

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

除役廢棄物分類包裝貯存技術研究

計畫編號：104FCMA010

報告編號：104FCMA010-2

執行單位：核能研究所

計畫主持人：紀立民

研究工作負責人：張淑君

報告作者：林英瑋

報告日期：中華民國 104 年 12 月

(本頁空白)

Research on Storage of Packages and Classification of Decommissioning Waste

By

Ying-Wei Lin

Abstract

On the aspect of radioactive waste management, the methods including treatment, storage and disposal shall be planned ahead of time, or it may cause a problem of schedule delay. Because there is no domestic experience about decommissioning of nuclear power plant, the only way to do is to consult the international experience. Therefore, from collecting the regulations of radioactive waste and international experience about radioactive waste container, this report describe a method to choose containers appropriate for radioactive waste, and recommendations of reviewing.

Keywords: Decommission, Radioactive waste container, Storage

Institute of Nuclear Energy Research

除役廢棄物分類包裝貯存技術研究

林英瑋

摘 要

從廢棄物管理(waste management)的觀點來看，若在除役前未將放射性廢棄物之處理、貯存及處置途徑考慮清楚，往往會導致時程延遲或無限期封存，因此在除役進行前必須要對廢棄物之相關後續廢棄物管理做出一系列的規劃，從分類、處理、廠內貯存、運送到最終處置，每一步驟都需要事先規劃，由於國內還未有核能電廠除役的實際經驗，因此國外相關除役經驗擷取研究分析非常重要，蒐集國際上除役的經驗，經過比較後內化成我國執行方法。本報告經過彙整國內外盛裝容器相關法規，並擷取國際經驗，對於盛裝容器的選擇進行分析，並針對盛裝容器審查應注意之面向提出建議，期能提供除役產生之廢棄物分類包裝貯存技術之參考。

關鍵字： 除役、放射性廢棄物容器、貯存

核能研究所

目錄

1. 前言.....	1
1.1 研究目的.....	1
1.2 研究內容.....	1
1.3 報告架構.....	2
2. 國際放射性廢棄物分類標準研究比較.....	3
2.1 我國的低放射性廢棄物分類.....	3
2.2 美國 LLW 分類說明.....	5
2.3 IAEA 的 LLW 分類系統說明.....	6
2.4 中國大陸的廢棄物分類與處置策略.....	12
2.5 日本的放射性廢棄物分類標準.....	14
2.6 韓國的放射性廢棄物分類標準.....	15
2.7 歐洲芬蘭的放射性廢棄物分類標準.....	16
2.8 IAEA 分類系統與美國分類系統差異比較.....	16
3. 除役廢棄物容器相關法規蒐集.....	18
3.1 我國法規.....	18
3.1.1 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則.....	18
3.1.2 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則.....	20
3.1.3 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則.....	20
3.1.4 低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範.....	25
3.1.5 放射性物質安全運送規則.....	27
3.2 國外法規.....	28
3.2.1 10 CFR 61.55.....	28
3.2.2 10 CFR 61.56.....	32
3.2.3 10 CFR 71.....	34
3.2.4 49 CFR 173 Subpart I.....	38
3.2.5 IAEA TS-R-1.....	39
4. 除役廢棄物容器之選用.....	40
4.1 容器選擇的基本要求及步驟.....	40
4.2 各種容器之優缺點及建議.....	41
4.3 其他貯存容器選擇之考量.....	53
4.3.1 主管機關核准.....	53
4.3.2 密封.....	54
4.3.3 排氣.....	54
4.3.4 吊運及貯存.....	55
4.3.5 屏蔽.....	55
4.3.6 塗層與內襯.....	56
4.4 容器選用經驗—以瑞典為例.....	56
5. 除役廢棄物容器之審查.....	62

5.1	合法性.....	62
5.2	適用性.....	62
5.3	使用年限.....	64
5.4	安全性.....	64
6.	結論與建議.....	69
	參考文獻.....	70

附 圖 目 錄

圖 2-1：美國放射性廢棄物分類系統圖.....	5
圖 2-2：IAEA 之放射性廢棄物分類概念圖.....	7
圖 2-3：日本放射性廢棄物分類標準圖.....	14
圖 2-4：日本放射性廢棄物最終處置概念.....	15
圖 2-5：IAEA 與美國放射性廢棄物分類對照圖.....	17
圖 3-1：我國放射性廢棄物相關法規關係圖.....	18
圖 4-1：鋼桶(1A2).....	42
圖 4-2：鋼外包裝桶.....	42
圖 4-3：鋼箱(B-25).....	43
圖 4-4：鋼外包裝箱.....	43
圖 4-5：鋼內襯.....	44
圖 4-6：混凝土內襯.....	44
圖 4-7：高完整性容器.....	45
圖 4-8：BFA 容器.....	59
圖 4-9：鋼箱.....	60
圖 4-10：屏蔽運送容器.....	61
圖 4-11：ISO 貨櫃.....	61

