容應符合以下之要求，方能被審查

同意：

1. 功能說明

- (1) 申請書應說明容器設計所要達成之功能，包括使用年限、負載與強度、耐久性、屏蔽或運送等功能。
- (2) 審查人員應核對容器設計之功能皆能符合申請容器之用途與目的。

2. 設計圖說

- (1) 申請書應提供容器之設計基準、設計圖說、詳細計算書及必要之說明事項。
- (2) 設計圖說應檢附設計圖面並標明容器詳細尺寸、材料材質及規格、防蝕方式、密封方式、淨容量及淨重與容許最大承重，以利審查。
- (3) 審核人員應核對設計圖說之各項說明皆能符合容器之設計功能及 CNS 材料相關標準之要求。
- (4) 申請書應說明容器外表易於除污並避免頂部積水、操作及搬運便利性、吊卸搬運過程中不致動搖脫落等方面的考量。
- (5) 申請書應說明吊卸、搬運、固定設計及運輸時之注意事項。本項得併同本章第四節移動及固定裝置設計進行審查。
- (6) 審查人員應核對前述說明皆符合原設計之功能。

3. 設計使用年限評估

- (1) 申請書應說明容器使用之內外環境條件及容器與所盛裝廢棄物之相容性，包括可能之腐蝕介質與化學反應。
- (2) 依據前述說明申請者應提供並說明用以評估容器之使用年限的適當之試驗規範及學理或可靠度及機率概念模式。
- (3) 審查人員應核對評估容器之使用年限的相關學理模式、

模擬試算軟體與試驗規範之說明皆符合原設計年限之要求。本項得併同第四章盛裝容器之試驗進行審查。

4. 移動及固定裝置設計

- (1) 申請書應說明容器之吊裝、搬運與固定之設計與注意事項，包括組件規格、吊裝設計、搬運與吊掛方式。
- (2) 申請書應提供符合操作及搬運便利性、吊卸搬運過程中安全設計之說明。
- (3) 審查人員應核對前述說明符合安全設計及 NRC 10 CFR part 71、ACI 318-11 或「ACI(95)標準彎鉤伸展長度規範」之相關要求。本項得併同”第六章第一節具運送功能容器之設計”進行審查。

5. 負載與強度設計

- (1) 申請書應說明容器所須承受之負載，包括盛裝、吊卸、搬運、堆疊及貯存等各階段作業之負載與強度設計。
- (2) 申請者應檢附容器之力學強度試驗、品質試驗、使用壽命評估及結構完整性評估之各項試驗結果，以利審查。
- (3) 審查人員應核對前述各項說明與試驗結果皆符合原設計的負載與強度之要求。本項得併同”第四章盛裝容器之試驗”進行審查。

6. 密封設計

- (1) 申請書應說明容器之密封性能及封蓋方式，包括密封方式、密封材料及密封評估方法。
- (2) 申請者應檢附密封後之試驗結果，包括滲水試驗、抗壓試驗、與墜落試驗等，以利審查。
- (3) 審查人員應核對前述各項說明與試驗結果並確認容器密封功能皆符合於吊卸、裝載、貯存等各階段作業之密封性要求。本項得併同本章第二節設計圖說和第四章盛裝容器之試驗進行審查。

(四) 審查發現

審查人員應查核所提出的申請書之盛裝容器之設計內容，包括功能說明、設計圖說、使用年限評估、移動及固定裝置設計、負載與強度設計及密封設計等資料之完整性，以確認容器之材質、尺寸、重量和規格等皆符合低放射性廢棄物盛裝容器之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 游離輻射防護法。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則(第 9 條)。
4. 放射性物質安全運送規則。
5. 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。

第三章 盛裝容器之製造

- | |
|------------|
| 一、 製造程序及設備 |
| 二、 製造材料之管制 |
| 三、 配比驗證 |
| 四、 製程控制 |
| 五、 成品品質控制 |
| 六、 容器表面之標誌 |

(一) 審查範圍

審查人員參考「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」針對申請盛裝容器之製造執行審查，審查範圍包括：一、製造程序及設備；二、製造材料之管制；三、配比驗證；四、製程控制；五、成品品質控制；六、容器表面之標誌。

(二) 程序審查

審查人員應查核申請盛裝容器之製造是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 說明容器製造程序及設備。
2. 說明容器製造材料之管制。
3. 提供容器材料之配比驗證。
4. 提供容器之製程控制。
5. 說明容器之成品品質控制。
6. 說明容器表面之標誌。

(三) 審查要點與接受基準

盛裝容器申請書內本章之內容應符合以下之要求，方能被審查同意：

1. 製造程序及設備

- (1) 申請者應說明(a)容器製造設備與相關附屬設備；(b)製造程序；(c)操作方法；及(d)品管檢查要點等資訊。
- (2) 申請書應檢附相關製造設備與附屬設備之圖面、容器製造程序流程與標準作業程序書，以利審查。
- (3) 品管檢查要點說明應包括(a)容器製造設備之計量設備單元與儀控單元校正之頻率與紀錄；(b)容器製造前與過程中各項材料之檢驗等品質查證；(c)改正措施。
- (4) 審查人員應核對前述各項說明與檢驗結果符合設計之要求。品管檢查皆符合標準局或具 TAF 認證機構之要求。本項得併同”第五章品質保證計畫”進行審查。

2. 製造材料之管制

- (1) 申請書應說明容器製造之材料來源、相關的性質檢驗及依據之方法或規範，並應檢附最近半年以上的常態性品質管制詳實記錄。
- (2) 申請書應列表檢附材料品質檢測之規範名稱與標準名稱，以利對照審查。
- (3) 申請核准後若採用更新的材料，則應提供上述相關資料與紀錄並確保符合相關標準規範要求。
- (4) 審查人員應核對前述各項說明與檢驗符合相關標準規範要求。本項得併同第四章盛裝容器之試驗和第五章品質保證計畫進行審查。

3. 配比驗證

- (1) 若採用混凝土材質，申請書應說明配比設計之方法及流程，以及達到所需設計性能的相關事項及其驗證結果。

- (2) 申請書應檢附混凝土配比計算方法、配比設計流程圖及配比性能驗證結果報告，以利審查。
- (3) 審查人員應核對各項配比性能驗證符合相關標準規範要求。本項得併同本章第二項製造材料之管制進行審查。
- (4) 申請核准後若須更新配比，則應提供符合相關標準規範要求之證明，並確保其強度與品質符合設計標準。

4. 製程控制

- (1) 申請書應說明容器之製作過程及品質管制方法，並檢附容器製造標準作業程序書，以利審查。
- (2) 申請書應具體說明容器達到品質均勻性及穩定性要求的方式，包括配比選擇、試製與測試及驗證。
- (3) 審查人員應核對容器之製作過程及品質管制符合設計標準。本項得併同第五章品質保證計畫進行審查。

5. 成品品質控制

- (1) 申請書應說明符合容器設計功能所需之檢驗項目、程序及頻率。
- (2) 申請書應列表整理品保查證內容，包含檢驗時機、項目、內容、頻率與檢驗結果，以利審查。
- (3) 申請書應說明成品貯放環境與安全的貯放方法。成品分為通過與未通過合格標準之成品。
- (4) 審查人員應核對前述說明符合各製造階段作業之品保與安全之要求。本項得併同第四章盛裝容器之試驗和第五章品質保證計畫進行審查。

6. 容器表面之標誌

- (1) 申請書應說明製作完成後容器外部所作之標示，包括標誌之標示方法及位置。標誌至少包括容器持照者與製造者名稱、製造批號、製造日期與**輻射防護警告標誌**等。
- (2) 審查人員應核對容器表面之標誌符合放射性廢棄物包裝

容器之相關規定。

(四) 審查發現

審查人員應查核所提出申請書的盛裝容器之製造內容，包括盛裝容器之製造程序及設備、製造材料之管制、配比驗證、製程控制、成品品質控制及容器表面之標誌等資料之完整性，以確認容器之製造過程、材料及成品控制與標識等資料皆符合低放射性廢棄物盛裝容器之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 游離輻射防護法。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則(第 9 條)。
4. 放射性物質安全運送規則。
5. 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。

第四章 盛裝容器的試驗

- 一、試驗方法。
- 二、接受標準。
- 三、試驗紀錄。
- 四、試驗結果之統計與分析。
- 五、試驗結論。

(一) 審查範圍

審查人員參考「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」針對申請盛裝容器之預期功能及設計目標所需進行之各項試驗進行審查，審查範圍包括：一、試驗方法；二、接受標準；三、試驗紀錄；四、試驗結果之統計與分析；五、試驗結論。

(二) 程序審查

審查人員應查核申請盛裝容器之預期功能及設計目標所需進行的各項試驗方法與結果是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，包括相關法規對特定盛裝容器所要求試驗項目及方法步驟，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 敘述試驗之方法。
2. 說明各項試驗之接受標準。
3. 提供各項試驗紀錄與結論。
4. 敘述各項試驗結果之統計與分析。
5. 說明試驗結論。

(三) 審查要點與接受基準

盛裝容器申請書內本章之內容應符合以下之要求，方能被審查同意：

1. 試驗方法：

- (1) 申請書應敘述驗證容器之預期功能及設計目標所需進行之各項試驗，包括相關法規對特定容器所要求試驗項目及試驗步驟。
- (2) 試驗項目依容器之設計功能與材質可能不同，但至少應包括
 - (a) 力學強度試驗，包括抗壓強度試驗與抗彎強度試驗。若為混凝土容器可增加容器劈裂抗張試驗及收縮與重量損失試驗等。
 - (b) 容器品質試驗，包括抗廢棄物侵蝕、抗化學、抗生物劣化效應、抗紫外線、抗輻射、或耐熱負載等試驗。
 - (c) 使用壽命評估，包括氯離子滲透試驗及硫酸鹽侵蝕試驗。若為混凝土容器可增加透水、透氣、中性化、溶出失鈣、或核種遷移等試驗。
 - (d) 結構完整性評估，包括噴灑、墜落與堆疊等試驗。若為混凝土容器可增加滲水試驗，兼具運送或處置功能之容器則需增加貫穿、震動、或吊卸等試驗。
- (3) 審查人員應核對前述之試驗項目與方法符合容器設計功能之要求。

2. 接受標準：

- (1) 申請書應依容器之設計功能說明各項試驗方法之接受標準。
- (2) 前項說明之各項試驗項目、方法、接受標準與結果宜列表說明，以利審查。
- (3) 審查人員應核對前述之試驗方法、規範與接受標準符合

設計功能之要求及 IAEA、NRC、中央標準局(CNS)、美國材料測試協會(ASTM)的相關標準測試方法與規範，或其他可提供符合試驗標準之相關資料或證明之測試方法與規範。

3. 試驗紀錄

- (1) 申請書應提供各階段製造作業的各項試驗結果之紀錄，包括試驗單位、試驗時間、試驗項目及原始數據。
- (2) 前項之各項試驗結果之紀錄宜整理列表說明，以利審查。
- (3) 審查人員應核對各項試驗結果之紀錄皆符合品保之要求。

4. 試驗結果之統計與分析

- (1) 申請書應對各項試驗數據進行統計與分析，包括力學強度試驗、容器品質試驗、使用壽命評估及結構完整性評估等試驗。
- (2) 前項統計分析宜以圖表顯示，並說明試驗結果及品質穩定性，以利審查。
- (3) 審查人員應核對前述各項試驗之數據統計與結果分析皆符合原設計目標與品質穩定性。本項得併同本章第一項至第三項進行審查。

5. 試驗結論

- (1) 申請書應根據各項試驗方法、接受標準與試驗結果及分析資料作成結論，並證明容器之設計及製造品質可符合預期之設計目標與功能要求。
- (2) 申請書宜檢附圖表說明容器製造各階段之試驗結果評估，包括
 - (a) 設計報告書：詳細說明設計之依據，提供符合管制機關之各項品質要求的學理計算結果或實驗數據等

試驗結論。

(b) 試驗報告書：說明試驗結果，包括力學強度試驗、容器品質試驗、使用壽命評估及結構完整性評估等，並驗證其合乎品質要求。

(3) 審查人員應核對各項試驗結論足以證明容器之設計及製造品質皆符合原設計目標與功能要求。本項得併同第一章至第四章各項進行審查。

(四) 審查發現

審查人員應查核所提出申請書的盛裝容器之試驗方法、接受標準、試驗紀錄、試驗結果之統計與分析及試驗結論等資料之完整性，以確認容器之試驗項目與結果等資料符合低放射性廢棄物盛裝容器之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 游離輻射防護法。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則(第 9 條)。
4. 放射性物質安全運送規則。
5. 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。

第五章 品質保證計畫

- 一、組織
- 二、品質保證方案
- 三、工作說明書、作業程序和圖面
- 四、文件管制
- 五、採購材料、設備與服務之管制
- 六、檢驗
- 七、試驗管制
- 八、改正行動
- 九、品保紀錄
- 十、稽查

(一) 審查範圍

為確保盛裝容器之製造可達到預期之設計目標及功能要求，審查人員參考「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」針對申請盛裝容器之各製造階段品質保證計畫內容進行審查，審查範圍包括：一、組織；二、品質保證方案；三、工作說明書、作業程序和圖面；四、文件管制；五、採購材料、設備與服務之管制；六、檢驗；七、試驗管制；八、改正行動；九、品保紀錄；十、稽查。

(二) 程序審查

審查人員應查核申請盛裝容器之各製造階段品質保證計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 描述品保計畫管理組織與各單位管理人之責任分配，以及組織架構圖。
2. 說明品質保證計畫所適用的作業、執行單位、權責與要求。
3. 敘述工作說明書、作業程序和圖面。說明作業程序書及以具體文件說明會影響品質保證工作情況之指示、流程及圖面以確保重要工作符合品保要求。
4. 說明文件管制作業，提供負責人所執行的指示、會造成品質影響的措施與範圍、實行品質相關的文件、說明與程序。
5. 敘述採購材料、設備與服務之管制作業，包括證明文件、製程之審驗、檢驗及驗收。
6. 說明檢驗作業程序書、檢驗之紀錄與評估，包括製造前材料檢驗紀錄、製程中檢驗紀錄與驗收紀錄。
7. 說明試驗方法與程序、試驗結果之紀錄與評估。
8. 敘述各製造階段的改正程序，包括如何證明其所採取的行動為適當的改正程序。
9. 說明品保記錄的管理方式與保存年限及各製造階段期間負責執行及維護品保紀錄的品保組織等權責單位。
10. 檢附並說明內部稽查制度與稽查作業程序書。

(三) 審查要點與接受基準

盛裝容器申請書內本章之內容應符合以下之要求，方能被審查同意：

1. 組織
 - (1) 申請書應說明品質保證相關組織架構之編組、功能、責任與權限。
 - (2) 審查人員應確認申請者或負責團隊及其主要承包商於品保計畫中所安排管理者之職位，以保留完整的權力及義務，該管理者之位階需平行或更高於其它與執行品質直接相關的負責人職務(如工程、採購、施工及操作)，

並能獨立於成本與工作進度之限制(不代表該品保職位獨立於整體品保計畫之外)。

- (3) 審查人員需確認個人或組織於計畫中所需達到之目標，其權力與義務需以書面形式清楚記載，包括其職責、達到目標作業品質，以及維持品質之相關事項。
- (4) 審查人員應確認執行品保計畫之人員或組織有足夠的授權和組織自主性以達(a)確認品質相關問題;(b)發起、推薦或提供解決方案;及(c)變更方案的執行與解決方案的實施驗證。審查人員應確認上述人員及組織之執行方法有詳細之書面規範。
- (5) 前項說明宜檢附圖表，以利審查。

2. 品質保證方案

- (1) 申請書應說明品質保證計畫適用之法規與標準、執行單位及權責、執行人員必要之品保講習及訓練、審查與監督方式等要求。
- (2) 申請書應明列適用本品保計畫之各項目，包括與安全有關的結構、系統與組件。
- (3) 前述說明宜檢附圖表，以利審查。本項結構範圍主要為本章目錄所列之第一項(組織)至第十項(稽查)，共計十項；得併同進行審查。

3. 工作說明書、作業程序和圖面

- (1) 申請者必須詳實說明所有會影響品保作業之文件，包括工作說明書、作業程序書或圖面等相關作業文件。這些文件必須包含適當的定量或定性驗收標準，以確保重要工作已完全符合品保要求。
- (2) 前述說明應包含其設計、採購、製造、相關文件管制程序、不符品保計畫/修正程序及品質紀錄程序。
- (3) 前述說明宜檢附圖表，以利審查。

4. 文件管制

- (1) 申請書應說明文件之發行、管制、審查、批准與修改之

程序及各項紀錄填報、審核與保存作業。

- (2) 申請書應說明所有會影響品保要求或品保作業之文件，確保在撰寫、發布、修訂文件的過程中有實施適當的管控措施。受管控的文件應至少包含(a)品質保證及品保管控的手冊；(b)會影響品保的程序；與(c)技術報告。
- (3) 審查人員應確認前述文件有建立審閱、核准、發布及變更的相關程序並加以描述，以確保其執行方式恰當且符合適當的品保要求。
- (4) 審查人員應確認申請者有建立適當的相關程序，以確保(a)文件的變更會經過最初審閱、核准此文件的組織，或其他申請者委派的合格權責單位的審閱及核准；(b)確保工作人員有查閱相關文件的能力；(c)確保工作場所之相關文件有根據時序進行廢止及接替等適當的修正。
- (5) 前述說明宜檢附相關管制辦法及圖表，以利審查。

5. 採購材料、設備與服務之管制

- (1) 申請書應說明材料採購、設備與服務之作業程序書與管制，包括證明文件、製程之審驗、檢驗與驗收。
- (2) 審查人員應確認申請者提供的文件憑證可以(a)證明材料和設備在安裝或使用之前符合採購規範；(b)適用於包件的有效期；(c)符合採購之物料和設備的具體要求，並確保所採購項目及服務品質，均符合有關法規、標準與合約之需求。
- (3) 前述說明宜檢附採購、設備與服務之相關管制辦法及圖表，以利審查。

6. 檢驗

- (1) 申請書應說明檢驗作業程序書、檢驗之紀錄與評估，包括製造前材料檢驗紀錄、製程中檢驗紀錄與驗收紀錄，確保各項檢驗皆能符合有關標準、法規或合約所需之品保要求。
- (2) 申請書應檢附檢驗人員符合特定資格或訓練，並具有相

關經驗之證明。

7. 試驗管制

- (1) 申請書應說明材料之試驗方法、試驗結果之紀錄與評估等相關作業之試驗管制，以保證各項試驗皆能符合有關規範、法規或合約所需之品保要求。
- (2) 前述說明宜檢附相關試驗管制辦法及相關圖表，以利審查。

8. 改正行動

- (1) 申請書應說明評量措施以確保能及時發現不利於品保的原因與事項，如缺陷、偏差、材料和設備缺陷以及不符合品保之情況，並採取適當之改正措施，以避免重蹈覆轍。
- (2) 審查人員應確認申請者對不利於品保狀況之鑑定、造成的原因和採取的修正措施皆予以記錄，並回報直接管理階層及上級管理階層，以供其審閱與評估。
- (3) 前述說明宜檢附改正行動管制辦法及圖表，以利審查。

9. 品保紀錄

- (1) 申請書應說明盛裝容器製造期間負責執行及維護品保紀錄的品保組織等權責單位、品保記錄的管理方式及保存年限。
- (2) 申請書應說明提供之品保紀錄及佐證符合計畫所需的品保要求之實質證據。
- (3) 審查人員應確認提供之品保紀錄已說明品保計畫之制訂與適用法規、執行品保紀錄相關活動時之責任劃分、紀錄保存程序之說明或過程。
- (4) 前述說明宜檢附品保紀錄管制辦法及圖表，以利審查。

10. 稽查

- (1) 申請書應提供稽查的範圍、結果、發現及其所引發之改正措施之記錄，且由負責該稽查區域管理階層審核。被

註記有缺點須重新稽查之區域，必須採取後續行動。

- (2) 審查人員應確認申請者已詳實說明各項工作之品保皆符合規定及要求，並核對品保作業之整體成效。
- (3) 前述說明宜檢附稽查計畫、稽查核對表或作業程序書、品保管理審查會議記錄及相關圖表，以利審查。

(四) 審查發現

審查人員應查核所提出申請書的盛裝容器之各製造階段品質保證計畫內容，包括組織、品質保證方案、工作說明書、作業程序和圖面、文件管制、採購材料、設備及服務之管制、檢驗、試驗管制、改正行動、品保紀錄及稽查等資料之完整性，以確認容器製造各階段之品質保證符合低放射性廢棄物盛裝容器之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 游離輻射防護法。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則(第 9 條)。
4. 放射性物質安全運送規則。
5. 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。
6. NRC 10 CFR Part 71 Subpart H, “Quality Assurance”, 2004.

