

核電廠除役低放射性廢棄物處理管 制之安全審查技術研究

期末報告

受委託單位：義守大學 (ISU 106-GOV-06)

研究主持人：吳裕文

協同主持人：陳清江、王詩涵、黃美利、

王曉剛、劉明樓、劉文仁

研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月

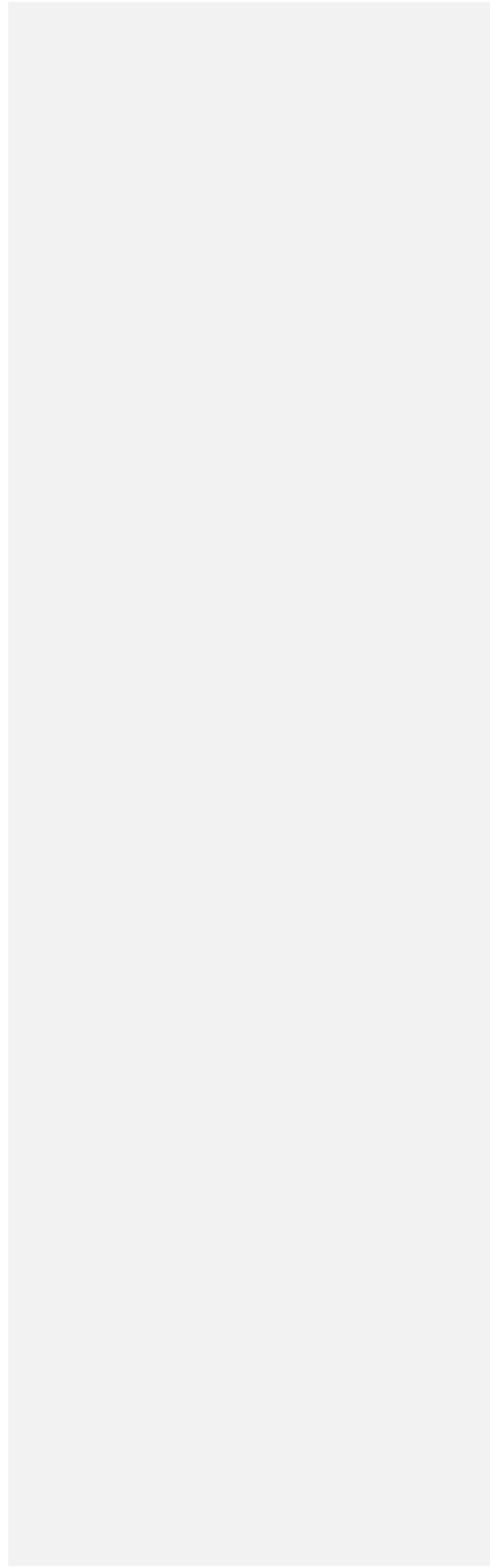
研究經費：新臺幣三百零三萬元

行政院原子能委員會放射性物料管理局 委託研究
計畫編號 106FCMA002

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)

(本頁空白)



行政院原子能委員會放射性物料管理局

核電廠除役低放射性廢棄物處理管制之安全審查技術研究

子項計畫一：除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則研究

期末報告

受委託單位： 義守大學

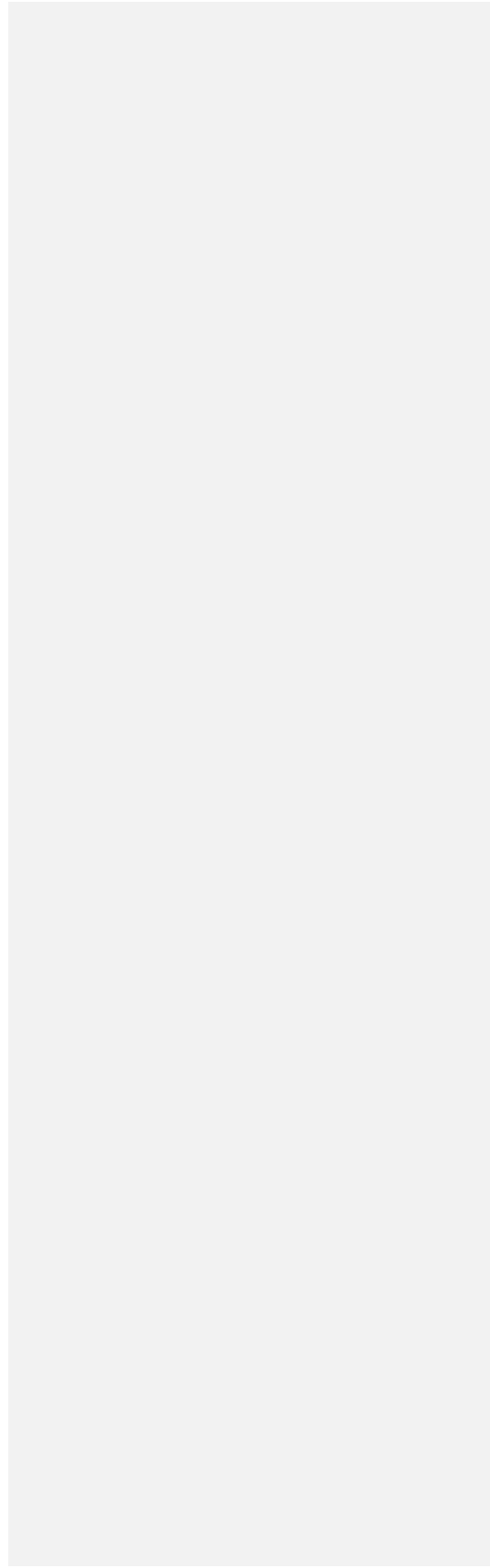
子計畫主持人： 陳清江 醫放系

共同主持人： 吳裕文 化工系

計畫編號： 106FCMA002

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

(本頁空白)



目錄

中文摘要

ABSTRACT

第一章 研究背景與目的	1
1.1 前言	1
1.2 研究目的	2
第二章 研究規劃與方法	4
2.1 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則	7
2.2 解除管制程序-比利時 BR3 之外釋案例	11
2.2.1 熔化之金屬外釋	12
2.2.2 不須特別處理之外釋	13
2.2.3 清洗之人為除污之外釋	13
2.2.4 濕研磨除污之外釋	13
2.2.5 化學除污之解除管制外釋	14
2.2.6 混凝土的外釋	14
第三章 外釋之偵測方法	14
3.1 使用傳統儀器的偵測方法	15
3.2 使用傳統儀器之外釋偵測與取樣方法	15
3.2.1 只有掃描	15
3.2.2 掃描及直接量測(或取樣)	16
3.2.3 統計基礎之取樣	16
3.2.4 廠址區域分類，劃定偵檢單元和參考區域	17
3.2.5 成堆取樣方式建議	17
第四章 一定活度或比活度以下放射性廢棄物之難測核種分析技術	18
第五章 常用廢棄物核種量測系統比較	24
第六章 放射性廢料量測作業流程	29

第七章 核電廠除役廢棄物外釋計畫審查導則(草案)	31
附錄一、第三章 來源及特性撰寫範例	58
附錄二、第四章 量測及分析方法撰寫範例	63
附錄三、第五章 外釋方式及場所撰寫範例	90
參考文獻.....	94

圖目錄

圖 4-1 美國橡嶺國家實驗室-廢料特徵化分析實驗室.....	34
圖 5-1 Canberra Q2 系統.....	38
圖 5-2 Ortec QED 系統.....	38
圖 5-3 Canberra SGS Segmented Gamma Scanner.....	39
圖 5-4 Ortec SGS Segmented Gamma Scanner.....	39
圖 5-5 Canberra TGS Tomographic Gamma Scanner.....	39
圖 5-6 Ortec TGS Tomographic Gamma Scanner.....	40
圖 5-7 ORTEC ISO-CART™ 系統.....	40
圖 5-8 CANBERRA ISOCS 系統.....	41

表目錄

表 2-2-1 來自原始水汙染物件之放射化學同位素向量..... 20

表 4-1 ICP-MS 分析核種之半衰期及比活度.....34

表 4-2 ICP-MS 與傳統核子儀器分析方法的優缺點比較.....35

中文摘要

除役是核能電廠停止運轉後之重要課題，核一廠一號機將於2018年12月執照到期而停止運轉，台電公司依法在2015年11月已經提出除役計畫。核設施除役必須在合乎法規的要求下執行及完成，主要遵循法規是依據“核子反應器設施管制法”及其施行細則，再配合其他相關法規，共同規範反應器之除役作業。

針對低放射性廢棄物，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」。本計畫將針對除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則作深入的探討，參考國內外技術運作經驗，提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議，以符合主管機關行政院原子能委員會放射性物料管理局之政策要求。

擬研究之具體目標如下：

1. 收集分析國際上除役核電廠廢棄物外釋計畫技術資訊
2. 收集分析國際上除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則技術資訊
3. 提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議

依據核電廠固體低放射性廢棄物之外釋計畫內容概要，參考國際上有除役經驗的先進國家經驗與安全管制規定，提出本土化的除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議。

本報告首先指出訂定除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則的必要性，其次說明國內外核電廠除役作業流程與廢棄物來源及特性、輻射量測技術及分析方法、外釋方式及場所、品質保證方案相關經驗與規範，最後提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議。

ABSTRACT

Study on the standard review plan of waste release program during decommissioning of nuclear power plant.

The unit one reactor of 1st Nuclear Power Plant in Taiwan will be permanently shut down in December 2018. Taipower Company had submitted decommissioning plan in November 2015. Decommissioning of nuclear facilities must be performed and completed in line with regulatory requirements. The main regulatory is based on "Nuclear Reactor Facility Control Law" and its implementation rule, together with other relevant laws and regulations to regulate the reactor decommissioning operations.

For low-level radioactive waste, we have developed "A certain activity or specific activity radioactive waste management practices rule" and "A certain activity or specific activity radioactive waste release program guidelines". After radiation measurement, the dismantled waste in line with the release plan's "release criteria" can be regard as "ordinary waste". Measurement of radionuclide and activity is an important basis for classification of low-level radioactive waste. This project will study on the standard review plan of waste release program during decommissioning of nuclear power plant. After reviewing the status of the domestic and foreign operation experience and technology, the standard review plan of solid waste release program will be established.

The specific objectives of the proposed research are:

1. Collection and analysis of the standards of international waste release plan in decommissioning of nuclear power plants.
2. Collect and analyze the international standard review guideline of

waste release plan in decommissioning of nuclear power plants.

3. Propose the standard review plan for waste release project of decommissioning nuclear power plant.

This report first points out the necessity of guidelines for the release of decommissioning plan. Then, followed by a description of the sources and characteristics of operations, waste disposal of nuclear power plants in Taiwan and abroad, radiation measurement techniques and analysis methods, decontamination technology, methods and places for external release, experience and standards of quality assurance programs. Finally put forward suggestions on the draft standard review plan for waste release project of decommissioning nuclear power plant in our country.

第一章 研究背景與目的

1.1 前言

依國家能源政策規劃，核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規畫階段，按照核子反應器設施管制法規定核電廠在運轉屆齡前 3 年，即需擬妥除役計畫書，向核安管制單位主管機關依法定時程申請除役作業。核安管制單位接獲申請資料後，要依法成立審查小組，審查電力公司提出之除役計畫書，經過審查提問以及回答問題之諸多會議過程中，決定電力公司提出之除役計畫書能否通過。審查小組審查除役計畫書過程中，需要許多專長之專家擔任審查委員，審查委員在除役專業知識中具有之深度及廣度，對除役審查工作進展影響甚大。因此在審查工作展開前如何按照規劃來有效的強化審查委員們的專業深、廣度應是重要工作之一。藉此研發計畫，進行除役、拆廠過程中重要技術之深入瞭解，強化審查能量，以應日後相關工作之需。

核電廠除役於解體時的放射性物質總量，可區分為兩大類：(一) 因中子照射所導致的反應器內部建物結構活化及周邊設備內含的活化物質的總量、(二) 由管線及機器內部附著的腐蝕生成物或核分裂生成物所導致的表面污染總量。舉例一座擁有 40 年運轉經歷的大型(百萬千瓦 We 級)發電用核子反應器，在其永久停機後，推估輻射強度約為 10^{17} 貝克(Bq)；放射性物質總量也將集中於反應爐壓力槽，推估壓力容器及生物屏蔽等約佔有超過 99.9% 以上的放射性物質；而附著於其它設備或管線上的腐蝕生成物則為 0.1% 左右。解除管制是放射性物質自法規管制移除，是除役重要層面，因其會影響必須處置的廢棄物體積。

1.2 研究目的

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, 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，劑量標準為對民眾個人有效劑量低於 10 微西弗/每年($\mu\text{Sv/yr}$)。各國皆依據國際原子能總署建議訂定解除管制基準。核電廠除役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」，不符合「放行標準」者，視為「放射性廢棄物」。針對低放射性廢棄物，我國已經依上述劑量標準訂定“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”。本計畫將針對除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則研究作深入的探討，參考國外經驗與國內技術運作經驗，提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議，以符合主管機關行政院原子能委員會放射性物料管理局之政策要求。

擬研究之具體目標如下：

1. 收集分析國際上除役核電廠廢棄物外釋計畫技術資訊
2. 收集分析國際上除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則技術資訊
3. 提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議

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，而依據德國及日本等國家之實務經驗，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，處理其累積已趨近庫存飽和量的放射性廢棄物，預期未來隨各核能電廠之運轉仍會持續產生大量極低活度放射性廢棄物，尤其在進入除役及解除管制階段時，廢棄物均需依據擬訂之量測程序進行量測分析，以

確保廢棄物之比活度符合管理辦法的要求，再執行處理、貯存或外釋作業。除役核電廠廢棄物外釋作業在國外已經有相當多經驗，參考國外 2007 年日本東海核電廠除役申請廢金屬等各種固體廢棄物約 2000 噸的外釋作業經驗，在外釋計畫申請後，皆須通過主管機關的審查核准後才可以執行外釋作業。

主管機關的審查導則依據”一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則”(民國 95 年 10 月 19 日發布/函頒)附件二、核子反應器設施產生固體廢棄物之外釋計畫內容概要之標準，該標準分 7 章含 2 附表，外釋計畫內容概要應依管理組織及權責、來源及特性、量測及分析方法、外釋方式及場所、品質保證方案及經主管機關指定之事項詳加說明。

本研究計畫將收集分析國內外除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則技術資訊，提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議，提供審查委員與業者參考。

第二章 研究規劃與方法

原能會放射性物料管理局推動一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理計畫，對於再生資源之運用有正面之意義，符合解除管制限值(clearance level)之放射性廢棄物，可作為一般事業廢棄物回收再利用或掩埋。不但可避免浪費社會資源，也可解決核能單位極低微放射性廢棄物的屯積問題，並且及早規劃除役時產生之廢棄物減量的問題。

依據一定活度或比活度以下放射性廢棄物之外釋計畫管理辦法(93/12/29)第二條用詞定義，外釋：指固體放射性廢棄物釋出設施外回收、掩埋或焚化之行為。第三條：本辦法規定之一定活度或比活度以下放射性廢棄物（以下簡稱廢棄物），指下列規定以外之固體放射性廢棄物：

- 一、天然放射性物質衍生之廢棄物。
 - 二、經核子醫學診斷、治療之離院病患所產生之放射性廢棄物。
- 前項廢棄物之限值，依附表之規定。

第四條：放射性廢棄物之活度或比活度符合前條規定限值以下者，得予外釋，申請者應提出載明下列事項之外釋計畫，報請主管機關核准後始得為之：

1. 管理組織及權責。
2. 廢棄物之來源及特性。
3. 廢棄物之活度或比活度量測及分析方法。
4. 廢棄物之外釋方式及場所。
5. 品質保證方案。
6. 其他經主管機關公告之事項。

國外已經有許多核能電廠除役經驗，透過收集國際極低微固體放射性廢棄物量測、分析與外釋之最新發展，以德國格賴夫斯瓦爾德(Greifswald)核電廠除役之廢棄物外釋的處理經驗為例，Greifswald 核電廠(KGR)共有八座核反應器(440 MW(e))，於 1995 年開始除役。據估計將產生 180 萬噸廢棄物，其中大多數的放射性活度低於外釋限值，可依一般廢棄物處理、再利用。但仍有 57 萬噸為管制廢棄物。這 57 萬噸因污染程度可以區分為 A 無條件外釋、B 再利用、C 以一般廢棄物處理、D 貯存待衰變、E 核設施再利用及 F 以放射性廢棄物處置等六類。自 1995 年開始除役至 2002 年 8 月為止，共計拆除物質 63,588 公噸。其中無條件外釋為 10,111 公噸，再利用 22,286 公噸，以一般廢棄物處理 12,191 公噸，限制於核設施使用 140 公噸，而以放射性廢棄物處理者僅 1,833 公噸，佔全部拆除物質的 3%。

核反應器除役所產生的除役物質大部份皆可外釋，僅有少量當作放射性廢棄物處置。但任何自核設施外釋的物質，必須經過主管機關認可，而認可內容包含廢棄物外釋之外釋作業程序，德國採用的一般外釋作業程序為：

- (1) 首先自物料內或表面取樣，確認污染核種與活度。
- (2) 評估取樣之分析結果，判定是否符合外釋限值？若除污費用太高或無法進行時，則以放射性廢棄物處置。
- (3) 若需要進一步處理，則應事先進行，將物料切割成可管理的小件。
- (4) 採取一次或數次除污，以移除附著的放射性核種。
- (5) 一旦完成除污，必須再測量以證實低於外釋限值。接著業主必須按下列步驟進行：(A)向主管機關申請外釋許可。(B)主管機關將針對該申請案進行審查，確認所採用的量測方法可行，並確保符合外釋限值的要求。(C)若採用傳統垃圾掩埋方式外

釋，則相關主管機關亦應參與。(D)所有附加條件均執行後，主管機關發給外釋通告；業主依此通告，執行外釋量測，證實符合要求。(E)主管機關或主管機關委託代檢之驗證機構進行抽樣檢查及驗證。

- (6) 若確認符合外釋限值及所有附加條件，則該廢棄物不再受法規管制，可再使用、回收或處置。
- (7) 若無法證實符合外釋限值，則再執行除污。程序又將回到步驟(4)。
- (8) 若除污仍然未低於外釋限值時，則該廢棄物以放射性廢棄物處置。

目前已經有許多國家的核反應器已經完成除役，為了除役活動所產生之放射性廢棄物的量測需求，儀器廠商已經開發許多特殊偵檢系統，其目的是確保外釋廢棄物的放射性含量符合外釋限值。放射性廢棄物解除管制量測針對極低活度廢棄物量測之主要儀器和方法，大致可以分為表面污染量測和體積量測設備兩大類。體積量測設備針對 205 升廢料桶，可使用包括 HPGe 能譜偵檢器、NaI(Tl)能譜偵檢器、NaI(Tl)模組多用途能譜儀或 HPGe 偵檢器和閃爍偵檢器之總加馬計數器等。對於非桶裝的廢料外釋前應使用箱型偵檢器量測，其設計為 4π 塑膠閃爍腔包含六個面偵檢器之緊密腔外覆鉛屏蔽，偵測下限要夠低以確保外釋廢棄物符合解除管制活度標準。

針對核反應器除役之輻射量測儀器設備與方法可謂相當多元，不管使用哪種儀器設備，其量測方法都應遵循嚴謹的品質保證程序，操作程序書(SOP)應明確可行。儀器的校正應可追溯至國家或國際標準，相關的品質管理應符合 ISO 17025 的量測品質系統要求。量測方法之最低可測活度(MDA)以及信賴度和外釋行政管制值皆將納入本研究計畫之重點。

本計畫將參考國外已有的核能電廠除役經驗，透過下述方法來達成除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則研究：

1. 收集分析國際上除役核電廠廢棄物外釋計畫技術資訊
2. 收集分析國際上除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則技術資訊
3. 提出我國除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議

依據核電廠固體低放射性廢棄物之外釋計畫內容概要，參考國際上有除役經驗的先進國家經驗與安全管制規定，提出本土化的除役核電廠廢棄物外釋計畫審查導則建議。

2.1 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則

一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則(民國 95 年 10 月 19 日 發布／函頒)係依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」第四條之規定，申請廢棄物外釋應提出外釋計畫。目的在提供外釋計畫之編撰內容格式，供業者申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物解除管制申請之依循。依本導則所建議之格式內容提撰者，將有助於資料準備之完整性，並縮短審核所需之時間。

其附件二、核子反應器設施產生固體廢棄物之外釋計畫內容概要如下：

第一章 前言

一、目的：申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物（以下簡稱廢棄物）外釋之目的。

二、適用範圍：適用此外釋計畫廢棄物種類，均可依內容執行外釋作業。

三、法規引用

撰寫外釋計畫所引用之法規、技術規範或相關文獻。

第二章 管理組織及權責

外釋計畫管理組織架構、執行單位、檢測單位、品保單位、各工作範疇與責任。

第三章 來源及特性

一、廢棄物產生方式、原因及處所。

二、廢棄物之分類方法及流程(依廢棄物的性質如形狀、類別等)。

三、廢棄物特性。

1. 放射性核種。
2. 可燃性、非可燃性或其他材質。
3. 廢棄物包裝容器尺寸。(無外包裝者免填)

第四章 量測及分析方法

一、外釋行政管制值

考量量測儀器之最低可測活度、量測誤差及可能含有的非加馬核種衰變，訂定外釋行政管制值，以降低誤差所產生之外釋風險。並說明外釋行政管制值訂定方法，如何符合法規限值。

二、量測系統或儀器

量測系統或儀器量測特性、最低可測值及量測不確定度。

三、量測作業

說明下列事項，並繪作業流程圖。

(一)如何將表面劑量率或活度較高之廢棄物進行初步篩選的方法，包括：

1、所使用儀器及度量方法。

2、判定標準與理由。

3、記錄度量結果。

(二)核種比活度或總加馬比活度量測方法，包括：

1、使用儀器及度量方法。

2、背景值量測、量測參數、量測時間、儀器效率、最低可測活度及量測不確定度。

四、校正與追溯及分析方法

(一) 校正方法、校正數據及測定的參數及範圍。

(二) 校正標準。

(三) 分析方法。

五、量測紀錄

採表面輻射劑量率量測者，請用附表一、採比活度分析者，請用附表二。並說明資料保存方式。

第五章 外釋方式及場所

一、廢棄物外釋作業方式及流程。

(說明採掩埋、焚化或回收再利用。)

二、外釋前貯存狀況、場所及預定外釋處所

(說明外釋預訂送至掩埋場、回收工廠或熱處理工廠等)。

三、廢棄物經量測及分析後，不符合外釋限值或前章規定度量輻射劑量率限值之後續處理方式。

第六章 品質保證方案

一、分類及包裝品保作業

分類及包裝時，如何避免混雜其他的廢棄物。

二、儀器品保作業

1、輻射劑量率度量

儀器校正頻度、校正單位。

2、分析儀器

儀器特性、功能、最低可測值、校正頻度、校正單位。

三、取樣品保作業（無取樣作業者，免填）

樣品採集、前處理、保存、運送、接收、量測等品保作業並說明量測分析單位。

四、文件管理品保作業

各項紀錄填報、審核與保存作業。

（紀錄至少須保存十年）。

五、內部稽查

內部稽查制度與稽查方法。

第七章 參考文獻

引用法規及技術規範以外之其他參考文獻，應於報告本文之後列述並與所引述之各章節內容對應。資料內容應詳列作者、文獻名稱、文獻出處、出版年代等。

本計畫將針對上述章節提出審查導則建議，其內容格式主要為審查要點與接受基準

2.2 解除管制程序-比利時 BR3 之外釋案例

許多程序能用來解除管制物質：

- 核熔鑄廠的熔化
- 不須特定處理的解除管制
- 人為除污：簡單的清洗技術
- 化學過程除污
- 水泥除污

解除管制的物質特性仍是個困難的主題，不需熔化之解除管制量測方式有：

- 簡單幾何之物質，使用手提貝它監測器 100 % 表面量測。
- 均勻物質如混凝土碎石僅有體積或質量量測可行，其取決不僅依量測水平，亦依物件來源、它的歷史及最後目的(碎石物質再循環或工業廢棄物處置)而定。
- 複雜幾何及或不均勻物質(內部污染管路、泵、閥)的問題是如何證明他們的活度水平低於現行的解除管制標準。

除役時不僅加馬放射核種重要，例如 Cs-137、Co-60，同時亦存在阿伐污染造成量測問題。對於廢棄物管理之難測核種的測定是非常重要的，例如 Ni-63、Ni-59、Sr-90、Nb-94、C-14、H-3 等純貝它核種及 Am-241、Pu 及 U 等長半化期阿伐核種，由於他們的長半化期及特別毒性，是個長期受關注的問題。

廢棄物難測核種的測定是個困難的工作，有許多趨近的方法如下：
1. 中子活化計算 2. 活化及或污染試樣的放射化學量測。它的目的是對特定的一組物質估計其難測核種對易測核種的比例，此方法稱為核種向量(nuclide vector)。表 2.2 為一個來自水污染物件之放射化學核種

向量分析案例。

表 2.2-1 來自水污染物件之放射化學核種向量分析案例

比例因數			
Ni-63/Co-60	1.1	Sr-90/Cs-137	4.3
Ni-59/Ni-63	2E-3	Am-241/總阿伐	0.456
Fe-55/Co-60	1.83	Pu-238/總阿伐	0.35
Nb-94/Co-60	4E-3	Pu-239+240/總阿伐	0.15
C-14/Co-60	4.2E-3	Pu-240/Pu-239	1.8
H-3/Co-60	3.2E-4	Pu-242/Pu-239	3.4E-3
Cl-36/Co-60	3.7E-6	Cm-244/總阿伐	0.04
Sb-125/Co-60	1.9E-3	Pu-241/Am-241	43.3
Tc-99/Co-60	5.9E-6	總 U/總阿伐	0.004

2.2.1 熔化之金屬外釋

有些拆除金屬物質的污染活度非常低很難量測，或不均勻污染，將這些物質送至核鑄造廠熔化有許多優點：

- 藉揮發某些核種(如 Cs-137)或轉移至溶渣(如阿伐蛻變核種)，將金屬除污。
- 將熔化的金屬視為均勻，可準確測定放射性核種含量。

- 二次廢棄物(飛灰、溶渣)的量相當低。

此經驗已應用於 Belgium 核電廠的拆除金屬廢棄物。

2.2.2 不須特別處理之外釋

有些物質能立即外釋，截至目前已有 94 噸能無條件外釋，且送往廢金屬工業(50 噸)及混凝土建造工業(44 噸)。外釋約 3 噸(24.4 m³)含有石棉之絕緣物質，此廢棄物有條件且以有害物質在許可處置場處置。

2.2.3 清洗之人為除污之外釋

表面輕微灰塵污染物質以人為簡單的清洗方式外釋，而貯存池的拆除物件使用一些清潔劑清洗後可外釋。截至目前已有 60 噸外釋，15 噸金屬送金屬工業，45 噸水泥送製造工業。

2.2.4 濕研磨除污之外釋

油漆、銹或不銹鋼物件的污染較高，高至 1000 Bq.cm⁻²，不能以簡單的清洗方式外釋，須採用磨蝕去污技術。此技術的限制為應用於簡單幾何條件的物件，因為磨蝕噴器要能達到整個表面。

截至目前已有 21 噸物質被處理，一般約 10~20 %物質由於除污困難或污染位置不易量測無法外釋，物質若無法除污則送往核熔鑄廠熔化以後外釋。污染的鉛磚很容易以濕研磨除污。

2.2.5 化學除污之解除管制外釋

碳鋼或不銹鋼物件的污染相當高，達 20,000 Bq/g 以上，以化學除污法處理。已經處理 3.5 噸，其中手提偵檢器表面偵測外釋 1.5 噸。對大多數物件，外釋量測為一個個物件或 20 kg 小批次的總加馬全量計測，然後再以 250 kg 桶裝批次之 Q2 加馬能譜量測。

2.2.6 混凝土的外釋

置於反應器壓力槽上方之再補給燃料池的 28 塊重混凝土厚板全被污染，某些被活化。其中 22 塊厚板 247 噸以千斤頂鐵槌削減略加整修除污，處理後 207 噸無條件外釋，且送至混凝土製造工業循環再利用，另 42 噸仍輕微活化需處理。疑有污染混凝土以電纜鋸或鑽石鋸切割，產生的爛泥以 Q2 系統量測，乾爛泥無污染後外釋。

第三章 外釋之偵測方法

了解外釋固體物質的物理性質後，接下來則應選擇適宜的量測設備與方法，本章介紹所有應用於廢棄物外釋量測的偵檢儀器與技術。

廢棄物外釋之偵測方法的選擇依廢棄物的特性、污染性質、所要偵測輻射能力與能提供的偵測儀器而定。以下分成四類來說明：

- (1) 使用傳統儀器的偵測方法
- (2) 輸送帶式監測器(CSM)掃描偵測
- (3) 全量偵檢
- (4) 實驗室分析方法

3.1 使用傳統儀器的偵測方法

使用傳統儀器的偵測方法一般分成三類：(1)掃描；(2)表面活度的直接量測及(3)擦拭及各式各樣的取樣。

所要考量的偵測儀器參數包括計測時間(對表面活度的直接量測)、背景水平及偵測效率，以決定其最低可測濃度(minimum detectable concentration, MDC)是否低於外釋限值，以明確地決定廢棄物是否可以外釋。典型的偵測儀器包括充氣式比例計數器、蓋革計數器、硫化鋅(ZnS)及碘化鈉(NaI)閃爍偵檢器。

3.2 使用傳統儀器之外釋偵測與取樣方法

傳統偵測應用包括(1)只有掃描；(2)掃描及直接量測及(3)統計基礎之取樣。

3.2.1 只有掃描

偵測儀器的掃描靈敏度夠低，即掃描 MDC 必須小於導出濃度指引水平(derived concentration guideline level, DCGLs)，以及掃描儀器能自動記錄偵測結果，當這二個條件滿足時，這個偵測方法才適用於外釋固體廢棄物之量測。

所有固體物質可以分成非影響與影響二類，非影響固體物質依歷史過程為無污染存在，而影響物質依運作及了解過程可能存在一些污染。影響物質又可進一步依已知的污染水平或可能污染程度分成三級。第一級物質為依已知的污染水平(依以前的偵檢)或可能污染程度(依了解過程)的污染水平超過外釋限值；第二級物質為污染可能存在或已知有污染，但其污染水平不太可能超過外釋限值；第三級物質為不

可能有污染，或依其已知的污染水平(依以前的偵檢)或可能污染程度(依了解過程)之污染水平遠低於外釋限值。

掃描範圍依物質等級而定。第一級物質應 100 % 掃描表面，第二級物質 50 %~100 %，而第三級物質 10 %~50 %。且物質偵測單元的大小同樣也為物質等級的函數，即第一級偵測單元的物質量應小於第二級或第三級偵測單元。

3.2.2 掃描及直接量測(或取樣)

若有足夠的掃描靈敏度(即掃描 MDC 小於 DCGLs)，則這個解除管制的偵測方法可行；但若掃描儀器無法自動記錄掃描結果，則須執行一些直接量測(或取樣分析)，以記錄掃描結果。掃描範圍仍需依物質等級而定。第一級物質應 100 % 掃描表面，第二級物質 50 %~100 %，而第三級物質 10 %~50 %。

3.2.3 統計基礎之取樣

當偵測儀器的掃描靈敏度 MDC 大於 DCGLs 時，掃描結果不能證明符合外釋限值，因此必須依試樣的大小設計傳統外釋偵測取樣。但仍然執行掃描，以找出可能超過掃描 MDC 的污染，而落在 DCGLs 及掃描 MDC 之間的污染區域可能無法偵測到。掃描範圍應以物質等級區分，仍依三級處理如上 3.2.2 節所述。

在大多數的例子，建議使用 MARSSIM 的統計試驗，且為了同樣的理由，選擇符號檢驗(Sign test)及雙樣本中位數差異檢定(Wilcoxon Rank Sum, WRS) test 的標準是相同的。當放射性核種不存在背景中(或它的背景濃度可忽略)，且量測特定放射性核種時，一般使用 Sign

test；否則使用 WRS test。

3.2.4 廠址區域分類，劃定偵檢單元和參考區域

廠址之每個區域均需依其受污染的潛在影響情形來進行分類，可分為兩類：影響區(impacted area)和非影響區(non-impacted area)。

倘若某一區域是屬於潛在污染地區，則分類為影響區，此影響區又依影響程度由高至低分為三級：

第一級(class 1)影響區—表示現在或過去有量測活度高於 DCGLw(指在一個完整的偵檢單元內之 DCGL 平均值)的潛力，

第二級(class 2)影響區—表示現在或過去雖受過潛在污染影響，但是量測時應該僅有少數會高於 DCGLw，

第三級(class 3)影響區—則表示沒有潛在影響或影響潛力非常低。

至於非影響區，則表示從來就沒有受輻射污染影響的考量。各區域之空間又因偵檢規劃與執行之需要，需分割成許多塊小單元，稱為偵檢單元(survey units)。除役之法規外釋驗證是以一個個偵檢單元為基礎來決定的，一個廠址要能外釋，必須其內所有偵檢單元均符合外釋標準才行。各個偵檢單元的大小與其區域分類等級息息相關，越具污染潛力之區域，其偵檢單元就要分割地越小。

3.2.5 成堆取樣方式建議

針對成堆廢棄物的取樣方式，為求樣品具有代表性，建議採用原能會民國 89 年 01 月 10 日修訂公布的:建築材料用事業廢棄物之放射性含量限制要點，附錄二放射性含量測定方法與取樣方法：

- a. 在生產線取樣時,每天取樣一次,樣品量為 2 公斤,連續取樣三天,總量為 6 公斤,混合均勻後取 2 公斤作為代表性樣品。
- b. 在堆場取樣時,按堆的頂端、中部和底部三點及堆的四周等距離的四點,在離表面 30 公分深度,每點取樣 1 公斤,混合均勻後取 2 公斤為代表性樣品。
- c. 當樣品顆粒粒徑有部分大於 3mm 時,則以 3mm 篩子篩選,大於 3mm 的經碾碎篩選後混合。

第四章 一定活度或比活度以下放射性廢棄物之難測核種分析技術

核設施運轉、清理、拆除及除役過程均產生數量龐大的廢金屬和混凝土等廢棄物,其中未遭受污染或污染程度低微的廢棄物,對環境及民眾實際影響劑量或風險相當小,並無顯著安全顧慮。根據國外除役專案評估,這類廢棄物約佔全數的 95%,而放射性廢棄物僅約佔 5%。如果這類廢棄物全數當作放射性廢棄物處置既不經濟,亦不實際,先進國家經過審慎的外釋測定程序後多將判定為一定活度或比活度以下的放射性廢棄物當作資源回收利用或當作一般產業廢棄物掩埋處置。外釋測定前的首要工作是在“事前調查階段”先針對不同廢棄物來源建立易測核種(Co-60 及 Cs-137)與難測核種(純貝它或阿伐核種)的核種組成比,以便隨後外釋測定時由測得易測核種活性濃度推定難測核種的活性濃度,而所有核種的活性濃度皆符合一定活度或比活度放射性廢棄物管理辦法規定後始得外釋。例如台灣研究用反應器(簡稱 TRR)及附屬設施在清理及拆除過程中,產生大量的混凝土塊,其中,除 Co-60 及 Cs-137 等加馬核種外,其餘為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。放射性核種濃度的測定對於廢棄物管理、環境監測、地質研究,乃至於半導體元件缺陷等皆有其重要性。而由於核種特性因素,對於

長半衰期之阿伐或貝它核種，因為需經過繁瑣之放射化學分離程序，及透過適當之樣品製備技術，因此除了需要耗費相當多試劑及時間外，更需要精純之分析技術人員，方能得到所需結果。對於放射性廢料的管制與管理或最終處置，長半衰期核種（如超鈾元素、 ^{129}I 、 ^{99}Tc 等）對環境及民眾劑量影響相對重要，因此廢棄物分類法規中允許之限值相對其他核種更為嚴苛。

近年來，由於感應耦合電漿質譜儀(ICP-MS)技術發展成熟，具備高靈敏度的特性，恰好可彌補傳統放化分析方面之不足。國內在過去放射化學分析的經驗上，皆以傳統核子儀器偵測阿伐能譜或液態閃爍偵檢器(LSC)偵測阿伐或貝它難測核種。放眼國際核能工業的作法，例如美國橡嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)(如圖 4-1 所示廢料分析實驗室)在環境復育與廢料的管理上以 ICP-MS 量測 ^{99}Tc 、Am 同位素、Pu 同位素、Np、U/Th 同位素等半定量或全定量分析及同位素比值分析；日本分析中心(Japan Chemical Analysis Center, JCAC)、法國環境放射性量測實驗室，已逐漸以 ICP-MS 量測環境中之長半化期的難測核種(如 ^{99}Tc 、 ^{129}I 、 $(^{239+240})\text{Pu}$ 、 ^{241}Am 等超鈾元素)。

美國環保署(U.S. EPA)相信 ICP-MS 的分析方法可以更節省成本與人力，比 2000 年 12 月核准的放射性核種分析技術更為靈敏。因此，於 2004 年正式核准以 ICP-MS 分析技術監測飲用水中鈾的濃度，其中鈾的 MCL(Maximum Contaminant level)為 $30\ \mu\text{gL}^{-1}$ ，以符合 40 CFR 141.25(a)法規之鈾的量測，其方法參考 EPA 200.8、ASTM D5673-03 與 SM 3125。

對於長半衰期之阿伐或貝它等難測核種，在適當的放射化學分離下，相較於傳統核子儀器(如阿伐能譜或液態閃爍偵檢器 LSC)之冗長的計測時間(至少半小時至數十個小時)，ICP-MS 於 10 分鐘內(含調

機時間)，可快速得知樣品中同位素的濃度；為一高靈敏度、高精密度及穩定性高的儀器，對於未來除役樣品數量多樣性，可研究並建立新的快速、量測分析難測核種技術，以減少人力與物力。下列四種情形使用傳統放射性活度分析方法有其限制：

- (1) 若二個核種放射型態相同能量又太接近，儀器解析度無法克服二者能譜波峰的重疊，且半衰期太長或太接近，則不易以數學模式計算分辨，就無法分別定量。如 ^{239}Pu 及 ^{240}Pu 二者化學性質相同，其阿伐能譜之能量分別為 5.15MeV 及 5.16MeV，半衰期分別為 2.41×10^4 年及 6.57×10^3 年，因此阿伐能譜無法分辨及定量這二個核種。而 ICP-MS 之測定原理是根據二者之不同原子量而測定，可輕易分別定量。
- (2) 核種的放射型態若是純貝它衰變，由於貝它能譜是連續性且涵蓋很廣的範圍，通常都有嚴重的重疊現象，除非半衰期差異相當大，純貝它放射性核種如 ^{147}Pm 和 ^{151}Sm 就需要經多次繁雜耗時的分離程序以純化個別核種，避免其他核種之干擾。
- (3) 核種的比活度(specific activity)太低，也就是單位重量之放射活度太低。通常半衰期較長之核種，其比活度都較低，因此無法使用傳統方法偵測。例如 ^{113}Cd 之半衰期為 9×10^{15} 年，需要非常冗長的計測時間； ^{129}I 之半衰期為 1.57×10^7 年，比活度僅 $1.62 \times 10^{-4} \text{Ci/g}$ ，傳統放射偵測方法必須經多次濃縮，才能偵測得到。其次是阿伐核種本身有明顯的自吸收問題，除非核種的質量相當小，此自吸收效應造成解析度的損失(又稱 smeared spectrum)，例如 ^{232}Th 。表 4-1 列舉較適合以 ICP-MS 定量分析的長半衰期之低比活度核種。
- (4) 為了降低最小偵測活度(minimum detection activity, MDA)而需要不合理的延長計測時間，或不合理的大量樣品。例如尿樣中 $^{239+240}\text{Pu}$ 之 MDA 要求若為 $8.5 \times 10^{-5} \text{Bq}$ ，則需 6×10^5 秒(約一週)的計

測時間，或者是數公升尿樣作計測，除非進行放射化學分離之前濃縮或萃取技術，否則放射法直接偵測有其困難度。放射性活度和核種個數的關係如下式所示：

$$N = A \times t_{1/2} / \ln 2$$

式中 N 為原子數目，A 為放射性活度， $t_{1/2}$ 為半衰期。因此，在相同的活度之下，若半衰期愈長，則原子數目 N 就愈大。換言之，就愈容易以儀器分析方法測定。

一般而言，半衰期超過 10^3 年，即適用以 ICP-MS 分析核種的質量濃度，而勝於以放射性活度之偵測，尤其像環境樣品中之核種活度相當低，常常要 3,000 至 80,000 秒的計測時間(約 50~1,300 分鐘)完成一件樣品測量，而使用 ICP-MS 則只要 5 分鐘時間(即使包含儀器調機時間不超過 20 分鐘)即可完成一件樣品測定。使用放射性度量之分析方法，不同核種有各自的分離程序，不但樣品消耗量較大，而且全部分析完成所耗費人力更為可觀。至於 ICP-MS 只要樣品前處理完成後，可以多元素一次完成分析檢測，因此使用 ICP-MS 分析技術，可大幅提升樣品分析的速率和數量。表 4-2 亦客觀地比較 ICP-MS 與傳統放射化學分析方法的優缺點說明。

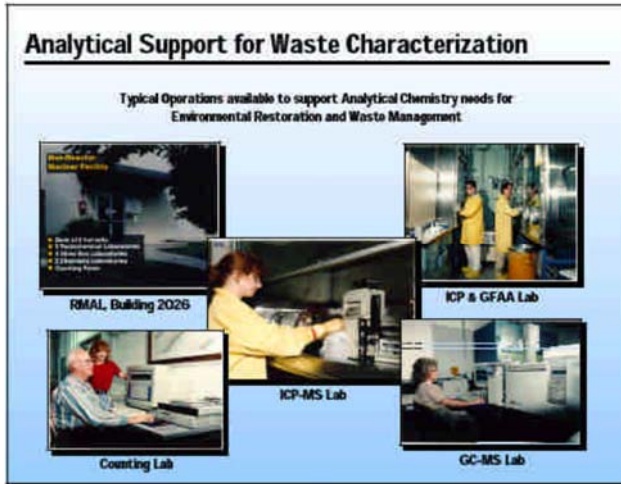


圖 4-1 美國橡嶺國家實驗室-廢料特徵化分析實驗室

表 4-1. 適用 ICP-MS 分析核種之半衰期及比活度

核種	半衰期(年)	比活度(Ci/g)
⁹⁹ Tc	2.1×10^5	1.71×10^{-2}
¹²⁹ I	1.57×10^7	1.62×10^{-4}
²²⁶ Ra	1.6×10^3	9.90×10^{-1}
²²⁹ Th	7.30×10^3	2.14×10^{-1}
²³² Th	1.39×10^{10}	1.11×10^{-7}
²³⁰ Th	7.7×10^4	1.94×10^{-2}
²³⁷ Np	2.1×10^6	6.9×10^{-4}
²³⁹ Pu	2.4×10^4	6.1×10^{-2}
²⁴⁰ Pu	6.5×10^3	2.27×10^{-1}
²⁴² Pu	3.9×10^5	3.9×10^{-3}
²³⁴ U	2.4×10^5	6.2×10^{-3}
²³⁵ U	7.13×10^8	2.14×10^{-6}
²³⁶ U	2.34×10^7	6.48×10^{-5}
²³⁸ U	4.51×10^9	3.33×10^{-7}
²⁴³ Am	7.37×10^3	2.00×10^{-1}

表 4-2 ICP-MS 與傳統核子儀器分析方法的優缺點比較

項目	Alpha spectrometer or LSC	ICP-MS
偵測原理	根據放射性核種的能量測定	根據不同的原子質量數測定
優點	(1)對阿伐能譜而言，僅須添加適當的示蹤劑，即可得知樣品中其他同位素的活度（濃度）	(1)於同一時間內（10 分鐘內，含調機時間），可快速得知樣品中同位素或多元素的濃度；為一高靈敏度、高精密度及穩定性高的儀器。
	(2)儀器價位及維護成本較低	(2)免電鍍或共沉澱（較少之樣品製備及前處理需求）
	(3)對TDS 容忍度較高	(3)可測量大部分放射與非放射元素且適合偵測比活度低的核種。對於半衰期超過 10^3 年，以 ICP-MS 分析勝於傳統之偵測。 (4)質量數差異在 0.5-0.7 amu 以上即可分離 並輕易定量，並可藉由碰撞室技術消除其他物種的干擾。
	(1)為了降低最小偵測活度(MDA)而需要不合理的延長計測時間，或大量樣品。尤其對環境樣品 alpha counting而言,需 12~20 小時；對 LSC 而言需 30 分鐘。	(1) 放射性元素之標準品不易購得且價格相當昂貴

缺點	(2) 需電鍍或共沉澱 (For alpha	(2)儀器價位及維護成本較高
	(3)僅能量測放射性元素阿伐或貝它核種	(3)對 TDS(Total dissolved solids)容忍度較低，需小於<0.1%.
	(4) 對於元素放射型態相同(如阿伐核種)且同位素能量接近者無法分離,如 Pu-239 (5.15 MeV)與 Pu-240 (5.16 MeV),Th-230(4.68 MeV)與U-234 (4.77 MeV)	
	(5) 核種的放射型態若是貝它衰變，因貝它能譜是連續性且涵蓋很大的範圍，通常都有嚴重的重疊現象。如 Pm-147 和 Sm-151 就需要經多次繁雜耗時的分離程序以純化個別核種 · 避免其他核種之干擾。	

第五章 常用廢棄物核種量測系統比較

對於極低活度放射性廢棄物外釋量測，通常是量測加馬核種活性濃度，再依據比例因數，推算難測核種的活性濃度。針對廢棄物桶加馬核種，能作加馬核種分析、國際上使用頻度高且國內已建置者，首推高鑑別率全量桶型加馬能譜分析系統，如圖 5-1 Canberra Q2 系統及圖 5-2 Ortec QED 系統。此類系統使用三個純鍺(Ge)偵檢器，亦可增加第四個碘化鈉(NaI)偵檢器，以縮短計測時間，10~15 cm 鉛或鐵屏蔽。基本上假設廢棄物的密度與活度為均勻分佈，故系統可加裝旋轉盤，計測時定速轉動廢棄物桶，以降低不均勻分佈的影響。因此，

使用上須特別注意廢棄物均勻分佈之問題。

為了增進量測的準確度，Canberra 及 Ortec 公司亦各自推出分區加馬掃描 (Segmented Gamma Scanner, SGS) 及斷層加馬掃描 (Tomographic Gamma Scanner, TGS) 系統，如圖 5-3 ~ 圖 5-6。前者可將廢棄物桶分成十六個垂直區間(小的廢棄物桶則分成十三個垂直區間)，每個區間假設各別均勻分佈，分析結果為這些區間量測結果的總合。後者斷層加馬掃描系統 TGS 則是分區加馬掃描 SGS 技術的更新，量測時不僅是簡單地轉動，同時亦垂直移動，對每一個區間，會有 150 個量測能譜。對相同的廢棄物量測，其結果較 SGS 準確，並且可用於非均勻廢棄物的量測。

另外，針對不規則形狀無法裝桶之固體放射性廢棄物，目前能作加馬核種分析、國際上使用頻度高且國內已建置為現場加馬計測系統 (In-Situ Object Counting System, ISOCS)。它是個現場加馬計測系統，與傳統取樣再至實驗室分析比較，可於現場立即得到結果，避免取樣誤差，節省人力、時間與成本。系統主要部份為鍺偵檢器與核儀組件、移動車、一套標準的屏蔽/準直儀、分析軟體，如硬體圖 5-7 及圖 5-8。它的應用範圍非常廣，包括核設施除役、環境監測、廢棄物分析、建築物污染評估、核設施保養計測及緊急應變計測等。

雖然現場加馬計測系統 ISOCS 如上所言，應用非常廣，且可應用於不規則形狀廢棄物的量測，此系統已內建 10 種標準幾何模式校正效率，但量測比前三套系統誤差大。



Figure 1: The Model WM2110 Germanium Q² Low Level Waste Assay System.

圖 5-1 Canberra Q2 系統



圖 5-2 Ortec QED 系統



圖 5-3 Canberra SGS Segmented Gamma Scanner



圖 5-4 Ortec SGS Segmented Gamma Scanner



圖 5-5 Canberra TGS Tomographic Gamma Scanner



圖 5-6 Ortec TGS Tomographic Gamma Scanner



圖 5-7 ORTEC ISO-CART™ 系統



圖 5-8 CANBERRA ISOCS 系統

第六章 放射性廢料量測作業流程

由前述極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展的分析、彙整結果可知，要提出一個標準的量測作業流程是不容易的，因為固體放射性廢棄物的材質、形狀、體積、活度分佈的特性相當複雜，而且與量測前之處理程序及使用之量測設備有關，因此僅能依前面的工作經驗，提出一般性的量測作業流程作參考，實際執行流程則可依廢棄物的特性、處理方法及量測設備調整。此建議的量測作業流程，依每年放射性廢棄物外釋低於一公噸或大於一公噸建議於兩份放射性廢棄物外釋導則的附件中。大致步驟如下：

(1) 特性評估

依據廢棄物的歷史資料，評估廢棄物是否污染，將廢棄物分成放

射性及清潔非污染廢棄物兩類，清潔非污染的廢棄物可依管制區內清潔廢棄物偵測離廠放行作業，經過偵檢，證明符合離廠放行標準，即可離廠。

(2) 分類檢整

各種極低活度放射性廢棄物依其來源、材質、核種半化期等特性加以分類，並檢視初步的活度量測結果，依據處置成本、物質價值、解除管制檢驗成本、除污成本等考量，決定是否進行除污、切割、熔煉、封裝等檢整作業，或以放射性廢棄物處置。

(3) 初步篩選

已分類之極低活度之放射性廢棄物，建議使用掃描、手提式偵檢器直接量測、擦拭或全量加馬偵檢系統，以快速淘汰無法滿足外釋標準的放射性廢棄物。

(4) 外釋量測

經檢整及篩選之固體放射性廢棄物，則依其物質的性質及所含的放射性考量檢驗方法，可使用傳統的偵檢儀器量測、取樣分析，或各大儀器廠商已針對固體放射性廢棄物外釋需求，發展各式各樣的新型量測系統進行外釋量測。

(5) 難測核種比例因數建立

目前無任何量測系統可同時量測阿伐、貝它及加馬污染核種，且

某些難測核種極難直接量測。因此對於這些難測核種，利用量測廢棄物中存在易測加馬核種之活度，及取樣核種分析，建立其比例因數，來推算這些難測核種的活度是必要的。另外，亦可依歷史、蒐集之文獻資料，合理保守評估比例因數。

(6) 外釋標準符合評估

依據廢棄物之各放射性核種的活性濃度量測結果，或加馬核種活性濃度量測結果，應用比例因數推算各難測核種活性濃度，即可與解除管制限值標準比較，比較方法建議於放射性廢棄物外釋管理辦法的附件中，以判定該廢棄物是否符合法規要求。若符合，則檢具相關資料向主管機關申請外釋。

第七章 核電廠除役廢棄物外釋計畫審查導則(草案)

核子反應器設施產生固體廢棄物之外釋計畫審查導則(草案)建議如下：

第一章 前言

- 一、目的：申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物（以下簡稱廢棄物）外釋之目的。
- 二、適用範圍：適用此外釋計畫廢棄物種類，均可依內容執行外釋作業。
- 三、法規引用
撰寫外釋計畫所引用之法規、技術規範或相關文獻。

(一) 審查範圍

審查人員參核核子反應器設施產生固體廢棄物之外釋計畫導則，針對擬外釋廢棄物種類內容執行審查。審查本章的範圍包括：一、目的；二、適用範圍；三、法規引用。

(二) 程序審查

審查人員應查核外釋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. 申請者提出的廢棄物外釋目的。
2. 外釋計畫廢棄物種類是否在外釋計畫導則適用範圍內。
3. 撰寫外釋計畫所引用之法規、技術規範或相關文獻。

(三) 審查要點與接受基準

固體廢棄物之外釋計畫應敘明外釋之目的為何，並確認擬外釋之固體廢棄物符合本導則之適用範圍。

撰寫外釋計畫所引用之法規、技術規範或相關文獻皆應完整條列之。

(四) 審查發現

審查人員應查核申請書所提出的外釋計畫書資訊完整齊備。審查人員應查核申請者之目的、範圍及引用之法規及準則，確認與現行法規規定符合。

(五) 相關法規與技術規範

1. 核子反應器設施管制法。

2. 核子反應器設施管制法施行細則。
3. 核子反應器設施除役計畫導則。
4. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理辦法。
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。

第二章 管理組織及權責

外釋計畫管理組織架構、執行單位、檢測單位、品保單位、各工作範疇與責任。

(一) 審查範圍

審查人員參考一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則，審查本章的範圍應包括：外釋計畫管理組織架構、執行單位、檢測單位、品保單位、各工作範疇與責任。

(二) 程序審查

審查人員應查核外釋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. 組織、任務編組與權責。
2. 外釋計畫執行程序中之報告層級訂定，並利用圖、表等方式說明各單位間的合作與關聯。
3. 各組間的權責劃分，確保外釋過程能以安全且明確的方式執行，包含操作程序與安全考量。

4. 載明外釋任務之管理辦法，以及描述各組任務之評估方式
5. 說明輻射防護管理組織權責、指揮監督之單位或任務編組、輻射防護人員配置與任務等事項。
6. 闡明輻射工作人員所需接受之輻射防護相關教育訓練。
7. 說明輻射防護人員之權責與義務及其在計畫執行中之特殊權力，包含中止放射性物質處理等程序。
8. 明述針對訓練主題是否符合執行計畫之專長需求，承諾有進行相關紀錄之維護與保存。
9. 概述承包商將執行之任務，包含執行該任務的廠址地點描述。
10. 關於申請者或責任機構訓練承包商人員之監督責任與職權的描述。
11. 申請者或責任機構對於承包商人員及承包商自身所提供之教育訓練內容的描述。
12. 承包商會遵守設施中所有輻射安全與工安執照要求的承諾，若申請者尚未決定承包商，申請者應承諾未來將要求承包商遵循。

(三) 審查要點與接受基準

申請者必須說明計畫之執行宜採分工方式，設置外釋工作小組、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；另設有品保小組依職責劃分各盡其責，以確保本計畫在良好管理下，依要求之品質執行各項相關工作。各小組職掌舉例如下：

- (1) 計畫主持人：

- a. 計畫主持人，負責本計畫之全盤規劃與推動。
 - b. 得指派專人擔任計畫執行人，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。
 - c. 督導品保程序書之建立與品保稽查工作。
- (2) 核/輻安委員會：
- a. 審查外釋計畫。
 - b. 抽查外釋計畫作業執行狀況。
 - c. 廢棄物外釋前，審查外釋作業量測結果是否符合外釋規定。
- (3) 輻防與工安小組：
- a. 負責輻防管制區域之建立與管制。
 - b. 負責作業現場之空浮偵測、表面污染與輻射劑量率之偵測。
 - c. 負責施工現場所有輻安與工安相關事項之檢查。
 - d. 針對被判定為污染之廢棄物執行除污/檢整作業。
- (4) 樣品分析小組：
- a. 負責廢棄物之取樣與活度量測分析。
 - b. 負責輻射劑量率、累積劑量與空浮活度監測。
- (5) 外釋工程小組：
- a. 負責外釋作業之規劃與執行，
 - b. 對於已核准可外釋廢棄物，執行外釋作業。
 - c. 負責針對外釋廢棄物進行拍照、記錄及數量統計等工作。

(6) 品保小組：

- a. 複查(double check)並確認其他小組是否依計畫書進行。
- b. 複查各相關紀錄與偵測數據之準確性。
- c. 查核各文件紀錄與保存是否完整、分類是否確實。
- d. 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

審查人員應評估申請者之計畫管理組織架構、權責劃分及人力資源管理，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。

(五) 相關法規與技術規範

1. 核子反應器設施管制法。
2. 核子反應器設施管制法施行細則。
3. 核子反應器設施除役計畫導則。
4. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理辦法。
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。

第三章 來源及特性

- 一、廢棄物產生方式、原因及處所。
- 二、廢棄物之分類方法及流程（依廢棄物的性質如形狀、類別等）。
- 三、廢棄物特性。
 - 1、放射性核種。
 - 2、可燃性、非可燃性或其他材質。
 - 3、廢棄物包裝容器尺寸。（無外包裝者免填）

（一）審查範圍

審查人員參考一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則，審查本章的範圍包括：一、廢棄物產生方式、原因及處所。二、廢棄物之分類方法及流程（依廢棄物的性質如形狀、類別等）。三、廢棄物特性。

（二）程序審查

審查人員應查核放射性廢棄物外釋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. 說明放射性廢棄物產生方式、原因及處所。檢附廢棄物來源、類別、型態與數量相關文件。
2. 廢棄物之分類方法及流程（依廢棄物的性質如形狀、類別等）。
3. 以立方公尺、公噸或相當於標準桶數，表示外釋計畫的待

處理放射性廢棄物總量。

4. 說明放射性廢棄物實測或依比例因數推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化活性與空間劑量率等特性。

(三) 審查要點與接受基準

申請者必須說明擬外釋固體廢棄物來源(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)及處理流程等相關背景資料，詳細資料須於外釋計畫書中載明。

混凝土塊特性，應描述結構特性(如比重)、表面狀態(如表面是否平整)、內部是否含有鋼筋、管線及輻射特性(如含有之核種、表面污染情形、管線、裂縫是否污染等)。

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

其他類固體廢棄物之特性，應描述結構特性(如比重)及輻射特性(如含有之核種、表面污染情形等)。

(四) 審查發現

審查人員應查核申請書所提出的放射性廢棄物來源及特性，包括類別、核種特性和數量等資料之完整性，進行定性或定量之安全審查，以確認符合放射性廢棄物外釋活度和比活度之要求。屬於可燃性、非可燃性或其他材質。廢棄物重量、體積和包裝容器規格等資料。

(五) 相關法規與技術規範

1. 核子反應器設施管制法。

2. 核子反應器設施管制法施行細則。
3. 核子反應器設施除役計畫導則。
4. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理辦法。
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。

第三章來源及特性撰寫範例如附錄一。

第四章 量測及分析方法

一、外釋行政管制值

考量量測儀器之最低可測活度、量測誤差及可能含有的非加馬核種衰變，訂定外釋行政管制值，以降低誤差所產生之外釋風險。並說明外釋行政管制值訂定方法，如何符合法規限值。

二、量測系統或儀器

量測系統或儀器量測特性、最低可測值及量測不確定度。

三、量測作業

說明下列事項，並繪作業流程圖。

(一) 如何將表面劑量率或活度較高之廢棄物進行初步篩選的方法，包括：

1. 所使用儀器及度量方法。
2. 判定標準與理由。
3. 記錄度量結果。

(二)核種比活度或總加馬比活度量測方法，包括：

1. 使用儀器及度量方法。
2. 背景值量測、量測參數、量測時間、儀器效率、最低可測活度及量測不確定度。

四、校正與追溯及分析方法

- (一) 校正方法、校正數據及測定的參數及範圍。
- (二) 校正標準。
- (三) 分析方法。

五、量測紀錄

採表面輻射劑量率量測者，請用附表一、採比活度分析者，請用附表二。並說明資料保存方式。

附表一

表面輻射劑量率（距離 5 公分）量測紀錄表（核子反應器設施）

量測日期：____年____月____日

包裝及特性：_____

量測地點：_____

背景輻射劑量率：_____ μ Sv/h

儀器名稱：_____

校正日期：____年____月____日

校正單位： _____

編號	重量 kg	表面輻射劑量率 μ Sv/h	廢棄物核種	備註

量測者： _____

輻防人員： _____ 輻防證照號碼： _____

附表二

比活度分析紀錄表（核子反應器設施）

取樣日期：____年____月____日

分析日期：____年____月____日

廢棄物種類：_____

重量：_____ kg

包裝及特性：_____

儀器名稱：_____

校正日期：____年____月____日

能譜校正之射源：_____

儀器效率：_____

校正單位：_____

最低可測值：_____

空盤背景值：_____

度量時間 (min)：_____

取樣及前處理：_____

編號	樣品重量 g	度量時間 min	樣品		總活度 Bq	外釋比活度限 值 Bq/g
			核種	比活度 Bq/g		

註：本表由申請單位填寫，若委外分析，請附分析報告。

分析者（單位）：_____

審核者：_____

（一） 審查範圍

審查人員參考一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則，審查本章的範圍為除役期間之輻射量測及分析方法規劃，包含一、外釋行政管制值；二、量測系統或儀器；三、量測作業；四、校正與追溯及分析方法；五、量測紀錄等內容。

（二） 程序審查

審查人員應查核外釋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：

- 一、 外釋行政管制值，並說明外釋行政管制值訂定方法，如何符合法規限值。
- 二、 量測系統或儀器，包含量測系統或儀器量測特性、

最低可測值及量測不確定度等資訊。

- 三、 量測作業，並說明下列事項，並繪作業流程圖。
 - (一)如何將表面劑量率或活度較高之廢棄物進行初步篩選的方法；包括：1. 所使用儀器及度量方法。2. 判定標準與理由。3. 記錄度量結果。(二)核種比活度或總加馬比活度量測方法。包括 1. 使用儀器及度量方法。2. 背景值量測、量測參數、量測時間、儀器效率、最低可測活度及量測不確定度。
- 四、 校正與追溯及分析方法，包含(一) 校正方法、校正數據及測定的參數及範圍。(二) 校正標準。(三)分析方法。

(三) 審查要點與接受基準

申請者必須訂定外釋行政管制值，以降低誤差所產生之外釋風險。並說明外釋行政管制值訂定方法，如何符合法規限值。所使用量測儀器之最低可測活度、量測方法之不確定度及可能含有的非加馬核種活度，最低可測活度、量測方法之不確定度估算應依據財團法人全國認證基金會所制定“放射性廢棄物解除管制量測技術規範” TAF-CNLA-T12(2)之方法進行評估。

外釋行政管制值加上 3 倍量測不確定度(99.7%信賴度，單邊誤判機率<0.15%)應小於解除管制活度 100 Bq/kg，以確保放射性廢棄物外釋不會有誤判情形發生。

申請者必須說明所使用量測方法與儀器之特性，依財團法人全國認證基金會(TAF)，測試結果量測不確定度評估指引(ISO GUM,2013)，評估其最低可測值(MDA)及量測不確定度。

最低可測值應小於解除管制活度 100 Bq/kg 的 1/5。

若使用掃描式計數率型手提偵檢器進行表面劑量率或活度汙染檢測，其 MDCR (minimum detection counts rate) 值可以參考 MARSSIM(11) 第 6 章現場量測方法與儀器之偵檢能力指引進行背景計數率偵測，據此估算儀器之 MDCR 值。

申請者必須說明下列事項，並繪製量測作業流程圖。

(一) 如何將表面劑量率或活度較高之廢棄物進行初步篩選的方法，包括：1. 所使用儀器及度量方法。2. 判定標準與理由。3. 記錄度量結果。所使用儀器應選擇表面劑量率偵測低限可達天然背景輻射劑量率水平(約 0.05 微西弗/小時)之儀器，解析度須達 0.01 微西弗/小時。

(二) 核種比活度或總加馬比活度量測方法，包括：1. 使用儀器及度量方法。2. 背景值量測、量測參數、量測時間、儀器效率、最低可測活度及量測不確定度。核種比活度或總加馬比活度量測方法最低可測值應小於解除管制活度 100 Bq/kg 的 1/5。

所使用儀器應建立校正程序書、校正計畫、頻度及校正方法。校正及量測可追溯至國家或國際標準，並參加適宜之實驗室間比對。

實驗室應以能力試驗活動中的良好表現來證明其技術能力。實驗室因應人員、方法、設備等異動，應定期審查能力試驗參與計畫，三年內至少有一次之能力試驗活動合格紀錄。

量測儀器應顯示校正狀態及有執行校正、查核之程序。實驗室應使用最新及適用之測試/校正方法及程序，並盡量採用國際或國家標準方法。若使用自行研發方法應經驗證確認其準確性，包括測試/校正結果，測試/校正程序及適用說明。

實驗室所有量測紀錄內容，採表面輻射劑量率量測者，至少包含”一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則”附件二附表一資訊。採比活度分析者，至少包含附表二資訊。

敘明資料保存方式，所有紀錄應易於閱讀，其儲存與保管方式應便於存取，並提供適宜的環境，以減少損壞、變質及防止遺失。紀錄之保存時限應予制訂。所有紀錄應予安全保護與保密。紀錄保存年限均應明確納入相關作業程序書與紀錄表單中。相關之偵測與取樣紀錄表單及量測分析儀器校正報告，至少保存至除役完成後 10 年。

對於放射性廢棄物中難測核種，應利用量測廢棄物中存在易測加馬核種之活度，並抽樣以 ICP-MS 分析難測核種，建立其比例因數之核種數據資料庫，來推算這些難測核種的活度，以增加準確度並減少人力與物力。另外，亦可依歷史、蒐集之文獻資料，合理保守評估比例因數。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者所提出的輻射偵測規劃，符合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之量測及分析方法要求。並符合 相關法規與技術規範之要求。

(五) 相關法規與技術規範

1. 游離輻射防護法。
2. 游離輻射防護法施行細則。
3. 游離輻射防護安全標準。

4. 輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則。
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。
6. ISO/IEC 98-3 GUM (TAF 量測不確定度表示方式指引)
7. TAF-CNLA-T12(2) “放射性廢棄物解除管制量測技術規範”。
8. TAF-ISO/IEC 17025:2005 測試與校正實驗室能力一般要求。
9. TAF-CNLA-R05(6)，能力試驗活動要求。