附表目錄

表 2-1：單一長半化期(LL)核種濃度值(附表一).....	4
表 2-2：單一短半化期(SL)核種濃度值(附表二).....	4
表 3-1：單一長半化期核種濃度值.....	21
表 3-2：單一短半化期核種濃度值.....	21
表 3-3：低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準.....	24
表 3-4：長半衰期核種濃度.....	30
表 3-5：短半衰期核種濃度.....	31
表 3-6：自由墜落測試之墜落距離.....	35
表 3-7：包件測試之規範差異比較.....	38
表 4-1：廢棄物容器選用類型建議.....	41
表 4-2：典型鋼桶規格.....	45
表 4-3：典型鋼箱規格.....	45
表 4-4：典型鋼內襯規格.....	46
表 4-5：典型高密度聚乙烯(HDPE)高完整性容器.....	47
表 4-6：容器優缺點比較及建議.....	50
表 4-7：Oskarshamn 電廠及 Forsmark 電廠機組資料.....	57
表 4-8：廢棄物數量估算表.....	57
表 4-9：廢棄物分類表.....	58
表 4-10：廢棄物分類之盛裝容器及最終處置.....	58

1. 前言

1.1 研究目的

本報告為行政院原子能委員會放射性物料管理局委託核能研究所執行「核能電廠除役廢棄物量測與分類包裝之安全審查技術研究」計畫所屬子項計畫「除役廢棄物分類包裝貯存技術研究」之研究工作成果，期能提供除役產生之廢棄物分類包裝貯存技術之參考。

隨著除役的進行，將會產生大量的放射性廢棄物，由於其所涵蓋之範圍廣泛，故先依照其污染的輻射特性進行分類，如此一來便能夠降低其產量，以利放射性廢棄物之管理。放射性廢棄物的管理包含處理、貯存、運送及最終處置，處理最主要的目的是將廢棄物中之核種轉為較安定的狀態，而貯存能藉由放射性核種衰變而減輕後續工作時的輻射劑量和輻射防護成本，接著將廢棄物運往處置場進行最終處置以將核種永久隔離。因此本子項計畫將進行國際放射性廢棄物分類標準研究比較，探討國際上對於廢棄物分類之方法，以供我國除役使用，接著研究分析國際主要核能國家除役廢棄物分類包裝貯存容器之選用及審查技術經驗，最後將提出我國核能電廠除役廢棄物分類包裝貯存之審查建議。

1.2 研究內容

「除役廢棄物分類包裝貯存技術研究」子項計畫於 104 年規劃將完成報告一冊。研究內容包含：

- (1) 國際放射性廢棄物分類標準研究比較：將參考 IAEA GSG-1 “Classification of Radioactive Waste” 對於低放廢棄物的一般性

分類要求，並與我國及美國現行標準相互對應。由於 IAEA 的報告屬於指引性質，沒有具體分類標準值，因此將蒐集各 IAEA 會員國(日本、中國大陸、韓國、歐盟各國等)的具體分類標準，作為本報告除役廢棄物容器類別制定的參考。

- (2) 國內外除役廢棄物分類包裝貯存容器法規研究：研究分析我國、國際原子能總署(IAEA)與主要核能國家對於放射性廢棄物包裝審查之法規規定。
- (3) 國際除役廢棄物分類包裝審查經驗研究：研究分析國際上主要核能國家除役廢棄物分類包裝貯存容器之選用及審查技術經驗。
- (4) 除役廢棄物分類包裝貯存經驗回饋：彙整相關案例及根據前述資訊與經驗分析結果，提出結論及建議。

1.3 報告架構

報告內容第 1 章前言：說明研究目的、研究內容、與報告架構；第 2 章 國際放射性廢棄物分類標準研究比較：蒐集比較各國之放射性廢棄物分類標準；第 3 章除役廢棄物容器相關法規蒐集：國內外法規蒐集及比較；第 4 章除役廢棄物容器之選用：蒐集國際主要核能國家容器選用經驗、選擇適用性，比較各種容器間之差異；第 5 章除役廢棄物容器之審查：針對審查應注意之面向提出建議；第 6 章結論與建議：研究成果總結說明，並提出建議。

2. 國際放射性廢棄物分類標準研究比較

目前全世界僅我國和美國採用美國聯邦法規 10CFR61.55 之放射性廢棄物分類基準，其他核能國家都是基本採用國際原子能總署 (IAEA)通用標準，但根據各國條件調整。

2.1 我國的低放射性廢棄物分類

根據我國原能會「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第二章“低放射性廢棄物最終處置要求”第 3 條：

- 一、A 類：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於（含）附表一濃度值之 1/10 倍及低於（含）附表二第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入附表一及附表二者。
- 二、B 類：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表二第一行之濃度值且低於（含）第二行之濃度值者。
- 三、C 類：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一濃度值 1/10 且低於（含）附表一之濃度值者；或高於附表二第二行之濃度值且低於（含）第三行之濃度值者。
- 四、超 C 類：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一之濃度值者；或高於附表二第三行之濃度值者。

而事實上以上係根據美國聯邦法規 10 CFR 61.55 而制定。因此本章節將我國法規與美國相關法規合併在一起說明。

上述之附表一與附表二如表 2-1 與表 2-2 所示。

表 2-1：單一長半化期(LL)核種濃度值(附表一)