第六章 其他相關資料與規範

- 一、容器設計具運送包件功能者之敘述。
- 二、容器設計具屏蔽功能者之敘述。
- 三、參考文獻。
- 四、相關分析報告及計算書。
- 五、其他國家認證資料。

(一) 審查範圍

審查人員參考「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」針對盛裝容器使用申請書引用之相關資料與規範進行審查。審查內容包括：

- 一、容器設計具運送包件功能者之敘述；
- 二、容器設計具屏蔽功能者之敘述；
- 三、參考文獻；
- 四、相關分析報告及計算書；
- 五、其他國家認證資料。

(二) 程序審查

審查人員應查核申請書列述之其他相關資料與法規是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認本章之內容包含以下資訊：

1. 容器設計具運送包件功能者應敘明容器所屬的包件種類。
2. 容器設計具備屏蔽功能者應檢附相關屏蔽之計算書。
3. 詳列參考文獻資料。
4. 提供相關分析報告及計算書。
5. 提供其他國家認證資料。

(三) 審查要點與接受基準

盛裝容器申請書內本章之內容應符合以下之要求，方能被審查同意：

1. 容器設計具運送包件功能者之敘述

- (1) 申請書應說明其所盛裝之放射性包容物之數量、性質及包裝之設計並指明容器所屬的包件種類。
- (2) 申請書應於各章節內說明放射性物質安全運送規則對該類包件的相關要求及其符合情形。
- (3) 審查人員應核對(a)容器設計；(b)各項試驗項目與試驗方法；及(c)試驗結果是否符合「放射性物質安全運送規則」中規定之該類包件之要求。本項得併同第二章盛裝容器之設計與第四章盛裝容器之試驗進行審查。

2. 容器設計具屏蔽功能者之敘述

- (1) 申請書應於各章節內說明盛裝之放射性廢棄物之類別、輻射特性及屏蔽之設計。
- (2) 申請書應說明容器之設計與材料特性有足夠之屏蔽能力且標示明確，並有管理紀錄。
- (3) 前述之說明應檢附相關屏蔽之計算書，以利審查。
- (4) 本項得併同第二章盛裝容器之設計與第四章盛裝容器之試驗進行審查。

3. 參考文獻

- (1) 申請書若引用法規及技術規範以外之其他參考文獻，應列述於申請書本文之後並與所引述之各章節內容對應。
- (2) 參考文獻內容應包括作者、文獻名稱、來源、出版日期及引用頁數等。

4. 相關分析報告及計算書

- (1) 申請書應提供第二章相關設計及分析之詳細計算書，包括使用程式之說明、輸入之參數及輸出之報告。
- (2) 審查人員應核對計算書所使用之相關程式、參數及報告

分析之對應性與正確性。

5. 其他國家認證資料

若所申請之容器已獲得其他國家核准者，申請書應檢附其評估結果、核發之符合認證文件及其附加條件以利審查。

(四) 審查發現

審查人員應查核申請書所提出之其他相關資料，包括容器所屬的包件種類(容器之設計具運送包件功能者)、相關屏蔽之計算書(容器之設計具屏蔽功能者)、參考文獻、相關分析報告及計算書和其他國家認證資料等資訊之完整性，以確認符合低放射性廢棄物盛裝容器之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 游離輻射防護法。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則(第 9 條)。
4. 放射性物質安全運送規則。
5. 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。
6. NRC 10 CFR Part 71.

行政院原子能委員會放射性物料管理局

精進核電廠除役低放射性廢棄物安全審查研究

子項計畫三：

除役低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估研究

期末報告

受委託單位： 義守大學 (ISU 107-GOV-8)

子計畫執行人： 王曉剛 義守大學機動系
劉明樓 義守大學土木與生態工程系

計畫編號： 106FCMA014

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 106 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

本子計畫主要研究目的分為三個部分：

- 一、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 二、 比較分析國內外低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業實務。
- 三、 提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。

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)，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處理及貯存設施為研究目標，將針對核電廠除役低放廢棄物在運送至處置場前，於廠內增建處理貯存設施，對其預期意外事件評估與應變措施之技術資訊收集，分析國內外的技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊，提出審查導則的建議。

關鍵詞：核能電廠、應變措施、意外事件評估

Abstract

The main objectives of the third sub-project are focused on three parts:

4. Information collection. The first part of this study is to collect information on accidents and incidents occurred during treatment and storage of low-level waste especially generated from decommissioned power plants in some major countries using nuclear energy. Attention will be focused on how and what accidents are likely to anticipate to occur, the assessments of accident scenarios and consequences, the emergency response plans to the accidents, and techniques of regulatory control and investigation on safety, and the establishment and implementation of review guidelines or standard review plans.
5. Comparisons between domestic and foreign plans in practice. The second part of this study is to make comparisons between Taiwan and other countries on anticipation, assessment, and response to the accidents of low-level waste facilities. A further evaluation will be made on the suitability of applying foreign experience and techniques to Taiwan during the scope of treatment and storage of low-level waste.
6. Proposal of the guidelines. The main object of this study is to make a recommended proposal of the review/investigation guidelines or standard review plans on anticipation, assessment, and response plans to/of the accidents that would occur during treatment and storage of low-level waste in Taiwan.

Due to the uncertainties in locating final repository sites, this study is based on the on-site storage of the low-level waste generated during decommission of

the power plants. Accidents that are likely to occur during the interim on-site storage of the low-level waste will be analyzed, anticipated, and assessed. The final review/investigation guidelines on safety regarding the accidents and associated assessments and response plans are proposed.

Keywords: Nuclear power plant, response plans, assessments of accident

目錄

摘要

Abstract

第一章、緒論.....	III-1
1-1 背景.....	III-1
1-2 目的.....	III-1
1-3 重要性.....	III-2
1-4 預定完成的工作項目.....	III-4
1-5 時程規劃.....	III-4
第二章、國內外低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之資料收集與分析.....	III-5
2-1 低放射性廢棄物貯存與處理設施與意外事件評估與應變作業資料收集.....	III-6
2-1-1 台電核一廠貯存設施現況與規劃.....	III-6
2-1-2 低放射性廢棄物處理貯存設施與意外事件評估.....	III-6
2-2 現有低放射性廢棄物處理貯存設施意外事件與應變作業之相關資料.....	III-9
2-2-1 國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)對低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估.....	III-9
2-2-2 美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC) 低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估.....	III-11
2-2-3 美國能源部(Department of Energy, DOE) 低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估.....	III-12
2-2-4 經濟合作暨發展組織核能署(Organization for Economic Co-operation and Development, OECD)低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估.....	III-12
2-2-5 我國低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件.....	III-12
2-2-6 IAEA 對低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集.....	III-13
2-2-7 美國核能管制委員會 NRC 對低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集.....	III-14

2-2-8 芬蘭 STUK 對低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集	III-15
2-2-9 國外低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件	III-15
2-2-10 我國低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集	III-17
2-3 低放廢棄物處理貯存設施意外事件評估之審查導則內容	III-18
2-3-1 低放廢棄物處理設施意外事件評估與審查導則內容	III-18
2-3-1-a 低放廢棄物處理設施意外事件評估	III-18
2-3-1-b 低放廢棄物處理設施意外事件評估與審查導則之研究	III-19
2-3-2 低放廢棄物貯存設施意外事件評估與審查導則內容	III-27
2-3-2-a 低放廢棄物貯存設施意外事件評估	III-27
2-3-2-b 低放廢棄物貯存設施意外事件評估與審查導則之研究	III-28
2-4 低放廢棄物處理貯存設施意外事件評估應變措施之審查導則內容	III-36
2-4-1 低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施與審查導則內容	III-36
2-4-1-a 低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施現況之技術資訊	III-36
2-4-1-b 低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則	III-36
2-4-2 低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施與審查導則內容	III-53
2-4-2-a 低放廢棄物貯存設施意外事件之應變措施現況之技術資訊	III-53
2-4-2-b 低放廢棄物貯存設施意外事件應變措施之審查導則	III-53
第三章、低放廢棄物處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則	III-60
第四章、低放廢棄物貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則	III-62
第五章、結論與建議	III-64
參考文獻	III-65

圖目錄

圖 2-1 新建低放射性廢棄物貯存庫之預定位置圖	III-6
圖 2-2 IAEA 安全標準系列中與本研究相關之重要參考資料.....	III-10

表目錄

表 2-1 場內與場外意外事件之整理	III-8
表 3-1 低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則.....	III-60
表 4-1 低放廢棄物貯存設施意外事件應變措施之審查導則.....	III-62

第一章、緒論

1-1 背景

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，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。因此無論是新建低放射性廢棄物貯存庫或是集中式之中期貯存場，低放射性廢棄物處理貯存設施(low level radioactive waste treatment and storage facilities) 預期意外事件評估與應變作業之評估都是很重要之議題。

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。有關放射性廢棄物處理或貯存設施之意外事件安全分析，需包括於申請處理或貯存設施建照執照時所提之安全分析報告。

1-2 目的

核一廠 1 號機將於 107 年 12 月 5 日停止運轉，而核一廠 3 號機將於 108 年 7 月 15 日停止運轉。由於除役日期逐漸逼近，對管制單位而言，除役過程中對於低放射性廢棄物處理貯存之安全與管制是非常重要之工作，尤其對放射性廢棄物處理或貯存設施之意外事件安全分析。本計畫之目的

是對低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施進行資料收集與研究，最後將提出其審查導則之初稿，作為未來主管機關審查核電廠除役計畫中對低放射性廢棄物處理貯存設施之安全與管制依據。

本子計畫主要研究目的分為三個部分：

1. 收集分析國際上低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
2. 比較分析國內外低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業實務資訊。
3. 提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。

1-3 重要性

自從 2011 年 3 月 11 日在日本福島發生地震及大規模海嘯進而引發嚴重的核子事故後，造成國內政策上開始認真思考減核，甚至是廢核的可能性。因此，政府目前宣布的新能源政策中，提出「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳家園、逐步邁向非核家園」之能源發展願景，宣示既有核電廠不延役，核四封存。因此，依據「核子反應器設施管制法」，台電公司應於核能電廠預定永久停止運轉之 3 年前提出除役計畫，經原能會審查合於規定，發給除役許可後，於 25 年內完成除役作業。在廠內低放射性廢棄物貯存設施之安全評估上，需進行廠內低放射性廢棄物貯存設施之預期意外事件評估與應變作業之安全分析及管制審查之相關研究。本研究將以國內目前設置之廠內低放射性廢棄物處理貯存設施之預期意外事件評估與應變措施為主要研究目標。

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)之安全導則 No. WS-G-5.2 建議意外事件分析應考慮到自然事件(如風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象)、地震、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火

災、電力喪失等)，若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入、放射性物質洩漏或濺出、重物墜落、防護措施失效(如屏蔽或個人防護設備失效)，以及作業人員疏失等所造成的輻射意外事件，並評估對作業人員及廠外民眾之影響。

以美國低放貯存為例，以往意外主要發生於：燃料運送，液體輻射廢料系統損壞或外洩，液體容器損壞導致液體輻射物質外洩，懸吊系統意外，化學除污樹脂火災，乾式輻射廢料箱火災，真空過濾包破裂，液化丙烷氣爆炸，汙染控制幕破裂，工作乙炔爆炸，濾網破裂等原因。台電以往低放貯存場之意外包括低放處理時焚化爐曾發生之爐膛氣爆、袋式過濾器燒穿等意外事件，雖然均未對工作人員造成額外之職業曝露劑量，但將來在除役時低放處理與貯存工作將更加繁重，對於國內外曾發生或可能發生之意外，均須防範於未然，參考國外經驗，建立低放意外之防範，評估，緊急應變之能力，並建立其審查作業導則。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)目標。

在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。過去國內對於低放射性廢棄物貯存

及處理設施可能發生之意外事件之研究較少，此亦可說明本研究之必要性。

1-4 預定完成的工作項目

- 一、 收集分析國際上低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 二、 比較分析國內外低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業實務資訊。
- 三、 提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。

1-5 時程規劃

- 一、 於第一季完成收集分析國際上低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變措施現況之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 二、 於第二季完成比較分析國內外低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業實務並完成期中報告。
- 三、 於第三季提出提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。
- 四、 與物管局討論結果修改及撰寫期末報告，提出研究成果報告初稿建立適合台灣之審查建議，完成報告撰寫。

本研究之各子項計畫已於6月15日完成期中報告並於11月15日完成期末報告之工作要項，除提交該子項計畫之成果報告外，更將彙整計畫所得成果與計畫期間參與之研討會與專家討論經驗，匯整為本計畫之總體計畫報告以供管制單位參考。目前本子計畫已依規劃時程完成資料收集與分析，

並提出期末報告。

第二章、國內外低放射性廢棄物設施意外事件評估與應變作業之資料收集與分析

2-1 低放射性廢棄物貯存與處理設施與意外事件評估與應變作業資料收集

2-1-1 台電核一廠貯存設施現況與規劃

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。由105年度運轉年報摘要指出至105年12月31日止，核一廠廢棄物總貯存量為44,469桶，佔貯存設計容量之43.94%。

台電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) 貯存庫，預定位置如圖2-1。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。

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 2-1 所示。

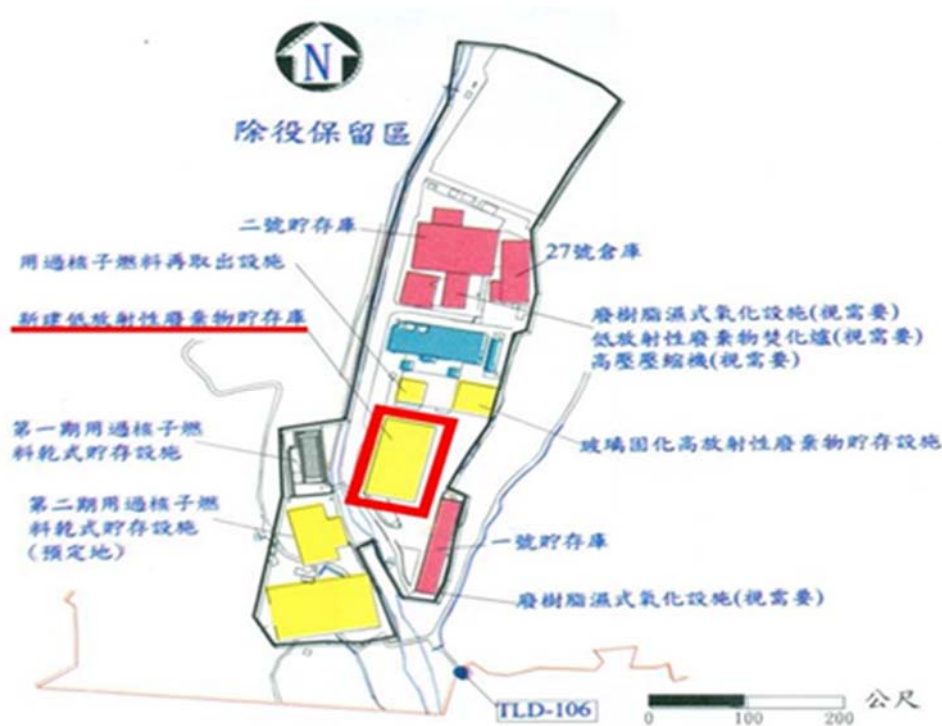


圖 2-1、新建低放射性廢棄物貯存庫之預定位置圖

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預防異常狀況或意外事故之系統。本研究將收集低放射性廢棄物處理貯存設施與意外事件評估與應變作業資料收集，提出我國低放射性廢棄物處理貯存設施預期意外事件評估與應變作業之審查導則。本成果可做為新建低放射性廢棄物貯存庫與現有低放射性廢棄物貯存庫之意外事件評估與應變作業之審查導則。

2-1-2 低放射性廢棄物處理貯存設施與意外事件評估

低放射性廢棄物處理貯存設施一般由構造系統、輻射屏蔽系統、輔助系統、公用設施或系統與預防異常狀況或意外事故之系統所組成。其中「處理」設施之主要系統：包含具備抑制劣化、防止洩漏及減少廢棄物容積等設計之接收及處理相關系統、設備或組件。而其輔助系統包含廢棄物傳輸系統、核種分析或輻射偵測系統、暫貯、移出等系統。「貯存」設施之系統：包含具備接收、貯存、再取出等重要作業之安全設計的貯存設備、搬運吊卸機具設備、操作控制系統、照明設備、通風排氣系統等。而其輔助系統包含廢棄物暫貯區、輸送系統、核種分析或輻射偵測系統、檢整系統、粉塵與廢水處理系統及降低盛裝容器腐蝕速率等系統。

低放射性廢棄物處理貯存設施除了上述系統外亦包含預防異常狀況或意外事故之系統。「處理」設施依場址、結構體或作業特性所需加強預防異常狀況或意外事故之設計，如火災、爆炸、放射性氣體外釋、管路堵塞、排水系統失效、滲入量異常增加或設施內積水等之補救措施。「貯存」設施依場址、結構體或作業特性所需加強預防異常狀況或意外事故之系統，如火災、爆炸、放射性氣體外釋、廢棄物桶堆傾倒、吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落、排水系統失效、滲入量異常增加或設施內積水等之補救措施系統。

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)之安全標準(Safety standards)系列報告中之 Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material (No. WS-G-5.2)安全導則建議：除役意外事件分析應考慮到外在事件如自然事件(如風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象)、地震、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等，若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入、放射性物質洩漏或濺出、重物墜落、防護措施失效(如屏蔽或個人防護設備失效)，以及作業人員疏失等所造成的輻射意外事件，並評估對作業人

員及廠外民眾之影響。WS-G-5.2 安全導則中亦強調人為事件所引之意外是重要之因子且要盡力避免之意外，此可藉由訓練與演練達成。上述中之意外事件都須放入於低放廢棄物處理貯存設施意外事件之評估。各種初步之災害起始誘發事件清單整理如表 2-1 所示。

表 2-1 廠內與廠外意外事件之整理

廠內 誘發 事件	輻射 有關	放射線物質丟棄、建築物清洗、身體接受輻射(活化之物質與器具)、直接放射源、汙染物質、液體與氣體排放、不當移去屏蔽物。
	與輻射無關	火災、爆炸、淹水、有毒及危險物品、與電有關災害(失去電源，此會失去通風，造成場內劑量微幅上升、高壓、雷射、負載過重、短路)、造成身體傷害(重物掉落、重物掉落於安全系統、重物掉落於含放射線物質上、老舊建築崩落、拆除工作、高處工作、挖掘工作、高噪音區、尖銳物品、通路或出口障礙物、轉動滾動物、彈簧能、退化之器具、系統、結構、高溫蒸氣、高溫表面、冷凍劑、高壓系統、壓縮氣體、吊車、人工搬動、提高重物、照明不良、通風不良、灰塵、夾小空間、操作危險工具)、人為與組織(行為疏失、違反工作程序、不慎進入高劑量區、錯誤辨別、不熟廠區之包工與下游人員、進行與除役無關之工作、關閉其他工作所需之器具、不良工作文化、訓練不足、保護措施不足)。
廠外 誘發 事件		地震、淹水(河流、海嘯、地下水滲透)、外界火災(油庫、森林、化學工廠)、外界天氣(溫度、颱風、雨雪、冰暴、龍捲風、閃電、乾旱、高壓、高濕度、濃霧、霜害、土石流、山崩、火山)、飛機撞擊等、恐怖攻擊、電磁干擾等。

2-2 現有低放射性廢棄物處理貯存設施意外事件與應變作業之相關資料

2-2-1 國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)對低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估

國際原子能總署 IAEA 之意外事故安全架構乃安全標準評估之一部分，而安全評估為整個除役計畫之重要一部分。在此系列中與本研究較有關係的有終止核子或放射緊急情況的安排報告(Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency, No. GSG-11)，放射性廢棄物處置前管理之安全論證與安全評估報告(The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste, No. GSG-3)，安全評估方法用於廢棄物處置前之管理報告(Methodology for Safety Assessment Applied to Predisposal Waste Management, TECDOC-1777)，與放射性廢棄物之貯存報告(Storage of Radioactive Waste, No. WS-G-6.1)等。其中 No. GSG-11 提供了在準備階段中的安排指導和建議，作為總體緊急應變的一部分，用於終止核或放射性緊急情況。No. GSG-3 則是探討安全論證與在安全評估之架構下，去鑑別認定正常除役以及潛在事故發生時產生之災變，並擬定從工程技術層面及組織管理層面之控制方法，進而預防、避免、減弱災變及其產生之影響，達到 ALARA 之目標，以確保人員、大眾、及環境的安全。TECDOC-1777 則著重於放射性廢物處置前管理安全評估方法的應用和機制。Safety Assessment Driving Radioactive Waste Management Solutions (SADRWMS)項目的初步成果是透過所制定流程圖實現的，這些流程圖已被納入國際原子能機構“安全標準叢書”第 GSG-3 號“放射性廢物預處理管理安全案例和安全評估”。2005 年，IAEA 對安全評估框架(Safety Assessment Framework, SAFRAN)軟體工具制定了初步的規範，以應用 SADRWMS 流程圖。圖 2-2 列出 IAEA 安全標準系列中與本研究相關之重要部分參考資料。