第四章量測及分析方法撰寫範例如附錄二。

第五章 外釋方式及場所

一、廢棄物外釋作業方式及流程。

(說明採掩埋、焚化或回收再利用。)

二、外釋前貯存狀況、場所及預定外釋處所

(說明外釋預訂送至掩埋場、回收工廠或熱處理工廠等)。

三、廢棄物經量測及分析後，不符合外釋限值或前章規定度量輻射劑量率限值之後續處理方式。

(一) 審查範圍

審查人員參考一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則，審查本章的範圍包括：一、廢棄物外釋作業方式及流程；二、外釋前貯存狀況、場所及預定外釋處所；三、廢棄物經量測及分析後，不符合外釋限值或前章規定度量輻射劑量率限值之後續處理方式。

(二) 程序審查

審查人員應查核外釋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. 廢棄物外釋作業方式及流程，說明採掩埋、焚化或回收再利用。

2. 外釋前貯存狀況、場所及預定外釋處所，說明外釋預定送至掩埋場、回收工廠或熱處理工廠等。
3. 廢棄物經量測及分析後，不符合外釋限值或前章規定度量輻射劑量率限值之後續處理方式。

(三) 審查要點與接受基準

申請者必須以流程圖說明廢棄物外釋作業方式及流程，並說明採掩埋、焚化或回收再利用等處理與處置方式。

採掩埋處置方式應檢附外釋預定送至掩埋場之廠址描述、裝運方式與流程、掩埋後之地表輻射劑量率評估報告。掩埋後之地表輻射劑量率應承諾經實測證明，在當地天然背景輻射變動範圍之內。

採焚化處理者應送至合格焚化爐焚化。

採用回收再利用者應說明再利用方式與評估再利用可能造成之輻射影響。

1. 外釋混凝土塊清運案，應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司地址、聯絡電話、以及清運數量、點交日期、運送人員、末端集散場所等資料；清運案相關紀錄至少保存十年備查。應明確檢附相關紀錄表單。
2. 外釋量大於 10 噸者需依廢棄物清理法、營建剩餘土石方處理方案等相關法令。
3. 外釋量小於 10 噸者，外釋場所將由招商得標之專業處理機構決定；並依政府採購法之規定，由外釋作業小組訂定混凝土塊外釋購案內容，公開招標。

外釋前應規劃專用貯存場所，需有門禁管制，並可避免風吹日曬雨淋等破壞。

預定外釋掩埋場處所應審慎評估，避開人為活動或再利用的情節。可以使用 RESRAD 等評估軟體進行事先評估掩埋後之地表輻射劑量率，以確認掩埋後地表輻射劑量率在當地天然背景輻射的變動範圍之內。

預定外釋至熱處理工廠者，擬外釋之廢金屬外釋作業規劃書中廢金屬之來源、類別及特性資料，應包括下列內容：

- (1) 廢金屬來源、類別、數量(重量)、貯存現況，並檢附表面劑量率量測紀錄及照片；
- (2) 廢金屬特性，應描述結構特性(如規則或不規則形狀)及輻射特性(如含有之核種、表面污染情形)等。

外釋外運前應視狀況抽檢確認符合規定，並出具廢棄物無放射性污染證明給廢棄物處理得標廠商，始可交由得標廠商處理。

外釋單位應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司地址、聯絡電話、標售類別與數量、點交日期、運送人員、以及末端集散場所等資料，俾利後續追蹤管理，相關紀錄至少保存十年備查。

擬外釋廢棄物經量測及分析後，廢棄物含有多核種時，所有核種之活度或比活度除以一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法附表之一內核種之活度限值或比活度限值的和應小於一。所含核種的數目若不符合外釋限值或前章規定度量輻射劑量率限值，則重新除汙、檢整至符合外釋限值。若仍然不符合，則以低階放射性廢棄物處理。

(四) 審查發現

審查人員應確認申請者所提出的外釋方式及場所規劃，符

合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有關外釋方式及場所之要求。並符合相關法規與技術規範之要求。第五章外釋方式及場所範例如附錄三。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性物料管理法。
2. 放射性物料管理法施行細則。
3. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則。
4. 放射性廢棄物運作許可辦法。
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法。
6. 放射性物質安全運送規則。

第五章 外釋方式及場所範例如附錄三。

第六章 品質保證方案

一、分類及包裝品保作業

分類及包裝時，如何避免混雜其他的廢棄物。

二、儀器品保作業

1、輻射劑量率度量

儀器校正頻度、校正單位。

2、分析儀器

儀器特性、功能、最低可測值、校正頻度、校正單位。

三、取樣品保作業（無取樣作業者，免填）

樣品採集、前處理、保存、運送、接收、量測等品保作業並說明量測分析單位。

四、文件管理品保作業

各項紀錄填報、審核與保存作業。

（紀錄至少須保存十年）。

五、內部稽查

內部稽查制度與稽查方法。

（一）審查範圍

審查人員參考一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則，審查本章品質保證方案所列五大品保規定。包含：

1、分類及包裝品保作業。2、儀器品保作業。3、取樣品保作業。4、文件管理品保作業。5、內部稽查等。

(二) 程序審查

審查人員應查核外釋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. 品保計畫管理組織與各單位管理人之描述，以及組織架構圖。
2. 承諾放射性廢棄物外釋活動將有足夠的品質保證制度以符合目標，包含適於管控的品質保證程序並確保品質保證計畫中所涵蓋的活動皆記載於相關文件中。
3. 述明每部量測儀器設備所需進行的定期校正或品管項目。
4. 述明品質的改正程序，包括如何證明所採取的改正程序是適當的。
5. 述明品保記錄的管理方式及放射性廢棄物外釋期間負責執行及維護品保紀錄的品保組織等權責單位。

(三) 審查要點與接受基準

擬外釋廢棄物應經量測及分析後仔細分類及包裝，標示每一廢棄物包件之來源、類別、輻射強度及特性等資料，以避免混雜其他的廢棄物。

對於輻射劑量率度量儀器應制訂校正作業程序書，敘明校正頻度、校正方法、修正因子與追溯標準等資訊。

對於活度分析儀器，應說明儀器特性、功能、最低可測值、校正頻度、校正單位與追溯標準等資訊。

影響量測品質之關鍵因子例如儀器效率、背景與穩定度等

項目應建立品質管制圖，以確認量測品質的一致性。

對於有取樣作業者，應制訂取樣作業程序書，力求樣品具有代表性，敘明前處理、保存、運送、接收、量測、分析單位等作業程序，並留下紀錄，必要時拍照存證。

各項紀錄填報、審核應予表格化，設定保存權責、地點與保存年限，所有紀錄至少須保存十年。

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，每年最少一次。

內部稽查方案應針對管理系統的全部要項，包括測試與校正活動。稽查的活動範圍、稽查發現及其所引發之矯正措施均應予以記錄。當稽查發現造成對試驗或校正結果之正確性或有效性有懷疑時，實驗室應及時採取矯正措施。於後續追蹤稽查活動中，應查證並記錄所採矯正措施的執行情形與效果。

實驗室的管理階層應依據預定的時程與程序，定期對實驗室的管理系統及測試與校正活動進行審查，以確保其持續的適合性與有效性，並導入必要的檢討或改進。

每年至少一次品質管理審查會議，且應考慮到：

1. 政策與程序之適合性；
2. 管理與監督人員之報告；
3. 年度儀器校正計畫與執行結果；
4. 最近內部稽核之結果；
5. 矯正與預防措施；
6. 實驗室間比對或能力試驗結果；

7. 工作量與工作類型之變更；
8. 抱怨與改進的建議；
9. 其它相關因素，例如品質管制活動、資源及人員訓練計畫與成效等。

(四) 審查發現

審查人員應評估經營者的品質保證方案，以確認符合本章品質保證方案所列五大品保規定。包含：1、分類及包裝品保作業。2、儀器品保作業。3、取樣品保作業。4、文件管理品保作業。5、內部稽查等。

(五) 相關法規與技術規範

1. 核子反應器設施管制法。
2. 核子反應器設施品質保證準則。
3. 核子反應器設施除役計畫導則。
4. TAF “測試領域中低活度核種技術規範”， TAF-CNLA-T10(2)
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理辦法。
6. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。
7. TAF-CNLA-T12(2) “放射性廢棄物解除管制量測技術規範”。
8. TAF- ISO/IEC 17025:2005 測試與校正實驗室能力一般要求。
9. TAF-CNLA-R05(6)，能力試驗活動要求。
10. TAF-CNLA-R04，量測結果之計量追溯政策。

第七章 參考文獻

引用法規及技術規範以外之其他參考文獻，應於報告本文之後列述並與所引述之各章節內容對應。資料內容應詳列作者、文獻名稱、文獻出處、出版年代等。

(一) 審查範圍

引用法規及技術規範和其他參考文獻是否合宜。

(二) 程序審查

審查人員應查核報告本文之後列述參考文獻是否合宜，並應與所引述之各章節內容對應。

(三) 審查要點與接受基準

計畫書若引用其他參考文獻，應於報告本文之後列述並與所引述之各章節內容對應。資料內容應詳列作者、文獻名稱、文獻出處、出版年代等。

(四) 審查發現

參考文獻資料內容應詳列作者、文獻名稱、文獻出處、出版年代等。

(五) 相關法規與技術規範

1. 核子反應器設施管制法。
2. 核子反應器設施管制法施行細則。

3. 核子反應器設施除役計畫導則。
4. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理辦法。
5. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。

附錄一、第三章 來源及特性撰寫範例

針對固體廢棄物來源及特性撰寫核研所參考內容如下：

1、混凝土塊

為確保外釋混凝土塊符合管理辦法之規定，擬外釋混凝土塊之主要來源有：執行作業產生之混凝土塊、磚牆、水泥地板等廢棄物，且在拆除作業時，業經表面輻射偵測、整檢至不高於當地環境背景劑量率(當地環境背景劑量率以下統稱背景劑量率，以 AT1121 為例測量結果為 0.12 $\mu\text{Sv/h}$)，並集中貯存者。

外釋作業規劃書中混凝土塊之來源、類別及特性資料，應包括下列內容：

- (1) 混凝土塊來源、數量(重量)、貯存現況，並檢附表面劑量率量測紀錄及照片。
- (2) 混凝土塊特性，應描述結構特性(如比重)、表面狀態(如表面是否平整)、內部是否含有鋼筋、管線及輻射特性(如含有之核種與活度、表面污染情形、管線、裂縫是否污染等)。

2、廢金屬

為確保外釋廢金屬符合管理辦法之規定，擬外釋之廢金屬之主要來源有：在拆除作業時，業經表面輻射偵測、整檢至不高於背景劑量率(0.12 $\mu\text{Sv/h}$)，並集中貯存者。

擬外釋之廢金屬外釋作業規劃書中廢金屬之來源、類別及特性資料，應包括下列內容：

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

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

3、其他固體廢棄物

為確保外釋其他類固體廢棄物符合管理辦法之規定，擬外釋之其他類固體廢棄物之主要來源有：(1)作業產生之塑膠、木材、玻璃、廢土等固體廢棄物，且在拆除作業時，業經表面輻射偵測、檢整至不高於背景劑量率(0.12 μ Sv/h)，並集中貯存者。(2) 現有庫存之塑膠、木材、玻璃、廢土等固體廢棄物。

外釋作業規劃書中其他類固體廢棄物之來源、類別及特性資料，應包括下列內容：

- (1) 其他類之固體廢棄物來源、類別、數量(重量)、貯存現況，並檢附表面劑量率量測紀錄及照片；
- (2) 其他類固體廢棄物之特性，應描述結構特性(如比重)及輻射特性(如含有之核種、表面污染情形)。

以下為台電公司核能發電廠:一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫第三章內容範例。

一、廢棄物產生方式、原因及處所

本外釋計畫之廢棄物主要來源，包括核電廠在運轉發電過程中，來自管制區及監測區內相關設施因應維護或運轉需要，而汰換之已被污染的廢棄設備、管路、工具、過濾介質及物料等，經除污或自然衰變後、由保健物理人員偵測確認符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物」標準，而以內分箱、55 加侖桶或混凝土箱等容器盛裝，貯存於廠區清潔廢棄物倉庫、低放射性廢棄物貯存庫或廠區貨櫃集散區。

其主要來源大致分類如下：

- (一) 系統運轉所產生之廢棄物。
- (二) DCR 改善工程施工產生之廢棄物。
- (三) 機組歲修與平時維修所產生之下腳料及汰換的設備。
- (四) 電廠貯存或設施除役及清理產生之廢棄物。
- (五) 已陳報 原能會物管局並列帳管制之廢棄物。

二、廢棄物之分類方法及流程

本計畫之廢棄物其分類流程圖 3-1 如下：

註：一、管制區清潔標準：輻射劑量率在背景值變動範圍內；附着性污染 $< 10 \text{ Bq}/100 \text{ c m}^2$ 。

二、廠房放行管制標準：輻射劑量率 $< 1 \mu \text{ Sv/h}$ ；非固著性污染 $< 2 \text{ Bq}/100 \text{ c m}^2$ ；比活度 $< 300 \text{ Bq/kg}$ 、總活度 $< 330 \text{ Bq}$ 。

三、直接輻射為背景值變動範圍(須 $< 0.2 \mu \text{ Sv/h}$)；非固著性污染 $< 2 \text{ Bq}/100 \text{ c m}^2$ ；比活度 $< 80 \text{ Bq/kg}$ 。

四、若經除污人員判定屬不易除污至(註二)標準之廢棄物，則直接送往廢棄物貯存庫進行檢整處理、或送往除污間進行除污加強。

五、本外釋計畫之廢棄物非屬來自一次側系統，故無難測核種之顧慮，所提供之比例因數資訊僅供比對推算用。

本廠「管制區」範圍，係指廠房 HP 主管制站以內區域(包括反應器、輔機、汽機、燃料及廢料等廠房)、雜項廢液處理廠房、新建洗衣廠房、乾洗房、SRV Test Room、ACST Pump Room、VDS Room、東

區貨櫃集散區及各廢棄物貯存庫等；「監測區」，包括廠房主管制站以外區域(含控制廠房)、開關場、氣渦輪機廠房、水廠、鍋爐、緊急泵室、海水泵室、員潭溪抽水站、山上 A/B 生水池、供應組倉庫及緊急柴油發電機廠房等。管制區與監測區之詳細圖示，參考附件一。

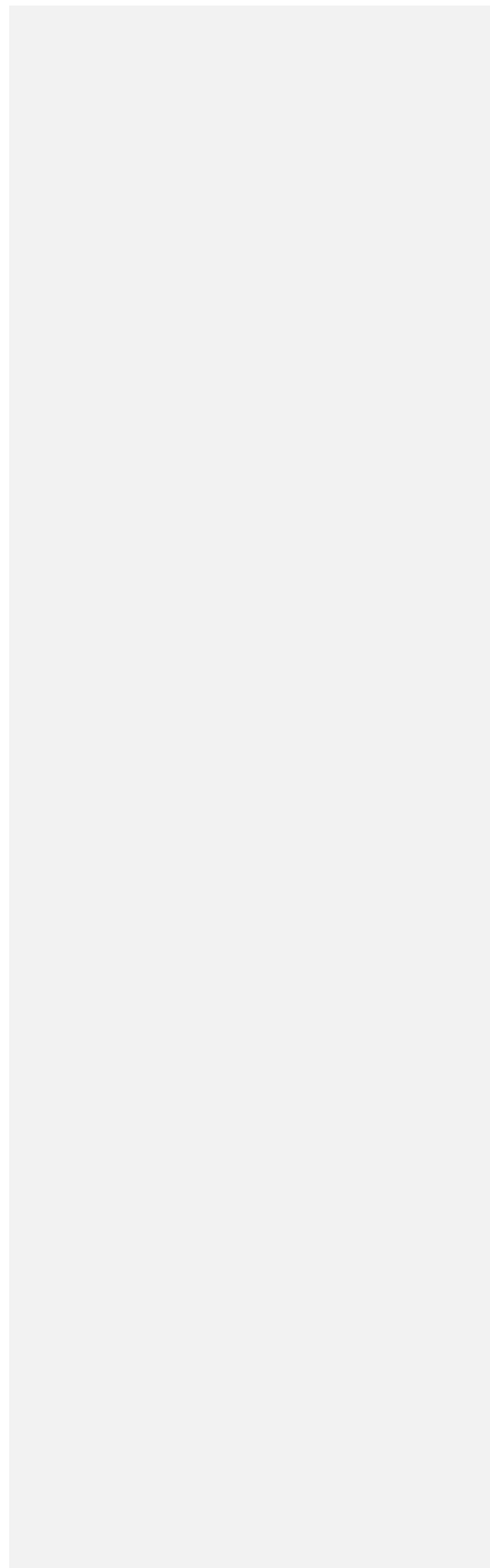
三、廢棄物特性

(一) 放射性核種：

1. 管制區內產生之廢棄物，其可能污染主要核種為 Co-60、Cs-137 及 Mn-54，其餘核種皆屬微量。由於本外釋計劃之廢棄物非屬來自一次系統，故無難測核種之顧慮，所提供之比例因數(詳如附錄一，P. 25~28)資訊，謹供比對推算用。
2. 監測區內所產生的廢棄物，所包含的核種可能有：Co-60、Cs-134、Cs-137、Mn-54、Fe-59，由於其活度本就極低微，僅略高出清潔廢棄物放行標準。

(二) 廢棄物包裝容器尺寸：

1. 內分箱：盛裝廢金屬，其材質為不銹鋼或碳鋼，長度為 1,265mm、寬度為 1,040mm、高度為 940mm、厚度為 2.3mm 以上，實際容積為 969 公升。
2. 混凝土箱：盛裝廢砂土、石，其材質為混凝土，長度為 800mm、寬度為 800mm、高度為 900mm、厚度為 100mm、容積 576 公升。
3. 55 加侖鍍鋅鋼桶：盛裝廢保溫材及用過活性碳，其材質為熱鍍鋅鋼板，高度為 884mm \pm 3mm、內徑 572 mm \pm 2mm、箍徑 605.6 mm \pm 1.6 mm、容積 208 公升。



附錄二、第四章 量測及分析方法撰寫範例

針對固體廢棄物量測及分析方法核研所撰寫內容要項如下：

1-1 混凝土塊表面輻射強度掃描量測作業程序

- (1) 將混凝土塊表面以網線區劃成 1m×1m 的方形網格。
- (2) 依「混凝土塊表面掃描偵測紀錄表」(附表三)填寫：混凝土塊編號、偵測日期、偵測儀器名稱、型號、序號、校正日期及偵測人員等資料。
- (3) DG5(或同等級功能之設備)背景計數率偵測為距待測混凝土塊 3 m ~ 5 m 間，且確定無其他輻射源影響下，進行背景計數率偵測。另依偵測結果計算 MDCR (minimum detection counts rate) 值與掃描合格計數率後，分別填入「混凝土塊表面掃描偵測紀錄表」表中。其中

$$\text{MDCR 值} = d' \cdot (b_i \cdot i)^{1/2} / i \cdot (P)$$

式中

d' = 效能水平，選用 95% 真的正感應、5% 假的正感應為可接受之偵測效能水平，參考 MARSSIM(11) 第 6 章現場量測方法與儀器之偵檢能力值，查表其值參考值為 2.32。

b_i = 量測計數時間之背景計數率(counting rate, cps)

i = 量測計數時間(sec)

P = 偵測效率(1)，最保守假設 $P=1$ 。

對 DG5，量測計數時間(i) = 1 sec，因此

MDCR 值 = $2.32 \times (\text{儀器背景計數率(cps)})^{1/2}$ ，

掃描合格計數率 = 儀器背景計數率 + MDCR 值。

若背景計數率高於 150 cps，則將 DG5 加鉛套；若仍高於 150 cps 時，則認定該地點不適合進行偵測，應另選擇背景計數率低於 150 cps 之適當地點，再進行偵測作業。

- (4) 表面偵測：將 DG5 偵測有效面積對準預先繪好之每一網格，依事先標示的座標及編號逐一詳細偵測；取讀數中的最高值填入「混凝土塊表面掃描偵測紀錄表」相對偵測格內。
- (5) 「混凝土塊表面掃描偵測紀錄表」送品保人員與偵測小組負責人審查簽章。
- (6) 單塊混凝土塊之所有偵測結果，若均小於「掃描合格計數率」者，則研判為合格；若有大於「掃描合格計數率」者，則視為疑有污染，移請外釋小組處理。

1-2 混凝土塊表面取樣與核種比活度分析作業程序

(1) 表面取樣作業程序

大量混凝土塊 (>10 公噸) 外釋時，表面取樣原則如下：

- 每塊混凝土塊根據歷史資料選擇最有可能污染之一表面進行代表性取樣。
- 取樣數量依據混凝土塊表面劑量率量測作業劃分原則所畫分格線，每一區塊取 1 點。
- 於每取樣點區塊內隨機取樣面積至少 10 cm × 10 cm；取樣深度則不超過混凝土表面下 1 cm 之深度。

(2) 取樣核種比活度分析作業程序

取樣之樣品送至經國家或相關機構(如財團法人全國認證基

金會)認可之實驗室進行比活度分析。Co-60 與 Cs-137 核種之 MDA 值均須小於 0.02 Bq/g。MDA 值計算公式係引用行政院原子能委員會 98 年 11 月 11 日發布之「環境輻射監測規範」為準，MDA 之計算公式如下所示：

$$MDA = \frac{4.65 \times \sqrt{B+3}}{60 \times E \times R \times V \times t}$$

單位：活度／體積或活度／質量 (Bq/L、Bq/m³ 或 Bq/kg 等)

式中

t：適當之空白試樣計數時間 (分)。

B：適當之空白試樣的計數值，適宜空白試樣含合適物質與雜質 (或干擾物質)；化學處理程序、計測方法、計測時間及幾何形狀均與待分析之試樣相同。

E：待測核種的計數效率。

R：化學回收率。

V：試樣量，以體積或質量為單位表示。

單塊混凝土塊之表面取樣分析結果不合格者，由外釋小組予以除污剷除，重新取樣分析至合格為止。

樣品分析完成後，依「混凝土塊表面取樣核種比活度分析紀錄表」填寫：混凝土塊編號、取樣日期、分析儀器名稱、型號、序號、校正日期、分析儀器 MDA 值、偵測人員及取樣分析結果研判等資料，併同實驗室比活度分析結果表單，送品保人員及偵測小組負責人審查簽章。

1-3 混凝土塊合格判定

單塊混凝土塊之偵測及取樣分析結果，均符合下列三個條件者判定為合格：

- (1) 所有表面掃描偵測結果均小於「掃描合格計數率」。
- (2) 單塊混凝土塊表面劑量率偵測結果均小於背景值「以 AT1121 為例測量結果為 $0.12 \mu\text{Sv/h}$ 」且偵測標準差小於 $\pm 15\%$ 。
- (3) 表面取樣分析結果、表面比活度量測驗證結果及混凝土塊破碎核種比活度分析結果符合管理辦法第三條規定。

2-1 廢金屬取樣分析作業程序

- (1) 將待外釋之廢金屬依來源特性分類，每一類分別予以取樣並編號。
- (2) 將取樣之樣品送至放射化學分析實驗室進行分析。量測儀器對分析核種活度之 MDA 值均須小於 0.02 Bq/g 。MDA 值計算公式引用行政院原子能委員會 98 年 11 月 11 日發布之「環境輻射監測規範」。
- (3) 樣品分析完成後，將結果記錄於「廢金屬取樣分析紀錄表」，併同實驗室比活度分析結果表單，最後送品保小組人員及外釋單位負責人審查及簽章，並確認無人工 α 核種污染。

2-2 廢金屬表面輻射強度掃描量測作業程序

- (1) 依「廢金屬及包件表面輻射偵測紀錄表」填寫：偵測日期、偵測儀器名稱、型號、序號、校正日期及偵測人員等資料。
- (2) DG5(或同等級功能之設備)背景計數率偵測為距待測金屬 $3 \text{ m} \sim 5 \text{ m}$ 間，且確定無其他輻射源影響下，以進行背景計數

率偵測，將量測背景計數率取三次讀數中的最低值填入「廢金屬及包件表面輻射偵測紀錄表」(附表四)中。另依偵測結果計算 MDCR 值與掃描合格計數率後，並分別填入紀錄表中。其中

MDCR 值 = $d' \cdot (b_i \cdot i)^{1/2} / i \cdot (P)$ 式中

d' = 效能水平，選用 95% 真的正感應、25% 假的正感應為可接受之偵測效能水平，參考 MARSSIM 第 6 章現場量測方法與儀器之偵檢能力值，查表其值為 2.32。

b_i = 量測計數時間之背景計數率(counting rate, cps)

i = 量測計數時間(s)

P = 偵測者效率(————— 1)，最保守假設 $P = 1$ 。對 DG5，量測計數時間(i) = 1 sec，因此

$MDCR = 2.32 \times (\text{背景計數率(cps)})^{1/2}$

掃描合格計數率 = 儀器背景計數率 + MDCR。若背景計數率高於 150 cps，則將偵檢器加鉛套再偵測背景值，若仍高於 150 cps 時，則認定該地點不適合進行偵測，應另選擇背景計數率低於 150 cps 之適當地點，再進行偵測作業。

- (3) 以 DG5(或同等級功能之設備)逐批偵測廢金屬表面之輻射計數率(cps)。
- (4) 表面輻射偵測結果小於掃描合格計數率之規則形狀廢金屬，予以裝入 55 加侖代用桶(或裝箱)(統稱為包件)；表面輻射偵測結果小於掃描合格計數率之不規則形狀廢金屬，送熔鑄廠進行熔鑄。凡大於掃描合格計數率者，視為疑似有污染，另作清理除污或視為放射性廢棄物處理，並由有實務經驗資格者以主觀取樣 (judgmental sampling)方式進行取樣，送實驗

室分析，確定污染核種組成。

2-3 包件表面輻射劑量率偵測作業程序：

AT 1121 (或同等級功能之設備)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。

3 其他類固體廢棄物取樣分析作業程序

- (1) 將待外釋之其他類固體廢棄物依物質來源及物質特性進行分類，如可能污染塑膠分為一類，無污染疑慮之塑膠分為一類；可能污染廢土分為一類，無污染疑慮之廢土分為一類。每一類分別予以取樣並編號。
- (2) 將取樣之樣品送至經國家或相關機構(如財團法人全國認證基金會)認可之實驗室進行分析。量測儀器對分析核種活度之 MDA 值均須小於 0.02 Bq/g。MDA 值計算公式引用行政院原子能委員會 98 年 11 月 11 日發布之「環境輻射監測規範」。
- (3) 樣品分析完成後，將結果記錄於「其他類固體廢棄物取樣分析紀錄表」，並判別是否含有天然放射性核種，再進行進一步之分類。附上實驗室比活度分析結果，最後送品保小組人員及外釋單位負責人審查及簽章，並確認無人工 α 核種污染。

附表一、混凝土塊表面劑量率偵測紀錄表

1. 混凝土塊編號：_____ 偵測日期：__年__月__日

2. 偵測儀器名稱：_____ 型號：_____ 序號：_____

校正日期：__年__月__日

3. 儀器背景值：_____ μ Sv/h(須小於 0.12 μ Sv/h)

使用鉛套：無有

⑩ _____ ⑳ _____

4. 偵測結果研判

大於 0.12 μ Sv/h | 標準值 | 大於 0.12 μ Sv/h

偵測人員：_____ 品保人員：_____ 偵測小組負責人：_____

附表二、混凝土塊表面取樣核種比活度分析紀錄表

1. 混凝土塊及表面編號：_____ 取樣日期：__年__月__日

2. 分析儀器名稱：_____ 型號：_____ 序號：_____

校正日期：__年__月__日

3. 分析儀器 MDA 值(須小於 0.02 Bq/g)：

Cs-137：_____ Bq/g； Co-60：_____ Bq/g

位置	核種	核種比活度	分析結果	結果研判
(1)	Cs-137	_____	<input type="checkbox"/> ≤ 1	<input type="checkbox"/> 合格
	Co-60	_____	<input type="checkbox"/> > 1	<input type="checkbox"/> 不合格
(2)	Cs-137	_____	<input type="checkbox"/> ≤ 1	<input type="checkbox"/> 合格
	Co-60	_____	<input type="checkbox"/> > 1	<input type="checkbox"/> 不合格
(3)	Cs-137	_____	<input type="checkbox"/> ≤ 1	<input type="checkbox"/> 合格
	Co-60	_____	<input type="checkbox"/> > 1	<input type="checkbox"/> 不合格
(4)	Cs-137	_____	<input type="checkbox"/> ≤ 1	<input type="checkbox"/> 合格
	Co-60	_____	<input type="checkbox"/> > 1	<input type="checkbox"/> 不合格
(5)	Cs-137	_____	<input type="checkbox"/> ≤ 1	<input type="checkbox"/> 合格
	Co-60	_____	<input type="checkbox"/> > 1	<input type="checkbox"/> 不合格

4. 取樣分析結果研判： $\sum C_i / C_{i,0} \leq 1$ ； C_i ：第 i 核種之活度或比活度， $C_{i,0}$ ：一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法附表內第 i 核種之活度限值或比活度限值，n：所含核種的數目。

偵測人員：_____ 品保人員：_____ 偵測小組負責人：_____

附表三、混凝土塊表面掃描偵測計錄表

1. 混凝土塊編號：_____ 偵測日期：__年__月__日

2. 偵測儀器名稱：____型號：____序號：____校正日期：_年_月_日

3. 儀器背景計數率：_____cps(須小於 150cps)

$$\text{MDCR} = 2.32 \times (\text{儀器背景計數率})^{1/2} = \text{_____cps}$$

$$\text{掃描合格計數率} = \text{儀器背景計數率} + \text{MDCR} = \text{_____cps}$$

└─1m─┘

4. 偵測結果研判：偵測最大值：_____cps(位置：_____)

小於/大於 掃描合格計數率 進入第二階段量測/局部整檢再量測

偵測人員：_____ 品保人員：_____ 偵測小組負責人：_____

附表四、廢金屬及包件表面輻射偵測紀錄表

偵測日期：__年__月__日

掃描偵測儀器名稱：_____型號：_____序號：_____

校正日期：__年__月__日

儀器背景計數率：bi (須<150 cps)；MDCR=2.32 × bi^{1/2}；

掃描合格計數率=bi+MDCR；使用鉛套：無有

輻射偵測儀器名稱：_____型號：_____序號：_____

校正日期：__年__月__日

儀器背景值：_____μSv/h (須小於 0.12 μSv/h)；使用鉛套：無有

包件 編號	儀器背景 計數率	MDCR (cps)	掃描合格 計數率	表面輻射掃 描計數率	掃描結果研判	包件表面 輻射劑量 率	結果研判
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格
					<input type="checkbox"/> 合格	± %	<input type="checkbox"/> 合格

已註解 [W1]:
已註解 [W2R1]:

偵測人員：_____ 品保人員：_____ 偵測小組負責人：_____

以下為台電公司核能發電廠:一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫第四章內容範例。

一、外釋行政管制值

評定本外釋計畫符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之外釋標準方法如下：

- (一) γ 核種比活度限值：對於釋出加馬輻射之核種，係依「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」所訂最嚴格之 Co-60 核種之 0.1 Bq/g 比活度，因此保守假設所有釋出加馬輻射之核種均為 Co-60，將總加馬比活度外釋標準訂為： <100 Bq/kg。
- (二) 輻射強度限值：所有廢棄物之表面劑量率，須在輻射背景值（須 $<0.2 \mu$ Sv/h）之正常變動範圍內。
- (三) 污染程度限值：所有廢棄物之表面非固著性污染須 <2 Bq/100 cm²(β/γ)，與廠區監測區管制標準相同。
- (四) 對於非釋出加馬輻射之難測核種，則兼採比例因數比活度比對法，意即由放射試驗室就本廠各種廢棄物之污染源先行取樣分析，應用實驗室各種精密方法量測出各核種之比活度，這些核種之間的比例即為比例因數。當執行廢棄物外釋偵測

作業時，可直接依此比例因數來比對，並推算出廢棄物中難測核種的比活度。

二、量測系統或儀器

(一) 量測系統或儀器之量測特性

1. 總加馬比活度：採用箱型活度偵檢器(例如：WCM-10PC型)量測，儀器之量測特性如下：

- (1) 偵測對象： γ ，能量範圍 50keV~1.5MeV。
- (2) 偵檢頭型式：多個塑膠閃爍偵檢器。
- (3) 量測效率： $\geq 15\%$ (Cs-137)。
- (4) 最低可測活度： ≤ 80 Bq/kg (Cs-137)。
- (5) 具自動磅秤功能，能自動計算總重量。
- (6) 可量測總活度(Bq)及比活度(Bq/kg)。



2. 加馬能譜分析儀

- (1) 量測能量範圍：50keV~2MeV。
- (2) 偵檢頭型式：高純鍺偵檢器。
- (3) 相對效率： $\geq 30\%$ 。
- (4) 解析度(FWHM)： ≤ 3 keV (1085.8 keV)。
- (5) 最低可測活度：須 \leq 「核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準」土樣之 Co-60 可接受最小可測量 (AMDA)要求—9 Bq/kg。

3. 手提污染偵測儀(如 Ludlum 177 + 449)或大面積污染偵檢器(如 Ludlum 177 + M2241)]。

- (1) 偵測對象： β 、 γ (以 β 為主)。



- (2) 偵檢頭形式：圓餅型蓋革偵檢器。 449
- (3) 有效偵測面積： $\sim 15\text{cm}^2$ 。
- (4) 效率(2π)： $\geq 20\%$ (對 Sr-90/Y-90)。
- (5) 指示刻度：0~500 cpm，可供選擇。
- (6) 倍數 X1、X10、X100、X1k，最小刻度 20 cpm。
- (7) 線性關係：實際偵測值 $\pm 10\%$ 。
- (8) 反應時間：可選 FAST(4 秒)，SLOW(22 秒)達到 90% 讀數。
- (9) 具有警報設定功能。

4. 低背景污染拭跡計測系統(如 LB-4000、LB4110 型)

- (1) 偵測對象： α 、 β
- (2) 偵檢頭形式：充氣式比例偵測器，
具有 8 只偵檢頭可一次計測八個樣品。
- (3) 背景值： $\alpha \leq 0.4 \text{ cpm}$ ， $\beta \leq 5 \text{ cpm}$ 。
- (4) 最低可測值： α ： $\leq 0.5 \text{ Bq}$ ； β ： $\leq 1.5 \text{ Bq}$
- (5) 效率： $\alpha \geq 20\%$ (Po-210/Am-241)； $\beta \geq 30\%$ (Sr-90/Y-90)或 $\beta \geq 10\%$ (Co-60)。



5. 表面輻射劑量率：使用環境級之輻射偵測儀器(如 PA-100 型)量測，偵測範圍可由 $0.00 \mu\text{Sv/h} \sim 9.99 \mu\text{Sv/h}$ 。

(二) 最低可測值：

1. 總加馬比活度： $\leq 80 \text{ Bq/kg}$ 。
2. 輻射劑量率：背景值。

(三) 量測不確定度：

1. 總加馬比活度：同一射源測試值之誤差應 $<10\%$ 。
2. 輻射劑量率：同一射源測試值之管制標準，以前五組數據之平均值 $\pm 3\sigma$ 為上下管制範圍。

(四) 兼採比例因數比活度比對：

1. 一定活度及比活度廢棄物難測核種偵測作業，係依據日本 Tokai 核電廠執行除役後之 clearance waste 處理計畫，其所偵測廢棄物選取核種如表 4-1 所示，因此本外釋計畫也依此量測下列之 11 個核種做參考比對：

表 4-1：難測核種偵測評定方法對照表

核 種	偵 測 評 定 方 法
H-3	平均放射能濃度法
C-14	核種組成比法
Mn-54	加馬能譜分析測定
Co-60	加馬能譜分析測定
Sr-90	核種組成比法
Cs-134	加馬能譜分析測定
Cs-137	加馬能譜分析測定
Eu-152	加馬能譜分析測定
Eu-154	加馬能譜分析測定
Pu-239 及 Am-241 的合計值	核種組成比法

其中 Mn-54、Co-60、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154 等六個核種會放射出加馬光子，因此可由加馬能譜分析系統直接量測活度，而 H-3、C-14 和 Sr-90 等三個核種是放射出純

貝他粒子，Pu-239 和 Am-241 主要是釋放阿伐粒子，因此 H-3、C-14、Sr-90、Pu-239 和 Am-241 等五個核種須經過化學前處理、濃縮後，再依其釋放放射性粒子特性來度量其個別活度。由於分析貝他粒子輻射及阿伐粒子輻射所費人力、物力不貲，因此根據美國核管會（U.S. NRC）於 1982 年頒佈的 10 CFR 61.55 之核種組成比例因數法，來建立以加馬核種為基底的比例因數 (scaling factor)，供計算「一定活度及比活度以下外釋廢棄物」中難測的貝他粒子輻射及阿伐粒子輻射核種活性濃度。茲將分析量測這些核種之樣品前處理、度量儀器、活性濃度分析、不確定度評估和 H-3、C-14、Sr-90、Pu-239 和 Am-241 等五個核種對加馬核種的比例因數推導。

2. 比例因數推導

目前放射試驗室已依照美國核管會頒發之廢棄物分類技術，對各核能電廠每一廢棄物來源之低放射性廢棄物建立難測核種比例因數核種數據資料庫，因此一定活度或比活度外釋廢棄物中之貝他粒子輻射及阿伐粒子輻射等難測核種之活度，可以根據已建立之各核能設施各類廢棄物源再加上取樣分析樣品核種數據資料庫來推導。依據加馬核種為基底，來推導 H-3、C-14、Sr-90、Pu-239 和 Am-241 等難測核種之對照核種如表 4-2 所示：

表 4-2： γ 核種推導難測核種對照表

γ 核種	推導難測核種
Co-60	C-14
Cs-137	H-3

Cs-137	Sr-90
Cs-137	Pu-239
Cs-137	Am-241

三、量測作業

(一) 作業流程圖：

參照本計畫第三章第二節圖 3-1：分類流程量測管制圖。

(二) 針對廢棄物之表面輻射劑量率、非固著性污染、總加馬(γ)比活度等項進行初步篩選：

1. 直接輻射偵測

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)。

2. 表面非固著性污染偵測

使用低背景污染拭跡計測系統(如 LB-4110 型)之儀器，首先自外釋待測物件予以表面拭跡取樣(約 100 cm^2)偵測，取樣方式為每只內分箱至少 32 點(含)以上【或每件金屬廢棄物至少 4 點(含)以上】，針對最可能污染物件為之。偵測結果在 $\alpha < 1 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ & $\beta/\gamma < 2 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 者為

合格，記錄度量結果(如表 4-2)。

3. 總加馬(γ)比活度量測

- (1) 使用儀器為箱型活度偵檢器(如:WCM-10PC 型)，採全面式度量方式。
- (2) 背景值及廢棄物之量測時間至少 1 分鐘。
- (3) 量測參數：誤警報率：1/1000、可信度：95%。
- (4) 儀器效率： $\geq 15\%$ (Cs-137)。
- (5) 最低可測活度： ≤ 80 Bq/kg(Cs-137)。
- (6) 量測不確定度：同一射源測試值之誤差應 $< \pm 10\%$ 。
- (7) 偵測結果須 < 100 Bq/kg 者為合格，記錄度量結果(如表 4-3)。

(三) 加馬能譜分析

1. 自每只內分箱中取混合代表樣 1 件，送低背景計測室以高純鍍偵檢器做加馬核種分析。
2. 核種分析後，再依難測核種比活度比對比例因數推導難測核種量。
3. 記錄分析結果(如表 4-4)。
4. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋標準之合格判定：

總加馬(γ)比活度量測及難測核種比活度比例因素比對推算結果符合外釋行政管制值或法規限值者，表示符合「一定活度或比活度以下廢棄物」外釋標準。

四、難測核種推算比對

依據加馬核種 Co-60、Cs-137 為基底，所推導之 H-3、C-14、Sr-90、Pu-239 和 Am-241 等難測核種比活度結果記錄於表 4-5，並與「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」所列核種之外釋限值進行比對，確認皆低於該限值以下。

表 4-3 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：_____ $\mu\text{Sv/h}$

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 $< 0.2 \mu\text{Sv/h}$ ，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($\mu\text{Sv/h}$)	備註

偵測人：_____

輻防人員：_____ 輻防證照號碼：_____

審核者：_____

表 4-4 表面非固著性污染量測紀錄表

量測日期：____年____月____日

包裝及特性：_____

量測地點：_____

儀器型號與序號：_____ 校正日期：____年____
月____日

校正單位：_____ 儀器背景值/效率：_____

※ 表面非固著性偵測合格標準： $\alpha < 1 \text{ Bq}/100\text{cm}^2$ & $\beta/\gamma < 2 \text{ Bq}/100\text{cm}^2$ 者為合

格。

編號	重量(kg)	非固著性污染 (Bq/100cm ²)	備註

偵測人：_____

輻防人員：_____ 輻防證照號碼：_____

審核者：_____

表 4-5 總加馬比活度量測紀錄表

量測日期：____年____月____日

包裝及特性：_____

量測地點：_____

儀器型號與序號：_____ 校正日期：____年____
月____日

校正單位：_____ 儀器背景值/效率：_____

※ 外釋比活度限值： < 100 Bq/kg

編號	重量(kg)	總加馬比活度 (Bq/kg)	備註

偵測人：_____

輻防人員：_____ 輻防證照號碼：_____

審核者：_____

表4-6 比活度分析紀錄表

取樣日期：_____年_____月_____日 分析日期：_____年_____月_____日

廢棄物種類：_____ 重 量：_____ kg

包裝及特性：_____

儀器名稱：_____ 校正日期：_____年_____月_____日

能譜校正之射源：_____ 儀器效率：_____

校正單位：_____ 最低可測值：_____

儀器背景值：_____ 度量時間(min)：_____

取樣及前處理、與備註：_____

編號	樣品重量 (g)	度量時間 (min)	樣品		總活度 (Bq)	外釋比活度 限值 (Bq/g)
			核種	比活度 Bq/g		

註：本表由申請單位填寫，若委外分析，請附分析報告。

分析者（單位）：_____

審核者：_____

表 4-7 難測核種比活度推算紀錄表

廢棄物比對年度：_____年

廢棄物比對類別： FR 廢棄物 FC 廢棄物 C 廢棄物 其他_____

廢棄物外釋類別： 金屬 砂土石 保溫材 用過活性碳 其他_____

加馬(γ)核種比對：以 Co-60 核種為標的。

核種名稱	比例因數	推算比活度 (Bq/g)	外釋標準 (Bq/g)	是否符合 外釋標準	備註
H-3			< 1.0E+02	<input type="checkbox"/> 是 <input type="checkbox"/> 否	
C-14			< 1.0E+00	<input type="checkbox"/> 是 <input type="checkbox"/> 否	
Sr-90			< 1.0E+00	<input type="checkbox"/> 是 <input type="checkbox"/> 否	
Pu-239			< 1.0E-01	<input type="checkbox"/> 是 <input type="checkbox"/> 否	
Am-241			< 1.0E-01	<input type="checkbox"/> 是 <input type="checkbox"/> 否	

主辦部門：

填表人：

覆核：

經理：

五、校正與追溯及分析方法

本廠使用之各式偵檢儀器由本公司放射試驗室負責校正。

表 4-8：核二廠偵檢儀器校正方法對照表

儀器型號	校正依據		校正內容		校正報告	報正合格 認 定	校正射源 追 溯	備 註
	程序書	參考文件	功能測試	射源校正				
LUDLUM 177 或 LUDLUM 177-45	RL-IM-14 一般性活 度偵測儀 器校正規 範程序。	ISO-8769 (1988)。 ISO-7503- 1(1988)。 IEC-325 (1981)。	1. 高壓檢 測。 2. 表頭線性 校正。	偵檢頭射 源反應效 率校正(射 源(Co-60 或 Sr- 90))。	提供 1.高壓檢測 值。 2.表頭線性 校正(含 允許誤差 及不確定 度)。 3.射源儀器 反應效率 (射源(Co- 60 或 Sr- 90))；(含 不確定 度)。	1.表頭線性誤 差均在 ± 10 %範圍內。 2.(污染表面單 位面積活 度)=(單位 面積淨計數 率)(儀器反 應效率)； 依校正效率 計算使用。	每年送國家 標準實驗室 (核研所)追 溯校正。	1.校正頻 度至少 每年一 次。 2.儀器故 障維修 後應重 新校正 及品保 作業管 制。
LB-4110	RL-10-158 低背景計測 儀器之標準	RL-IM- 14LB-4000 技術手冊。	1.氣體流量檢 查。 2.工作高壓設	偵檢頭射源 反應效率校 正(射源(Co-	提供 1.工作高壓設 定值。	1.(污染表面單位 面積活度)= (單位面積淨	每年送國家 標準實驗室 (核研所)追	1.校正頻 度至少 每年一

	校正程序。		定。	60 或 Sr-90 及 Am- 241)。	2.氣體流量檢 查。 3.射源儀器反 應效率 (Co- 60 或 Sr-90 及 Am- 241)；(含不 確定度)。	計數率)/(儀器 反應效率)； 依校正效率計 算使用。	溯校正。	次。 2.儀器故 障維修 後應重 新校正 及品保 作業管 制。
--	-------	--	----	------------------------------	--	--------------------------------------	------	--

六、量測紀錄

- (一) 表面輻射劑量率、非固著性污染、總加馬(γ)比活度量測、與加馬比活度分析紀錄、及難測核種比活度推算等項，參考「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」，詳如「表 4-1~4-5」(P.11~P.15)。
- (二) 難測核種活度分析，由放射試驗室負責提供相關資訊。
- (三) 相關偵測分析紀錄須至少保存 10 年。

附錄三、第五章 外釋方式及場所撰寫範例

核能研究所通案性固體廢棄物外式計劃書撰寫內容如下:

5. 廢棄物外釋方式及場所

5.1 混凝土塊

外釋混凝土塊清運案，應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司地址、聯絡電話、以及清運數量、點交日期、運送人員、末端集散場所等資料；清運案相關紀錄至少保存十年備查。

外釋混凝土塊外運前由職安會視狀況抽檢確認符合規定，始可交由得標廠商處理。本所應出具核研所廢棄物無放射性污染證明給廢棄物處理得標廠商。

外釋量大於 10 噸者需依廢棄物清理法、營建剩餘土石方處理方案等相關法令；由得標廠商在取得合法營建廢棄物處理場進場同意書後，本所依規定提送「混凝土廢棄物清理計畫」正式行文向主管機關(桃園縣或新竹縣政府工務局)申請清運處理，獲准取得「運送憑證」後，再依外釋作業程序書執行外釋清運。

清運完後接收處理場需向「營建剩餘土石方資訊服務中心」申報廢棄物清理接收資料；最後，本所上「營建剩餘土石方資訊服務中心」網站勾稽查核確認，即完成所有外釋作業；整個混凝土塊外釋作業過程本所將進行混凝土塊及碎石流向追蹤並拍攝、錄影留作存證，以確實掌控混凝土塊再利用單位及用途。

外釋量小於 10 噸者，外釋場所將由招商得標之專業處理機構決定；並依政府採購法之規定，由外釋作業小組訂定混凝土塊外釋購案內容，由本所秘書室辦理公開招標。

所有混凝土塊之外釋，最後再由得標廠商依回收再利用方式進行破碎運送或整塊運送至其合法末端集散場所處置，本所將繼續廢棄物申報及追蹤管理。購案內容將包括使用機械、搬運方式、場地

復原、工安管理(含危害告知、作業人員資格規定與申辦保險)等。

詳細外釋場所及運送作業，以電話告知主管機關。

5.2 廢金屬

外釋廢金屬外運前由職安會視狀況抽檢確認符合規定，始可交由得標廠商處理。同時本所應出具無污染證明給廢棄物處理得標廠商。

廢金屬之外釋場所將由招商得標之專業處理機構決定；將依政府採購法之規定，由外釋作業小組訂定廢金屬外釋購案內容，由本所秘書室辦理公開招標。

外釋廢金屬標售案，應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司住址、聯絡電話、標售類別與數量、點交日期、運送人員、以及末端集散場所等資料，俾利後續追蹤管理，相關紀錄至少保存十年備查。

5.3 其他類固體廢棄物

合格外釋之其他類固體廢棄物外釋處理可分為一般事業廢棄物及有害事業廢棄物等二種方式處理；其他類固體廢棄物之外釋場所將由招商得標之專業處理機構決定並將依政府採購法之規定，由外釋作業小組訂定其他類固體廢棄物外釋購案內容，由本所秘書室辦理公開招標統籌標售。

外釋單位應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司住址、聯絡電話、標售類別與數量、點交日期、運送人員、以及末端集散場所等資料，俾利後續追蹤管理，相關紀錄至少保存十年備查。

其他類固體廢棄物外運前由職安會視狀況抽檢確認符合規定，始可交由得標廠商處理。同時本所應出具無污染證明給廢棄物處理得標廠商。

台電公司核能電廠:一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫
第五章、外釋方式及場所範例如下:

一、廢棄物外釋作業方式及流程

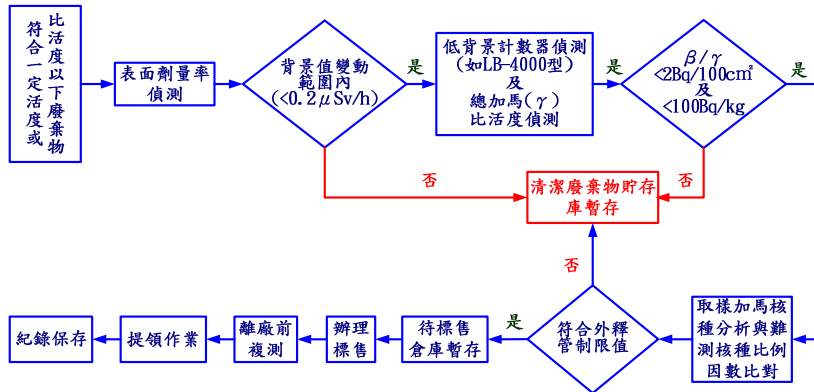
(一) 外釋作業方式：

遵照行政院環保署公布之「廢棄物清理法」、「事業廢棄物貯存清除處理方法及設施標準」、經濟部工業局發布之「經濟部事業廢棄物再利用管理辦法」及其相關規定辦理。

(二) 外釋作業流程(圖)：

1. 「保健物理組」執行廢棄物偵測及判定，是否符合一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋標準。
2. 「廢料處理組」依本外釋計畫報請主管機關核准，俟核准後將外釋下腳廢鐵等有價廢棄物及其相關資料送「供應組」。
不具讓售價值者；則由「廢料處理組」妥善儲存或洽合格清除業者執行清運處理。
3. 「供應組」將該批次廢棄物存放於指定的廢棄物倉庫中，並予以標示。
4. 「供應組」依政府採購法相關規定公告招標辦理標售手續。
5. 「供應組」報銷結案後，將相關資料送交「廢料處理組」存檔備查。

5-1：廢棄物外釋作業流程圖



二、外釋前貯存狀況、場所及預定外釋處所

(一) 外釋前貯存狀況與場所：經偵測符合外釋限之批次廢棄物，在未讓售於民間回收廠商前，貯存於本廠 21 號清潔下腳廢棄物倉庫中，該倉庫並予以上鎖。

(二) 預定外釋處所：本外釋計畫之廢棄物，將以公開招標方式辦理標售或委外廢棄物清除業者代為處理。

1. 具經濟價值回收之廢棄物，其出售對象為合法之廢棄物回收業者。
2. 不具經濟價值之廢棄物，其委辦對象為合法之廢棄物清除業者。
3. 本廠將建立標售及代清除廢棄物相關資料，包括廠商基本資料(含：得標業者之公司名稱、負責人、公司住址、連絡電話及廢棄物類別、數量、點交日期等資料)，標售/代清除作業紀錄併同偵測文件存檔，此相關紀錄將至少保存十年備查。

三、經量測不符合外釋限值、或前章規定度量輻射劑量率限值之廢棄物，將繼續暫時貯存於本廠清潔廢棄物倉庫(27 號、31 號或 37 號倉庫)、低放射性廢棄物貯存庫或廠區貨櫃集散區中，俟其活度衰減後再量測申請外釋。

參考文獻

1. 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, 2014, WASTE MANAGEMENT FOR DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS: AN EPRI DECOMMISSIONING PROGRAM REPORT, Sweden April 8-10.
2. IAEA-TECDOC-1133, IAEA, 2000, The decommissioning of WWER type nuclear power plants, Final report of an IAEA Regional Technical Co-operation Project. Jan.
3. Decommissioning and Disposal of the Decommissioning Waste at the Site of the Loviisa.
4. USA, 2014 Nuclear Power Plant – 14254, Matti Kaisanlahti, Fortum Power and Heat Oy, Espoo, Finland , WM2014 Conference, Phoenix, Arizona, March 2 – 6.
5. IAEA Safety Standards for protecting people and the environment, Safety Guide, no. WS-G-5.2, 2008 , “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material” .
6. IAEA, 2004, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption

and Clearance, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna, 2004.

7. IAEA, 2010. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, IAEA Safety Series, No. 115, 2010.
8. NUREG-1575, Rev.1, 2000, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM).
9. Nuclear Industry Safety Directors Forum in U.K., 2006, “Clearance and Exemption Code of Practice”.
10. nuclear energy agency, 2013, “Radiological Characterization for Decommissioning of Nuclear Installations”.
11. Annex 2 to” Handreiking vrijgave”,2014, “Guideline for the clearance of buildings during the decommissioning of a nuclear facility”.
12. WM2013 Conference,2013, “ Waste Management Strategy for Dismantling Waste to Reduce Costs for Power Plant Decommissioning – 13543”.
13. IAEA RS-G-17, 2004, “Application of the Concepts of Exemption and Clearance ”.
14. Oregon Department of Energy 625 Marion St. N.E. Salem OR. 97310,REVIEW OF PGE’S DECOMMISSIONING PLAN FOR THE TROJAN NUCLEAR PLANT.
15. Magnus Oskarsson BU Nuclear Decommissioning 2016-02-04 SNEC ,Decommissioning of Nuclear Power Plants – what are the

challenges?

16. ISO 11929-1~3, 2000.06.29, The International Organization for Standardization, Determination of the detection limit and decision threshold for ionizing radiation measurements -- Part 1: Fundamentals and application to counting measurements without the influence of sample treatment.
17. Ross, R. R. ; Noyce, J. R. ; Lardy, M. M, 1993, " Inductively coupled plasma-mass spectrometry: an emerging method for analysis of long-lived radionuclides, Radioactivity and radiochemistry, (4)-1
18. ISO/IEC 98-3, Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement (ISO GUM).
19. 行政院原子能委員會，中華民國 93 年，“一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法” 12 月 29 日。
20. 政院原子能委員會，中華民國 95 年，“一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則”，行 10 月 19 日。
21. 行政院原子能委員會核能研究所，逢筱芳，民國 94 年，一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則研究期末報告，12 月。
22. 葉俊賢、王正忠、張柏菁，“英國核能產業解除管制之量測作業”，核能研究所 保健物理組，民國 102 年 12 月。
23. 核能研究所 保健物理組，民國 102 年，“英國核能產業解除管制之量測作業”，葉俊賢 王正忠 張柏菁，12 月。
24. 臺電核能月刊，340 期，p.65-78，民 100，“金屬廢棄物解除管制外釋作業執行實務”，王正忠、張峰榮，10。

25. 原子能委員會，102 年，“赴美國核能管制委員會(USNRC)研習核能電廠除役輻射安全審查技術”，黃茹絹，出國報告，10 月 15 日。
26. 行政院原子能委員會核能研究所，民國 95 年，“核能研究所極低微放射性廢棄物暫存區廢金屬外釋計畫”，10 月 31 日。
27. 行政院原子能委員會核能研究所，民國 95 年，“台灣研究用反應器濕貯槽拆除混凝土塊外釋計畫”，4 月 20 日。
28. 行政院原子能委員會，民國 102 年，“核能電廠除役廢棄物審查技術之研究”，裴晉哲，計畫編號 102FCMA006，12 月。
29. 行政院原子能委員會，民國 95 年，“解除管制劑量評估之輻射曝露情節分析”，武及蘭，計畫編號 index_11_4_1_95-03，10 月。
30. 行政院原子能委員會，民國 100 年，“國外核子動力反應器設施除役概況”，邱太銘，8 月。
31. 行政院原子能委員會，民國 95 年，“出席第四屆可解除管制放射性廢棄物離廠研討會”，鄭維申，出國報告-德國漢堡，計畫編號 C09500764_1，5 月。
32. 行政院原子能委員會核能研究所，民國 101 年，“國際放射性廢棄物管制機關與管制策略資訊彙整分析”，紀立民、陳智隆，報告編號：101FCMA006-15，12 月。
33. 張淑君，103FCMA008-05，民國 103 年，“低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術”，12 月。
34. 翁雅慧 譯“探討日本清潔基準、核能電廠除役產生廢棄物處置方法的相關法規”。

35. クリアランス制度の概要,
<https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/nuclearfuel/haiki4.html>
36. 財團法人全國認證基金會 TAF, “測試與校正實驗室能力一般要求”, ISO/IEC 17025:2005, 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF), TAF-CNLA-R01(2), 台北, 2005。
37. TAF “測試領域中低活度核種技術規範”, 財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF), TAF-CNLA-T10(2), 台北。
38. 財團法人全國認證基金會, TAF-CNLA-T12(2), 台北. 2012, “放射性廢棄物解除管制量測技術規範”。
39. 葉俊賢 袁明程, 民國 100 年, “探討解除管制試樣量測比對”, 臺電核能月刊, 343 期 p.65-78, 7 月。
40. 葉俊賢 王正忠 張柏菁, 民國 102 年, “英國核能產業解除管制之量測作業”核能研究所 保健物理組, 12 月。
41. 王正忠、張峰榮, 民國 100 年, “金屬廢棄物解除管制外釋作業執行實務”, 臺電核能月刊, 340 期, p.65-78, 民 100.10。
42. 武及蘭, 民國 95 年, 解除管制劑量評估之輻射曝露情節分析, 放射性物料管理局委託研究計畫, 計畫編號: 952006FCMA003, 10 月。
43. 鄭維申, 民國 95 年, 出席第四屆可解除管制放射性廢棄物離廠研討會, 赴德出國報告, 放射性物料管理局, 報告日期: 05 月 11 日。
44. 邱煌盛, 民國 97 年, 低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度之研究報告, 放射性物料管理局委託研究計畫, 計畫編號:

BNS0514，中華民國九十七年十二月。

45. 裴晉哲，民國 102 年，核能電廠除役廢棄物審查技術之研究，放射性物料管理局委託研究計畫，計畫編號：102FCMA006，中華民國 102 年 12 月。
46. 國立清華大學生物科技館拆除外釋計畫書 2016 年 08 月 05 日
47. 核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫書，民國 102 年 12 月 26 日。
48. 核二廠一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫，民國 99 年 08 月。
49. 財團法人全國認證基金會(TAF)，2013，測試結果量測不確定度評估指引。
50. TAF-CNLA-R05(6)，2016，能力試驗活動要求。

行政院原子能委員會放射性物料管理局

核電廠除役低放射性廢棄物處理管制之安全審查技術研究

子項計畫二：

低放射性廢棄物處置前安全管理之管制技術研究

期末報告

受委託單位： 義守大學

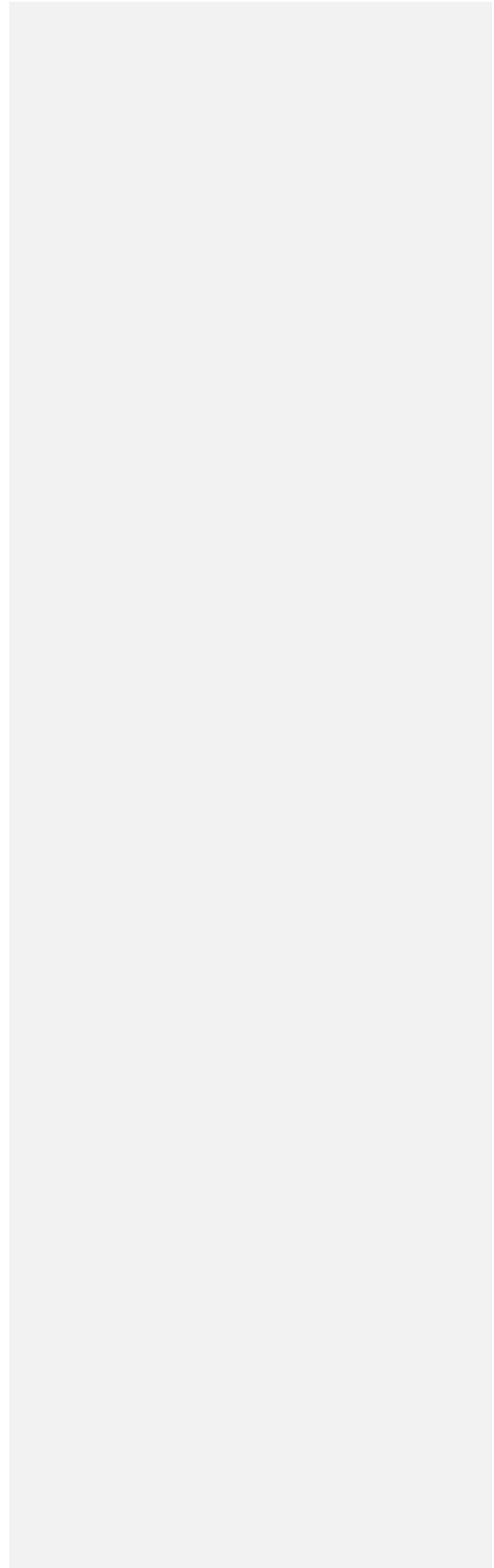
子計畫主持人： 王詩涵 雲林科技大學化材系

共同主持人： 黃美利 義守大學化工系

計畫編號： 106FCMA002

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

(本頁空白)



目錄

中文摘要

Abstract

一. 前言	1
二. 目的	3
三. 廢棄物處置前的程序	4
3.1 放射性廢棄物處置前處理	5
3.2 廢棄物的收集及分揀	9
3.2.1 收集	9
3.2.2 分揀	9
3.3 除污技術	15
3.3.1 物理-機械法除污	17
3.3.2 化學法	19
3.3.3 電化學法	19
3.3.4 除污技術比較	20
3.4 處理及固化程序	24
3.4.1 廢棄物的再利用	24
3.4.2 整備	24
3.4.3 固化技術	26
3.5 除役廢棄物的運送	28
3.6 除役廢棄物貯存	28
3.6.1 廢棄物貯存及處置	29
3.6.2 廢棄物中期貯存	32
3.6.3 貯存池	32

3.6.4 乾式貯存(dry storage).....	32
3.6.5 多功能廢料罐(multi-purpose canisters, MPC)	33
3.6.6 貯存護箱和系統	34
3.6.7 使用中的 ISFSI 系統.....	36
3.6.8 在英國 LLW 的管理方式	37
四. 國內除役產生之放射性廢棄物處理管制之相關法規	38
五. 各國處置前放射性廢棄物的安全規定導則	52
5.1 國際原子能委員會安全標準(The IAEA safety standards).....	52
5.1.1. IAEA 處置前放射性廢棄物管理安全標準內容	53
5.1.2 廢棄物處理相關標準摘錄	56
5.1.3 貯存包件的安全	60
5.1.4 廢棄物包件的要求	65
5.1.5 IAEA 除役廢棄物的運送規定	68
5.2 芬蘭安全導則	74
5.3 澳洲處置前廢棄物管理安全導則	75
5.3.1 安全導則內容	76
5.3.2 安全導則內容摘錄	77
5.4 印度處置前廢棄物管理安全導則	84
5.4.1 導則內容	84
5.4.2 廢棄物處理之管理要點摘錄	85
5.5 IAEA 放射性廢棄物處置前管理安全案例及安全評估訂定其安全導則	92
5.5.1 GSG-3 內容.....	92
5.5.2 廢棄物安全管理評估摘要	93
5.5.3 廢棄物貯存的安全評估	101

5.5.4 運送容器定期安全性能評估	104
5.6 IAEA 處置前 LILW 管理的安全功能.....	109
六. 放射性廢棄物處置前管理技術安全要求建議.....	117
6.1 放射性廢棄物的前處理	117
6.2 處理及固化	117
6.3 放射性廢棄物的貯存	118
6.4 放射性廢棄物接受的形式	119
6.5 設施考量	120
6.6 設施停機和除役	122
七. 研究進度.....	123
八. 結論.....	126
參考文獻.....	127
附件 1.....	131
附件 2 除污技術表格	136
附件 3 中、英文與縮寫對照表	149

圖目錄

圖 1 放射性廢棄物處置前管理程序流程圖	6
圖 2 放射性廢棄物管理流程	7
圖 3 Holtec's MPC(from: http://www.holtecasia.com/products-nuclear-waste-management-dry-fuel-systems-mpc.html)	34
圖 4 英國 LLW containers at the Low Level Waste Repository in Cumbria	41
圖 5 國際原子能委員會安全導則制定架構	55
圖 6 廢棄物評估處理流程	97
圖 7 補救措施	98
圖 8 涵蓋前處理廢棄物管理的主要步驟流程圖	99
圖 9 處理程序的相關評估	100
圖 10 處置前廢棄物貯存安全評估流程	101

表目錄

表 1 美國三個核電廠除役經驗各類廢棄物量	13
表 2 德國 PWR 及 BWR 除役拆卸物料量	14
表 3 各種除污技術的可應用範圍	20
表 4 機械法及化學/電化學除污性質比較	23
表 5 三種固化方法之比較	26
表 6 最終處置方法	30
表 7 常用 LILW 包裝	61
表 8 常用 HLW 包裝	63

中文摘要

核電廠除役後將會產生大量的放射性廢棄物，於處置前最大宗的低放射性廢棄物管理將會影響廢棄物的量，若能在此階段有效地對放射性廢棄物的處理、貯存及運送等所有過程的管理做較為有效的規範，對於除役廢棄物的最小化將有很大的幫助，本研究將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處置前的處理技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
2. 收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前之貯存及運送的技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
3. 提出我國低放射性廢棄物處置前管理之安全管制與審查建議。

本研究報告主要著重於廢棄物處置前的處理、貯存及運送技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。文中收集了國內審查導則及國外相關安全導則，以俾利我國低放射性廢棄物處置前管理之安全管制技術之精進。

Abstract

This study is investigating the predisposal management of low-level radioactive waste arising from nuclear power plants during their commissioning, operation and decommissioning. It covers all the steps carried out in the management of LLW following its generation up to (but not including) disposal, including all the steps, i.e. pretreatment, treatment, storage and transport.