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

表 2-2：單一短半化期(SL)核種濃度值(附表二)

核種	濃度值 (TBq/m ³)		
	第一行	第二行	第三行
半化期<5 年之所有核種總和	26	註一	註一
^3H	1.5	註一	註一
^{60}Co (半化期=5 年)	26	註一	註一

^{63}Ni (半化期=100 年)	0.13	2.6	26
^{63}Ni (活化金屬內)	1.3	26	260
^{90}Sr (半化期=29 年)	0.0015	5.6	260
^{137}Cs (半化期= 30 年)	0.037	1.6	170

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

而除役核電廠除污與拆除產生的廢金屬所含的大部分是短半化期(Short Life, SL)核種，LLW 分類以表 2-2 為主。

2.2 美國 LLW 分類說明

美國放射性廢棄物進行分類時，係根據以下圖 2-1 的流程進行。

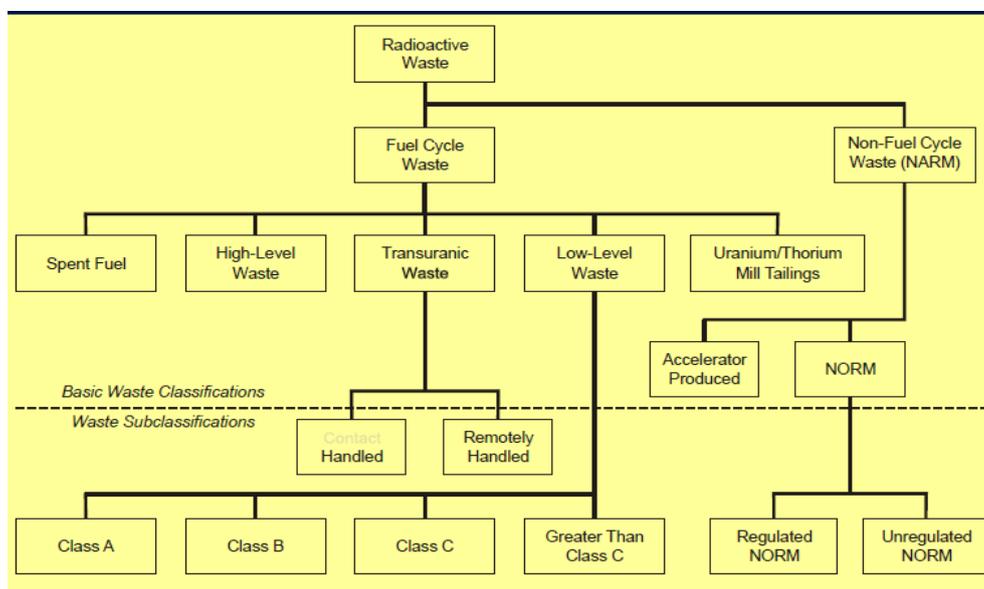


圖 2-1：美國放射性廢棄物分類系統圖

就各類別的潛在危害而言，A 類小於 B 類，B 類小於 C 類，超 C 類危害最大。而 10CFR61.55 對類別的要求反映在：LLW 物理穩定

性、包裝需求、與環境隔絕必要、防止非刻意入侵場址等四個方面。另外美國能源部也有探討 GTCC-like 廢棄物，這是核子燃料製造廠才有之 TRU(超鈾元素)，我國除役電廠沒有此類廢棄物。

2.3 IAEA 的 LLW 分類系統說明

IAEA 一般安全導則 GSG-1 之輻射廢棄物分類

IAEA 的放射性廢棄物分類標準係規範在 “Classification of Radioactive Waste”, General Safety Guide (GSG)-1，各類別的相關說明摘述如下，各段前面的括號是原來 GSG-1 的章節段落編號，與核電廠除役無關的章節則省略不提。

- (2.1) 分類的一般性界線值已經經過 IAEA 定性分類，而更詳細的定量限值(考量更廣的參數範圍)，可以根據該國的國家計畫與要求加以發展。一旦國內有超過一個最終處置場，不同處置場可以因為處置情節、地質、技術參數與其他和特定場址安全評估有關參數之不同，而訂定不同的廢棄物分類限值。IAEA 不提供單一規範數值，這和美國分類系統不同。
- (2.2) 放射性廢棄物共分成六類: EW、VSLW、VLLW、LLW、ILW、HLW。
- (2.3) 對於個別有意義核種的允許活度值，將基於個別處置場的安全評估報告(Safety Assessment)而訂定，安全評估報告不在本 GSG 範圍內。

IAEA GSG-1 輻射廢棄物分類

- (2.4) 廢棄物分類示意圖如圖 2-2，垂直軸代表廢棄物的活度內容(活度濃度(Bq/m^3)、比活度(Bq/kg)、總活度(Bq))，橫軸代表

廢棄物內含核種們的半化期。關於總活度，例如：僅含少量特定核種的廢棄物(低能量貝他放射物)可以排除或解除法規管制。

(2.5) 圖 2-2 之垂直軸，活度內容的值可可忽略直到極高值，活度內容值越高，越需要將廢棄物包容與生物圈隔離。當垂直軸的值越低，低於解除管制值時，就比照非放射性廢棄物處置。