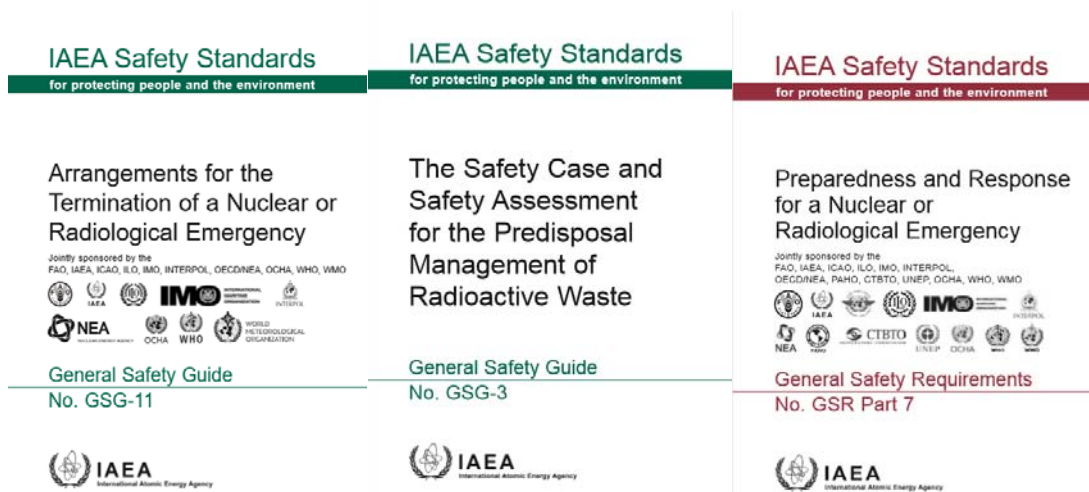


圖 2-2 IAEA 安全標準系列中與本研究相關之重要參考資料

2-2-2 美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC) 低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估

1986 年美國國會修訂了“低放射性廢棄物政策法”，將低放射性廢棄物(LLRW)處置歸為州政府的責任。有些州可能沒有處置場，必須與有處置場的州協商，組成協議州(compact state)。LLRW 處置場只接受本州或協議州產生的 LLRW。放射性廢棄物、固定廢棄物的粘合劑材料和容器材料的行為於長期貯存時將受到貯存設施內環境的影響。考量環境的變數是貯存時間的長度、溫度、濕度，容器潤濕的可能性和輻射場。故需考慮環境變數不確定性之影響所造成的意外事件。NUREG-0586 Supplement 1 則說明核電廠除役期間潛在之輻射意外事件，包括：燃料移除、組織改變、人員異動、化學除污、大型組件移除、結構除污與拆除、系統拆卸、掩埋、運輸等；且除役期間大多數之作業與電廠大修時類似，如除污與設備拆卸等，惟除役期間之作業量遠大於電廠運轉期間，故此類作業發生意外之機率將高於電廠運轉時期。而除役時最嚴重之事件為運貯用過核子燃料之用過核子燃料池冷卻水流失，導致燃料束之鋳合金護套損壞，造成輻射外洩的意

外。

2-2-3 美國能源部(Department of Energy, DOE) 低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估

美國能源部(Department of Energy, DOE)於 1995 年提出一份針對廢棄物管理可能造成之意外事件之分析程式稱環境衝擊的廢棄物管理程式(Waste Management Programmatic Environmental Impact Statement (WMPEIS))。WMPEIS 是一個美國全國性的研究計畫，目的在研究與管理來自過去，現在和未來美國 DOE 活動所產生超過 200 萬立方米放射性廢物對環境的影響。WMPEIS 可協助美國能源部 (DOE) 提高管理當前和預期放射性和危險廢物量的效率和可靠性，並幫助能源部繼續遵守適用的法律和法規，保護工人，公共衛生安全和環境。WMPEIS 允許公眾和 DOE 決策者比較各種潛在配置對 DOE 廢物管理的影響。目標是以安全，負責和有效的方式處理，貯存和處理廢物的全國性戰略，以最大限度地減少對工人和公眾的影響。儘管如此，在某些場所廢物管理活動總會有合法的問題。美國能源部了解這些因素，並在戰略決策中將此因素考慮。

此程式可對廢棄物之處理貯存設施之意外結果與意外之源頭進行分析。其分析的方法亦是採用階級層次性的方式(graded approach)，對不同的意外種類與處理貯存設施進行意外分析，得其風險，而意外可能來自於處理或貯存設施。此意外分析程式的詳細說明與使用可參考美國能源部的報告。

2-2-4 經濟合作暨發展組織核能署 (Organization for Economic Co-operation and Development, OECD)低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件評估

在 OECD/NEA 放射性廢棄物管理委員會 (RWMC) 下，於 2001 年設立了除役及解體工作小組 (Working Party on Decommissioning and Dismantling: WPDD)。成員由管理者、事業者、研究者等所構成，IAEA

也有參與計畫。以下就 NEA/OECD 及 WPDD 之研究，做一整合式的精簡敘述。

WPDD 研究結論為，核電廠除役過程中之關鍵議題為 - 漸進式地消除意外災害之發生 - 而使得階梯式(step-wise)之除役與拆除工作能在一個經過認可之”安全箱” - safety case 內安全進行。此安全箱之概念乃 WPDD 對除役安全最主要論點。除役之安全箱乃是一個電廠發展出之策略性文件，此文件主要是專門設計用來分析除役時可能發生的意外災害，以及消除災害之個別階段，在此安全箱內，每一個器具或每一個除役活動，均有可驗證之安全分析與評估。此安全箱之法規條款乃為三個除役安全要素之一，其他兩個要素為預先評估災害，以及使用科技與管理方法消除災害。除役之安全箱與運轉所需之安全箱(如果存在)最大不同在於它必須隨時保持更新狀態，例如考慮到除役活動進行與電廠現狀、以及管理階層之改變與發展等因素。

建構安全箱之第一步驟為將意外災害與其相關之設備特徵化(characterization)，其中包括收集在除役時各種可能發生之災變情況，分析各種設備之結構及其對人員安全與保護之影響，以及事故產生所導致之輻射劑量多寡、分布、與性質。WPDD 中所認定之災害與 IAEA 之所列災害大同小異。建構安全箱之第二步驟為收集資料與災害分析，收集之資料包括：對每一個情況所產生之安全挑戰、消除或降低潛在災害危害之技術、驗證災害消弭之方法、以及預期產生之廢料與輻射劑量。其中所使用之災害分類、嚴重性排列、以及篩選等步驟均與 DOE 之研究類似。其它包含在安全箱之內容包括技術、管理及組織之調整，但一個完備可茲意外發生時使用之安全箱，取決於電廠平時之安全文化與周詳之管理才能達成。

2-2-5 我國低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件

我國相關法規規定(放射性物料管理法第 17、18 條及其施行細則第 26、

28 條，以及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 4 條)，有關放射性廢棄物處理或貯存設施之意外事件安全分析，需含括於申請處理或貯存設施建照執照時所提之安全分析報告中。在「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 17 條，要求貯存設施經營者應每十年執行貯存設施再評估，其評估報告第 7 項應載明十年來異常事件經驗回饋。依據「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」第三條規定，於 101 年 12 月 7 日訂定「核子反應器設施除役計畫導則」，核子反應器除役計畫內容中，與本研究計畫相關之項目有第五點：預期意外事件分析，與第十五點：意外事件應變方案。台電之核能廠內的低放射性廢棄物貯存庫亦有相關的意外事件評估資料。

2-2-6 IAEA 對低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集

IAEA 之安全標準評估系列中與低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業有關係的有核子或輻射緊急時之準備與應變(Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, No. GSR Part 7)與終止核子或輻射緊急時之措施(Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency, No. GSG-11)。GSR Part 7 是由糧農組織，人道協調廳，經合組織核能機構，勞工組織，泛美衛生組織和世衛組織共同發起，確定了核子或放射性緊急情況的準備和反應要求。它擴展，補充和組織了安全叢書第 115 號“國際游離輻射防護和輻射源安全基本安全標準”中規定的與緊急管理有關的要求。No. GSG-11 已在 2-2-1 節說明。以下對 GSR Part 7 的內容作些說明。

緊急應變的目標是確保在營運組織內部以及在地方、地區和國家一級並酌情在國際一級具備在核或輻射緊急中作出有效反應的適當能力。該能力涉及一整套基礎結構要素，包括但不限於：授權和責任；組織和工作人員的配置；協調；預案和程序；工具、設備和設施；培訓、訓練和演習；

以及管理系統。在核或輻射緊急情況中，緊急應變的目標是：

- (a) 重新控制局面和減輕後果；
- (b) 拯救生命；
- (c) 避免或最大程度減少嚴重確定性效應；
- (d) 提供急救、提供關鍵醫療和設法處理輻射損傷；
- (e) 減少隨機效應危險；
- (f) 隨時向公眾通報情況和維持公眾信任；
- (g) 盡可能減輕非輻射後果；
- (h) 盡可能保護財產和環境；
- (i) 可能為恢復正常的社會和經濟活動做準備。

2-2-7 美國核能管制委員會 NRC 對低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集

核能管制委員會 NRC 與美國聯邦緊急管理局(Federal Emergency Management Agency,FEMA)的應急準備計劃手冊(Program Manual Radiological Emergency Preparedness)使應變人員能夠迅速識別，評估各種緊急情況，並對這些緊急情況作出反應，其中包括由恐怖主義或颶風等自然事件引起的緊急情況。放射應急準備（REP）計劃負責協調國家和地方政府提供必要的相關和可執行的規劃，培訓和實踐指導和政策，以確保有足夠的能力來預防，防止，減輕影響，對商業核電廠（NPP）發生的事件作出反應和恢復。

本手冊是 FEMA REP 計劃的主要政策和指導來源。NRC 的事件反應計劃集成了 NRC 在反應和恢復涉及由 NRC 或協定國監管的設施和材料的放射性事件和緊急情況方面的整體能力。依據美國法律授權下，NRC 將

與其他聯邦，州和地方應急組織協調應對各類國內事件。NRC 強調安全，和應急準備的整合是 NRC 保護公共健康和安全的首要任務的基礎。

2-2-8 芬蘭 STUK 對低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集

芬蘭的放射性與核子安全局的 STUK(Radiation and Nuclear Safety Authority ,STUK)提出核能廠緊急應變導則。其緊急應變之要求包含緊急計畫、緊急反應計畫、緊急組織、緊急通報與溝通、放射量測、資訊公開、場所與設備與緊急狀態之終止與量測。除了緊急應變之章節外還有準備之維護、運轉之救援與公共輻射量測與法規之控管。

2-2-9 國外低放射性廢棄物處理貯存設施之意外事件

世界上有紀錄之放射性廢棄物處理貯存設施(不限於低放)之意外事故，簡述於下：

2014 年 2 月 1 日：美國新墨西哥州卡爾斯巴德以東大約 26 英里的廢物隔離中試工廠（WIPP），雖然工廠的設計歷時一萬年，但卻洩露了空氣中的放射性物質。當時在地下工作的 140 名員工躲在室內。其中 13 個測試為內部放射性污染呈陽性，增加了未來癌症或健康問題的風險。工廠的第二次洩漏發生在第一次，釋放钚和其他放射性毒素引起附近社區的關注。2014 年 2 月 14 日”：在同樣 WIPP 貯存場中，再次發生意外，放射性物質從損壞的儲存桶中洩漏。美國能源部對多起事故的分析表明，該設施缺乏“安全文化”。

2005 年 5 月 9 日：英國的熱氧化後處理廠宣布在 2004 年 7 月首次開始大量洩漏高放射性溶液。

2003 年 1 月：印度最嚴重的輻射事故是 Kalpakkam(KARP)後處理場的閘門故障，導致 6 名工作人員受到大量輻射。

1998年5月：Acerinox 事故是西班牙南部發生放射性污染的事件。甲銻-137源管理通過監控設備通過在諾克斯廢金屬後處理廠。融化後，銻-137釋放放射性進入氣層。

1993年4月：事故在托木斯克-7後處理設施，當硝酸酸清潔桶罐時爆炸而釋放出放射性氣體。

1979年7月：美國新墨西哥州教堂岩鈾礦山，煉鈾礦之剩餘物貯存池大壩破裂，超過1,000噸的放射性廢料和數百萬加侖的礦山廢水流入普埃克河，污染物流向下游。

1957年9月29日：Kyshtym 災難，俄羅斯車里雅賓斯克核廢料儲存罐爆炸。200多人死亡，據信是一個保守的估計；270,000人暴露於危險的輻射水平。1958年至1991年間，有三十多個小型社區被從蘇聯地圖上刪除。

運輸事故

運輸事故可能導致放射性釋放，導致污染或屏蔽被損壞，導致直接照射。每年在美國就有11,000次低放之運送次數，統計顯示從1971到1991年間有53次意外事件，其中有四件造成包裝桶破裂，釋出放射性物質，但無任何人員傷亡。美國Sandia National Laboratory做出之Radioactive Material Incident Report (RMIR)指出，1971年至1989年間，美國每年平均有兩百萬次運送放射性廢棄物次數，包括2.79百萬桶包裝容器。RMIR將事件分為三類：1. 事件：實際或疑似放射線釋出，或車輛包裝容器表面污染出標準，2. 交通意外：運送放射性廢棄物車輛隻小意外到碰撞，3. 處理意外：例如吊掛、處理時包裝容器破裂。此研究顯示此20年間總共發生1319次事故，包括820次事件，263次交通意外，236次處理意外，此研究之結論為運輸法規規範之重要性，包裝容器之規範，大眾通知規範及運輸安全分析等。

近年美國較嚴重之運輸事故為，2013年8月22日在美國俄亥俄州發生的事件，涉及一輛由加拿大出發運載六氟化鈾的燃燒卡車，據報導大火是由於剎車過熱造成的。

在英國每年約有 50 萬放射性包裝容器在境內運輸，其研究報告 Radioactive Materials Transport Event Database (RAMTED)指出自 1958 年起約有 1034 次運輸事件發生，在 2012 年間有 16 次事件，其中較嚴重之一次與經燃料棒照射之燒瓶有關。據英國據透露，在 2002 年 3 月一個有缺陷的放療源屏蔽從運利茲至塞拉菲爾德，屏蔽在底面有一個縫隙，有無人為傷害沒有透露。

2-2-10 我國低放射性廢棄物處理貯存設施應變作業之資料收集

如美國之聯邦緊急管理局我國有中央災害應變中心，我國於九十二年八月十二日完成「核子事故緊急應變法」。核子事故緊急應變作業有必要與災害防救法相關作業機制，進行有效結合，以建立國家全災害之防救，因應極端氣候異常所可能發生之複合式災害。本基本計畫分為八章：第一章為綜合概述，第二章為緊急應變組織及任務，第三章為區域民眾防護應變計畫及核子反應器設施緊急應變計畫之重點事項，第四章為平時整備措施，第五章為緊急應變計畫演習，第六章為事故通報及動員應變，第七章為緊急應變組織任務解除及復原作業，第八章為緊急應變計畫業務管考。國內核能廠低放射性廢棄物貯存設施對各類意外事件都在上述應變計畫架構下發展其相對應之應變計畫。依據「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」第三條規定，於 101 年 12 月 7 日訂定「核子反應器設施除役計畫導則」，核子反應器除役計畫內容中，與處理貯存設施應變作業有關的為第十五點：意外事件應變方案。其中說明除役計畫需建立意外事件應變導則，以應付當意外事件發生並有影響到大眾健康安全顧慮時，除役計畫工作人員處理應變之指導方針。並建立應變組織體系，規劃各單位權責及應變作業程序，若有支援需求時，可循應變組織體系動員相關單位組織。規劃意外應變場所與設備包括意外應變指揮作業地點、意外救助及醫療裝備、除污設施、聯絡系統。平時設備整備及演練、消防防護計畫、疏散路線等均須於除役計畫中妥善規劃。而其接受基準如下：

- 明確說明意外應變組織編組與職責分工。

- 明確說明意外應變程序。

2-3 低放廢棄物處理貯存設施意外事件評估之審查導則內容

本研究分別依據 105 年發布之「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」及 95 年發布之「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」內容，主要針對處理貯存設施之意外事件進行資料收尋、分析與探討，並分別提出低放廢棄物處理設施意外事件評估與審查導則、低放廢棄物貯存設施意外事件評估與審查導則、低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施審查導則與低放廢棄物貯存設施意外事件之應變措施審查導則。

提出低放廢棄物處理貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則內容，各章節審查導則之撰寫架構，包含下列：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。本研究將由前節之資料收尋、分析與探討。針對目前所收集的資料，針對低放射性廢棄物貯存設施，提出審查資料與審查作業內容等項目，並整理之結果敘述於以下各節。經由未來之分析與比較國內之差異後將於第三章提出更完整的低放廢棄物處理貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則。

2-3-1 低放廢棄物處理設施意外事件評估與審查導則內容

2-3-1-a 低放廢棄物處理設施意外事件評估

低放廢棄物處理設施意外事件評估乃參考美國 NRC、DOE 及國際 IAEA 文獻法規等之建議，將低放廢棄物處理設施預期意外事件情節之分析與評估，包括低放處理過程中包括包裝、標籤、減容、焚化、暫存、吊送、遷移、廢氣廢液處理、固化、化學除污等運作時發生意外事件造成相關之輻射劑量影響，如火災、爆炸、放射性氣體外釋、廢棄物桶堆傾倒、吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落、排水系統失效、滲入量異常增加或設施內積水等事件。本研究擬對低放射性廢棄物處理設施進行意外事件評估，其包含下列項

目。

- (一)包裝過程意外事件評估
- (二)減容焚化熔融過程意外事件評估
- (三)檢整過程意外事件評估
- (四)暫存吊運作業過程意外事件評估
- (五)廢氣廢液處理過程意外事件評估
- (六)固化過程意外事件評估
- (七)化學除污處理過程意外事件評估

2-3-1-b 低放廢棄物處理設施意外事件評估與審查導則之研究

本節之重點是提出低放射性廢棄物處理設施意外事件評估之審查導則，其內容包含焚化減容過程意外事件評估、包裝過程意外事件評估、吊送暫存遷移意外事件評估、自然天災意外事件評估、人為意外事件評估、消防(火災、防爆或除熱)意外事件評估與處理作業活動潛在之輻射意外事件評估等各項的審查導則。以下對各項審查重點與審查資料與審查作業進行探討。最後在於第三章完成審查導則撰寫，其內容包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。

2-3-1-1 包裝過程意外事件評估

2-3-1-1-1 審查重點

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，包裝容器審查的範圍包括：1. 材質、設計及製造，能防止腐蝕與劣化，並可確保設計年限內結構之完整；2. 考量操作及搬運之便利；3. 機械強度足以承受吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業之負載；4. 容器封蓋及緊固設備，具操作之便利性，在吊卸及搬運過程中不致動搖或脫落；5. 容器外表應平整、

易於除污並避免頂部積水。

2-3-1-1-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 容器之適用範圍。
2. 容器之設計基準、詳細工程設計及圖說。
3. 容器材質、組成、尺寸、製造及防蝕方式。
4. 試驗方法、標準及結果。
5. 品質保證。
6. 其他經主管機關指定之事項。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明包裝容器之材質、設計及製造，能防止腐蝕與劣化，並可確保設計年限內結構之完整。
2. 申請者必須說明包裝容器之考量操作及搬運之便利；機械強度足以承受吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業之負載。
3. 申請者必須說明包裝容器之封蓋及緊固設備，具操作之便利性，在吊卸及搬運過程中不致動搖或脫落考量操作及搬運之便利。
4. 申請者必須說明容器外表之平整、易於除污並避免頂部積水。