The specific objectives of the proposed research are as follows:

1. Collection and analysis of the management and safety guide of radioactive waste: processing of low-level waste.
2. Collection and analysis of the management and safety guide of radioactive waste: storage and transportation of low-level waste.
3. Propose the review and regulatory proposal for the standard review guideline of the predisposal management of low-level radioactive waste.

This report focus on the predisposal processing of low-level waste, including pretreatment, treatment, storage and transportation. Collection of the safety management and guides were useful for the modification of predisposal management of low-level radioactive waste safety management technology.

一. 前言

核電廠除役後將會產生大量的放射性廢棄物，而在不同階段有各個階段的任務及注意事項，因此需訂定相關安全導則以保護人類及環境的安全，再加上目前國內最終處置場所尚未決定，因此處置前若能有效地對最大宗的低放射性廢棄物的管理及管制做較為有效的規範，對社會及環境所造成的衝擊降到最低，並能有效達到廢棄物最小化的目的。

自核電廠停機後，在處置設施未完成建置前，為了選擇最適當的放射性廢棄物前處理、處理及整備方法，應根據擬最終處置的方案規劃之，而在處理的過程中每個步驟間是相互關聯，並可能有潛在相互衝突的關係，需權衡其重要性，為了確保在安全的前提下管制單位的審查導則訂定將為了確保作業期間發生可能危害安全的事件，因此國際間針對這段期間廢棄物的處理有許多相關的技術研究及安全要求，將做為本研究之重要參考資料。

我國對放射性廢棄物之管理主要的程序為：放射性廢棄物處理、放射性廢棄物貯存、放射性廢棄物運送及放射性廢棄物最終處置等四個階段。放射性廢棄物從物理形態，可分為固、液、氣態三種，處理的目的是為了使放射性核種穩定、易於操作、有效的減量減容，所以將氣態及液態放射性廢棄物處理成固態，再加以減容與固化，以利於之後的貯存、運送和最終處置。放射性固體廢棄物處理方法如下：

1. 乾性固體廢棄物通常再分為可燃廢棄物、可壓廢棄物與不可燃不可壓廢棄物。可燃廢棄物經焚化處理、可壓廢棄物經壓縮處理，以減少廢棄物的體積；濕性固體廢棄物經水泥固化，再以容器盛裝。其固化體須符合固化體品質標準。

2. 核能電廠處理放射性廢液，有些經過濾、除礦後再回收。另外還有一些蒸發器濃縮後，其殘餘濃漿即成為濕性固體廢棄物。
3. 核電廠處理放射性氣體廢棄的方法，利用高效率過濾器去除含放射性核種之微粒(形成固態廢棄物)。將氣體乾燥，再以活性碳吸附惰性氣體(成固態廢棄物)。處理後的放射性氣體經偵測後，符合排放標準時排放。因大部分的放射性氣體之半衰期都很短，故儘量延長在廠內的停留時間，亦可減少放射性廢棄物的量，也可讓放射性的活度減少。

在除役後廢棄物尚未送至處置場前，須將放射性廢棄物貯存，有些需注意的地方，因為放射性廢棄物產生初期都有較高的活度，須在各核能電廠貯存廠內貯存後運送至最終處置場。貯存廠內設施需具備：
(1)良好的輻射屏蔽(2)輻射偵測設備(3)良好的貯存環境。

但因為最終處置場尚未決定，因此將著重於貯存的安全與評估，同時參考國際原子能總署(IAEA)在處置前(predisposal)相關廢棄物管理的建議，對於廢棄物的處理相關規定做建議。

二. 目的

本研究以收集國際上對處置前的放射性廢棄物的相關安全要求及安全導則，針對管制機關、營運者及放射性廢棄物的安全管理方案，分析在處置前對低放射性廢棄物的相關活動、處理及管理等相关要求及規定。¹⁻⁵

研究的範圍包括低放射性廢棄物的最終處置前管理，而處置前的階段意指自放射性廢棄物產生至最終處置(final disposal)前管理的所有步驟，其中包括：低放射性廢棄物處理(包含前處理(pretreatment)、處理(treatment)及固化包裝(conditioning))、貯存(storage)及運輸(transportation)。

本子項計畫以 11 個月完成以下三個目標：

1. 收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前的處理技術資訊、安全管理規定及審查導則資訊。
2. 收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前之貯存及運送的技術資訊、安全管理規定及審查導則資訊。
3. 提出我國低放射性廢棄物處置前管理之安全管理與審查建議。

主要針對除役核電廠低放射性廢棄物處置前的相關安全要求及導則進行蒐集及分析，參考國際上已有除役經驗國家的經驗、安全管理規定及要求，配合目前國內的狀況，提出適合國內除役的處置前低放射性廢棄物管理的建議，將會對未來核電除役審查有所幫助。

三. 廢棄物處置前的程序

最終處置(disposal)是放射性廢棄物管理的最後的步驟，而處置前(predisposal)對廢棄物的管理有一系列的工作項目包括，廢棄物的前處理(pre-treatment)，處理(treatment)、固化包裝(conditioning)，固定(immobilization)，貯存(storage)和運輸(transport)，最後根據需要做最終處置。

若上述的過程能有適切的計畫及管理，無論就經濟、民眾安全及環境安全而言皆有最大的保障。

處置前放射性廢棄物處理旨在通過改變廢棄物特性，使安全和/或經濟受益的行動，主要通過以下三種方法處理廢棄物

1. 減少量;
2. 去除放射性核種;
3. 組成的變化。

處理後，廢棄物可能固化也可能不會固化，以成為適當的廢棄物形式，本研究將針對處理的部分進行說明，過去在 104 及 105 年本研究團隊已執行相關研究，本文有部分摘錄相關成果。

目前國際原子能委員會已經針對以下八大部份放射性廢棄物處置前相關管理技術做整理⁶，如下所示:

1. 低、中放射性廢棄物的前處理(Pre-treatment of low and intermediate level waste)
2. 低、中放射性液態廢棄物的處理(Treatment of low and intermediate level liquid waste)
3. 低、中放射性固態廢棄物的處理(Treatment of low and intermediate level solid waste)

4. 氣體廢棄物的處理(Treatment of gaseous waste)
5. 低、中放射性液態、固化及固態廢棄物的固化包裝
(Conditioning of low and intermediate level liquid, solidified and solid waste)
6. 高放射性廢棄物及廢核燃料申報為廢棄物的程序(Processing of high level waste and spent nuclear fuel declared as waste)
7. 放射性廢棄物、廢棄物形式及廢棄物包裝的分類及監控
(Characterization and monitoring of radioactive waste, waste forms and waste packages)
8. 放射性廢棄物的貯存及已整備廢棄物的包裝(Storage of radioactive waste and conditioned waste packages)

3.1 放射性廢棄物處置前處理⁷⁻¹⁰

放射性廢棄物的處理主要包括前處理、處理和整備等工作，這些步驟涉及若干改變廢棄物特性的程序。

前處理包括廢棄物的收集、分揀、化學調整和除污等程序，實施這一系列程序之前，需要對廢棄物進行適當的特性分析及盤點，特性分析有助於使處理和整備方法得到適當的配置。

放射性廢棄物的前處理最主要的目的為：

1. 減少有待進一步加工處理以及最終處置的放射性廢棄物的量
2. 整合及調整待處理、固化包裝及最終處置的放射性廢棄物的性質，使其較容易再加工處理和處置。

所有放射性廢棄物必須分類收集，在進行前處理，而前處理的方法則必須依據廢棄物的性質及後續處理、固化包裝、運輸、貯存和處置的方法做為選擇標準。下圖 1 為在固態廢棄物於處置前的完整廢棄物管理的程序。

Schematic of radioactive waste management activities

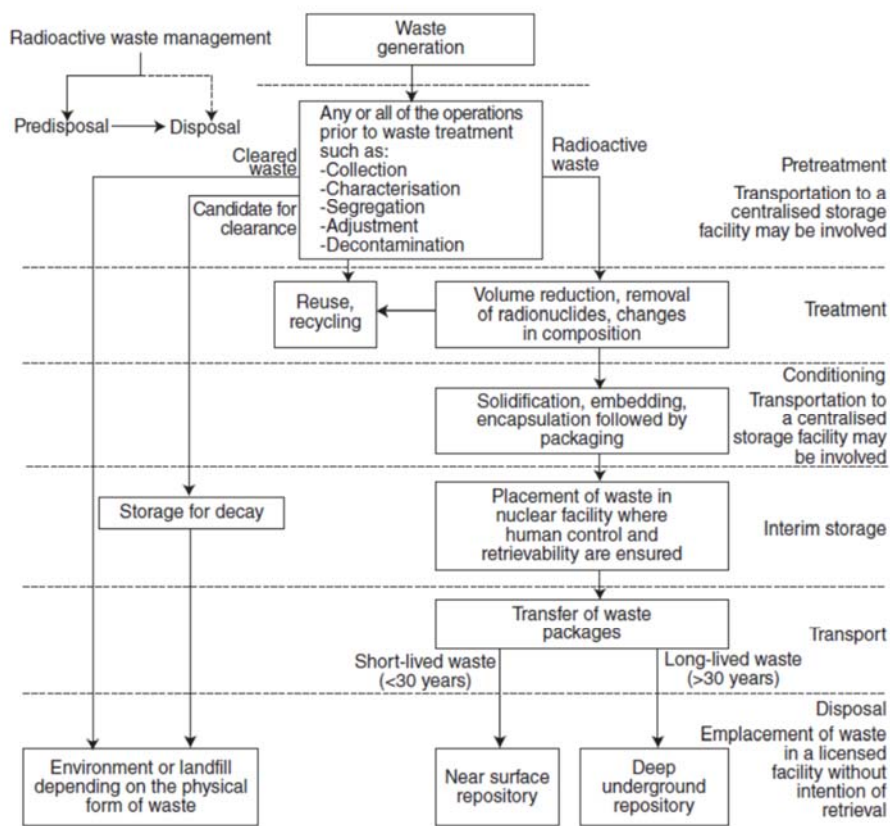


圖 1 放射性廢棄物處置前管理程序流程圖¹

在處置前需要展開的工作包括分類，前處理，處理，整備和貯存在內的處置前活動。參與這些工作的人員皆須接受專業訓練，必

須依照相關輻射防護安全導則以及國際原子能總署所規定的放射性廢棄物管理條例為依規，進行操作。

為了能達到有效的管理，在選擇廢棄物管理技術之前，必須對於廢棄物的認識和瞭解廢棄物來源和產生速度及廢棄物數量和特徵是十分重要的。根據最終處置的規劃選擇合適的廢棄物管理技術，於完成廢棄物總量及種類盤點後，選擇最佳的處理技術，其流程如圖 2 所示。

Radioactive waste management steps leading to storage and eventual disposal.

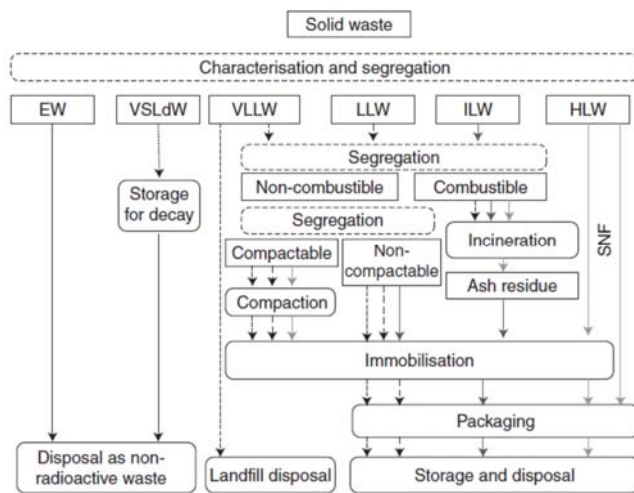


圖 2 放射性廢棄物管理流程¹¹

廢棄物處置前的處理程序可細分為前處理及處理兩個階段，其主要工作分別為：

1. 前處理

- (1) 準備待處理的廢棄物，這可能包括對污染物與非污染物的分揀和分類、減容或化學性質（如 pH 值）調整，以便有助於後續處理。
- (2) 使用除污(decontamination)方法，利用物理方式（如噴砂）或化學方法（如利用可選擇性去除表面放射性核種的特殊溶液進行清洗）清除建築物或部件表面的放射性核種。

2. 處理

- (1) 處理過程的目的是減小放射性廢棄物的體積，以提高其安全性或減少進一步管理階段（如貯存或處置）的費用
- (2) 處理通常會產生兩種廢棄物種類：
 - a. 含有大部分放射性核種的小體積廢棄物，需要進一步進行貯存和處置所需的整備；
 - b. 體積較大的放射性活度較低或極低放射性的廢棄物，可選擇排放或作為非放射性廢棄物處置。

3.2 廢棄物的收集及分揀^{8-10,12}

3.2.1 收集

盡可能根據輻射標準，在廢棄物產生之際用輻射偵測器（survey meters）監測固體廢棄物中的放射性含量，亦或將廢棄物送到中心監測站進行檢測。應使用合適的容器收集廢棄物，並於容器上作適當的標記，標明容器內涵的廢棄物類型。

於收集分揀廢棄物應需要使用工具或機械手臂，以降低操作人員的受照劑量，當產生的廢棄物種類不同及放射性強度不同混雜時，則必須設計安全且經濟的廢棄物分揀技術。

3.2.2 分揀

放射性廢棄物分揀的過程應包括：

1. 將非放射性物質或成份從放射性廢棄物中分揀出來
2. 根據以下條件，對廢棄物進行適當的分類：
 - (1) 廢棄物來源
 - (2) 物理形態
 - (3) 放射性強度(核種半衰期長短、核種活度、輻射類型)
 - (4) 是否存在其他具有危險物質或成份
 - (5) 生物特性(如有機質含量)
3. 有用物質回收再利用或再循環

分揀技術與廢棄物分類關係密切，其中廢棄物分類又是在廢棄物處理、運輸和處置的必要要求，各個設施都應建立自己的放射性廢棄物收集和分類系統，以便盡可能降低成本，並符合現行的廢棄物搬運、運輸和處置的相關標準。

原生廢棄物最好在廢棄物產生之際，由廢棄物產生單位進行分揀，如此可避免將來對廢棄物進行重新包裝，這對於小型設施來說可能比較容易做到，但對於大型設施，要由經過培訓的工作人員在輻射防護條件下對廢棄物進行分揀。

當核電廠準備除役時，所有的廢棄物在處置前須做準備，而放射性廢棄物的管理則依各個國家有所差異，即便如此，也應該在停機前須作全面的盤點工作。

如果廢棄物先用不一致的方式處理，後續會因為衍生的處理方式不同造成更多問題，The 2010 UK Radioactive Waste Inventory 中英國¹³有對廢棄物有詳盡的盤點方法，報告中包括：

範圍及規範，未來廢棄物產生的狀況，每種來源所產生的廢棄物量，廢棄物的組成材料，廢棄物的放射性組成等項目，其所報導的內容如下：

1. 範圍及規範

- (1) 放射性廢棄物來源
- (2) 放射性廢棄物類別
- (3) 盤點的範圍
- (4) 規範
- (5) 數據的收集及處理
- (6) 放射性廢棄物的管理

2. 未來廢棄物產生的狀況

對於廢棄物及將產生的狀況進行分析，同時對各個即將除役，或是除役中的電廠所產生的廢棄物進行盤點及預估。

3. 各種來源所產生的廢棄物數量

- (1) 目前所有的廢棄物
 - (2) 未來可能產生的廢棄物
 - (3) 與過去盤點的比較
 - (4) 處置的廢棄物
 - (5) 未確定的體積
4. 廢棄物的組成材料
- (1) 廢棄物的狀況
 - (2) 廢棄物的組成
 - (3) 與前一次盤點的差異
5. 廢棄物的放射性組成
- (1) 放射性的產生
 - (2) 放射性總量
 - (3) 目前的狀況
 - (4) 與前一次盤點的差異

由於廢棄物種類及數量眾多，在停機後持續有廢棄物產生，因此在盤點的過程中，如何保持相關的紀錄是一件重要的工作。IAEA則針對盤點及紀錄的保存系統作詳盡的說明¹²，並且詳載加拿大、法國、德國、匈牙利、英國及美國的相關經驗，可作為未來在除役後廢棄物盤點的參考。

3.2.3 運轉與除役的廢棄物種類

儘管一直以來核電廠在運轉中不斷的產生廢棄物，然而在除役時所產生的廢棄物種類及來源有所差異。運轉中的核電廠其廢棄物主要的來源在於反應器或附屬設備（包括用過的核燃料貯存槽）中處理水所生成的廢棄物，或是某些除污程序所生成的廢棄物。

其中壓水式反應器 (pressurized water reactors, PWR) 之廢棄物是含硼濃縮水，污泥或過濾器濾芯，有機粒狀樹脂離子交換劑 (blow-down resins)；沸水式反應器 (boiling water reactors, BWR) 的二級處理設施的含水濃縮物和含有不同類型離子交換的污泥或過濾介質作為有機粉末樹脂，矽藻土，活性碳，纖維素和有機粒狀樹脂。運作時之維修廢棄物主要是固體廢棄物為主，包括廢棄、損壞、污染、不能修理或回收的設備，以及來自操作員的衣物及維修工作所產生的紙板、袋子、工具和塑料薄膜等。再者，維修時的廢棄物也可能源於拆除內部，包括所使用的控制棒的反應爐堆芯的結構。液體相關廢棄物主要由油和少量的潤滑劑組成。有機溶劑用於除污，通常操作放射性廢棄物中的主要污染物是半衰期短的放射性核種，如 ^{60}Co ， ^{90}Sr ， ^{134}Cs 和 ^{137}Cs ，儘管半衰期長的放射性核種仍可能存在於反應堆的內部。

參考表 1 及表 2 可知，除役時的廢棄物，除了上述的廢棄物之外，會產生許多大件的低放射性廢棄物產生，同時在除污的過程亦會生成許多廢棄物，因此都必須全盤考量。

表 1 美國三個核電廠除役經驗各類廢棄物量^{a 14}

除役電廠	密 度 kg/m ³	Maine Yankee m ³	Connecticut Yankee m ³	Rancho Seco m ³
開始年份/ MWe-Type		1972/860 MWe- PWR	1967/691 MWe-PWR	1975/913 MWe-PWR
廢棄物種類				
建築物拆除	1,142	57,240	88,240	11,400*
土壤/沉積物修 復	1,142	28,820	15,390	Included w/ Building Demolition
系統拆除 (Commodities)	327	32,000	Included w/ Building Demolition	5,850
Misc. Class A	1,142	N/A	331	N/A
A 類總量		118,660	104,201	17,240
B/C 類	1,142	2,190	1,150	93
GTCC	N/A	N/A	N/A	11
廢棄物總量	N/A	120,850	105,350	17,344

^aRef: Richard McGrath, TaiPower & EPRI Decommissioning Technical Workshop, 2012

表 2 德國 PWR 及 BWR 除役拆卸物料量 單位: t (P. Woollan, 2006)¹⁴

部件或設備		PWR Biblis-A	BWR Brunsbuttle
主要部份	反應堆壓力容器	594	444
	堆內部構件	164	301
	支撐和分隔物	212	167
	蒸氣發生器	1120	*
	循環冷卻劑泵	128	*
	反應堆冷卻劑管道	150	*
	穩壓器	162	*
	凝氣器(消壓系統)	**	377
系統	容器和熱交換器	955	2318
	輔助設備	302	575
	管道	2071	3025
	泵	75	151
	其他部件	360	318
	隔熱材料	285	408
設備	通風系統	88	275
	電纜	600	770
	馬達	64	544
	電氣設備	100	163
發電設備	氣輪機、發動機、 凝氣器	***	2842
工器具	剛件結構、架、台、吊車、 升降機、緊固器、電纜架 等	1177	1370

屏蔽體	生物屏蔽體	1161	799
防護物	安全殼、襯覆層、閘門	2563	1186
建築物(核建築)	混凝土和鋼筋混凝土	143151	213015
總計		156433	230909

註:*僅指 PWR；**僅指 BWR；***僅指 BWR，對氣輪機、發電機和冷凝器有輕微沾污

3.3 除污技術

在前處理中除污佔了一項重要的工作，於 104 年本研究團隊已針對固體廢棄物的處理技術作詳細的研究，在本研究中亦會摘錄其中一部份研究成果。

廢棄物中有很多種放射性污染之廢棄物，這些廢棄物包括運轉中廢棄物、混合固體廢棄物及除役拆除廢棄物。放射性污染的固體廢棄物的種類繁多，因此需要開發不同的技術以適應不同的實際情況。

除污是把放射性核種從不希望其存在的部位全部或部分除去，除污的主要目的是：

1. 降低放射性含量，得以減少操作人員暴露；
2. 降低屏蔽和遠距離操作的要求；
3. 方便事故處理；
4. 便於除役工作；

5. 使廢棄物和被污染場地可以再利用；
6. 減少放射性廢棄物的質量和體積；
7. 降低廢棄物貯存、運輸、處置的費用和負擔。

除役過程中，在不同階段的除污具有其不同的目的，大致可以分成以下幾個階段的除污：

1. 拆卸解體前的除污：初步除污，降低人員的曝露；
2. 拆卸解體後的除污：深度除污，盡可能的清潔材料達外釋標準或進行再利用；
3. 供核電相關產業應用：使其能達到有條件的清潔釋放；
4. 將嚴重污染的廢棄物降級。

在除污過程中，須有以下幾個考量，始能以較為經濟且較高效率達到較佳的除污的效果：

1. 分析表面污染狀況：
 - (1) 放射性活度估算和測量
 - (2) 污染擴散程度
 - (3) 污染的物理化學結構等。
2. 定義除污目標和其除污程度。
3. 考慮影響除污技術之選擇因子：
 - (1) 系統相關的因素：
材料類型和幾何形狀；污染特性；電廠運作的歷史等；
 - (2) 反應系統相關的因素：
材料耐腐蝕效果、除污效果、溶液濃度和穩定度；反應流體之

體積；廢棄物對處理過程之要求；反應過程所需的時間；污染物在除污過程之再分配以及二次污染的發生狀況；毒性；廢棄物處理過程之成本，包括二次廢棄物之處理等。

除污的方法很多，可分為機械-物理法、化學法、電化學法及熔煉法等，是不同廢棄物種類及後續處理及處置的方式而定。¹⁵⁻²⁶

3.3.1 物理-機械法除污

1. 吸塵法

- (1) 方法：用真空吸塵器吸除降落在物件表面上的污染物。
- (2) 優點：吸塵法簡單易行，可以手提操作。
- (3) 缺點：去除固定性污染效果差。

2. 機械擦拭法

- (1) 方法：一種特殊設計的旋轉刷可以伸入管道內擦刷放射性污染物。
- (2) 優點：簡單易行，適於去除不複雜的物體表面結合疏鬆的污染物。
- (3) 缺點：
 - a. 這種除污技術容易生成氣溶膠，需要有排氣淨化系統。
 - b. 由於人工作業勞動強度大，受照劑量大，已逐步改為遠端操作。

3. 高壓水蒸汽噴射法

利用流體衝擊作用去除污染物，如噴射蒸汽還可以提高除污效果。水壓範圍 2 ~ 60 MPa，噴水量 0.5 ~ 4 L / s，噴射距離一般為 1 ~ 5 m，噴射水與除污表面的交角為 30° ~ 45° 時除污效果較好，提高水

壓或添加化學試劑，除污效果更好。

(1) 優點：對大表面物件的除污效果很好

(2) 缺點：二次廢棄物量大。

4. 低溫磨料噴射

在大多數情況下，磨料噴射會產生大量的難於再循環利用的二次廢棄物。使用低溫磨料，將自然地生成易於處理的液態或氣態流出物，從而降低二次廢棄物的體積。另外，低溫磨料有助於清除油脂或塗漆層。

法國原子能委員會研製了一種噴射冰丸的技術，該技術通過在反向的冷氣態氮中噴水，隨後讓水（冰）滴在液氮中硬化，最後冰丸通過利用氮作動力的氣槍噴出。為獲得合適的冰丸尺寸（1~2.5 mm），對冰丸發生器的運轉參數進行了最適化。在從沾污的鋼上清除油脂和在處理複合材料及鋁合金中，冰丸除污技術已取得非常好的效果。

5. 氟利昂超音波清洗 (Freon ultrasonic cleaning)

超音波清洗是在浸泡廢棄物的槽中進行的，在第二個槽內用氟利昂處理，氟利昂經蒸發和冷凝後再循環。氟利昂連續在孔隙度為 1 mm 的過濾器中過濾，該過濾器是惟一的二次廢棄物。利用該工藝對氧化鋁的不銹鋼運輸容器進行除污，該技術選用氟利昂（常用三氟三氯乙烷）是因其具有低沸點和所需的溶劑性質，在除污過程中獲得的平均除污係數為 20。

6. 研磨/刨削法除污 (Decontamination with abrasives)

此種方法可以用各種形式，利用擦、刷、磨、刮、削及刨等除去表面鏽、污垢、表面塗層、氧化膜層，但容易產生二次污染的粉塵及氣溶膠。

7. 微波除污

一種乾式的除污法、適用於混凝土，利用微波對待除污物件上的水氣進行汽化，表面產生強大的機械應力及熱應力發生爆裂，但不可應用於金屬及含水量低之混凝土。

3.3.2 化學法

化學除污就是用化學清洗劑溶解帶有放射性核種的污染物、油漆塗層或氧化膜層，達到除污目的。

除污劑作用包括氧化、還原、腐蝕，表面活性等，用這種除污劑直接進行浸泡或配置成發泡劑、乳膠或膏糊塗在待除污的物體表面。良好的化學除污劑應具備以下條件：良好的表面濕潤作用；溶解力強；對基體無顯著腐蝕；良好的熱穩定性和幅照穩定性，不易產生沉澱物；除污廢液容易處理或回收再用；價格低廉等。

此種技術較大的優點是對於各種不同材料表面皆可處理，缺點即是後續廢液處理的問題。

3.3.3 電化學法

電化學法就是電解或電拋光，將除污部件作為陽極，電解槽作為陰極，使污染表面層均勻地溶解，污染核種進入電解液中。常用電流密度為 $1000\sim 2000\text{ A}/\text{m}^2$ 。電解液通常為各種酸，如果物件不準備重複使用，也可用 HNO_3 作電解質，其電流密度高。

1. 優點：除污效率高，電解液經處理可重複使用，二次廢棄物量少，可用於結構複雜部件的除污，除污後部件表面光滑均勻。

2. 缺點：費用大，需嚴格控制操作，不能對非金屬部件除污。

3.3.4 除污技術比較

針對上述物理-機械除污技術、化學及電化學除污技術，其可應用的範圍如下表 3 所示。

表3 各種除污技術的可應用範圍(IAEA, 1999)¹⁵

Technique	Large volume and closed systems	Segmented parts	Building surface and structures
Chemical decontamination			
Chemical solutions	X	X	X
Multiphase treatment processes	X	X	
Foam decontamination	X		X
Chemical gels	X	X	X
Decontamination by pastes	X	X	
Decontamination by chemical	X	X	

fog			
Gas phase decontamination	X		
Mechanical decontamination			
Flushing with water	X	X	X
Dusting/vacuuming/wiping scrubbing		X	X
Strippable coatings	X	X	X
Steam cleaning		X	X
Abrasive cleaning		X	X
Sponge blasting		X	X
CO ₂ blasting		X	X
High pressure liquid nitrogen blasting		X	X
Freon jetting		X	X
Wet ice blasting		X	X
High pressure and ultra high pressure water jets	X	X	X

Grinding/shaving		X	X
Scarifying/scrabbling/planning			X
Milling		X	
Drilling and spalling			X
Expansive grout			X
Paving breaker and chipping hammer			X
Other decontamination techniques			
Electropolishing	X	X	
Ultrasonic cleaning		X	
Melting		X	
Emerging technologies			
Light ablation		X	X
Microwave scrabbling			X
Thermal degradation			X

Microbial degradation	X		X
Electromigration			X
Exothermic, highly metalized powders			X
Supercritical fluid extraction			X

表 4 針對化學法及機械法進行評估及分析，討論其優缺點，包括對除污效率、經濟效益、可再利用性及二次廢棄物產生量及處理方法等的綜合比較，作為未來審查時對其除污之適用性的參考，而選擇哪種除污技術，除了需要依照廢棄物的性質，環境的條件，空間的規劃，同時也需要考慮最終處置的狀況，對整個程序做最有效的考量。

表 4 機械法及化學/電化學除污性質比較¹⁴

除污技術	機械法	化學法/電化學
處理溫度	室溫	> 60°C
添加物	不用或少用	添加各種化學試劑
二次廢棄物	固體廢棄物量大	液體廢棄物量大
技術	簡單或控制要求較高	較複雜，控制要求較高
操作風險	一般	較高
培訓要求	較簡單	較高
成本	投資較低	執行成本較高

	維護成本較高	維護成本消費較高
一次能源消耗	低	一般(電化學較高)
處理物件適應性	對管道、彎曲表面的除污難	適合各種形狀
受照風險	較高	較低
適用性	可用於各種系統和設備的除污，但對複雜結構的除污效果較差	可用於各種系統和設備的除污

3.4 處理及固化程序

處置前放射性廢棄物之處理技術，除了除污之外，尚有再利用及整備及固化等部份，藉由這些程序可以有效的將廢棄物的量減少，同時也可以增加最終廢棄物的安定程度，因此為重要的步驟。

3.4.1 廢棄物的再利用

藉由明確的法規規範及嚴格的審查制度把關，且在安全的前提下，除了減少廢棄物來源外，盡可能的將廢棄物進行再利用，但大前提是需要將廢棄物的特性準確的分析，同時對於廢棄物的量測方法需要嚴格的把關，如此可以有效減少最終處置廢棄物的量。

3.4.2 整備

針對不可再利用回收的放射性廢棄物，藉由除污、焚化、壓縮、熔煉等技術，進行廢棄物的減容，以降低對環境所造成的影響，此部分除了會比較國外各種技術外，將會對核能研究所近年來對減容的技

術的發展進行討論。

根據廢棄物的性質和選擇的處置場址對廢棄物形式的要求，國內外已有各種常用的放射性廢棄物處理技術可供使用。兩個常見的例子是固體廢棄物焚燒和液體廢棄物蒸發。焚燒通過將放射性濃縮集中在小體積的焚燒灰中而降低固體廢棄物體積，廢液蒸發產生小體積放射性濃縮液。整備過程中，焚燒灰或濃縮液經進一步處理，轉變成放射性得到有效固定的形式，這一步驟稱為整備。

3.4.2.1 焚燒

對於低比活度的可燃廢棄物來說，焚燒是最有效的減容技術，且生成的灰燼易於加工成適於處置的穩定形式，焚燒是一種放熱反應，在許多情況下廢棄物燃燒本身提供了足夠的熱量維持反應。

作為有機廢棄物處理方法的一種具有良好發展前景的技術，它已被廣泛使用，目前，許多國家使用焚燒技術處理可燃性固體廢棄物，如澳洲、德國、比利時、加拿大、法國、荷蘭、俄羅斯、斯洛伐克、英國和美國等。

有機物的可燃性使得焚燒成為一種完全破壞有機物的理想技術，焚燒能夠達到較高的減容比，並將廢棄物轉化成一種適合後續固定和處置的形態，焚燒破壞了廢棄物的可燃和危害成分，但是不能破壞放射性元素。完全焚燒的產物有二氧化碳，水和其他成分組成的氧化物，如磷、硫和金屬的氧化物，焚燒適合處理液體和固體有機廢棄物，若能提供足夠的氧氣使廢棄物全部燃燒。大體積低放廢棄物燃燒處理是有利的。

3.4.2.2 熔煉

熔煉法是一種冶金法，也是一種高溫技術，依熔融金屬進行除污，低污染的金屬經熔煉處理後，大部分污染核種進入小體積爐渣中，少

部分核種均勻地分佈在基體金屬中，除污後的金屬有的可以重複使用。熔煉要求有適當的熔爐，尾氣需要淨化處理，爐渣也要作適當處理，否則容易造成二次污染。

3.4.2.3 壓實技術

低放射性乾式廢棄物是核電廠除役主要廢物之一，貯存、運輸和處置這些廢物需要耗費很多人力、財力及貯存庫處置場地。壓實減容應用廣泛，壓實主要是減小體積，是基於提高廢棄物密度，消除空隙而減小體積，可處理廢棄物種類很多，例如紙張、木材、塑料、橡膠、爐渣、玻璃及電纜等也可壓實減容，處置前將廢棄物壓實可以解決上述問題。

3.4.3 固化技術

放射性廢棄物被處理後，殘餘蒸發殘渣、化學泥漿、廢液、廢離子交換樹脂及焚燒灰燼等，須將這些放射性廢棄物之放射性元素牢固地結合到穩定的基材上，以達到安全的目的，常利用固化的技主要有水泥固化、瀝青固化及聚合物固化三大類，各有其優缺點，同時也會隨廢棄物種類使用上有所差異，此三種不同的固化方法比較如下表。

表 5 三種固化方法之比較^{14,15}

		固化對象	水泥固 化	瀝青固化	聚合物固化
適 用 性	低中 放廢 棄物	壓水式反應爐硼酸 鈉廢棄物	差或尚 可	好	好或可以
		沸水式反應爐硫酸 鈉廢棄物	尚可	可以	好或可以

		離子交換樹脂	差或尚可	差或尚可	好
		焚燒爐灰燼	可以	尚可-好	可以
		過濾泥漿	好	尚可-好	可以
安 全 性	產 品 性 質	滲出率/ g/(cm ² d)	10 ⁻³ ~10 ⁻¹	10 ⁻⁵ ~10 ⁻³	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁴
		可受最大受照劑量/Gy	10 ⁸	10 ⁶	10 ⁷
		分解氣體	H ₂ , O ₂	H ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ , 低碳氫化 合物	H ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ , 低碳氫化 合物
		抗壓強度/MPa	好 (10 ~ 20)	塑性	塑性或好
	執 行 狀 況	操作溫度/°C	R.T.	130 ~ 180	R.T.或稍高
		執行問題	停車要 清洗設 備	須防止著 火爆炸	須防火、需 要脫水乾燥 預處理
		貯存及處置的問題	浸出率 高	防火、泡 水會膨脹	防火
	經 濟 性	廢棄物包容量/%	20 ~ 40	40 ~ 60	30 ~ 70
		設備需求	簡單	較複雜	簡單或複雜
		固化成本	低	中	高

R.T.: Room Temperature

3.5 除役廢棄物的運送

除役廢棄物的運送分為場內及運送及場外運送，場外運送需要遵循“放射性物質安全運送規則”的相關規定，並且須避免不必要的事務，對於除役廢棄物和設備外運可能會發生事故有：^{19,27}

1. 碰撞，如撞人、撞車或建築物；
2. 翻車，因迴轉半徑不足，路基鬆軟，及風力大等因素所造成的；
3. 著火，如電器設備著火、撞擊著火或廢棄物著火等；
4. 承載物移位，因為繫栓不牢固或衝撞所致。

對於除役廢棄物包件及設備外送需要注意：

1. 車隊組織、行經路線和停靠點皆要做週密的安排；
2. 繫栓牢固以確保貨物在車上的穩固性；
3. 選擇合適的車輛、合格的司機和吊運設備；
4. 貨物在車上擺設的位置決定其重心，因此符合重心與軸荷載分配的要求；
5. 司機需過嚴格訓練，必須依迴轉半徑及坡度控制車速，以確保安全；
6. 詳細調查行經公路、橋、隧道等的的能力。

3.6 除役廢棄物貯存

核設施的除役所產生放射性廢棄物應該於合適的核能廢棄物處置場內置放，在廢棄物處置場尚未準備好的情況下，廢棄物可以作暫時的貯存，除役完成後，若場址要做無限開放，則應把放射性廢棄物都清出場地。

因此，這些已處理過或未經處理的放射性廢棄物，可能因為下列原因可以暫存：

1. 允許將半衰期短的放射性核種衰變，降至符合外釋標準管理控制或排放許可，或回收再利用；
2. 在轉移到另一設施之前，收集和積累足夠的數量，並進行處理和固化包裝；
3. 在處置之前收集和積累足夠的數量；
4. 降低高放射性廢棄物處置前的發熱率。

3.6.1 廢棄物貯存及處置

大多數低放射性廢棄物（LLW）通常在包裝(packaging)後立即運送處置以進行長期管理，這意味著大多數低放射性廢棄物（~90%），已經有令人滿意的處置手段。

含有長半衰期的放射性同位素的中級放射性廢棄物（ILW）也將存放在地質貯存庫中，在美國新墨西哥州的核廢棄物隔離先導處置設施（Waste Isolation Pilot Plant, WIPP）其深層地質貯存庫中處理了一些與 ILW 具有相似放射性強度的超鈾廢棄物（TRU）。一些國家在近地表處置設施中處置含有短半衰期的放射性同位素的 ILW，然而有些國家正處於考慮處置 ILW 和 HLW 的初步階段，還有些國家，如芬蘭和瑞典 在選擇未來處置放射性廢棄物的公眾可接受場所方面取得了良好進展。

表 6 最終處置方法

Option	Suitable waste types	Examples
<p><u>Near-surface disposal</u> at ground level, or in caverns below ground level (at depths of tens of meters)</p>	<p>LLW and short-lived ILW</p>	<ul style="list-style-type: none"> • Implemented for LLW in many countries, including Czech Republic, Finland, France, Japan, Netherlands, Spain, Sweden, UK, and USA. • Implemented in Finland and Sweden for LLW and short-lived ILW.
<p><u>Deep-geological disposal</u> (at depths between 250m and 1000m for mined repositories, or 2000m to 5000m for boreholes)</p>	<p>Long-lived ILW and HLW (including used fuel)</p>	<ul style="list-style-type: none"> • Most countries have investigated deep geological disposal and it is official policy in several countries. • Implemented in the USA for defence-related transuranic waste at WIPP. • Preferred sites selected in France, Sweden, Finland, and the USA • Geological repository site selection process

Option	Suitable waste types	Examples
		commenced in the UK and Canada.

近地表處置設施目前有許多國家運轉中，其中包括：

英國 - 位於 Cumbria 郡 Drigg 的 LLW 貯存庫由英國核除役管理局(由華盛頓國際集團與英國科技公司，塞爾科和阿雷瓦率領的財團)管理。

西班牙 - El Cabril LLW 和 ILW 處置設施由 ENRESA 經營。

法國 - ANDRA 經營的法國 Centre de l'Aube 及 Morvilliers。

瑞典 - 由 SKB 運營的 Forsmark 的 SFR。

芬蘭 - Olkiluoto 和 Loviisa，由 TVO 和 Fortum 經營。

俄羅斯 - Ozersk，Tomsk，Novouralsk，Sosnovy Bor，由 NO RAO 經營。

韓國 - 由 KORAD 經營的 Wolseong。

日本 - 日本核燃料有限公司經營的日本六所村低放射性廢棄物處置中心。

美國 - 五個 LLW 處理設施：New Castle County 邊界附近的 Texas Compact Waste Facility (CWF) 設施，由 Waste Control Specialists 經營; Barnwell，South Carolina; Clive，Oak ridge Utah state，State of Tennessee - 全部由 Energy Solution Inc.;和 Washington 的 Richland，由 ECOL-US Ecology, Inc.經營。

3.6.2 廢棄物中期貯存

目前，許多國家正在使用特別設計的臨時區域或地下貯存廢棄物設施，以確保在有長期處置選擇的狀況下安全貯存有害的放射性廢棄物，中期貯存設施通常用於 ILW 和 HLW，包括來自反應爐的核燃料。

3.6.3 貯存池

反應堆的貯存池和瑞典用過核子燃料中期貯存設施 (CLAB, central interim storage facility for spent nuclear fuel) 等集中設施的貯存池其深達 7-12 米，可以將多個燃料組件覆蓋幾米水，燃料組件通常長約 4 米，立在一端，多個機架由配有中子吸收器的金屬製成，循環水可作為屏蔽和冷卻燃料。

這些貯存池是由厚鋼筋混凝土製成的堅固結構，帶鋼襯套，反應堆貯存池的使用期限可以設計成和保持在反應堆內的所有使用過的燃料壽命相同。

3.6.4 乾式貯存(dry storage)

已經在貯存池冷卻至少五年的燃料組件有一些是貯存在乾燥的護箱或儲藏庫中，通常在混凝土屏蔽內會有空氣循環。自 1986 年以來，美國核電廠已經使用乾貯存，現在美國用過燃料總量約有三分之一是放在乾貯護箱。乾貯設施是 65 個核電廠中最多的設施（包括一些已停機的）。在發電廠內將濕式貯存轉移到乾燥護箱中可能會使用特殊屏蔽的傳送護箱，這些傳送護箱的堅固強度不如廠外運送的傳送護箱。護箱可能裝一個個密封廢料罐，這些密封廢料罐可以從一護箱轉移到另一類的護箱。

3.6.5 多功能廢料罐(multi-purpose canisters, MPC)

密封的多功能廢料罐 (MPC) 也稱為兩用罐 (DPC)，每個廢料罐可承載多達 89 個帶有惰性氣體的燃料組件，通常用於運送、貯存和用過燃料最終處置。MPC 會放在堅固的外包裝內-金屬外包裝用於運送，混凝土外包裝則用於貯存。每個 MPC 採用 13 mm 焊接不銹鋼製成，有安全蓋和內部燃料籃，用於固定和讓燃料組件分開，設計用於高達 45 kW 的熱負荷。MPC 具有標準的外部尺寸，一個 MPC 實際可裝載的燃料組件的數量取決於它們的特性。有些是雙壁容器 (double-walled container, DWC)，二層間有氬氣。一旦 MPC 被加載了，內容物就不應該再被處理了。

Holtec's 的 MPC 包含一個用於 BWR 燃料的 68 單元的燃料籃，一個 24 單元的流量收集槽，或一個用於 PWR 燃料的 32 單元的無流量收集槽燃料籃。有些具有中子吸收的 Metamic-HT 燃料籃和高導熱性的襯墊，可放置相對較熱的三年用過的核燃料。自 2013 年以來，Holtec's 還為英國和烏克蘭製造了具有相同的標準外部尺寸的雙壁罐 (DWC)。

高容量 MPC 能夠容納 37 個 PWR 或 87-89 BWR 燃料組件。其他的只能容納 12 個 PWR 或 32 個 BWR 燃料組件。一些含 4 個 PWR / 9 個 BWR 的小型廢料罐，可以將四個廢料罐裝入標準運送護箱中。阿雷瓦(Areva)有一大型護箱裝設計，可容納 21 個 PWR 或 44 個 BWR 燃料組件。

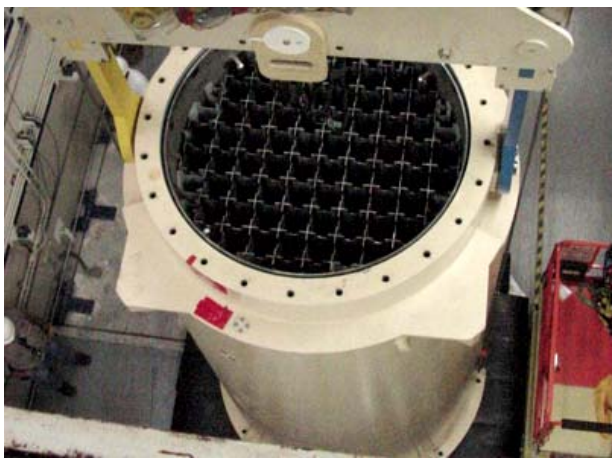


圖 3 Holtec's MPC(from:<http://www.holtecasia.com/products-nuclear-waste-management-dry-fuel-systems-mpc.html>)

3.6.6 貯存護箱和系統

對於貯存，每個 MPC 都被封裝在通風的貯存模塊或由混凝土和鋼製成的外包裝內。這些通常安置在地面上，高約 6 米、透過空氣對流冷卻，或他們可能是地上平放，或地下直放，只有顯示頂部。

這些貯存模塊堅固耐用，並提供完整的屏蔽。在核電廠內，使用屏蔽傳送護箱將 MPC 從舊燃料池移動到貯存模塊。現場使用的 Holtec 傳送護箱被稱為 HI-TRACA。

Holtec HI-STORM 100 是一種獨立式地面上系統，可容納各種直放於通風混凝土內的密封不銹鋼 MPC 及置於混凝土塊上的鋼材外包裝。這 165 噸的外包裝在鋼殼內有 65 公分的混凝土屏蔽。此系統用於許多美國核電廠。地下貯存系統是型號 HI-STORM 100U，而更複雜的是 Holtec 的 HI-STORM UMAX 貯存系統，該系統已在美國的兩個核電廠站部署，並建議在新墨西哥的 HI-STORM CIS 設施使用。HI-STORM UMAX 將內含用過燃料的通風垂直鋼廢料罐和 5 米高的混凝土裝箱容器貯存於地下，上面覆蓋大型封密蓋。這些裝箱被設置於 7.6 米深的挖掘槽中，周圍以低強度混凝土灌漿回填。抗震能力約為 2000 Gal。

地上水平系統是阿列瓦的 NUHOMS HSM-H 系統，美國核電廠的 67 台 ISFSI 中有 20 台使用。用過的燃料密封在 15 毫米厚的不銹鋼乾貯護箱中，然後將屏蔽傳送護箱水平移到大型水平貯存模塊，每個孔的直徑 2 米，長 5 米。Areva 宣稱這些比垂直系統有更好的散熱效果，因為傳導比對流更多，同時也指出模塊之間沒有間隙有非常安全的抗震力 (1500 Gal) 和放射性。每個廢料罐在氮氣中可容納 32-37 個 PWR 燃料組件或 61-69 個 BWR 組件。阿列瓦計劃在 2020 年之前 NUHOMS 為美國授權的傳送護箱，同時它還是一個適用於高燃耗燃料的運送護箱。NUHOMS 水平貯存可以容納各種廢料罐設計，且 Areva NUHOMS 罐可與其他相容，如 Hotelec 水平貯存系統。

德國的 *Gesellschaft für Nuklear-Service mbH* (GNS) 設立於 1977，是由國家的四個核電公司所擁有，既是廢棄物貯存的經營商，也是兩種類型護箱的供應商。主要類型是 CASTOR 護箱，單德國就使用超過 1000 個，用於用過的核燃料和 HLW 之運送和中期貯存。護箱主體提供全面屏蔽，且允許在高燃耗燃料非常短的冷卻時間之後裝載，並用兩個蓋子封閉。GNS 的 CONSTOR 護箱是類似，但在護箱間有混凝土，為較冷的燃料而設計。

大的護箱 HI-STORM FW 是具有高抗震能力(1.2 Gal)的防水防風版貯存模塊。它可容納 37 個 PWR 組件，或 89 個 BWR 組件，或 31 個 VVER-1000 組件，最大熱負載 46 kW。HI-STORM 190 是 HI-STORM FW 的 VVER 版本。這些罐子可以承裝在特殊失效燃料容器的毀損燃料。

在英國 EDF Energy 設計的 HI-STORM MIC (超大衝擊能力) 是一個新的大型貯存護箱，具有 100 年的周期設計。它使用雙層 MPC，且有嚴密的屏蔽。

收集的護箱裝或模塊構成獨立的用過的核燃料貯存裝置 (ISFSI)，僅用於中期貯存，美國約有三分之一的用過燃料是這樣貯存的。

就長期管理而言，ILW 和 HLW 可能需要很長時間才能達到貯存目標，中期貯存安排可能需要被延長到原先設想的時程以外。

乾貯規模的指標是美國乾貯護箱的市場，因那裏有最大的需求，2015 年超過 6 億美元，預期到 2020 年將增加到 10 億美元以上。

一些國家，包括澳大利亞，比利時，荷蘭，德國，義大利和瑞士也將 LLW 置於中期貯存場，儘管大多數 LLW 通常直接運送到陸上近地表之處置設施 (見上面關於近地表處置的部分)。

3.6.7 使用中的 ISFSI 系統

許多美國運轉和除役的核電站都有獨立的用過的核燃料貯存裝置 (ISFSI)。在美國，德克薩斯州提出了一個大型的 ISFSI，使用阿雷瓦的 NUHOMS 系統可以達到 4 萬噸用過燃料。2016 年 4 月廢料管理專家已申請此設施的許可證，但這方面的進展取決於公司所有權變更。另一個提出的設施是新墨西哥州的 Eddy Lea Energy Alliance 的 HI-STORE 集中式貯存設施 (CIS) 站，最初容量為 10,000 貯存罐約

120,000 噸用過燃料，占地約 15 公頃。HI-STORE CIS 之使用許可申請已於 2017 三月提出。

3.6.8 在英國 LLW 的管理方式

自 1959 年以來，英國核電業約有 100 萬立方米的 LLW，皆送至 LLWR(Low Level Waste Repository)。截至 1995 年，約八十萬立方米的廢棄物已經被傾倒在加蓋的容槽內。現在，LLW 是採用超級壓縮技術，以盡量減少其體積。在這個過程中，箱內的廢棄物在高達 2000 噸/平方米的高壓下被壓實，廢棄物放置在大型金屬容器中，類似於運送容器，然後將其與水泥混合併放在 LLWR 的混凝土襯砌的拱頂中。迄今為止，已經生產了超過 10,000 個集裝箱，LLW 佔用的總庫空間約為 20 萬立方米，正在對合適的金屬 LLW 進行淨化以去除放射性，進而回收。過去在 Dounreay 處理的約 3.4 萬立方米的放射性廢棄物中，一半的廢棄物預計將免於監管;另一半將重新包裝，並於託運到現場再計畫新的 LLW 處置設施，一些非常低活度的廢棄物經常被運送到特定地點進行處置，如圖 4 所示。



圖 4 英國 LLW containers at the Low Level Waste Repository in Cumbria

四. 國內除役產生之放射性廢棄物處理管制之相關法規

國內也針對除役時停機到最終處置前放射性廢棄物的管理辦法做相關的規範，在核子反應器設施除役計畫導則中，第八章針對前處理的除污部分，對於“除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理”進行規範，於第九章對於處置前的工作“除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃”進行規範。同時在相對應的原能會擬定之核子反應器設施除役計畫審查導則中，針對除役計畫導則中所提及的規範，載明其審查的原則。

4.1 原能會擬定之核子反應器設施除役計畫導則 103.09.19²⁸

章節	除役計畫章節內容	章節	除役計畫章節內容
1	綜合概述	10	輻射劑量評估及輻射防護措施
2	設施及廠址環境說明	11	環境輻射監測
3	設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響	12	組織及人員訓練
4	廠址與設施之特性調查及評估結果	13	核子保防物料及其相關設備之管理
5	除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式	14	保安措施
6	除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序	15	品質保證方案

7	除役期間預期之意外事件 安全分析	16	意外事件應變方案
8	除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理	17	廠房及土地再利用規劃
9	除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃		

第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理

一、除污方式

- (一) 說明除污範圍規劃，包括可能受到污染的環境（土壤、地表水與地下水）、結構、系統、組件、可再除污的廢棄物等。
- (二) 說明除污作業規劃，包括除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護等。
- (三) 說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。

二、除役期間放射性廢氣、廢液處理

- (一) 說明除役期間放射性廢氣及廢液產生來源。
- (二) 說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

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

一、放射性廢棄物之類別、特性、數量：

- (一) 說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。
- (二) 說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態、數量。
- (三) 說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性、空間劑量率等特性。
- (四) 說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。

二、減量措施

說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、廢棄物外釋處理方式等，規劃採行之減量措施。

三、放射性廢棄物之處理

說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。

四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置

- (一) 運送：說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。
- (二) 貯存：說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。
- (三) 處置：說明除役計畫對應於低放射性廢棄物處置計畫之間的整合規劃措施。

五、用過核子燃料之運送、貯存及處置

- (一) 運送：說明用過核子燃料於廠內或廠外運輸的規劃，包括可

能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。

(二) 貯存：說明用過核子燃料的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的用過核子燃料類別、數量等資訊；若採用乾式貯存時，應說明用過核子燃料再取出之考量。

(三) 處置：說明除役計畫對應於用過核子燃料處置計畫之間的整合規劃措施。

4.2 原能會擬定之核子反應器設施除役計畫審查導則 103.09.26²⁹

章節	除役計畫章節內容	章節	除役計畫章節內容
1	綜合概述	10	輻射劑量評估及輻射防護措施
2	設施及廠址環境說明	11	環境輻射監測
3	設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響	12	組織及人員訓練
4	廠址與設施之特性調查及評估結果	13	核子保防物料及其相關設備之管理
5	除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式	14	保安措施
6	除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序	15	品質保證方案
7	除役期間預期之意外事件安全分析	16	意外事件應變方案

8	除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理	17	廠房及土地再利用規劃
9	除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃		

一、綜合概述

(三) 審查要點與接受基準

2. 除役目標及範圍

- B. 除役階段如何配合國內用過核子燃料管理策略，以及低放射性廢棄物處置之現況。
- C. 除役所改建或新建之設施，例如用過核子燃料獨立貯存設施(乾或濕式)、低放射性廢棄物處理設施、低放射性廢棄物貯存設施及廢棄土石堆置場等，亦必須在本章節中有明確的說明，包括設施類型、設置地點、設置時程規劃等。

三、設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響

(二) 程序審查

- 1. 低放射性廢棄物貯存管理說明應包括貯存總量、廢棄物種類及主要核種、活度。

(三) 審查要點與接受基準

1. 除役時程

C. 申請者在規劃除役各階段之時程，亦須說明考量國內用過核子燃料及放射性廢棄物處理、貯存或最終處置計畫的綜合規劃結果。

2. 拆除作業

K. 本項拆除作業得併同「第九章、除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理運送、貯存與最終處置規劃」，以及「第十章、輻射劑量評估及輻射防護措施」進行審查；拆除作業可能發生之意外事件得併同「第七章、除役期間預期之意外事件安全分析」、「第十六章、意外事件應變方案」進行審查。

(四) 審查發現

審查人員應查核關於除役各階段之目標及時程。審查人員應評估申請者之廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法、時序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計，以確認拆除作業使用之設備、方法及安全作業程序可安全地執行。對於具活化效應之機械系統、設備、重要組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備等資訊，若申請者現階段尚無法提供詳實之細部技術資料，申請者應於本章內交代未來的提出時程。審查人員應確認已提出之初步資訊是否合理、是否影響後續放射性廢棄物的管理規劃。審查人員亦應確認申請者已承諾之提報時程合理，且不致影響整體除役之時程規劃。

八、除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理

(一) 審查範圍

審查人員參考核子反應器設施除役計畫導則，審查本章的範圍

包括：一、除污方式；二、除役期間放射性廢氣、廢液處理。

(二) 程序審查

審查人員應查核除役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. 說明除污範圍規劃，包括可能受到污染的環境、結構、系統、組件及可再除污的廢棄物等。
2. 污染範圍與污染程度分類的推估說明。
3. 說明除污作業規劃，包括除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護措施等。
4. 說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。
5. 說明除役期間放射性廢氣及廢液產生來源。
6. 說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

(三) 審查要點與接受基準

除役計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

1. 除污方式

A. 除污範圍

- (A) 申請者必須根據核設施功能並參考「第三章設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響」及「第四章廠址與設施之特性調查及評估結果」內容說明可能受到污染的環境(土壤、地表水與地下水)、結構、系統、重要組件及可再除污的廢棄物等。

(B) 結構、系統、重要組件及可再除污的廢棄物等污染範圍與污染程度應分類推估說明，以利後續除污作業之進行。

B. 除污作業

(A) 申請者必須詳實說明除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護措施等。

(B) 除污作業應在安全的前提下採行經濟有效的方法與技術，並配合管理措施與輻射防護設備，以符合「游離輻射防護安全標準」第 6 條與第 7 條，抑低與限制輻射工作人員職業輻射劑量限度之規定。

(C) 除污程序宜有流程圖加以說明。

(D) 除污技術應採用相當於現行工業技術水準或以上的可靠技術。申請者應說明選用除污技術的理由及預估可能的除污效能。

(E) 除污作業場所得包括現地/異地與既有/新設等不同考量。

C. 二次廢棄物及減廢措施

(A) 申請者必須詳實說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。

(B) 除污作業應抑低二次廢棄物的產生，並視廢棄物性質考量配套的減廢處理措施。

2. 除役期間放射性廢氣、廢液處理

A. 廢氣與廢液產生來源

(A) 申請者必須詳實說明除役期間放射性廢氣及廢液可能

產生來源。

(B)放射性廢氣及廢液產生來源宜列表說明，並預估其可能發生原因與組成性質。

B. 廢氣與廢液管理作業

(A)申請者必須詳實說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

(B)放射性廢氣與廢液之收集、輸送、處理、排放、監測等，應有合理的規劃及管控措施。

(C)排放含放射性物質之廢氣或廢水，應符合「游離輻射防護安全標準」第 12 條、第 13 條與第 14 條對廠外一般人體外曝露造成之劑量限值與排放標準，並合理抑低。

(四) 審查發現

審查人員應查核申請書所提出的除污方式及除役期間放射性廢氣與廢液處理的規劃作法，進行定性與定量之安全審查，以確認符合下列各項要求：

1. 申請者提出之資料詳實完整。
2. 除污方式規劃合理可行。
3. 放射性廢氣與廢液的處理、排放及貯存方法合理可行。
4. 除污作業及廢氣與廢液處理能確保公眾健康與作業安全。

若申請者僅配合除役階段提出初步規劃資料，仍應有提出完整資料的時程說明或承諾。審查人員應確認申請者已承諾之提報時

程合理，且不致影整體除役之時程規劃。

(五) 相關法規與技術規範

1. 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
2. 核子反應器設施除役計畫導則。
3. 游離輻射防護安全標準。
4. 放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定。

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

(一) 審查範圍

審查人員參考核子反應器設施除役計畫導則，審查本章的範圍包括：一、放射性廢棄物之類別、特性、數量；二、減量措施；三、放射性廢棄物之處理；四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置；五、用過核子燃料之運送、貯存及處置。

(二) 程序審查

1. 說明除役放射性廢棄物之類別與數量。
4. 說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性與空間劑量率等特性。
7. 說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。
8. 低放射性廢棄物之運送、貯存及處置相關規劃措施。

(三) 審查要點與接受基準

1. 放射性廢棄物之類別、特性、數量

A. 廢棄物數量及特性

(A) 申請者必須說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。

(B) 本項放射性廢棄物數量指除役計畫執行完畢後可能產生的待處理除役放射性廢棄物總量，單位得以立方公尺或相當於標準桶數表示。

B. 廢棄物來源、類別、型態、數量

(A) 申請者必須說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態與數量。

(B) 除役廢棄物分類應包含預估處理後的 A 類、B 類、C 類與超 C 類數量等低放射性廢棄物，以及如用過核子燃料之高放射性廢棄物。

C. 廢棄物輻射特性

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

3. 放射性廢棄物之處理

A. 申請者必須說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法與處理量，以及使用的盛裝容器等。

B. 處理設施及作業之要求應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。

C. 盛裝容器應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全

管理規則」相關規定。

- D. 若有為配合除役放射性廢棄物而新建的處理設施，應特別注意其適法性與安全性之審查。

4. 低放射性廢棄物之運送、貯存及處置

A. 運送

- (A) 申請者必須說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。
- (B) 放射性廢棄物運輸應符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」相關規定。
- (C) 盛裝容器應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。

B. 貯存

- (A) 申請者必須說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。
- (B) 貯存設施及作業之要求應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。
- (C) 若有為配合除役放射性廢棄物而新建的貯存設施，應特別注意其適法性與安全性之審查。

C. 處置

- (A) 申請者必須說明除役計畫與低放射性廢棄物處置計畫之間的整合規劃措施。

(B) 前述處置計畫應依據「放射性物料管理法施行細則」，由放射性廢棄物產生者提報主管機關核准的最新版處置計畫為準。審查人員應確認除役低放射性廢棄物已確實被納入處置計畫考量，且處置時程與處置數量並無抵觸，或者有提出可行的替代方案。

5. 用過核子燃料之運送、貯存及處置

A. 貯存

(A) 貯存設施及作業應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。

B. 處置

(A) 前述處置計畫應依據「放射性物料管理法施行細則」，由放射性廢棄物產生者提報主管機關核准的最新版處置計畫為準。審查人員應確認用過核子燃料已確實被納入處置計畫考量，且處置時程與處置數量並無抵觸，或者有提出可行替代方案。

(四) 審查發現

審查人員應查核申請書所提出的放射性廢棄物類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置等的規劃作法，進行定性或定量之安全審查，以確認符合下列各項要求：

1. 放射性廢棄物之類別、特性、數量資料完整。
2. 放射性廢棄物減量措施合理可行。
3. 放射性廢棄物處理規劃合理可行。
4. 低放射性廢棄物運送、貯存及處置合理可行。

(五) 相關法規與技術規範

1. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則。
2. 放射性廢棄物運作許可辦法。
3. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法。

五. 各國處置前放射性廢棄物的安全規定導則

放射性廢棄物處理及管理營運者須負主要的責任，而主管機關則需要在法律及規範下負責監管整個過程，才能達到有效的放射性廢棄物最小化的目的，本研究將會討論放射性廢棄物核電廠自停機後至最終處置前的管理步驟進行了解及對目前各國相關法規進行研究。

核電廠除役後將會產生大量的放射性廢棄物，因此需訂定相關安全導則以保護人類及環境的安全，再加上目前國內最終處置場所尚未決定，因此處置前若能有效地對最大宗的低放射性廢棄物的管理及管制，希望對社會及環境所造成的衝擊降到最低，以下為國際上對於處置前放射性廢棄物的管理之安全要求及導則。

本文共收集 IAEA⁴、芬蘭³⁰、澳洲³¹和印度³²等國之放射性處置前管理安全導則，並分述於下。

5.1 國際原子能委員會安全標準(The IAEA safety standards)

本文摘錄國際原子能委員會(IAEA)對於放射性廢棄物處置前管理之安全標準(IAEA Safety Standards Predisposal Management of Radioactive Waste, General Safety Requirements Part 5)⁴。根據“國際原子能委員會規章”第三條的規定，國際原子能委員會受權制定或採取旨在保護健康及盡量減少對生命與財產之危險的安全標準，並規定適用這些標準在，IAEA 的安全導則制定的程序架構如下圖 3 所示。

國際原子能機構藉以制定標準的出版物以國際原子能機構“安全標準叢書”的形式印發。該叢書涵蓋核安全，輻射安全，運輸安全和廢棄物安全。以保護人類及環境為最高指導原則，分成安全基本法則(Safety Fundamentals)、安全要求(Safety Requirements)及安全導則

(Safety Guides)三大部分，這三大類出版物的差異在於：

1. 安全基本法則：

闡述且防護和安全的基本目標及原則，為安全要求提供依據

2. 安全要求

(1) 為了確保人類及環境的安全要求，其中為了遵循安全基本法則所提出的目標及原則

(2) 倘若無法達到相關要求，則必須採取行動以達到或恢復必要的安全標準，以此作為監管的原則。

3. 安全導則

(1) 此部份則在於就如何遵循安全要求所提出之建議，並述明要採取的措施及替代方案

(2) 介紹國際上優良的範例作為示範

這些安全標準適用於 IAEA 機構成員所監管的機構和其他相關國家的管制機關。

5.1.1. IAEA 處置前放射性廢棄物管理安全標準內容

在 IAEA 一般安全要求第五部份中，IAEA Safety Standards Predisposal Management of Radioactive Waste, General Safety Requirements Part 5，針對處置前廢棄物管理進行規範，文中除了對其背景、目的及範圍結構進行定義外：

第 2 章 考慮對人體健康及環境的保護

第 3 章 確定放射性廢棄物處置前的管理相關責任的要求

第 4 章 確定放射性廢棄物處置前管理步驟及處理技術的選擇

第 5 章 確定放射性處置前設施的建設、運轉及所有相關活動

以第 2 章中表示其最高原則目的。在第 3 章則闡明在法律、政策及對監管單位的要求，前對廢棄物管理，同時也規範對營運者的要求，相互間的關係及責任。第 4 章 對處置前廢棄物的管理步驟及處理技術的要求進行，其中 4.6 - 4.17 主要針對廢棄物處置前安全要求，此外在具體安全要求 6 規範放射性物質的安全運輸。