(2.6) 圖 2-2 之水平軸，核種半化期從幾秒到數百萬年。考量放射性廢棄物安全，半化期小於約 30 年(Cs-137)的定義為短半化期。這樣一來，半化期小於 30 年的核種將於數百年內變為無輻射傷害，亦可確信數百年內近地表處置設施執行監管短半化期核種措施的有效性。而活度相關限值(可規範 Bq/m³、Bq/kg、或總 Bq)須依處置設施接收之廢棄物輻射、化學、物理、生物性質還有其所含的核種群組(Nuclide Vector)而訂。

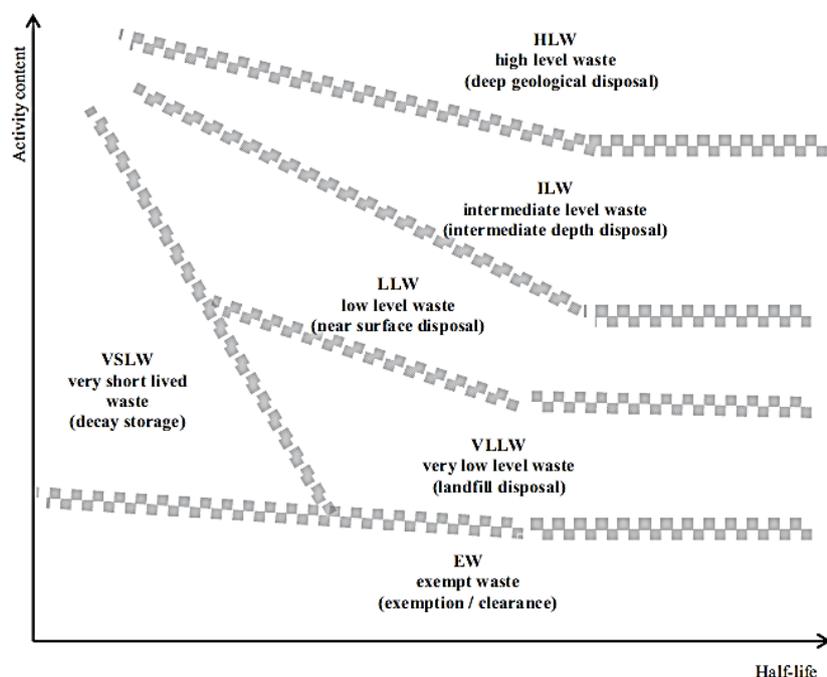


圖 2-2：IAEA 之放射性廢棄物分類概念圖

Exempt Waste (EW, 外釋廢棄物)

外釋廢棄物係符合解除管制標準(clearance level)的放射性廢棄物，一旦本類廢棄物解除管制，就不再被視為放射性廢棄物。

(2.9) 合於法規解除管制標準的液體或氣體排放物，也是一種 EW。

(2.10) 許多國家或國際層級的固體廢棄物之解除管制活度濃度限值推導研究已經展開或完成，相關資料見 IAEA RS-G-1.7。

(2.11) 人工核種之活度濃度值是基於廢棄物再生回收與處置的通用情節而推導出。建立大宗物料解除管制限值是基於個人有效劑量 $\leq 10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 。至於因為某些機率很低的事件而可能導致較高的輻射曝露，則不可大於 $1 \text{ mSv}/\text{年}$ ，皮膚等效劑量不可大於 $50 \text{ mSv}/\text{年}$ 。這些數值與 BSS 之 Schedule I 一致。

(2.12) 一個國家 EW 類的限值可能基於個案與 IAEA RS-G-1.7 建議值不同，假設已充分考量國家特殊環境，這些環境會影響曝露情節、廢棄物外釋之特定要求或條件。也要考慮 EW 可能跨國輸出，制定 EW 限值時要適應進口國法規標準。

Very Short Lived Waste (VSLW, 非常短半化廢棄物)

可貯存衰變幾年後解除管制外釋，外釋計畫應由主管機關核准進行不接受控制的處置、使用與排放。本類別主要是研究與醫療用途廢棄物，基本上不適用於核電廠除役。

Very Low Level Waste (VLLW, 極低階廢棄物)

VLLW 類的活度濃度高於 EW 標準值，但不須高度的圍阻體與隔離，適合於近地表填土設施處置與有限度的監管措施。VLLW 的填土設施也可以和有害廢棄物同時使用。典型 VLLW 的類型包括低活度

濃度的土壤與混凝土碎石。VLLW 含的長半化期核種通常非常有限。

(2.17) 核設施運轉或除役會產生大量的 VLLW。

(2.18) VLLW 可藉由工程設計之地表填土設施完成處址。這是鈾礦業常用的處置方式，有些國家也用之於核設施低放廢棄物的處置。處置設施從簡單覆蓋物到複雜系統都有，通常要兼具主動與被動之監管。