2-3-1-2 減容焚化熔融過程意外事件評估

對除役所產生之可燃低放射性乾式廢棄物將以焚化方式處理，以達到減容之目的。可燃之廢棄物包括塑膠(含聚乙烯、聚氯乙炔等)、人員衣物、紙類、木材、橡膠及廢油等，依照國內外低放射性廢棄物焚化設施的處理經驗，採用控氣式焚化爐，可同時達到減容及降低放射性核種排放目標。減容焚化爐之爐體燃燒室的主燃燒室主要功能是進行缺氧裂解反應，裂解後的廢氣再輸送至後燃燒室燃燒，燃燒後所排出的廢氣經驟冷器冷卻，廢氣

經冷卻進入袋式過濾器與絕對過濾器，以去除顆粒物質，再以填充塔降溫並洗滌有害廢氣，最後經廢氣監測系統 監測符合法規後排放至大氣。焚化後主燃燒室之底渣及二次燃燒後產生之飛灰為主要燃燒生成物，其中又以主燃燒室所產生之底渣比重占大多數，飛灰由集塵器下灰後收集。洗滌廢液部分因排放氣體已經通過袋式集塵器及 HEPA 去除大部分核種，待確認其放射性物質濃度符合排放標準後，即可放流。

2-3-1-2-1 審查重點

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，審查的範圍包括：1. 放射性廢氣處理設備具有多重性；2. 廠房具有負壓設計。

2-3-1-2-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 減容焚化熔融設施多重防護之設計基準。
2. 減容焚化熔融設施設施之負壓設計。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明減容焚化熔融設施之各項重要區域設備如焚化爐頂、下灰系統、驟冷器頂及袋式過濾器等均應設有工作平台及安全圍籬，或設置隔離屋，以利人員作業時之安全及防止污染。
2. 申請者必須提出減容焚化熔融設施之放射性物質焚化處理，不會由焚化爐系統溢出到廠房，焚化爐系統應維持負壓運轉。系統不能維持負壓時，焚化爐應自動跳到緊急停機，自動停止進料，關閉主、後燃燒室燃燒機，關閉風門。為進一步保護環境及作業人員工作舒適，廠房應設有通風系統且維持負壓運作。

2-3-1-3 檢整過程意外事件評估

2-3-1-3-1 審查重點

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，審查的範圍包括：裝有放射性廢棄物之盛裝容器鏽蝕或放射性廢棄物體劣化，實施除鏽補漆、重新包裝或重新固化。

2-3-1-3-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 包裝容器在高溫、潮濕、多鹽份等環境中之鏽蝕或破損現象之分析研究。
2. 包裝容器實施除鏽補漆、重新包裝或重新固化之設計。

(二)審查作業

處理放射性廢棄物時發現容器鏽蝕、變形或固化體劣化等，經營者應進行檢整作業。檢整作業應符合下列規定：

1. 申請者必須說明適宜進行檢整作業，以及停止作業之氣候條件。
2. 申請者必須說明檢整作業人員，應接受之輻射防護作業、檢整作業操作、緊急應變處理及工安衛生等訓練。
3. 申請者必須說明檢整作業時，應在主管機關認可之輻射防護人員監督下進行。

2-3-1-4 暫存吊運作業過程意外事件評估

2-3-1-4-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，審查的範圍包括：自動搬運車系統（AGV）與屏蔽堆高機、自動搬運車升降機系統（LIFT）、與橋式吊車（起重機）系統（CRANE）等。

2-3-1-4-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

提供吊送設備資料包括：

1. 自動搬運車系統（AGV）與屏蔽堆高機、
2. 自動搬運車升降機系統（LIFT）、
3. 與橋式吊車（起重機）系統（CRANE）等起重機機構架空移動起重機之規定，且具備安全措施。

(二)審查作業

處理放射性廢棄物之吊送系統應符合下列規定：

1. 申請者必須說明吊送設備之緊急停止裝置，限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
2. 申請者必須說明自動減速或立即停止之裝置。
3. 申請者必須說明駕駛室如何屏蔽，以避免操作人員接受輻射劑量過高防止油壓馬達空轉及油溫過熱裝置。
4. 申請者必須說明其他安全措施包括電路安全裝置等。

2-3-1-5 廢氣廢液處理過程意外事件評估

廢氣處理系統功能主要是去除排放廢氣中所含的放射性核種，包含惰性氣體、放射性碘及顆粒等，以減少電廠外釋到大氣中的放射性活度，限制廠內、外釋個人放射線曝露劑量於可接受的限值內，並維持適當氫氣濃度，不致造成氫氣爆炸。廢氣處理系統配合廢氣蒸汽稀釋系統使用，利用活性炭床來吸附廢氣中之放射性核種，以降低煙囪之放射性廢氣排放濃度，達到法規的輻射要求。廢氣處理系統包括放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及有關管路等。放射性液體處理系統主要是收集、處理、儲存和處置電廠及各輻射廠房內設備產生之洩漏和地面洩水池收集

的放射性液體。液體廢棄物處理系統共包括：設備洩水收集系統、地面洩水收集系統、廢液中和槽與濃縮系統、清潔劑廢水系統、雜項廢水收集系統、廢氣坑道滲水收集系統、海水集水池與無放射性化學洩水集水系統、聯合結構廠房夾層地下水收集系統、洗浴與雜項廢水(環保)處理系統等子系統。

2-3-1-5-1 審查重點

本節主要參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，以及 NRC 與 IAEA 之有關規範，審查的範圍包括：放射性物質廢氣廢液處理過程之管制等。

2-3-1-5-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

提供有關廢氣廢液處理過程資料包括：

1. 放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及有關管路等
2. 汽機廠房、反應器/輔助廠房、燃料等廠房之廢液送至廢料廠房之含油廢液泵及管路，平時檢測包括管路之薄化現象、廢液過濾系統、廢液除礦器及廢料濃縮系統、廢液處理桶槽方面槽底淤泥清理等槽作業。

(二)審查作業

處理放射性廢棄物之廢氣廢液處理作業應符合下列規定：

1. 活性碳床之吸附放射性分裂產物及微粒性衰變產物能力之確保
2. 煙囪之放射性廢氣排放濃度
3. 乾燥器組、活性碳吸附床、冷凝除水設備及過濾設備之定期測試及維修
4. 廢料廠房之含油廢液泵及管路之平時檢測，包括管路之薄化現象
5. 廢液過濾系統、廢液除礦器及廢料濃縮系統、廢液處理桶槽槽底淤泥清理等作業

2-3-1-6 固化過程意外事件評估

固化處理系統設備功能為固化濕性廢棄物，固化系統包括儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等。水泥固化系統用於濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量之功能。固化系統一般以傳統水泥、石灰固化濃縮廢液，將放射性廢樹脂、蒸發器底部的濃縮液、過濾網和其他雜項放射性污染物，利用水泥與消石灰混合做為固化劑固化於鋼桶內，然後做長期貯放。固體廢棄物處理系統的子系統包括：廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等。

2-3-1-6-1 審查重點

本節主要參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，以及 NRC 與 IAEA 之有關規範，審查的範圍包括：放射性物質固化過程之管制等。

2-3-1-6-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

提供有關固化過程資料包括：

1. 儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等
2. 水泥固化系統對於濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量之功能
3. 廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等

(二)審查作業

處理固化過程之作業應符合下列規定：

1. 固化系統之運作確保
2. 濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量及水泥固化系統之功能
3. 水泥與消石灰混合做為固化劑將廢棄物固化於鋼桶內，其做為長期貯放之能力
4. 廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等子系統之正常運作

2-3-1-7 化學處理過程意外事件評估

化學處理包括化學除污、電化學除污及溼式氧化。化學除污及電化學除污主要處理對象為金屬廢棄物，例如主蒸汽系統相關組件設備，而濕式氧化主要為處理有機物質之廢棄物。化學除污是使用稀釋或高濃度的各種化學試劑來處理污染表面，可溶解金屬基底或其表面的污染層。除役期間進行除污時，會產生廢樹脂之二次廢棄物，可採取廢樹脂濕式氧化暨固化方式進行處理及安定化，以達減容固化目的。與電廠運轉期間採用溫和式的化學除污程序不同，除役期間化學除污採用強力具侵略性的化學除污，是因為除役產生之已除污的設備或組件多已不會再使用，而僅為了達到外釋之目標。為達到除污的目標，可採用連續操作的程序執行，但須確保被除污之桶槽或管路的壁面避免過度腐蝕而被穿透破損。電化學除污的作法有兩種方式，第一種為將待處理表面浸泡於電解液中；第二種為利用襯墊刷過待除污表面，通過的電流造成陽極解離反應使得金屬及氧化層被移除。雖然採用電化學除污產出最少的廢液排放量，但使用襯墊及組件的浸泡處理將導致操作者接受額外劑量的曝露。電廠除役期間進行全系統除污時，會產生廢樹脂之二次廢棄物，可採取廢樹脂濕式氧化暨高效率固化方式進行處理及安定化。

2-3-1-7-1 審查重點

因國內尚無有關化學處理廢棄物之規範與規則，故本節主要參考 NRC 與 IAEA 之有關規範，審查的範圍包括：放射性物質化學處理過程之管制等。

2-3-1-7-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

提供有關化學處理過程資料包括：

1. 金屬廢棄物之化學除污及電化學除污過程
2. 有機物質廢棄物之處理過程
3. 除役期間除污時產生廢樹脂之二次廢棄物之處理及安定化之過程
4. 除役期間化學除污採用強力具侵略性的化學除污連續操作之程序
5. 電化學除污(將待處理表面浸泡於電解液中；或利用襯墊刷過待除污表面)之操作程序
6. 電化學除污產出之廢液排放量估算
7. 浸泡處理可能導致操作者接受額外劑量的曝露之估算

(二)審查作業

化學處理過程之作業應符合下列規定：

1. 廢樹脂之二次廢棄物應固化處理及安定化，以及達到減容固化目的
2. 確保被除污之桶槽或管路的壁面不因過度腐蝕而被穿透破損
3. 確保被除污組件的浸泡處理，不至於導致操作者接受額外劑量的曝露
4. 確保電化學除污產出之廢液排放量依法排放

2-3-2 低放廢棄物貯存設施意外事件評估與審查導則內容

2-3-2-a 低放廢棄物貯存設施意外事件評估

本節係參考 IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2 與 NUREG-0586

Supplement 1 之建議，將低放廢棄物貯存設施預期意外事件情節之分析與評估，包括核安、輻安、環安、工安、火災等意外事件造成相關之輻射劑量影響，以及自然災害事件(如颱風、地震、豪雨、土石流及海嘯等)與人為破壞等相關假設性意外事件之影響；低放廢棄物貯存設施依場址、結構體或作業特性可能產生之意外事故除前節所述之自然事件外，人為事件如火災、爆炸、放射性氣體外釋、廢棄物桶堆傾倒、吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落、排水系統失效、滲入量異常增加或設施內積水等事件。亦參考核一廠除役計畫第十六章中意外事件應變方案與低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則之第七章設施的安全評估，本研究擬對低放射性廢棄物貯存設施進行意外事件評估，其包含下列項目。

(一)運搬吊卸意外事件評估

(二)火災意外事件評估

(三)地震意外事件評估

(四)海嘯意外事件評估

(五)坡地災害意外事件(含土石流意外事件)評估

(六)洪水意外事件評估

(七)颱風意外事件評估

(八)人為意外事件評估

2-3-2-b 低放廢棄物貯存設施意外事件評估與審查導則之研究

本節之重點是提出低放射性廢棄物貯存設施意外事件評估之審查導則，其內容包含、運搬吊卸意外事件評估、火災意外事件評估、地震意外事件評估、海嘯意外事件評估、坡地災害意外事件(土石流意外事件)、洪水意外事件評估、颱風意外事件評估、與人為意外事件評估等各項的審查導則。以下對各項審查重點與審查資料與審查作業進行探討。最後在於第四章完

成審查導則撰寫，其內容包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。

2-3-2-1 運搬吊卸意外事件評估

2-3-2-1-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第17條及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查的範圍包括：1. 貯存區之吊卸設備檢查及評估、2. 搬運機具設備檢查及評估、3. 操作控制系統檢查及評估、4. 照明與監視設備檢查及評估、5. 消防設備檢查及評估。

2-3-2-1-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供運搬吊卸設施之設計基準與材料設備之相關資料。
2. 提供吊卸機具設備定期檢查計畫，及操作人員之操作證書等資料。
3. 提供意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。
4. 提供搬運吊卸機具設備之規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等檢查計畫。
5. 設管制區，進行必要之輻射防護措施與偵測，檢查廢棄物桶狀況，並提供意外事件主要輻射曝露之途徑。

(二)審查作業

1. 申請者說明廢棄物進料之吊卸應由堆高機及移動式起重機互相搭配之相關資料。
2. 申請者說明所有吊卸機具設備定期檢查之相關資料，並提供操作人員訓練計畫與相關證照。
3. 提供運搬吊卸可能發生各種意外之機率及其相關處理與應變措施。
4. 提供意外事件造成輻射曝露的處理措施。

2-3-2-2 火災意外事件評估

2-3-2-2-1 審查重點

說明設施內消防系統設計所遵循之法規、標準及規範，如有特殊之預防火災發生、防爆或除熱等設計，亦應一併說明；申請運轉執照時，應提供消防主管機關核發之安全設備檢查合格證明文件。在消防系統設計，須提供下列資料供審查。

2-3-2-2-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供假定火災可能發生於貯存設施的所有重要區域，至少包括，廢棄物接受區與廢棄物貯存區。
2. 提供用於應變緊急火警之相關設備資料。
3. 提供需消防主管機關核發之安全設備檢查合格證明之文件資料。
4. 提供消防設備的種類、配置與規範。
5. 提供工作人員應變與預防火災發生的訓練計劃。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明消防系統之相關資料，特別是反應緊急火警時的控管計劃；可供火警應變的程序、材料以及設備之相關資料及遵循之法規及規範。
2. 將審查其在預知環境中該提案之消防系統將如何安全地控制意外火災之計畫，並且保護設施中工作人員的安全。
3. 申請者必須說明消防設備的種類與配置並與法規或規範作比較。
4. 申請者必須說明工作人員應變與預防火災發生的訓練計劃的完整性。

2-3-2-3 地震意外事件評估

2-3-2-3-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 17 條及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查的範圍包括：1. 設施主結構的防震設計基準；2. 設施主結構之耐震與強度分析；3. 貯存設施適用性之評估。

2-3-2-3-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 貯存設施防震之設計基準。
2. 貯存設施最近十年發生過的地震的資料。
3. 提出耐震設計規範與結構強度評估相關規定作法。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明貯存設施之防震、防風與荷重最大的負載組合之設計基準，並與現有建築技術規則-建築構造篇之載重、耐風設計與耐震設計之要求作比較，並經由合格土木(或結構)技師簽證，且需檢附結構設計評估報告書。
2. 申請者必須提出設施之主結構分析、主結構鋼筋混凝土強度分析與主結構物耐震分析之結果，並與現有建築技術規則-建築構造篇中之設計要求、耐震設計之特別規定、強度設計法、工作應力設計法與建築物耐震設計規範及解說之相關規定作比較。

2-3-2-4 海嘯意外事件評估

2-3-2-4-1 審查重點

說明設施海嘯系統，防止海嘯灌入設施之措施如防海嘯牆或貯存設施重要安全設備室之水密門建構。在防海嘯之設計，須提供下列資料供審查海嘯意外事件評估。

2-3-2-4-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 申請者必須說明此貯存設施周圍的防海嘯設計基準。說明貯存設施之防水與排水系統是可防止水入侵至貯存設施。
2. 申請者必須說明防海嘯的設計基準與排水措施功能之有效性。
3. 申請者必須檢討現有防海嘯基準與分析模式之合理性。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明此貯存設施周圍的防海嘯設計基準。說明貯存設施之防水與排水系統是可防止水入侵至貯存設施。
2. 申請者必須說明防海嘯的設計基準與排水措施功能之有效性。
3. 申請者必須檢討現有防海嘯基準與分析模式之合理性。

2-3-2-5 坡地災害意外事件(含土石流意外事件)

2-3-2-5-1 審查重點

說明設施周邊之邊坡穩定分析及防止土石流之系統，須提供相關資料供審查土石流意外事件評估。

2-3-2-5-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供貯存設施位置與周邊坡地之邊坡穩定分析相關資料。
2. 提供貯存設施位置過去發生的坡地與土石流意外災害之資料。
3. 提供坡地與土石流危險度評估分析之相關資料。
3. 提供所需之坡地監測系統項目及其預警值與行動值之相關資料。
4. 提供坡地與土石流意外事件造成設施可能輻射曝露之途徑。

(二)審查作業

1. 申請者須提供坡地監測系統之相關項目及相關之預警值與行動值與相

關的應變措施。

2. 提供各種坡地災害發生的機率及發生後之處理與應變措施。
3. 提供坡地災害意外事件造成輻射曝露的處理措施。
4. 提供土石流害意外事件造成輻射曝露的處理措施。

2-3-2-6 洪水意外事件評估

2-3-2-6-1 審查重點

描述設施防洪之排水系統，防止洪水灌入設施之措施，防止雨水、地下水滲入貯存設施之措施。在防洪之設計，須提供下列資料供審查。

2-3-2-6-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 地表防洪的材料特性、設計標準與防洪措施。
2. 地表排水的排水規劃、設計標準與排水措施。
3. 說明設施防止海嘯及洪水灌入設施之措施。
4. 說明設施防止雨水、地下水滲入貯存設施之措施。
5. 申請者必須提供流域之對應河川治理計畫，檢視其防洪與河川治理相關內容，說明設施設計高程與最大洪峰高程之關係。
6. 提供設施防洪及防水分析之結果包含(A)對於結構物附近大型河川長期所可能引發洪水之淹沒高程與流速；(B)對於設計基準洪水之排水通道設計。
7. 提供再現週期 200 年為基準之降雨頻率下所產生之最大洪水，並說明在最大洪水量時其洪水面距設施主要結構物附近大型河川頂面之距離。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明此貯存設施周圍的排水設計基準。說明貯存設施之防水與排水系統是可防止水入侵至貯存設施。

2. 申請者必須說明防洪的設計基準與排水措施功能之有效性。
3. 申請者必須詳實說明此貯存設施之最大雨量資料與設計重現週期之最大雨量，及歷年雨量紀錄，並與設計之排水量作比較。
4. 申請者必須檢討現有防洪基準與分析模式之合理性。
5. 申請者必須檢視設施防止洪水灌入設施之設計基準與防範措施。
6. 分析再現週期 200 年為基準之降雨頻率下所產生之最大洪水，並說明在最大洪水量時其洪水面距設施主要結構物附近大型河川頂之空間，並說明密封設備，如防水閘門、密封門、水密封條等對應元件之設備與措施。
7. 檢討結構物防洪及防水之安全評估，兩者相互關係與水位高程相關設計檢核。檢討設施設計高程與最大洪峰高程之關係以確保設施之安全。

2-3-2-7 颱風意外事件評估

2-3-2-7-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 17 條及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查的範圍包括：1. 設施主結構的防颱設計基準；2. 設施主結構之防颱與強度分析；3. 貯存設施適用性之評估。

2-3-2-7-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 貯存設施防颱之設計基準。
2. 貯存設施最近十年發生過颱的資料。
3. 提出防颱設計規範與結構強度評估相關規定作法。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明貯存設施之防震、防風與荷重最大的負載組合之設計基

準，並與現有建築技術規則-建築構造篇之載重、耐風設計與耐震設計之要求作比較，並經由合格土木(或結構)技師簽證，且需檢附結構設計評估報告書。

2. 申請者必須提出設施之主結構分析、主結構鋼筋混凝土強度分析與主結構物防風分析之結果，並與現有建築技術規則-建築構造篇中之設計要求、防風設計之特別規定、強度設計法、工作應力設計法及解說之相關規定作比較。

2-3-2-8 人為意外事件評估

2-3-2-8-1 審查重點

說明絕大多數對於貯存設施造成安全考量之事件均為類似於職場工安之人為疏忽與意外有關，故應加強人為的組織與人為的訓練及意外之應變措施。如除污意外、拆除意外、吊卸意外、低放射性廢棄物包裝意外等與人有關之意外。

2-3-2-8-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 申請者必須說明此貯存設施作業時可能遭遇的各種可能人為意外事件及其發生機率，並說明其主要輻射曝露途徑及情節。
2. 申請者必須分析人為意外事件發生後可能導致工作人員及設施外民眾所接受之劑量。
3. 申請者必須提供此貯存設施貯存設施人為意外事件訓練之與意外之應變措施。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明此貯存設施作業時可能遭遇的各種可能人為意外事件及其發生機率，並說明其主要輻射曝露途徑及情節之合理與適當性。
2. 申請者必須提供此貯存設施貯存設施人為意外事件訓練之與意外之應