圖 5 國際原子能委員會安全導則制定架構

5.1.2 廢棄物處理相關標準摘錄

針對第4章中處置前廢棄物管理的有關前處理及處理安全管理摘要如下：

放射性廢棄物的產生

要求 8: 放射性廢棄物的產生及控制

須確定和控制所有的放射性廢棄物，放射性廢棄物的產生量須盡可能的最小化。

- 4.6. 須從設計階段開始，在設施建造前及其整個過程就須從考慮體積和放射性含量兩方面控制放射性廢棄物產生量的措施辦法是：
 - a. 對用於建造設施的材料加以選擇；
 - b. 在設施的整個運轉和除役期間對材料進行控制以及對所採用的技術及過程、設備和程式進行選擇。
 - c. 一般情況下，應按以下順序使用以下的控制措施：減少廢棄物的產生量；按原有預定用途重複利用有關物件；對材料進行再利用；最後才考慮作為廢棄物加以處置。
- 4.7. 須對產生廢棄物的設施的選址、設計、建造、試車、運轉、關閉和除役進行仔細的規劃，以便將所產生廢棄物的體積和放射性含量盡可能地最小化[2]。
- 4.8. 在符合防護目的的條件下，須對材料進行回收再利用，以便盡可能地將放射性廢棄物產生量最少化。
- 4.9. 在進行適當的處理和(或)足夠長時間的貯存後，經批准可外釋和解除材料的監管控制，並對材料進行回收再利用，可以有效地減少需要進一步處理或貯存的放射性廢棄物的數量。

營運者須確保所實施的這些管理方案符合有關條例或管制機關確定的條件和標準，管制機關還須確保營運者在實施此類方案時對其他非放射學危害給予適當考慮。

要求 9：放射性廢棄物的分析及分類

須在放射性廢棄物處置前管理的各種步驟中，根據管制機關制訂或批准的要求對放射性廢棄物進行其分析和分類。

- 4.10. 須從放射性廢棄物的物理、機械、化學、放射和生物各方面特性對放射性廢棄物進行分析了解。
- 4.11. 分析有助於提供與程序控制有關的資料，還有助於提供廢棄物或廢棄物包裝將符合關於廢棄物處理、貯存、運輸和處置的接受標準的證據，須完整記錄廢棄物的相關特徵，以便利對廢棄物進一步管理。
- 4.12. 可出於不同的目的對放射性廢棄物進行分類，並在廢棄物管理的各相繼步驟中採用不同的分類方案。最常見的分類是從廢棄物未來處置的角度進行的分類

放射性廢棄物的加工處理

要求 10：放射性廢棄物的加工處理

須對預期不作進一步利用和其分析使其不適合進行管理排放、經批准的使用或解除管制的放射性物質作為放射性廢棄物加以處理，在加工處理放射性廢棄物時須適當考慮廢棄物的性質及其不同管理步驟，如前處理、處理、固化包裝、運輸、貯存和處置等，所提出的要求，須將廢棄物包裝設計和生成能在正常運轉期間和廢棄物裝卸、貯存、運輸和處置過程中可能發生的事件情況下具備適當包容放射性物

質的能力。

- 4.13 對放射性廢棄物進行加工處理的主要目的是通過將廢棄物生成能夠符合關於廢棄物安全處理、運輸、貯存和處置的接受標準的包裝或非包裝的廢棄物形態，以提高廢棄物的安全，須儘快將廢棄物轉變成安全和被動的形式，以便加以貯存或處置，放射性廢棄物的加工處理可產生適合管理排放的排出流或適合經批准的使用或解除監管控制的材料。
- 4.14 須在加工處理廢棄物時適當確保正常運轉期間的安全，應採取措施防止發生事件或事故，並應作好一旦發生事故減輕其後果的準備。加工處理辦法須符合廢棄物的類型、可能的貯存需要、預計的處置方案及安全論證文件和環境影響評定報告中所確定的限值、條件和控制。
- 4.16 須採用不同的方法處理不同類型的放射性廢棄物，須考慮找出適當的可選方案，並評估它們的適當性。須在放射性廢棄物處置前管理方案的範疇內，就廢棄物需要加工處理的程度作出決定，同時考慮將要加工處理的放射性廢棄物的數量、活度及物理和（或）化學性質、可用技術、貯存容量和有無可用的處置設施。
- 4.17 對放射性廢棄物的加工處理須使生產的廢棄物體能夠進行安全貯存並能從貯存設施中回收，直至其最終處置。
- 4.18 對於達不到安全裝卸、運輸、貯存和（或）處置所需的技術規格和要求的廢棄物和（或）廢棄物包裝，營運者須就如何確定、評估和處理它們作出規範。

放射性廢棄物的貯存

要求 11：放射性廢物的貯存

對廢棄物的貯存須採取能夠對廢棄物進行檢查、監測、回取和以適合其後續管理的條件進行保存的方式進行。須適當考慮預計的貯存期，並須盡可能利用非能動安全特性。特別是對長期貯存而言，須採取措施防止廢棄物包件系統的降解。

- 4.19. 在放射性廢棄物管理的範疇內，貯存系指將放射性廢物暫時放置在一個配備有適當隔離和監測手段的設施中。貯存被用來為放射性廢棄物管理的下一個步驟 提供便利；作為廢物管理步驟之間和之內的緩衝措施
- 4.20. 貯存設施的設計取決於放射性廢物的類型、特性與相關危害、放射性劑量和預計的貯存期。
- 4.21. 貯存就其定義而言是一種臨時措施，但也可能長達幾十年之久。對廢棄物加以貯存是為了以後可以對廢物進行回取，以便於解除管制、處理和（或）處置。
- 4.22. 須就廢棄物和貯存設施的監測、檢查和維護作出規定，以確保它們的持續完整性。須定期審查貯存容量的充足性，同時考慮正常運轉和可能的事件情況下預計的廢棄物產生量、貯存設施的預期壽命和處置方案的可用性。
- 4.23. 在擬議對放射性廢棄物進行長期貯存時，需根據“基本安全原則”（原則 7）考慮對目前的人類和後代人的保護。

5.1.3 貯存包件的安全

IAEA 針對廢棄物貯存時的包件作了詳細的安全規範及要求^{33,34}
其中包括:

1. 安全準則及廢棄物包件的要求:

(1) 安全準則

(2) 廢棄物包件的要求:

- a. 廢棄物型式、容器及廢棄物包件
- b. 廢棄物接受的標準
- c. 廢棄物的規格

2. 廢棄物包件的製造

(1) 廢棄物分類

- a. 低放射性及中放射性廢棄物
- b. 高放射性用過的核燃料
- c. 密封廢射源

(2) 檢視體積縮小化的程序

- a. 熱處理
- b. 加壓固態廢棄物
- c. 融熔
- d. 蒸發液態廢棄物

(3) 檢視固化程序

- a. 水泥固化
- b. 瀝青固化
- c. 高分子固化
- d. 玻璃質化

3. 貯存設施

- (1) 一般分類
- (2) 貯存低接觸劑量率的 LILW
- (3) 貯存高接觸劑量率的 LILW
- (4) 貯存玻璃化的 HLW
- (5) 貯存密封廢射源

表 7 常用 LILW 包裝³⁴

Type	Country	External dimensions (mm)	External height (mm)	Volume (L)	Container material ^a	Max weight (kg)	Waste form
Drum	Austria	Ø 600	880	200	MSP	500	Concrete
NIROND 23 can	Belgium	Ø 305	365	28	Tin	50	Solid
NIROND 53 bottle	Belgium	Ø 310	600	30	PE	50	Liquid
NIROND 26 drum	Belgium	Ø 610	900	220	MSP	250	Solid
NIRAS/ONDR AF FS04 drum	Belgium	Ø 774	1073	400	MSG	1500	Bitumen
NIROND FC02	Belgium	Ø 600	880	190	MSG	330	Bitumen

NIRAS/ONDR AF FI02 drum	Belgium	Ø 596 Ø 596	879 879	218 218	SS Cr plated steel	262 403	Bitumen Concrete
COGEMA 220 drum	France	Ø 583.5	883	190	SS	300	Bitumen
Container	France	Ø 1000	1500	680	Asbestos/cement	2200	Concrete
CACZ 2/3 container	France	Ø 840	1200	392	Asbestos/cement	1800	Cement
CACZ 4 container	France	Ø 1000	1500	691	Asbestos/cement	3500	Cement

^a ss - stainless steel

表 8 常用 HLW 包裝³⁴

Type	Country	External diameter (mm)	External height (mm)	Volume (L)	Container material ^a
Pamela 60 canister	Belgium	29835	1200	60	SS
		298.5	1200	60	SS
Pamela 150 canister	Belgium	430	1346	150	SS
COGEMA 150 canister	France	430	1338	150	SS
COGEMA 1425 drum	France	1130	1707	1300	SS
COGEMA CBFC2 container	France	1000	1500	676	Reinforced concrete
BNFL canister	UK	420	1300	150	SS

^ass - stainless steel

4. 操作範例及最佳貯存

- (1) 操作控制貯存狀況
- (2) 廢棄物包件監控
- (3) 廢棄物貯存期間包件劣化
 - a. 容器潮濕
 - b. 氣體產生

- c. 物理化學性質變化
- d. 輻射率改變
- e. 因為機械破壞加速劣化
- f. 因為腐蝕加速劣化

5. 廢棄物包件在許可貯存期限後的工作

- (1) 一般管理
- (2) 搜尋、檢視及測試
- (3) 許可貯存期限後需要執行的操作
 - a. 運送及處置的許可
 - b. 重整廢棄物包件
 - c. 取出非常低放射性或乾淨的廢棄物
 - d. 延長貯存

6. 貯存期間確保廢棄物包件的最佳性能的推薦措施

(1) 廢棄物產生及分析

不同來源廢棄物儘量分開，並且需要做好預先的規劃；
盡可能詳盡的描述廢棄物的來源及特性，充份做好品保程序。

(2) 貯存設施

- a. 未經分析的廢棄物不得進入貯存設施；
- b. 非固定化廢棄物儘可能隔離；
- c. 廢棄物包件的安全評估須確保其使用壽命內的安全

- d. LILW 應長期監控，較常接觸 LILW 的材料則需隨時監控若有問題需立即回報
- e. 若有無預期的包件損毀需取出

(3) 廢棄物包件取出規定

- a. 需要仔細檢討並且詳細討論取出的步驟，且所有的廢棄物需註冊且有紀錄；
- b. 有效的處理有問題的包件，可以加入外包裝，並且受污染之處必須進行除污。

5.1.4 廢棄物包件的要求

根據 IAEA 及各種法規的規範，建立 LILW 的規格，以確保廢棄物包件符合運送，貯存或處置的相關驗收標準。

廢棄物包件規格的確定方式是確保最終廢棄物包件將符合適用的廢棄物驗收標準特別用於處置，需即早辨識放射性特徵包括放射性核種濃度，活度和劑量率，是最重要的，其他廢棄包件規格可分為四大類主題：化學和物理性質，機械性能，污染物容量和穩定性。最後一個議題“穩定性”，涉及廢棄物包件長時間保留放射性核種的包容能力。

1. 化學及物理性質

- (1) 廢棄物形式的化學及物理性質
 - a. 化學組成；
 - b. 密度、孔隙度、對水及氣體的滲透度；

- c. 均勻性及與廢棄物與基質的相容性；
 - d. 熱穩定性；
 - e. 廢棄物的含水量、壓縮應力下的滲水量、收縮及固化等性質；
 - f. 滲濾能力及腐蝕速率
2. 容器的物理及化學性質：
- (1) 容器材質；
 - (2) 孔隙度、對水及氣體的滲透度；
 - (3) 熱穩定性；
 - (4) 在具腐蝕的氣體或液相環境中(如水或鹽類...)其溶解度及腐蝕性。
3. 廢棄物包件的物理性質
- (1) 容器中的空隙數量，須盡量減少；
 - (2) 封蓋及封口的特性；
 - (3) 對溫度改變的敏感度；
4. 機械性質
- (1) 廢棄物形式的機械性質，其中包括抗拉強度，抗壓強度和尺寸穩定性；
 - (2) 廢棄物包件的機械性質，其中包括在靜態、衝擊或熱負載下的行為。

5. 容納能力(Containment capability)

(1) 廢棄物包裝時容納能力的考量:

- a. 放射性核種在水介質中的擴散及滲濾狀況;
- b. 在標準大氣條件下或處置或貯存條件下氣體釋放狀況;
- c. 氚在標準大氣條件或處置或貯存條件下擴散狀況;
- d. 固定及保留放射性核種的能力;
- e. 包裝密封裝置的防水性及氣密性。

6. 穩定性(Stability)

(1) 廢棄物包件穩定性的考量:

- a. 在溫度循環下的行為;
- b. 對高溫和火災行為的敏感性;
- c. 在長時間輻射照射的條件下的行為;
- d. 基質對水接觸的敏感性;
- e. 其對微生物的作用的抵抗力;
- f. 容器(如金屬容器)對濕式介質的耐腐蝕性;
- g. 其孔隙度和氣密度;
- h. 由於進化氣體的內部積聚而引起膨脹的可能性。

放射性廢棄物的固化和貯存都是放射性廢棄物管理過程中確保人口和環境保護的基本步驟。根據安全原則和建議，確認包件的中

期貯存是安全的，減少對包件相關的動作及熱源可以使廢棄物包件較穩定。

5.1.5 IAEA 除役廢棄物的運送規定

5.1.5.1 放射性廢棄物安全運送相關規定

我國放射性物質的運送依照放射性物料管理法(91/12/25)及放射性物質安全運送規則(96/12/31)。

IAEA 自 1957 年起及制定了許多有關放射性物質運送的相關文件及規定，其中最為重要的是 IAEA 安全標準系列的 Safety Series No. 6 “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials”，內容是根據 IAEA Safety Standards SF-1 “Fundamental Safety Principles”³⁵ 訂定放射性廢棄物運送時人員、物品及環境受到放射性物質的輻射危害、臨界危害及熱危害可接受的相關標準。

Safety Series No. 6 “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials”，主要對極低活度至極高活度的各類放射性廢棄物的運輸安全提供完整的管理架構，對所有安全運輸的技術及管理的安全要求及規範，包括對托運單位及運送單位的要求、根據內容物的危險性和從標準的商用包裝（對低危險內容物）到嚴格的包件設計和性能要求（對高危險的內容物），對包裝和包件作明確的規範，同時對包件和外包裝的標誌和標籤、車輛及裝箱的標牌、文件、外部輻射劑量限值、操作管理、緊急應變、管理系統和通報系統，及裝運和包件類型的批准等也提出了明確的要求。此規範可謂為全世界放射性物質運輸的安全準則，幾乎所有相關國際組織和 IAEA 的成員國的放射性物質安全運輸標準皆採用此規範，成為有關國際組織和各個國家制定放射性物品運輸管理法規與安全標準的標準和基礎。

國際原子能總署(IAEA)針對放射性廢棄物的運送作詳細的規範，分成以下幾個項目³⁵：

1. 簡介
2. 定義
3. 一般規定
 - (1) 輻射防護
 - (2) 緊急措施
 - (3) 管理系統
 - (4) 合規保證
 - (5) 違規
 - (6) 特別安排
 - (7) 培訓
4. 活度限制及分類
 - (1) 一般規定
 - (2) 基本放射性強度
 - (3) 決定放射性強度
 - (4) 材料分類
 - (5) 特別安排
5. 運送時的要求及控制
 - (1) 第一次運送前的要求；
 - (2) 每次運送前的要求；
 - (3) 運送其他種貨物；

- (4) 其他危險的性質及成份；
 - (5) 要求及控制污染及包件洩漏；
 - (6) 要求及控制運送時所需要的包件；
 - (7) LSA 材料運送的要求和控制；
 - (8) 運送指數的確定；
 - (9) 核臨界安全指數的確定及貨運集裝箱和外包裝；
 - (10) 運送指標、關鍵安全指標的限制包件和外包裝的輻射水準分類；
 - (11) 標記、標籤和標示；
 - (12) 發貨人的責任；
 - (13) 運送和倉儲；
 - (14) 海關業務；
 - (15) 無法發貨的貨物；
 - (16) 承運人保留和提供運送單；
6. 放射性物質和包裝的要求和包件
- (1) 放射性物質要求；
 - (2) 排除劣化材料類的要求；
 - (3) 所有包件和包裝的一般要求；
 - (4) 航空運送包裹的附加要求；
 - (5) 工業包件要求；
 - (6) 對含六氟化鈾的要求；
 - (7) A 類包件要求；
 - (8) B 類包件要求；

- (9) C類包件要求；
- (10) 對含有劣裂變材料的包件要求。

7. 測試程序

- (1) 符合規定證明
- (2) LSA-III 材料的浸出試驗和低分散性放射性物質
- (3) 特殊形式放射性物質試驗
- (4) 低分散放射性物質試驗
- (5) 包件測試

8. 批准及行政要求

- (1) 批准特殊形式的放射性物質和低分散放射性物質
- (2) 批准除裂變分類外的材料
- (3) 批准包件設計
- (4) 批准儀器或物品豁免托運的替代活動限制
- (5) 過渡安排
- (6) 通知和註冊序列號
- (7) 主管機關認證證書
- (8) 驗證證書

5.1.5.2 注意事項

根據其規定，以下有幾項重要事項如：

1. 有可能產生廢棄物洩漏問題

- (1) 由於廢棄物於運送過程中，可能會有意外發生如洩漏問

題，在放射性物品運送過程中，包件外表面以及外包裝、貨物集裝箱、罐和散貨集裝箱與運送工具的內外表面都有可能受到非固定污染。

- (2) 若某一包件明顯損壞或發生洩漏，或者懷疑該包件可能已發生洩漏或已損壞，則應禁止接近該包件，並且盡快地由有資格人員評定該包件的污染程度或由此造成的輻射水平。評定的範圍應包括該包件、運送工具及鄰近裝載或卸載的區域，如有必要，還應包括該運送工具曾運載過的其他所有物質。必要時，應根據有關主管部門制定的規定，採取一些保護人員、財產和環境的附加措施，以消除或盡量減輕這種洩漏或損壞造成的後果。

2. 運送前的準備：

- (1) 將運送裝備（包件集裝箱）按要求吊裝到具備繫栓設備車板上；將運送裝備縱向居中放置；根據定位銷將運送裝備固定於拖車底盤上；對運送車輛運送裝備進行輻射水測量；對運送車輛和運送裝備進行表面污染測量；如超過限值則通知防護人員進行去污處理試驗；並確認運送裝備已正確合理地固定；確認輻射防護監測符合要求並正確標示。
 - (2) 應在每個包件的外部標上醒目而耐久的托運人或收貨人或兩者的識別標記，通過這些標誌，工作人員可以識別與包件放射性內容物相關的放射性或臨界危險，並採取適合於這些包件的貯存和堆放規定。
3. 容器卸料：對未開封的裝備進行外部檢查，並記錄；將包件轉入翻料機；將裝備提起至垂直位置，並鎖定翻料機；移除

上下外殼的螺栓，打開容器蓋，安裝門擋；檢查上下加速器是否有傾翻現象；將燃料組件與吊具鎖緊；將燃料組件小心地從內筒處移開，首先對燃料組件進行檢查，然後再吊入貯存區域貯存；移開門擋，關閉容器蓋；啟動翻料機將容器轉至水平位置。

4. 運送容器的維護：在容器安全分析報告中對容器的維護具體要求如下：
- (1) 每次使用之前，對容器表面進行目測檢驗，檢查材料是否有損壞。
 - (2) 每次使用之前，對容器易損部件進行相應的檢查，若檢查發現任何缺陷，則該運送容器將被隔離和修復處理，直至其性能符合要求。
 - (3) 每次使用之前，對有螺紋的部件進行檢測，檢查是否有變形或螺紋脫落。若有損壞現象，對損壞部件進行維修或替換。
 - (4) 首次使用之前，或者停止使用的時間內，必須對減震架進行目測檢驗。檢查減震架是否有撕裂、材料遺失或因時間長了而損壞的現象。若發現任何損壞或不合格的減震部位，將其更換。
 - (5) 定期對中子吸收板進行檢測，確保其符合要求。檢驗人員對中子吸收板可視部位進行目測檢驗，查看是否有損壞現象，確保其狀態良好。有任何異常或是無法進行常規維修的吸收板必須更換。

5.2 芬蘭安全導則³⁰

芬蘭對於低/中放射性廢棄物處置前管理及核設施除役的安全導則 Predisposal Management of Low and Intermediate Level Nuclear Waste and Decommissioning of A Nuclear Facility, STUK, GUIDE YVL D.4, draft L5/29.5.2013, 對中低放廢棄物處置前管理的簡要導則，安全導則分為大致分為七 chapters，分別為：

第1章 簡介

第2章 範圍

第3章 核能及輻射安全

3.1 運作及除役的核能設施

3.2 清除

第4章 設計要求

4.1 一般安全原則

4.2 輻射安全

4.3 活度的決定及記錄保存

4.4 系統、結構及功能的設計

4.5 避免產生的事件及意外

第5章 設施操作

第6章 符合安全要求的證明文件

6.1 安全證明的原則

6.2 安全分析報告及附錄

6.3 定期的安全審查

第7章 輻射和核能安全局執行管制控制

此安全導主要根據 IAEA 為依規，其中特別對於避免產生的事件及役外作探討，對於安全管理為重要的一部份。

5.3 澳洲處置前廢棄物管理安全導則³¹

澳洲輻射防護與核能安全局，“放射性廢物處置前管理安全導則” Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency, Safety Guide-Predisposal Management of Radioactive Waste, Radiation Protection Series Publication No. 16, 2008.在澳洲放射性廢棄物的產生是經由研究反應器的運轉和除役，工業、醫藥、教育、研究和消費產品中放射性物質的使用，採礦和礦石開採及加工，以及污染場地的修復。放射性廢棄物必須被安全管理以保護人類健康和環境。

來自研究設施、醫藥和工業中的核應用、和放射性同位素生產設施的中低放射性廢棄物可以是多樣和多變的性質，具有廣泛的放射性強度且含有許多不同的放射性核種。國家，領土和英聯邦的輻射防護立法規定放射性廢棄物處置前的安全管理要求。

國際原子能機構 (IAEA) 已經出版了放射性廢棄物處置前管理的安全要求，包括除役 (IAEA 2000b) 和下表所列出的安全導則。在訂定此“安全導則”時已根據這些推薦的 IAEA 文件提供指導意見訂定

1. WS-G-2.3, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, Supersedes Safety Series No. 77, 2000
2. WS-G-2.5, Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste, 2003
3. WS-G-2.6, Predisposal Management of High Level Radioactive

Waste, 2003

4. WS-G-2.7, Management of Waste from the Use of Radioactive Materials in Medicine, Industry, Research, Agriculture and Education, 2005

5. WS-G-6.1, Storage of Radioactive Waste, 2006

5.3.1 安全導則內容

本安全導則共有以下四章及 A-J 的附錄

第1章 簡介

第2章 保護人類健康與環境 (Protection of Human Health and the Environment)

第3章 放射性廢棄物處置前管理有關的責任 (Responsibilities Associated with Predisposal Management of Radioactive Waste)

第4章 放射性廢棄物處置前管理的要點 (Elements of Predisposal Management of Radioactive Waste)

4.1.1 相互依存關係 (Interdependencies)

4.1.2 廢棄物最小化 (WASTE MINIMISATION)

4.1.3 廢棄物分類 (Waste Characterization)

4.1.4 廢棄物處理 (Waste Processing)

4.1.5 廢棄物貯存 (Waste Storage)

4.1.6 放射性廢棄可接受處置的要求 (Acceptance Criteria for Radioactive Waste Disposal)

5.3.2 安全導則內容摘錄

針對澳洲處置前廢棄物管理安全導則的相關介紹及有關廢棄物前處理及處理的相關規範摘錄如下

第 1 章

對於該安全導則進行適用範圍及地定目的等進行定義及說明，摘錄如下：

5.3.2.1 導則簡介

1.3 目的

執行本“安全導則”中建議的措施應確保放射性廢棄物的處置前管理安全執行，對公共衛生或環境沒有不利影響，所述的處置前，處理和調節步驟應使廢棄物適合貯存和/或處置。

本“安全導則”的目的是協助監管機構，負責生成和管理放射性廢棄物的設施的負責人以及其他專家遵守法規要求。

“安全導則”還應協助確保對存放中的放射性廢棄物進行充分的監測，安全評估和維護，以保持持續的安全和保障。

本安全指南中的信息是諮詢性的，應結合適用的法規要求進行閱讀。

1.4 範圍

本“安全導則”適用於放射性廢棄物的處置前管理，包括：

- 放射性物質的研究堆，放射性同位素生產設施，醫療，教育，研究，工業和商業用途等操作的中低放射性廢棄物
- 臨時貯存的放射性廢棄物將衰減至低於放射性濃度的廢棄物或適合處置的濃度。

本“安全導則”不適用於“採礦和礦物加工放射防護和放射性廢棄物管理實踐和安全指南（ARPANSA 2005）”的礦物和礦物加工場管理的廢反應堆燃料和操作廢棄物的管理。

廢棄物的前處理管理包括廢棄物管理中的所有步驟或程序，從生成到貯存庫或其他處置場所的處置，並將其處置為非常低級別的廢棄物或解除管制等。前處理管理可以包括前處理，處理，固化包裝，除役，貯存，準備運輸的活動以及任何相關的活動，如廢棄物的分析分類，廢棄物形式或廢棄物包裝。處理和固化包裝的中間目標，包括使廢棄物安全貯存和安全問題的解決等。

處理和固化包裝的最終目標是通過確保廢棄物符合廢棄物處理設施的廢棄物驗收標準來準備廢棄物進行處理，因此，本“安全導則”為不同廢棄物類型的處置方式和通用廢棄物的處置準則提供了一些指導。但是，處置放射性廢棄物不屬於本“安全導則”的範圍。在近地面設施處置的要求可在“澳大利亞放射性廢棄物近地面處置規範”（“國家人權委員會 1992”）（“近地面處置守則”）中規範。

有關評估放射性廢棄物非放射性危害的指導意見；然而，關於非放射性危害的詳細建議超出了本“安全導則”的範圍。

1.5 結構

關於管理澳大利亞發生的特定類型廢棄物的具體指導見附件 A 至 F。附件 G 描述了通用廢棄物的處理標準。

5.3.2.2 廢棄物處理之管理要點摘錄

第 4 章 放射性廢棄物處置前管理的要點 (Elements of Predisposal Management of Radioactive Waste)，提到廢棄物處理之管

理的相關要點，摘錄如下：

4.1 相互依存關係(Interdependencies)

放射性廢棄物管理在於實施步驟之間存在相互依存關係，在規劃階段，放射性廢棄物管理的每個步驟通常都有各種替代方案，應該對所有不同的步驟進行評估，其中每個步驟是互補和相互依賴的。最合適的處理和整備的選擇是讓廢棄物形式和其包裝符合處置設施的驗收要求的選項，同時最大限度減少這些操作產生的廢棄物量和劑量。

應該對負責後續步驟的人員和/或組織進行充分諮詢，並通知處理廢棄物的建議。

4.2 廢棄物最小化

低/中放射性廢棄物是通過使用放射性物質或放射性的廣泛活動產生的，包括核設施的運轉和除役以及場地的清理。廢棄物的產生應盡可能最小化，廢棄物最小化涉及使廢棄物的總體積和放射性總量之最小化。產生廢棄物的所有過程，應在開始之前進行評估，並進行定期審查，以確定放射性廢棄物的數量是否可以通過設施設計或操作程序的變化來減少。還應評估產生的廢棄物的化學特性，以優化廢棄物的後續處理。

減少廢棄物的目的是減少源頭產生的放射性廢棄物的數量，設施設計中要考慮的廢棄物最小化方面包括：

- 選擇設施的材料，技術和結構，系統和部件；
- 選擇有利於運營期間廢棄物最小化和設備最終除役的設計方案；
- 使用有效可靠的技術和設備；

- 清晰劃分可能含有放射性的區域和設備，以防止污染擴散。

在運營過程中要考慮的廢棄物最小化方面包括：

- 分類不同類型的放射性廢棄物（例如長半衰期的 α 核種放射廢棄物，短半衰期的 β/γ 核種廢棄物，廢棄物非常低放射性濃度，濃縮液體，低濃度液體），如果這種分類優化隨後的處理和固化包裝步驟；
- 盡量減少受管制區域使用的非放射性物質的數量，以防止污染和產生額外的廢棄物；
- 將非放射性廢棄物與受控區域的放射性廢棄物進行良好的分類，在放射性廢棄物被從控制區域移走之前，應予以檢查，以確認其是非放射性的；
- 規劃活動和使用設備處理廢棄物以限制二次放射性廢棄物的產生；
- 對設備和材料進行淨化，盡量減少放射性廢棄物的數量，同時控制由除污造成的二次廢棄物；和
- 回收利用可能受到污染的材料和結構，系統和部件。
- 可以收集和貯存短半衰期（6 年以下）的放射性核種污染的廢棄物，直到放射性能夠充分衰減，以達到國家輻射防護指南（ARPANSA 2004）的豁免標準。

4.3 廢棄物分類

廢棄物特性分類的目的是確定廢棄物性質足以證明對於連續的廢棄物管理步驟的接受程度，並最終符合廢棄物處理設施的廢棄物驗收標準。

應考慮分類不同類型的放射性廢棄物，以促進廢棄物管理，並

優化後續處理和調節步驟。分類不同類型廢棄物的決定應以基於風險為基礎的分析，基於風險分析，顯示出安全性，安全性或管理效益。如果允許將大量廢棄物分類到較低危險級別和/或減少分類為較高危險度的廢棄物的數量或體積，則分類是合理的。廢棄物可以根據放射性，物理，化學和致病性質分類。

根據半衰期隔離廢棄物可能是有利的，以方便管理，符合廢棄物接收標準的處置類別。建議將放射性廢棄物分為三個半衰期：

- 半衰期不到 6 年的短半衰期材料（即包括半衰期為 5.3 年的鈷-60）；
- 半衰期超過 6 年但不足 40 年的中等半衰期的材料（包括鈾 137，半衰期 30.1 年，銨-90 半衰期 28.8 年）；
- 半衰期達 40 多年的長半衰期材料。

可行的策略可能涉及其他類型的分離，例如從高能 β/γ 核種分離低能 β/γ 核種，或其他非放射性質考慮因素包括：

- 形式：固體，氣態和液態廢棄物通常單獨處理；
- 可燃或不可燃；
- 可壓縮或不可壓縮；
- 金屬或非金屬；
- 固定或非固定表面污染；
- 自燃，爆炸，化學反應或其他危險的材料和物體；
- 含有液體或加壓氣體的物品；
- 含有感染性物質的廢棄物或作為醫療廢棄物管理；和
- 動物屠體和可食物。

如果隔離廢棄物在處理廢棄物管理步驟時被處理不當，或者處理廢棄物接受標準可能會有所不同，那麼隔離是值得的。

如果可以通過測量證明所有放射性核素的放射性低於“國家輻射防護目錄”(ARPANSA 2004)中列出的豁免限度，則設施中產生的一些廢棄物可能被視為非放射性廢棄物。負責人應檢查，確保提供豁免廢棄物的流程符合監管機構的要求。如果運營人員不確定或沒有合適的放射性測量設施，他們可以選擇向監管機構諮詢廢棄物是否符合豁免限制。

4.4 廢棄物處理

放射性廢棄物處理可分為三個步驟：

前處理包括廢棄物處理之前的任何或所有操作，如收集，分類，化學調整和除污。

處理旨在通過改變廢棄物的特性俾利其安全性/或經濟性，處理的三個目標是：減少體積，放射性核種的去除和組成的變化。

整備包括生產適合於處理，運輸，貯存和/或處置的廢棄物包裝的操作，整備還可以包括將廢棄物轉化為固體廢棄物形式，將廢棄物固定在容器中，以及必要時提供外包裝。

廢棄物處理可能會在不同地點進行管理，例如用於集中貯存在與生成廢棄物的位置不同，中央空調設施也有可能。因此，這裡提到的三個階段可能在階段之間穿插著“貯存”和“運輸”活動。

在決定處理和整備過程時，應考慮所得廢棄物包裝在運輸和貯存中是否合適，以及是否適合根據預期的處置廢棄物驗收要求在處置設施中進行安置。

處理及固化包裝的過程可能包括改變放射性廢棄物的化學性質，

通過改變化學性質，以降低暴露劑量，在管理放射性廢棄物時，應考慮改變化學性質的影響。

每個廢棄物包裝記錄的信息應包括在可行的情況下：

- 包裝的識別號碼；
- 放射性核種和活度成分；
- 描述材料使用的目的；
- 包裝內容的細節
- 質量
- 包裝的外部尺寸和/或體積；
- 易裂變材料的存在及其狀況。

本“安全導則”的附件為以下六種廢棄物的處置前，處理和調理提供了具體指導：

- 含有長半衰期低放 α 發射器（包含鐳和煙霧報警器的撥號和發光裝置）的裝置；
- 含有較高濃度的長半衰期 α 發射體的裝置；
- 低放射性密封廢射源（ <100 MBq）和氣態氚光源；
- 高放射性密封廢射源（ > 100 MBq）；
- 實驗室和醫療廢棄物。

5.4 印度處置前廢棄物管理安全導則³²

印度對於處置前廢棄物的管理所訂定的相關安全導則為，Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste, Aerb Safety Guide No. AERB/NRF/SG/RW-2, Atomic Energy Regulatory Board Mumbai-400 094, India, 2007，本導則中，對於各種不同廢棄物的管理要點分別說明。

5.4.1 導則內容

印度於 1962 年該國 Atomic Energy Regulatory Board (AERB)根據國際公認的基礎上建立安全守則和安全標準是在製定的特定設備，系統的設計，建造和運轉的安全標準，核和輻射設施的結構和組成部分，要履行的目標和設定要求，以提供足夠的保證為了安全，安全導則闡述了各種要求並提供了方法建議的實施方法，安全手冊處理具體主題並包含詳細內容有關技術的資訊，2007 年建立處置前低/中放射性廢棄物處置前管理安全導則，其內容：

第 1 章 簡介

第 2 章 廢棄物生成單位(營運者)/管理者(主管機關)的責任義務

第 3 章 廢棄物的分類及最小化

第 4 章 液態廢棄物處置前管理(Predisposal Management of Liquid Waste)

第 5 章 固態廢棄物處置前管理(Predisposal Management of Solid Waste)

第 6 章 氣態廢棄物處置前管理 (Predisposal Management of Gaseous Waste)

第 7 章 放射性安全 (Radiological Safety)

第 8 章 品質保證(Quality Assurance (QA))

第 9 章 文件及記錄保存

等九 chapters，其中我們將針對第 3-6 章簡要摘錄如下

5.4.2 廢棄物處理之管理要點摘錄

印度有關處置前廢棄物管理安全導則中，除了於第 3 章中對處理技術提出相關管理要點外，分別於第 4-6 章中將固、液、氣三種不同的廢棄物安全管理的方法，摘錄如下：

第 3 章 廢棄物的分類及最小化(Waste Characterization and Minimization)

3.1 一般要求

由於有大量低/中放射性廢棄物產生，而所產生的廢棄物必須使用合適的操作方法使放射性廢棄物最小化。

3.2 放射性廢棄物分類

為了能做好 LILW 的處置前管理，因此分類是絕對必要的工作，且再分揀前必須先針對廢棄物的物理、化學及生物性質進行分析。廢棄物形式/包裝應該根據其特性使用適當的方法來確定其質量。可以藉由操作的程序減少暴露於放射線下，以確保放射安全。

3.2.1 方法

分類根據放射性、物理、生物及化學性質來執行以下各步驟

(a) 放射性性質

- 放射性物質含量

- 半衰期
- 核種活度及濃度
- 表面污染程度及其包裝

(b) 物理/化學性質

液體廢棄物分類

- pH 值
- 有機物
- 除污劑
- 總溶出固體量(Total dissolved solids, TDS)
- 懸浮固體
- BOD
- COD
- 其他化學物質

固態廢棄物分類

- 可燃性
- 相容性
- 金屬硬度
- 玻璃
- 自燃性質

氣體分類

- 放射性氣體及顆粒物
- 懸浮固體

- 化學反應性氣體

(c) 生物性質

- 生物危害
- 生物累積

3.3 廢棄物最小化

3.4 適當的規劃和策略;

3.5 有系統的審查操作程序;

3.6 根據過去的經驗教訓實施糾正措施事件;

3.7 採用指定的操作和維護程序;

3.8 減少系統外洩;

3.9 避免控制區域和設備的污染;

3.10 除污程序的最適化;

3.11 受過訓練的人員;

3.12 須做好管理;

3.13 改進做法和程序;

3.14 控制放射性物質的運動;

3.15 來源良好的隔離做法;

3.16 斟酌回收和再利用廢棄物;

3.17 限制二次廢棄物產生。

第 4 章 液態廢棄物處置前管理

4.1 一般要求

遵循的放射性廢棄物管理的一般理念是如下：

- (a) 半衰期短放射性核種的延遲和衰變
- (b) 盡可能濃縮和含有活度 (ILW 濃度) 可能會將其轉化為高濃度的廢棄物，應根據 AERB 安全導則管理 [4. Atomic Energy Regulatory Board, Safety Guide on 'Predisposal Management of High Level Radioactive Waste', AERB/NRF/SG/RW-3 (2007).]
- (c) 在被允許的範圍內稀釋和分散低放射性廢棄物限制。

4.2 廢棄物收集、分析及貯存

液體放射性廢棄物的廢棄物收集/貯存系統涉及到使用為此目的專門設計和安裝的貯存桶槽。

4.3 廢棄物分類

4.4 廢棄物轉移/運送

4.5 廢棄物透過管件輸送

4.6 廢棄物利用桶槽輸送

4.7 廢棄物處理

4.8 程序控制及監測

4.9 廢棄物整備/固定化

第 5 章 固態廢棄物處置前管理(Predisposal Management of Solid Waste)

5.1 一般規範

固體廢棄物處置前的管理涉及分揀、收集、分類、處理、整備及運送等，必須符合固體廢棄物之貯存/處置時廢棄物可接受的標

準。

5.2 廢棄物收集及貯存

5.2.1 廢棄物的收集貯存系統必須是當對以下提供需求:

- (a) 在源頭就地收集、分揀及貯存；
- (b) 包裝以避免污染的滲漏，分散和擴散；
- (c) 在進一步被運送至處理設施前，必須先暫存於被核准的區域；
- (d) 必須設計利用“顏色條碼”區分盛裝容器，廢棄物為活度或非活度物質；
- (e) 現地或非現地廢棄物之運送

5.3 廢棄物的分揀及分類

5.3.1 廢棄物應根據物理-化學性質和自身的表面劑量進行分揀，以避免不必要的暴露。應將固體廢棄物分離至處理設施，以便進一步處理和程序如下：

- (a) 可燃廢棄物如紙，拖把，木材，棉花等纖維素材料，以方便焚化；
- (b) 可壓縮廢棄物，如橡膠，PVC，皮革，廢氣過濾器，以促進壓實；
- (c) 金屬廢料，例如金屬廢料，結構物，容器，廢棄設備，以便通過破碎，切割和熔化減少體積；
- (d) 雜項建築材料廢料，如混凝土，土壤和磚石製品，以方便包裝；
- (e) 廢樹脂固定化；

- (f) 濕廢棄物如木炭，過濾器，活度廢液化學處理污泥以及前處理罐和沉澱池沉澱的底部濃縮物，焚化爐爐灰和蒸發濃縮物，將其固化或嵌入;
- (g) 工業的密封廢射源，以便於在處置之前封裝在合適的基質中;
- (h) 特殊類別的廢棄物，如 α 核種廢棄物，包括散裝廢棄物，須督促適當的調理。

5.3.2 固體廢棄物的應根據 AERB 的安全導則 [6. Atomic Energy Regulatory Board, Safety Guide on 'Classification of Radioactive Waste' AERB/NRF/SG/RW-1 (under preparation).], 依其分析和分類，以俾利後續處理。

5.4 廢棄物的運送及監測

5.4.1 廢棄物的運送

5.4.2 廢棄物的監測

5.5 廢棄物的操作及處理

5.5.1 操作程序的選擇

固體廢棄物的處理應在調節前或調理期間減量。處理過程取決於廢棄物的活度含量和物理化學特性。在處理設備中處理廢棄物時，應考慮以下幾個方面。

- (a) 使用合適的容器/系統，盡量減少區域和環境污染的分散或擴散
- (b) 在必要時使用足夠的屏蔽/遠程處理小工具，盡量減少人身傷害;
- (c) 對具有顯著 α 核種污染的固體廢棄物使用合適的系統。

5.5.2 固體廢棄物處理

根據固體廢棄物的放射性和物理化學性質，應採取以下措施：

- (a) 尺寸減小的機械方法，例如碎裂和壓實；
- (b) 焚化；
- (c) 其他方法如熔化和酸消化。

5.5.3 氫污染固體廢棄物的處理和貯存

5.6 廢棄物固化包裝/固定

5.6.1 固體和固化廢棄物應進行調理，使其適合處理，運輸，貯存和處置。

使用的技術有：

- (a) 將廢棄物固定在介質如瀝青，混凝土或熱固性聚合物中，
- (b) 如果得到特別授權，則限於像特殊廢棄物一樣的真空脫水處理，如廢樹脂和低活度的短半衰期低放射性核種；
- (c) 包裝在金屬或非金屬容器中。

5.7 廢棄物包裝

第 6 章 處置前氣體廢棄物的管理

6.1 一般規範

6.2 放射性氣體廢棄物分類

6.3 氣體廢棄物的處理

6.4 盛載氣體廢棄物活度監測

6.5 外釋 (Effluent Release)

6.6 檢查及維護 (Inspection and Maintenance)

5.5 IAEA 放射性廢棄物處置前管理安全案例及安全評估訂定其安全導則^{36,37}

The Safety Case and Safety Assessment for the Pre-disposal Management of Radioactive Waste, General Safety Guide, No. GSG-3, 2013, 對於放射性廢棄物在處置前的安全案例及安全評估訂定其安全導則, 可作為未來審查程序之重要參考資料。

5.5.1 GSG-3 內容

在處置前廢棄物管理安全案例及安全評估訂定其安全導則(GSG3)所涵蓋的內容包括:

第1章 簡介

1. 背景
2. 目的
3. 範圍
4. 架構

第2章 處置前放射性廢棄物管理的安全範例

第3章 安全準則及要求

第4章 處置前放射性廢棄物管理安全案例

第5章 安全評估

第6章 特殊議題

第7章 證明文件及安全案例之應用

第8章 審查程序規章

5.5.2 廢棄物安全管理評估摘要

GSG-3 主要的目的規範範圍及其安全評估的建議流程如下摘錄:

- 1.1 放射性廢棄物安全管理的一般原則是建立在基本安全原則中，安全要求放射性廢棄物的前處理管理要求安全，加上必要的搭配安全評估。
- 1.2 安全案例是收集科學，技術，行政和管理論證和證據支持廢棄物的相關設施及活動的安全管理，涵蓋現場和位置的適用性以及設施的設計，施工和運作，評估輻射風險和所有安全的充分性和品質的保證與設施或活動相關的相關工作。安全評估是安全案例的重要組成部分，由系統評估乃至輻射危害。後者涉及輻射劑量的定量和設施或活動可能產生的輻射風險與之相比劑量和風險標準，並提供對行為的理解設施或活動在正常情況下和預期的運作發生事故，安全案例和相關安全評估為證明安全和許可證的基礎提供依據。他們將隨著設施或活動的發展而演變，並將協助和指導選址，位置，設計和運營的決策。安全案將會也是與有關方面進行對話的主要依據並將開發對設施或活動的安全性的信心。
- 1.3 廢棄物管理設施和活動在性質、規模和複雜度皆有所不同，從正常操作和意外事故所造成的危害也不同，放射性物質的大小和庫存含量也不同。此外，廢棄物管理設施或活動可能是一個廠上的幾個設施或活動之一，可能是獨立的其他設施，可能連接到其他設施或可能是一個組成部分的更大的設施。安全案件

的範圍和複雜性根據設施或活動，相對應的安全評估不同，並將在整個過程發展（例如建設，試車，操作，除役）。鑑於這些考慮，需要分級的方法適用於安全事件的發展和審查，支持安全評估。本“安全指南”中的建議是全面和充分的最複雜和危險的設施，他們以分級方式使用的目的是在一些安全性中說明要開發的報告涵蓋一系列設施。

目的

- 1.4 本安全指南的目的是為此提出建議安全事件的開發和審查和支持處理放射性物質管理的設施和活動廢棄物和用過的核燃料貯存設施。它總結了最重要的評估和展示設施安全的考慮活動，並記錄在開發過程中應遵循的步驟安全事件和安全評估。
- 1.5 “安全導則”旨在協助運營商，監管機構和配套技術專家在應用分級方法的發展審查安全事件和支持安全評估。安全指南為制定安全事件的監管框架提供指導並且在設施的整個生命週期內進行評估。指引可以使用本安全指南中的內容，無論安全情況如何安全評估過程在個別國家監管下得到解決構架。

架構

- 1.6 本安全指南提供了有關建議和指導進行審查安全事件和支持安全評估準備或進行處置前廢棄物管理設施或活動，它涵蓋安全案例的所有方面和安全評估。
- 1.7 本安全指南適用於放射性物質的前處理管理廢棄所有類型，

並涵蓋放射性廢棄物管理的所有步驟，包括其加工（前處理，處理和固化包裝），貯存和運輸。分類方案放射性廢棄物和對該計劃的應用建議參考文獻中提供了各種類型的放射性廢棄物。

1.8 除了處理，貯存和運輸廢棄物，廢棄物的前處理工作包括：

- 對廢棄物設施所在地區進行修復;
- 廢棄物清除;
- 廢棄物的鑑定分析
- 監管控制廢棄物的清理;
- 廢棄物的外釋。

1.9 廢棄物可能的來源：

- 核設施的試車，運轉和除役;
- 使用放射性核種在醫藥，工業，農業，研究和教育;
- 加工含有天然來源的放射性核種的材料;
- 污染地區的補救。

本安全導則的結構如下：

第 2 章討論放射性廢棄物處置設施安全性展示的整體過程。第 3 章描述在準備安全案例時要符合主要安全原則和安全要求。隨後的章節整體目標是提供如何符合這些要求之導則。第 4 章詳細闡述了安全案例的概念，描述安全案例的組成、開發的任務，處置設施的操作和密封，也討論了對安全案例建立信心的可能性。第 5 章提及密封後放射性影響評估之方法，此構成第 4 章所述的安全案例的

核心要素。在過程中的不同步驟有詳細的概述和討論。特別是提供放射性影響評估不確定性管理之指導和建議，以及使用評估結果與評估標準進行比較。第 6 章討論在準備安全案例時出現的具體問題。第 7 章提及安全案件的文件，並指出在開發廢棄物處置設施時可能使用之安全案例。第 8 章提供安全案件監管審查之指導與建議。附件一提供了危害和啟動的實例事件。附件二提供監管機關審查安全案例之局部問題。附件三提供了監管審查報告的樣品格式。附件四為提供廢棄物處置前管理安全評估整體過程之架構。

相關的處置前廢棄物管理相關的流程如下圖 6~9 所示，其中所有的相關細節皆詳載於該安全導則之附錄中，同時可作為未來除役對於廢棄物處置前的安全評估的審查參考。處置前廢棄物管理整體過程的架構，可以作為現有安全評估方法應用的制定導則及確定安全理由所需的內容。

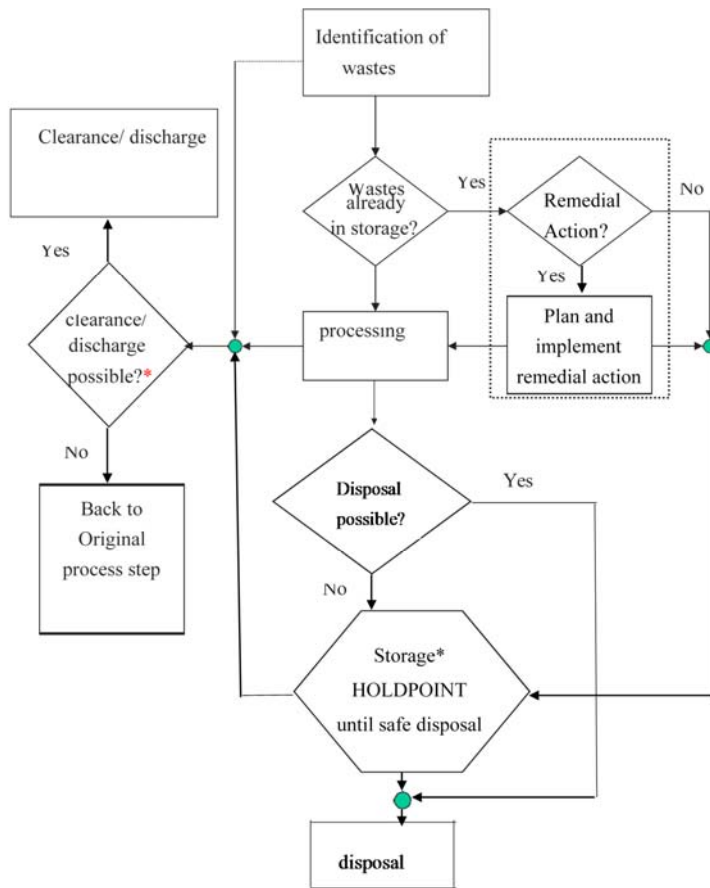


FIG. IV-1. Overall process (asterisks indicate activities that necessitate further steps which have decisions and safety assessments associated with them, as shown in Figs IV-2 to IV-6 (see also footnote 1 on p. 133)).

圖 6 廢棄物評估處理流程³⁶

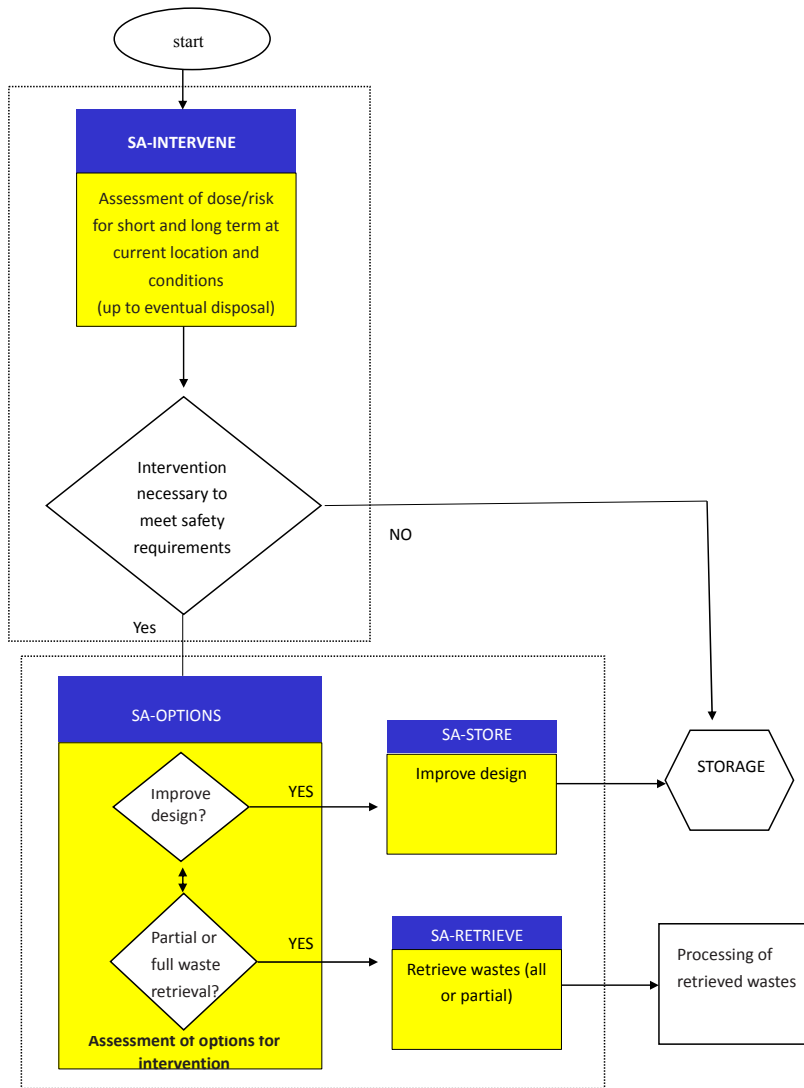
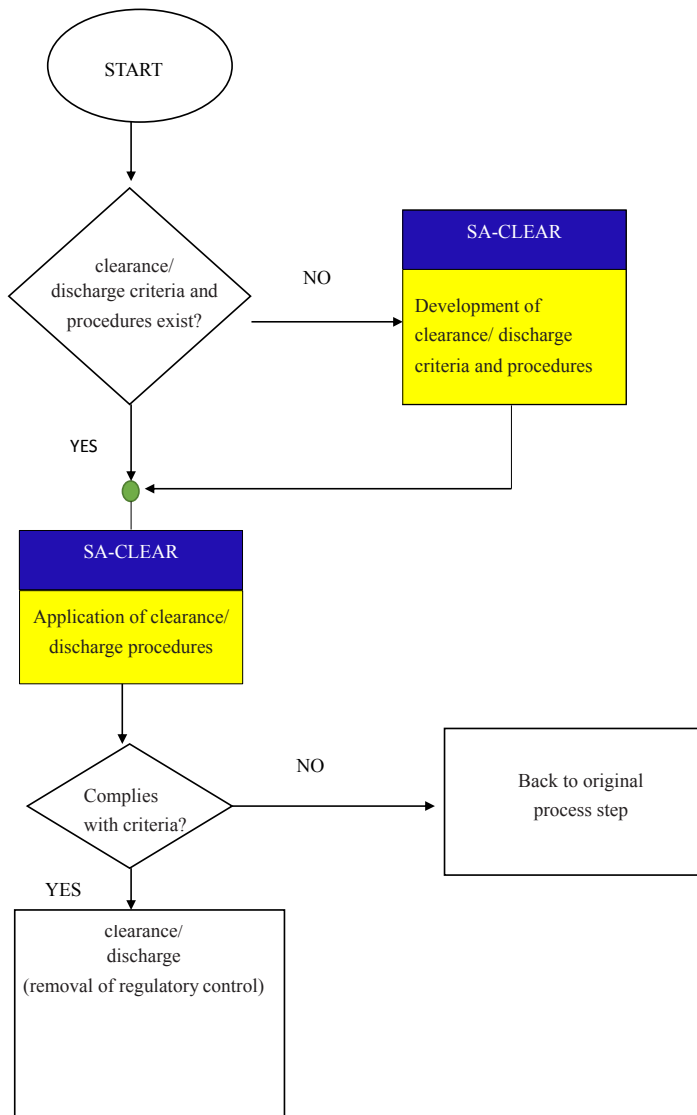


圖 7 補救措施³⁶



Clearance/discharge possible.

圖 8 涵蓋前處理廢棄物管理的主要步驟流程圖³⁶。

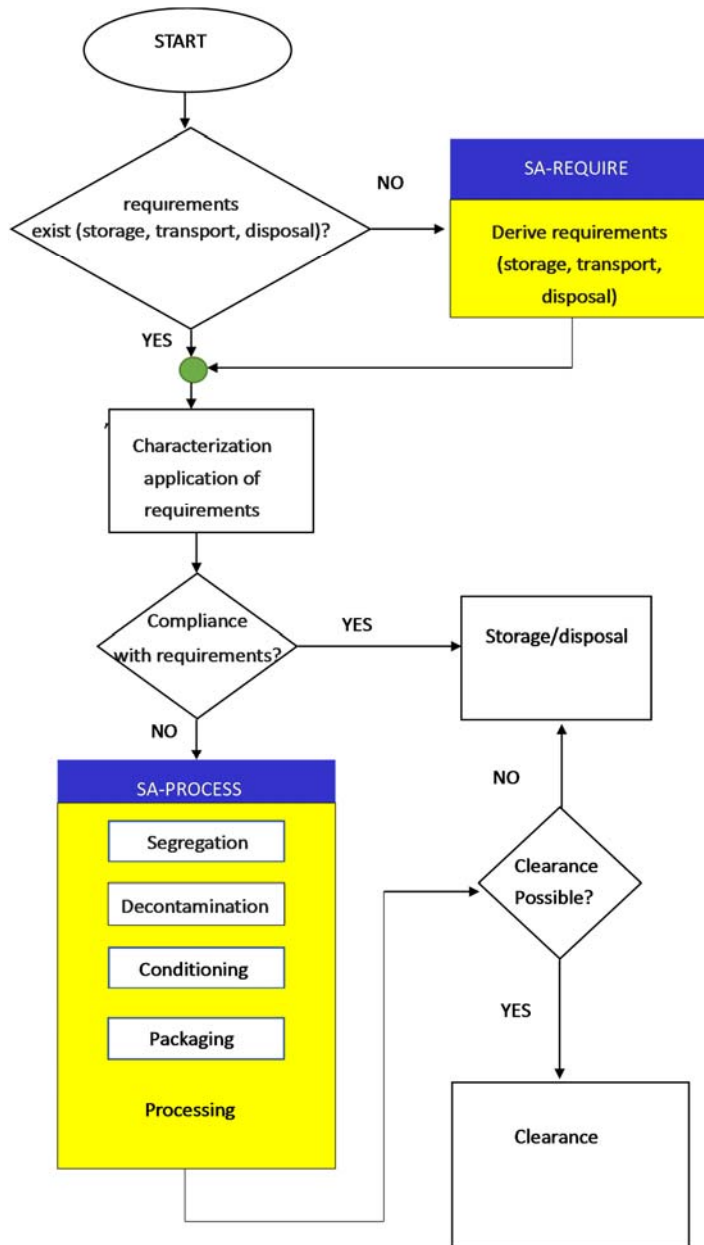


圖 9 處理程序的相關評估³⁶

5.5.3 廢棄物貯存的安全評估

根據 IAEA 的建議，處置前廢棄物貯存的安全評估流程如下圖 10 所示，對於貯存設施的存在、設施安全以及貯存廢棄物等進行安全評估：

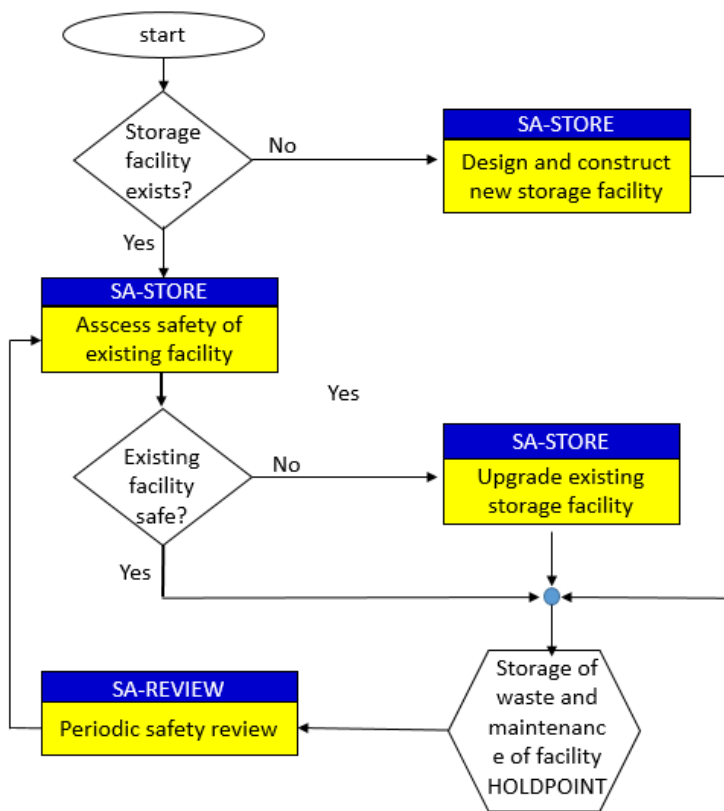


圖 10 處置前廢棄物貯存安全評估流程³⁶

5.5.3.1 廢棄物貯存(SA-STOR)評估安全貯存評估背景

1. 評估目的

- 為貯存設施場址及/或選址準則
- 廢棄物貯存的安全性評估，以進行詳細規劃;
- 建立廢棄物貯存之：
 - 限制
 - 控制
 - 條件

2. 評估終點

貯存設施的評估之終點，可能包括：

- 由貯存操作和貯存的廢棄物所引起的放射性核種釋放;
- 周圍環境中的放射性核種濃度;
- 在廢棄物貯存、維護和監控等過程對操作者造成的劑量和風險;
- 在貯存操作和貯存期間對民眾(潛在的暴露群眾)釋放的計量;
- 非人類生物群的劑量;
- 設施的安全級別。

3. 評估理念

- 一般而言，使用嚴謹的假設;
- 盡可能和保證使用實際的數據。

4. 評估時間表

預期建立處置設施的時間表(包括緊急措施)

5. 備註

廢棄物貯存安全的控制及條件需要定期審查。

5.5.3.2 SA-REVIEW 評估安全貯存評估背景

貯存設施的定期安全評估

1. 評估目的

確定對廢棄物貯存設施的安全性需要定期審查的頻率和範圍。

2. 評估終點

有關評估終點與 SA-STORE 提到關於貯存期間的相同。

3. 評估理念

與 SA-STORE 相同。

4. 評估時間表

與 SA-STORE 相同。

5. 備註

- 此安全評估提及之事件和過程與 SA-STORE 已經考慮的相同。因此，它通常可與 SA-STORE 結合或為其中的一部分。
- 在定期審核期間，基本安全評估 (SA-STORE, SA-REVIEW) 所做的假設可能不足 (例如忽視某些事件或過程，過於保守的假設)，這些安全評估需不斷更新和額外測量以維護安全。

5.5.4 運送容器定期安全性能評估

1. 運送容器的評估

- (1) 使用單位需依規定評估放射性物品運送容器，對放射性物品運送容器定期作安全性能評估，並且評估結果通過才能使用。運送容器在這種長期的使用過程中不可避免地會出現損傷積累、材料劣化等性能降低的情況。
- (2) 放射性物品運送容器定期安全性能評估是針對放射性物品運送容器的定期檢查、維修和試驗等方面活動的總結，全面評估目前運送容器的狀態是否仍然符合設計規定的安全性能要求，保證運送容器在整個使用過程中的相關性能依然能夠符合使用規定要求，以確保放射性物品運送容器（使用中的容器）的使用安全。
- (3) 運送容器定期檢查和試驗應提供相對應的報告，報告至少應包括定期檢查和試驗的項目、方法、程序、驗收準則和結論等方面的內容。
- (4) 定期安全性能評估的主要內容包括：運送容器資訊（包括運送容器的運轉歷史、檢查和維修與現狀等）、運送容器的定期檢查和試驗（包括結構方面、相容性方面、熱方面、屏蔽方面、臨界方面等）、定期安全性能評估（包括符合設計限制許可條件的評估、結構評估、包容評估、熱評估、屏蔽評估與臨界評估等），並做出對放射性物品運送容器能否繼續使用的結論。
- (5) 定期安全性能評估的方法有：目視檢查、尺寸檢查和非破壞性檢驗及必要的試驗，如壓力試驗、吊耳的載荷試驗、洩露試驗、屏蔽試驗和熱試驗等。

2. 結構性能評估

- (1) 外觀檢查：當運送容器主要部件發生明顯變形時，應對運送容器目前主要部件的尺寸和公差情況進行核實，主要部件的尺寸和公差應符合圖紙要求；
 - a. 對運送容器的可接近外表面進行目視檢查，容器表面的可能損傷包括表面凹痕、表面穿透、焊縫裂紋、變形、過度磨損、防腐層損傷等；對容器吊耳的可見部分進行目視檢查，吊耳應沒有變形、扭曲和裂紋發生，對於明顯的變形、扭曲和裂紋都應該按照符合設計文件要求的有效程序文件進行維修，吊耳維修後，應該按照規定要求進行檢查和試驗；
 - b. 對運送容器的吊籃進行檢查，檢查吊籃焊接部位是否有劃痕和凹坑等缺陷；
 - c. 對其他部件如減震器等進行檢查，檢查是否存在凹痕等局部變形、焊縫開裂、過度腐蝕等。
 - d. 針對以上放射性物品運送容器結構方面的定期檢查，對於任何不符合規定要求的，應按照符合設計文件要求的符合進行維修或更換，並進行記錄。
- (2) 壓力試驗：應按照符合設計文件要求的符合對放射性物品運送容器進行定期壓力試驗，並說明壓力試驗系統是否能夠符合規定要求。
- (3) 吊耳的載荷試驗：應按照符合設計文件要求的有效程序對放射性物品運送容器吊耳進行定期載荷試驗。對於滿載質量大於 4500kg 的放射性物品運送容器，載荷試驗原則上為每年

進行一次，最多不超過 14 個月。或可對吊耳進行尺寸檢驗、目視檢查和非破壞性檢測來代替載荷試驗。

- (4) 結構評估：按照符合設計文件要求的有效程序文件，對運送容器完成所有規定項目的檢查和試驗，並結合定期檢查和試驗的結果，對運送容器結構方面作出評估。

3. 相容性能

- (1) 外觀檢查：對運送容器包裝邊界的螺栓進行目視檢查，檢查螺紋是否有磨平或是損環的區域，螺栓是否有變形。
- (2) 有缺陷顯示的螺栓和栓塞應當依據符合設計文件要求的有效程序文件進行更換，並進行記錄。對運送容器的密封面進行檢查，檢查密封面是否存在在劃傷、凹痕、鏽蝕等缺陷。核實密封條的更換時間和頻率是否符合規定要求。
- (3) 針對以上放射性物品運送容器包容方面的定期檢查，對於任何不符合規定要求的，應按照符合設計文件要求的有效程序文件進行維修或更換，並記錄。