(2.19) 要決定是否某個特殊種類放射性廢棄物為 VLLW，須先推導出該填土設施之廢棄物接收準則(WAC);這可採用與推導 EW 的相同情節進行，或是針對特定設施進行安全評估，採用主管機關同意的方式進行。該推導出之 WAC 將視實際場址狀況與工程設計結構物而定;或者可採通用情節，因數用假設值代替。因而此不在本 GSG 定義一般的準則。然而，期望採用一個適度的工程設計與管制，讓填土設施能夠安全地容納人工核種，使含短半化期核種廢棄物並具有有限總活度者，其活度濃度值約高於 EW 十倍或 100 倍，只要預期之大眾劑量落在法規準則內，就可持續適用。

Low Level Waste (LLW, 低階廢棄物)

LLW 的活度濃度高於管制值，但其長半化期核種數量有一定的限制。需要強固的隔離與包容設施長達數百年，LLW 適合處置於工程設計之近地表設施。這類廢棄物的範圍種類很廣，可以包括高活度濃度短半化期核種及相對低活度濃度長半化期核種。

(2.21) 舊的廢棄物分類，LLW 被定義為搬運與運輸時不需要屏蔽的放射性廢棄物。需要屏蔽但需要甚少考慮散熱的被歸類為

ILW 中放廢棄物。通常採接觸劑量率 2 mSv/h 為 ILW 與 LLW 的界線值。但現今的分類法則主要基於長期安全。

- (2.22) 根據現今 GSG-1 之分類定義，LLW 是適合近地表處置的放射性廢棄物。
- (2.23) LLW 的處置設施設計從簡單到複雜，深度從地表到 30 米都有，視安全評估(SA)與國家實務(技術能力、財力)而定，處置設施並需要獲得主管機關核准。
- (2.24) LLW 內可能存在低濃度的長半化期核種，也有含高濃度的短半化期核種。因此 LLW 的分類應該與廢棄物內之特殊核種有關，並考慮人的各種曝露途徑，像是攝食(於處置設施關閉後，核種遷移進入生物圈)與吸入(人員入侵廢棄物)。這樣基於監管需要，地表與中等深度兩種狀況就要分開考慮。該設施之安全例證(SC)報告內必須說明其如何適用於一組具相同核種向量(Nuclide Vector)的放射性廢棄物。
- (2.25) 許多國家假設 LLW 處置設施倚賴監管長達約 300 年。於這樣假設下，LLW 的界線值可從 300 年後之個人曝露劑量值推導出來。
- (2.26) 無法在此 GSG-1 提供 LLW 與 ILW 之間的界線值，因為其個別單一核種或核種群的不同而不同。一個特定近地表處置設施之廢棄物接收準則(WAC)將視實際設計與規劃 (例如:工程障蔽、監管期限、場址特定因數)而定。限制個別廢棄物包件內長半化期核種活度濃度的方法，包括限制活度濃度的平均值或是借助簡單的營運技術，例如將高活度濃度包件置放在處置設施特別挑選的位置。也可以由管制單位規定提供

界線值，基於通用場址特徵與通用設施設計、監管期限與個人劑量限值。

- (2.27) 管制單位應建立長半化期核種的處置限值，基於特定處置設施的安全評估報告。針對長半化期阿爾發發射核種，某些國家已採行平均 400 Bq/g 的限值(個別包件可高達 4000 Bq/g)。對於那些長半化期貝他及/或加馬發射核種，像是 C-14、Cl-36、Ni-63、Zr-93、Nb-94、Tc -99 與 I-129，處置設施活度濃度限值可以較高 (高達數十 kBq/g)。

Intermediate Level Waste(ILW，中階廢棄物)

於近地表處置時，由於 ILW 含有長半化期核種，需要較大程度的包封與隔離。然而 ILW 在其貯存與處置期間不需要或只有有限地需要考慮散熱問題。ILW 可以包含長半化期核種，尤其是阿爾發發射核種，其不會於監管期間衰變至近地表處置可接受的活度濃度，因此必須於較深的深度(數十~數百米)進行處置。

- (2.28) ILW 處置於數十至數百米深時，當處置系統的天然障蔽與人工工程障蔽兩者都選擇適當時，就可能有長期與進出環境隔離的效果，尤其在處置時間後期通常不能有於此深度之侵蝕效應。深處處置的好處是可以大幅降低非惡意入侵的機率。如此 ILW 處置設施的安全將比較不依賴主管機關的管制措施。

- (2.29) 如(2.26)所述，LLW 與 ILW 之間的限值不能用一種通用的活度濃度(Bq/m³)值來規範，這限值應該是視實際處置設施與其安全例證與安全評估而決定。但為了興建未定場址之 ILW 處置設施的溝通方便，主管機關可以基於通用安全例證決定某些屬於 ILW 或 LLW 之廢棄物的活度濃度值。

High Level Waste (HLW，高階廢棄物)

高階廢棄物活度濃度很高，會因衰變過程產生相當的熱量，或含有大量的長半化期核種，須於處置設施設計時加以考量。處置於大於幾百米深的地表下地質岩石層是一般認同的處置選項。