變措施之有效性。

2-4 低放廢棄物處理貯存設施意外事件評估應變措施之審查導則內容

2-4-1 低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施與審查導則內容

2-4-1-a 低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施現況之技術資訊

參考核一廠核二廠低放射性廢棄物處理意外事件應變計畫內容，以及國外經驗，意外事件之應變措施至少應包括下列各項。

- (一) 意外事件應變組織及權責。
- (二) 建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析。
- (三) 意外事件應變設施之設備及功能。
- (四) 意外事件應變措施之重要事項。
- (五) 意外事件應變功能之維持。
- (六) 意外事件應變計畫相關資料。

2-4-1-b 低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則

本節之重點是提出低放射性廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則，其內容包含、意外事件應變組織及權責、建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析、意外事件應變設施之設備及功能、意外事件應變措施之重要事項、意外事件應變功能之維持與意外事件應變計畫相關資料等各項的審查導則。以下對各項審查重點與審查資料與審查作業進行探討。最後再依此資料撰寫審查導則，包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。

2-4-1-1 包裝過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，以

及「放射性物料管理法」第十八條、第二十二條、第二十六條。包裝過程意外事件應變措施之審查的範圍包括：1. 意外事件導致包裝容器破壞或劣化時，如何確保包裝容器結構之完整；2. 包裝過程中操作及搬運之意外事件應變措施；3. 吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業時意外事件之應變措施；4. 容器封蓋及緊固設備在吊卸及搬運過程中動搖或脫落之應變措施；5. 容器外表受損或積水之應變措施。

(二) 程序審查

1. 容器之適用範圍。
2. 容器之設計基準、詳細工程設計及圖說。
3. 容器材質、組成、尺寸、製造及防蝕方式。
4. 試驗方法、標準及結果。
5. 品質保證。
6. 其他經主管機關指定之事項。

(三) 審查要點與接受準則

1. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能防止包裝容器之破壞與劣化，並確保結構之完整。
2. 申請者必須說明包裝容器於吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業，發生意外時其應變措施足以承受包裝容器之完整。
3. 申請者必須說明包裝容器在吊卸及搬運過程中動搖，或封蓋及緊固設備脫落時，其應變措施足以承受包裝容器之完整。
4. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠包裝容器之外表之平整、及避免容器進水。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊

是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。

2-4-1-2 減容焚化熔融過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第一章、第二章，「放射性物料管理法」第十七條，「申請設置低放射性廢棄物處理設

施安全分析報告導則」及其附錄「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」。減容焚化熔融過程意外事件應變措施之審查的範圍包括：1. 照明設備，2. 通風及負壓系統，3. 焚化爐控制系統，4. 監視系統，5. 處理設備。

(二) 程序審查

1. 照明設備：焚化爐系統設施區域應依照房間內容選擇適當之照度，並選擇適當之燈具做配置。在焚化爐爐本體區，廢氣處理系統設備室、控制室、配電室等區域應設有緊急電源之燈具，照明分電盤配置位置原則上應放置於控制室(配電室)或易於人員操作之處。
2. 通風及負壓系統：為確保放射性物質焚化處理，不會由焚化爐系統溢出到廠房，焚化爐系統應維持-25mm WS(水柱)負壓運轉，若系統不能維持時，焚化爐應自動跳到緊急停機，自動停止進料，關閉主、後燃燒室燃燒機，關閉風門。上述焚化爐設備，應安置於焚化爐為確保放射性物質焚化處理，不會由焚化爐系統溢出到廠房，為進一步保護環境及作業人員工作舒適，廠房應設有通風系統且維持負壓運作。
3. 焚化爐控制系統：焚化爐控制系統應採用可程式控制器與圖控軟體及設備。將現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，係將類比或是數位信號傳送至工業用電腦主機，人員藉由電腦圖控畫面來操控。
4. 監視系統：管制區內所有檢測孔、監視器和攝影機，須具備耐輻射設計，以提供設備運轉之觀察及檢視。無法直接觀察的區域，應採攝影機及監視器以達到遠距離觀察監視之目的。
5. 處理設備：管制區內各項重要區域設備如焚化爐頂、下灰系統、驟冷器頂及袋式過濾器等均應設有工作平台及安全圍籬，或設置隔離屋，以利人員作業時之安全及防止污染。為考慮人員作業安全，工作人員在下灰系統執行下灰作業時，須先啟動通風設施；執行焚化爐或驟冷器之清灰作業時，須先啟動引風機，並在停爐且接進室溫下進行；為考慮人員作

業安全，工作人員在下灰系統執行下灰作業時，須先啟動通風設施。

(三) 審查要點與接受準則

1. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能維持焚化爐系統設施之照明，且在焚化爐本體區，廢氣處理系統設備室、控制室、配電室等區域之緊急電源燈具在意外時能正常運作。
2. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保放射性物質不會由焚化爐系統溢出到廠房。若系統不能維持負壓時，其應變措施能確保焚化爐自動跳到緊急停機，自動停止進料，關閉主、後燃燒室燃燒機，關閉風門。
3. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保焚化爐控制系統之程式控制器、圖控軟體、及設備之正常運作。並確保現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，能將類比或是數位信號傳送至工業用電腦主機，以提供操控人員藉由電腦圖控畫面掌握即時資訊。
4. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠維持管制區內所有檢測孔、監視器和攝影機之正常運作，以提供設備及時運轉之觀察及檢視。
5. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠維持管制區內各項重要區域設備如焚化爐頂、下灰系統、驟冷器頂及袋式過濾器等工作平台及安全圍籬及隔離屋之正常運作，以避免工作人員遭受污染。並確保意外事件發生時能啟動引風機及各種通風設施。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

2-4-1-3 檢整過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第三章第十三條、第十六條、第十七條，審查的範圍包括：裝有放射性廢棄物之盛裝

容器鏽蝕或放射性廢棄物體劣化，實施除鏽補漆、重新包裝或重新固化。

(二) 程序審查

1. 廢棄物桶檢查輸送機系統 (CONVEYOR)：說明意外發生導致自動化操作系統失效時，操作人員如何經由影像監視及信號監督系統瞭解確實狀況，以及如何在操作室的遙控操作盤上直接控制驅動此輸送機系統。
2. 說明意外發生時操作盤之緊急停止開關及警報裝置之運作。
3. 廢棄物桶檢查系統 (WDIS)：說明廢棄物桶檢查系統在意外發生時如何屏蔽輻射。
4. 說明意外發生時廢棄物桶之表面污染擦拭檢查所採用之吊裝設備，仍舊能正常運作：
 - A 極限開關控制吊升位置。
 - B 過負載防止裝置，當過負載時吊車停止吊升動作。
 - C 緊急停止移動或揚升動作。

(三) 審查要點與接受準則

1. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能維持廢棄物桶檢查輸送機系統之正常運作，包括意外發生導致自動化操作系統失效時，如何確保操作人員經由影像監視及信號監督系統瞭解確實狀況，以及如何在操作室的遙控操作盤上直接控制驅動此輸送機系統。
2. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保操作盤之緊急停止開關及警報裝置之運作。
3. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保廢棄物桶檢查系統之輻射屏蔽。
4. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠確保廢棄物桶之表面污染擦拭檢查所採用之吊裝設備，仍舊能正常運作，包括極限開關控制吊升位置、過負載防止裝置、過負載時吊車停止吊升動作、及緊急停止移動或揚升動作。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年

12月29日，會物字第0950036486號令實施。

2-4-1-4 暫存吊運作業過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第三章第十三條、第十六條、第十七條，審查的範圍包括：自動搬運車系統（AGV）與屏蔽堆高機、自動搬運車升降機系統（LIFT）、與橋式吊車（起重機）系統（CRANE）等在意外發生時，應變措施能維持各系統之正常運作。

(二) 程序審查

1. 說明意外發生時吊送設備之緊急停止裝置，限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
2. 說明意外發生時自動減速或立即停止之裝置。
3. 說明意外發生時駕駛室如何屏蔽，以避免接受輻射劑量過高。

(三) 審查要點與接受準則

1. 若於吊卸途中，發生吊車鋼索斷裂或夾具嚴重故障，造成廢棄物墜落意外，則相關之應變措施應包括：緊急處置以防止廢棄物之輻射線外釋；通知吊車廠商，進行故障肇因分析，並檢查吊車是否堪用；進行檢修，以避免此意外事件再次發生；同時停止試運轉，待廠商提出完整分析報告，證實本吊車系統在修復後，穩定可靠仍可運轉後，再繼續進行試運轉。
2. 若廢棄物桶墜落於輸送機上，相關之應變措施應包括：通知輸送機廠商進行系統設備檢視及檢修，證實系統仍穩定可靠後，方可繼續進行試運轉。
3. 若廢棄物桶墜落於輸送機以外區域，相關之應變措施應包括：由屏蔽堆高機運走廢棄物桶；檢視吊車再決定是否繼續進行試運轉。
4. 自動搬運車棧板上廢棄物桶墜落時，相關之應變措施應包括：人工按下

自動搬運車之裝載釋放閥，將棧板及廢棄物桶卸下；檢查棧板有無異樣，若有異樣，由屏蔽堆高機搬回空棧板暫存區檢修；檢查自動搬運車有無受損或行動異樣；由屏蔽堆高機將墜落廢棄物桶扶正並進行件查，若桶身有銹蝕、破損、變形、掉漆或脫蓋情況發生，則由屏蔽堆高機將桶運走。

5. 意外應變措施應確保吊送設備之緊急停止裝置；限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
6. 意外應變措施應確保各種自動搬運升降機於意外發生時能自動或人工控制減速，或立即停止之裝置。
7. 廢棄物貯存庫吊車電纜線於吊卸過程因磨擦線槽破皮而產生火花時，意外應變措施應確保避免火災發生。
8. 若在暫存吊運作業過程期間發生電源或電器走火釀成火災之意外，意外應變措施應首要為迅速關閉相關電源，避免引起進一步的火勢，其次為確保各手提滅火器之正常使用。
9. 意外應變措施應確保機具駕駛室之屏蔽，以避免接受輻射劑量過高。
10. 當地震發生時，意外應變措施應確保廢棄物容器之堆疊不致傾倒，以及傾倒時不會造成廢棄物容器的衝擊及穿刺，以及與其他容器或護箱的摩擦。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查

人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

2-4-1-5 廢氣廢液處理過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章第三條、第四條，審查的範圍包括：廢氣處理系統配合之廢氣蒸汽稀釋系統，活性碳床，放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及

有關管路等。放射性液體處理系統包括：設備洩水收集系統、地面洩水收集系統、廢液中和槽與濃縮系統、清潔劑廢水系統、雜項廢水收集系統、廢氣坑道滲水收集系統、海水集水池與無放射性化學洩水集水系統、聯合結構廠房夾層地下水收集系統、洗浴與雜項廢水(環保)處理系統等子系統。

(二) 程序審查

1. 說明意外發生時，對於放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及有關管路等系統之影響。
2. 說明意外發生時，對於廢液送至廢料廠房之含油廢液泵及管路、廢液過濾器系統、廢液除礦器及廢料濃縮系統、廢液處理桶槽及有關系統之影響。

(三) 審查要點與接受準則

1. 意外應變措施應確保外釋氣體各系統正常運作，並於意外洩漏產生空浮事件時有適當之緊急措施。
2. 意外應變措施應確保活性碳床冷凍機之溫度穩定，避免熱交換器發生結冰現象，以及避免冷凍機之冷媒洩漏。
3. 意外應變措施應確保避免鍋爐爐管破管及蒸汽洩漏；避免鍋爐熱交換器破管；避免洗浴及雜項廢水處理系統之過濾器因異物卡住堵塞。
4. 意外應變措施應確保避免廢液系統廢液洩漏。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，

此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

2-4-1-6 固化過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章第七

條，審查的範圍包括：固化處理系統設備之儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等。濕性廢棄物之水泥固化系統，包括以傳統水泥、石灰固化濃縮廢液，將放射性廢樹脂、蒸發器底部的濃縮液、過濾網和其他雜項放射性污染物，利用水泥與消石灰混合做為固化劑固化於鋼桶內，然後做長期貯放。固體廢棄物處理系統的子系統包括：廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等。

(二) 程序審查

1. 說明意外發生時，對於儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等系統之影響。
2. 說明意外發生時，對於濕性廢棄物水泥固化系統之暫存、水份調節、取樣與計量之功能之影響。
3. 說明意外發生時，對於廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等設備之影響。

(三) 審查要點與接受準則

1. 意外應變措施應確保固化系統之運作。
2. 意外應變措施應確保濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量及水泥固化系統之功能。
3. 意外應變措施應確保廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等子系統之正常運作。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。

9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國 95 年 12 月 29 日，會物字第 0950036486 號令實施。

2-4-1-7 化學除污處理過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

因國內尚無有關化學處理廢棄物之規範與規則，故本節主要參考 NRC 與 IAEA 之有關規範，審查的範圍包括：放射性物質化學處理過程之管制等。

(二) 程序審查

1. 說明意外發生時，對於金屬廢棄物之化學除污及電化學除污過程之影響。
2. 說明意外發生時，對於有機物質廢棄物之處理過程之影響。
3. 說明意外發生時，對於除役期間除污時產生廢樹脂之二次廢棄物之處理及安定化之過程之影響。
4. 說明意外發生時，對於電化學除污(將待處理表面浸泡於電解液中；或利用襯墊刷過待除污表面)之操作影響。
5. 說明意外發生時，對於電化學除污產出之廢液洩漏之影響。
6. 說明意外發生時，對於浸泡處理可能導致操作者接受額外劑量的曝露之影響。

(三) 審查要點與接受準則

1. 意外應變措施應確保包括化學除污、電化學除污及溼式氧化過程不會造成廢液、電解液洩漏，以及洩漏時之處置措施。
2. 意外應變措施應確保二次廢棄物(廢樹脂)不會洩漏，以及洩漏時之處置措施。
3. 意外應變措施應確保，操作者在浸泡處理時接受額外劑量的曝露不至於過量。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. Development of New Treatment Processes for Low-Level Radioactive Waste at Tokai Reprocessing Plant - 10403
A.Sugaya, K.Tanaka, and S.Akutsu Reprocessing Research and Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Research Institute, Tokai Research and Development Center Japan Atomic Energy Agency (JAEA) 4-33 Muramatsu, Tokai-Mura, Naka-Gun, Ibaraki Japan.
2. Management of low and intermediate level radioactive wastes with regard to their chemical toxicity, IAEA, VIENNA, 2002 IAEA-TECDOC-1325
ISBN 92-0-119802-7 ISSN 1011-4289 © IAEA, 2002.
3. 核能研究所放射性廢棄物處理與貯存設施 104 年運轉年報，行政院原子能委員會核能研究所，中華民國 105 年 3 月。

2-4-2 低放廢棄物處理設施意外事件之應變措施與審查導則內容

2-4-2-a 低放廢棄物貯存設施意外事件之應變措施現況之技術資訊

參考核一廠二號低放射性廢棄物貯存庫意外事件應變計畫內容，至少

應包括下列各項。

- (一) 意外事件應變組織及權責。
- (二) 建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析。
- (三) 意外事件應變設施之設備及功能。
- (四) 意外事件應變措施之重要事項。
- (五) 意外事件應變功能之維持。
- (六) 意外事件應變計畫相關資料。

2-4-2-b 低放廢棄物貯存設施意外事件應變措施之審查導則

本節之重點是提出低放射性廢棄物貯存設施意外事件應變措施之審查導則，其內容包含、意外事件應變組織及權責、建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析、意外事件應變設施之設備及功能、意外事件應變措施之重要事項、意外事件應變功能之維持與意外事件應變計畫相關資料等各項的審查導則。以下對各項審查重點與審查資料與審查作業進行探討。最後再依此資料撰寫審查導則，包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。本研究將對 2-3 節所提貯存設施意外事件之應變措施審查導則內容，其意外事件包含 1.運搬吊卸意外事件應變措施；2. 火災意外事件應變措施；3. 地震意外事件應變措施；4. 海嘯意外事件應變措施；5. 坡地災害意外事件(土石流意外事件)應變措施；6. 洪水意外事件應變措施；7. 颱風意外事件應變措施；8. 人為意外事件應變措施。

2-4-2-1 運搬吊卸意外事件應變措施

2-4-2-1-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 17 條及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查的範圍包括：1.

貯存區之吊卸設備檢查及評估、2.搬運機具設備檢查及評估、3.操作控制系統檢查及評估、4.照明與監視設備檢查及評估、5.消防設備檢查及評估。

2-4-2-1-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供各種運搬吊卸可能造成的意外事件及其預防設計。
2. 提供各種意外事件之應變組織編組與職責分工。
3. 提供各種意外事件之意外應變程序與設備。

(二)審查作業

1. 申請者必須詳實說明運搬吊卸意外事件的肇因、處理措施與及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明各種意外事件應變組織的編組與職責分工。
3. 提供運搬吊卸意外事件應變措施的相關作業程序與通報作業計畫。

2-4-2-2 火災意外事件評估之應變措施

2-4-2-2-1 審查重點

說明設施內消防系統設計所遵循之法規、標準及規範，如有特殊之預防火災發生、防爆或除熱等設計，亦應一併說明；申請運轉執照時，應提供消防主管機關核發之安全設備檢查合格證明文件。在消防系統設計，須提供下列資料供審查。

2-4-2-2-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供審查人員將審查火警時如何應變的相關資料可有效率地疏散設施人員。
2. 提供若其意外火警之不利的影響，及提出火災事件緊急應變措施資料及

其預防設計。。

3. 提供火災意外事件應變組織編組與職責分工。

(二) 審查作業

1. 申請者必須詳實說明火災意外事件的肇因、處理措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明火災意外事件的應變組織的編組與職責分工。
3. 提供火災意外事件應變措施的相關作業程序與通報作業計畫。

2-4-2-3 地震意外事件評估之應變措施

2-4-2-3-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 17 條及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查的範圍包括：1. 設施主結構的防震設計基準；2. 設施主結構之耐震與強度分析；3. 貯存設施適用性之評估。

2-4-2-3-2 審查資料與審查作業

(一) 提供資料

1. 提供地震可能造成的各種意外事件及其預防設計。
2. 提供地震意外事件應變組織編組與職責分工。
3. 提供地震意外事件意外應變程序與設備。

(二) 審查作業

1. 申請者必須說明地震可能造成各種意外事件發生的可能肇因、處理措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明地震可能造成之意外事件之應變組織的編組與職責分工。

3. 提供地震意外事件應變措施的相關作業程序。

2-4-2-4 海嘯意外事件應變措施

2-4-2-4-1 審查重點

說明設施海嘯系統，防止海嘯灌入設施之措施如防海嘯牆或貯存設施重要安全設備室之水密門建構。在防海嘯之設計，須提供下列資料供審查海嘯意外事件評估。

2-4-2-4-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供海嘯可能造成的各種意外事件及其預防設計。
2. 提供海嘯意外事件應變組織編組與職責分工。
3. 提供海嘯意外事件應變程序與設備。

(二)審查作業

1. 申請者必須檢視設施防止海嘯及洪水灌入設施之設計基準與防範措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明海嘯可能造成各種意外事件之應變組織的編組與職責分工。
3. 提供海嘯意外事件應變措施的相關作業程序。

2-4-2-5 坡地災害意外事件(含土石流意外事件)應變措施

2-4-2-5-1 審查重點

說明設施周邊防止土石流之系統，須提供下列資料供審查土石流意外事件評估。

2-4-2-5-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供坡地災害可能發生的各種意外事件及其預防設計。
2. 提供坡地災害意外事件應變組織編組與職責分工。
3. 提供坡地災害意外事件應變程序與設備。

(二)審查作業

1. 申請者必須詳實說明坡地災害可能造成意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
3. 提供坡地災害意外事件(土石流意外事件)應變措施的相關作業程序。

2-4-2-6 洪水意外事件應變措施

2-4-2-6-1 審查重點

描述設施防洪之排水系統，防止洪水灌入設施之措施，防止雨水、地下水滲入貯存設施之措施。在防洪之設計，須提供下列資料供審查。

2-4-2-6-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供洪水可能造成的各種意外事件及其預防設計。
2. 提供洪水意外事件應變組織編組與職責分工。
3. 提供洪水意外事件應變程序與設備。

(二)審查作業

1. 申請者必須詳實說明洪水可能造成意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
3. 提供洪水意外事件應變措施的相關作業程序。

2-4-2-7 颱風意外事件應變措施

2-4-2-7-1 審查重點

審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 17 條及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查的範圍包括：1. 設施主結構的防颱設計基準；2. 設施主結構之防颱與強度分析；3. 貯存設施適用性之評估。