4. 洩漏試驗：應按照符合設計文件要求的有效程序文件對放射性物品運送容器進行定期洩漏試驗，並說明洩漏檢查系統是否能夠符合規定要求。

5. 傳熱性能

- (1) 外觀檢查：對放射性物品運送容器與熱相關的部件進行檢查，如散熱片、耐火材料等，檢查這些部件是否發生較大變形或移位等。

- (2) 正常傳熱試驗：按照符合設計文件要求的有效程序文件對放射性物品運送容器進行定期正常傳熱試驗，並說明系統的傳熱試驗符合規定要求。定期熱試驗可採用實際運送的測量值或模擬熱源進行推算。
- (3) 熱評估：按照符合設計文件要求的有效程序文件，對運送容器完成所有規定項目的檢查和試驗，並結合定期檢查和試驗的結果，對運送容器熱方面作出評估。

6. 屏蔽性能

- (1) 屏蔽試驗：按照設計文件規定的有效程序文件對放射性物品運送容器進行定期屏蔽試驗，並說明屏蔽試驗的系統是否符合規定要求。定期屏蔽試驗可採用實際運送的測量值或試驗源進行推算。
- (2) 屏蔽評估：按照符合設計文件要求的有效程序文件，對運送容器完成相應的試驗，並結合以往的輻射監測的結果，對運送容器屏蔽方面作出評估。

7. 臨界安全

- (1) 外觀檢查：對運送容器與臨界相關的部件進行外觀檢查，如中子吸收材料等的目視檢查，檢查這些部件是否發生較大變形或移位等。
- (2) 臨界評估：按照符合設計文件要求的有效程序文件，對運送容器完成所有規定項目的檢查，並結合定期檢查的結果，對運送容器臨界方面作出評估。

依照放射性物質安全運送規則，且根據以上相關的安全注意事項，定期作評估及檢查以確保運送的安全

5.6 IAEA 處置前 LILW 管理的安全功能

1. LILW 一般規範²⁰

- (1) LILW 處置前的廢棄物的處理主要為了能使廢棄物達到符合最終處置的驗收標準，以及達到相關後續處理工作、運送及貯存的要求。LILW 處置前的管理也可能產生可排放，授權使用，控制釋放或處置的廢棄物。
- (2) LILW 應根據主管機關規定及操作經驗文件化程序處理及貯存，根據監管機構批准的安全文件和操作經驗進行處理和貯存。LILW 處置前的管理活動應嚴格執行，確保運轉和維護適當的經營標準。對任何重要的操作變更之安全細節應通知主管機構，一但這種變化是偏離了許可證或授權的基礎，可能需要主管機構的批准
- (3) 關於放射性物質的一般問題和設施的安全性在 LILW 的處置前管理管理中包括：
 - a. 限制操作人員的外部和內部的暴露量，例如放射性核種的照射和積載；
 - b. 避免火災和爆炸的發生；
 - c. 盡量減少廢液洩漏；
 - d. 盡量減少揮發性或積載的放射性核種之釋放；
 - e. 防止臨界性，特別是防止在含有易蛻變同位素的廢棄物可能由於加工過程中濃縮的情況，例如析出或焚化廢棄物。

2 處置前 LILW 設施和設備的設計管理

- (1) LILW 處置前管理設施的要求隨廢棄物的體積和特性而有所不同，例如放射性核種的性質、活度、化學成分和廢棄物的物理形式以及任何非放射性危害。
- (2) LILW 處置前管理設施應具有足夠的容量處理所有產生的廢棄物，並且設施的貯存能力應足以解決包括不確定因素下處理、條件化和處置的問題。在設計時，必須考慮到可能需要處理因事故和意外所發生時造成的浪費，以及在核設施中需要拆除結構，系統或組件的重大維護。
- (3) 在任何特定地點進行 LILW 處置前管理的設施，應置於可行的範圍內，位於相同的區域，以減少在處理和貯存地點之間運送廢棄物的需要。
- (4) 在設計 LILW 的處置前管理設施時，應適當考慮以下需要：
 - a. 利用屏蔽(shielding)及圍阻體(containment)防輻射;
 - b. 控制進入廢棄物處理和貯存區域，以及控制輻射區和污染區之間的移動;
 - c. 檢索貯存的廢棄物;
 - d. 廢棄物特性和庫存控制;
 - e. 檢查廢棄物及其圍阻效果;
 - f. 處理不符合規範的廢棄物和廢棄物包件;
 - g. 控制液體和氣體排放物;
 - h. 放射性物質的空氣傳播和過濾;
 - i. 廢棄物管理中所引起的非放射性的危害;
 - j. 維修工作和最終除役;
 - k. 消防和防止爆炸;

- l. 防止臨界性;
- m. 適當考慮到安全的情況下，對核原料的物理安全進行保障控制。

3. 固化包裝(Conditioning)

- (1) LILW 的固化是希望產生適合安全處理、運送、貯存和處置的廢棄物包件的程序，固化可能包括液體廢棄物或可分散廢棄物的固定，將廢棄物封閉在容器中，並提供外包裝(如有必要)。
- (2) 經固化後的包件應符合相應的驗收標準。因此必須諮詢管制單位、運營單位、運送服務、貯存和處置設施的監管機構和組織，以決定採用哪些類型的前處理、處理和固化方式。
- (3) 液態 LILW 通常在合適的基質如水泥、瀝青或聚合物中固化，也可以在沒有基質材料的情況下完成凝固(例如乾燥)，然後將產物封閉在容器中。
- (4) 在可行的範圍內，液體 LILW 的固化過程及所產生廢棄物形式應具有以下特性和性質：
 - a. 廢棄物的物理、化學性質與基質及容器具有相容性；
 - b. 均勻性；
 - c. 空隙率低；
 - d. 低滲透率及瀝率性；
 - e. 在貯存期間內需維持其化學、熱、結構、機械及輻射穩定性。
 - f. 需耐化學物質及生物體。

應根據具體情況考慮實體的 LILW，上述廢棄物形式的特徵適用於許多類型的固體 LILW，一些特別特徵如均勻性和低空隙度，並不適用於某些類型的固體 LILW。

- (5) 應考慮到某些金屬，如鋁、鎂和鈾，會與水泥漿的鹼性水或從混凝土基質中擴散的水反應產生氫氣。螯合劑、有機液體或液體廢棄物中的油和鹽含量也可能在固化過程中備受關注的部份。
- (6) 廢棄物及其容器應需相容，根據廢棄物特性和處理、運送及貯存的方法，容器還可能需要提供直接輻射的屏蔽。在選擇容器的材料及其外表面時，應考慮除污的便利性。若容器最初設計未符合運送、貯存或處置的相關驗收標準，則需要額外的裝箱或外包件才能達到驗收標準，應注意廢棄物包件與外包裝在廢棄物驗收規範方面的相容性。
- (7) 如果在可接受的處置途徑決定之前，可能會有明顯的延期，則容器應在處置前貯存期間提供完整性，並且：
 - a. 需於貯存結束時取出；
 - b. 必要時將封閉於外包裝內；
 - c. 在處置設施中搬運及操控；
 - d. 需符合處置環境的性能要求。

4. 貯存

- (1) 貯存是在任何廢棄物管理策略中都應考慮的選項，在廢棄物處理的各個階段為了隔離和環境保護都應有適當的貯存，它也應該方便於後續步驟的存取。

- (2) LILW 可以被貯存以使其放射性衰減到允許授權釋放、授權使用或移除調節控制的標準。由於操作之故，貯存也可能是必需的；例如允許於特定的時間內進行異地傳輸。
- (3) 應為在正常運轉中產生的廢棄物提供足夠的貯存能力，並在任何事件或異常事件中產生廢棄物的儲備能力，如果廢棄物不能從現場轉運，例如處置設施未定或不可用，則可能需要延長這儲備能力。
- (4) 可以收集和貯存半衰期非常短（約 100 天）的放射性核種污染的廢棄物，直到符合監管機關規定的可控制釋放或授權排放的標準。
- (5) 在產生大量液體廢棄物的設施中，收集槽應成為液體廢棄物的首選容器。槽體應採用耐化學腐蝕材料製成，如不銹鋼、塑料、橡膠襯裡碳鋼或玻璃纖維。應在油箱周圍提供二次收容，以防止洩漏時污染物的擴散，且應考慮提供足夠的屏蔽。
- (6) 收集槽和貯存槽應具有攪拌、排放和廢棄物轉移的適當設備，以防止淤泥沉澱和有害氣體在槽中積聚，應提供抽樣和意外事件所需的儲備能力。貯存或處理液體廢棄物的空間或區域的地板應密封以防止液體滲透以便於除污。
- (7) 應確保貯存中廢棄物包件的完整性，並且貯存設施應能夠保持廢棄物包件如“剛收到時”的完整性，直到其被取回進行進一步處理、固化或處置。設施的設計應允許輻射監測和檢查，包括對廢棄物包件的視覺或其他檢查，以獲得容器中任何物質變質或洩漏跡像或氣體累積的早期跡象。
- (8) 每當廢棄物被處理或移動（貯儲，取出或運送到現場）時，應進行輻射監測和目視檢查。這有助於保護處理廢棄物的工

作人員，有助於防止污染物的意外擴散，並提供對記錄系統的額外檢查。

- (9) 貯存設施應通風良好，以排除正常運轉或預期事故條件下產生的任何氣體。防火、檢測和控制火災的措施應納入可燃廢棄物貯存設施的設計。
- (10) 如果設施將會貯存或處理大量的可分散的放射性物質，則申請人應考慮本指南中所列措施的全部範圍。如果設施將處理大量的可分散放射性物質（例如在運轉或除役期間釋放的量可能導致大量的清除活動），則需要考慮將被釋放的材料形式。主要貯存或處理液體放射性物質的設施應考慮本指南中的規定，以防止和控制液體無預期的釋放。同樣，對於天然氣，應考慮到控制不被預期的氣體釋放的規定，這也適用於乾式固體放射性廢棄物，須考慮到化學和物理形式的明顯差異。

5. 運送

- (1) LILW 應根據國家法律要求，或國際協議進行適當的包裝，由道路、鐵路、空中或海上運送。
- (2) LILW 的現地運送可能不需要符合廠外運送的所有要求，因為貨物始終由營運單位負責現場操作控制。營運單位應制定要求和授權以確保現場運送的安全。儘管這種可能性不大，但設施經營者應在現場緊急程序中，需考慮因 LILW 的現場運送而導致的公眾成員的可能接觸。

6. 安全評估

- (1) 營運商必須將特定安全評估報告作為申請許可證或其他類型授權的一部分，這種評估的細節、範圍和嚴格性將取決於廢棄物性質、管理過程和輻射危害。如果國家立法要求，應進行環境影響評估，以標明設施建設、運轉和除役對環境的預期影響符合相關國家主管部門頒布的規定。在獲得營運經驗後，可能需要重新評估除役的預期影響，並進行安全評估。
- (2) 在安全評估中需證明履行目標可以符合，並且整體流程在許可或授權上是可被接受，結果應包括對工作人員、民眾和環境的預期影響。對於可能被安全釋放的物質應確定和記錄放射性物質或其他有害物質的數量及濃度，做為於 LILW 的處置前管理編制安全評估的建議。
- (3) 應當考慮與廢棄物管理行動中各階段潛在危害有關的所有相關規定和安全準則，進行安全評估。安全評估應涵蓋與設施放射性廢棄物管理各方面有關的所有操作和固有危險，廢棄物管理現場，包括運送廢棄物，也可能需要進行安全評估。
- (4) 所有預期中的廢棄物的全部特徵需被考慮，並在安全評估中評估當設施正常運轉時對環境的衝擊以及潛在的事故情況的影響，這需要確定放射性核種對人類可能暴露的環境途徑，所有經常可能從設施排放到環境中的液態和氣態廢棄物的可接受程度的值應根據潛在的風險來確定。還應評估用於監測和控制排放標準的設備是否足夠。參考文獻中提供了關於限制設備正常運轉期間放射性污水排放的建議和指導。應不定期地對安全評估進行審查，並根據監測工作場所和環境所收集的資料，依需要進行更新。

- (5) 如果通過安全評估來確定危害，則可以進行更改設計或建立操作程序來控制危險，或者可以考慮其他步驟，如有效的人員培訓。
- (6) 影響設施完整性和安全性的條件、過程和事件可以被認為來自設施外部或內部，發生在設施以外的事件將與場地有很大的關係，因此應具體地確定場地。
- (7) 來自設施本身的安全性挑戰將與設施的性質有高度相關性，同時在設施中所使用的過程和活動在問題中需被確定的。
- (8) 如果操作程序有進行了更改，應該制定一個審查程序來評估安全，以確保這些變化導致的潛在風險沒有增加。應保留所有一般和事故記錄（以及嚴重避免的意外和事故），並應定期對安全評估和控制程序進行審查以驗證安全評估的準確性和程序的有效性。

六. 放射性廢棄物處置前管理技術安全要求建議

綜合上述的結果及參考 IAEA 的安全評估標準 GSG-3，在廢棄物管理時需確認以下各項問題，以確保安全：

6.1 放射性廢棄物的前處理

1. 對放射性廢棄物在前處理的設施或操作應考慮廢棄物的特性及性質是否符合後續步驟（處理、固化、運送、貯存和處置）處置前廢棄物管理所規定的要求？
2. 在處置前設施或活動中，是否充分達到廢棄物處置前的目的，即（i）減少必須進行額外處理和處置的放射性廢棄物的數量；（ii）調整可能需要處理、固化和處置的殘餘放射性廢棄物的特性，使其更適合於額外的處理和處置？
3. 當進行如廢棄物收集、分類、化學調整和除污等前處理程序時，應依廢棄物的特性考慮過程是否能夠適當地分配處理和固化？

6.2 處理及固化

1. 充分考慮放射性廢棄物處置前管理的基本步驟之間的相互依存關係。
2. 需確定放射性廢棄物固化後廢棄物的形式，需考慮所選定的貯存方式及處置方法是否相容？
3. 選擇固化程序產生的廢棄物包件是否符合既定的運送和處置廢棄物驗收標準？

4. 固體廢棄物形式的包件與選定或預期的處置方式是否相容，並且符合安全處理、運送和貯存的要求？
5. 選擇的材料和技術與固化過程放射性廢棄物形式是否相容？
6. 廢棄物處理和容器的選擇，是否已經確保操作安全？須考量廢棄物種類、形式與容器之間的充分穩定性，以及廢棄物與貯存和處置環境的相容性。

6.3 放射性廢棄物的貯存

1. 為貯存設施建立的安全事項是否考慮了正常運轉的方面和設施事故應有的情況？
2. 在安全情況下是否考慮了貯存時期？設施的設計是否考慮使用被動安全功能裝置，以利於用來做為限制廢棄物自然降解的安全屏障？
3. 安全事故是否考慮可能影響設施安全特徵的現場天然特徵（例如地質，水文，氣候），以確保不會發生超過限度的放射性影響。
4. 設施是否包含設計特徵，以便定期檢查廢棄物包件狀況，開發維護作業，必要時進行可取出性、翻新和運送，並進行全面的放射性監測？
5. 對於易劣化的材料，特別注意避免（i）即使在自然環境下具有危險性的風險，及（ii）超出安全設計限制的加熱風險？
6. 營運者是否理解廢棄物管理過程中貯存設施的作用，並提供以下功能要求：

- (1) 貯存期間是否適當限制廢棄物？

(2) 根據需要隨時監測廢棄物？

(3) 促進在廢棄物管理過程中要完成的後續步驟，如衰退至清除，授權排放或授權處置？

7. 設施的設計是否考慮到要貯存放射性廢棄物之類型、特點和相關危害，庫存和預估貯存時期，並提供了適當的技術和工程特徵？
8. 設施的設計是否考慮到廢棄物的貯存目的，如廢棄物的可取出性、可以被授權排放、授權使用或清除，以便後續處理或處置？
9. 經營者需對廢棄物之包件和貯存設施定期監測、檢查和維護作規定，以確保廢棄物的完整持續性。
6. 是否有適當的程序來充分處理貯存能力的問題（如考慮到預計的廢棄物排放和事故情況），貯存設施預期的使用壽命和處置方案的可用性？
7. 在放射性廢棄物建議長時間存放在貯存設施的情況下，應依規定處理（包括技術和管理）以確保安全。
8. 在設施的設計對處理廢棄物所產生的液體和氣體廢棄物是否有規定？

6.4 放射性廢棄物接受的形式

1. 確保在設施中存放的廢棄物（廢棄包件或未包裝）的實際特性是否符合安全條件所考慮的特性？
2. 營運者對管制機關設立的放射性廢棄物處置分類系統和驗收標準是否已熟悉並將其應用於設施中？

3. 營運者對放射性、機械、物理、化學和生物特性方面的廢棄物驗收標準，或任何其他廢棄包件或未包裝廢棄物特性是否清楚？
4. 營運者是否清楚廢棄物驗收標準的作用，以確保包件和未包裝的廢棄物在正常和異常狀況下的安全處理、貯存及處置？
5. 管制機關是否熟悉廢棄物驗收標準的批准程序？營運者是否知道並應用不符合技術規範或處置標準的廢棄物或廢棄物包件的識別，評估和處理的規定？
6. 營運者是否依據制定的適當程序和指示，確保經貯存後廢棄物是否符合驗收標準，並確認員工是否遵循這些程序培訓？
7. 經營者是否有足夠的規定來確定、評估和處理管制機構廢棄物，包括在廢棄物放射性、機械、物理、化學和生物等性質的驗收標準？
8. 營運者是否有程序到位和指示證明廢棄物處理所產生的最終產品符合管制機構確定的驗收標準，以及在放射學、機械、物理、化學和生物的性質？
9. 管制機構必須實施管理程序（亦即現場監控、包件檢測），以確保廢棄物或廢棄物包件符合貯存驗收標準的要求。
10. 營運者是否熟悉國際原子能機構運送條例和其他適用的國際或國家標準，是否在大環境許可下完全符合其規定？

6.5 設施考量

1. 設施在除役階段都達到安全標準嗎？在設施設計是否強調使用深度防禦的概念？

2. 營運者對處理放射性廢棄物的性質、總庫存和潛在危險性的規劃是否清楚並符合管制機構的要求？
3. 營運者是否了解放射性廢棄物貯存設施的整體安排過程以及需要考慮的問題，例如：
 - (1) 對貯存場所進行調查，以評估其現有和未來可預見的特點、人口分佈及目前與未來的用水量。
 - (2) 確定該地區環境的天然放射性以作為未來調查的基準。
 - (3) 通過直接和間接途徑估計放射性物質的預期和潛在釋放。
 - (4) 人口分佈對設施運轉的狀態以及事故狀況的影響。
 - (5) 評估自然和人為引發外部事件（例如地震事件、氣象事件、岩土影響、飛機墜毀、爆炸）的潛在影響。
 - (6) 貯存期間可能使用被動安全設施，在此期間退化的可能性和考慮現場天然特徵，如地質學、水文學和氣候學，可能對性能造成影響的。
4. 營運者是否將技術和管理系統有效地確保設施是按照監管機構批准的設計建造的，且如已經批准的安全案例和安全評估所述，並在除役期間提供合理的安全保證之方式進行？
5. 營運者是否明確指出構建設施和進行任何需要執行的驗證或測試（焊接，基礎等）操作人員的責任？操作者需標明負責並熟悉管制機構要求證明其在施工期間的責任所需的證據？
6. 營運者是否妥善記錄所負責的處置前廢棄物管理設施？
7. 營運者需向管制機構證明，並作為運轉和開發設施除役計劃所需文件的一部分，並且確認是否經常性向管制機構更新過程？

8. 營運者提交的文件是否明確提供了有關選擇結構材料、製造和施工技術以及檢測程序的規範和標準？
9. 營運者是否清楚地交代對於廢棄物、任何相關材料和環境條件對設施的任何相關功能安全的影響，以及考慮可能產生的潛在影響以執行其預期功能（例如，防止材料的溫度腐蝕和減輕高輻射場輻照的不良後果）？

6.6 設施停機和除役

1. 營運者所提供的許可證明文件是否已經考慮了設備使用期限內的各個階段，包括從設計到停機和除役的所有階段？
2. 營運者是否意識到需要獲得這些步驟的批准，並定期更新停機和除役的計劃？
3. 營運者是否意識到在規劃除役階段的設計中需要考慮的具體問題有：
 - (1) 制定除役計劃的程序？
 - (2) 證明除役計劃能夠安全完成嗎？
 - (3) 所有設施的規劃和施工階段皆考慮到除役需要？
4. 當設施停機和除役發生時，是否依照管制機構設定的規範進行？
5. 在一個過程中，營運者是否意識到其責任，是否有適當的程序，以便在設備轉讓所有權的情況下明確分配責任？
6. 營運者是否向管制機構報告除役計劃的更新，此更新是否特別考慮因應除役活動中設施或監管要求的變化。

七. 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處置前的處理技術資訊、安全管制規定；收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前之貯存及運送的技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊，並提出我國低放射性廢棄物處置前管理之安全管制與審查建議等工作。

子項計畫二														備註
工作項目	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	106 12	備註	
準備階段		X	X ※											※ 第一季查核
收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前的處理技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。			X	X	X	X ※	X							※ 期中 第二季查核
收集分析國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前之貯存及運送的技術資				X	X	X	X	X	X ※					※ 第三 季查核

訊、安全管制規定及審查導則資訊。														
提出我國低放射性廢棄物處置前管理之安全管制與審查建議。						X	X	X	X	X	X	※		※期末 第四季 查核 11 月 15 日 前
與物管局討論結果修改及撰寫期末報告										X	X	X		
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：完成準備工作。</p> <p>第二季：完成國際上除役核電廠低放射性廢棄物處置前的處理技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊收集，及期中報告撰寫。</p> <p>第三季：完成除役核電廠低放射性廢棄物處置前的處理技術、貯存及運送資料收集。提出我國低放射性廢棄物處置前管理之安全管制與審查建議。</p>													

第四季：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。

八. 結論

本研究了解放射性廢棄物安全管理的重要性，處置前的廢棄物管理以廢棄物最小化是支撐所有核能作業設計和運轉為原則，並期望廢棄物再循環利用，於處置前對於廢棄物處理之管理將影響未來最終處置之安全，以及對環境的衝擊。

處置前廢棄物管理策略中，前處理是必要的階段，例如貯存使其衰退，或除污以便後續的處置工作，其主要目的在於提高未來各階段的安全性及效率。所有的前處理程序在審查時，必須針對其技術、設計及設備，由於大部分的處置前管理技術與除役的核電廠狀況和未來最終處置的方法有極大的相關性，因此需要經過通盤的考量後，作系統性的決定，本研究也提出安全管制建議，期望能達到除役安全的目標。

參考文獻

1. Policies and Strategies for Radioactive Waste Management, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-G-1.1
2. Policies and Strategies for the Decommissioning of Nuclear and Radiological Facilities, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-G-2.1.
3. Predisposal Management of Radioactive Waste from Nuclear Power Plants and Research Reactors, IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-40.
4. Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5.
5. The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
6. <https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-Areas/WTS/predisposal-publications.html#516>
7. Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Guide Series No. SSR-5, IAEA.
8. Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. 111-G-1.1, IAEA
9. Categorization of Radioactive Sources, IAEA Safety Standards Guide No. RS-G-1.9, IAEA
10. Strategy and methodology for radioactive waste characterization, TECDOC-1537 (2007)

11. W.E. Lee and M.I. Ojovan, 2013, Fundamentals of radioactive waste (RAW): science, sources, classification and management strategies, Radioactive Waste Management and Contaminated Site Clean-Up, 2013.
12. Waste inventory record keeping systems (WIRKS) for the management and disposal of radioactive waste(IAEA-TECDOC-1222, 2001
13. The 2010 UK Radioactive Waste Inventory: A Summary of Information for International Reporting, Nuclear Decommissioning Authority, 2010.
14. 羅上庚，放射性廢物處理與處置，2007
15. IAEA, State of the Art Technology for Decontamination and Dismantling of Nuclear Facilities, Facilities, Technical Reports Series No. 395, IAEA, Vienna (1999).
16. Predisposal management of organic radioactive waste TRS- 427 (2004)
17. Management of low and intermediate level radioactive wastes with regard to their chemical toxicity TECDOC-1325 (2003)
18. Application of ion exchange processes for the treatment of radioactive waste and management of spent ion exchangers TRS-408 (2002)
19. Handling and processing of radioactive waste from nuclear applications TRS-402 (2001)

20. Treatment technologies for low and intermediate level waste from nuclear applications – Final report of a coordinated research programme 1991-1996 TECDOC-929 (1997)
21. Application of thermal technologies for processing of radioactive waste, TECDOC-1527 (2006)
22. Management of problematic waste and material generated during the decommissioning of nuclear facilities, TRS-441 (2006)
23. Treatment of radioactive gaseous waste, TECDOC-1744 (2014)
24. Mobile Processing Systems for Radioactive Waste Management IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.8 (2014)
25. Innovative waste treatment and conditioning technologies at nuclear power plants , TECDOC-1504 (2006)
26. Application of membrane technologies for liquid radioactive waste processing TRS-431 (2005)
27. The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Guide Series No. GS-G-3.3, IAEA.
28. 核子反應器設施除役計畫審查導則，行政院原子能委員會 103.09.19
29. 核子反應器設施除役計畫審查導則，行政院原子能委員會 103.09.26
30. Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency, Safety Guide- Predisposal Management of Radioactive Waste, Radiation Protection Series Publication No. 16, 2008.Predisposal

31. Management of Low and Intermediate Level Nuclear Waste and Decommissioning of A Nuclear Facility, STUK, GUIDE YVL D.4, draft L5 / 29.5.2013
32. Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste, Aerb Safety Guide No. AERB/NRF/SG/RW-2, Atomic Energy Regulatory Board Mumbai-400 094, India, 2007
33. Storage of Radioactive Waste, Series No. WS-G-6.1, IAEA.
34. Interim Storage of Radioactive Waste Packages, Technical Reports Series No. 390IAEA, 1998
35. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, IAEA Safety Standards, No. SSR-6, IAEA
36. The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Guide Series No. GSG-3, IAEA.
37. The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, Series No. SSG-23, IAEA.

附件 1

參考 10 CFR 20.1406 所擬定除污廢棄物最小化的相關規定：

這一廢棄物最小化的理念體現的原則有三個方面：

- 一、廢棄物最小化設計
- 二、設備污染最小化
- 三、洩漏污染最小化；
- 四、迅速檢測洩漏；
- 五、及時評估，及時適當回應。

應用這些原則需要使用縝密的設計、經過驗證的工程、保守的輻射防護原則以及對操作實踐的關注，所有這些都應在早期規劃階段到除役和廢棄物處理的最終計劃的設施生命週期的範圍內考慮，需符合要求。

1. 廢棄物最小化計畫

針對除役時廢棄物最小化的目標做規劃，包括在初始設計電廠時時需考慮除役，並在設施運轉過程中繼續進行，該策略也應適用於盡量減少設施和環境的污染。

在初始設計設計規劃期間，申請人應全面考慮設計方面，施工和運營，直到 NRC 的許可證終止。

或借由除役的工作從設計階段開始，應納入程序和操作，目的是確保在設施的整個生命週期內，設計和操作程序最大限度地減少在除役時需要補救的殘留放射性量。

2. 設備污染最小化

營運者應通過使用限制洩漏和/或控制污染物擴散的結構，系統和組件（structure, system and component, SSC）設計和操作程序來最小化設備的放射性污染。

設計和操作程序應儘早提供洩漏檢測，允許及時評估支持及時適當的回應。這意味著應考慮其他競爭的問題，如對安全系統的影響以及整體成本。因此，設備污染的最小化必須在整體設施安全的背景下考慮。

3. 洩漏污染最小化

通過設計，工作人員實踐，預防性維護和有效的操作程序，營運者應努力盡量減少洩漏和溢出，在發生此類事件的地區提供防護措施，並提供支援及時評估和適當回應的檢測。

考慮到危害的性質，這種方法應以風險信息和績效為基礎的方式應用。需要解決放射上的重大洩漏和溢出，並且在實際和成本效益方面應考慮遏制。使用和貯存許可證材料的領域應設計為便於維護和操作（包括清理）。輻射工作應限於設施的侷限化部分，以盡量減少需要除污的潛在區域。

4. 迅速檢測洩漏

該設施的設計應使得任何具有洩漏潛力的 SSC 都能在實際應用中提供足夠的洩漏檢測能力，除了控制設計考慮之外，如果可能，防止放射性系統洩漏，在操作過程中，盡可能靠近洩漏源盡可能快地檢

測到洩漏，以便及時進行阻止並防止潛在的廣泛污染是最重要的。因此，監測和日常監測計劃是盡量減少潛在污染的重要部分。這種方法應包括放置感測器以便在易於接近的地點檢測洩漏，以及使用能夠及早發現污染的操作實踐。因為洩漏檢測只是最大程度減少污染的第一步，因此營運者還應準備根據洩漏或洩漏的位置和特點提供及時的評估和反應。

避免從未檢測到的洩漏中排放污染物，如果這些 SSCs 不易於進行監視或當洩漏材料的數量低於測量設備的靈敏度時，放射性物質從含有輻射的 SSCs 的洩漏可能長時間未被檢測到，在這種情況下，未檢測到的洩漏物的污染可能會累積為地下剩餘放射性，在許可證終止之前可能需要修正。這種污染通常發生在較長時間內較小的洩漏，埋藏在混凝土中或與土壤接觸（例如用過的核燃料池，地下儲罐和埋管）的污染物特別容易受到未檢測到的洩漏的影響。正在除役的設施通常會在地下環境中發現以前未檢測到的污染物，這些釋放通常是在較長時間內發生的輕微洩漏，許多漏洞發生在難以進行定期檢查的地區，這可能導致在發生時無法識別洩漏。監測一些 SSCs 對於識別小的洩漏和洩漏率並不十分敏感，在設計時應避免這種情況和條件。洩漏檢測系統應包括在設備設計中，在實際操作中能夠檢測到小的洩漏，否則可能會導致潛在的環境污染。

5. 減少設備和結構污染需求的措施

可以通過以下方式減少含有放射性液體的組分的洩漏：（1）包括設計規範，諸如適當選擇材料（例如耐腐蝕管道，雙壁管道和具有環帶監測的罐）的規格；（2）改進掩埋部件的保護（如電鍍腐蝕保護，塗層）；（3）使用行業協商一致的代碼和標準修復和/或更換 SSCs；和（4）採購規範和安裝中的嚴格的質量控制和質量保證計劃要求。申

請人可以通過以下方式降低釋放，釋放量和污染物擴散的可能性：(1) 臨時或補充通風系統，(2) 從排氣口和溢流處理廢氣，以及 (3) 使用技術 控制排放（即封頂或提升不受管制的排水渠，排水渠的硬管道排水渠，使用屏障或堤壩，使用受管制的水庫，以及保護森林保護區免遭惡劣天氣）。

6. 定期審查業務實踐

定期審查操作實踐是符合法規要求的另一個重要考慮因素，以確保 (1) 設施人員遵循操作程序，(2) 修改操作程序以反映新設備、設備或設備流程的安裝，(3) 人員資格和培訓是保持最新版本的操作程序和程序。在導致放射性物質洩漏和洩漏的事件之後，應對操作程序和程序進行審查和評估。作為分析的一部分，評估應確定 (1) 程序，設備和/或操作員錯誤是否對事件和釋放做出貢獻，以及 (2) 確定立即和長期的糾正措施。然後應對這些經驗教訓的結果進行評估，以便其適用於類似或相關的設施業務，然後根據需要納入經修訂的方案和程序。

7. 促進除役與適當的記錄

需詳載所有發生事件的記錄，具有與除役相關的記錄保留要求，有關洩漏事件的記錄應保持並易於了解，以便設施的清理和最終除役。最大限度地減少廢棄物的產生盡量減少放射性廢棄物的產生，既是設計和運轉的考慮。相關除污表格如附件 2 所示。

應採用生命週期方法來識別設施中使用的所有組件以及系統運轉和處理產生的所有廢棄物。生命週期廢棄物管理規劃也應該是還應對任何新的廢棄物流進行生命週期廢棄物管理規劃，以確定其試車，

貯存或處置的策略。

8. 最小暴露量

終其所有程序，對所有相關人員需以最小暴露劑量為原則，隨時監控環境及人員瞬間及累積的暴露量，並做合適的屏蔽，由其暴露量了解是否有相關洩漏或不當操做。

附件 2 除污技術表格

建議將接下來的表格給從事除污技術的人員填寫並保存

QUESTIONNAIRE ON DECONTAMINATION PROCESSES

Filling Date:

Name of decontamination process:

Description of application

Objective of the application

When

Where

1. Field of application of the decontamination process for that specific application

1.1 Objectives of the decontamination process

Reduction of exposure

Waste recategorisation

1.2 Description of decontaminated material

Metallic	Stainless steel
	C-steel
	Inconel
	Zircaloy
	Lead
	Cu alloys

Non metal	Brick
	Concrete
	Coatings
	Plastics
	Others

Typical values of quantity of material treated, (*e.g.*, m²/batch or m² for a FSD (give values in m²,kg, ...)

Amount:	Surface	m ²
	Volume	m ³
	Weight	kg
Geometry:	Answer YES if applicable	

Flat surface/walls
 Tank
 Pipe
 Pump
 Valve
 Heat exchangers
 Others

1.3 Type of equipment to be decontaminated Answer YES if applicable

1.3.1 Origin of equipment

Reactor type	PWR BWR GCR FBR MTR Candu Pool reactors Other s	
Reprocessing Plant	Indicate nature of fuel. Indicate the type of process	
Fuel Fabrication		Answer YES if applicable
	UO ₂ MOX Metallic U Others	
U process facilities		Answer YES if applicable
	Mining & milling Purif. & Conversion Enrichment Re-enrichment	
Waste treatment facilities	Give a short description of the facility Type of waste treated Activity level & type Treatment type	
Laboratories		Give a short description
Radioisotope production facilities		Give a short description
Weapons facilities (maintenance/dismantling)		Give a short description

1.3.2 Original use of equipment to be decontaminated

Give an indication on the source term, e.g. equipment used for mixed oxide fuel fabrication.

Give an indication about the nature of the contamination source,
example: the equipment was contaminated by circulation of primary water or by storage of solid waste

Answer YES if applicable and give an indication of the contaminant nature

Solid handling
Liquid handling
Gas handling
Transport cask
Others

2. Process description

This chapter describes in detail the decontamination process used.

2.1 Type of decontamination process Answer YES if applicable.

Full System		
Components	In-situ	After dismantling
Pools		
Vessels		
Pumps		
Piping		
Heat exchangers		
Valves		
Tools		
Others		

2.2 Decontamination principle Answer YES if applicable

Chemical process
Electrochemical process
Physical process
Combined process
Give the combination use

2.3 Description

2.3.1 Chemical processes

Number of cycles

Number of steps/cycles

For each step, give the values of the following parameters and the nature of products used

Step

Nature/conc. Chemicals

Temperature

Pressure

pH

Hydrodynamic parameters

Reynolds range

Duration

Volume/area ratio

Method of agitation

Ultrasonic

Others

2.3.2 Electrochemical process

Give the values of the parameters used for the process.

Make a table if there are several steps

Nature/conc. Electrolyte

Temperature

Pressure

pH Current density

Voltage

Polarization

Duration

Hydrodynamic parameters

Conductivity

Electrode materials

Others

2.3.3 Physical process

Principle of operation Describe the operating principle of the process.

Wet/dry

Additive Give the nature and quantity of additive used.

Nature

Quantity

Temperature

Pressure
Hydrodynamic parameters
Duration
Others

2.3.4 Combined processes

Give the combination used and make the detailed description in the appropriate part (e.g., physical process followed by chemical decontamination).

2.4 Material compatibility Which materials are not compatible with the decontamination process (e.g., gaskets who do not resist to given chemicals)

 Specific for Give a list of materials for which this process was developed.

 Incompatible with Indicate the materials, equipment, gaskets which are not compatible with the use of the decontamination products.

 Material
 Equipment
 Gaskets
 Others

2.5 Services required for the application of the process

Answer YES if applicable and indicate for which purpose.

Electricity
Water
Steam
Compressed air
Hydraulics
Refrigeration
Preventilation/prefiltration
Ventilation
Gases
Video/audio communication
Others

2.6 Precautions

Identify what are the precautions to be taken during the use of this process.
A list of safety terms are given - answer YES when applicable and explain in a few words (e.g., chemicals are acids and oxidants corrosive and dangerous for the skin).

Hydraulic precautions

Hazards

Chemical
Corrosive
Toxic
Liquids
Gases
Aerosols

Inert atmosphere (N₂ and CO₂)

Fire hazards

Flammability

Explosion

Electric shock

Personnel protection equipment

Indicate type of clothing

Physical precautions

(e.g., abrasive water jet)

Dust/aerosols

Drowning

Others

2.7 Operation

Indications on the decontamination operation: number and qualification of personnel used.

Normal day operation or continuous operation.

Personnel

Indicate the number of personnel used with the respective qualifications; The personnel is subdivided only in 3 categories defined in the footnote.

Personnel

Number

Qualification Technical Industrial worker General worker

Key safety aspects Give a list of the main safety aspects of the process.

Key parameters

Give a list of the key parameters of the process (e.g., temperature and chemical concentration).

Summary of the operating procedure

Note	Technical	Professional, e.g. engineer, supervisor.
	Industrial worker	Qualified trade man, e.g. welder, fitter, electrician, lab. technician, plant operator, radiation control, ...
	General worker	No specific qualification.

3. Description of the application

3.1 Preparatory work

Radiological inventory How is the radiological inventory performed?

Mock-up demonstration Describe the nature of the cold tests and of the training. Cold testing

Plant modifications Training
Give a list of the modification necessary for the use of the process.

Predecontamination operations Give a list of operations needed before starting the decontamination operation itself. Example: cutting of vessel by plasma arc torch in pieces 50 x 50 cm. Describe the nature of the operations.

- Dismantling
- Cutting
- Entrance facility (air lock)
- Ventilation
- Off gases filtration
- Others

3.2 Description of the decontamination system/equipment

(Add a schematic diagram if appropriate)

3.3 Consumables

Indicate the type of consumables and the quantity used.

Are the consumables recycled or used once?

Additive

Pieces of equipment

Filters

Ion exchangers

Others

3.4 Consumption of services specific for the process

Quantify the consumption of services directly connected to the decontamination equipment (example: x kWh for an electrochemical process).

Electricity

Water

Steam

Compressed air

N₂

Refrigeration

Gases

Others

4. Expected results/recorded results

Measurement methods Indicate the method used to characterize the contamination.

 Sampling

 Direct measurement

Instruments used Indicate the instruments used for the radiochemical characterization.

Nature of Describe the nature of the contamination in detail.

contamination layer

Nuclide composition

 Indicate the radiochemical nature of the contamination/give a list of the main contaminants

 Indicate the relative importance of the different type of isotopes taking gamma = 100.

For example beta = 100 means activity level of beta emitters is equivalent to the gamma.

	List of isotopes	Relative activity
Gamma		100
Beta		
Alpha		

Measurement of the decontamination efficiency

For each type of measurement, indicate the number of measurements/the area measured/the method used.

Type of measurement	Sampling	Direct measurement	
Number of measurements			
Area measured			
Method used (e.g. smear test)			
Values measured	Before	After	Dose reduction
Dose rate mSv/h			
Range			
Average			

Specify the nature of the emitters (gamma, beta, alpha) measured.

Contamination levels cps/cm ²	Before	After	Decontamination factor
Range			
Average			
Contamination levels Bq /cm ²	Before	After	Decontamination factor
Range			
Average			
Contamination levels Bq /g	Before	After	Decontamination factor
Range			
Average			
Surface thickness removed		µm or mg/cm ²	
Surface roughness			
Removal rate (µm/h or mg/cm ² /h)			
Radiation dose exposure			

Give when available the radiation dose for the operators during the different phases of the operation.

The dose should be given for the different phases of the operation.
 Give also when available the number of operators.
 And the individual dose exposure for the critical group of operators (max. dose mSv/man).

Collective personnel radiation dose

man.mSv	Number of operators	Individual dose	
		Range mSv/man	Max mSv/man

- Preparation
- Decontamination process
- Post decontamination operations
- Other operations

5. Waste treatment aspects

Waste treatment policy

Give a description of the waste treatment policy followed for this particular case, including the conditioning and the disposal options

Waste quantities produced

The waste produced must be related to a given quantity treated. Specify the amount treated, e.g., m² decontaminated or weight of material treated.

For each type of waste produced, indicate the volume produced and the total activity.

Indicate also the conditioning method followed and the encapsulation method.

Encapsulation means production of the final waste form suitable for final disposal. A list of conditioning and encapsulation methods are given in footnote. For solids, 4 main types were selected.

For liquids, the dry residue content is an important parameter to mention. For airborne waste, give the treatment system used (see footnote) for the trapping of the activity.

The volume to indicate is the volume of secondary waste produced, e.g., the volume of filters used ...

Type	Nature	Volume (m ³)	Activity (Bq)	Condition. Method	Encapsulation Method	Waste Volume (m ³)
------	--------	--------------------------	---------------	-------------------	----------------------	--------------------------------

Solid Resins
 Filters

	Sludge					
	Protective clothing					
	Others					
Liquid	Dry residue					
Airborne	Nature	Treatment System	Volume	Condition Method	Encapsulation Method	Final Waste Volume
	Gas					
	Liquid					
	Aerosols					
Footnotes				Examples		
Conditioning methods						
	Concrete embedding					
	Storage in cast iron containers					
	Incineration					
	Embedding in polymers					
	Compaction					
	Embedding in bitumen					
	Drying					
	Vitrification					
	Others					
Encapsulation = final waste form						
	400 l drum					
	200 l drum					
	1 m ³ concrete					
	metal canister					
	Others					
Treatment systems for airborne				Examples		
	Charcoal for liquids					
	HEPA for aerosols					
	Bag filters for dust					
	Wash column for noxious gases					
	Others					

6. Advantages/disadvantages/limitations

For this application, identify the advantages and disadvantages of this process. Consider the aspects not only dealing with the decontamination operation itself, but also the preparatory work and the post decontamination operations. A list of aspects is given to guide you.

	Aspects	Advantages	Disadvantages
Preparatory work			
Decontamination operation	Safety aspects Chemicals Others		
Post decontamination operations	Waste Others		

7. Costs

Recommendation: use the ECU currency.
Cost estimation at the date of filling in.
Otherwise note the reference date, e.g. the date of the operation.
All the costs are related to the particular application described.

Operating costs (man hours)
Consumables
Licensees' costs
Services costs
Specific equipment
Products/reagents
Waste treatment
Waste disposal
Cost savings Savings due to the recategorisation of the waste for example.
Others

8. Experiences to date

Give a list of other applications of this process and specify at which scale they were performed.

Lab scale

Pilot scale

Industrial scale

9. Recommendation for areas requiring R & D

10. Availability

Suppliers of equipment/products

Manufacturers of equipment

11. References

Name and company of the author

List of publications

List of customers having used this process

附件 3 中、英文與縮寫對照表

中文	英文	英文縮寫
沸水式反應器	boiling water reactors,	BWR
集中式貯存設施	consolidated interim storage (CIS)	CIS
固化包裝	conditioning	
容納能力	containment capability	
除污	decontamination	
乾式貯存	dry storage	
雙壁容器	double-walled container	DWC
電力科學研究院	Electric Power Research Institute,	EPRI
最終處置	final disposal	
高放射性廢棄物	high-level waste	HLW
國際原子能總署	International Atomic Energy Agency	IAEA
中放射性廢棄物	intermediate-level waste	ILW
用過核子燃料中期貯存設施	Independent spent fuel storage installation	ISFSI
低、中放射性廢棄物	low- and intermediate-level waste	LILW
低放射性廢棄物	Low-Level Waste	LLW
低放射性廢棄物貯存庫	Low Level Waste Repository	LLWR
低比活度	low specific activity	LSA
其他 A 類	Miscellaneous Class A	Misc. Class A
多功能廢料罐	multi-purpose canisters	MPC
包件	package	

處置前	predisposal	
壓水式反應器	pressurized water reactors	PWR
前處理	pretreatment	
屏蔽	shielding	
穩定性	stability	
貯存	storage	
輻射偵測器	survey meters	
運輸	transportation	
處理	treatment	
水-水動力反應堆	Water-Water Energetic Reactor,	VVER or WWER
核廢棄物隔離先導處置設施	Waste Isolation Pilot Plant	WIPP
廢棄物清單紀錄的保存系統	Waste inventory record keeping systems	WIRKS

行政院原子能委員會放射性物料管理局

核電廠除役低放射性廢棄物處理管制之安全審查技術研究

子項計畫三：

除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則研究

期末報告

受委託單位： 義守大學

子計畫主持人： 王曉剛 義守大學機動系

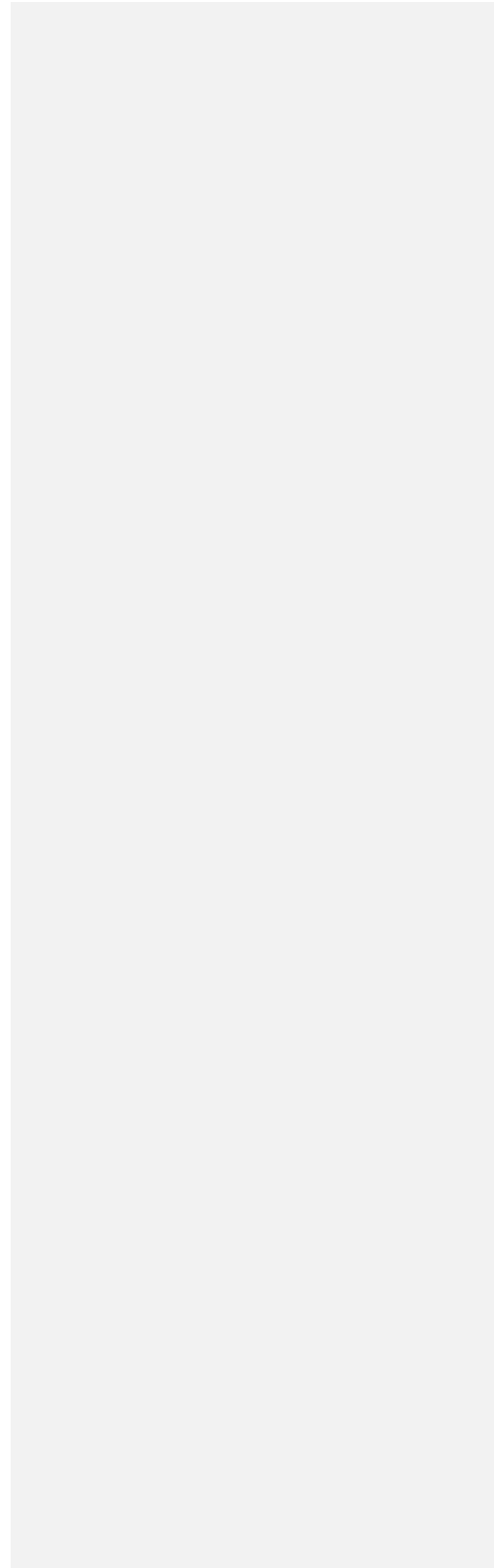
劉明樓 義守大學土木系

劉文仁 義守大學材料系

計畫編號： 106FCMA002

中 華 民 國 一 〇 六 年 十 二 月

本頁空白



摘要

本子計畫主要研究目的分為四個部分：

- 一、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施構造安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 二、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施輻射安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 三、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施重要系統、設備或組件之安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 四、 最後提出我國低放射性廢棄物貯存與處理設施之安全管制與審查導則建議。

為考量台灣核電廠除役時產生之低放射性廢棄物(Low Level Waste, LLW)，包括遭受中子活化產生之超 C 類(GTCC)廢棄物，其最終處置場在國內場址尋覓困難，故本研究將以廠內低放射性廢棄物處理及貯存設施為研究目標，為確保其移入最終處置場前約 20 至 40 年間之安全貯存，其中在安全評估上更以下列三項為研究重點：

- 一、 構造安全評估(劉明樓老師負責)
- 二、 輻射安全評估(劉文仁老師負責)
- 三、 重要系統、設備或組件之安全評估(王曉剛老師負責)

本研究針對核電廠除役低放廢棄物在遷移至處置場前，於廠內增建處理與貯存設施之規劃與安全分析，就設施之安全評估重點，包括構造安全評估、輻射安全評估及重要系統、設備或組件之安全評估，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，提出審查導則的管制建議。

關鍵詞：核能電廠、除役、超 C 類廢棄物

Abstract

The main purposes of this sub-project are fourfold:

1. Collect information on techniques, safety regarding regulatory and reviewing guidelines on the structural safety for onsite storage and treatment facilities of low-level radioactive waste generated during plant decommissioning from domestic and foreign resources.
2. Collect information on techniques, safety regarding regulatory and reviewing guidelines on the radiological safety for onsite storage and treatment facilities of low-level radioactive waste generated during plant decommissioning from domestic and foreign resources.
3. Collect information on techniques, safety regarding regulatory and reviewing guidelines on the important systems, equipment and components safety for onsite storage and treatment facilities of low-level radioactive waste generated during plant decommissioning from domestic and foreign resources.
4. Make recommendations of safety regarding regulatory and reviewing guidelines on storage and treatment facilities of low-level radioactive waste generated during plant decommissioning to Taiwan regulatory sectors.

As a long-term sensitive and subtle complex deeply rooted in the public's mind, seeking ultimate disposal facilities for radioactive waste has become remotely predictable for Taiwan government and TaiPower Company. An interim and compromising proposal for an in-plant storage and treatment of the low-level waste generated during plant decommissioning, including greater-than-class-C (GTCC) waste, has been acknowledged by both government and utility. As a result, this study will target on in-plant storage and treatment of low-level waste

generated during plant decommissioning including a consideration of arranging GTCC waste located inside the same site to achieve an optimization in terms of safety. In order for a safety operation during its 20 to 40 years lifetime, three key issues will be focused on regarding evaluation schemes: (1) structural safety, (2) radiological safety, and (3) important systems, equipment and components safety.

This study will focus on the proposal and safety analysis of additional onsite treatment and storage facilities for the decommissioning low-level waste before being transferred to the final disposal site. The key safety considerations of the facilities include structural safety assessment, radiological safety assessment and important systems, equipment and components safety assessment. Collect information on techniques, safety regarding regulatory and reviewing guidelines from domestic and foreign resources and propose the regulatory suggestions for reviewing guidelines.

Keywords: Nuclear power plant, Decommission, Greater-than-class-C (GTCC) waste

目錄

摘要

Abstract

第一章、緒論.....	1
1-1 背景	1
1-2 目的	3
1-3 重要性	5
1-4 預定完成的工作項目	7
1-5 時程規劃	7
第二章、除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則之資料收集與分析.....	9
2-1 資料收集	9
2-1-1 國外對廠內貯存輻射廢棄物設施之重要系統、設備或組件設計 導則.....	13
2-1-2 台灣既有放射性廢棄物貯存與處理設施安全分析報告之重要系 統、設備或組件相關內容.....	22
2-2 除役低放射性廢棄物處理貯存設施之安全審查導則內容	35
2-3 構造安全評估	46
2-3-1 構造安全審查導則之研究.....	46
2-4 輻射安全評估	53
2-4-1 輻射安全設計之審查導則研究.....	53
2-4-2 輻射劑量評估之安全審查導則研究.....	57
2-5 重要系統、設備或組件之安全評估	62
2-5-1 重要系統、設備或組件之安全審查導則研究.....	62
2-6 本安全審查導則之檢討與工作	69
第三章、除役低放廢棄物貯存設施之安全審查導則.....	70
第四章、除役低放廢棄物處理設施之安全審查導則.....	71
第五章、結論與建議.....	73
參考文獻	75

附件 I 除役低放廢棄物貯存設施安全審查導則

附件 II 除役低放廢棄物處理設施安全審查導則

圖目錄

圖 1-1	九個美國除役廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶數量.....	3
圖 1-2	核設施除役示意圖.....	6
圖 2-1	澳洲低放射性廢棄物貯存設施.....	10
圖 2-2	巴西低放射性廢棄物貯存設施.....	10
圖 2-3	加拿大低放射性廢棄物貯存設施圖.....	10
圖 2-4	日本低放射性廢棄物貯存設施.....	10

表目錄

表 1-1	各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則	3
表 1-2	各國已停止運轉之發電用核反應器資料	5
表 2-1	「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」修正內容	35
表 2-2	「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」內容	38
表 2-3	貯存與處理設施在於構造、輻射、重要系統設備組件之安全 分析報告導則差異比較表	40
表 3-1	本子計畫主要研究目標 vs 「低放射性廢棄物貯存設施安全 分析報告導則」	70
表 4-1	本子計畫主要研究目標 vs 「低放射性廢棄物處理設施安全 分析報告內容概要」	72

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，低放射性廢棄物貯存設施(low level radioactive waste storage facilities)以及低放射性廢棄物處理設施(low level radioactive waste treatment facilities)之評估對本國而言相對重要。

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

而依據行政院原子能委員會九十二年七月卅日發布實施之「放射性物料管理法施行細則」第二十六條、第二十八條及九十三年四月七日發布實施之「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」第三條、第四條規定，申請低放射性廢棄物貯存設施建造執照、運轉執照或換發運轉執照者，應撰擬或更新安全分析報告。至於低放射性廢棄物貯存及處理設施之安全分析報告內容，需分別依據行政院原子能委員會於 105 年 9 月 2 日修正發布實施之「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」及於 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」撰寫。同時，新建低放射性廢棄物貯存庫與處理設施為封閉

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。

在低放射性廢棄物(low level radioactive waste, LLW)中，以超 C(GTCC)類放射性廢棄物在總活性比例中佔絕大部分百分比(以國內核一廠估計約佔 88%)，因此其貯存最值得注意。目前超 C(GTCC)類放射性廢棄物之貯存又可分中期貯存與最終處置，在美國之經驗，中期貯存大部分仍與用過核子燃料貯存罐與護箱相同規格之容器來進行乾式貯存，如表 1-1，圖 1-1 分別顯示各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則，及九個美國除役電廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶。

至於用過燃料其乾式貯存包裝容器之設計準則係參考美國 ANSI/ANS 57.9-1992 相關規定。並且滿足以下的設計需求：

一、隔離

- (一)用過核子燃料或高放射性廢棄物須以至少兩層的障壁加以圍阻。
- (二)適當的輻射屏蔽應加以維護。

二、管制

- (一)用過核子燃料應以中子吸收劑(neutron absorbers)或適當的排列方式，使其維持在次臨界(sub-criticality)狀態。
- (二)會散熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物應確保適當的冷卻。
- (三)貯存井中的用過核子燃料或高放射性廢棄物應使其具有重新包裝、重新移至另一貯存位置、或取出貯存設施的可能性。

三、監測

貯存井應能被監測其污染、溫度與輻射屏蔽情形。

表 1-1 各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則

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



圖 1-1 九個美國除役廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶數量

1-2 目的

截至 2017 年 1 月 11 日各國已停止使用之核反應器資料[1]詳列於表 1-2 中。雖然各國電廠之設計與環境條件不同，除設計畫無法一體適用，需針對各電廠進行審慎評估與檢討，才能擬定最適用之除設計畫，但各國經驗仍有非常高度之參考價值，本計畫主要方法便是從已完成除役之核能機組之除役過程進行深入研究，而以除役核能電廠為主要範圍，作為未來主管機關審查核能機組除設計畫之依據。國內核能電廠為美系廠商建造，與美國已除役電廠之設計較為類似，加上美國有較多除役之記錄與經驗，故

先以美國方面的資料為藍本，再輔以其他國家之經驗加以補充。

除役是以老舊設施為對象，歷經長時間所實施的計畫。因此，在實施之前必須挖掘設施過去的知識加以整理，設施設計文件的詳細變更經過、過去的現象紀錄，在設施的特性調查作業上，都是相當有用的資料。雖然與除役的規則沒有直接關連，但在運轉階段，是否有保持那種紀錄的必要性仍被視為運轉時的正式要件。同樣的，解體的後期階段，以及為了預防電氣設備的事故、建築物的意外崩塌、火災等一般產業事故，設施解體時的持續性紀錄仍是安全確保除役活動的必要資料。

本子計畫主要研究目的分為四個部分：

1. 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施構造安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
2. 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施輻射安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
3. 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施重要系統、設備或組件之安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
4. 提出我國低放射性廢棄物貯存與處理設施之安全管制與審查導則建議。

表 1-2 各國已停止運轉之發電用核反應器資料(2017.1.11)[1]

國 別	機組數	總功率(MWe)
美 國	34	14,427
英 國	30	4,715
德 國	28	15,576
日 本	16	8,262
法 國	12	3,789
加 拿 大	6	2,143
俄 羅 斯	5	786
保加利亞	4	1,632
義 大 利	4	1,423
烏 克 蘭	4	3,515
斯 洛 伐 克	3	909
瑞 典	3	1,210
立 陶 宛	2	2,370
西 班 牙	2	621
亞美尼亞	1	376
比 利 時	1	10
哈 薩 克	1	52
荷 蘭	1	55
瑞 士	1	6
總 數	158	61,877

[1]--<http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByCountry.aspx>

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，政府在 2011 年 11 月 3 日所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，核四必須確保安全才進行商轉。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。

有鑑於一座核能電廠除役，如圖 1-2 所示，將產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的策略、拆除及除污技術、物料回收標準及清潔標準劑量建議值有關。由電廠除役經驗顯示，最大宗的是廢混凝土塊與金屬，而廢混凝土塊中 95%以上為受極低微或根本未受放射性污染，經簡單除污後，絕大多數的廢混凝土均可傾倒於一般的垃圾場，或回收作為路基，甚至再作為骨材，廢金屬約 50%經適當處理或除污後可再回收使用；故透過適當分類之程序，將可大幅降低人力、物力、與經費的花費。除役開始前所有廢棄物的處理、貯存及可能處置路徑均需備齊，方可達事半功倍之效。但實際除役時往往並非如此，結果導致更進一步延遲或無限期封存，因此廢棄物處理對除役各方面是一重大關鍵。對於除役廢棄物之審查管理，主要是依據放射性廢棄物分類及解除管制基準等相關法規，由於除役勢必衍生大量低污染放射性廢棄物，查明並引用適當放射性廢棄物分類與解除管制基準的法規，對精簡除役時間與有效管理是必要的步驟。

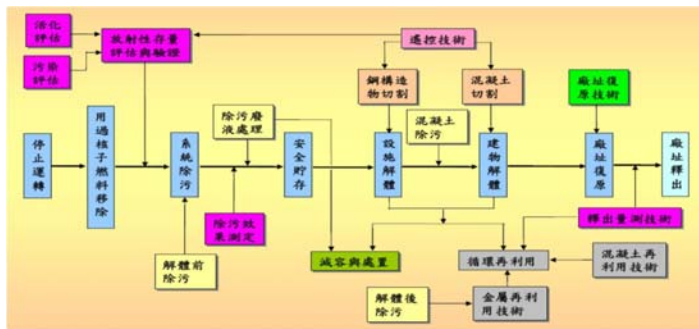


圖 1-2 核設施除役示意圖

為考量台灣核電廠除役時產生之低放射性廢棄物，包括遭受中子活化產生之超 C 類(GTCC)廢棄物，其最終處置場在國內場址尋覓困難，故本研究將以除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則為研究目標，為確

保其移入最終處置場前約 20 至 40 年間之安全貯存，其中在安全評估上更以下列三項為研究重點：

- 一、 構造安全評估
- 二、 輻射安全評估
- 三、 重要系統、設備或組件之安全評估

在廠內低放射性廢棄物處理與貯存設施之安全評估上，需進行廠內低放射性廢棄物處理與貯存設施之安全分析及管制審查之相關研究。在輻射安全評估上，將針對低放射性廢棄物，其中包括 GTCC 所產生，對環境之輻射劑量為審查重點，此部分將以國內目前設置之廠內低放射性廢棄物處理與貯存設施之安全評估報告及國外相關資料為主要研究目標。

1-4 預定完成的工作項目

- 一、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施構造安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 二、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施輻射安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 三、 收集分析國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施重要系統、設備或組件之安全評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則資訊。
- 四、 提出我國低放射性廢棄物貯存與處理設施之安全管制與審查導則建議。

1-5 時程規劃

- 一、 於第一季完成蒐集國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施(1)構造安全、(2)輻射安全及、(3)重要系統、設備或組件評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則等資訊。

- 二、 於第二季完成分析比較國內外除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施(1)構造安全、(2)輻射安全及(3)重要系統、設備或組件評估之技術資訊、安全管制規定及審查導則等資訊，並完成期中報告。
- 三、 於第三季提出適合台灣除役核電廠內低放射性廢棄物貯存與處理設施(1)構造安全、(2)輻射安全及(3)重要系統、設備或組件評估之安全管制與審查導則建議。
- 四、 於第四季與物管局討論研究結果，以提出適合我國低放射性廢棄物貯存與處理設施之安全管制與審查導則建議，並完成期末報告撰寫。

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、除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則之資料收集與分析

2-1 資料收集

為處理國內核能廠現有及未來除役所產生的低放射性廢棄物，經濟部已於99年9月10日公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」等2處為低放射性廢棄物最終處置設施潛在場址，並於101年7月3日核定公告為建議候選場址。行政院原子能委員會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)為做好審查工作，已參考美國聯邦法規10CFR61及低放處置設施執照申請書標準格式及內容(NUREG-1199)，研訂了「放射性物料管理法」、「放射性物料管理法施行細則」、「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」、「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」、「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」及「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」。雖經濟部已公告台東達仁、金門烏坵為低放射性廢棄物最終處置的建議候選名單，但在地方強烈反對下，公投程序無法進行。目前無法選出最終處置場址，然而低放射性廢棄物最終處置場在國內再未確定之前，台電在「低放射性廢棄物最終處置計畫替代/應變方案」中規劃以貯存場暫時替代最終處置。貯存場設施本質上就是貯存設施，因此在管制要求上，與現行的貯存設施的安全標準並無不同。原能會已發布「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「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，仍可有效管制暫時貯存設施安全。

在國外使用核能發電的國家於推動低放射性廢棄物最終處置計畫時，因最終處置設場址之高度不確定性，而常有延宕或終止最終處置計畫。因此國際間不少國家都設置集中貯存設施作為因應如比利時、加拿大、荷蘭、巴西、日本、澳洲等，此處介紹其中4個國家低放射性廢棄物貯存設施。澳洲國內並無低放射性廢棄物最終處置場，故其低放射性廢棄物都暫存國

內不同位置，澳洲所使用之集中貯存設施如圖 2-1 所示。在巴西核能廠所產生之中低放射性廢棄物則集中貯存於 Angra 場址如圖 2-2 所示，未來才會移置最終處置場。加拿大原子能有限公司(Atomic Energy of Canada Limited, AECL)也將其低放射性廢棄物暫時放於地表之貯存設施如圖 2-3 所示。在日本核能廠所產生之中低放射性廢棄物則集中貯存於場內如圖 2-4 所示，待貯存一段時間後才會移入於最終處置場。美國歐巴馬政府在 2010 年中止歷時 20 幾年所提出用過核子燃料亞卡山(Yucca Mountain)處置計畫，同時成立藍帶委員會(BRC)重新檢討用過核子燃料管理策略，提出八項建議，包括以集中式貯存設施做為替代應變方案。美國能源部依前項建議於 2013 年 1 月提出因應策略，預定於 2025 年啟用集中式貯存設施，以過渡至 2048 年啟用最終處置場。



圖 2-1 澳洲低放射性廢棄物貯存設施 圖 2-2 巴西低放射性廢棄物貯存設施

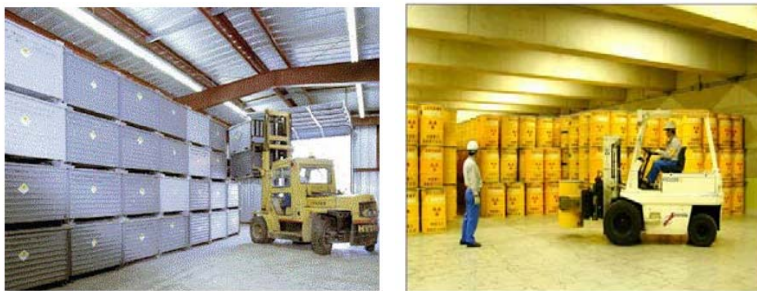


圖 2-3 加拿大低放射性廢棄物貯存設施圖 2-4 日本低放射性廢棄物貯存設施

施

台電規劃將除役低放廢棄物於廠內貯存約 40 年。故對除役低放射性廢棄物之貯存，除了上述規定外，原能會於 105 年修訂「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，此條文原來為對提供國內低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告與執照申請之用。物管局也訂定「集中式放射性廢棄物貯存設施場址規範」，俾供選址作業依循及放射性廢棄物集中貯存設施之安全管制。物管局雖已具備相關法規，但國內缺乏廠內低放射性廢棄物處理貯存設施之安全審查導則之研究工作。故本研究將以除役低放廢棄物處理貯存設施之安全審查導則為研究目標，提出國內相關法規之檢討與審查作業之建議，以利未來審查作業。由於國內外對於低放射性廢棄物最終處置設施已有很多的研究成果與法規，但對於低放射性廢棄物處理與貯存設施之安全審查研究較少，因此本研究亦將參考國內外處置設施相關資料，參考其撰寫精神及廢棄物處理貯存相關技術，提出適合我國安全審查導則建議。除此之外，低放射性廢棄物處理貯存設施亦需滿足各種營建及水土保持相關規定，處理貯存設施規劃的內容應包括使用的系統、位置、作業方法，以及廢棄物類別、數量等資訊。新建低放射性廢棄物處理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「建築物耐震設計規範及說明」之要求。