(2.30) HLW 含有高活度濃度的短半化期與長半化期核種，需深層完整的與穩定的地質岩石層處置，具工程障蔽。HLW 會因輻射衰變熱產生有意義的熱量連續達幾個世紀。

(2.31) HLW 通常的活度濃度介於 $1E4-1E6$ TBq/m³ (例如用過核子燃料)。相當於 $2-20$ kW/m³ 的熱功率，但是不適合在此 Safety Guide GSG-1 規範，在此只是用於說明高放處置場安全時的細部考量。HLW 也包括再處理後的玻璃固化體。經幾十年的冷卻後，活度濃度可降至約 $1E4$ TBq/m³。但為了興建未定場址之 HLW 處置設施的溝通方便，國家主管機關可以基於通用安全例證決定 ILW 與 HLW 之間的界線值。

2.4 中國大陸的廢棄物分類與處置策略

中國大陸法規 GB9133-1995《放射性廢棄物分類標準》係修改 GB9133-1988 及參考 IAEA GSG-1 而成，該法規規定如下：

放射性固體廢棄物中半衰期大於 30 年的 α 發射體核種的放射性比活度在單個包裝中大於 $4E6$ Bq/kg (對近地表處置設施，多個包裝的平均 α 比活度大於 $4E5$ Bq/kg) 的為 α 廢棄物。

除 α 廢棄物外，放射性固體廢棄物按其所含壽命最長的放射性核種的半衰期長短分為以下四種：

(1) 含有半衰期小於或等於 60 天 (包括碘-125) 的放射性核種的廢棄物，按其放射性比活度水準分為二級。

- 第 I 級 (LLW)：比活度小於或等於 $4E6$ Bq/kg。
 - 第 II 級 (ILW)：比活度大於 $4E6$ Bq/kg。
- (2) 含有半衰期大於 60 天、小於或等於 5 年（包括鈷-60）的放射性核種的廢棄物，按其放射性比活度水準分為二級。
- 第 I 級 (LLW)：比活度小於或等於 $4E6$ Bq/kg。
 - 第 II 級 (ILW)：比活度大於 $4E6$ Bq/kg。
- (3) 含有半衰期大於 5 年、小於或等於 30 年（包括銻-137）的放射性核種的廢棄物，按其放射性比活度水準分為三級。
- 第 I 級 (LLW)：比活度小於或等於 $4E6$ Bq/kg。
 - 第 II 級 (ILW)：比活度大於 $4E6$ Bq/kg、小於或等於 $4E11$ Bq/kg，且釋熱率小於或等於 2 kW/m³。
 - 第 III 級 (HLW)：釋熱率大於 2 kW/m³，或比活度大於 $4E11$ Bq/kg。
- (4) 含有半衰期大於 30 年的放射性核種的廢棄物(不包括 α 廢棄物)，按其放射性比活度水準分為三級。
- 第 I 級 (LLW)：比活度小於或等於 $4E6$ Bq/kg。
 - 第 II 級 (ILW)：比活度大於 $4E6$ Bq/kg，且釋熱率小於或等於 2 kW/m³。
 - 第 III 級 (HLW)：比活度大於 $4E10$ Bq/kg，且釋熱率大於 2 kW/m³。

豁免廢棄物：對公眾成員照射所造成的年劑量值小於 0.01 mSv，對公眾的集體劑量不超過 1 人·Sv/yr 的含極少放射性核種的廢棄物。

2.5 日本的放射性廢棄物分類標準

日本的放射性廢棄物分類標準請參見圖 2-3；日本的放射性廢棄物分類處置概念如圖 2-4 所示。首先是只有再處理送回的玻璃固化體為 HLW，其他則是 LLW。LLW 再分成：非常低(L3)、相對低(L2)、相對高(L1)、地質處置(來自再處理的 TRU)。如果要與 IAEA 分類體系對應，L1 與 TRU 合稱 ILW。接受近地表/次地表處置的屬第二類(Category 2)，HLW 與 TRU 地質處置屬第一類(Category 1)。