2-4-2-7-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 說明颱風可能造成之各種意外事件及其預防設計。
2. 提供颱風意外事件應變組織編組與職責分工。
3. 提供颱風意外事件應變程序與設備。

(二)審查作業

1. 申請者必須詳實說明颱風意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
3. 提供颱風意外事件應變措施的相關作業程序。

2-4-2-8 人為意外事件應變措施

2-4-2-8-1 審查重點

說明除污意外、拆除意外、吊卸意外、低放射性廢棄物包裝意外、低放射性廢棄物暫存之意外與低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外等事件之評估。

2-4-2-8-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 說明各種可能的人為意外事件及其預防設計。
2. 提供人為意外事件應變組織編組與職責分工。
3. 提供人為意外事件應變程序與設備。

(二)審查作業

1. 申請者必須詳實說明人為意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
2. 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
3. 提供人為意外事件應變措施的相關作業程序。

第三章、低放廢棄物處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則

本研究參酌原能會於 95 年 12 月 29 修正之「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」、97 年 10 月 22 日之「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、106 年 6 月之「台灣電力公司第一核能發電廠除役計畫安全審查報告」、101 年 10 月、101 年 2 月之「核二廠一、二號機第三次十年整體安全評估審查報告」、九十四年九月台灣電力公司「第一核能發電廠二號低放射性廢棄物貯存庫試運轉計畫書審查報告」等資料，加上一些國外蒐集資料中建議之合宜評估模式或建議，提出低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則。

本審查導則係對應「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」第七章設施之安全評估(一、正常運作時之安全評估；二、意外事件之安全評估)訂定，如表 3-1 所示，作為審查安全分析報告之參考。貯存設施審查導則共包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。審查通過之條件為審查者依申請者所提供之安全分析結果須滿足法規之要求。無可供審查參考之直接適用法規指引，審查申請者提供之所有資訊後若滿足合理性與適宜性，作為審查通過之條件。完成低放射性廢棄物處理設施之安全審查導則初稿如附件 I 所示。

表 3-1 低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則

低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則
第六章 設施之安全評估
甲、 處理設施之安全評估 — 預期之意外事件評估之審查導則
意外事件分析:描述處理設施可能遭遇的各種可能意外事件，並說明其主要輻射曝露途徑及情節。
意外事件分析項目至少應包括：

- 1、包裝過程意外事件評估
- 2、減容焚化熔融過程意外事件評估
- 3、檢整過程意外事件評估
- 4、暫存吊運作業過程意外事件評估
- 5、廢氣廢液處理過程意外事件評估
- 6、固化過程意外事件評估
- 7、化學除污處理過程意外事件評估

(二) 意外事件之預防設計或措施及應變措施。

本節之重點是提出低放射性廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則，其內容包含、意外事件應變組織及權責、建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析、意外事件應變設施之設備及功能、意外事件應變措施之重要事項、意外事件應變功能之維持與意外事件應變計畫相關資料等各項的審查導則。以下對各項審查重點與審查資料與審查作業進行探討。最後再依此資料撰寫審查導則，包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。意外事件之應變措施審查導則包括：

- 1、 包裝過程意外事件應變措施之審查導則
- 2、 減容焚化熔融過程意外事件應變措施之審查導則
- 3、 檢整過程意外事件應變措施之審查導則
- 4、 暫存吊運作業過程意外事件應變措施之審查導則
- 5、 廢氣廢液處理過程意外事件應變措施之審查導則
- 6、 固化過程意外事件應變措施之審查導則
- 7、 化學除污處理過程意外事件應變措施之審查導則

第四章、低放廢棄物貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則

本研究參酌原能會於 105 年 9 月 2 日修正之「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」、95 年 12 月之「核一廠之二號低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告」、99 年 12 月之「核三廠低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告」、101 年 2 月之「低放處置設施安全分析報告審查導則第 0 版草案」及 105 年 9 月 2 日修正之「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」等資料，加上一些國外蒐集資料中建議之合宜評估模式或建議，提出低放廢棄物貯存設施意外事件應變措施之審查導則。

本審查導則係對應「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」第七章設施之安全評估(一、正常運作時之安全評估；二、意外事件之安全評估)訂定，如表 4-1 所示，作為審查安全分析報告之參考。貯存設施審查導則共包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。審查通過之條件為審查者依申請者所提供之安全分析結果須滿足法規之要求。無可供審查參考之直接適用法規指引，審查申請者提供之所有資訊後若滿足合理性與適宜性，作為審查通過之條件。完成低放射性廢棄物貯存設施之安全審查導則初稿如附件 II 所示。

表 4-1 低放廢棄物貯存設施意外事件應變措施之審查導則

低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則
第七章 設施之安全評估
設施之安全評估 —
(一)、意外事件分析:描述貯存設施可能遭遇的各種可能意外事件及其發生機率，並說明其主要輻射曝露途徑及情節。
意外事件分析項目至少應包括：
1、運搬吊卸意外事件。

2、火災意外事件。

3、天然災害包括地震、海嘯、坡地災害及洪水事件等。

(三)、意外事件之預防設計或措施及應變措施。

第五章、結論與建議

1. 本研究針對除役低放射性廢棄物處理與貯存設施，完成「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，第六章處理設施之安全評估(含預期之意外事件評估)及意外事件之應變措施審查導則初稿。
2. 本研究完成低放廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則初稿完成並對各項之審查範圍，程序審查，審查要點與接受基準，審查發現及相關法規與技術規範作初略的探討與分析。因國內目前並無此相關的準則，而由國外經驗，廢棄物處理時主要意外為吊送斷裂掉落、焚化熔融火災、化學處理離子交換溫度過高等事件，故國內應加強此方面之應變措施，故對於設備設計與發生意外時之應變措施評估之審查重點及其完整性，仍需持續研究以精進此審查導則。
3. 本研究對除役低放射性廢棄物處理與貯存設施，完成「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」第七章設施之安全評估中之低放廢棄物貯存設施意外事件及應變措施之審查導則初稿。
4. 本研究完成低放廢棄物處理貯存設施意外事件應變措施之審查導則初稿完成並對各項之審查範圍，程序審查，審查要點與接受基準，審查發現及相關法規與技術規範作初略的探討與分析。因國內目前並無此相關的準則，而目前之研究成果僅於所收集的文獻資料作整理與分析，故對於設計與評估之審查重點及其完整性，仍需持續研究以精進此審查導則。

參考文獻

(1) 國內參考文獻

1. 李境和，2007，低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究，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，96FCMA001。
2. 李明旭、董家鈞，2012，放射性廢棄物處置安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術之研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託計畫報告，101FCMA008。
3. 李明旭、蔡世欽，2013，低放射性廢棄物處置設施安全評估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計畫報告，102FCMA008。
4. 李明旭、蔡世欽，2014，低放射性廢棄物處置安全管理技術發展子計畫三：低放射性廢棄物處置設施安全評估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計畫報告，103FCMA002。
5. 中興工程顧問股份有限公司，2013，低放射性廢棄物最終處置技術可行性評估報告。
6. 胡宣德、李宗澤、吳俊霖，2015，進步型沸水式核能電廠鋼筋混凝土圍阻體極限耐壓能力分析及其自振分析，2015 SIMULIA Regional User Meeting。
7. 土木 406-100 (2011)，混凝土工程設計規範與解說，中國土木水利工程學會。
8. 陳正興，2006，核能一廠乾式貯存設施結構地震之安全審查與確認分析，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託計畫。
9. 美國核安全相關混凝土結構規範(ACI 349-6)及條文說明 2014-11 重慶大學。

10. 紀立民、張淑君，2015，除役廢棄物分類包裝貯存技術研究，2015 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託計畫報告。
11. 董家鈞，2015，低放射性廢棄物坑道處置場址特性審驗技術建立之資訊研析，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託計畫，104FCMA019。
12. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
13. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。

法規與報告

1. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
2. 行政院原子能委員會，「核子事故緊急應變法」，Dec. 2003。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，Apr. 2009。
4. 行政院原子能委員會，「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」，April 2004。
5. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則，Sep. 2016。
6. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，Dec. 2006。
7. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)，Feb. 2012。
8. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。

9. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」， Oct. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」， May 2006。
11. 行政院原子能委員會，「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」， Mar. 2017。
12. 核一廠二號貯存庫---最終安全分析報告(六版--送物管局 2 版)-最終版，台電第一核能發電廠， Dec 2006。
13. 核一廠二號低放射性廢棄物貯存庫試運轉計畫書審查報告，台電第一核能發電廠， Sep. 2005。
14. 核二廠三號低放射性廢棄物貯存庫申請運轉執照審查報告，台電第一核能發電廠， May 2006。
15. 台電核一廠二號暨核二廠三號低放射性廢料倉庫興建安全分析報告之原能會審查報告，台電第一核能發電廠， 2006。
16. 核三廠新貯存庫安全分析報告，台電第三核能發電廠， Dec. 2010。
17. 核一廠二號貯存庫--安全分析意外事件應變計畫，台電第一核能發電廠， Sept. 2005。
18. 土石流災害防救業務計畫，行政院農業委員會， Nov. 2007。

(2) 國外參考文獻

1. Mueller, C., Nabelessi, J., Rolga, A. and W., Freeman, "Analysis of Accident Sequences and Source Terms at Waste Treatment and Storage Facilities for Waste Generated by U.S. Department of Energy Waste Management Operations", Vol.1, Environmental Assessment Division, Argonne National Laboratory, USA, 1995.

2. Program Manual Radiological Emergency Preparedness ,FEMA P-1028 , USA,January 2016,
3. Nuclear Power Plant Emergency Preparedness , STUK • C Radioaction and Nuclear Safety Authority, Finland,2002.
4. US NRC, “Standard Format and Content of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility-Safety Analysis Report”, NUREG-1199, Rev.1 1988.
5. NRC. 2008b. Interim Storage of Low-Level Radioactive Waste at Reactor Sites. Regulatory Issue Summary 2008-12. (December 30).
6. NRC. Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants, NUREG-0654 FEMA-REP-1 Rev. 1, 1980.
7. NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission). 1982. Part 61--Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste. NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations. 47 FR 57463. (December 27).
8. Saitoa,T., T. Yamanakab,” Japan’s Regulatory and Safety Issues Regarding Nuclear Materials Transport”, 14th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004.
9. The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors , OECD 2003, NUCLEAR ENERGY AGENCY, ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT
10. NUREG-0586, Supplement 1, Volume 1, Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities ,Supplement 1, Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors, Main Report, Appendices A through M, Final Report, U.S. Nuclear Regulatory

Commission, Office of Nuclear Reactor Regulation, Washington, DC
20555-0001.

11. Low-Level Radioactive Waste Policy Amendments Act, 1985, US-NRC
12. IAEA, “The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste”, General Safety Guide, No. GSG-3 , 2013.
13. IAEA, “Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency Radioactive Waste”, General Safety Guide, No. GSG-11, 2018.
14. IAEA, “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency”, General Safety Requirements, No. GSR Part 7, 2015.
15. IAEA, “Methodology for Safety Assessment Applied to Predisposal Waste Management”, Safety Guide, IAEA-TECDOC-1777, 2015.
16. IAEA, “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, Safety Guide, No. WS-G-5.2,2008.
17. IAEA , “The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste”, Safety Guide, Series No.GS-G-3.3, 2008,
18. Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors Safety Guide, Series No.WS-G-2.1, 1999, IAEA
19. Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste Safety Guide, Series No.WS-G-2.5, 2003, IAEA
20. Predisposal Management of Radioactive Waste, No. GSR Part 5, 2009, IAEA.
21. Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material Safety Guide Series No.WS-G-5.2, 2008, IAEA

22. Storage of Radioactive Waste Safety Guide, Series No.WS-G-6.1, 2006, IAEA
23. Exposure Reduction Through Optimized Planning and Scheduling, 2005, IAEA
24. American Concrete Institute, ACI 318, "Building Code Requirements for Reinforced Concrete," 2014.
25. ACI 349, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete,2014 Specification for Structural Steel Buildings
26. Applied Technology Council, ATC 3-06, "Tentative Provisions for the Development of Seismic Regulations for Buildings," Palo Alto, CA, 1978.
27. K.V. Subramanian," Evolution of Seismic Design of Structures, Systems and Component of Nuclear Power Plants", Journal of Earthquake Technology, Paper No. 512, Vol. 47, No. 2-4, June-Dec. 2010, pp. 87–108.
28. Dan M. Ghiocel, "Linear-Nonlinear, Deterministic-Probabilistic Seismic SSI Analysis of Nuclear Structures Per New US Practice Requirements", 1-Day ACS SASSI NQA Version 3.0 Workshop in Tokyo, Japan,2015.
29. Civil Engineering Structures Important to Safety of Nuclear Facilities, by Atomic Energy Regulatory Board safety standard, 1998 .
30. Design of Concrete Structure Important to Safety of Nuclear Facilities, by Atomic Energy Regulatory Board safety standard, 2001.
31. Concrete Codes and Standards for Nuclear Power Plants: Recommendations for Future Development, National Institute of Standards and Technology , American National Standards Institute,2011.
32. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1199, Regulatory Guide 1.143, "Design Guidance for Radioactive Waste Management systems,

- Structures, and Components Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants ", 2001.
33. W. Mark Nutt ,”International Low Level Waste Disposal Practices and Facilities”, Perspectives in Nuclear Waste Management, Argonne National Laboratory October 7, 2011.
 34. DRET (Australian Department of Resources, Energy and Tourism). 2009. Proposed Commonwealth Radioactive Waste Management Facility, Northern Territory: Synthesis Report. Australian Government. (March 13).
 35. Studies concerning the management of very low level waste (VLLW) and low and intermediate level, short-lived waste (LLWILW-SL), 2016-AV-0258.
 36. Studies concerning the management of high level waste and intermediate level, long-lived waste (HLW and ILW-LL), 2016-AV-0259.
 37. Studies concerning the management of low-level, long-lived waste (LLW-LL), 2016-AV-0264.
 38. ASN Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France, 2015.
 39. National Inventory of Radioactive Materials and Waste 2015 - Synthesis report, 2015.
 40. Responses to the Questions and Comments on the National Report of Germany, 2002.
 41. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 2012.
 42. Draft of a Fourteenth Act on the Amentment to the Atomic Energy Act, 2015.

43. Programme for the responsible and safe management of spent fuel elements and radioactive waste, 2015.
44. Further management of nuclear waste from the reactors Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich (AVR), 2016.
45. Nuclear Regulatory Issues and Main Developments in Germany, 2016.
46. Status of security measures for the Interim Storage Facility North, 2016.
47. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for 6th Review Meeting, 2013.
48. Operational Status of Nuclear Facilities in Japan, 2013.
49. Outline of the Draft New Regulatory Requirements for Nuclear Fuel Research Reactors, and Nuclear Waste Storage Disposal Facilities, 2013.
50. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radiative Waste, 2014.
51. Safety Regulations for Decommissioning of Nuclear Power Plants in Japan and Future Challenges, 2015.
52. Self-Assessment of the National Regulatory Infrastructure for Safety, 2015.
53. Integrated Regulatory Review Service (Irrs) Mission to Japan, 2016.
54. Outline of Nuclear Regulation of Japan - Reference documents for the IAEA IRRS Mission, 2016.
55. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for 7th Review Meeting, 2017.
56. DRAFT Submission to the Fukushima ONR Report – Implications of the Fukushima Accident, 2011.
57. Radiological Protection Assessment of the EDF and AREVA UK EPR™

- Reactor, 2011.
58. UK Guidance on Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material, 2011.
 59. Clarification of Supplemental Information - License Amendment to Allow Receipt and Storage of Low-Level Radioactive Waste at LaSalle County Station, Units 1 and 2 and Peach Bottom Atomic Power Station, Units 2 and 3, ML110390446, 2011.
 60. Responses to Requests for Additional Information on Decommissioning Plan, ML110330366, 2011.
 61. Draft Comparative Environmental Evaluation of Alternatives for Handling Low-Level Radioactive Waste Spent Ion Exchange Resins from Commercial Nuclear Power Plants, ML12256A965, 2012.
 62. U.S. EPR Final Safety Analysis Report, ML11231A502, 2012.
 63. YVL 8.3 Treatment and storage of low and intermediate level waste at a nuclear power plant, 芬蘭放射性廢棄物管理相關重要法規，2005。
 64. 核电厂低、中水平放射性固体废物暂时贮存技术规定，中國放射性廢棄物管理相關重要法規，1994。
 65. 低、中水平放射性固体废物暂时贮存库安全分析报告要求，中國放射性廢棄物管理相關重要法規，1990。
 66. Requirements to radioactive waste management before the final disposal of waste, 烏克蘭放射性廢棄物管理相關重要法規，2008。
 67. EPRI Methodology for LLW Strategy Development Waste Logic Decommissioning Manager Software, 2012.
 68. Exposure Reduction Through Optimized Planning and Scheduling, IAEA, 2005.
 69. Radioactive material regulations review, DOT, 2008.

70. Radioactive Waste Streams Waste Classification for Disposal, CRS, 2006.
71. Rancho Seco ISFSI - Greater than Class C (GTCC) Waste Canister, SMUD, 2004.
72. Transportation Accidents/incidents Involving Radioactive Materials (1971-1991), Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, United States of America.
73. Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, International Experts Meeting, IAEA Report on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident January–1, February 2013, Vienna, Austria.

附件 I

除役低放廢棄物處理設施安全審查導則
(低放廢棄物處理設施意外事件評估與應變措施之審查導則)
(初稿)

計畫執行人:王曉剛、劉明樓

中華民國 107 年 12 月

除役低放廢棄物處理設施安全審查導則

壹、依據

依據行政院原子能委員會 95 年 12 月 29 日發布實施之「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」第三章、第五章及第八章，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處理設施建造執照、運轉執照或換發運轉執照者，應撰擬或更新安全分析報告。

本審查導則是參酌「核子反應器設施除役計畫導則」、「放射性物料管理法」、「放射性物料管理法施行細則」、「游離輻射防護法」、「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」等內容，提出低放射性廢棄物處理設施之安全審查導則之精進建議，作為審查安全分析報告之參考。

貳、目的

本審查導則旨在提供低放射性廢棄物處理設施安全分析報告審查之技術規範，供執行管制業務及擔任審查委員等之審查人員進行審查工作之依循，本導則亦得使處理設施經營者(申請人)瞭解審查要點，有利於對應安全分析報告導則進行編撰作業。

本研究之審查導則內容針對應安全分析報告之第六章設施之安全評估章節。其他經主管機關指定之事項而未於本審查導則涵括者，得另由審查人員會議決定其審查要點。處理設施經營者(申請人)所提出之安全分析報告內容應合於本審查導則，或者有更優良的替代方法，方能通過審查。

參、審查導則內容概要

詳如附錄。

肆、修訂

本審查導則如有未盡事宜，得視需要修訂之。

第六章 處理設施之安全評估(含預期之意外事件評估)

處理設施之安全評估 — 預期之意外事件評估之審查導則

意外事件分析:描述處理設施可能遭遇的各種可能意外事件及其發生機率，並說明其主要輻射曝露途徑及情節。

意外事件分析項目至少應包括：

- 1、包裝過程意外事件評估
- 2、減容焚化熔融過程意外事件評估
- 3、檢整過程意外事件評估
- 4、暫存吊運作業過程意外事件評估
- 5、廢氣廢液處理過程意外事件評估
- 6、固化過程意外事件評估
- 7、化學除污處理過程意外事件評估

(一)、審查範圍

本節之重點是提出低放射性廢棄物處理設施意外事件評估之審查導則，審查人員將對處理設施之意外事件評估資料進行審查，審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「放射性物質安全運送規則」以確保符合要求。審查的範圍包括：1. 包裝過程意外事件評估；2. 減容焚化熔融過程意外事件評估；3. 檢整過程意外事件評估；4. 暫存吊運作業過程意外事件評估；5. 廢氣廢液處理過程意外事件評估；6. 固化過程意外事件評估；7. 化學除污處理過程意外事件評估等。

(二)、程序審查

審查人員將對處理設施之意外事件評估資料進行審查，審查人員應查核

內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊：

1. 包裝過程意外事件評估：

- (1) 提供容器之適用範圍等相關資料。
- (2) 提供容器之設計基準、詳細工程設計、材料設備及圖說等資料。
- (3) 提供容器材質、組成、尺寸、製造及防蝕方式等資料。
- (4) 提供試驗方法、標準及結果等資料。
- (5) 提供品質保證及其他經主管機關指定之事項等資料。
- (6) 提供意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。