低放射性廢棄物處理貯存設施一般由下列系統組成：

一、構造系統：

- (一)建築系統：設施之主要結構廠房建築物。
- (二)結構系統：設施之主要結構廠房建築物內之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。
- (三)防洪及防水系統：排水系統(防止海嘯及洪水灌入設施之措施)，防止雨水、地下水滲入設施之系統。
- (四)消防系統：預防火災發生、防爆或除熱等設計。

二、輻射屏蔽系統：

依照貯存廢棄物所含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，設置輻射屏蔽結構體，其重要考量有屏蔽體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等工程設計。

三、正常運轉期間合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，其中包括下列各項：

- (一) 輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。
- (二) 對於「處理」設施，包含廢棄物接收、前處理、處理、搬運、暫貯、移出、排放及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。
- (三) 對於「貯存」設施，包含廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。
- (四) 廢棄物搬運遙控設計。

四、「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。

「貯存」設施之作業安全系統：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。

五、輔助系統：

- (一) 對於「處理」設施，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。
- (二) 對於「貯存」設施，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。

六、公用設施或系統：包括通訊、電力、給排水、供氣、照明、一般廢棄物處理、通風等系統。

七、預防異常狀況或意外事故之系統：

- (一)「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。
- (二)「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。

因為台電計畫之低放放射性廢棄物貯存場設計，將亦包括 GTCC 廢棄物，此為世界上首見，故需詳細分析其對整體貯存設施之重要系統、設備或組件的安全影響。

2-1-1 國外對廠內貯存輻射廢棄物設施之重要系統、設備或組件設計導則

2-1-1-1 美國 NRC 對廠內貯存輻射廢棄物設施之重要系統、設備或組件設計導則

美國 NRC 對於廠內暫時貯存低放射性廢棄物之重要設施系統與元件最早提出建議規範首先見於 1994 年之 SECY-94-198, “REVIEW OF EXISTING GUIDANCE CONCERNING THE EXTENDED STORAGE OF LOW-LEVEL RADIOACTIVE WASTE (LLW)”，對於廠內 LLW 之貯存容器與設備有下列之精要建議：

- 一、所有廢棄物應貯存於限制區域以獲得最有效之管理，雖然建築物不需滿足地震法規，但必須符合地方政府之輻射標準。
- 二、廢棄物包容物在正常或意外事件時，應保持輻射不外洩，且包容物於化學反應或熱產生時均不可燃燒。
- 三、包裝容器應符合再運送(例如至最終處置場)能盡量不必再包裝。
- 四、符合 ALARA 規範。

NRC 之 Generic Letter 81-38, “Storage of Low-level Radioactive Wastes at Power Reactor Sites (Generic Letter 81-38)”, 此 GL(Generic Letter)對於廠內暫時貯存低放射性廢棄物之設備應在設計時考量安全、環境之評估，以保護大眾安全及對環境降低影響。此 GL 主要重點是廢棄物貯存、處理以及終極掩埋考量之安全分析，貯存設施予與運作時應確保在”設計基準事故”(Design basis event, DBE)，例如火災、龍捲風、地震、水災等發生時，輻射外洩應保持在 10 CFR part 100 之容許劑量之 10 % 以下，亦即每人全身劑量不超過幾個侖目(rem)，其中 1 西弗(Sv)=100 侖目(rem)。

NRC 2008 年 Regulatory Issue Summary (RIS) 2008-32, “INTERIM LOW LEVEL RADIOACTIVE WASTE STORAGE AT REACTOR SITES”, 對於電廠暫時貯存低放射性廢棄物有更明確之態度，並參考 NEI/EPRI 導則”Guidlines for Operating an Interim on-Site Low-Level Waste Storage Facility, “(2008), 在此 RIS 中 NRC 對於廠內暫存 LLW 之態度如下：

- 一、 LLW 之貯存必須符合 NRC 對 ALARA、監測、標誌、以及紀錄之要求。
- 二、 新建之 LLW 貯存設施必須符合 10 CFR 50.59。
- 三、 已貯存 LLW 之電廠。
- 四、 不需要單獨之 10 CFR 50 part 30。
- 五、 對於貯存設備重要系統、設備或組件之安全考量為：
 - (一)貯存裝置須防止腐蝕。
 - (二)貯存裝置需避免產生可爆炸氣體。

NRC 管制規範 Regulatory Guide 1.143 (RG 1.143), " DESIGN GUIDANCE FOR RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT SYSTEMS, STRUCTURES, AND COMPONENTS (SSC) INSTALLED IN LIGHT-WATER-COOLED NUCLEAR POWER PLANTS”, 對於新建之輻射廢棄物系統設備組件提供更詳細之設計導則：

- 一、 固體廢棄物之 SSC 應符合 ACI, ASME, ANSI, ...等之設計與測試規範。
- 二、 含有壓力之系統,例如 HVAC 管路與防火管路等,應符合 ASME 鍋爐與壓力槽規範(延展性加工性鑄鐵物質除外),塑膠管應避免應用。
- 三、 設備應與廢棄物之化學、物理、及放射性環境,在平時與在可預見之事件中,材質相容。
- 四、 設備之地基與廢棄物附近之牆壁應能抵擋自然災害以及外界廠內之人為災害。
- 五、 設備應防止漏洩、控管人員進出,並於操作、監控、測試、維修時對於工作人員之輻射劑量符合 ALARA 之要求。
- 六、 QA 品質保證要求。
- 七、 含有壓力之處理系統應盡量使用焊接,凹緣接頭或快速分離配件除特殊情況下應避免使用。
- 八、 除了儀表及鑄鐵幫浦之聯通管無法使用焊接外,應避免使用螺絲防洩漏。
- 九、 其他管路規定。

NRC 對輻射廢棄物貯存設施分為三類: RWIIa (抗高災害類)、RW-IIb (抗災害類)及 RW-IIc (非安全類), RW-IIa 為要求最高之分類。此分類主要是針對天然與人為災害而設計,同時此分類符合 10 CFR part 20 之要求(非限制區人員劑量 0.005 Sv/year 以及限制區 0.05 Sv/year)。

- 一、 RWIIa 設施:貯存廢棄物及其處理系統元件之建築,若在非保護區/非保護區邊界之設計基礎,最大輻射排放高於 0.005 Sv/year 或在保護區內人員最大劑量高於 0.05 Sv/year。
- 二、 RWIIb 設施:貯存廢棄物及其處理系統元件之建築,若在非保護區/非保護區邊界之設計基礎,最大輻射排放低於 0.005 Sv/year 或在保護區內人員最大劑量低於 0.05 Sv/year。

三、 RWIIC 設施：其他貯存廢棄物及其處理系統元件之建築。

2-1-1-2 美國 EPRI 對廠內貯存輻射廢棄物設施之 SSC 設計導則

有鑑於美國核能電廠均遭遇廠內暫存低放廢棄物之需要，EPRI 從 90 年代起便研究此議題，收集各電廠之貯存經驗，發展成營運管理以及建立導則，並發表十多本研究報告，也經過 NRC 檢驗與認可，以提供各電廠暫時貯存低放之參考。EPRI 於 2009 年發表之“Guidelines for Operating an Interim On Site Low Level Radioactive Waste Storage Facility”，對於廠內 LLW 之貯存容器與設備有下列之精要建議：

一、 輻射廢棄物包容器 (containers)及其附屬設備之一般設計導則：

- (一) 符合 10 CFR part 71 以及 49 CFR part 170 之要求以減少再包裝之需要。
- (二) 至少須符合 IP-1 包裝要求 (例如：55 加侖圓筒、B25 包裝盒、sealand 包容器、高耐固容器(HICs)等。
- (三) 包裝容器應設計適用於正常及事故發生。
- (四) 包裝容器材質不可燃燒。
- (五) 包容器退化有洩漏可能時應再包裝。
- (六) 包裝容器應考慮使用條碼以便瞭解內容物資料。
- (七) 包裝容器之設計應考慮到包裝容器之移除。
- (八) 每一包裝容器應可容易進出與回收，以便需要維修時能更省時。
- (九) 非建築物內貯存之廢棄物及包裝容器應有不銹鋼材質之固定物 (hold-down system)，並能支撐到設計基準事故(DBE)發生時之穩固。
- (十) 廢棄物或包裝容器堆疊時，應考慮不會增加廢棄物損害或溢出之危險。
- (十一) 高劑量廢棄物應分開貯存並使用屏蔽。

二、 輻射廢棄物包容器及其附屬設備之防腐蝕設計導則：

- (一) 包裝容器在任何天候下，均可保持其堅固性。
- (二) 選用包裝容器時，應考慮其因外界因素與機械應力導致之劣化。
- (三) 包裝容器應與廢棄物相容而不至於導致腐蝕。
- (四) 包裝容器在任何天候下，其使用年限均可超過其預期壽命。
- (五) 貯存物假如具備腐蝕性之液體，包裝容器內部應使用裡襯或塗層以中和液體。
- (六) 廢棄物如有脫水樹酯，應考慮可能產生腐蝕性。
- (七) 包容器盡量使用不銹鋼。
- (八) 若可能積水，包裝容器應使用墊座。

三、 監控系統設計導則：

- (一) 燈光須隨廢棄物增加而調整。
- (二) 火/煙之警報系統應於控制室或警衛室隨時監控。
- (三) 液體收集系統(例如集水坑水位警報)應於控制室或警衛室隨時監控。
- (四) 通風系統應防止任何廢棄物分解產生之氣體。
- (五) 廢棄物貯存室應設置連續性之空氣監測系統(每一貯存室一組)。

四、 GTCC 貯存設施

GTCC 廢棄物若貯存於低放射性貯存場而非獨立之乾式貯存場時，上述之要求依然適用，若貯存於乾式貯存場時，並增加 GTCC 貯存前之審核要求：

- (一) 電廠應提出安全分析報告(safety analysis report, SAR)，陳述系統元件設計，預計之運作，包括處理、包裝、貯存與運輸等，以及如何防止潛在意外發生。
- (二) 若電廠尚未申請 part 72*執照，則 SAR 應敘述 GTCC 貯存。

- (三) 若電廠已有 part 72 執照，則在 GTCC 貯存入乾式貯存場前應修改 SAR。
- (四) 電廠持有 part 72 執照時，在執行任何乾式貯存之改變、測試或實驗前，應先執行類似於 part 50.59**，但專門針對乾式貯存之 part 50.59 檢視。
- (五) GTCC 置入貯存場前應有品保制度(QA)。
- (六) GTCC 置入貯存場前對於操作人員應有器具測試及運送之訓練。

* part 72 部分 - 獨立貯存用過核子燃料，高放射性廢棄物和與反應器有關之超 C 類廢棄物的執照要求(Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel and high-level radioactive waste, and reactor-related greater than Class C waste)。

** part 50.59 乃說明 FSAR 有關之(i)系統，設備與組件，(ii)系統，設備與組件之設計與運作需求，以及(iii)系統，設備與組件之評估與其評估方法。

2-1-1-3 美國 DOE 對貯存輻射廢棄物設施之 SSCs 設計導則

美國 DOE 對於其隸屬之單位，包括國家實驗室等機構，現存及將來設立之輻射廢棄物管理，要求實行以下敘述之導則。對貯存輻射廢棄物設施之重要系統、設備或組件設計導則簡述如下：

- 一、 廢棄物包容器應耐用至處置掩埋或廢棄物移除。
- 二、 廢棄物若有潛在產生氣體而增壓或產生可燃性氣體時，應具備通風或其他裝置。
- 三、 廢棄物包裝應明確標籤註明內容物。
- 四、 貯存場廠址設置應考慮其環境特性、地理特性以及人為活動，以下因素應盡量避免：
 - (一) 集雨區、斷層帶以及地下水位變動區。
 - (二) 放射性物質排放路徑不明以及地表土質容易遭受雨水沖刷。

- 五、 貯存設施應具備通風系統以及過濾裝置以防輻射物外洩。
- 六、 通風系統應防止產生可燃性氣體聚集或降低可燃性氣體濃度而防止燃燒。
- 七、 儀控裝置應提供存量資訊，防止洩漏等功能。

美國 DOE 負責制定 GTCC 之貯存桶之認可標準，以便於運送 GTCC 至具監測可回收貯存設施 (monitored retrievable storage, MRS)及最終處置場。現行法規與導則對於貯存用過燃料或 GTCC 廢棄物之包裝容器之設計標準並無不同。

- 一、 GTCC 貯存於乾式貯存場時，其包裝容器之設計標準，除了與貯存用過燃料相同，需額外考慮到化學、電化學、有機或其他反應之影響。
- 二、 任何 GTCC 包裝容器應考慮未來送入最終處置場之再包裝可能性。
- 三、 此類再包裝程序無論將於何處進行，均應先行計畫並敘述於申請執照中。

2-1-1-4 IAEA 對貯存輻射廢棄物設施之 SSCs 設計導則

鑑於世界各國均面臨必須暫存輻射廢棄物之問題，IAEA 收集各會員國之經驗，發表對於暫存廢棄物之設施與包裝容器提供技術層面與品管之設計導則。對於暫存設施之基本設計要求與其他輻射防護相符合，主要有下列三點：

- 一、 設施產生之輻射對於工作人員及大眾需低於標準值。
- 二、 任何施行措施必須考量風險/利益分析。
- 三、 任何施行措施必須符合 ALARA。

有鑑於輻射貯存設施再建造前具有前置設計、貯存容量、廢料型式等不確定性，IAEA 建議設計貯存設施需考慮下列因素：

- 一、 貯存之廢棄物應依其輻射強度、半衰期、散佈之危險、未來處置等考量而採取分區貯藏，以便於收取釋出等運作。

- 二、貯存設施之建造、貯存與收取，應使工作人員之吸收劑量達到最低。
- 三、貯存設施應考慮未來產生之廢棄物而預留空間，此預留空間與運作區之傳輸器具應事前計畫。
- 四、對廢棄物包裝容器應考慮：
 - (一) 包裝容器輸送。
 - (二) 包裝容器標籤與紀錄。
 - (三) 檢視監視系統。
 - (四) 控制環境因素，例如空調，溼度等。
 - (五) 控制廢棄物產生之熱。
 - (六) 防火設備。
 - (七) 氣體產生之排放。
 - (八) 再臨界控制。
 - (九) 進出控管。
 - (十) 廢棄物之移動、再取出或意外狀況之處理。
 - (十一) 設備維修。

同時，IAEA 對廢棄物暫存設施一般分為三類：

- 一、地表下貯存：廢棄物貯存於以瀝青或混凝土為基底之淺層溝渠，並以填充物掩埋。
- 二、地表貯存：廢棄物至於地表，而以工程基底及覆蓋拉門。
- 三、工程設備貯存：有密閉建築物及完備之通風系統，適用於貯存大量之桶裝或盒裝包裝容器之高表面劑量之廢棄物。現今世界上之貯存設施主要包括安排容器擺放系統、遠端監視、通風、溫度控制、外釋收集以及除污系統等。

至於 IAEA 對貯存輻射廢棄物設施之 SSCs 設計導則如下：

- 一、廢棄物應不可(在容器內)移動。

- 二、 廢棄物與包容器應有物化穩定性。
- 三、 廢棄物應無能量來源。
- 四、 廢棄物建築應採取多層防護方式。
- 五、 廢棄物與包容器應防止劣化性。
- 六、 廢棄物貯存建築環境應使廢棄物貯存壽命最佳化。
- 七、 主動安全設施應盡量減少。
- 八、 監測裝置與維修應盡量減少。
- 九、 人為介入之安全裝置應盡量減少。
- 十、 廢棄物建築應可抗拒可見之災害。
- 十一、 意外發生時廢棄物貯存建築物應可便於進出。
- 十二、 廢棄物包裝應可容易辨識。
- 十三、 廢棄物包裝應可容易再處理。
- 十四、 貯存建築物應可耐用至轉運至處置場處置。
- 十五、 廢棄物設施應可便於收取廢棄物。
- 十六、 廢棄物包裝應可直接至處置場掩埋。
- 十七、 廢棄物建築與容器應考慮與廢棄物之形式、半衰期、放射強度與總量相容。
- 十八、 建築物應考量廢棄物與環境之腐蝕、化學反應、電化學腐蝕等反應。
- 十九、 建築物應使用雙層牆壁或內襯加強及不透水護墊等強化。
- 二十、 安全與控管裝置應隨輻射強度與可造成之危害而增加。
- 二十一、 廢棄物貯存與排列應採取隔離方式，以減少人員輻射劑量與便於運送。
- 二十二、 貯存場應設置電腦系統掌握廢棄物搬運紀錄、位置、強度等資訊。

- 二十三、通風系統應視個別貯存場而定，例如產生空氣懸浮輻射物、局部氣體產生等，並與滅火防火系統連接。
- 二十四、溫度控制系統應可監測與排放廢棄物產生之熱量，並考量使用自然對流等被動安全裝置。
- 二十五、貯存設施內若有用過核燃料，應有偵測與防止再臨界之裝置。
- 二十六、監控裝置應包括輻射劑量、空氣懸浮輻射物、廢棄物表面輻射劑量與中子通量等。
- 二十七、控制過程系統(例如廢棄物搬運工具與通風系統等)應獨立於防護系統。
- 二十八、防火系統應考慮有些廢棄物可能含有缺氧之可燃物，以及防火系統可能產生污染。
- 二十九、其他附屬系統包括照明、偵測、備用電力、廠內外聯絡系統、與外界(地方政府等)之聯絡系統等。

2-1-2 台灣既有放射性廢棄物貯存與處理設施安全分析報告之重要系統、設備或組件相關內容

原能會於民國 105 年頒布修正「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」及民國 95 年頒布「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」。此二導則旨在提供低放射性廢棄物處理設施經營者(申請人)，於申請貯存處理設施建造執照時，所檢附安全分析報告編撰內容之依循，期有助於資料準備之完整性，並縮短審核所需之時間。

2-1-2-1 重要相關系統、設備或組件設施之安全

以台電核一廠為例，其貯存設施與安全有關之重要系統、設備或組件，內容包括：

一、消防系統設計

此貯存庫之消防設計依內政部頒訂之建築技術規則「各類場所消防

安全設備設置標準」並參照美國 NFPA 相關之規定，設計消防系統的配置及配備如下：

- (一)火警偵測：貯存區以外之各樓層，依區域特性設置差動式（含定溫裝置）或偵煙式火警偵測器，貯存區設置線型熱感應式偵檢器。其火警信號連接至設於操作室之火警受信總機，可免除測試人員現場測試之輻射劑量問題。
- (二)消防設備：包含室外消防栓，室內消防栓，手提滅火器。

二、 防爆設計

- (一)此貯存庫之放射性廢棄物本身並不包含爆炸物，且係經水泥固化或適當包裝，故無爆炸之虞。另固化後之廢棄物亦不會釋放出任何有爆炸性氣體，且設備馬達及電氣設備設計為密閉型，亦無爆炸之虞，故此貯存庫無防爆設計。
- (二)為避免貯存庫受到外來爆炸因素影響，第一核能發電廠將此貯存庫之保安措施列入電廠之保安計畫內，並訂定貯存庫一般性巡視頻率及執行單位，另加強貯存庫與廠區聯絡措施以應急需。

三、 除熱設計

因廢棄物桶產生之熱量極微，可不予計算，故此貯存庫空調系統以除濕為主，以防止廢棄物桶鏽蝕，兼顧除熱功能。空調系統正常運轉以抽風機抽取室內空氣，一部份空氣經高效率過濾器過濾並偵檢後外釋至大氣，其餘空氣以送風機經過濾器過濾，再通過冷凝盤管除去空氣中之水份後，再加熱使相對濕度降低，以風管送至室內循環。若 PRM 讀數高於排放警報設定值（遠低於管制值），則排放管道的空氣阻尼器(Air Damper)將自動連鎖動作。

四、 輻射防護及監測設備之設計

輻射防護及監測設備執行下列放射性之分析與偵測：

- (一)區域輻射監測系統 (ARM)：此貯存庫各樓層共設置 24 台 ARM，

用以監測貯存庫室內之異常輻射。

(二) 流程輻射監測系統 (PRM) :

1. 氣體流程輻射監測系統：於 HVAC 出口監測廢氣排放。
2. 液體流程輻射監測系統：於廢水收集槽室排放出口監測廢液排放濃度。

(三) 輻射防護管制與偵測設備

為了掌握貯存庫內各區域輻射狀況及防範放射性污染擴散，輻射安全管制站均具備下列偵測設備：

1. 表面污染偵測器。
2. 空浮取樣偵測器。
3. 直接輻射劑量率偵測器。
4. 人員污染全身偵測器。

五、廢棄物接收、暫存、檢整、搬運、貯存、再取出及操作室等作業區職業曝露合理抑低之設計

為有效抑減工作人員之集體劑量，此貯存庫之廢棄物接收、暫存、搬運、貯存等作業全面採用下列之遙控自動化設備設計，符合職業曝露合理抑低之原則：

- (一) 廢棄物搬運遙控設計：操作人員於操作室透過遙控方式手動操作裝卸吊車，將廢棄物桶由拖車上卸載吊放至檢查區之輸送機裝載站。
- (二) 自動化廢棄物桶輸送機及廢棄物桶檢查系統：針對桶重、桶外觀、桶表面污染、桶表面輻射劑量，及桶內部所含核種作檢視。
- (三) 自動搬運車系統 (AGV)：廢棄物桶經檢查後以自動搬運車輸送到各樓層預設貯存區位置。
- (四) 屏蔽堆高機 (SMOF)：當貯存區內自動搬運車系統故障時，可使用屏蔽堆高機將其拖至維修區處理，屏蔽堆高機之駕駛室的四周裝有

鉛玻璃，並加裝鉛屏蔽，以避免操作人員接受輻射劑量過高。

(五) 自動搬運車升降機系統 (LIFT)。

六、輔助系統之設計

(一) 輸送系統

主要是廢棄物桶檢查輸送機系統，可將廢棄物桶送至廢棄物桶檢查系統的數個檢查站進行檢測。輸送機系統負責廢棄物桶之裝載、傳送及暫存作業，主要配合廢棄物檢查系統各檢測站之廢棄物桶運送需求。廢棄物桶的傳送次序，則仰賴操作室電腦監控輸送機進行。

(二) 核種分析或輻射偵測系統

為有效計測並分析核種種類，並減少因廢棄物桶本身放射性物質分布不均勻所造成的計測誤差，此核種分析以高純度鍺偵檢器（附有旋轉台功能）進行 γ 射線計數，配合多頻分析儀（MCA）等儀器進行加馬能譜分析。

(三) 區域輻射監測系統 (ARM)

ARM 係用以監測貯存庫室內之異常輻射，如升降機出口可能因 AGV 的搬運移動而帶來輻射劑量。

(四) 流程（氣體）輻射監測系統 (PRM)

裝在 HVAC 共同排放系統的出口末端前後兩點，使廢氣排出前重複偵測，確認無輻射污染物後再行釋出。

(五) 流程（液體）輻射監測系統 (PRM)

PRM 裝置於廢水收集槽室之廢液排放管路出口，隨時監測排放廢液之放射性濃度是否超過廠內設定之警戒值或警報值，確認無輻射污染物後再行釋出。

(六) 粉塵與水處理系統

貯存庫的最下層應設有廢水集水池，收集設備運轉、機械洩水，及

各樓板可能污染之除污廢水。集水池累積相當水量後，由沉水泵抽至廢水收集槽室，經取樣分析，廢水放射性濃度符合於「游離輻射防護安全標準」之水中排放物濃度，即經由出口液體流程輻射監測器（PRM）監測下排放，否則將污水泵至 55 加侖桶或以專用水車運回廠內廢液處理系統處理。貯存設施應有完整的空調系統可過濾空氣中微粒與粉塵。

(七)貯存區和暫存區皆有專用的空調系統

各自設置一台空調箱供內部循環，以維持各區於允許濕度內，降低貯存區和暫存區內盛裝容器受腐蝕的機率。考量現場各機具、設備及儀器之適宜運轉操作環境，以 HVAC（含空調箱、冰水機）將貯存區相對濕度控制於 65% 為原則，此相對濕度已低於一般環境濕度，可有效防止廢棄物桶銹蝕，延長使用壽命。

七、公用設施或系統之設計

(一)通訊系統設計

貯存庫的通訊系統包含人員通訊系統和數據傳輸系統。人員通訊系統分別設置高聲電話系統和有線電話系統。操作室及各作業分區及機電設備室等均配置高聲電話，作為貯存庫內聯絡的工具。

(二)電力系統設計

貯存庫的電力系統設計依設備需求而配置，包括通訊、照明、廢水收集系統、廢棄物裝卸吊車、廢棄物桶檢查輸送機系統、廢棄物桶檢查系統、自動搬運車、CCTV 系統均設置單獨的電源匯流排。

(三)照明系統設計

貯存庫之貯存區不設置全區照明，僅於該區適當位置設置探照燈具，並由自動搬運車的探照燈及鄰近清潔區投射照明燈提供作業所需照明。監測區的照明設計則視作業和維修所需裝設必要和充足照明。

(四)空調通風和排氣系統

貯存庫空調通風和排氣系統設計包含監測區空調子系統、貯存區空調子系統以及作業區空調子系統。監測區空調子系統為獨立設置以避免污染；貯存區空調子系統和作業區空調子系統用以控制和處理空氣中之放射性污染並維持廢棄物桶良好的貯存環境。

八、預防異常狀況或意外事故之設計

設施、系統組件及設備預防可能的異常狀況或意外事故之設計如下：

(一)空調系統(HVAC)

共同排放系統採用二台獨立的高效率過濾串，一台運轉一台備用，過濾串裝有壓差感測計與壓差錶，當壓差過高或過低時，可切換至備用串以利運轉過濾串維護和更換。考量現場各機具、設備及儀器之適宜運轉操作環境，貯存庫各區專屬之空調箱（AHU）皆採用自動感測方式，將相對濕度控制於 65%為原則。中央操作室之空調箱具有兩串冰水系統及其所屬的冷卻水系統，一串運轉一串備用，可切換交替運轉以維持操作室所需之溫濕度。

(二)動搬運車系統（AGV）與屏蔽堆高機（SMOF）

AGV 的緊急停止裝置裝在車輛的兩側前端，能使用軟體和硬體控制停止功能。屏蔽堆高機之駕駛室的四周裝有鉛玻璃，並加裝鉛屏蔽，以避免操作人員接受輻射劑量過高。

(三)自動搬運車升降機系統（LIFT）

升降機機構依 CNS 11380 B4065 液壓升降機之規定，具備安全設計。

(四)橋式吊車（起重機）系統（CRANE）

起重機機構依 CNS 6543 B4039 架空移動起重機之規定，具備安全措施。

(五)廢棄物桶檢查輸送機系統（CONVEYOR）

自動化操作系統失效時，操作人員經由影像監視及信號監督系統瞭

解確實狀況後，可在操作室的遙控操作盤上直接控制驅動此輸送機系統。

(六)廢棄物桶檢查系統 (WDIS)

廢棄物桶檢查系統為自動檢查系統，但基於輻射防護的考量，仍設有 60 公分厚屏蔽牆。廢棄物桶之表面污染擦拭檢查所採用的吊裝設備，具備安全措施。

(七)區域輻射監測系統 (ARM)

ARM 具 real-time 自我診斷功能，當監測器故障失效時，自動引發 failure 警報通知運轉員。主控制電路板上揮發靜態隨機記憶體負責貯存日期、時間、監測儀與所接偵檢器狀態、累積劑量、最近一個月監測紀錄等資料，並附有備援電池，可避免電力喪失時內部資料流失。備用電力，為可充電鎳鎘電池組。當主電源喪失時，可維持主機至少 12 小時之正常操作。

(八)緊急電力

貯存庫內設有不斷電系統 (UPS)，使電腦內資料在斷電時不致流失，並可使電腦在下次啟動時，自動銜接此未完成之工作，使系統運轉順暢。

(九)輻射防護

貯存庫之設施輻射防護採用遙控設計，廢棄物桶運轉貯存期間無輻射防護之相關問題發生。另外，檢測均有屏蔽牆做為輻射屏蔽，且工作人員在廢棄物桶檢查期間不得進入檢測區，皆可避免工作人員受到過多的直接輻射劑量。設備故障時仍將召開 ALARA 會議做好輻防管制措施。

2-1-2-2 處理低放之相關系統、設備或組件設施

以台電核二廠減容中心為例，其處理設施與安全有關之重要系統、設備或組件，內容包括：

- 一、焚化爐：核能電廠所產生之可燃低放射性廢棄物(如塑膠袋、塑膠布、紙、布、橡膠、木材等)可以用焚化方式進行處理，使其所佔之體積

減小且更為安定，以提升核電廠低放射性廢棄物後續之貯存安全。

二、壓縮系統：將核能電廠所產生之可壓縮低放射性廢棄物(如廢金屬碎片、管閥、馬達、金屬管條、保溫材等)及與可燃低放射性廢棄物在焚化處理產生之灰爐裝桶後壓縮，使其所佔之體積減小(減容)。

焚化爐系統除水電、空調及自動控制系統外，主要設備與系統可分為下列三大部份(1)焚化設備、(2)廢氣(煙道氣)處理系統、(3)爐灰收集及再處理。而超高壓壓縮機系統除水電、空調及自動控制系統外，主要設備與系統可分為(1)壓縮裝置(2)廢氣淨化系統(3)選擇與裝桶系統(4)自動控制系統等四大部份。

焚化爐主要系統之設計包括：

(一)貯存

1. 貯存間：可燃廢棄物暫存間、灰渣桶暫存間，可燃廢棄物在裝入 PE 塑膠袋後會再裝入鋼桶或內分櫃，可減少火災發生之可能性。
2. 廢棄物裝卸：核能電廠產生之可燃性廢棄物，先以 PE 塑膠袋包裝後再裝入廢棄物鋼桶或內分櫃中密封，再將分櫃放入側開式運輸貨櫃，再利用貨櫃拖車將廢棄物運輸至暫存區。需要處理時，用堆高機將鋼桶或內分櫃轉運至可燃廢棄物前處理間或暫存間。
3. 計量設備：貯存間秤重設備。
4. 進出通路：通往貯存間之道路均需寬廣平坦，可通行現在交通運輸用制式大貨櫃車。

(二) 前處理系統

1. 分檢及進料裝置：目視檢查合格或再包裝之廢棄物袋，送至 X-ray 偵檢機檢驗，若偵檢出非可燃物或金屬尺寸過大時，則重新分選。複檢合格之廢棄物包，經輻射偵檢後放入進料箱及

秤重。

2. 切割：焚化爐之進料均進行切割作業。

(三) 爐體

- (四) 助燃系統：助燃系統包括燃燒室之輔助燃燒器、輔助燃油系統和助燃空氣供應系統。原則上助燃系統採用自動模式運轉；惟必要時亦可改為手動方式操作。重要設備包括輔助燃燒器、輔助燃油系統、助燃空氣供應系統。
- (五) 廢氣處理系統：廢氣處理系統係由一系列的氣體淨化設備所組成。包括驟冷設備、袋式過濾器、高效率過濾器、活性炭添加設備、袋式過濾器以及填充塔等。
- (六) 廢水處理系統：廢棄物處理貯存設備產生廢水的地方僅有填充塔之 NaOH 水溶液洗滌廢水，由煙道氣經袋式過濾器及高效率過濾器處理後，產生之廢水全數仍須經由廢水處理廠處理。
- (七) 通風設備及排風設備：包括加壓送風機、空氣預熱器、通風導管、抽風設備、排風管、排風出口、系統管線等。
- (八) 負壓設計：空調系統之廠區區分需求，包括控制室之儀控設備及電腦，並維持運轉人員舒適，且需能在系統異常時，防止輻射之滲入，故通常需維持負壓。焚化系統內因維持相當的負壓，爐中之輻射物質不易逸入廠區，故僅需維持廠區之通風即可。灰渣裝桶區廠房內空氣經過高效率過濾器處理後再由抽風機排出，故須保持廠內空氣之流通以達到輻射安全之要求。廠房空調及通風系統之排風均通過高效率過濾器處理後再排放，且廠房所有窗戶應保持全部密閉，以減少輻射外洩之情形。
- (九) 灰渣輸送、包裝系統：包括灰渣傳送裝置、灰渣集灰槽、灰渣桶貯存、灰渣桶壓縮減容等。
- (十) 電氣系統：焚化爐電氣系統係供應全廠動力、照明、插座、儀控、

電腦、火警、通信、廣播等設備所需之電力。正常供應使用市電三相 11.4KV 高壓供電，低壓配電系統，可分為 A.馬達控制中心(MCC) B.一般電力及照明，插座配電。C.儀控、電腦配電 採用單相 220V/115V 供電。照明系統採用局部照明，照度按電工法規標準。接地及避雷系統採用系統與設備共同接地，避雷單獨接地。火警系統根據消防法規標準，採用偵煙、差動、定溫感知器，裝設綜合盤、受信機等設備。通信廣播系統採用按鍵對講機及廣播音機。 備用電力使用不斷電穩壓系統(UPS) 供儀控及電腦系統使用，以電瓶供電。停電緊急照明採用電瓶式、雙燈 15W、2 小時，於各重要場所裝設。柴油發電機於停電時起動發電，供主系統抽風機、空氣壓縮機系統、驟冷器冷卻水系統、填充塔冷卻水系統及廢氣監測系統等在緊急狀態下仍需啟動運轉之設備用電需求。

- (十一) 供水系統：包括焚化爐設施用水以驟冷器、填充塔及冷卻水塔為主，其他間歇性用水如人員除污用水、衛生用水及消防用水等可以改由自來水系統供給，飲用水則由自來水公司供應。
- (十二) 排放偵(監)測系統：包括煙道廢氣分析配合監測器之使用，應設有煙道出口連續取樣裝置等前處理設備。當煙道廢氣的放射性強度超過警報行政管限制值時，控制室即應發出警報。廠房放射性分析包括空氣偵測裝置、輻射偵測裝置、污染偵測裝置等。

超高壓縮機系統包括：

- (一) 貯存：包括貯存間、廢棄物裝卸、及堆高機將廢棄物鋼桶搬運至超高壓壓縮機輸送帶上。
- (二) 進料系統：包括進料秤重系統、氣鎖門、穿刺系統、上料裝置(Loader)、壓縮機本體(Press)、卸料裝置(Unloader)、第一分配盤(TT1)、進料桶(Input Drum)、集水桶等。

- (三) 裝桶系統：包括第二分配盤 (TT2)、封蓋 (Seamer)、輻射偵測等。
- (四) 廢氣處理系統：包括一系列風扇、節氣閥、空氣過濾器及取樣偵測系統所構成。
- (五) 電氣系統：包括正常供電以市電三相 11.4KV 高壓供電，低壓配電系統包括:A 馬達控制中心(MCC)、B 一般電力及照明，插座配電、儀控、電腦配電採用單相 115V 供電、C 照明系統採用局部照明，照度按電工法規標準。接地及避雷系統採用系統與設備共同接地，避雷單獨接地。火警系統根據消防法規標準，採用偵煙、差動、定溫感知器，裝設綜合盤、受信機等設備。通信廣播系統採用按鍵對講機及廣播音機。備用電力包括不斷電穩壓系統(UPS) 供儀控及電腦系統使用，以電瓶供電。柴油發電機於停電時起動發電，供主系統抽風機、空氣壓縮機系統、驟冷器冷卻水系統、填充塔冷卻水系統及廢氣監測系統等在緊急狀態下仍需啟動運轉之設備用電需求。
- (六) 供水系統：包括超高壓壓縮機之油壓冷卻系統，人員除污用水及消防用水可以改由自來水系統供給，飲用水 則由自來水公司供應。
- (七) 廢氣排放偵(監)測系統：包括超高壓壓縮機空調系統之高效率過濾器、廢氣之偵測設備、輻射偵測裝置、污染偵測裝置等。

三、預防異常狀況或意外事故之設計

以減容中心焚化爐為例，焚化爐處理廢棄物可能發生之意外包括爐膛氣爆、袋式過濾器燒穿等意外事件，事故發生時，工作人員的體內劑量評估與事故處理時有無使用防護面具、核種外洩的程度、停留的時間長短等狀況相關，其評估方式，是在事故處理後先進行人員全身計測，求其體內污染活度及核種，再以劑量評估程式加以評估。

萬一有火警產生時，可以現場配備之消防箱或滅火器等在最短的時間內加以撲滅。倘若發生較大的火警時，則必須依緊急應變計畫規定通報，通知廠內消防隊支援，必要時須請當地之消防隊前來協助滅火。

袋式過濾器或高效率過濾器濾層破裂：在發生濾層破裂的情況下，濾層兩邊的差壓會降低，並在控制室顯示警報。當運轉人員發現差壓過低之警報時，可手動切換至備用之一套。

廢氣排放偵測器示警：煙囪裝置連續式排氣採樣設備用以定期取樣分析。另煙囪亦裝置流程輻射監測器與預留取樣點。

連續式空浮偵測器示警：當焚化爐系統發生意外造成空浮時，管制區的連續式空浮偵測器將發出警報，發生警報時，立即電話通知保健物理人員或主管制站輻防人員處理。

廢水輸送管路或桶槽破裂：與放射性有關的管路及桶槽除集水井外，均設計在廠房內，廢水可收集於集水井中再做後續處理。

喪失外部電源之應變措施：廠內供電中斷，電源自動切換開關 (Automatic Transfer Switch, ATS) 自動切至緊急柴油發電機供電。若緊急柴油發電機順利啟動，則將焚化爐切換至緊急停機模式並手動啟動空壓機運轉；若緊急柴油發電機無法順利啟動，則將焚化爐切換至緊急停機模式。

消防水源之應變措施：如屬喪失消防水源，則焚化爐停止進料，採停止運轉模式，待消防水源、管路檢修完成，外部水源恢復正常供應後，焚化爐始得重新投料。

四、作業安全設計

以減容中心焚化爐為例，有關安全之設計包括照明設備，通風及負壓系統，控制系統，監視系統，處理設備，搬運吊卸機具設備。

- (一)照明設備：焚化爐系統設施區域依照房間內容選擇適當之照度，並選擇適當之燈具做配置。

(二)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，焚化爐系統必需維持-25mm WS(水柱)負壓運轉，為保護環境及作業人員工作舒適，廠房設有通風系統且維持負壓運作。

(三)焚化爐控制系統：焚化爐控制系統需採用可程式控制器(Programmable Logic Controller, 簡稱 PLC), 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可程式控制器，然後將收集到的資料送電腦主機，人員藉由電腦圖控畫面來操控。

(四)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，採攝影機及監視器以達到遠距離觀察監視之目的。

(五)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需設有工作平台及安全圍籬，或設置隔離籬屋，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，並在停爐且接近室溫下進行；有關袋式過濾器之更換濾袋作業，另行建立相關程序書予以規範。上述作業前，輻射防護人員會先進行必要之前置作業，如建立輻射防護圍籬、SOP 隔離墊、輻射偵測及污染偵測等，另行建立相關程序書予以規範。

(六)搬運吊卸機具設備：廢棄物進料之吊卸由堆高機及移動式起重機互相搭配來執行。所有吊卸機具設備均依規定執行定期檢查，操作人員亦依規定接受訓練，領有結業證書。

綜合上述內容，本研究將對上述收集之國內外相關資料進行分析並與「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」、「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」結合，提出除役低放射性廢棄物處理貯

存設施安全審查導則之建議，作為審查單位(原能會)之參考。

2-2 除役低放射性廢棄物處理貯存設施之安全審查導則內容

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」修正內容(如表 2-1 所示)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(如表 2-2 所示)，主要針對構造、輻射、重要系統設備組件等三個方向之安全評估報告進行資料收尋、分析與探討，並分別提出除役低放射性廢棄物貯存與處理設施安全分析報告之審查導則。

低放射性廢棄物貯存與處理設施於構造、輻射、重要系統設備組件之安全分析報告差異比較，整理如表 2-3 所示。依據此差異比較，可作為製作正確審查導則之參考。

表 2-1 「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」修正內容

第一章 綜合概述	<ul style="list-style-type: none"> 一、概論 二、設施綜合概述
第二章 場址之特性描述	<ul style="list-style-type: none"> 一、地理環境及特性 二、地質及地震 三、水文 四、氣象 五、周圍人口概況 六、交通狀況 七、其他足以影響設施與建造之場址特性因素
第三章 設施之設計基準	<ul style="list-style-type: none"> 一、構造安全設計 二、輻射安全設計 三、作業安全設計 四、輔助系統之設計 五、公用設施或系統之設計 六、預防異常狀況或意外事故之設計

	七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查
第四章 設施之建造	一、施工特性 二、施工計畫
第五章 設施之運轉	一、廢棄物運送 二、廢棄物接收標準 三、接收及貯存作業 四、貯存期間之檢視作業 五、輔助設備或系統操作之簡要說明 六、公用設備或系統操作之簡要說明 七、貯存設施及各項設備、系統之維護 保養作業 八、檢附作業流程圖 九、申請運轉執照時，檢附貯存設施運轉程序書清單
第六章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	一、管理組織架構 二、人員編制 三、人員訓練計畫 四、審查與稽核 五、管理程序
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
第八章 輻射防護作業及環境輻射監測計畫	一、輻射防護計畫 二、環境輻射監測計畫
第九章 品質保證計畫	一、品保政策與組織。

	<p>二、品保方案。</p> <p>三、設計管制。</p> <p>四、工作說明書程序書及圖面。</p> <p>五、文件管制。</p> <p>六、採購材料、設備及服務之管制。</p> <p>七、改正行動。</p> <p>八、品保紀錄。</p> <p>九、稽查。</p>
第十章 消防防護計畫	<p>一、消防工作之組織及行政管理。</p> <p>二、火災災害分析及影響評估。</p> <p>三、防火設計及措施。</p> <p>四、火警偵測及消防能力評估。</p> <p>五、相關單位之消防及救護支援。</p> <p>六、防火及消防有關設備之維護及管理。</p> <p>七、防火及消防有關之人員訓練。</p>
第十一章 設施之保安	<p>一、保安組織之目的、編組、管理及訓練。</p> <p>二、周界實體阻隔物及警報監視系統。</p> <p>三、門禁管制、進出人員查核、保安通訊設施。</p> <p>四、保安系統測試維護及各項紀錄保存。</p>
第十二章 除役規劃	

表 2-2 「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」內容

<p>第一章 綜合概述</p>	<p>一、概論 二、設施綜合概述</p>
<p>第二章 場址之特性描述</p>	<p>一、地理環境及特性 二、地質及地震 三、水文 四、氣象 五、周圍人口概況 六、交通狀況 七、其他足以影響設施與建造之場址特性因素</p>
<p>第三章 設施之設計基準</p>	<p>一、構造安全設計 二、輻射安全設計 三、主要系統之設計 四、輔助系統之設計 五、公用設施或系統之設計 六、預防異常狀況或意外事故之設計 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查 八、施工規劃 九、運轉規劃</p>
<p>第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫</p>	<p>一、管理組織架構 二、人員編制 三、人員訓練計畫 四、審查與稽核 五、管理程序</p>

第五章 設施之安全評估	<ul style="list-style-type: none"> 一、構造安全評估 二、輻射安全評估 三、系統、設備或組件之安全評估 四、預期之意外事件評估
第六章 輻射防護作業及環境輻射監測計畫	<ul style="list-style-type: none"> 一、輻射防護計畫 二、環境輻射監測計畫
第七章 品質保證計畫	<ul style="list-style-type: none"> 一、品保政策與組織。 二、品保方案。 三、設計管制。 四、工作說明書程序書及圖面。 五、文件管制。 六、採購材料、設備及服務之管制。 七、改正行動。 八、品保紀錄。 九、稽查。
第八章 消防防護計畫	<ul style="list-style-type: none"> 一、消防工作之組織及行政管理。 二、火災災害分析及影響評估。 三、防火設計及措施。 四、火警偵測及消防能力評估。 五、相關單位之消防及救護支援。 六、防火及消防有關設備之維護及管理。 七、防火及消防有關之人員訓練。
第九章 除役規劃	

表 2-3 貯存與處理設施在於構造、輻射、重要系統設備組件之安全分析報告導則差異比較表

	貯存設施安全分析報告 第三章 設 施之設計基準	處理設施安全分析報告 第三章 設 施之設計基準
一、構造安全設計	(一)建築設計:說明貯存設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。	(一)建築設計:說明處理設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。
	(二)土木設計:說明貯存設施主要結構物之工程材質與設計標準。	(二)土木建築構造物設計:說明處理設施主要結構物之工程材質與設計標準。
	(三)結構設計:說明貯存設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。申請運轉執照時,除提出合格技師簽證文件,並需檢附結構設計評估報告書。	(三)結構設計:說明處理設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。
	(四)防洪及防水之設計:描述設施防洪之排水系統,防止海嘯及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。	(四)防洪及防水措施之設計:描述設施防洪之排水系統,防止海嘯及洪水灌入設施之措施,防止雨水、地下水入滲處理設施之措施。
	(五)消防系統設計:描述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。	(五)消防系統設計:描述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。
	(六)設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計,應詳細描述採用之材料。	(六)設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計,應詳細描述採用之材料。
	(七)其他有關設施本體結構安全之設計。	(七)其他有關設施本體結構安全之設計。

二、輻射安全設計	(一)安全限值:說明設施內外各區域或作業之輻射劑量限值。	(一)安全限值:說明設施內外各區域或作業之輻射劑量限值。
	(二)輻射屏蔽設計:針對貯存廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置,說明貯存設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。	(二)輻射屏蔽設計:說明處理設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
	(三)職業曝露合理抑低:說明設施正常運轉期間,合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施,至少應包括下列各項: 1、輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。 2、廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。 3、廢棄物搬運遙控設計。	(三)職業曝露合理抑低:說明設施正常運轉期間,合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施,至少應包括下列各項: 1.輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。 2.廢棄物接收、前處理、處理、搬運、暫貯、移出、排放及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。 3.廢棄物或其容器表面劑量率超過每小時二毫西弗者,其搬運應採遙控或加強防護管制措施之設計。
	三、作業安全設計:依設施配置圖描述設施接收、貯存、再取出等重要作業之安全設計,包括該作業區特有之貯存設備、搬運吊卸機具設備、操作控制系統、照明設備、通風排氣系統等及相關法規之規定。	三、主要系統之設計:說明設施接收及處理相關系統、設備或組件之設計,尤其是抑制劣化、防止洩漏及減少廢棄物容積之設計。
四、輔助系	說明廢棄物暫貯區、輸送系統、核種分析或輻射偵測系統、檢整系統、粉塵與	說明廢棄物傳輸系統、核種分析或輻射偵測系統、暫貯、移出等系統之設

統之設計	廢水處理系統及降低盛裝容器腐蝕速率等系統之設計。	計。
五、公用設施或系統之設計	說明通訊、電力、給排水、供氣、照明、一般廢棄物處理、通風等系統之設計。	說明通訊、電力、給排水、供氣、照明、一般廢棄物處理、通風等系統之設計。
六、預防異常狀況或意外事故之設計	說明貯存設施依場址、結構體或作業特性所需加強預防異常狀況或意外事故之設計，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、入滲量異常增加或設施內積水等之補救措施。	說明處理設施依場址、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、入滲量異常增加或設施內積水等之補救措施。
報告附冊備查	七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	七、設計資料應附適當比例尺之基本圖說、設計或分析資料，必要時得列報告附冊備查。
		八、施工規劃：說明施工所遵循之法規、主要施工項目、時程及管理方法。
		九、運轉規劃：說明主要作業之流程，重要步驟應說明相關設備之操作特性與限制條件。
	貯存設施安全分析報告 第七章 設施之安全評估	處理設施安全分析報告 第五章 設施之安全評估
		一、構造安全評估：說明處理設施主

	<p>要構造之安全評估，並與相關法規作比較。</p>
<p>一、正常運作時之安全評估：分析貯存設施正常運作時可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與現行法規作比較。評估時應包括下列各項：</p> <p>(一)貯存設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析。</p> <p>(二)貯存設施之輻射安全評估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體外輻射曝露劑量。輻射安全評估之內容，至少應包括下列各項，必要時得列報告附冊備查：</p> <p>1、概述：簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等。</p> <p>2、廢棄物：詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強度等。</p> <p>3、屏蔽結構體：詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等。</p> <p>4、評估模式：詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限</p>	<p>二、輻射安全評估：分析處理設施正常運作時可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與相關法規作比較。評估時應包括下列各項：</p> <p>(一)處理設施處理作業主要輻射曝露途徑及情節分析。</p> <p>(二)處理設施之輻射安全評估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體外輻射曝露劑量。輻射安全評估之內容，至少應包括下列各項，必要時得列報告附冊備查：</p> <p>1.概述：簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等。</p> <p>2.廢棄物：詳述廢棄物之種類、型態、組成、比重、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強度等。</p> <p>3.屏蔽結構體：詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等。</p> <p>4.評估模式：詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限</p>

<p>制，提供模式確認、校正與驗證，以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料。</p> <p>5、評估之假設：說明評估過程中之各項假設及其合理保守性。</p> <p>6、劑量評估點（區）：說明評估點（區）選取之原因及其幾何座標位置。</p> <p>7、評估參數：評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔（含電子檔，輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註。</p> <p>8、評估結果：評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制。</p> <p>9、參考文件。</p>	<p>制，提供模式確認、校正與驗證，以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料。</p> <p>5.評估之假設：說明評估過程中之各項假設及其合理保守性。</p> <p>6.劑量評估點（區）：說明評估點（區）選取之原因及其幾何座標位置。</p> <p>7.評估參數：評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔（含電子檔），輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註。</p> <p>8.評估結果：評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制。</p> <p>9.參考文件。</p>
<p>(三)廢棄物運送、接收作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。</p> <p>(四)廢水、廢氣處理系統排放對設施外</p>	<p>(三)廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。</p>

<p>民眾之輻射劑量評估。</p> <p>(五)放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。</p>	
	<p>三、系統、設備或組件之安全評估： 說明處理設施主要系統、設備或組件之安全評估，並與相關法規作比較。</p>
<p>二、意外事件之安全評估：</p> <p>(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。</p> <p>(二)工作人員及民眾劑量評估：分析重要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。</p>	<p>四、預期之意外事件評估：</p> <p>(一)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，並說明其安全影響及處理措施。</p> <p>(二)工作人員及民眾劑量評估：分析重要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。</p>

本研究參考我國「核子反應器設施除役計畫審查導則」章節架構，提出除役低放射性廢棄物貯存與處理設施安全分析報告審查導則。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。對於「除役低放射性廢棄物貯存設施之安全審查導則」，本研究集中於「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」第三章中之(1)構造安全評估、(2)輻射安全評估及(3)重要系統、設備或組件之安全評估等方面及第七章設施之安全評估進行資料收尋、分析與探討。對於「除役低放射性廢棄物處理設施之安全審查導則」，本研究集中於「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」第三章及第五章中之(1)構造安全評估、(2)輻射安全評估及(3)重要系統、設

備或組件之安全評估等方面進行資料收尋、分析與探討。

本研究將以貯存設施之安全審查導則為基準，並參考表 2-3 貯存與處理設施在於構造、輻射、重要系統設備組件之安全評估報告差異比較表，將相關審查導則內容套入處理設施之安全審查導則中。目前針對所收集的資料，針對除役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，並將整理之結果敘述於以下各節。

2-3 構造安全評估

本節將對構造安全分析之各項規定及其安全評估進行探討，並檢視最新技術與規範，以提出構造安全評估之審查重點、審查資料與審查作業。目前國內相關法規標準有：建築技術規則建築構造編、建築技術規則建築設計施工編混凝土結構設計規範、內政部建築物基礎構造設計規範、鋼構造建築物鋼結構設計技術規範、基礎工程施工規範等技術規範可供參考。

2-3-1 構造安全審查導則之研究

本節之重點是提出構造安全設計之建築設計、土木設計、結構設計、防洪及防水之設計、消防系統設計、設施結構物之耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等各項的審查導則。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，其詳細內容見附件 I。

2-3-1-1 建築設計

2-3-1-1-1 審查重點

說明貯存設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。為促進貯存設施達到妥善規劃與配置，在建築設計方面，須提供下列資料供審查。

2-3-1-1-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 說明貯存設施主要結構物之建築設計目標、使用需求規劃及其配置、相

關的設計基準與功能需求，以及對應引用法規與報告之依據。包括設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等。

2. 貯存設施主要結構物的正視圖、通過重要系統的參個軸向剖面圖及細部設計。主要結構物，包括貯存廠房、接收與吊卸廠房、除污與檢整廠房、輔助廠房 與公共廠房。
3. 設施內外的排水與集水系統的剖面圖及細部設計。
4. 降低設施外雨水入滲之設計。

(二)審查作業

1. 申請者必須說明貯存設施主要結構物之建築設計目標、確認使用需求規劃及其配置能滿足需求。提出相關的設計基準與功能需求完整。所引用法規與報告具適當性與代表性。設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果正確與合理性。
2. 主要結構物的正視圖與剖面圖要能正確顯示各重要系統的配置，並能符合設計與建造規範。
3. 檢核設施內外的排水與集水系統的剖面圖及細部設計，並能符合其功能。
4. 檢核設施外雨水入滲之設計，並要求其設計可達到其功能。

2-3-1-2 土木設計

2-3-1-2-1 審查重點

說明貯存設施主要結構物之工程材質與設計標準。在土木設計方面，須提供下列資料供審查。

2-3-1-2-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供土木材料之工程性質如抗壓強度、耐久性、滲水性等特性及其設計標準。
2. 提供土木材料之防洪、防火及抗輻射之特性與設計標準。

3. 提供基礎、擋土與邊坡、防海嘯牆、地面車道地坪、防洪外溝等土木工程設計之土木材料之特性與設計標準。

(二) 審查作業

1. 申請者必須說明材料之工程性質如抗壓強度、耐久性、滲水性等特性及其設計基準之依據。
2. 申請者必須說明土木材料之防洪、防火及抗輻射之工程特性與設計基準之依據。
3. 申請者必須說明基礎、擋土與邊坡、防海嘯牆、地面車道地坪、防洪外溝等土木工程設計之土木材料之特性與設計標準之依據。

2-3-1-3 結構設計

2-3-1-3-1 審查重點

說明貯存設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。申請運轉執照時，除提出合格技師簽證文件，並需檢附結構設計評估報告書。在結構設計方面，須提供下列資料供審查。

2-3-1-3-2 審查資料與審查作業

(一) 提供資料

1. 主要結構物之結構分類與各類結構的負載。負載包括靜負載(D)和活負載(L)、土壤壓力之負載(H)、溫度差之熱負載(T)、風壓力之負載(W)，地震之負載(E)。
2. 說明混凝土結構物及鋼構結構物之設計所選用之負載組合，並說明所選用負載組合的原因。
3. 提供結構物之防震與防颱之設計基準與相關資料。
4. 設計與分析步驟：資料包含 (1)設計的假設條件；(3)設計的分析步驟描述包含電腦程式和有效性；(4) 描述設計基準地震力之計算方法；(5)用

以確認設計的方法如計算及其結論；(6)可使用之電腦分析設計軟體。

5. 結構分析與設計之技師簽證的安全評估報告書。

(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，並說明結構分析與設計和結構系統與構件之資料，與所使用之分析方法、軟體和分析結果，並檢附土木(或結構)技師簽證的評估報告書。
3. 申請者必須提出耐震設計規範與結構強度評估相關規定作法。耐震設計須符合內政部 100.1.19 台內營字第 0990810250 號令修正「建築物耐震設計規範及解說」規定高度小於 50 公尺且未達 15 層且形狀規則之建築物，不須進行動力分析者，可依靜力法進行結構分析。地震力可假設單獨分別作用在建築物兩主軸方向上。構造物各主軸方向分別所受地震之最小設計水平總橫力 V 依下式計算：

$$V = \frac{I}{1.4\alpha_y} \left(\frac{S_{ab}}{F_u} \right) W$$

上式中 S_{ab}/F 表示如下

$$\frac{S_{aD}}{F_u} = \begin{cases} \frac{S_{aD}}{F_u} & : \frac{S_{aD}}{F_u} \leq 0.3 \\ 0.52 \frac{S_{aD}}{F_u} + 0.144 & : 0.3 < \frac{S_{aD}}{F_u} \leq 0.8 \\ 0.70 \frac{S_{aD}}{F_u} & : \frac{S_{aD}}{F_u} \geq 0.8 \end{cases}$$

其中

S_{aD} ：工址設計水平譜加速度係數，為工址水平向之設計譜加速度與重力加速度 g 之比值。

I ：用途係數。

W ：建築物全部靜載重。

α_y ：起始降伏地震力放大倍數。

F_u ：結構系統地震力折減係數。

2-3-1-4 防洪及防水之設計

2-3-1-4-1 審查重點

描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及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。在防洪及防水之設計，須提供下列資料供審查。

2-3-1-2-2 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海嘯及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。

2-3-1-5 消防系統設計

2-3-1-5-1 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。

2-3-1-5-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供消防系統相關資料，特別是反應緊急火警時的控管計劃；可供火警應變的程序、材料及設備之相關資料及遵循的法規及規範。
2. 提供設施內有關防爆與除熱等設計之相關資料。
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. 申請者必須說明設施內防爆與除熱等設計之標準並與法規或規範作比較。
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。

2-3-1-6 設施結構物之材料特性

2-3-1-6-1 審查重點

貯存設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。在設施結構物之材料特性方面，須提供下列資料供審查。

2-3-1-6-2 審查資料與審查作業

(一)提供資料

1. 提供結構物材料耐熱特性與設計標準之相關資料。
2. 提供結構物材料耐久特性與設計標準之相關資料。

3. 提供結構物材料抗腐蝕特性與設計標準之相關資料。
4. 提供結構物材料抗磨損特性與設計標準之相關資料。
5. 提供結構物材料抗輻射及除污之特性與設計標準之相關資料。

(二) 審查作業

1. 申請者必須說明設施結構物材料耐熱特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。
2. 申請者必須說明設施結構物材料耐久特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。
3. 申請者必須說明設施結構物材料抗腐蝕特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。
4. 申請者必須說明設施結構物材料抗磨損特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。
5. 申請者必須說明設施結構物材料抗輻射及除污特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。

2-4 輻射安全評估

本節之主要是針對輻射安全設計及輻射劑量評估審兩部分，提出審查重點、審查資料與審查作業。

2-4-1 輻射安全設計之審查導則研究

本節之重點是提出輻射安全設計之安全限值、輻射屏蔽設計與職業曝露合理抑低等各項的審查導則。以下對各項之安全審查導則之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，其詳細內容見附件 I。

2-4-1-1 審查重點

本節之輻射安全設計審查導則重點建議如下：

- 一、安全限值：說明設施內外之輻射限值與輻射防護分區規劃。
- 二、輻射屏蔽設計：針對貯存廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，進行輻射屏蔽分析評估，說明貯存設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
- 三、職業曝露合理抑低：說明設施正常運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少應包括下列各項：(a)輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。(b)廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。(c)廢棄物搬運遙控設計。

2-4-1-2 審查資料與審查作業

輻射安全設計不但要確保工作人員與一般民眾的輻射劑量在法規限值內，也應依輻射防護之要求，使工作人員與一般民眾的輻射劑量合理抑低。須提出下列資料供審查。

一、提供資料

- (一)安全限值：訂定設施內外各區域或作業之輻射劑量限值，應可協助輻射屏蔽之設計，並管制人員之進出，以確保工作人員之輻射安全。
 1. 提出設計概念，包括設計基礎與準則。
 2. 為使工作人員劑量合理抑低，輻射管制區再細分為不同之輻射區，並定出各輻射區之最大輻射劑量率。
- (二)貯存設施結構之輻射屏蔽分析：輻射屏蔽設計與分析，涉及未來是否能安全運轉，所以須提相關資料供審查。
 1. 屏蔽之設計準則。
 2. 針對貯存廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，說明貯存設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、構造強度、比重、厚度及幾

何空間位置等有關設計資料。

3. 屏蔽參數與計算程式(輻射屏蔽計算模式可分為二類：直接輻射及向天輻射。劑量評估計算則可採用早期之 QADCG/INER- II、SKYSHINE-III 等電算程式，或目前較新之 MicroShield、MicroShield V&V (verification and validation)、MicroSkyshine 電算程式等)。

(三)職業曝露合理抑低:輻射防護除須確保工作人員與一般民眾之輻射劑量低於游離輻射防護安全標準之限值外，也必須使劑量合理抑低。為使職業曝露合理抑低，須考量設施設計與管制作業，採取合理抑低措施。

1. 輻射監測區域規劃、輻射管制區劃分及輻射防護設備之使用等。
2. 廢棄物廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。
3. 對較高活度廢棄物之屏蔽設計。
4. 貯存庫的設計具有包封 (Confinement) 的功能，其空調系統使貯存庫具負壓能力，以維持負壓下可有效防止放射性污染擴散至貯存庫外

二、 審查作業

(一)安全限值：

1. 貯存場輻射安全設計：在場區外，民眾的年有效劑量不得超過 0.25 毫西弗；在場區內，是否考量輻射源(加馬輻射與空浮)、工作環境、及占用時間，將輻射管制區分區管制，並訂定工作人員的輻射劑量行政管制值；該輻射劑量行政管制值，是否符合合理抑低。
2. 是否考量各輻射管制區內工作人員之占用時間與人數，及合理抑低原則，訂定其劑量率限值。並對該管制區之屏蔽與通風設計，是否考量合理抑低。

(二)貯存設施結構之輻射屏蔽分析

1. 屏蔽之設計準則：各輻射管制區之屏蔽設計，是否考量合理抑低；該區之計算最大輻射劑量率，是否小於其限值。
2. 各輻射管制區內廢棄物所含各核種之活度、比活度及分布情形：是否考量運轉期間各廢棄物接收區、暫存區、再處理包裝區之最大廢棄物量，及可能的最大活度與比活度。
3. 各輻射管制區輻射屏蔽結構體之構造強度、比重、厚度等有關資料：輻射屏蔽結構體之構造強度與比重，是否一併被考慮在建築物結構體。
4. 屏蔽參數與計算程式：輻射屏蔽厚度之計算，是否利用可接受的屏蔽計算程式(輻射屏蔽計算模式可分為二類：直接輻射及向天輻射。劑量評估計算則可採用早期之 QADCG/INER-II、SKYSHINE-III 等電算程式，或目前較新之 MicroShield、MicroShield V&V (verification and validation)、MicroSkyshine 電算程式等)，有否驗證程式可以協助評估(參酌國外蒐集資料而新加入，例如 Microshield V&V 驗證程式，針對輻射評估軟體正確性及驗證性[Validation & Verification]提出說明)，闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率。

(三)職業曝露合理抑低

1. 輻射監測區域規劃：輻射監測區域內的劑量率是否都小於 0.5 微西弗/小時。
2. 輻射管制區，是否依輻射劑量率的狀況，再加以細分；每一種輻射管制區內，是否裝設區域輻射監測器與空浮監測器；監測器安裝位置，是否為人員經常到達的地方；監測器之刻度，是否涵蓋預期事故之最大劑率值；各監測器讀值看板，是否裝設在進入管制區之入口明顯處。各輻射管制區的通風，是由低空浮區流向高空浮區，且高空浮區在排放口需裝設過濾器與空浮連續監測器。高空浮區排放口，在

測到超過排放限值時，是否有警報，是否可自動關閉排放並停止作業。

3. 進入管制區，是否經過輻射防護管制站；管制站是否備妥合適的防護衣、防護手套、防護鞋套、防護面具、及各種人員劑量偵測儀器；在出管制站前，是否裝設全身污染偵測設備，及洗滌、沐浴設備。
4. 廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計：各作業區是否考量其方便性、減少污染、減少停留時間、避免接觸廢棄物的設計。
5. 對較高活度廢棄物之屏蔽設計：經屏蔽後之高輻射區，是否允許人員進入與維修相關設備；是否有利用遙控操作高輻射源的設計。

(四)人員污染防護之設計：輻射作業環境是否有污染管限制值。空浮管限制值。防範體外污染與體內污染之裝備是否足夠。

(五)人員、物料進出設計：是否有足夠的偵檢設備與洗滌設備。是否可避免污染擴散到外面環境。

2-4-2 輻射劑量評估之安全審查導則研究

本節之重點是提出輻射劑量評估於正常運作時之安全評估與意外事件之安全評估等項的審查導則。以下對各項之安全審查導則之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，其詳細內容見附件 I。

2-4-2-1 審查重點

本節之輻射劑量評估審查導則重點建議如下：

- 一、 正常運作時之安全評估：分析貯存設施正常運作時可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與現行法規作比較。評估時應包括下列各項：(a)貯存設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析。(b)貯存設施之輻射安全評

估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體外輻射曝露劑量。(c)廢棄物運送、接收作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。(d)廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量評估。(e)放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。

二、意外事件之安全評估：包含(a)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。(b)工作人員及民眾劑量評估：分析重要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。

2-4-2-2 審查資料與審查作業

一、提供資料

(一)正常運作時之安全評估方面

1. 說明貯存設施運貯作業時，主要之輻射曝露途徑及情節分析。
2. 提出貯存設施對廠界外民眾之輻射安全評估，其內容應包含，至少應含括下列各項，必要時得列報告附冊備查：
 - (1) 概述：簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等。
 - (2) 廢棄物：詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強度等。
 - (3) 屏蔽結構體：詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等。
 - (4) 評估模式：詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限制，提供模式確認、校正與驗證，以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料。
 - (5) 評估之假設：說明評估過程中之各項假設及其合理保守性。
 - (6) 劑量評估點(區)：說明評估點(區)選取之原因及其幾何座標位