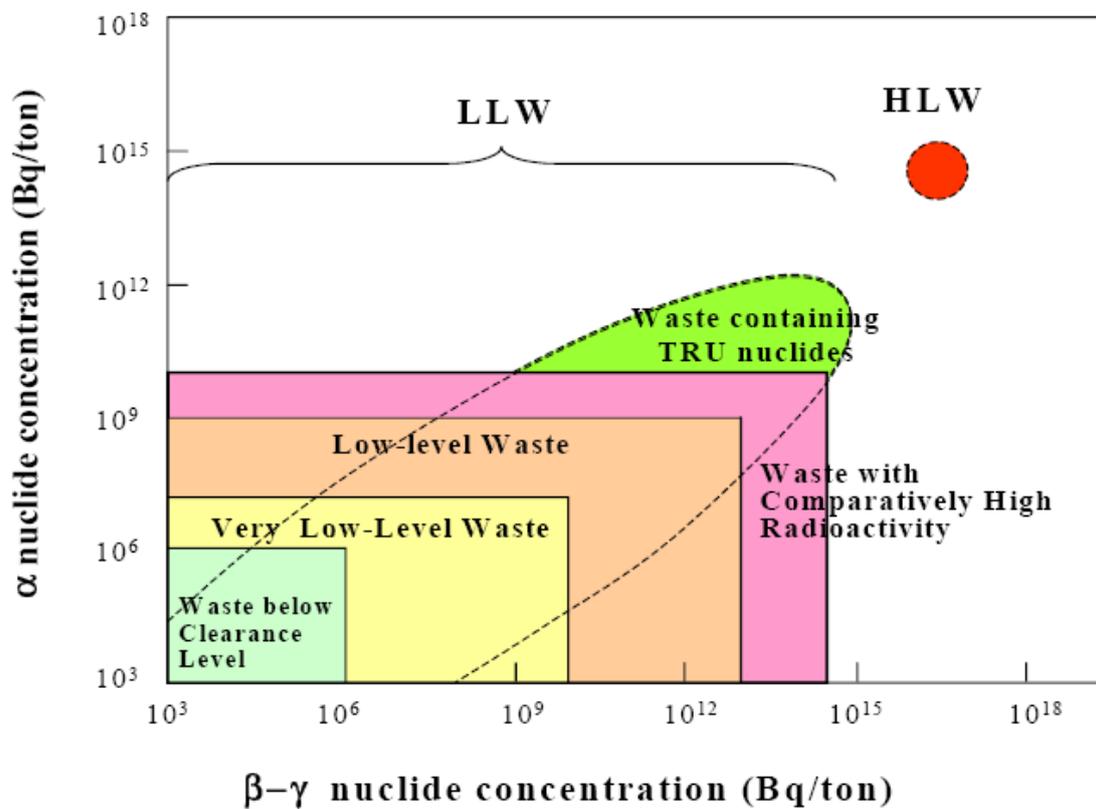


圖 2-3：日本放射性廢棄物分類標準圖

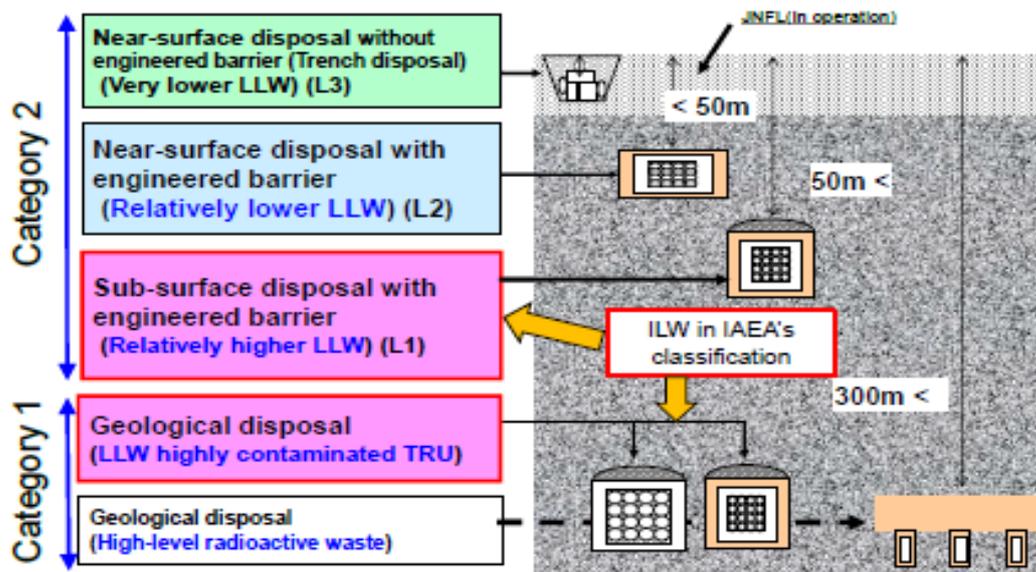


圖 2-4：日本放射性廢棄物最終處置概念

2.6 韓國的放射性廢棄物分類標準

根據韓國核能安全法(NSA)，放射性廢棄物分成 HLW(高放射性廢料)與 LILW(中低放射性廢料)。HLW 定義為輻射物質含阿爾發放射核種的比活度大於 4000 Bq/g，半化期>20 年，且熱產生率>2 kW/m³。

韓國核安法還定義解除管制外釋標準(clearance level)，採用 IAEA 放射性廢料分類之“exempt waste”概念，其標準值為：年個人劑量率低於 0.01 mSv/y，總集體劑量應低於 1 person-Sv/y，兩者要同時符合。這套標準值與 IAEA Safety Series No. 115 (1996)的要求一致。

韓國於 2013 年 12 月計畫將 LILW 進一步分成 VLLW、LLW、ILW(置於地下數百米)、LLW(近地表工程地窖處置，約地下 30m)、VLLW(近地表壕溝處置)。但目前尚未立法通過。LILW 的最終處置場已決定為月城處置場。