2. 減容焚化熔融過程意外事件評估：

- (1) 提供減容焚化熔融設施多重防護之設計基準。
- (2) 減容焚化熔融設施設施之負壓設計資料。

3. 檢整過程意外事件評估：

- (1) 提供貯存設施之耐震設計與大地工程設計參數之相關資料。
- (2) 提供設計基準地震力之計算方法，其應符合內政部「建築物耐震設計規範及解說」規定，並說明所使用地震力之參數如工址設計水平譜加速度係數等。
- (3) 提供設施震區之最大考量水平譜加速度係數與所選擇機率之均布危害度分析與地震回歸期之關係。
- (4) 提供地震造成廢棄物桶滑出棧板墜落地面時廢棄物溢出桶外，主要輻射曝露之途徑。

4. 暫存吊運作業過程意外事件評估： 審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，審查的範圍包括：自動搬運車系

統 (AGV) 與屏蔽堆高機、自動搬運車升降機系統 (LIFT)、與橋式吊車 (起重機) 系統 (CRANE) 等。

(1) 提供自動搬運車系統 (AGV) 與屏蔽堆高機之相關設計。

(2) 申請者必須提供自動搬運車升降機系統 (LIFT) 之設計與安全分析。

(3) 提供橋式吊車 (起重機) 系統 (CRANE) 等起重機機構架空移動起重機之規定，且具備安全措施。

5. 廢氣廢液處理過程意外事件評估：

(1) 提供放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及有關管路等相關設計。

(2) 提供汽機廠房、反應器/輔助廠房、燃料等廠房之廢液送至廢料廠房之含油廢液泵及管路，平時檢測包括管路之薄化現象、廢液過濾系統、廢液除礦器及廢料濃縮系統、廢液處理桶槽方面槽底淤泥清理槽等作業相關設計。

6. 固化過程意外事件評估：

(1) 提供儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等設計資料。

(2) 提供水泥固化系統對於濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量之功能等資料。

(3) 提供廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等相關資料。

7. 化學處理過程意外事件評估：

- (1) 提供金屬廢棄物之化學除污及電化學除污過程等相關資料。
- (2) 提供有機物質廢棄物之處理過程等相關資料。
- (3) 提供除役期間除污時產生廢樹脂之二次廢棄物之處理及安定化之過程等相關資料。
- (4) 提供除役期間化學除污採用強力具侵略性的化學除污連續操作之程序等相關資料。
- (5) 提供電化學除污(將待處理表面浸泡於電解液中；或利用襯墊刷過待除污表面)之操作程序等相關資料。
- (6) 提供電化學除污產出之廢液排放量估算等相關資料。
- (7) 提供浸泡處理可能導致操作者接受額外劑量的曝露之估算等相關資料。

(三)、審查要點與接受準則

本節是為了確保申請者之主要設計準則能提供合理保證低放廢棄物處理設施得以設計、建造和運轉，並且符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「放射性物質安全運送規則」以的要求。本節的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

1. 包裝過程意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 申請者必須說明包裝容器之材質、設計及製造，能防止腐蝕與劣化，並可確保設計年限內結構完整之相關資料。
 - (2) 申請者必須說明包裝容器之考量操作及搬運之便利；機械強度足以承受吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業負載之相關資料。
 - (3) 申請者必須說明包裝容器之封蓋及緊固設備，具操作之便利性，在吊卸及搬運過程中不致動搖或脫落考量操作及搬運之便利。
 - (4) 申請者必須說明容器外表之平整、易於除污並避免頂部積水。
10. 減容焚化熔融過程意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 申請者必須說明減容焚化熔融設施之各項重要區域設備如焚化爐頂、下灰系統、驟冷器頂及袋式過濾器等均應設有工作平台及安全圍籬，或設置隔籬屋，以利人員作業時之安全及防止污染。
 - (2) 申請者必須提出減容焚化熔融設施之放射性物質焚化處理，不會由焚化爐系統溢出到廠房，焚化爐系統應維持負壓運轉。系統不能維持負壓時，焚化爐應自動跳到緊急停機，自動停止進料，關閉主、後燃燒室燃燒機，關閉風門。為進一步保護環境及作業人員工作舒適，廠房應設有通風系統且維持負壓運作。
11. 檢整過程意外事件：處理放射性廢棄物時發現容器銹蝕、變形或固化體劣化等，經營者應進行檢整作業。檢整作業應符合下列規定：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須提供包裝容器在高溫、潮濕、多鹽份等環境中之鏽蝕或破損現象之分析研究。
 - (2) 申請者必須提供包裝容器實施除鏽補漆、重新包裝或重新固化之設計。
2. 暫存吊運作業過程意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須說明吊送設備之緊急停止裝置，限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度等資訊。
 - (2) 申請者必須說明自動減速或立即停止之裝置相關資料。
 - (3) 申請者必須說明駕駛室如何屏蔽，以避免操作人員接受輻射劑量過高防止油壓馬達空轉及油溫過熱裝置。
 - (4) 申請者必須說明其他安全措施包括電路安全裝置等。
3. 廢氣廢液處理過程意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 申請者必須說明如何確保活性碳床之吸附放射性分裂產物及微粒性衰變產物之能力。
 - (2) 申請者必須說明煙囪之放射性廢氣排放濃度。
 - (3) 申請者必須說明乾燥器組、活性碳吸附床、冷凝除水設備及過濾設備之定期測試及維修。
 - (4) 申請者必須說明廢料廠房之含油廢液泵及管路之平時檢測，包括管路之薄化現象。
 - (5) 申請者必須說明廢液過濾系統、廢液除礦器及廢料濃縮系統、廢液處理桶槽槽底淤泥清理等作業。
4. 固化過程意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須說明固化系統之運作如何確保。
 - (2) 申請者必須說明濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量及水泥固化系統之功能。
 - (3) 申請者必須說明水泥與消石灰混合做為固化劑將廢棄物固化於鋼桶內，其做為長期貯放之能力。
 - (4) 申請者必須說明廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等子系統之正常運作。
5. 化學處理過程意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須說明廢樹脂之二次廢棄物應固化處理及安定化，以及達到減容固化目的。
 - (2) 申請者必須說明如何確保被除污之桶槽或管路的壁面不因過度腐蝕而被穿透破損。
 - (3) 申請者必須說明如何確保被除污組件的浸泡處理，不至於導致操作

者接受額外劑量的曝露。

- (4) 申請者必須說明如何確保電化學除污產出之廢液排放量依法排放。

(四)、評審發現

應審查所有資料是否滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「放射性物質安全運送規則」之要求。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入貯存設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)、相關法規與技術規範

1. TREATMENT AND STORAGE OF LOW AND INTERMEDIATE LEVEL WASTE AT A NUCLEAR POWER PLANT, STUK GUIDE YVL 8.3 / 29 JUNE 2005.
2. Transportation of Radioactive Material, USNRC Technical Training Center, Rev 0703 .
3. C. E. Cashwell and J. D. McClure, “Transportation Accidents/incidents Involving Radioactive Materials”, United States Department of Energy under Contract No. DE-AC04-76DP00789.
4. David B. Dixon, “Transnational Shipments of Nuclear Materials by Sea: Do Current Safeguards provide Coastal States a Right to Deny Innocent Passage?”.

5. C. Mueller, S. Folga, B. Nabelssi, and E. Kohout, “A REVIEW OF THE RADIOLOGICAL TREATMENT FACILITY ACCIDENT ANALYSIS IN THE DRAFT WASTE MANAGEMENT, PROGRAMMATIC ENVIRONMENTAL IMPACT STATEMENT”, USNRC.
6. PACKAGING, TRANSPORTATION AND STORAGE OF RADIOACTIVE MATERIALS, USDOE.
7. Transportation Accidents/incidents Involving Radioactive Materials (1971-1991), Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, United States of America.
8. Stefan Hoefft, “MARITIME SHIPMENTS OF RADIOACTIVE MATERIAL”, World Nuclear Transport Institute, Remo House, 310-312 Regent Street, London, W1B 3AX, United Kingdom.
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. “Interim Storage of Greater than Class C Low Level Waste, Rev. 1”, EPRI 1007862, 2003.
12. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
13. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
14. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
15. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
16. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。

17. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
18. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
19. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
20. 放射性物質安全運送規則，中華民國九十六年十二月三十一日行政院原子能委員會會輻字第○九六○○三三二八○號令修正第六條、第九條、第九十六條。

處理設施之安全評估 — 意外事件之應變措施審查導則

本節之重點是提出低放射性廢棄物處理設施意外事件應變措施之審查導則，其內容包含、意外事件應變組織及權責、建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析、意外事件應變設施之設備及功能、意外事件應變措施之重要事項、意外事件應變功能之維持與意外事件應變計畫相關資料等各項的審查導則。以下對各項審查重點與審查資料與審查作業進行探討。最後再依此資料撰寫審查導則，包含下列五項：(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受準則、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範。意外事件之應變措施審查導則包括：

- 1、包裝過程意外事件應變措施之審查導則
- 2、減容焚化熔融過程意外事件應變措施之審查導則
- 3、檢整過程意外事件應變措施之審查導則
- 4、暫存吊運作業過程意外事件應變措施之審查導則
- 5、廢氣廢液處理過程意外事件應變措施之審查導則
- 6、固化過程意外事件應變措施之審查導則
- 7、化學除污處理過程意外事件應變措施之審查導則

1. 包裝過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章，以及「放射性物料管理法」第十八條、第二十二條、第二十六條。包裝過程意外事件應變措施之審查的範圍包括：1. 意外事件導致包裝容器破壞或劣化時，如何確保包裝容器結構之完整；2. 包裝過程中操作及搬運之意外事件應變措施；3. 吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業時意外事件之應變措施；4. 容器封蓋及緊固設備在吊卸及搬運過程中動搖或脫落之應變措施；5. 容器外表受損或積水之應變措施。

(二) 程序審查

1. 容器之適用範圍。
2. 容器之設計基準、詳細工程設計及圖說。
3. 容器材質、組成、尺寸、製造及防蝕方式。
4. 試驗方法、標準及結果。
5. 品質保證。
6. 其他經主管機關指定之事項。

(三)審查要點與接受準則

1. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能防止包裝容器之破壞與劣化，並確保結構之完整。
2. 申請者必須說明包裝容器於吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業，發生意外時其應變措施足以承受包裝容器之完整。
3. 申請者必須說明包裝容器在吊卸及搬運過程中動搖，或封蓋及緊固設備脫落時，其應變措施足以承受包裝容器之完整。
4. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠包裝容器之外表之平整、及避免容器進水。

(四)評審發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)、相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。

2. 減容焚化熔融過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第一章、第二章，「放射性物料管理法」第十七條，「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」及其附錄「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」。減容焚化熔融過程意外事件應變措施之審查的範圍包括：1. 照明設備，2. 通風及負壓系統，3. 焚化爐控制系統，4. 監視系統，5. 處理設備。

(二) 程序審查

1. 照明設備：焚化爐系統設施區域應依照房間內容選擇適當之照度，並選擇適當之燈具做配置。在焚化爐爐本體區，廢氣處理系統設備室、控制室、配電室等區域應設有緊急電源之燈具，照明分電盤配置位置原則上應放置於控制室(配電室)或易於人員操作之處。
2. 通風及負壓系統：為確保放射性物質焚化處理，不會由焚化爐系統溢出到廠房，焚化爐系統應維持-25mm WS(水柱)負壓運轉，若系統不能維持時，焚化爐應自動跳到緊急停機，自動停止進料，關閉主、後燃燒室燃燒機，關閉風門。上述焚化爐設備，應安置於焚化爐為確保放射性物質焚化處理，不會由焚化爐系統溢出到廠房，為進一步保護環境及作業人員工作舒適，廠房應設有通風系統且維持負壓運作。
3. 焚化爐控制系統：焚化爐控制系統應採用可程式控制器與圖控軟體及設備。將現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，係將類比或是數位信號傳送至工業用電腦主機，人員藉由電腦圖控畫面來操控。
4. 監視系統：管制區內所有檢測孔、監視器和攝影機，須具備耐輻射設計，以提供設備運轉之觀察及檢視。無法直接觀察的區域，應採攝影機及監視器以達到遠距離觀察監視之目的。
5. 處理設備：管制區內各項重要區域設備如焚化爐頂、下灰系統、驟冷器頂及袋式過濾器等均應設有工作平台及安全圍籬，或設置隔離屋，以利人員作業時之安全及防止污染。為考慮人員作業安全，工作人員在下灰系統執行下灰作業時，須先啟動通風設施；執行焚化爐或驟冷器之清灰作業時，須先啟動引風機，並在停爐且接進室溫下進行；為考慮人員作業安全，工作人員在下灰系統執行下灰作業時，須先啟動通風設施。

(三)審查要點與接受準則

1. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能維持焚化爐系統設施之照明，且在焚化爐爐本體區，廢氣處理系統設備室、控制室、配電室等區

域之緊急電源燈具在意外時能正常運作。

2. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保放射性物質不會由焚化爐系統溢出到廠房。若系統不能維持負壓時，其應變措施能確保焚化爐自動跳到緊急停機，自動停止進料，關閉主、後燃燒室燃燒機，關閉風門。
3. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保焚化爐控制系統之可程式控制器、圖控軟體、及設備之正常運作。並確保現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，能將類比或是數位信號傳送至工業用電腦主機，以提供操控人員藉由電腦圖控畫面掌握即時資訊。
4. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠維持管制區內所有檢測孔、監視器和攝影機之正常運作，以提供設備及時運轉之觀察及檢視。
5. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠維持管制區內各項重要區域設備如焚化爐頂、下灰系統、驟冷器頂及袋式過濾器等工作平台及安全圍籬及隔離屋之正常運作，以避免工作人員遭受污染。並確保意外事件發生時能啟動引風機及各種通風設施。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

3. 檢整過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第三章第十三條、第十六條、第十七條，審查的範圍包括：裝有放射性廢棄物之盛裝容器鏽蝕或放射性廢棄物體劣化，實施除鏽補漆、重新包裝或重新固化。

(二) 程序審查

1. 廢棄物桶檢查輸送機系統 (CONVEYOR)：說明意外發生導致自動化操作系統失效時，操作人員如何經由影像監視及信號監督系統瞭解確實狀況，以及如何在操作室的遙控操作盤上直接控制驅動此輸送機系統。

2. 說明意外發生時操作盤之緊急停止開關及警報裝置之運作。
3. 廢棄物桶檢查系統 (WDIS)：說明廢棄物桶檢查系統在意外發生時如何屏蔽輻射。
4. 說明意外發生時廢棄物桶之表面污染擦拭檢查所採用之吊裝設備，仍舊能正常運作：
 - (1) 極限開關控制吊升位置。
 - (2) 過負載防止裝置，當過負載時吊車停止吊升動作。
 - (3) 緊急停止移動或揚升動作。

(三) 審查要點與接受準則

7. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能維持廢棄物桶檢查輸送機系統之正常運作，包括意外發生導致自動化操作系統失效時，如何確保操作人員經由影像監視及信號監督系統瞭解確實狀況，以及如何在操作室的遙控操作盤上直接控制驅動此輸送機系統。
8. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保操作盤之緊急停止開關及警報裝置之運作。
9. 申請者必須說明在意外發生時其應變措施能確保廢棄物桶檢查系統之輻射屏蔽。
10. 申請者必須說明當意外發生時其應變措施能夠確保廢棄物桶之表面污染擦拭檢查所採用之吊裝設備，仍舊能正常運作，包括極限開關控制吊升位置、過負載防止裝置、過負載時吊車停止吊升動作、及緊急停止移動或揚升動作。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，

此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

4. 暫存吊運作業過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第三章第十

三條、第十六條、第十七條，審查的範圍包括：自動搬運車系統（AGV）與屏蔽堆高機、自動搬運車升降機系統（LIFT）、與橋式吊車（起重機）系統（CRANE）等在意外發生時，應變措施能維持各系統之正常運作。

（二）程序審查

1. 說明意外發生時吊送設備之緊急停止裝置，限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
2. 說明意外發生時自動減速或立即停止之裝置。
3. 說明意外發生時駕駛室如何屏蔽，以避免接受輻射劑量過高。

（三）審查要點與接受準則

1. 若於吊卸途中，發生吊車鋼索斷裂或夾具嚴重故障，造成廢棄物墜落意外，則相關之應變措施應包括：緊急處置以防止廢棄物之輻射線外釋；通知吊車廠商，進行故障肇因分析，並檢查吊車是否堪用；進行檢修，以避免此意外事件再次發生；同時停止試運轉，待廠商提出完整分析報告，證實本吊車系統在修復後，穩定可靠仍可運轉後，再繼續進行試運轉。
2. 若廢棄物桶墜落於輸送機上，相關之應變措施應包括：通知輸送機廠商進行系統設備檢視及檢修，證實系統仍穩定可靠後，方可繼續進行試運轉。
3. 若廢棄物桶墜落於輸送機以外區域，相關之應變措施應包括：由屏蔽堆高機運走廢棄物桶；檢視吊車再決定是否繼續進行試運轉。
4. 自動搬運車棧板上廢棄物桶墜落時，相關之應變措施應包括：人工按下自動搬運車之裝載釋放閥，將棧板及廢棄物桶卸下；檢查棧板有無異樣，若有異樣，由屏蔽堆高機搬回空棧板暫存區檢修；檢查自動搬運車有無受損或行動異樣；由屏蔽堆高機將墜落廢棄物桶扶正並進行件查，若桶身有銹蝕、破損、變形、掉漆或脫蓋情況發生，則由屏蔽堆高機將桶運走。

5. 意外應變措施應確保吊送設備之緊急停止裝置;限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
6. 意外應變措施應確保各種自動搬運升降機於意外發生時能自動或人工控制減速，或立即停止之裝置。
7. 廢棄物貯存庫吊車電纜線於吊卸過程因磨擦線槽破皮而產生火花時，意外應變措施應確保避免火災發生。
8. 若在暫存吊運作業過程期間發生電源或電器走火釀成火災之意外，意外應變措施應首要為迅速關閉相關電源，避免引起進一步的火勢，其次為確保各手提滅火器之正常使用。
9. 意外應變措施應確保機具駕駛室之屏蔽，以避免接受輻射劑量過高。
10. 當地震發生時，意外應變措施應確保廢棄物容器之堆疊不致傾倒，以及傾倒時不會造成廢棄物容器的衝擊及穿刺，以及與其他容器或護箱的摩擦。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。

3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

5. 廢氣廢液處理過程意外事件應變措施之審查導則

(一) 審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章第三條、第四條，審查的範圍包括：廢氣處理系統配合之廢氣蒸汽稀釋系統，活性炭床，放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及有關管路等。放射性液體處理系統包括：設備洩水收集系統、地面洩水收集系統、廢液中和槽與濃縮系統、清潔劑廢水系統、雜項廢水收集系統、廢氣坑道滲水收集系統、海水集水池與無放射性化學洩水集水系統、聯合結構廠房夾層地下水收集系統、洗浴與雜項廢水(環保)處理系統等子系統。

(二) 程序審查

1. 說明意外發生時，對於放射性氣體收集管、洩水槽、氣體緩衝槽、除濕器組、木炭保護床、木炭吸收床、氧氣分析儀、高效率微粒過濾器、氣體輻射偵測器及有關管路等系統之影響。
2. 說明意外發生時，對於廢液送至廢料廠房之含油廢液泵及管路、廢液過濾系統、廢液除礦器及廢料濃縮系統、廢液處理桶槽及有關係統之影響。

(三) 審查要點與接受準則

1. 意外應變措施應確保外釋氣體各系統正常運作，並於意外洩漏產生空浮事件時有適當之緊急措施。
2. 意外應變措施應確保活性碳床冷凍機之溫度穩定，避免熱交換器發生結冰現象，以及避免冷凍機之冷媒洩漏。
3. 意外應變措施應確保避免鍋爐爐管破管及蒸汽洩漏；避免鍋爐熱交換器破管；避免洗浴及雜項廢水處理系統之過濾器因異物卡住堵塞。
4. 意外應變措施應確保避免廢液系統廢液洩漏。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五) 相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

6. 固化過程意外事件應變措施之審查導則

(一)、審查範圍

本節參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第二章第七條，審查的範圍包括：固化處理系統設備之儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等。濕性廢棄物之水泥固化系統，包括以傳統水泥、石灰固化濃縮廢液，將放射性廢樹脂、蒸發器底部的濃縮液、過濾網和其他雜項放射性污染物，利用水泥與消石灰混合做為固化劑固化於鋼桶內，然後做長期貯放。固體

廢棄物處理系統的子系統包括：廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等。

(二)程序審查

1. 說明意外發生時，對於儀控單元、蒸汽產生單元、冷卻水與冰水製備單元、固化劑進料單元、濃縮廢液備料單元、轉化劑進料單元、粉狀廢樹脂進料單元、硫酸鈉廢液濃縮單元、冷卻單元與混合單元等系統之影響。
2. 說明意外發生時，對於濕性廢棄物水泥固化系統之暫存、水份調節、取樣與計量之功能之影響。
3. 說明意外發生時，對於廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等設備之影響。