置。

- (7) 評估參數：評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。針對輻射評估軟體正確性及驗證性[Validation & Verification]提出說明，闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔（含電子檔），輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註。
 - (8) 評估結果：評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制。
 - (9) 參考文件。
3. 說明貯存設施對廠界內工作人員職業曝露劑量評估方面，考量降低工作人員之輻射劑量，於貯存庫之廢棄物接收、桶污染擦拭偵測、桶面劑量偵測、記錄、桶吊入貯存區暫存、搬運、貯存等作業之設計，評估已考量「合理抑低作為」。
 4. 說明廢棄物運送、接收作業對設施外民眾及之工作人員直接輻射曝露評估。
 5. 說明廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量評估，並說明貯存庫內可能導致攜帶放射性核種之廢水來源、後續處理步驟及對設施外民眾之輻射劑量影響。
 6. 說明放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。說明一般放射性核種若經由固化桶中流散至地下水之步驟，包含：水泥固化體之破壞或固化內自由水核種滲出、滲出之核種穿越貯存庫之底部結構或流出於庫房外部之土壤中、核種在土壤中的移動(migration)、核種在土壤的擴散(diffusion)、核種在海洋中的稀釋、核種在食物鏈

中的再濃縮(reconcentration)或生物累積(bioaccumulaton)或生物放大(biomagnification)、飲用地下水所造成之體內劑量等輻射劑量評估。

(二)意外事件之安全評估

1. 描述貯存設施可能遭遇的各種意外事故之處理措施。
2. 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。
3. 分析重要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。

(三) 綜合評估：將貯存庫在各種作業下(如貯存庫內部作業、廢棄物廠內運送、意外事件等)，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

二、 審查作業

(一) 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。

(二) 正常運作時，貯存設施對廠界外民眾之輻射之安全評估方面

1. 說明貯存設施運貯作業時，是否提出主要之輻射曝露途徑及情節分析。
2. 提出貯存設施對廠界外民眾之輻射安全評估，其內容是否至少包括下列各項並列報告附冊備查：概述[簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等]、廢棄物[詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強度等]、屏蔽結構體[詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等]、評估模式[詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限制，提供模

式確認、校正與驗證，例如 Microshield V&V 驗證程式，針對輻射評估軟體正確性及驗證性提出說明，闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料]、評估之假設[說明評估過程中之各項假設及其合理保守性]、劑量評估點（區）[說明評估點（區）選取之原因及其幾何座標位置]、評估參數[評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔（含電子檔），輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註]、評估結果[評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制]、參考文件等。

3. 正常運作時，貯存設施對廠界內工作人員職業曝露劑量評估方面，於貯存庫之廢棄物接收、桶污染擦拭偵測、桶面劑量偵測、記錄、桶吊入貯存區暫存、搬運、貯存等作業之設計，是否評估已考量「合理抑低作為」。
4. 是否評估廢棄物運送、接收作業對設施外民眾及之工作人員直接輻射曝露。
5. 是否說明廢水來源並評估廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量影響。
6. 是否說明放射性核種可能滲入地層步驟及對設施外民眾之輻射劑量評估。

(三) 意外事件之安全評估

1. 意外事故之處理，是否採取輻射防護措施進行作業。
2. 有無提供核種外洩的程度、工作人員停留時間長短等相關資訊。

3. 體內曝露評估方式，是否在事故處理後先求得體內污染活度及核種，再加以評估劑量。
4. 是否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。
5. 是否分析重要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。

(四) 綜合評估：是否將貯存庫在各種作業下(如貯存庫內部作業、廢棄物廠內運送、意外事件等)，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

2-5 重要系統、設備或組件之安全評估

本節將對重要系統、設備或組件之各項規定及其安全評估進行探討，並檢視最新技術與規範，以提出各項之審查重點、審查資料與審查作業。

2-5-1 重要系統、設備或組件之安全審查導則研究

本節之重點是提出重要系統、設備或組件的輔助系統之設計、公用設施或系統之設計與預防異常狀況或意外事故之設計等各項的審查導則。以下對各項之安全審查導則之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，其詳細內容見附件 I。

2-5-1-1 審查重點

本單元之重要系統、設備或組件設計審查導則重點建議如下：

- 一、 輔助系統之設計：說明廢棄物暫貯區、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之設計。
- 二、 公用設施或系統之設計：說明通訊、電力、給排水、供氣、照明、一般廢棄物處理、通風等系統之設計。
- 三、 預防異常狀況或意外事故之設計：說明貯存設施依場址、結構體或作業特性所需加強預防異常狀況或意外事故之設計，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、入滲量異常增加或設施內積水等之補救措施。

2-5-1-2 審查資料與審查作業

重要系統、設備或組件安全設計應依國內工程規範之要求，以確保低放貯存之工作安全。須提出下列資料供審查。

一、 提供資料

輔助系統之設計，包括廢棄物暫貯區、輸送系統、分析或偵測系統、檢整系統、粉塵與廢水處理系統、降低盛裝容器腐蝕速率之設計。所需提供之資料有：

(一)廢棄物暫貯區：

廢棄物暫貯區的設計基礎及適用準則之描述，包括設施配置圖、工程藍圖、建造規格等、引用法規及工業標準、暫貯區的安全使用年限及其內重要設備的更換週期、暫貯區對低放廢棄物貯存設施之建造與運轉所造成的影響，以及暫貯區之容量以及未來之需求。

(二)廢棄物輸送系統：

廢棄物輸送系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、安全使用年限及損耗部分更換週期。

(三)核種分析或輻射偵測系統：

核種分析或輻射偵測系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、核種分析及輻射偵測系統之偵測器種類及其應用與裝置地點、安全使用年限及損耗部分更換週期。

(四)檢整系統：

現有及未來規劃設置之檢整系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、整檢系統之應用與裝置地點、安全使用年限及損耗部分更換週期。

(五)粉塵與廢水處理系統：

說明現有及未來規劃之廢棄物固化處理系統及粉塵處理系統，以及廢水處理系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、安全使用年限及損耗部分更換週期。

(六)降低盛裝容器腐蝕速率之設計：

說明貯存區和暫存區的空調系統，供內部循環，以維持各區於允許濕度內，降低貯存區和暫存區內盛裝容器受腐蝕的機率。

公用設施或系統之設計，包括對講及電話系統設計、電力系統設計、照明系統設計、火警及緊急廣播系統、一般廢棄物處理、空調通風和排氣系統、供水設計等。為確保每一公用系統能有效協助設施運轉並維護工作人員安全，所需提供之資料有：

(一)通訊系統之設計與安裝。

(二)電力系統之設計與安裝。

(三)給排水系統之設計與建造。

(四)供氣系統之設計與安裝。

(五)照明系統之設計與安裝。

(六)一般廢棄物處理之設計與建造。

(七)通風系統之設計與安裝。

預防異常狀況或意外事故之設計，包括火災、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、入滲量異常增加或設施內積水等之補救措施等。為確保每一公用系統能有效協助設施運轉並維護工作人員安全，所需提供之資料有：

- (一)火災防治之設計。
- (二)爆炸防治之設計。
- (三)預防放射性氣體外釋之設計。
- (四)預防廢棄物桶堆傾倒之設計。
- (五)預防吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落之設計。
- (六)預防排水系統失效之設計。
- (七)預防入滲量異常增加或設施內積水之設計。

二、 審查作業

對於輔助系統之設計審查作業包括：

- (一)廢棄物暫貯存區：說明廢棄物暫存區之設計與主要系統元件。
- (二)廢棄物輸送系統：說明廢棄物輸送系統之運送需求，檢測站之相關檢視方法，表面污染及表面劑量量偵測、核種分析，以及電腦自動控制執行或人為手動模式等切換方法。
- (三)核種分析或輻射偵測系統：說明核種分析或輻射偵測系統之數量與放置地點及其使用功效。
- (四)檢整系統：說明現有及未來規劃設置之檢整系統，並說明現有檢整系統之適用性。
- (五)粉塵與廢水處理系統：說明現有及未來規劃之廢棄物固化處理系統及粉塵處理系統，以及廢水處理系統，包括廢水集水池，沉水泵，液體流程輻射監測器，以及廢水排放管路流量計與傳訊器，操作室之記錄及顯示計算器等。

(六)降低盛裝容器腐蝕速率系統：說明現有及未來規畫之降低盛裝容器腐蝕速率之系統，說明不同容器之腐蝕原因，腐蝕檢測，以及各種防治與降低腐蝕速率之方法與系統，及其預期效果。

對於公用設施或系統之設計之審查作業規範包括：

(一)通訊系統之設計與安裝：

1. 在廢棄物接收、吊卸作業之所有時間，不論是視訊或音訊皆可清晰的聯繫廠區的人員，例如採用視訊對講機等。
2. 與廠區外官方單位可維持可靠的聯繫，特別是在緊急應變的時期明列網路、衛星電話、無線電、市內電話、民營大哥大等聯繫方法。
3. 與設施的設計或運作無相抵觸之處。

(二)電力系統之設計與安裝：對貯存場安全運轉，可提供充足的電力。同時清晰列出：市電採用兩條獨立電源、安定電源、發電機、UPS、ATS 等設計。

(三)給排水系統之設計與建造：

1. 對貯存場建造、運轉，消防系統皆可提供足夠的水量，並增列以下項目：估計場區空間可燃物之火載量規模，消防隊位置，其汲水取水位置，消防隊灌救所需之時間，並提供消防蓄水量之估算。
2. 可提供工作人員足夠的飲用水，估算工作人員人數。
3. 可提供工作人員除污用的溫水，估算工作人員人數、除污之耗費時間。
4. 各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，可收集地面之廢水至地下。

(四) 供氣系統之設計與安裝：

1. 對貯存場建造與運轉，可提供足夠且適當之工作氣體，以利作業之進行。會有那些作業、提供需用之工作氣體與量體設計之估算。
2. 可提供場區必須的燃料氣體以因應所需之工程作業，如銲接作業等、提供需用之氣體種類與量體設計之估算。

(五) 照明系統之設計與安裝：

1. 對貯存場建造與運轉，可提供充足的照明。
2. 對於可預期的意外狀況，可提供緊急照明。清晰列出：市電採用雙迴路以上安定電源、發電機、UPS、ATS。

(六) 一般廢棄物處理之設計與建造：貯存庫監測區產生廢棄物經偵檢無放射性污染後依廠內清潔廢棄物處理方式統籌處理。貯存區和作業區產生的廢棄物通常則依放射性廢棄物處理：如固體廢棄物裝桶貯存，液體廢棄物則排入集水坑。

(七) 通風系統之設計與安裝：

1. 考量污染區與無染區的不同通風系統，提供通風區間正壓/負壓，俾作有效隔離。
2. 污染區的通風設計，應由低污染區傳送到高污染區，經過高效率過濾器過濾與偵測後才排放，過濾器應維修或定期更換，說明偵測器如何清點檢查與維修。

(八) 消防系統之設計與安裝：

1. 消防程序、材料、設備和系統，可保護工作人員與大眾免於火警災害，應考慮消防程序緊急應變計畫 SOP、確定消防邏輯係採主動式消防或被動式消防，設置避難室以及疏散逃生及設置偵測預警設施。
2. 備有預防火災災害的計劃，實施定期之災害防護演訓計畫。

3. 備有工作人員如何應變與預防火災發生的訓練計劃，相關人員均須定期參與預警與不預警演訓。

預防異常狀況或意外事故之設計之審查作業包括：

(一) 火災防治設計

1. 說明如何處理木板、紙類、紙板、橡膠、塑膠、高效率微粒空氣過濾器等易燃性固體，以及建立上述程序書規定處理。
2. 說明如何處理木板、紙類、紙板、橡膠、塑膠、高效率微粒空氣過濾器等易燃性固體，以及建立上述程序書規定處理。
3. 說明如何嚴禁酒精、丙酮、油漆、調漆劑、汽油、煤油、溶劑等可燃性液體儲放於貯存庫內。
4. 發生火災之可能地點，包括：操作室電纜匯集或穿越處，其電纜線之保護層及塑膠製品等，說明如何防止有失火引燃之可能，配電中心為電力匯集分配場所，說明如何防治因斷路器切換或電源變更控制操作不順遂時引發電氣火災。

(二) 爆炸防治：說明如何將貯存庫之防爆措施列入電廠之保安計畫內，並訂定貯存庫一般性巡視頻率及執行單位，以及如何加強貯存庫與廠區聯絡措施以應急需。

(三) 放射性氣體外釋：說明流程（氣體）輻射監測系統（PRM）與共同排放系統之運轉是否同步，確認當 HVAC 的共同排放系統啟動，PRM 也能隨之啟動開始偵測。操作室是否能隨時監測 PRM 狀況，以及警報發布與運作機制。另外應說明如何確保維持各管制區負壓，減少輻射物質隨氣體外流之機會。

- (四)廢棄物桶堆傾倒:為防止廢棄物桶堆傾倒而造成危險，應說明所使用之裝填方式，並說明裝填時，如何使裝填物重量均勻分布於廢棄物桶(橫)截面，且每桶總重與裝填高度均應合乎標準。
- (五)吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落:為防治吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落，說明如何維持吊卸搬運機具，裝卸吊車，屏蔽堆高機，廢棄物桶檢查輸送機，貨櫃吊車，廢棄物棧板吊車，及自動搬運車之正常運作。
- (六)排水系統失效:針對截水溝，及在結構物四周設計地面雨水排水溝，貯存庫四周之地下排水系統，說明如何將地下水收集至貯存庫之庫外集水井內，各井均是否設有水位開關傳訊至操作室，高水位時抽水車是否可自動啟動抽至排水系統中排除。
- (七)入滲量異常增加或設施內積水:針對防雨水設計，防海嘯設計，以及地下排水設計，說明如何防止設施內積水。

2-6 本安全審查導則之檢討與工作

本安全審查導則之研究內容，主要參酌已設立於核能發電廠內之低放射性廢棄物貯存庫經驗與「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」等進行資料收尋、分析與探討，以擬訂放射性廢棄物貯存設施安全審查導則。為使審查更加嚴謹，再對每一事項，研訂(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。可讓申請者與審查者，清楚了解每一事項的審查範圍；在程序審查中，明確要求申請者應提供的資料，也讓審查者加以確認；在審查要點與接受基準中，讓申請者了解提供資料的內容重點與可被接受的基準，也提供給審查者參考；審查者就申請資料審查，是否完整與正確，將審查意見列於審查發現；明列每一事項的相關法規與技術規範，供申請者與審查者參考。經過此標準流程的審查，將使審查更聚焦、更嚴謹、申請文件更完整，也能促進放射性廢棄物管理的安全性。詳細安全設施審查導則內容請參閱附件 I。

第三章、除役低放廢棄物貯存設施之安全審查導則

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，提出低放射性廢棄物貯存設施之安全審查導則之精進建議。

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」第三章設施之設計基準(一、構造安全設計；二、輻射安全設計；四、輔助系統之設計；五、公用設施或系統之設計；六、預防異常狀況或意外事故之設計)及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貯存設施之安全審查導則初稿如附件 I 所示。

表 3-1 本子計畫主要研究目標 vs 「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」

本子計畫主要研究目標	低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則 第三章 設施之設計基準	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
------------	------------------------------------	------------------------------------

構造安全評估	一、構造安全設計。 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	
輻射安全評估	二、輻射安全設計。 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	一、正常運作時之安全評估。 二、意外事件之安全評估。
重要系統、設備或組件之安全評估	四、輔助系統之設計。 五、公用設施或系統之設計。 六、預防異常狀況或意外事故之設計。 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	

第四章、除役低放廢棄物處理設施之安全審查導則

本研究參酌原能會於 95 年 12 月 29 日之「申請設置低放射性廢棄物處理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」、104 年 10 月之「核二廠減容中心放射性廢棄物處理設施安全分析報告」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，提出低放射性廢棄物處理設施之安全審查導則之精進建議。

由於「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」的第三章設施之設計基準及第七章設施之輻射安全評估與「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」的第三章設施之設計基準及第五章設施之安全評估內容相近，如表 2-1 與表 2-2 所示。因此，本研究將以貯存設施之安全審查導則為基準，將相關審查導則內容套入處理設施之安全審查導則中。

本審查導則係對應「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」第三章設施之設計基準(一、構造安全設計；二、輻射安全設計；四、輔助系統之設計；五、公用設施或系統之設計；六、預防異常狀況或意外事故之設計)及第五章設施之安全評估(一、構造安全評估；二、輻射安全評估；三、系統、設備或組件之安全評估)訂定，如表 4-1 所示，作為審查安全分析報告之參考。處理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 II 所示。

表 4-1 本子計畫主要研究目標 vs 「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要」

本子計畫主要研究目標	低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要 第三章 設施之設計基準	低放射性廢棄物處理設施安全分析報告內容概要 第五章 設施之安全評估
構造安全評估	一、構造安全設計。 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	一、構造安全評估。 四、預期之意外事件評估。

輻射安全評估	二、輻射安全設計。 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	二、輻射安全評估。 四、預期之意外事件評估。
重要系統、設備或組件之安全評估	四、輔助系統之設計。 五、公用設施或系統之設計。 六、預防異常狀況或意外事故之設計。 七、設計資料應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部或分析資料得列報告附冊備查。	三、系統、設備或組件之安全評估。 四、預期之意外事件評估。

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(1)構造安全評估、(2)輻射安全評估與(3)重要系統、設備或組件之安全評估等方面之安全審查導則之精進建議。
2. 本研究已初步完成構造安全、輻射安全、重要系統設備組件安全相關的審查導則初稿，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。
3. 除役低放射性廢棄物處理貯存設施之輻射安全審查導則研究，在搜尋國外資料中顯現：在評估模式方面，除了需描述評估方法之外，還需要說明評估模式選取之原因及使用限制，並提供模式確認、校正與驗證，例

如 Microshield V&V (Validation & Verification) 驗證程式，是針對輻射評估軟體正確性及驗證性提出說明，而申請者也必須闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料。同時，國外攸關本單元之相關資料或因涉及商業機密，較難收集完整，因此，未來仍需花費大量時間與人力進行後續精進之搜尋、分析與探討。

參考文獻

(1) 國內參考文獻

1. 任春平，2008，低放射性廢棄物最終處置功能安全評估模式審查技術之建立，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託計畫報告，97FCMA006。
2. 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。
3. 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。
4. 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。
5. 李明旭、蔡世欽，2014，低放射性廢棄物處置安全管制技術發展子計畫三：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。
6. 吳禮浩，2009，低放射性廢棄物坑道處置技術審查要項研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託計畫報告，98FCMA001。
7. 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。
8. 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。

9. 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。
10. 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。
11. 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。
12. 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。
13. 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。

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，「放射性物料管理法施行細則」，Apr. 2009。
3. 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。
4. 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。
5. 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。
6. 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。
7. 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。

8. 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。
9. 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。
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禁置地區之範圍及認定標準」， Mar. 2017。
11. 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。
12. 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。
13. 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。
14. 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。
15. 核三廠新貯存庫安全分析報告，台電第三核能發電廠， Dec. 2010。

(2) 國外參考文獻

1. US NRC, "Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste," 10CFR61,
2. 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.
3. US NRC, "Standard Review Plan for the review of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility", NUREG-1200, Rev.3 1994.

4. NRC. 2008b. Interim Storage of Low-Level Radioactive Waste at Reactor Sites. Regulatory Issue Summary 2008-12. (December 30).
5. 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).
6. US NRC, "Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste," 10CFR61,
7. Atomic Energy Act, 1954, US-NRC
8. Nuclear Waste Policy Act, 1982, US-NRC
9. Low-Level Radioactive Waste Policy Amendments Act, 1985, US-NRC
10. NRC 10 CFR Part 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, Reactor-Related Greater, 1988, US-NRC
11. Decommissioning of nuclear power reactors - draft regulatory guide DG-1271, 2012, US-NRC
12. Interim Staff Guidance 17 - Interim Storage of Greater Than Class C Waste, 2001, US-NRC
13. IAEA, "Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste", Safety Guide, WS-G-1.1, 1999.
14. The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste Safety Guide, Series No.GS-G-3.3, 2008, IAEA
15. Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors Safety Guide, Series No.WS-G-2.1, 1999, IAEA
16. Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste Safety Guide, Series No.WS-G-2.5, 2003, IAEA
17. Pre-disposal Management of Radioactive Waste, No. GSR Part 5, 2009,

IAEA

18. Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material Safety Guide Series No.WS-G-5.2, 2008, IAEA
19. Storage of Radioactive Waste Safety Guide, Series No.WS-G-6.1, 2006, IAEA
20. Exposure Reduction Through Optimized Planning and Scheduling, 2005, IAEA
21. American Concrete Institute, ACI 318, "Building Code Requirements for Reinforced Concrete," 2014.
22. ACI 349, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete, 2014 Specification for Structural Steel Buildings
23. American Institute of Steel Construction, "Specification for Design, Fabrication, and Erection of Structural Steel for Buildings," 2005.
24. American National Standards Institute, ANSI A58.1, "Minimum Design Loads For Buildings and Other Structures," New York, 1982.
25. Applied Technology Council, ATC 3-06, "Tentative Provisions for the Development of Seismic Regulations for Buildings," Palo Alto, CA, 1978.
26. 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.
27. 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.
28. Civil Engineering Structures Important to Safety of Nuclear Facilities, by Atomic Energy Regulatory Board safety standard, 1998 .
29. Design of Concrete Structure Important to Safety of Nuclear Facilities, by

Atomic Energy Regulatory Board safety standard, 2001.

30. Concrete Codes and Standards for Nuclear Power Plants: Recommendations for Future Development, National Institute of Standards and Technology ,American National Standards Institute,2011.
31. 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.
32. W. Mark Nutt ,”International Low Level Waste Disposal Practices and Facilities”, Perspectives in Nuclear Waste Management, Argonne National Laboratory October 7, 2011.
33. DRET (Australian Department of Resources, Energy and Tourism). 2009. Proposed Commonwealth Radioactive Waste Management Facility, Northern Territory: Synthesis Report. Australian Government. (March 13).
34. CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission). 2008. Canadian National Report for the Joint Convention for the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management — Third Report. Minister of Public Works and Government Services. Government of Canada. (October).
35. Japan, Government of. 2008. Joint Convention for the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, National Report of Japan for the Third Review Meeting. (October).
36. Studies concerning the management of very low level waste (VLLW) and low and intermediate level, short-lived waste (LLWILW-SL), 2016-AV-0258.

37. Studies concerning the management of high level waste and intermediate level, long-lived waste (HLW and ILW-LL), 2016-AV-0259.
38. Studies concerning the management of low-level, long-lived waste (LLW-LL), 2016-AV-0264.
39. ASN Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France, 2015.
40. National Inventory of Radioactive Materials and Waste 2015 - Synthesis report, 2015.
41. Responses to the Questions and Comments on the National Report of Germany, 2002.
42. Responses to the Questions and Comments on the National Report of Germany, 2005.
43. Responses to the Questions and Comments on the National Report of Germany, 2008.
44. Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act, 2009.
45. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 2012.
46. Draft of a Fourteenth Act on the Amendment to the Atomic Energy Act, 2015.
47. Programme for the responsible and safe management of spent fuel elements and radioactive waste, 2015.
48. Further management of nuclear waste from the reactors Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich (AVR), 2016.
49. Nuclear Regulatory Issues and Main Developments in Germany, 2016.

50. Status of security measures for the Interim Storage Facility North, 2016.
51. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radiative Waste, 2008.
52. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radiative Waste, 2012.
53. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for 6th Review Meeting, 2013.
54. Operational Status of Nuclear Facilities in Japan, 2013.
55. Outline of the Draft New Regulatory Requirements for Nuclear Fuel Research Reactors, and Nuclear Waste Storage Disposal Facilities, 2013.
56. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radiative Waste, 2014.
57. Safety Regulations for Decommissioning of Nuclear Power Plants in Japan and Future Challenges, 2015.
58. Self-Assessment of the National Regulatory Infrastructure for Safety, 2015.
59. Integrated Regulatory Review Service (Irrs) Mission to Japan, 2016.
60. Outline of Nuclear Regulation of Japan - Reference documents for the IAEA IRRS Mission, 2016.
61. QADCG - 島根原子力発電所 2 號爐 重大事故等對策有效性評價 成立性確認 補充說明資料，2016。
62. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for 7th Review Meeting, 2017.
63. DRAFT Submission to the Fukushima ONR Report – Implications of the Fukushima Accident, 2011.
64. Radiological Protection Assessment of the EDF and AREVA UK EPR™

- Reactor, 2011.
65. Radiological Protection Assessment of the Westinghouse AP1000® Reactor, 2011.
 66. UK Guidance on Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material, 2011.
 67. LLRWSF Shielding Analysis for HIC or Liner Storage, ML110310236, 2009.
 68. 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.
 69. Responses to Requests for Additional Information on Decommissioning Plan, ML110330366, 2011.
 70. Peach Bottom Atomic Power Station, Units 2 And 3 -Issuance Of Amendments Re: Storage Of Low-Level Radioactive Waste Produced At Limerick Generating Station, , ML110470320, 2011.
 71. Draft Comparative Environmental Evaluation of Alternatives for Handling Low-Level Radioactive Waste Spent Ion Exchange Resins from Commercial Nuclear Power Plants, ML12256A965, 2012.
 72. U.S. EPR Final Safety Analysis Report, ML11231A502, 2012.
 73. 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。
 74. 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。
 75. 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。

76. 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。
77. EPRI Methodology for LLW Strategy Development Waste Logic Decommissioning Manager Software, 2012.
78. Interim Report on Cumulative Risk Assessment for Radiological and Chemical Constituents of Concern at Decommissioning Sites, 2005.
79. Interim Storage of Greater Than Class C Low Level Waste, EPRI, 2001.
80. Interim Storage of Greater than Class C Low Level Waste,Rev.1, EPRI, 2003.
81. Exposure Reduction Through Optimized Planning and Scheduling, IAEA, 2005.
82. Radioactive material regulations review, DOT, 2008.
83. Radioactive Waste Streams Waste Classification for Disposal, CRS, 2006.
84. Rancho Seco ISFSI - Greater than Class C (GTCC) Waste Canister, SMUD, 2004.

附件 I

除役低放廢棄物貯存設施
安全審查導則
(初稿)

計畫執行人:王曉剛、劉明樓、劉文仁
中華民國 106 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。

本審查導則內容對應安全分析報告共分為二章，內容包括第三章設施之設計基準；第七章設施之安全評估等章節。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。

附錄

第三章 設施之設計基準.....	1
第七章 設施之安全評估.....	40

第三章 設施之設計基準

3.1 構造安全設計 — 審查重點

- (一)建築設計：說明設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。
- (二)土木設計：說明設施主要結構物工程材料之特性與設計標準。
- (三)結構設計：說明貯存設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。申請運轉執照時，除提出合格技師簽證文件，並需檢附結構設計評估報告書。
- (四)防洪及防水之設計：描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及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。
- (五)消防系統設計：描述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。。
- (六) 設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。

3.1 構造安全設計

(一)、審查範圍

審查人員將對構造安全設計之資料進行審查，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. 建築設計：說明貯存設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。
2. 土木設計：說明貯存設施主要結構物之工程材質與設計標準。
3. 結構設計：說明貯存設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。申請運轉執照時，除提出合格技師簽證文件，並需檢附結構設計評估報告書。

4. 防洪及防水之設計：描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及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。
5. 消防系統設計：描述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。
6. 設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。

(二)、程序審查

審查人員將對構造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. 建築設計：說明貯存設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。
 - (1) 提供主要結構物之建築設計目標、使用需求規劃及其配置、相關的設計基準與功能需求，以及對應引用法規與報告之依據。包括設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等。
 - (2) 提供設施主要結構物的正視圖、通過重要系統的參個軸向剖面圖及細部設計。主要結構物包括貯存廠房、接收與吊卸廠房、除污與檢整廠房、輔助廠房與公共廠房。
 - (3) 提供設施內外的排水與集水系統的剖面圖及細部設計。
 - (4) 提供降低設施外雨水入滲之設計。
2. 土木設計：說明貯存設施主要結構物工程材料之特性與設計標準。
 - (1) 提供土木材料之工程性質如抗壓強度、耐久性、滲水性等特性及其設計標準。
 - (2) 提供土木材料之防洪、防火及抗輻射之特性與設計標準。

- (3) 提供基礎、擋土與邊坡、防海嘯牆、地面車道地坪、防洪外溝等土木工程設計之土木材料之特性與設計標準。
3. 結構設計：說明貯存設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。申請運轉執照時，除提出合格技師簽證文件，並需檢附結構設計評估報告書。
- (1) 主要結構物之結構分類與各類結構的負載。負載包括靜負載(D)和活負載(L)、土壤壓力之負載(H)、溫度差之熱負載(T)、風壓力之負載(W)，地震之負載(E)。
- (2) 說明混凝土結構物及鋼構結構物之設計所選用之負載組合，並說明所選用負載組合的原因。
- (3) 提供結構物之防震與防颱之設計基準與相關資料。
- (4) 設計與分析步驟：資料包含(A)設計的假設條件；(B)設計的分析步驟描述包含電腦程式和有效性；(C)描述設計基準地震力之計算方法；(D)用以確認設計的方法如計算及其結論；(E)可使用之電腦分析設計軟體。
- (5) 結構分析與設計之技師簽證的安全評估報告。
4. 防洪及防水之設計：描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及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。
- (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。

5. 消防系統之設計：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。

(1) 提供消防系統相關資料，特別是反應緊急火警時的控管計劃；可供火警應變的程序、材料及設備之相關資料及遵循的法規及規範。

(2) 提供設施內有關防爆與除熱等設計之相關資料。

(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。

6. 貯存設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。

(1) 提供結構物材料耐熱特性與設計標準之相關資料。

(2) 提供結構物材料耐久特性與設計標準之相關資料。

(3) 提供結構物材料抗腐蝕特性與設計標準之相關資料。

(4) 提供結構物材料抗磨損特性與設計標準之相關資料。

(5) 提供結構物材料抗輻射及除污之特性與設計標準之相關資料。

(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. 建築設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 申請者必須說明貯存設施主要結構物之建築設計目標、確認使用需求規劃及其配置能滿足需求。相關的設計基準與功能需求完整。引用法規與報告適當與具代表性。設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果正確與合理。
 - (2) 申請者必須說明主要結構物的正視圖與剖面圖能正確顯示各重要系統的配置。說明能符合設計與建造規範。
 - (3) 申請者必須說明結構設施內外的排水與集水系統的剖面圖可顯示出其功能，並且能達到降低雨水入滲之設計。
2. 土木設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 申請者必須說明材料之工程性質如抗壓強度、耐久性、滲水性等特性及其設計基準之依據。
 - (2) 申請者必須說明土木材料之防洪、防火及抗輻射之工程特性與設計基準之依據。
 - (3) 申請者必須說明基礎、擋土與邊坡、防海嘯牆、地面車道地坪、防洪外溝等土木工程設計之土木材料之特性與設計標準之依據。
3. 結構設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 設施主結構的防震、防風與荷重之設計基準: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) 設施主結構之耐震與強度分析: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，並說明結構分析與設計和結構系統與構件之資料，與所使用之分析方法、軟體和分析結果，且檢附土木(或結構)技師簽證的評估報告書。

- (3) 結構介面整合必須經過確實檢討相關設計圖面(包括建築平面圖、立面圖、剖面圖、結構圖、給排水圖、電力圖、弱電圖及空調圖等)並在各分項施工計畫時確實繪製相關施工圖及大樣圖，將設計圖之矛盾處加以檢討。

4. 防洪及防水之設計：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海嘯及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。

5. 消防系統設計：應符合以下要求，方能被審查同意。

- (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) 申請者必須說明設施內防爆與除熱等設計之標準並與法規或規範作比較。

(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。

6. 設施結構物之材料特性：應符合以下要求，方能被審查同意。

(1) 申請者必須說明設施結構物材料耐熱特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。

(2) 申請者必須說明設施結構物材料耐久特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。

(3) 申請者必須說明設施結構物材料抗腐蝕特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。

(4) 申請者必須說明設施結構物材料抗磨損特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。

(5) 申請者必須說明設施結構物材料抗輻射特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。

(四)、評審發現

審查人員應確認申請者對構造安全設計之各項資料提供詳細與確實之說明，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」與「低放射性廢棄物貯存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. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
8. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
9. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
10. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
11. 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。
12. 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。

13. 中國土木水利工程學會混凝土設計規範與解說(土木 401-100)
14. 建築物耐震設計規範及解說，中華民國內政部營建署，July 2011。
15. 消防法及其施行細則，中華民國內政部營建署，Nov. 2016。
16. 建築法，中華民國內政部營建署，Jan. 2011。
17. 建築技術規則，中華民國內政部營建署，Oct. 2017。
18. 中國國家標準（CNS），經濟部標準檢驗局。
19. 美國材料試驗協會（ASTM），經濟部標準檢驗局。
20. 建築物基礎構造設計規範，中華民國內政部營建署，Oct. 2001。
21. 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。
22. 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。

3.2 輻射安全設計 — 審查重點

- (一) 安全限值：說明設施內外之輻射限值與輻射防護分區規劃。
- (二) 輻射屏蔽設計：針對貯存廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，進行輻射屏蔽分析評估，說明貯存設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
- (三) 職業曝露合理抑低：說明設施正常運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少應包括下列各項：(a)輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護與監測設備等之設計。(b)廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。(c)廢棄物搬運遙控設計。

3.2 輻射安全設計

(一)、審查範圍

審查人員將審查安全分析報告內與輻射安全設計有關內容，包括設施內外之輻射限值與輻射防護分區規劃、設施內之輻射屏蔽設計與劑量分析情形。並針對正常運轉下所採取的合理抑低措施，以保障工作人員之輻射安全。

輻射安全設計不但要確保工作人員與一般民眾的輻射劑量在法規限值內，也應依輻射防護之要求，使工作人員與一般民眾的輻射劑量合理抑低。須提出下列資料供審查。

1. 安全限值：訂定設施內外各區域或作業之輻射劑量限值。
2. 貯存設施結構之輻射屏蔽分析：輻射屏蔽設計與分析。
3. 職業曝露合理抑低：輻射防護除須確保工作人員與一般民眾之輻射劑量低於游離輻射防護安全標準之限值外，也必須使劑量合理抑低。
4. 人員污染防護之設計。
5. 人員、物料進出設計。

(二)、程序審查

審查人員應依「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」及本節確認安全分析報告內輻射安全設計資料的完整性。審查人員應審查申請者採用其以往設計與運轉經驗，以確認設施之設計能減少輻射曝露，審查人員應審查會導致減少職業輻射曝露之設計資料。申請者應提出須提出下列資料供審查。

1. 安全限值：訂定設施內外各區域或作業之輻射劑量限值，應可協助輻射屏蔽之設計，並管制人員之進出，以確保工作人員之輻射安全。
 - (1) 提出設計概念，包括設計基礎與準則。
 - (2) 為使工作人員劑量合理抑低，輻射管制區再細分為不同之輻射區，並定出各輻射區之最大輻射劑量率。
2. 貯存設施結構之輻射屏蔽分析：輻射屏蔽設計與分析，涉及未來是否能安全運轉，所以須提相關資料供審查。
 - (1) 屏蔽之設計準則。
 - (2) 針對貯存廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，說明貯存設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、構造強度、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
 - (3) 屏蔽參數與計算程式(輻射屏蔽計算模式可分為二類：直接輻射及向天輻射。劑量評估計算則可採用早期之 QADCG/INER- II、SKYSHINE-III 等電算程式，或目前較新之 MicroShield、MicroShield V&V (verification and validation)、MicroSkyshine 電算程式等)。
3. 職業曝露合理抑低：輻射防護除須確保工作人員與一般民眾之輻射劑量低於游離輻射防護安全標準之限值外，也必須使劑量合理抑低。為使職業曝露合理抑低，須考量設施設計與管制作業，採取合理抑低措施。
 - (1) 輻射監測區域規劃、輻射管制區劃分及輻射防護設備之使用等。
 - (2) 廢棄物廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等

作業區職業曝露合理抑低之設計。

- (3) 對較高活度廢棄物之屏蔽設計。
- (4) 貯存庫的設計具有包封 (Confinement) 的功能，其空調系統使貯存庫具負壓能力，以維持負壓下可有效防止放射性污染擴散至貯存庫外。

(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. 安全限值：
 - (1) 貯存場輻射安全設計：在場區外，民眾的年有效劑量不得超過 0.25 毫西弗；在場區內，是否考量輻射源(加馬輻射與空浮)、工作環境、及占用時間，將輻射管制區分區管制，並訂定工作人員的輻射劑量行政管制值；該輻射劑量行政管制值，是否符合合理抑低。
 - (2) 是否考量各輻射管制區內工作人員之占用時間與人數，及合理抑低原則，訂定其劑量率限值。並對該管制區之屏蔽與通風設計，是否考量合理抑低。
2. 貯存設施結構之輻射屏蔽分析
 - (1) 屏蔽之設計準則：各輻射管制區之屏蔽設計，是否考量合理抑低；該區之計算最大輻射劑量率，是否小於其限值。
 - (2) 各輻射管制區內廢棄物所含各核種之活度、比活度及分布情形：是否考量運轉期間各廢棄物接收區、暫存區、再處理包裝區之最大廢棄物量，及可能的最大活度與比活度。
 - (3) 各輻射管制區輻射屏蔽結構體之構造強度、比重、厚度等有關資料：

輻射屏蔽結構體之構造強度與比重，是否一併被考慮在建築物結構體。

- (4) 屏蔽參數與計算程式：輻射屏蔽厚度之計算，是否利用可接受的屏蔽計算程式(輻射屏蔽計算模式可分為二類：直接輻射及向天輻射。劑量評估計算則可採用早期之 QADCG/INER-II、SKYSHINE-III 等電算程式，或目前較新之 MicroShield、MicroShield V&V (verification and validation)、MicroSkyshine 電算程式等)，有否正確性及驗證性 (Validation & Verification) 程式可以協助評估其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率。

3. 職業曝露合理抑低

- (1) 輻射監測區域規劃：輻射監測區域內的劑量率是否都小於 0.5 微西弗/小時。
- (2) 輻射管制區，是否依輻射劑量率的狀況，再加以細分；每一種輻射管制區內，是否裝設區域輻射監測器與空浮監測器；監測器安裝位置，是否為人員經常到達的地方；監測器之刻度，是否涵蓋預期事故之最大劑量率值；各監測器讀值看板，是否裝設在進入管制區之入口明顯處。各輻射管制區的通風，是由低空浮區流向高空浮區，且高空浮區在排放口需裝設過濾器與空浮連續監測器。高空浮區排放口，在測到超過排放限值時，是否有警報，是否可自動關閉排放並停止作業。
- (3) 進入管制區，是否經過輻射防護管制站；管制站是否備妥合適的防護衣、防護手套、防護鞋套、防護面具、及各種人員劑量偵測儀器；在出管制站前，是否裝設全身污染偵測設備，及洗滌、沐浴設備。
- (4) 廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、貯存、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計：各作業區是否考量其方便性、減少污染、減少停留時間、避免接觸廢棄物的設計。

- (5) 對較高活度廢棄物之屏蔽設計：經屏蔽後之高輻射區，是否允許人員進入與維修相關設備；是否有利用遙控操作高輻射源的設計。
4. 人員污染防護之設計：輻射作業環境是否有污染管限制值。空浮管限制值。防範體外污染與體內污染之裝備是否足夠。
5. 人員、物料進出設計：是否有足夠的偵檢設備與洗滌設備。是否可避免污染擴散到外面環境。

(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」、「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」、「游離輻射防護安全標準」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. 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. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

3.3 輔助設施或系統之安全設計 — 審查重點

- (一)廢棄物暫貯存區：說明廢棄物暫存區之設計與主要系統元件。
- (二)廢棄物輸送系統：說明廢棄物輸送系統之運送需求，檢測站之相關檢視方法，表面污染及表面劑量偵測、核種分析，以及電腦自動控制執行或人為手動模式等切換方法。
- (三)核種分析或輻射偵測系統：說明核種分析或輻射偵測系統之數量與放置地點及其使用功效。
- (四)檢整系統：說明現有及未來規劃設置之檢整系統，並說明現有檢整系統之適用性。
- (五)粉塵與廢水處理系統：說明現有及未來規劃之廢棄物固化處理系統及粉塵處理系統，以及廢水處理系統，包括廢水集水池，沉水泵，液體流程輻射監測器，以及廢水排放管路流量計與傳訊器，操作室之記錄及顯示計算器等。
- (六)降低盛裝容器腐蝕速率系統：說明現有及未來規畫之降低盛裝容器腐蝕速率之系統，說明不同容器之腐蝕原因，腐蝕檢測，以及各種防治與降低腐蝕速率之方法與系統，及其預期效果

3.3 輔助設施或系統之安全設計

(一)、審查範圍

1. 廢棄物暫貯存區：

廢棄物暫貯存區的設計基礎及適用準則之描述，包括設施配置圖、工程藍圖、建造規格、引用法規及工業標準、暫貯存區的安全使用年限及其內重要設備的更換週期、暫貯存區對低放廢棄物貯存設施之建造與運轉所造成的影響，以及暫存區之容量以及未來之需求。

2. 廢棄物輸送系統：

廢棄物輸送系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、安全使用年限及損耗部分更換週期。

3. 核種分析或輻射偵測系統：

核種分析或輻射偵測系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、核種分析及輻射偵測系統之偵測器種類及其應用與裝置地點、安全使用年限及損耗部分更換週期。

4. 檢整系統：

現有及未來規劃設置之檢整系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、整檢系統之應用與裝置地點、安全使用年限及損耗部分更換週期。

5. 粉塵與廢水處理系統：

說明現有及未來規劃之廢棄物固化處理系統及粉塵處理系統，以及廢水處理系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、安全使用年限及損耗部分更換週期。

6. 降低盛裝容器腐蝕速率系統：

說明貯存區和暫存區的空調系統，供內部循環，以維持各區於允許濕度內，降低貯存區和暫存區內盛裝容器受腐蝕的機率。

(二)、程序審查

1. 廢棄物暫貯存區：

- (1) 說明廢棄物暫存區之設計與主要系統元件。
- (2) 暫時貯存區能有效協助低放貯存設施之運轉並維護工作人員安全。
- (3) 廢棄物暫貯存區引用適切的法規及工業標準。
- (4) 在預期的安全使用年限期間，廢棄物暫貯存均能安全地使用。
- (5) 廢棄物暫貯存區對低放貯存設備建造、運轉不會產生負面的影響。
- (6) 確認貯存設施耐用年限，並確定轉運可至最終處置場。

2. 廢棄物輸送系統：

- (1) 說明廢棄物輸送系統之運送需求，檢測站之相關檢視方法，表面污

染及表面劑量偵測、核種分析，以及電腦自動控制執行或人為手動模式等切換方法。

- (2) 廢棄物輸送系統能有效協助低放貯存設施之運轉並維護工作人員安全。
- (3) 在預期的安全使用年限期間，廢棄物輸送系統均能安全地使用及重要零件適切的更換。
- (4) 廢棄物輸送系統對低放貯存設施建造、運轉不會產生負面的影響。

3. 核種分析或輻射偵測系統：

- (1) 說明核種分析或輻射偵測系統之數量與放置地點及其使用功效。
- (2) 核種分析與輻射偵測系統是否能有效協助低放貯存設施之運轉並維護工作人員安全。
- (3) 在預期的安全使用年限期間，核種分析與輻射偵測系統均能安全地使用及重要零件適切的更換。
- (4) 核種分析與輻射偵測系統對低放貯存設施建造、運轉不會產生負面的影響。

4. 檢整系統：

- (1) 說明現有及未來規劃設置之檢整系統，並說明現有檢整系統之適用性。
- (2) 在預期的安全使用年限期間，檢整系統均可安全地使用及重要零件適切的更換。
- (3) 檢整系統對低放貯存設施建造、運轉不會產生負面的影響。

5. 粉塵與廢水處理系統：

- (1) 說明現有及未來規劃之廢棄物固化處理系統及粉塵處理系統，以及廢水處理系統，包括廢水集水池，沉水泵，液體流程輻射監測器，以及廢水排放管路流量計與傳訊器，操作室之記錄及顯示計算器等。

- (2) 粉塵與廢水處理系統能有效協助低放貯存設施之運轉並維護作人員安全。
- (3) 在預期的安全使用年限期間，粉塵與廢水處理系統均可安全地使用及重要零件適切的更換。
- (4) 粉塵與廢水處理系統對低放貯存設施建造、運轉不會產生負面的影響。

6. 降低盛裝容器腐蝕速率之設計：

- (1) 說明現有及未來規劃之降低盛裝容器腐蝕速率之系統。
- (2) 說明不同容器之腐蝕原因，腐蝕檢測，以及各種防治與降低腐蝕速率之方法與系統。
- (3) 估計其預期效果。

(三)、審查要點與接受準則

輔助系統之設計若符合下列條件則可被接受：(i)依照「低放射性廢棄物貯存及其設施安全管理規則」法規，需能支持設施之運轉；(ii)符合政府及地方法規與工業標準下建造；(iii)在設施運轉年限中，當可預期的一般設計基準事件發生時可承受其加諸之負載，仍能安全運轉；(iv)將不干擾設施之運轉。各輔助系統之審查與接受準則為：

1. 廢棄物暫貯存區：

- (1) 說明此貯存區的位置與尺寸，並附適當比例圖，必要時應附有剖面圖或透視圖，俾明確顯示設施內之配置情形。也須說明貯存廢棄物的種類、表面劑量率、及總活度等資料。
- (2) 說明貯存區附近的自然特徵資料，應包括水文、地質與地震、地形與地貌及氣象(風力、雨量)等。

- (3) 廢棄物暫貯存區應顯示包件的貯存位置，及如何接近包件以進行檢查。貯存區內之處理設備，如空氣取樣站、廢水過濾器、及任何可燃或易爆物質來源的位置，以及若主要污染源，均須標示清楚。
- (4) 貯存在貯存區內放射性物質之體積須標示清楚。
- (5) 對於貯存區之建築物/結構的類型或附屬設施，應說明對於長期氣候影響和極端氣候條件的有害衝擊之保護方法。對於貯存區需要定期維護或測試裝置之維護的頻率需明訂。
- (6) 標示通風系統，以確保封閉的貯存區充分通風與過濾空氣中微粒，並且可控制貯存庫內之濕度，使貯存區內廢棄物桶的腐蝕速率降至最低。
- (7) 明定火災探測、保護和抑制系統之機制，以盡量減少火災的可能性和程度。
- (8) 說明貯存區之防洪與防水之措施，說明此貯存區之防洪設計及周圍的排水系統設計。
- (9) 詳述防止雨水、地下水滲入此貯存區之措施。

2. 廢棄物輸送系統

- (1) 說明廢棄物輸送機系統負責廢棄物桶之裝載、傳送及暫存作業，主要配合廢棄物檢查系統各檢測站之廢棄物桶運送需求。
- (2) 說明廢棄物包件之運送載具、運送路線、運送載具之污染偵檢與除污作業。
- (3) 說明廢棄物包件運送與貯存作業之安全措施，如載具止滑、吊卸警戒等措施，以確保運送與貯存作業安全。
- (4) 說明廢棄物包件運送作業，考量工作人員輻射劑量合理抑低之措施。

- (5) 說明廢棄物進出貯存設施搬運機具設備之名稱、製造廠商、製造日期、最大荷重規格；並說明各種搬運機具設備的功能與注意事項。
- (6) 說明各種搬運機具設備的操作程序與搬運路徑，並說明是否已訂定操作與維護程序書。
- (7) 說明貯存區各種吊卸設備的維修狀況。
- (8) 說明廢棄物包件接收標準，包括包件表面須有清楚標誌與代碼及格式、包件表面輻射劑量率限值、包件表面非固著性污染限值。
- (9) 說明低放射性廢棄物包件之接收程序、劑量率與污染檢測、資料核對與貯存、廢棄物包件吊卸與貯存作業等流程。
- (10) 說明相關檢測站之外觀檢視及桶號確認站、秤重站、表面污染及表面劑量量測站、核種分析站等設備。

3. 核種分析或輻射偵測系統

- (1) 說明包括貯存廢棄物的類別、使用的容器、貯存廢棄物的數量、容器表面劑量率的規劃、及整個貯存設施的總活度及貯存的環境（空調、氣壓）。
- (2) 說明貯存設施附近環境輻射監測點的分布圖。
- (3) 說明貯存設施的環境輻射監測點的年劑量及它們的變化圖。
- (4) 說明貯存設施的輻射防護措施。
- (5) 說明貯存設施管制區與監測區的區域輻射監測器(ARM)分佈圖及其平均劑量率的範圍。
- (6) 說明輻射影響評估方法與結果
- (7) 說明濕性廢棄物桶，及固化廢棄物桶如何做有效計測並分析核種種類，及使用之儀器。

4. 檢整系統

- (1) 提供檢整前的數量、檢整後的數量、檢整前後所使用容器、檢整所使用容器的壽命說明及檢整後的照片。
- (2) 說明貯存後發現異常廢棄物包件(如包裝鏽蝕、廢棄物體膨脹退化等)之檢整作業。
- (3) 說明廢棄物檢查系統，針對廢棄物桶外觀、桶重、桶表面劑量及表面污染、廢棄物核種分析進行檢查。

5. 粉塵與廢水處理系統

- (1) 說明收集粉塵之設備運作與效果
- (2) 說明廢水如何收集集水池，收集設備之運轉、如何洩水，及各樓板可能污染之除污廢水。集水池累積相當水量後，由沉水泵抽至地面取樣分析。
- (3) 說明排放標準，廢水回收處理系統之作業。
- (4) 排放管路是否裝置流量指示及傳訊器，並於操作室記錄及顯示排放量。
- (5) 說明操作室（監測區）如何監測空調子系統，空調設備室，電氣室及配電室。

6. 降低盛裝容器腐蝕速率系統

- (1) 因廢樹脂或有機物在長期輻射曝露後，可能會被解離產生氫氣。空氣中氫氣濃度超過4%，會有燃燒之顧慮。貯存區若存放脫水廢樹脂或有機物，應檢測貯存區之氫氣濃度。
- (2) 說明貯存區和暫存區之空調系統（含空調箱、冰水機），以及維持各區之允許濕度，降低貯存區和暫存區內盛裝容器受腐蝕的機率。

(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」、「低放射性廢棄物貯存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. 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. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，

Dec. 2002 °

3.4 公用設施或系統之安全設計 — 審查重點

- (一) 通訊系統設計：說明貯存庫之人員通訊系統和數據傳輸系統及其維修測試計畫。
- (二) 電力系統設計：說明通訊、照明、及其他設備之供電系統及其獨立性。
- (三) 給排水系統之設計與建造：說明對貯存場建造、運轉，消防系統皆可提供足夠的水量，可提供工作人員足夠的飲用水，可提供工作人員除污用的溫水，及各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，可收集地面之廢水至地下。
- (四) 照明系統設計：說明照明系統之廠區配備及其提供作業與維修所需照明之功效。
- (五) 廢棄物處理：說明貯存庫監測區產生廢棄物處理方式。貯存區和作業區產生的廢棄物應視為放射性廢棄物處理；固體廢棄物裝桶貯存，液體廢棄物則泵至55加侖桶再運回廢液處理系統處理。
- (六) 空調通風和排氣系統：說明空調通風及排氣系統配置地點，及如何維持貯存環境免於放射線污染。

3.4 公用設施或系統之安全設計

(一)、審查範圍

審查人員將就提案的低放射性貯存設施中被設計用來輔助系統運轉需求以及直接影響到工作人員安全的公用系統加以審查。委員將評估申請者對公用系統的描述，其內容涵蓋通訊，電力，給排水，照明，廢棄物處理及空調通風和排氣系統以確保：(1)每一公用系統的設計基礎及標準對所提案之設施為恰當的；(2)在設計基準事件發生的情況下，各系統仍能如預期正常運轉使設施維持正常壽命；(3)公用系統中對其主要設計特性之潛在負面效應已充分說明；以及(4)這些潛在的負面效應將不致嚴重降低或損害設施的安全功能。

(二)、程序審查

審查人員將根據本節之接受準則評估各類公用系統。所提出資料的詳細程度必須與該系統對安全運轉與廢棄物貯存功能之重要性等比增加。

審查人員將根據本節及「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」，審查其公用系統之敘述與分析的完整性以及其功能。審查人員將審查在本節中提出之各公用系統的設計準則及其基礎，且將評估資料的適合性及其關於主要設計特性的相容性與影響性，也將評估申請者對因公用設施的功能失常或失效而對設施之設計與安全運轉可能造成的負面效應提出說明與評估。

基於審查之需要，審查人員可要求申請者額外提供資料或修改所提送之資料，以符合本節接受準則之要求。

公用設施或系統之安全設計之審查重點包括：

1. 通訊系統設計：審查重點為貯存庫的通訊系統包含人員通訊系統和數據傳輸系統，貯存庫內聯絡的工具，貯存庫操作室與管制站如何與發電廠廠區內聯絡，以及貯存庫之人員通訊系統和數據傳輸系統及其維修測試計畫。
2. 電力系統設計：審查重點為貯存庫的電力系統設計是否依需求而配置，包括通訊、照明、廢水收集系統、廢棄物裝卸吊車、廢棄物桶檢查輸送機系統、廢棄物桶檢查系統、自動搬運車、CCTV 系統有無設置單獨的電源匯流排。
3. 給排水系統：審查重點為貯存庫的給排水系統，是否對貯存庫的建造、運轉及消防系統提供足夠的水量，是否提供工作人員足夠的飲用水，是否提供工作人員除污用的溫水，是否各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，是否收集地面之廢水至地下。
4. 照明系統設計：審查重點為貯存庫之貯存區有無設置全區照明，或僅於該區適當位置設置探照燈具、有無自動搬運車的探照燈及鄰近清潔區投射照明燈作業所需照明、監測區的照明設計在作業和維修時有無充足之

照明。

5. 廢棄物處理: 審查重點為說明貯存庫產生廢棄物處理方式。
6. 空調通風和排氣系統: 審查重點為貯存庫空調通風和排氣系統設計包含監測區空調子系統、貯存區空調子系統以及作業區空調子系統。監測區空調子系統是否為獨立設置以避免污染; 貯存區空調子系統和作業區空調子系統如何控制和處理空氣中之放射性污染並維持廢棄物桶良好的貯存環境, 以及空調通風及排氣系統配置地點, 及其如何維持貯存環境免於放射線污染。

(三)、審查要點與接受準則

本節審查範圍可應用為「低放射性廢棄物貯存及其設施安全管理規則」。

1. 若通訊系統之設計與安裝達成下列目標則可被接受：
 - (1) 說明貯存庫的通訊系統包含人員通訊系統和數據傳輸系統。在廢棄物接受、控管與貯存運轉之所有時間, 不論視訊或音訊皆可清晰的聯繫廠區的人員。
 - (2) 可與廠區外官方單位維持可靠的聯繫, 特別是在緊急應變的時期。
 - (3) 需根據一般常見且可接受之作業進行建構。
 - (4) 不會與設施的設計或運轉相抵觸。
2. 若電力系統之設計與安裝達成下列目標則可被接受：
 - (1) 說明貯存庫的電力系統設備需求之配置, 包括通訊、照明、廢水收集系統、廢棄物裝卸吊車、廢棄物桶檢查輸送機系統、廢棄物桶檢查系統、自動搬運車、CCTV系統等, 能夠對於貯存場安全運轉的要求提供現場的電力。
 - (2) 需根據一般常見且可接受之作業來建構。
3. 給排水系統之設計與建造達成下列目標則可被接受：

- (1) 說明對貯存場建造、運轉，消防系統皆可提供足夠的水量，並增列以下項目：估計場區空間可燃物之火載量規模，消防隊位置，其汲水取水位置，消防隊灌救所需之時間，並提供消防蓄水量之估算。
 - (2) 說明可提供工作人員足夠的飲用水，估算工作人員人數。
 - (3) 說明可提供工作人員除污用的溫水，估算工作人員人數、除污之耗費時間。
 - (4) 說明各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，可收集地面之廢水至地下。
4. 照明系統之設計與建造達成下列目標則可被接受：
- (1) 說明貯存庫之貯存區如何設置照明，以及由自動搬運車的探照燈及鄰近清潔區投射照明燈提供作業所需照明。
 - (2) 監測區的照明設計則視作業和維修所需裝設必要和充足照明。
5. 廢棄物處理系統之設計與安裝達成下列目標則可被接受：
- (1) 說明貯存庫監測區產生廢棄物處理方式。
 - (2) 貯存區和作業區產生的廢棄物通常視為放射性廢棄物處理：說明固體廢棄物與液體廢棄物之處理方式與系統。
6. 空調通風和排氣系統之設計與建造達成下列目標則可被接受：
- (1) 說明貯存庫空調通風和排氣系統之設計，包含監測區空調子系統、貯存區空調子系統以及作業區空調子系統。
 - (2) 監測區空調子系統應為獨立設置以避免污染。
 - (3) 說明貯存區空調子系統和作業區空調子系統，如何控制和處理空氣中之放射性污染並維持廢棄物桶良好的貯存環境。
 - (4) 說明確保貯存區（管制區），裝卸區及檢整區（管制區），自動搬運車升降機區（管制區）為負壓區。

(5) 說明操作室如何監測空調子系統，空調設備室，電氣室及配電室。

(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」、「低放射性廢棄物貯存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. National Fire Protection Association, NFPA 801-1986, "Recommend Fire Protection Practice for Facilities Handling Radioactive Materials", Quincy, MA.
2. National Fire Protection Association, NFPA 901-1981, "Uniform Coding for Fire Protection", Quincy, MA.
3. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
4. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
5. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
6. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
7. 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。
8. 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。

9. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
11. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
12. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
13. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

3.5 預防異常狀況或意外事故之設計 — 審查重點

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設計包括：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、入滲量異常增加或設施內積水等之補救措施。

3.5 預防異常狀況或意外事故之設計

(一)、審查範圍

預防異常狀況或意外事故之設計，其相關系統、設備及組件之審查範圍如下：

1. 空調系統(HVAC):

- (1) 共同排放系統是否採用獨立的高效率過濾串，過濾串裝有壓差感測計與壓差錶，當壓差過高或低時，應可切換至備用串以利運轉過濾串維護和更換。
- (2) 為使現場各機具、設備及儀器在適宜操作環境運轉，貯存庫各區專屬之空調箱(AHU)應將相對濕度控制於 65%為原則，以防止廢棄物桶銹蝕，延長使用壽命。
- (3) 中央控制室之空調箱之兩串冰水系統及其所屬的冷卻水系統，應可切換交替運轉以維持控制室所需之溫濕度。
- (4) 冰水系統之進水管路具備壓差開關，當壓差高於設定值，主機應跳脫，工作人員可立即檢查或切換至備用冰水系統串。

2. 自動堆高機系統(AGV)與屏蔽堆高機(SMOF)

- (1) AGV 的緊急停止裝置應能使用軟體和硬體控制停止功能。
- (2) 軟體控制之停止，應包括無導線停止、截波器上的電流限制停止、

解碼器釋出的錯誤、暫停方式或其它停止。

- (3) AGV 配備極限開關，應可限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
- (4) AGV 應配備兩個雷射防撞裝置，以掃描被程式化的區域，當掃描發現程式化的區域有障礙物時，應可使車輛自動減速或立即停止。
- (5) 屏蔽堆高機之駕駛室的四周應有鉛玻璃，並加裝鉛屏蔽，以避操作人員接受輻射劑量過高。屏蔽堆高機應裝有防止油壓馬達空轉及油溫過熱裝置，其他安全措施 包括電路安全裝置等。

3. 油壓貨梯系統(Lift)

油壓貨梯機構應依 CNS 11380 B4065 液壓升降機之規定，具備以下安全設計：

- (1) 液壓異常增高時，應使用壓力(油泵出口壓力)未超過最大使用壓力的 1.25 倍以前，作用壓力不超過最大使用壓力 1.5 倍的安全閥。
- (2) 應具防止油缸內的油因動力消失而逆流的裝置。
- (3) 應具停車自動水平裝置。
- (4) 應具保持油溫的裝置。
- (5) 應具防止柱塞和油缸脫離的裝置。
- (6) 應有電梯車廂頂部之檢查場，以供維修、檢查及保養用。
- (7) 應具防止泵浦空轉的裝置。
- (8) 應具貨梯機坑底部裝置緩衝器，以吸收向下之衝擊力。
- (9) 應具備車廂內之警報器與對講機。
- (10) 應具備緊急車廂照明。

4. 裝卸吊車(起重機)系統(Crane)

- (1) 起重機機構依應具備以下安全措施：捲揚、橫行和縱行採用電磁式煞車。極限開關應規定吊升位置。過負載防止裝置，當過負載時吊車停止吊升動作。緊急停止移動或揚升動作。縱行及橫行之過行走極線開關。
- (2) 為配合貯存庫作業，起重機應設有以下安全措施。緊急回拉救援設備，可將故障的起重機拉回至維修區。減速齒輪箱可將故障的吊裝負載放下主驅動馬達故障可由控制盤切換到輔助馬達將起重機帶回維修區。測距儀與距離感應器用以測量南北、東西及上下之吊裝距離，並將訊息傳送至 PLC。煞車電路過載與短路保護。馬達電路過載與短路保護；變頻器電流過載保護。

5. 廢棄物桶檢查輸送機系統(Conveyor)

- (1) 自動化操作系統失效時，操作人員應可在控制室的遙控操作盤上直接控制驅動此輸送機系統。
- (2) 操作盤應設置緊急停止開關及警報裝置。

6. 區域輻射監測系統(ARM)

- (1) ARM 輻射監測儀，應每隔一段時間自動檢查周邊電路板與偵檢頭連線狀態。如發現有周邊異常時，將失效位置等訊息顯示，並發出警報聲提醒附近人員，進行必要處理程序。不揮發靜態隨機記憶體，即主控制電路板應附有備援電池，可避免電力喪失時發生資料或程式流失的情況。
- (2) 應具備用電力，當主電源喪失時，可維持主機之正常操作。

7. 緊急電力

貯存設施內應設有不斷電系統(UPS)，提供 ARM 系統及 CICS 電腦內資料在斷電時不致流失，並可使電腦在下次啟動時，自動銜接此未完成之工作，使系統運轉順暢。消防受信總機應自備獨立蓄電池，供應所有消

防感測設備、自動警報設備、預動式噴灑設備啟動所需電力。

8. 輻射防護

貯存設施應採用遙控設計，廢棄物桶檢測應有屏蔽牆做為輻射屏蔽，且工作人員在廢棄物桶檢查期間不得進入檢測區，可避免工作人員受到過多的直接輻射劑量。

(二)、程序審查

預防異常狀況或意外事故之設計之審查重點包括：

1. 火災防治: 貯存廠內木板、紙類、紙板、橡膠、塑膠、高效率微粒空氣過濾器為易燃性固體，容易引起火災應妥善處理。酒精、丙酮、油漆、調漆劑、汽油、煤油、溶劑等可燃性液體，容易引起火災，嚴禁儲放於貯存庫內。發生火災之可能地點如操作室內之電纜滙集或穿越處，電纜線之保護層及塑膠製品等，有失火引燃之可能，配電中心為電力滙集分配場所，容易因斷路器切換或電源變更控制操作不順遂時引發電氣火災，均應妥善防治。
2. 爆炸防治: 貯存庫之放射性廢棄物本身雖無爆炸之虞，但為避免貯存庫受到外來爆炸因素影響，貯存庫之防爆措施應列入電廠之保安計畫內，並訂定貯存庫一般性巡視頻率及執行單位，另加強貯存庫與廠區聯絡措施以應急需。
3. 放射性氣體外釋: 說明流程（氣體）輻射監測系統（PRM）與共同排放系統之運轉是否同步，確認當 HVAC 的共同排放系統啟動，PRM 也能隨之啟動開始偵測。操作室是否能隨時監測 PRM 狀況，以及警報發布與運作機制。另外應說明如何確保維持各管制區負壓，減少輻射物質隨氣體外流之機會。
4. 廢棄物桶堆傾倒: 為防止廢棄物桶堆傾倒而造成危險，應說明所使用之裝填方式，並說明裝填時，如何使裝填物重量均勻分布於廢棄物桶（橫）

截面，且每桶總重與裝填高度均應合乎標準。

5. 吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落：為防治吊卸廢棄物桶或貨櫃掉落，說明如何維持吊卸搬運機具，裝卸吊車，屏蔽堆高機，廢棄物桶檢查輸送機，貨櫃吊車，廢棄物棧板吊車，及自動搬運車之正常運作。
6. 排水系統失效：針對截水溝，及在結構物四周設計地面雨水排水溝，貯存庫四周之地下排水系統，說明如何將地下水收集至貯存庫之庫外集水井內，各井均是否設有水位開關傳訊至操作室，高水位時抽水泵是否可自動啟動抽至排水系統中排除。
7. 入滲量異常增加或設施內積水：針對防雨水設計，防海嘯設計，以及地下排水設計，說明如何防止設施內積水。