(三)審查要點與接受準則

1. 意外應變措施應確保固化系統之運作。
2. 意外應變措施應確保濕性廢棄物固化前之暫存、水份調節、取樣與計量及水泥固化系統之功能。
3. 意外應變措施應確保廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機等子系統之正常運作。

(四)審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，

此限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
2. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
3. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
4. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
5. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
6. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
7. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013，2013。
8. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。
9. 申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則，中華民國95年12月29日，會物字第0950036486號令實施。

7. 化學除污處理過程意外事件應變措施之審查導則

(一)審查範圍

因國內尚無有關化學處理廢棄物之規範與規則，故本節主要參考 NRC

與 IAEA 之有關規範，審查的範圍包括：放射性物質化學處理過程之管制等。

(二)程序審查

1. 說明意外發生時，對於金屬廢棄物之化學除污及電化學除污過程之影響。
2. 說明意外發生時，對於有機物質廢棄物之處理過程之影響。
3. 說明意外發生時，對於除役期間除污時產生廢樹脂之二次廢棄物之處理及安定化之過程之影響。
4. 說明意外發生時，對於電化學除污(將待處理表面浸泡於電解液中；或利用襯墊刷過待除污表面)之操作影響。
5. 說明意外發生時，對於電化學除污產出之廢液洩漏之影響。
6. 說明意外發生時，對於浸泡處理可能導致操作者接受額外劑量的曝露之影響。

(三)審查要點與接受準則

1. 意外應變措施應確保包括化學除污、電化學除污及溼式氧化過程不會造成廢液、電解液洩漏，以及洩漏時之處置措施。
2. 意外應變措施應確保二次廢棄物(廢樹脂)不會洩漏，以及洩漏時之處置措施。
3. 意外應變措施應確保，操作者在浸泡處理時接受額外劑量的曝露不至於過量。

(四)審查發現

審查人員應確認申請者之申請及修正資料充分，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之規定。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此

限制條件將列入處理設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. Development of New Treatment Processes for Low-Level Radioactive Waste at Tokai Reprocessing Plant - 10403
A.Sugaya, K.Tanaka, and S.Akutsu Reprocessing Research and Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Research Institute, Tokai Research and Development Center Japan Atomic Energy Agency (JAEA) 4-33 Muramatsu, Tokai-Mura, Naka-Gun, Ibaraki Japan.
2. Management of low and intermediate level radioactive wastes with regard to their chemical toxicity, IAEA, VIENNA, 2002 IAEA-TECDOC-1325
ISBN 92-0-119802-7 ISSN 1011-4289 © IAEA, 2002.
3. 核能研究所放射性廢棄物處理與貯存設施 104 年運轉年報，行政院原子能委員會核能研究所，中華民國 105 年 3 月。

附件 II

除役低放廢棄物貯存設施安全審查導則
(低放廢棄物貯存設施意外事件評估與應變措施之審查導則)
(初稿)

計畫執行人:王曉剛、劉明樓
中華民國 107 年 12 月

除役低放廢棄物貯存設施安全審查導則

壹、依據

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。

本審查導則是參酌「核子反應器設施除役計畫導則」、「放射性物料管理法」、「放射性物料管理法施行細則」、「游離輻射防護法」、「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」等內容，提出低放射性廢棄物貯存設施之安全審查導則之精進建議，作為審查安全分析報告之參考。

貳、目的

本審查導則旨在提供低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告審查之技術規範，供執行管制業務及擔任審查委員等之審查人員進行審查工作之依循，本導則亦得使貯存設施經營者(申請人)瞭解審查要點，有利於對應安全分析報告導則進行編撰作業。

本研究之審查導則內容針對應安全分析報告之第七章設施之安全評估章節。其他經主管機關指定之事項而未於本審查導則涵括者，得另由審查人員會議決定其審查要點。貯存設施經營者(申請人)所提出之安全分析報告內容應合於本審查導則，或者有更優良的替代方法，方能通過審查。

參、審查導則內容概要

詳如附錄。

肆、修訂

本審查導則如有未盡事宜，得視需要修訂之。

第七章 設施之安全評估(含預期之意外事件評估)

設施之安全評估 一

(一)、意外事件分析:描述貯存設施可能遭遇的各種可能意外事件及其發生機率，並說明其主要輻射曝露途徑及情節。

意外事件分析項目至少應包括：

- 1、運搬吊卸意外事件。
- 2、火災意外事件。
- 3、天然災害包括地震、海嘯、坡地災害及洪水事件等。

(一)審查範圍

審查人員將對貯存設施之意外事件評估資料進行審查，審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」以確保符合要求。審查的範圍包括：1. 運搬吊卸意外事件；2. 火災意外事件；3. 地震意外事件；4. 海嘯意外事件；5. 坡地災害意外事件(土石流意外事件)；6. 洪水意外事件；7. 颱風意外事件；8. 人為意外事件等。

(二)程序審查

審查人員將對貯存設施之意外事件評估資料進行審查，審查人員應查核內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊：

1. 運搬吊卸意外事件：

- (1) 提供運搬吊卸設施之設計基準與材料設備之相關資料。
- (2) 提供吊卸機具設備定期檢查計畫，及操作人員之操作證書等資料。
- (3) 提供意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。
- (4) 提供搬運吊卸機具設備之規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等檢查計畫。
- (5) 設管制區，進行必要之輻射防護措施與偵測，檢查廢棄物桶狀況，並提供意外事件主要輻射曝露之途徑。

2. 火災意外事件：

- (1) 提供假定火災可能發生於貯存設施的所有重要區域，至少包括，廢棄物接受區與廢棄物貯存區。
- (2) 提供用於應變緊急火警之相關設備資料。
- (3) 提供火警發生時應執行之緊急計畫包含所有相關作業之步驟。
- (4) 提供貯存區發生火災時，其燃燒範圍可控制在各廢棄物貯存區內，不致擴大至其它區域，並說明滅火後可能造成主要輻射曝露之途徑。

3. 地震意外事件：

- (1) 提供貯存設施之耐震設計與大地工程設計參數之相關資料。
- (2) 提供設計基準地震力之計算方法，其應符合內政部「建築物耐震設計規範及解說」規定，並說明所使用地震力之參數如工址設計水平譜加速度係數等。
- (3) 提供設施震區之最大考量水平譜加速度係數與所選擇機率之均布危害度分析與地震回歸期之關係。
- (4) 提供地震造成廢棄物桶滑出棧板墜落地面時廢棄物溢出桶外，主要輻射曝露之途徑。

4. 海嘯意外事件：

- (1) 提供貯存設施位置發生過的海嘯資料與預防海嘯意外事件之相關設計。
- (2) 申請者必須評估所有可得之海象與海嘯歷史資料，並推估可能侵襲海嘯之高度，並提供設施防止海嘯灌入之設計與安全分析。
- (3) 提供海嘯意外事件造成設施可能輻射曝露之途徑。

5. 坡地災害意外事件(含土石流意外事件)：

- (1) 提供貯存設施位置與周邊坡地之邊坡穩定分析相關資料。
- (2) 提供提供貯存設施位置過去發生的坡地與土石流意外災害之資料。
- (3) 提供坡地與土石流危險度評估分析之相關資料。
- (4) 提供所需之坡地監測系統項目及其預警值與行動值之相關資料。
- (5) 提供坡地與土石流意外事件造成設施可能輻射曝露之途徑。

6. 洪水意外事件：

- (1) 申請者必須詳實說明此貯存設施之防洪設計及周圍的排水系統設計資料。
- (2) 申請者提供設施過去曾經發生之最大洪水災害，說明最近十年的降雨量情況及排水狀況、並說明發生暴雨的時間及其最大暴雨量。
- (3) 提供不同降雨頻率及地文參數對最大洪水之產生機率，並說明設施所選用分析參數之合理性。
- (4) 提供洪水意外事件造成設施可能的輻射曝露之途徑。

7. 颱風意外事件：

- (1) 提供貯存設施位置過去曾發生的最大颱風及相關災害資料。

(2) 申請者提供所有可得颱風之歷史數據，並提供設施範圍以再現週期 200 年為基準，依"建築物風力條文及解說"之程序分別計算迎風坡或背風坡而產生加速之風壓力，及可能造成災害之機率。

(3) 提供颱風意外事件造成設施可能輻射曝露之途徑。

8. 人為意外事件：

(1) 提供操作人員必須按作業程序模擬演練之相關資料，實際作業時要求相關人員遵守作業程序之資料，以及可能造成之各種人為意外事故之機率。

(2) 提供各種人為意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。

(3) 提供各種人為意外事件造成設施可能的輻射曝露之途徑。

(三) 審查要點與接受準則

本節是為了確保申請者之主要設計準則能提供合理保證低放廢棄物貯存設施得以設計、建造和運轉，並且符合「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」的要求。本節的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

1. 運搬吊卸意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。

(1) 申請者說明廢棄物進料之吊卸應由堆高機及移動式起重機互相搭配之相關資料。

(2) 申請者說明所有吊卸機具設備定期檢查之相關資料，並提供操作人員訓練計畫與相關證照。

(3) 提供運搬吊卸可能發生各種意外之機率及其相關處理與應變措施。

(4) 提供意外事件造成輻射曝露的處理措施。

2. 火災意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 審查人員將審查其在設施內可能發生的意外火災相關資料及其處理與應變措施。
 - (2) 將審查其在在預知環境中該提案之消防系統將如何安全地控制意外火災之計畫，並且保護設施中工作人員的安全。
 - (3) 提供消防設備之相關維護與保養資料及消防人員的訓練計劃與成效。
 - (4) 提供意外事件造成輻射曝露的處理措施。
3. 地震意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須提供最大地震造成場址尖峰水平和垂直加速度。
 - (2) 申請者必須提供地震災害或然率之預估，並探討這些災害的假設狀況與不確定性。
 - (3) 提供防震之相關訓練與地震意外事件之處理與應變措施。
 - (4) 提供地震意外事件造成輻射曝露的處理措施。
4. 海嘯意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 提供貯存設施位置可能發生海嘯的機率。
 - (2) 提供結構物之防海嘯之設計基準與相關資料。
 - (3) 提供海嘯灌入設施之處理與應變措施。
 - (4) 提供海嘯意外事件造成輻射曝露的處理措施。
5. 坡地災害意外事件(土石流意外)：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者須提供坡地監測系統之相關項目及相關之預警值與行動值與相關的應變措施。
 - (2) 提供各種坡地災害發生的機率及發生後之處理與應變措施。
 - (3) 提供坡地災害意外事件造成輻射曝露的處理措施。

- (4) 提供土石流害意外事件造成輻射曝露的處理措施。
6. 洪水意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須說明此貯存設施之防洪設計在最大洪水下破壞的機率。
 - (2) 申請者必須詳實說明洪生意外事件可能造成的災害及其處理與應變措施。
 - (3) 提供超大降雨可能造成之最大洪水及相關防洪措施之防洪能力。
 - (4) 提供洪水意外事件造成輻射曝露的處理措施。
7. 颱風意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 提供貯存設施位置可能發生的不同強度颱風的機率。
 - (2) 申請者必須說明不同等級颱風下之風險分析與相關資料。
 - (3) 颱風可能造成的意外事件及處理與應變措施。
 - (4) 提供颱風意外事件造成輻射曝露的處理措施。
8. 人為意外事件：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 提供各種人為意外事件的發生的機率及其相關的處理與應變措施。
 - (2) 提供人員各項作業之訓練計劃及預期成效資料。
 - (3) 申請者提供各種人為意外事件造成輻射曝露的處理措施。

(四)評審發現

應審查所有資料是否滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理

規則」以及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」之要求。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入貯存設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. American Concrete Institute, ACI 318, "Building Code Requirements for Reinforced Concrete," 2014.
2. ACI 349, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete," 2014.
3. American Institute of Steel Construction, "Specification for Design, Fabrication, and Erection of Structural Steel for Buildings," 2005.
4. American National Standards Institute, ANSI A58.1, "Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures," New York, 1982.
5. Applied Technology Council, ATC 3-06, "Tentative Provisions for the Development of Seismic Regulations for Buildings," Palo Alto, CA, 1978.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1199, Regulatory Guide 1.143, "Design Guidance for Radioactive Waste Management systems, Structures, and Components Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants ", 2001.
7. Transportation Accidents/incidents Involving Radioactive Materials (1971-1991), Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, United States of America.

8. Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, International Experts Meeting, IAEA Report on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident January–1, February 2013, Vienna, Austria.
9. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
10. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
11. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
12. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
13. 行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，Oct. 2008。
14. 行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，Sep. 2015。
15. 中國土木水利工程學會混凝土設計規範與解說(土木 401-100)
16. 建築物耐震設計規範及解說，中華民國內政部營建署，July 2011。
17. 消防法及其施行細則，中華民國內政部營建署，Nov. 2016。
18. 建築法，中華民國內政部營建署，Jan. 2011。
19. 建築技術規則，中華民國內政部營建署，Oct. 2017。
20. 中國民國國家標準 (CNS)，經濟部標準檢驗局。
21. 美國材料試驗協會 (ASTM)，經濟部標準檢驗局。。
22. 建築物基礎構造設計規範，中華民國內政部營建署，Oct. 2001。
23. 鋼構造建築物鋼結構設計技術規範，中華民國內政部營建署，Sep. 2010。
24. 基礎工程施工規範與解說，中國土木水利工程學會，科技圖書, 1998。
25. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放

射性物料管理局，102FCMA013，2013。

26. 王曉剛，劉明樓，劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002，2016。

設施之安全評估 —

(三)、意外事件之預防設計或措施及應變措施。

(一) 審查範圍

審查人員將對貯存設施之資料進行審查，審查人員參考「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」以確保符合要求。審查的範圍包括：1. 運搬吊卸意外事件應變措施；2. 火災意外事件應變措施；3. 地震意外事件應變措施；4. 海嘯意外事件應變措施；5. 坡地災害意外事件(土石流意外事件)應變措施；6. 洪水意外事件應變措施；7. 颱風意外事件應變措施；8. 人為意外事件應變措施。

(二) 程序審查

審查人員將對貯存設施安全設計之資料進行審查，審查人員應查核內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊：

1. 運搬吊卸意外事件應變措施：

- (1) 提供各種運搬吊卸可能造成的意外事件及其預防設計。
- (2) 提供各種意外事件之應變組織編組與職責分工。
- (3) 提供各種意外事件之意外應變程序與設備。

2. 火災意外事件應變措施：

- (1) 提供審查人員將審查火警時如何應變的相關資料可有效率地疏散

設施人員。

(2) 提供若其意外火警之不利的影響，及提出火災事件緊急應變措施資料及其預防設計。

(3) 提供火災意外事件應變組織編組與職責分工。

(4) 提供火災意外事件應變程序與設備。

3. 地震意外事件應變措施：

(1) 提供地震可能造成的各種意外事件及其預防設計。

(2) 提供地震意外事件應變組織編組與職責分工。

(3) 提供地震意外事件意外應變程序與設備。

4. 海嘯意外事件應變措施：說明貯存設施主要結構物之防震設計。

(1) 提供海嘯可能造成的各種意外事件及其預防設計。

(2) 提供海嘯意外事件應變組織編組與職責分工。

(3) 提供海嘯意外事件應變程序與設備。

5. 坡地災害意外事件(含土石流意外事件)應變措施：

(1) 提供坡地災害可能發生的各種意外事件及其預防設計。

(2) 提供坡地災害意外事件應變組織編組與職責分工。

(3) 提供坡地災害意外事件應變程序與設備。

6. 洪水意外事件應變措施：

(1) 提供洪水可能造成的各種意外事件及其預防設計。

(2) 提供洪水意外事件應變組織編組與職責分工。

(3) 提供洪水意外事件應變程序與設備。

7. 颱風意外事件應變措施：

(1) 說明颱風可能造成之各種意外事件及其預防設計。

(2) 提供颱風意外事件應變組織編組與職責分工。

(3) 提供颱風意外事件應變程序與設備。

8. 人為意外事件應變措施：

(1) 說明各種可能的人為意外事件及其預防設計。

(2) 提供人為意外事件應變組織編組與職責分工。

(3) 提供人為意外事件應變程序與設備。

(三) 審查要點與接受準則

本節是為了確保申請者之主要設計準則能提供合理保證低放廢棄物貯存設施得以設計、建造和運轉，並且符合「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」的要求。本節的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

1. 運搬吊卸意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。

(1) 申請者必須詳實說明運搬吊卸意外事件的肇因、處理措施與其預防設計之有效性。

(2) 申請者必須詳實說明各種意外事件應變組織的編組與職責分工。

(3) 提供運搬吊卸意外事件應變措施的相關作業程序與通報作業計畫。

2. 火災意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 申請者必須詳實說明火災意外事件的肇因、處理措施及其預防設計之有效性。
- (2) 申請者必須詳實說明火災意外事件的應變組織的編組與職責分工。
- (3) 提供火災意外事件應變措施的相關作業程序與通報作業計畫。

3. 地震意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 申請者必須說明地震可能造成各種意外事件發生的可能肇因、處理措施及其預防設計之有效性。
- (2) 申請者必須詳實說明地震可能造成之意外事件之應變組織的編組與職責分工。
- (3) 提供地震意外事件應變措施的相關作業程序。

4. 海嘯意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 申請者必須檢視設施防止海嘯及洪水灌入設施之設計基準與防範措施及其預防設計之有效性。
- (2) 申請者必須詳實說明海嘯可能造成各種意外事件之應變組織的編組與職責分工。
- (3) 提供海嘯意外事件應變措施的相關作業程序。

5. 坡地災害意外事件(土石流意外事件)應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (1) 申請者必須詳實說明坡地災害可能造成意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。

- (2) 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
 - (3) 提供坡地災害意外事件(土石流意外事件)應變措施的相關作業程序。
6. 洪水意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須詳實說明洪水可能造成意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
 - (2) 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
 - (3) 提供洪水意外事件應變措施的相關作業程序。
7. 颱風意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須詳實說明颱風意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
 - (2) 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
 - (3) 提供颱風意外事件應變措施的相關作業程序。
8. 人為意外事件應變措施：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須詳實說明人為意外事件的可能肇因、可能的處理措施及其預防設計之有效性。
 - (2) 申請者必須詳實說明應變組織的編組與職責分工。
 - (3) 提供人為意外事件應變措施的相關作業程序。

(四)評審發現

應審查所有資料是否滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理

規則」以及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」之要求。根據上述資料，審查人員應可判斷申請者之資訊是否完整。將審查過程及結果文件化，包含列出申請者提出之限制條件，此限制條件將列入貯存設施使用執照之條件。

若申請者所提出安全評估描述及分析滿足審查程序及接受標準，審查人員將記錄其提供其資訊通過評定。若認為有不適當之分析及結果，審查人員應註明作出此評論的技術基準，並說明解決不當處之替代方法。

(五)相關法規與技術規範

1. Code of Federal Regulations, Title 10, "Energy," and Title 44, "Emergency Management and Assistance, "U.S. Government Printing Office, Washington, DC, revised annually.
2. Federal Emergency Management Agency, "Review and Approval of State and Local Radiological Emergency Plans and Preparedness,"44 CFR Part 350, Federal Register, pp. 42341-42347, June 24, 1980.
3. Emergency Preparedness and Response Plan for Eskom Waste Disposal Site and Temporary Hazardous Waste Handling Facility at Matimba Power Station ,Emergency response plan Eskom Landfill November 2009 Envirolution Consulting.
4. Report on Emergency Incidents at Hazardous Waste Combustion Facilities and Other Treatment, Storage and Disposal Facilities (TSDFs), U.S. Environmental Protection Agency Office of Solid Waste, April 1999.
5. 王正忠，核子事故之輻防與緊急處置措施研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，2015。
6. 行政院原子能委員會，「核子事故緊急應變法」，Dec. 2003。

7. 放射性廢棄物最終處置應變方案(集中式貯存) ， 台灣電力公司，中華民國一〇六年三月。
8. 行政院內政部，「災害防救法」，Dec. 2013。
9. 行政院農委會，「土石流災害防救措施相關作業程序」，Dec. 2010。
10. 核一廠二號低放射性廢棄物貯存庫--意外事件應變計畫，台電第一核能發電廠，Dec. 2015。
11. 王曉剛，核能電廠除役作業意外事故安全評估，行政院原子能委員會放射性物料管理局，102FCMA013 ，2013。
12. 王曉剛，劉明樓 ， 劉文仁，除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局，106FCMA002 ，2016。