(三)、審查要點與接受準則

預防異常狀況或意外事故之設計，其相關系統、設備及組件之審查與接受準則為：

1. 空調系統(HVAC)設計
 - (1)說明排放系統如何過濾，有無備用串，以及如何感測切換至備用串以利運轉過濾串維護和更換。
 - (2)對於考量現場各機具、設備及儀器之適宜運轉操作環境，說明貯存庫各區專屬之空調箱(AHU)之自動感測方式，如何控制相對濕度以有效防止廢棄物桶銹蝕，延長使用壽命。
 - (3)說明中央操作室之空調系統，有無備用串，以及如何切換交替運轉以維持操作室所需之溫濕度。
 - (4)說明冰水系統之進水管路如何開啟，當操作室的空調控制盤。
2. 自動搬運車系統(AGV)與屏蔽堆高機(SMOF)
 - (1)說明AGV的緊急停止裝置，如何使軟體和硬體控制停止功能。

- (2)說明軟體控制下停止，包括無導線停止、截波器上的電流限制停止、解碼器釋出的錯誤、暫停方式或其它停止。
- (3)說明 AGV 配備之極限開關，如何限制升降裝置的最高上升高度和最低下降高度。
- (4)說明 AGV 之防撞裝置，如何以掃描被程式化的區域，當掃描發現各區域有障礙物時，車輛會自動減速或立即停止。
- (5)說明堆高機之駕駛室如何屏蔽，以避免操作人員接受輻射劑量過高。
- (6)說明屏蔽堆高機裝如何防止油壓馬達空轉及油溫過熱裝置，以及其他安全措施包括電路安全裝置等。

3. 自動搬運車升降機系統 (LIFT)

說明升降機機構液壓升降機之規定，且具備以下安全設計：

- (1)液壓異常增高時，使用壓力（油泵出口壓力）未超過最大使用壓力（基載載重，以額定速度上升中的使用壓力）的 1.25 倍以前，作用壓力不超過最大使用壓力 1.5 倍的安全閥。
- (2)防止油缸內的油因動力消失而逆流的裝置。
- (3)停車自動水平裝置。
- (4)保持油溫的裝置。
- (5)防止柱塞和油缸脫離的裝置。
- (6)電梯車廂頂部之檢查場，供維修、檢查及保養用。
- (7)防止泵浦空轉的裝置。
- (8)升降機機坑底部裝置緩衝器，可吸收滿載之車廂以額定速度之 1.4 倍向下之衝擊力。
- (9)車廂內之警報器與對講機。
- (10)緊急車廂照明。
- (11)驅動馬達具備誤接逆相電流及故障防止起動之裝置。

- (12)車廂內之操作盤及操作室設置油壓系統危險警示燈及警鈴。
- (13)門聯鎖裝置，包含閉鎖設施、碰觸裝置及光電感應裝置，以利自動搬運車進出。
- (14)操作室及車廂內及機坑進口旁設有緊急停止按鈕；以及(15)防超載裝置及警示燈。

4. 橋式吊車（起重機）系統（CRANE）

說明起重機機構架空移動起重機之規定，且具備以下安全措施：

- (1)捲揚、橫行和縱行採用電磁式煞車。
- (2)極限開關可規定吊升位置。
- (3)過負載防止裝置，當過負載時吊車停止吊升動作。
- (4)緊急停止移動或揚升動作。
- (5)縱行及橫行之過行走極線開關。
- (6)緊急回拉救援設備，可將故障的起重機拉回至維修區。
- (7)減速齒輪箱可將故障的吊裝負載放下。
- (8)主驅動馬達故障可由控制盤切換到輔助馬達將起重機帶回維修區。
- (9)測距儀與距離感應器用以測量南北、東西及上下之吊裝距離，並將訊息傳送至 PLC。
- (10)煞車電路過載與短路保護。
- (11)馬達電路過載與短路保護；變頻器電流過載保護。

5. 廢棄物桶檢查輸送機系統（CONVEYOR）

- (1)說明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)說明操作盤設置緊急停止開關及警報裝置。

6. 廢棄物桶檢查系統（WDIS）

(1)說明廢棄物桶檢查系統基於輻射防護的考量，如何屏蔽輻射。

(2)廢棄物桶之表面污染擦拭檢查所採用的吊裝設備，應具備以下安全措施：(a) 極限開關可規定吊升位置；(b) 過負載防止裝置，當過負載時吊車停止吊升動作；以及(c) 緊急停止移動或揚升動作。

7. 區域輻射監測系統 (ARM)

(1)說明 ARM 之 real-time 自我診斷功能，當監測器故障失效時，如何自動引發 failure 警報通知運轉員。

(2)說明操作室監控電腦 ARM 之全迴路掃描，偵測所有 ARM 狀態 (含 failure, High, Alert Alarm 及即時劑量讀數)，異常時應發出警報通知運轉員，並依程序書規定處理。電廠備有應變程序可處理異常狀況。

(3)說明主控制電路板之靜態隨機記憶體(SRAM)負責儲存日期、時間、監測儀與所接偵檢器狀態、累積劑量、最近一個月監測紀錄等資料，並需附有備援電池，可避免電力喪失時 SRAM 內部資料流失。

(4)說明備用電力，當主電源喪失時，可維持主機至少 12 小時之正常操作。

8. 緊急電力

(1)貯存庫內應設有不斷電系統 (UPS)，使 CICS 及 WDIS 電腦內資料在斷電時不致流失，並可使電腦在下次啟動時，自動銜接此未完成之工作，使系統運轉順暢。

(2)當外來電力停止供應時，汽渦輪發電機應自動供電，供電範圍包括自動搬運車升降機及客貨電梯，停電時兩者均可慢慢降至次層或最低層，使人員機具設備可以離開。ARM、PRM (LEM、GEM) 應具備備用電池，可持續不間斷運轉。

9. 輻射防護

(1)貯存庫之設施應採用遙控設計。

(2)WDIS 檢測應有屏蔽牆做為輻射屏蔽，且工作人員在廢棄物桶檢查期間不得進入檢測區，皆可避免工作人員受到過多的直接輻射劑量。

(3)設備故障時應召開 ALARA 會議做好輻防管制措施。

(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」、「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」、「游離輻射防護安全標準」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. 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. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。

9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

第七章 設施之安全評估

設施之安全評估 — 審查重點

(一) 正常運作時之安全評估：分析貯存設施正常運作時可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與現行法規作比較。評估時應包括下列各項：(a)貯存設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析。(b)貯存設施之輻射安全評估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體外輻射曝露劑量。(c)廢棄物運送、接收作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。(d)廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量評估。(e)放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。

(二) 意外事件之安全評估：包含(a)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。(b)工作人員及民眾劑量評估：分析重要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。

(一)、審查範圍

審查人員將審查申請者所提出安全分析報告中，正常運作及意外事件下貯存設施可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與現行法規作比較。

且審查人員應審查申請者提出貯存設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析之射源項，以確保劑量評估之合理性。申請者須提出下列資料供審查。

1. 正常運作時之安全評估，應包括下列各項：

- (1) 貯存設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析。
- (2) 貯存設施之輻射安全評估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體

外輻射曝露劑量。

- (3) 廢棄物運送、接收作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。
 - (4) 廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量評估。
 - (5) 放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。
2. 意外事件之安全評估，應包括下列各項：
- (1) 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。
 - (2) 工作人員及民眾劑量評估：分析重要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. 綜合評估：將貯存庫在各種作業下，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

(二)、程序審查

審查人員將審查申請者所提出之各種放射性曝露途徑資料是否完整。若資訊不當或不足，應要求申請者補足資料或提出解釋。此時審查人員得建議退回申請案或接受申請並等待額外資料補齊。審查申請者所提出之資料是否合理，並判斷所提供之資料是否足以提供進行獨立的安全評定。同時，申請者須提出放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。為確保工作人員與一般民眾的輻射劑量在法規限值內，申請者須提出下列資料供審查。

1. 正常運作時，貯存設施對廠界外民眾之輻射之安全評估方面
 - (1) 說明貯存設施運貯作業時，主要之輻射曝露途徑及情節分析。
 - (2) 提出貯存設施對廠界外民眾之輻射安全評估，其內容應包含，至少應含括下列各項，必要時得列報告附冊備查：

- A. 概述：簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等。
 - B. 廢棄物：詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強度等。
 - C. 屏蔽結構體：詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等。
 - D. 評估模式：詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限制，提供模式確認、校正與驗證，以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料。
 - E. 評估之假設：說明評估過程中之各項假設及其合理保守性。
 - F. 劑量評估點（區）：說明評估點（區）選取之原因及其幾何座標位置。
 - G. 評估參數：評估參數要確保其可靠性。針對輻射評估軟體正確性及驗證性[Validation & Verification]提出說明，闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔（含電子檔），輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註。
 - H. 評估結果：評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制。
 - I. 參考文件。
- (3) 說明貯存設施對廠界內工作人員職業曝露劑量評估方面，考量降低

工作人員之輻射劑量，於貯存庫之廢棄物接收、桶污染擦拭偵測、桶面劑量偵測、記錄、桶吊入貯存區暫存、搬運、貯存等作業之設計，評估已考量「合理抑低作為」。

- (4) 說明廢棄物運送、接收作業對設施外民眾及之工作人員直接輻射暴露評估。
- (5) 說明廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量評估，並說明貯存庫內可能導致攜帶放射性核種之廢水來源、後續處理步驟及對設施外民眾之輻射劑量影響。
- (6) 說明放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。說明一般放射性核種若經由固化桶中流散至地下水之步驟，包含：水泥固化體之破壞或固化內自由水核種滲出、滲出之核種穿越貯存庫之底部結構或流出於庫房外部之土壤中、核種在土壤中的移動(Migration)、核種在土壤的擴散(Diffusion)、核種在海洋中的稀釋、核種在食物鏈中的再濃縮(reconcentration)或生物累積(bioaccumulation)或生物放大(biomagnification)、飲用地下水所造成之體內劑量等輻射劑量評估。

2. 意外事件之安全評估方面

- (1) 描述貯存設施可能遭遇的各種意外事故之處理措施。
- (2) 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，並說明其主要輻射暴露途徑及情節。
- (3) 分析重要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. 綜合評估：將貯存庫在各種作業下(如貯存庫內部作業、廢棄物廠內運送、意外事件等)，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

(三)、審查要點與接受準則

審查申請者是否依法規執行相關作業，適用法規包括「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」。安全評估報告中需提供足夠資訊，確保貯存設施各種放射性曝露途徑資料為合理而保守。本節的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。
2. 正常運作時，貯存設施對廠界外民眾之輻射之安全評估方面
 - (1) 說明貯存設施運貯作業時，是否提出主要之輻射曝露途徑及情節分析。
 - (2) 提出貯存設施對廠界外民眾之輻射安全評估，其內容是否至少包括下列各項並列報告附冊備查：概述[簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等]、廢棄物[詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強度等]、屏蔽結構體[詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等]、評估模式[詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限制，提供模式確認、校正與驗證，例如 Microshield V&V 驗證程式，針對輻射評估軟體正確性及驗證性提出說明，闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料]、評估之假設[說明評估過程中之各項假設及其合理保守性]、劑量評估點（區）[說明評估點（區）選取之原因及其幾何座標位置]、評估參數[評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入

檔(含電子檔),輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表,必要時應以立體圖加以標註]、評估結果[評估結果與設計基準及法規劑量限值比較,說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制]、參考文件等。

- (3) 正常運作時,貯存設施對廠界內工作人員職業曝露劑量評估方面,於貯存庫之廢棄物接收、桶污染擦拭偵測、桶面劑量偵測、記錄、桶吊入貯存區暫存、搬運、貯存等作業之設計,是否評估已考量「合理抑低作為」。
- (4) 是否評估廢棄物運送、接收作業對設施外民眾及之工作人員直接輻射曝露。
- (5) 是否說明廢水來源並評估廢水處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量影響。
- (6) 是否說明放射性核種可能滲入地層步驟及對設施外民眾之輻射劑量評估。

3. 意外事件之安全評估

- (1) 意外事故之處理,是否採取輻射防護措施進行作業。
- (2) 有無提供核種外洩的程度、工作人員停留時間長短等相關資訊。
- (3) 體內曝露評估方式,是否在事故處理後先求得體內污染活度及核種,再加以評估劑量。
- (4) 是否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。
- (5) 是否分析重要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。

4. 綜合評估:是否將貯存庫在各種作業下(如貯存庫內部作業、廢棄物廠內運送、意外事件等),工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

(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. 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. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。

10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

附件 II

除役低放廢棄物處理設施
安全審查導則
(初稿)

計畫執行人:王曉剛、劉明樓、劉文仁
中華民國 106 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者，應檢附安全分析報告送審。

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」、「申請設置低放射性廢棄物處理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。

本審查導則內容對應安全分析報告共分為二章，內容包括第三章設施之設計基準；第五章設施之安全評估等章節。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。

附錄

第三章 設施之設計基準.....	1
第五章 設施之安全評估.....	33

第三章 設施之設計基準

3.1 構造安全設計 — 審查重點

- (一) 建築設計：說明設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。
- (二) 土木建築構造物設計：說明處理設施主要結構物之工程材質與設計標準。
- (三) 結構設計：說明處理設施主要結構物之防震設計、防颶設計、結構分類、設計荷重及其組合等。
- (四) 防洪及防水措施之設計：描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及洪水灌入設施之措施，防止雨水、地下水入滲處理設施之措施。
- (五) 消防系統設計：描述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。
- (六) 設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。

3.1 構造安全設計

(一)、審查範圍

審查人員將對處理設施構造安全設計之資料進行審查，以確保符合「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」之要求，以合理保證設施主要結構物之安全設計。審查人員將針對下列各項內容進行構造安全設計之審查。

1. 處理設施主要結構物及使用需求規劃及其配置。
2. 處理設施主要結構物之工程材質與設計標準。

3. 處理設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。
4. 設施防洪之排水系統，防止海嘯及洪水灌入設施之措施，防止雨水、地下水入滲處理設施之措施。
5. 描述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。
6. 設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。

(二)、程序審查

審查人員將對處理設施構造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. 建築設計：說明處理設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。
 - (1) 說明主要結構物之建築設計目標、使用需求規劃及其配置、相關的設計基準與功能需求，以及對應引用法規與報告之依據。包括設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等。
 - (2) 設施主要結構物的正視圖、通過重要系統的參個軸向剖面圖及細部設計。主要結構物包括處理廠房、接收與吊卸廠房、除污與檢整廠房、輔助廠房與公共廠房。
 - (3) 設施內外的排水與集水系統的剖面圖及細部設計。
 - (4) 降低設施外雨水入滲之設計。
2. 土木設計：說明處理設施主要結構物之工程材質與設計標準。

- (1) 提供土木材料之工程性質如抗壓強度、耐久性、滲水性等特性及其設計標準。
 - (2) 提供土木材料之防洪、防火及抗輻射之特性與設計標準。
 - (3) 提供基礎、擋土與邊坡、防海嘯牆、地面車道地坪、防洪外溝等土木工程設計之土木材料之特性與設計標準。
3. 結構設計：說明處理設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。
- (1) 主要結構物之結構分類與各類結構的負載。負載包括靜負載(D)和活負載(L)、土壤壓力之負載(H)、溫度差之熱負載(T)、風壓力之負載(W)，地震之負載(E)。
 - (2) 說明混凝土結構物及鋼構結構物之設計所選用之負載組合，並說明所選用負載組合的原因。
 - (3) 提供結構物之防震與防颱之設計基準與相關資料。
 - (4) 設計與分析步驟：資料包含 (1)設計的假設條件；(3)設計的分析步驟描述包含電腦程式和有效性；(4) 描述設計基準地震力之計算方法；(5)用以確認設計的方法如計算及其結論；(6)可使用之電腦分析設計軟體。
4. 防洪及防水之設計：描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及洪水灌入設施之措施，防止雨水、地下水入滲處理設施之措施。
- (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、地下水滲入處理設施之措施。
 - (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。
5. 消防系統之設計：描述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。
- (1) 提供消防系統相關資料，特別是反應緊急火警時的控管計劃；可供火警應變的程序、材料及設備之相關資料及遵循的法規及規範。
 - (2) 提供設施內有關防爆與除熱等設計之相關資料。
 - (3) 提供消防設備的種類、配置與規範。
 - (4) 提供有工作人員應變與預防火災發生的訓練計劃。
6. 設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性、抗磨損性、抗輻射及除污等之設計，應詳細描述採用之材料。
- (1) 提供結構物耐熱之特性與設計之相關資料及設計標準。
 - (2) 提供結構物耐久性之特性與設計之相關資料及設計標準。
 - (3) 提供結構物抗腐蝕性之特性與設計之相關資料及設計標準。
 - (4) 提供結構物抗磨損性之特性與設計之相關資料及設計標準。
 - (5) 提供結構物抗輻射及除污之特性與設計之相關資料及設計標準。

(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「申請設置低放射性廢棄物處理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. 建築設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 應檢核處理設施主要結構物之建築設計目標、確認使用需求規劃及其配置能滿足要求。相關的設計基準與功能需求完整。引用法規與報告具適當與代表性。設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果正確與合理。
 - (2) 主要結構物的正視圖與剖面圖能正確顯示各重要系統的配置，及符合設計與建造規範。
 - (3) 結構設施內外的排水與集水系統的剖面圖可顯示出其功能。
 - (4) 降低雨水入滲之設計可達到其功能。
2. 土木設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 申請者必須說明材料之工程性質如抗壓強度、耐久性、滲水性等特性及其設計基準之依據。
 - (2) 申請者必須說明土木材料之防洪、防火及抗輻射之工程特性與設計基準之依據。
 - (3) 申請者必須說明基礎、擋土與邊坡、防海嘯牆、地面車道地坪、防洪外溝等土木工程設計之土木材料之特性與設計標準之依據。
3. 結構設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 設施主結構的防震、防風與荷重之設計基準：申請者必須說明處理設施之防震、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) 設施主結構之耐震與強度分析:申請者必須說明設施之主結構分析、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，並說明結構分析與設計和結構系統與構件之資料，與所使用之分析方法、分析軟體和結果，且檢附土木(或結構)技師簽證的評估報告書。
 - (3) 結構介面整合必須經過確實檢討相關設計圖面(包括建築平面圖、立面圖、剖面圖、結構圖、給排水圖、電力圖、弱電圖及空調圖等)並在各分項施工計畫時確實繪製相關施工圖及大樣圖，將設計圖之矛盾處加以檢討。
4. 防洪及防水之設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須說明此處理設施周圍的排水設計基準。說明處理設施之防水與排水系統是可防止水入侵至處理設施。
 - (2) 申請者必須說明防洪的設計基準之依據與排水措施功能之有效性。
 - (3) 申請者必須詳實說明此處理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海嘯及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面之距離，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。
5. 消防系統設計：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (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) 申請者必須說明設施內防爆與除熱等設計之標準並與法規或規範作比較。
 - (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。
6. 設施結構物之材料特性：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 申請者必須說明設施結構材料耐熱性設計之依據與相關資料並與法規或規範作比較。
 - (2) 申請者必須說明設施結構物材料耐久特性與設計之依據及相關資料並與法規或規範作比較。
 - (3) 申請者必須說明設施結構物材料抗腐蝕特性與設計之依據與相關資料並與法規或規範作比較。
 - (4) 申請者必須說明設施結構物材料抗磨損特性與設計之依據與相關資料並與法規或規範作比較。

- (5) 申請者必須說明設施結構物材料抗輻射特性與設計之依據與相關資料並與法規或規範作比較。

(四)、評審發現

審查人員應確認申請者對構造安全設計之各項資料提供詳細與確實之說明，滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」與「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。

若申請者所提出處理設備設計基準之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. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
8. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
9. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
10. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
11. 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。
12. 行政院原子能委員會，「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。
13. 中國土木水利工程學會混凝土設計規範與解說(土木 401-100)
14. 建築物耐震設計規範及解說，中華民國內政部營建署，July 2011。
15. 消防法及其施行細則，中華民國內政部營建署，Nov. 2016。
16. 建築法，中華民國內政部營建署，Jan. 2011。
17. 建築技術規則，中華民國內政部營建署，Oct. 2017。
18. 中國民國國家標準 (CNS)，經濟部標準檢驗局。
19. 美國材料試驗協會 (ASTM)，經濟部標準檢驗局。

20. 建築物基礎構造設計規範，中華民國內政部營建署，Oct. 2001。
21. 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。
22. 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。

3.2 輻射安全設計 — 審查重點

- (一) 安全限值：說明設施內外之輻射限值與輻射防護分區規劃。
- (二) 輻射屏蔽設計：針對暫貯廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，進行輻射屏蔽分析評估，說明處理設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
- (三) 職業曝露合理抑低：說明設施正常運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少應包括下列各項：(a)輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護與監測設備等之設計。(b)廢棄物接收、前處理、處理、搬運、暫貯、移出、排放及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。(c)廢棄物或其容器表面劑量率超過每小時二毫西弗者，其搬運應採遙控或加強防護管制措施之設計。

3.2 輻射安全設計

(一)、審查範圍

審查人員將審查安全分析報告內與輻射安全設計有關內容，包括設施內外之輻射限值與輻射防護分區規劃、設施內之輻射屏蔽設計與劑量分析情形。並針對正常運轉下所採取的合理抑低措施，以保障工作人員之輻射安全。

輻射安全設計不但要確保工作人員與一般民眾的輻射劑量在法規限值內，也應依輻射防護之要求，使工作人員與一般民眾的輻射劑量合理抑低。須提出下列資料供審查。

1. 安全限值：訂定設施內外各區域或作業之輻射劑量限值。
2. 處理設施結構之輻射屏蔽分析：輻射屏蔽設計與分析。
3. 職業曝露合理抑低：輻射防護除須確保工作人員與一般民眾之輻

射劑量低於游離輻射防護安全標準之限值外，也必須使劑量合理抑低。

4. 人員污染防護之設計。
5. 人員、物料進出設計。

(二)、程序審查

審查人員應依「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」及本節確認安全分析報告內輻射安全設計資料的完整性。審查人員應審查申請者採用其以往設計與運轉經驗，以確認設施之設計能減少輻射曝露，審查人員應審查會導致減少職業輻射曝露之設計資料。申請者應提出須提出下列資料供審查。

1. 安全限值：訂定設施內外各區域或作業之輻射劑量限值，應可協助輻射屏蔽之設計，並管制人員之進出，以確保工作人員之輻射安全。
 - (1) 提出設計概念，包括設計基礎與準則。
 - (2) 為使工作人員劑量合理抑低，輻射管制區再細分為不同之輻射區，並定出各輻射區之最大輻射劑量率。
2. 處理設施結構之輻射屏蔽分析：輻射屏蔽設計與分析，涉及未來是否能安全運轉，所以須提相關資料供審查。
 - (1) 屏蔽之設計準則
 - (2) 針對處理廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，說明處理設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、構造強度、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
 - (3) 屏蔽參數與計算程式。
3. 職業曝露合理抑低：輻射防護除須確保工作人員與一般民眾之輻

射劑量低於游離輻射防護安全標準之限值外，也必須使劑量合理抑低。為使職業曝露合理抑低，須考量設施設計與管制作業，採取合理抑低措施。

- (1) 輻射監測區域規劃、輻射管制區劃分及輻射防護設備之使用等。
- (2) 廢棄物接收、前處理、處理、搬運、暫貯、移出、排放及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。
- (3) 廢棄物或其容器表面劑量率超過每小時二毫西弗者，其搬運應採遙控或加強防護管制措施之設計。
- (4) 處理設施的設計具有包封(Confinement)的功能，其空調系統使處理設施具負壓能力，以維持負壓下可有效防止放射性污染擴散至處理設施外。

(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「申請設置低放射性廢棄物處理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. 安全限值：

- (1) 處理場輻射安全設計：在場區外，民眾的年有效劑量不得超過0.25毫西弗；在場區內，是否考量輻射源(加馬輻射與空浮)、工作環境、及占用時間，將輻射管制區分區管制，並訂定工作人員的輻射劑量行政管制值；該輻射劑量行政管制值，是否符合合理抑低。
- (2) 是否考量各輻射管制區內工作人員之占用時間與人數，及合

理抑低原則，訂定其劑量率限值。並對該管制區之屏蔽與通風設計，是否考量合理抑低。

2. 處理設施結構之輻射屏蔽分析

- (1) 屏蔽之設計準則：各輻射管制區之屏蔽設計，是否考量合理抑低；該區之計算最大輻射劑量率，是否小於其限值。
- (2) 各輻射管制區內廢棄物所含各核種之活度、比活度及分布情形：是否考量運轉期間各廢棄物接收區、暫存區、再處理包裝區之最大廢棄物量，及可能的最大活度與比活度。
- (3) 各輻射管制區輻射屏蔽結構體之構造強度、比重、厚度等有關資料：輻射屏蔽結構體之構造強度與比重，是否一併被考慮在建築物結構體。
- (4) 屏蔽參數與計算程式：輻射屏蔽厚度之計算，是否利用可接受的屏蔽計算程式(輻射屏蔽計算模式可分為二類：直接輻射及向天輻射。劑量評估計算則可採用早期之 QADCG/INER-II、SKYSHINE-III 等電算程式，或目前較新之 MicroShield、MicroShield V&V (verification and validation)、MicroSkyshine 電算程式等)，有否驗證正確性及驗證性(Validation & Verification)程式可以協助評估其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率。

3. 職業曝露合理抑低

- (1) 輻射監測區域規劃：輻射監測區域內的劑量率是否都小於 0.5 微西弗/小時。
- (2) 輻射管制區，是否依輻射劑量率的狀況，再加以細分；每一種輻射管制區內，是否裝設區域輻射監測器與空浮監測器；監測器安裝位置，是否為人員經常到達的地方；監測器之刻度，是否涵蓋預期事故之最大劑率值；各監測器讀值看板，是否裝設

在進入管制區之入口明顯處。各輻射管制區的通風，是由低空浮區流向高空浮區，且高空浮區在排放口需裝設過濾器與空浮連續監測器。高空浮區排放口，在測到超過排放限值時，是否有警報，是否可自動關閉排放並停止作業。

- (3) 進入管制區，是否經過輻射防護管制站；管制站是否備妥合適的防護衣、防護手套、防護鞋套、防護面具、及各種人員劑量偵測儀器；在出管制站前，是否裝設全身污染偵測設備，及洗滌、沐浴設備。
 - (4) 廢棄物接收、前處理、處理、搬運、暫貯、移出、排放及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計；各作業區是否考量其方便性、減少污染、減少停留時間、避免接觸廢棄物的設計。
 - (5) 對較高活度廢棄物之屏蔽設計；廢棄物或其容器表面劑量率超過每小時二毫西弗者，其搬運是否有利用遙控操作或加強防護管制措施之設計；是否允許人員進入與維修相關設備。
4. 人員污染防護之設計：輻射作業環境是否有污染管限制值。空浮管限制值。防範體外污染與體內污染之裝備是否足夠。
5. 人員、物料進出設計：是否有足夠的偵檢設備與洗滌設備。是否可避免污染擴散到外面環境。

(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」、「游離輻射防護安全標準」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，「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，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

3.3廢棄物傳輸系統、核種分析或輻射偵測系統、暫貯、移出等系統之設計—

審查重點

- (一) 廢棄物傳輸系統：說明廢棄物傳輸系統之運送需求，檢測站之相關檢視方法，表面污染及表面劑量偵測、核種分析，以及電腦自動控制執行或人為手動模式等切換方法。
- (二) 核種分析或輻射偵測系統：說明核種分析或輻射偵測系統之數量與放置地點及其使用功效。
- (三) 廢棄物暫貯、移出等系統：說明廢棄物暫存區及移出設施之設計與主要系統元件。

(一)、審查範圍

1. 廢棄物傳輸系統：

廢棄物傳輸系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、安全使用年限及損耗部分更換週期。

2. 核種分析或輻射偵測系統：

核種分析或輻射偵測系統之配置圖、工程藍圖、建造規格、核種分析及輻射偵測系統之偵測器種類及其應用與裝置地點、安全使用年限及損耗部分更換週期。

3. 廢棄物暫貯、移出系統：

廢棄物暫貯存與移出的設計基礎及適用準則之描述，包括設施配置圖、工程藍圖、建造規格、引用法規及工業標準、暫貯存區與移出設施的安全使用年限及其內重要設備的更換週期、暫貯存區與移出設施對低放廢棄物處理設施之建造與運轉所造成的影響，以及暫存區之容量及移出設施之運送能力以及未來之需求。

(二)、程序審查

1. 廢棄物傳輸系統：

- (1) 說明廢棄物傳輸系統之運送需求，檢測站之相關檢視方法，表面污染及表面劑量偵測、核種分析，以及電腦自動控制執行或人為手動模式等切換方法。
- (2) 廢棄物傳輸系統能有效協助低放處理設施之運轉並維護工作人員安全。
- (3) 在預期的安全使用年限期間，廢棄物傳輸系統均能安全地使用及重要零件適切的更換。
- (4) 廢棄物傳輸系統對低放處理設施建造、運轉不會產生負面的影響。

2. 核種分析或輻射偵測系統：

- (1) 說明核種分析或輻射偵測系統之數量與放置地點及其使用功效。
- (2) 核種分析與輻射偵測系統是否有效協助低放處理設施之運轉並維護工作人員安全。
- (3) 在預期的安全使用年限期間，核種分析與輻射偵測系統均能安全地使用及重要零件適切的更換。
- (4) 核種分析與輻射偵測系統對低放處理設施建造、運轉不會產生負面的影響。

3. 廢棄物暫貯、移出系統：

- (1) 說明廢棄物暫存與移出系統之設計與主要系統元件。
- (2) 暫時貯存與移出系統能有效協助低放處理設施之運轉並維護工作人員安全。

- (3) 廢棄物暫貯與移出系統引用適切的法規及工業標準。
- (4) 在預期的安全使用年限期間，廢棄物暫貯與移出系統均能安全地使用。
- (5) 廢棄物暫貯與移出系統低放處理設備建造、運轉不會產生負面的影響。
- (6) 確認處理設施耐用年限，並確定轉運可至最終處置場。

(三)、審查要點與接受準則

輔助系統之設計若符合下列條件則可被接受：(1)依照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」法規，需能支持設施之運轉；(2)符合政府及地方法規與工業標準下建造；(3)在設施運轉年限中，當可預期的一般設計基準事件發生時可承受其加諸之負載，仍能安全運轉；(4)將不干擾設施之運轉。各輔助系統之審查與接受準則為：

1. 廢棄物傳輸系統

- (1) 說明廢棄物傳輸機系統負責廢棄物桶之裝載、傳送及暫存作業，主要配合廢棄物檢查系統各檢測站之廢棄物桶運送需求。
- (2) 說明廢棄物包件之運送載具、運送路線、運送載具之污染偵檢與除污作業。
- (3) 說明廢棄物包件運送與處理作業之安全措施，如載具止滑、吊卸警戒等措施，以確保運送與處理作業安全。
- (4) 說明廢棄物包件運送作業，考量工作人員輻射劑量合理抑低之措施。
- (5) 說明廢棄物進出處理設施搬運機具設備之名稱、製造廠商、製造日期、最大荷重規格；並說明各種搬運機具設備的功能

與注意事項。

- (6) 說明各種搬運機具設備的操作程序與搬運路徑，並說明是否已訂定操作與維護程序書。
 - (7) 說明處理設施各種吊卸設備的維修狀況。
 - (8) 說明廢棄物包件接收標準，包括包件表面須有清楚標誌與代碼及格式、包件表面輻射劑量率限值、包件表面非固著性污染限值。
 - (9) 說明低放射性廢棄物包件之接收程序、劑量率與污染檢測、資料核對與處理、廢棄物包件吊卸與處理作業等流程。
 - (10) 說明相關檢測站之外觀檢視及桶號確認站、秤重站、表面污染及表面劑量量測站、核種分析站等設備。
2. 核種分析或輻射偵測系統：
- (1) 說明包括處理廢棄物的類別、使用的容器、處理廢棄物的數量、容器表面劑量率的規劃、及整個處理設施的總活度及處理的環境(空調、氣壓)。
 - (2) 說明處理設施附近環境輻射監測點的分布圖。
 - (3) 說明處理設施的環境輻射監測點的年劑量及它們的變化圖。
 - (4) 說明處理設施的輻射防護措施。
 - (5) 說明處理設施管制區與監測區的區域輻射監測器(ARM)分佈圖及其平均劑量率的範圍。
 - (6) 說明輻射影響評估方法與結果
 - (7) 說明濕性廢棄物桶，及固化廢棄物桶如何做有效計測並分析核種種類，及使用之儀器。
3. 廢棄物暫貯與移出

- (1) 說明此貯存區的位置與尺寸，並附適當比例圖，必要時應附有剖面圖或透視圖，俾明確顯示設施內之配置情形。也須說明貯存廢棄物的種類、表面劑量率、及總活度等資料。
- (2) 說明處理設施附近的自然特徵資料，應包括水文、地質與地震、地形與地貌及氣象(風力、雨量)等。
- (3) 廢棄物暫貯存區應顯示包件的貯存位置，及如何接近包件以進行檢查。處理設施內之處理設備，如空氣取樣站、廢水過濾器、及任何可燃或易爆物質來源的位置，以及若主要污染源，均須標示清楚。
- (4) 貯存在處理設施內放射性物質之體積須標示清楚。
- (5) 對於處理設施之建築物/結構的類型或附屬設施，應說明對於長期氣候影響和極端氣候條件的有害衝擊之保護方法。對於處理設施需要定期維護或測試裝置之維護頻率需明訂。
- (6) 標示通風系統，以確保封閉的處理設施充分通風與過濾空氣中微粒，並且可控制處理設施內之濕度，使處理設施內廢棄物桶的腐蝕速率降至最低。
- (7) 明定火災探測、保護和抑制系統之機制，以盡量減少火災的可能性和程度。
- (8) 說明處理設施之防洪與防水之措施，說明此處理設施之防洪設計及周圍的排水系統設計。
- (9) 詳述防止雨水、地下水滲入此處理設施之措施。
- (10) 廢棄物移出系統,說明移出作業所使用之器具、設備、與其他相關之元件。

(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，「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，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。

10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

3.4 公用設施或系統之安全設計 — 審查重點

- (一) 通訊系統設計：說明處理設施之人員通訊系統和數據傳輸系統及其維修測試計畫。
- (二) 電力系統設計：說明通訊、照明、及其他設備之供電系統及其獨立性。
- (三) 給排水系統之設計與建造：說明對處理設施建造、運轉、消防系統皆可提供足夠的水量，可提供工作人員足夠的飲用水，可提供工作人員除污用的溫水，及各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，可收集地面之廢水至地下。
- (四) 照明系統設計：說明照明系統之廠區配備及其提供作業與維修所需照明之功效。
- (五) 廢棄物處理：說明處理設施產生廢棄物處理方式。
- (六) 空調通風和排氣系統：說明空調通風及排氣系統配置地點，及如何維持處理設施環境免於放射線污染。

(一)、審查範圍

審查人員將就提案的低放處理設施中被設計用來輔助設施運轉需求以及直接影響到工作人員安全的公用系統加以審查。委員將評估申請者對公用系統的描述，其內容涵蓋通訊，電力，給排水，照明，衛生垃圾處理以及燃料運送系統以確保：(1)每一公用系統的設計基礎及標準對所提案之設施為恰當的；(2)在設計基準事件發生的情況下，各系統仍能如預期正常運轉使設施維持正常壽命；(3)公用系統中對其主要設計特性之潛在負面效應已充分說明；以及(4)這些潛在的負面效應將不致嚴重降低或損害設施的安全功能。

(二)、程序審查

審查人員將根據本節之接受準則評估各類公用系統。所提出資料的詳細程度必須與該系統對安全運轉與廢棄物處理功能之重要性等比增加。審查人員將根據本節及「低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」審查其公用系統之敘述與分析的完整性以及其功能。審查人員將審查在本節中提出之各公用系統的設計準則及其基礎，且將評估資料的適合性及其關於主要設計特性的相容性與影響性，也將評估申請者對因公用設施的功能失常或失效而對設施之設計與安全運轉可能造成的負面效應提出說明與評估。

基於審查之需要，審查人員可要求申請者額外提供資料或修改所提送之資料，以符合本節接受準則之要求。

公用設施或系統之安全設計之審查重點包括：

1. 通訊系統設計：審查重點為處理設施的通訊系統包含人員通訊系統和數據傳輸系統，處理設施內聯絡的工具，處理設施操作室與管制站如何與發電廠廠區內聯絡，以及處理設施之人員通訊系統和數據傳輸系統及其維修測試計畫。
2. 電力系統設計：審查重點為處理設施的電力系統設計是否依需求而配置，包括通訊、照明、廢水收集系統、廢棄物裝卸吊車、廢棄物桶檢查輸送機系統、廢棄物桶檢查系統、自動搬運車、CCTV系統有無設置單獨的電源匯流排。
3. 給排水系統：審查重點為處理設施的給排水系統，是否對處理設施的建造、運轉及消防系統提供足夠的水量，是否提供工作人員足夠的飲用水，是否提供工作人員除污用的溫水，是否各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，是否收集地面之廢水至地下。
4. 照明系統設計：審查重點為處理設施之貯存區有無設置全區照明，或僅於該區適當位置設置探照燈具、有無自動搬運車的探照燈及

鄰近清潔區投射照明燈作業所需照明、監測區的照明設計在作業和維修時有無充足之照明。

5. 廢棄物處理：審查重點為處理設施產生廢棄物處理方式、作業區產生的廢棄物有無視為放射性廢棄物處理；固體廢棄物有無裝桶貯存，液體廢棄物則有無泵至 55 加侖桶再運回廠內廢液處理系統處理。
6. 空調通風和排氣系統：審查重點為處理設施空調通風和排氣系統設計包含監測區空調子系統、處理設施空調子系統以及作業區空調子系統。監測區空調子系統是否為獨立設置以避免污染；處理設施空調子系統和作業區空調子系統如何控制和處理空氣中之放射性污染並維持廢棄物桶良好的處理設施環境，以及空調通風及排氣系統配置地點，及其如何維持處理設施環境免於放射線污染。

(三)、審查要點與接受準則

1. 通訊系統之設計與安裝達成下列目標則可被接受：
 - (1) 說明處理設施的通訊系統包含人員通訊系統和數據傳輸系統。在廢棄物接受、控管與處理運轉之所有時間，不論視訊或音訊皆可清晰的聯繫廠區的人員。
 - (2) 可與廠區外官方單位維持可靠的聯繫，特別是在緊急應變的時期。
 - (3) 需根據一般常見且可接受之作業進行建構。
 - (4) 不會與設施的設計或運轉相抵觸。
2. 電力系統之設計與安裝達成下列目標則可被接受：
 - (1) 說明處理設施的電力系統設備需求之配置，包括通訊、照明、

廢水收集系統、廢棄物裝卸吊車、廢棄物桶檢查輸送機系統、廢棄物桶檢查系統、自動搬運車、CCTV 系統等，能夠對於處理設施安全運轉的要求提供現場的電力。

(2) 需根據一般常見且可接受之作業來建構。

3. 給排水系統之設計與建造達成下列目標則可被接受：

(1) 說明對處理設施建造、運轉，消防系統皆可提供足夠的水量，並增列以下項目：估計場區空間可燃物之火載量規模，消防隊位置，其汲水取水位置，消防隊灌救所需之時間，並提供消防蓄水量之估算。

(2) 說明可提供工作人員足夠的飲用水，估算工作人員人數。

(3) 說明可提供工作人員除污用的溫水，估算工作人員人數、除污之耗費時間。

(4) 說明各層貯存區樓板下應設有地板落水頭及排水管路，可收集地面之廢水至地下。

4. 照明系統之設計與建造達成下列目標則可被接受：

(1) 說明處理設施之處理區如何設置照明，以及由自動搬運車的探照燈及鄰近清潔區投射照明燈提供作業所需照明。

(2) 監測區的照明設計則視作業和維修所需裝設必要和充足照明。

5. 廢棄物處理系統之設計與安裝達成下列目標則可被接受：

(1) 說明處理設施監測區產生廢棄物處理方式。

(2) 作業區產生的廢棄物通常視為放射性廢棄物處理：說明固體廢棄物與液體廢棄物之處理方式與系統。

6. 空調通風和排氣系統之設計與建造達成下列目標則可被接受：

(1) 說明處理設施空調通風和排氣系統之設計，包含監測區空調

子系統、處理設施空調子系統以及作業區空調子系統。

- (2) 監測區空調子系統應為獨立設置以避免污染。
- (3) 說明處理設施空調子系統和作業區空調子系統，如何控制和處理空氣中之放射性污染並維持廢棄物桶良好的處理環境。
- (4) 說明確保處理作業區(管制區)，裝卸區及檢整區(管制區)，自動搬運車升降機區(管制區)為負壓區。
- (5) 說明操作室如何監測空調子系統，空調設備室，電氣室及配電室。

(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」、「游離輻射防護安全標準」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. National Fire Protection Association, NFPA 801-1986, "Recommend Fire Protection Practice for Facilities Handling Radioactive Materials", Quincy, MA.
2. National Fire Protection Association, NFPA 901-1981, "Uniform Coding for Fire Protection", Quincy, MA.
3. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，Sep. 2014。
4. 行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
5. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法」，Dec. 2002。
6. 行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，April 2009。
7. 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。
8. 行政院原子能委員會，「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。
9. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
11. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
12. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
13. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

3.5 預防異常狀況或意外事故之設計 — 審查重點

說明處理設施依場址、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、入滲量異常增加或設施內積水等之補救措施。

(一)、審查範圍

預防異常狀況或意外事故之設計之審查範圍包括：

1. 意外事故之處理措施:萬一有小火警產生時，可以現場配備之消防箱或滅火器等在最短的時間內加以撲滅。倘若發生較大的火警時，則必須依緊急應變計畫規定通報，通知消防隊支援，必要時須請地方政府之消防隊前來協助滅火。
2. 袋式過濾器或高效率過濾器濾層破裂：在發生濾層破裂的情況下，需在控制室顯示警報並裝設兩套並聯集塵設備(袋式過濾器和高效率過濾器)，當運轉人員發現差壓過低之警報時，應可手動切換至備用之一套。
3. 袋式過濾器著火：應建立相關程序書予以規範。
4. 廢氣排放偵測器示警：處理設施應裝置之連續式排氣採樣設備應定期取樣分析。當偵測器示警時，則依規定處理。
5. 灰桶打翻：為避免灰桶在搬運時打翻造成污染，灰桶在搬運前必須先加以封蓋。
6. 連續式空浮偵測器示警：當處理設施發生意外造成空浮時，管制區的連續式空浮偵測器將發出警報，發生警報時，應立即電話通知保健物理人員或主管制站輻防人員處理。
7. 廢水輸送管路或桶槽破裂：與放射性有關的管路及桶槽除集水井外，均應設計在廠房內，在管路或桶槽破裂的情況下，廢水應完全收集於集水井中再做後續處理，不可污染廠房外的環境。

8. 喪失外部電源之應變措施：當市電中斷時，查看 MCC 盤內 ATS 是否自動切換至廠內供電，若無，ATS 自動切至緊急柴油發電機供電。
9. 喪失消防水源之應變措施：消防受信機盤出現警報時，應立即至現場確認消防水源、管路發生異常或破管。如屬喪失消防水源，則處理設施將停止運作，並派消防車待命。待消防水源、管路檢修完成，外部水源恢復正常供應後，始得重新運作。

(二)、程序審查

預防異常狀況或意外事故之設計之審查重點包括：

1. 描述貯存設施可能遭遇的各種意外事故之處理措施
2. 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
其主要輻射曝露途徑及情節。
3. 分析重要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。
4. 火災防治：處理設施內木板、紙類、紙板、橡膠、塑膠、高效率微粒空氣過濾器等為易燃性固體，容易引起火災應妥善處理。酒精、丙酮、油漆、調漆劑、汽油、煤油、溶劑等可燃性液體，容易引起火災，嚴禁儲放於處理設施內。發生火災之可能地點如操作室內之電纜匯集或穿越處，電纜線之保護層及塑膠製品等，有失火引燃之可能，配電中心為電力匯集分配場所，容易因斷路器切換或電源變更控制操作不順遂時引發電氣火災，均應妥善防治。

5. 爆炸防治: 處理設施之放射性廢棄物本身雖無爆炸之虞，但為避免處理設施受到外來爆炸因素影響，處理設施之防爆措施應列入電廠之保安計畫內，並訂定貯存庫一般性巡視頻率及執行單位，另加強處理設施與廠區聯絡措施以應急需。
6. 放射性氣體外釋: 偵測 放射性氣體外釋之主要裝置為流程（氣體）輻射監測系統（PRM），與共同排放系統之運轉是同步的，當 HVAC 的共同排放系統啟動，PRM 也隨之啟動開始偵測。故操作室應隨時監測 PRM 狀況，以及警報發布與運作機制。另外應確保維持各管制區負壓，減少輻射物質隨氣體外流之機會。
7. 管路堵塞: 審查重點包括管路系統之給水系統，污排水系統，廢液排放系統，地下滲水排水系統等如何監測與排除堵塞。
8. 排水系統失效: 審查重點包括截水溝，及在結構物四周設計地面雨水排水溝，處理設施四周之地下排水系統，應將地下水收集至處理設施之廠外集水井內，各井均應設有水位開關傳訊至操作室，高水位時抽水應可自動啟動抽至排水系統中排除。
9. 入滲量異常增加或設施內積水: 審查重點包括防雨水設計，防海嘯設計，以及地下排水設計。

(三)、審查要點與接受準則

1. 火災防治設計

- (1) 說明如何處理木板、紙類、紙板、橡膠、塑膠、高效率微粒空氣過濾器等易燃性固體，以及建立上述程序書規定處理。

- (2) 說明如何嚴禁酒精、丙酮、油漆、調漆劑、汽油、煤油、溶劑等可燃性液體儲放於處理設施內。
 - (3) 發生火災之可能地點，包括：操作室電纜滙集或穿越處，其電纜線之保護層及塑膠製品等，說明如何防止有失火引燃之可能，配電中心為電力滙集分配場所，說明如何防治因斷路器切換或電源變更控制操作不順遂時引發電氣火災。
2. 爆炸防治：說明如何將處理設施之防爆措施列入電廠之保安計畫內，並訂定處理設施一般性巡視頻率及執行單位，以及如何加強處理設施與廠區聯絡措施以應急需。
 3. 放射性氣體外釋：說明流程（氣體）輻射監測系統（PRM），與共同排放系統之運轉是同步的，當 HVAC 的共同排放系統啟動，PRM 也能隨之啟動開始偵測。故操作室應隨時監測 PRM 狀況，以及警報發布與運作機制。另外應確保維持各管制區負壓，減少輻射物質隨氣體外流之機會。
 4. 管路堵塞：說明包括管路系統之給水系統，污排水系統，廢液排放系統，地下滲水排水系統等如何監測與排除堵塞。
 5. 排水系統失效：說明包括截水溝，及在結構物四周設計地面雨水排水溝，處理設施四周之地下排水系統，如何將地下水收集至處理設施之廠外集水井內，各井均應設有水位開關傳訊至操作室，高水位時抽水應可自動啟動抽至排水系統中排除。
 6. 入滲量異常增加或設施內積水：說明包括防雨水設計，防海嘯設計，以及地下排水設計，如何防止設施內積水。

(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」、「游離輻射防護安全標準」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，「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，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測

作業準則」，Dec. 2004。

10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。

11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

第五章 設施之安全評估

5.1 構造安全評估 — 審查重點

構造安全評估：說明處理設施主要構造之安全評估，並與相關法規作比較。

5.1 構造安全評估

(一)、審查範圍

審查人員將對處理設施構造安全評估之資料進行審查，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「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」，以確保符合要求。處理設施構造安全評估主要是考慮設施在各種不同環境與材料因素作用下之安全性，故審查的範圍包括：

1. 主要結構物之耐震安全評估。
2. 主要結構物之防颱安全評估。
3. 主要結構物防洪及防水之安全評估。
4. 主要結構物材料耐久性之安全評估。

(二)、程序審查

審查人員將對構造安全評估之資料進行審查，審查重點為審查人員應查核申請者所提供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。審查重點應確認以下資訊：

1. 結構物耐震之安全評估：處理設施主要結構物耐震設計之安全評估。

- (1) 申請者必須評估所有可得地震之歷史數據，並詳列設施範圍 200 哩以內修正麥氏震度(modified Mercalli intensity, MMI)大於或等於第四級(IV)，或地震規模大於或等於 3 的所有地震參數。
 - (2) 申請者必須描述地表和設施位置，其最大地震所造成的震動情形。最大地震造成場址尖峰水平和垂直加速度。
 - (3) 申請者須描述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」(100 年 7 月版或最新版)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。
2. 結構物防颶之安全評估：主要結構物防颶之安全評估。
- (1) 申請者必須評估所有可得颶風之歷史數據，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、解說及示範例之研訂"之程序分別計算因迎風坡或背風坡而產生加速之風壓力。
 - (2) 防颶分析之資料包含 (A)設計所選用含風壓負載之組合，並說明所選用負載組合的原因；(B)設計的分析步驟描述包含電腦程式和有效性；(C) 描述風壓力之計算方法。
 - (3) 說明結構物防颶設計之相關法規與規範。
3. 結構物防洪及防水之安全評估：說明處理設施主要結構物防洪及防水之安全評估。
- (1) 提供設施集水區之水文與地文特性基本資料，並進行集水區之降雨逕流與洪水演算之分析。此外亦須對設施周邊之現有排水

系統進行水理分析。

- (2) 探討不同降雨頻率及地文參數對最大洪水之影響，並說明設施所選用分析參數之合理性。
 - (3) 說明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。
 - (4) 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。並分析設施防止海嘯及洪水灌入之安全分析。
 - (5) 申請者必須提供設施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。
4. 結構物材料之安全評估：說明處理設施主要結構物材料之長期安全評估。
- (1) 提供結構物材料耐熱性之資料及設計規範與相關法規。
 - (2) 提供結構物材料耐久性之資料及設計規範與相關法規。
 - (3) 提供結構物材料抗腐蝕性之資料及設計規範與相關法規。
 - (4) 提供結構物材料抗磨損性之資料及設計規範與相關法規。
 - (5) 提供結構物材料抗輻射及除污之資料及設計規範與相關法規。

(三)、審查要點與接受準則

本節是為了確保申請者之設施安全評估能提供合理保證低放廢棄物處理設施得以安全運轉，並且符合「申請設置低放射性廢棄物處理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. 設施耐震之安全評估：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 設施設計之基準地震力已適當定義與計算，並符合內政部「建築物耐震設計規範及解說」(最新版)。
 - (2) 申請者必須說明處理設施之防震與荷重最大的負載組合之設計標準，並符合現有建築技術規則載重與耐震設計之要求，且經結構分析以確認其安全評估，並經由合格土木(或結構)技師簽證。
 - (3) 申請者所提供之地震與地震力參數與法規之資訊充分，並且設計地震力大於規範所要求之最小設計地震力。
 - (4) 申請者必須對設施之主結構分析、主結構鋼筋混凝土強度分析與主結構物耐震分析之結果，並與現有規範之設計要求、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以確認其安全評估，並檢附土木(或結構)技師簽證的評估報告書。
2. 設施防颱之安全評估：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 申請者必須說明處理設施之防風與荷重最大的負載組合之設計標準，並與現有建築技術規則載重與防颱設計之要求作比較且經結構分析以確認其安全評估，並經由合格土木(或結構)技師簽證。
 - (2) 申請者必須對設施主結構物防颱分析之結果，並與現有規範之設計要求、防風設計之特別規定、強度設計法、工作應力設計法與建築物防風設計規範之相關規定作比較以確認其安全評估，並檢附土木(或結構)技師簽證的評估報告書。
3. 設施防洪及防水之安全評估：應符合以下要求，方能被審查同意。
 - (1) 探討設施防洪及防水之安全評估包含(A)對於設施主要結構物

附近大型河川長期所可能引發洪水之流速不會造成設施之破壞；(B)排水通道設計之排水量大於設計基準之洪水。

- (2) 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面之距離，及探討設施防洪之安全。
 - (3) 申請者必須對設施周圍海嘯分析之結果確認設施已有足夠之措施防洪水灌入。
 - (4) 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。
4. 結構物材料之安全評估：應符合以下要求，方能被審查同意。
- (1) 審查結構物材料耐熱性設計如是否採用高性能混凝土，並滿足規範與法規之要求。
 - (2) 審查結構物材料耐久性設計如是否採用混凝土 28 天抗壓強度在 350kg/cm^2 以上，水灰比 0.4 之混凝土結構體，並滿足美國混凝土學會 ACI-318-95 規範規範要求。
 - (3) 審查結構物材料抗腐蝕性與設計，如是否混凝土結構體之水泥採用卜特蘭 II 型水泥，此外設計上可提出地下室外牆及底版外側部分混凝土皆施作防水層，並滿足規範與法規之要求。
 - (4) 審查結構物材料抗磨損性與設計，如是否考慮混凝土骨材之抗磨損性質滿足之材料規範要求，此外設計上提出合理加大材料厚度以提高其抗磨損性。
 - (5) 審查結構物材料抗輻射與除污設計，如是否考慮使用之 Epoxy 塗料可耐 7.0×10^5 戈雷之放射線照射（相當於 2 戈雷/小時照射四十年）。樓地板亦因鋪設 Epoxy 而使得除污容易執行，此外

設計上可提出合理加大材料厚度以提高其抗輻射性。

(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」與「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. 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. 行政院原子能委員會,「核子反應器設施除役計畫導則」, Sep. 2014。
 8. 行政院原子能委員會,「核子反應器設施除役計畫審查導則」。
 9. 行政院原子能委員會,「放射性物料管理法」, Dec. 2002。
 10. 行政院原子能委員會,「放射性物料管理法施行細則」, April 2009。
 11. 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。
 12. 行政院原子能委員會,「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。
 13. 中國土木水利工程學會混凝土設計規範與解說(土木 401-100)
 14. 建築物耐震設計規範及解說, 中華民國內政部營建署, July 2011。
 15. 消防法及其施行細則, 中華民國內政部營建署, Nov. 2016。
 16. 建築法, 中華民國內政部營建署, Jan. 2011。
 17. 建築技術規則, 中華民國內政部營建署, Oct. 2017。
 18. 中華民國國家標準 (CNS), 經濟部標準檢驗局。
 19. 美國材料試驗協會 (ASTM), 經濟部標準檢驗局。
 20. 建築物基礎構造設計規範, 中華民國內政部營建署, Oct. 2001。
 21. 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。

22. 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

23. 中華民國國家標準 CNS 12514(2010)，「建築物構造部分耐火試驗法」，經濟部標準檢驗局。

5.2 輻射安全評估 — 審查重點

- (一) 正常運作時之安全評估：分析處理設施正常運作時可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與現行法規作比較。評估時應包括下列各項：(a)處理設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析。(b)處理設施之輻射安全評估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體外輻射曝露劑量。(c) 廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。
- (二) 意外事件之安全評估：包含(a)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。
(b)工作人員及民眾劑量評估：分析重要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。

5.2 輻射安全評估

(一)、審查範圍

審查人員將審查申請者所提出安全分析報告中，正常運作及意外事件下處理設施可能導致工作人員及設施外民眾接受體內、體外曝露的各種曝露途徑，評估其所造成之最大劑量，並與現行法規作比較。

且審查人員應審查申請者提出處理設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析之射源項，以確保劑量評估之合理性。申請者須提出下列資料供審查。

1. 正常運作時之安全評估，應包括下列各項：(1)處理設施運貯作業主要輻射曝露途徑及情節分析。(2)處理設施之輻射安全評估：評估工作人員及設施外民眾之體內、體外輻射曝露劑量。(3) 廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出作業對工作人員及設施外民眾之

直接輻射曝露評估。

2. 意外事件之安全評估，應包括下列各項：(1)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。(2)工作人員及民眾劑量評估：分析重要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. 綜合評估：將處理設施在各種作業下，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

(二)、程序審查

審查人員將審查申請者所提出之各種放射性曝露途徑資料是否完整。若資訊不當或不足，應要求申請者補足資料或提出解釋。此時審查人員得建議退回申請案或接受申請並等待額外資料補齊。審查申請者所提出之資料是否合理，並判斷所提供之資料是否足以提供進行獨立的安全評定。同時，申請者須提出放射性核種滲入地層對設施外民眾之輻射劑量評估。為確保工作人員與一般民眾的輻射劑量在法規限值內，申請者須提出下列資料供審查。

1. 正常運作時，處理設施對廠界外民眾之輻射之安全評估方面
 - (1) 說明處理設施運貯作業時，主要之輻射曝露途徑及情節分析。
 - (2) 提出處理設施對廠界外民眾之輻射安全評估，其內容應包含，至少應含括下列各項，必要時得列報告附冊備查：
 - A. 概述：簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等。
 - B. 廢棄物：詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及

其活度、能譜強度等。

- C. 屏蔽結構體：詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等。
 - D. 評估模式：詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限制，提供模式確認、校正與驗證，以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料。
 - E. 評估之假設：說明評估過程中之各項假設及其合理保守性。
 - F. 劑量評估點（區）：說明評估點（區）選取之原因及其幾何座標位置。
 - G. 評估參數：評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔（含電子檔），輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註。
 - H. 評估結果：評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制。
 - I. 參考文件。
- (3) 說明處理設施對廠界內工作人員職業曝露劑量評估方面，考量降低工作人員之輻射劑量，於處理設施之廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出等相關作業之設計，評估已考量「合理抑低作為」。
- (4) 說明廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。

2. 意外事件之安全評估方面

- (1) 描述處理設施可能遭遇的各種意外事故之處理措施。
- (2) 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。
- (3) 分析重要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. 綜合評估：將處理設施在各種作業下(如處理設施內部作業、廢棄物廠內運送、意外事件等)，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

(三)、審查要點與接受準則

審查申請者是否依法規執行相關作業，適用法規包括「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」以及「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」。安全評估報告中需提供足夠資訊，確保處理設施各種放射性曝露途徑資料為合理而保守。本節的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

1. 若提供資料不當或不足，應要求申照者補足資料或提出解釋。等待資料補齊後，決定接受或退回申請文件。
2. 正常運作時，處理設施對廠界外民眾之輻射之安全評估方面
 - (1) 說明處理設施運貯作業時，是否提出主要之輻射曝露途徑及情節分析。
 - (2) 提出處理設施對廠界外民眾之輻射安全評估，其內容是否至少包括下列各項並列報告附冊備查：概述[簡要說明評估之目的、專有名詞、引用法規、評估基準及評估方法等]、廢棄物[詳述廢棄物之種類、型態、材料、組成、比重、形狀、堆積方式及位置、尺寸、數量、放射性核種成分及其活度、能譜強

度等)、屏蔽結構體[詳述屏蔽結構體之材料、組成、比重、形狀、尺寸及位置等]、評估模式[詳述模式之評估方法，並說明評估模式選取之原因及使用限制，提供模式確認、校正與驗證，例如 Microshield V&V 驗證程式，針對輻射評估軟體正確性及驗證性提出說明，闡述其屏蔽參數之假設是否合理，確認並計算各輻射管制區之輻射劑量率以及參數敏感度和不確定性分析等相關資料]、評估之假設[說明評估過程中之各項假設及其合理保守性]、劑量評估點(區)[說明評估點(區)選取之原因及其幾何座標位置]、評估參數[評估參數要確保其可靠性。對於經評估而得參數，應說明其評估方法、計算結果及其可靠性。對於引用之數據，應說明引用之出處及理由。提供具有代表性之程式輸入檔(含電子檔)，輸入檔之廢棄物、屏蔽結構體及劑量評估點應提供實體與其相對幾何座標對照表，必要時應以立體圖加以標註]、評估結果[評估結果與設計基準及法規劑量限值比較，說明評估結果之合理性以及設施之安全性或未來運轉之限制]、參考文件等。

- (3) 正常運作時，處理設施對廠界內工作人員職業曝露劑量評估方面，於處理設施之廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出等相關作業之設計，是否評估已考量「合理抑低作為」。
- (4) 是否評估廢棄物接收、傳輸、處理、暫貯及移出作業對工作人員及設施外民眾之直接輻射曝露評估。

3. 意外事件之安全評估

- (1) 意外事故之處理，是否採取輻射防護措施進行作業。
- (2) 有無提供核種外洩的程度、工作人員停留時間長短等相關資訊。
- (3) 體內曝露評估方式，是否在事故處理後先求得體內污染活度及核種，再加以評估劑量。

- (4) 是否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。
 - (5) 是否分析重要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。
4. 綜合評估：是否將處理設施在各種作業下(如處理設施內部作業、廢棄物廠內運送、意外事件等)，工作人員及廠界外民眾所受輻射劑量整理歸納並做出結論。

(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「申請設置低放射性廢棄物處理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，「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，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。
8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
11. 行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 2002。

5.3 系統、設備或組件之安全評估 — 審查重點

說明處理設施主要系統、設備或組件之安全評估，並與相關法規作比較。

(一)、審查範圍

本節審查範圍包含系統、設備或組件之型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，是否能確保設施運轉期間之安全。

審查人員應審查申請者評估之結果是否具備合理的保證，以確保運轉作業不會中斷，或即使發生故障導致作業中斷，此類系統、設備或組件仍能確保設施與人員安全。有關安全之設計主要包括照明設備，通風及負壓系統，控制系統，監視系統，處理設備，搬運吊卸機具設備。

1. 照明設備：

處理設施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。在處理系統本體區，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。所使用之燈具與其他照明裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

2. 通風及負壓系統：

為確保放射性物質處理時，不會由處理系統溢出到廠房，處理系統應維持負壓運轉，若不能維持時，系統應自動跳到緊急停機，停止作業，以確保放射性物質不會由處理系統溢出到廠房。處理系統除應維持負壓運轉，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。此通風及負壓系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

3. 爐體控制系統：

處理設施控制系統應採用可用程式控制器與圖控軟體及設備。例如將現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，以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。相關控制系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

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。此監視系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

5. 處理設備：

處理設施管制區內各項重要區域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；執行爐體或驟冷器之清灰作業時，須先啟動引風機，並在停爐且接近室溫下進行；為考慮人員作業安全，工作人員相關處理作業時，須先啟動通風設施。此處理系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

6. 搬運吊卸機具設備：

廢棄物進料之吊卸應由堆高機及移動式起重機互相搭配來執行。所有吊卸機具設備均應依規定執行定期檢查，操作人員亦依規定接受訓練，領有結業證書。所有吊卸機具設備均應依規定執行定期檢查，操作人員亦依規定接受訓練，領有結業證書。此搬運吊卸機具設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

(二)、程序審查

相關系統、設備或組件之安全評估，其審查重點包括：

1. 照明設備：

處理設施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。在處理系統本體區，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。所使用之燈具與其他照明裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

2. 通風及負壓系統：

為確保放射性物質處理時，不會由處理系統溢出到廠房，處理系統應維持負壓運轉，若不能維持時，系統應自動跳到緊急停機，停止作業，以確保放射性物質不會由處理系統溢出到廠房。處理系統除應維持負壓運轉，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。此通風及負壓系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、

維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

3. 處理設施控制系統：

處理設施控制系統應採用可用程式控制器與圖控軟體及設備。例如將現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，以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。此相關控制系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

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。此監視系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

5. 處理設備：

處理設施管制區內各項重要區域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，工作人員在相關處理作業時，須先啟動通風設施；此處理系統所使用之設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

6. 搬運吊卸機具設備：

廢棄物進料之吊卸應由堆高機及移動式起重機互相搭配來執行。所有吊卸機具設備均應依規定執行定期檢查，操作人員亦依規定接受訓練，領有結業證書。所有吊卸機具設備均應依規定執行定

期檢查，操作人員亦依規定接受訓練，領有結業證書。此搬運吊卸機具設備與其他裝置應註明其型式、規格及性能、相關作業程序、維護、替代及檢查等評估結果，並提供能確保設施運轉期間之安全評估。

(三)、審查要點與接受準則

系統、設備或組件之安全評估須符合下列條件則可被接受：

1. 依照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，需能支持設施之運轉。
2. 符合政府及地方法規與工業標準下建造。
3. 在設施運轉年限中，評估當可預期的一般設計基準事件發生時，承受其加諸之負載仍能安全運轉。
4. 將不干擾設施之運轉。

相關系統、設備或組件安全評估之審查與接受準則，還包含：

1. 照明設備：
 - (1) 處理設施是否依照房間內容選擇適當之照度，並選擇適當之燈具做配置。
 - (2) 是否在處理設施本體區，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。
 - (3) 照明分電盤配置位置原則上是否放置於控制室(配電室)或易於人員操作之處。
2. 通風及負壓系統：
 - (1) 確保放射性物質，不會由處理系統溢出到廠房，處理設施是否維持負壓運轉。

(2) 不能維持負壓時，處理系統是否自動跳到緊急停機，自動停止作業。

(3) 為進一步保護環境及作業人員工作舒適，廠房是否設有通風系統且維持負壓運作。

3. 處理設施控制系統：

(1) 處理設施控制系統應是否採用可程式控制器與圖控軟體及設備。

(2) 現場各種燃燒器、閥、溫度、壓力、馬達、泵、驟冷器等監測儀器，是否以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，以減少人為因素之錯誤。

4. 監視系統：

(1) 管制區內所有檢測孔、監視器和攝影機，是否具備耐輻射設計，以提供設備運轉之觀察及檢視。

(2) 無法直接觀察的區域，是否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：

(1) 管制區內各項重要區域設備是否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) 為考慮人員作業安全，工作人員執行相關作業時，是否啟動通風設施。

6. 搬運吊卸機具設備：

(1) 廢棄物進料之吊卸應是否由堆高機及移動式起重機互相搭配來執行。

(2) 所有吊卸機具設備均是否依規定執行定期檢查，操作人員亦依規定接受訓練，領有結業證書。

(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，「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，「游離輻射防護法」，Jan. 2002。

8. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，Dec. 2005。
9. 行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，Dec. 2004。
10. 行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，Dec. 2002。
行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，Dec. 200