2.7 歐洲芬蘭的放射性廢棄物分類標準

芬蘭的放射性廢棄物首先分成同位素廢棄物、核能廢棄物。同位素廢棄物來源包括醫院、研究機構、業界，核能廢棄物來源包括核電廠、研究反應爐。

核能廢棄物基於源頭分成:HLW(用過核子燃料)、LILW(中低放射性廢棄物、電廠運轉)、LILW (電廠除役)。LILW 再分成三類用於搬運與貯存: EW $< 1E3$ Bq/kg, LLW: $1E3 - 1E6$ Bq/kg, ILW: $1E6 - 1E10$ Bq/kg。

此外還有針對處置庫的總貝克(Bq)量限制。例如於 Olkiluoto 核電廠處置場的筒倉(Silo)，規定 LLW 要小於 10TBq，與 ILW 要小於 1000TBq。各處置場特定 WAC 則規範於處置設施的安全分析報告(FSAR)內。

LILW 則目前都存放在各電廠場址，每個電廠基地(Loviisa 與 Olkiluoto 電廠)都有自己的處置庫，位在 60-100m 深的結晶岩床內。含短半化期核種的 LILW 處置時，工程設施很少，含長半化期核種的 LILW 處置時，要有工程障蔽。日後則會視除役進程擴大 LILW 處置庫。目前尚未訂除役 LILW(包含 VLLW)的活度濃度標準。

2.8 IAEA 分類系統與美國分類系統差異比較

IAEA 與美國之放射性廢棄物分類對照如圖 2-5，其說明重點是左邊的分類項目名稱對應到最右邊的處置方法，而其中打問號的是尚未定案有疑義的部分，因為至今沒有一個低放處置場願意接收 GTCC 類廢棄物。這張圖之 ILW 部分不一定等同於超 C 類，可以包含 B、C 類，各國標準不同。圖 2-5 中的 DIS 為 Decay In storage，表示置於貯

存倉庫等待衰變，LAW(Low Activity Waste)為低活度放射性廢棄物。這兩個名詞字彙用於美國環保署，屬環保署管轄範圍，不屬美國核管會。

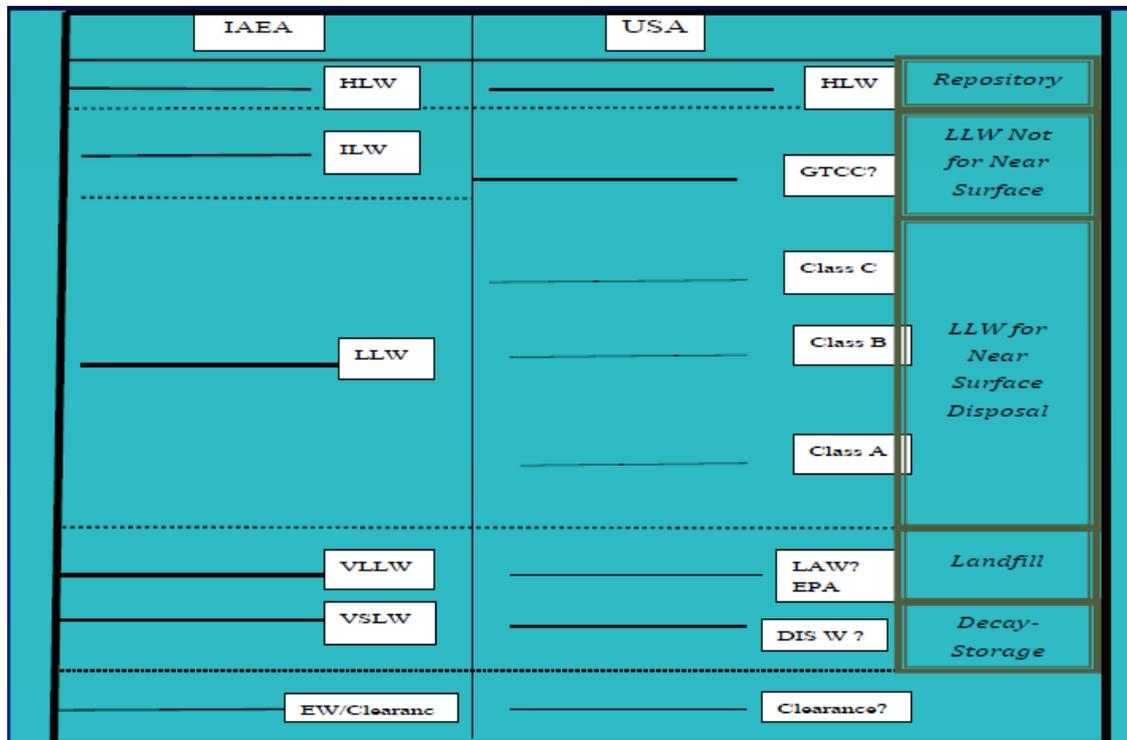


圖 2-5：IAEA 與美國放射性廢棄物分類對照圖

3. 除役廢棄物容器相關法規蒐集

3.1 我國法規

依據「放射性物料管理法」第二十一條規定，行政院原子能委員會訂定了「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，分別對於放射性廢棄物之處理貯存及最終處置進行規範，並特別針對容器使用的部分訂定了「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」及「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」。另外，依據「游離輻射防護法」第六條規定，行政院原子能委員會亦訂定了「放射性物質安全運送規則」以確保放射性物質運送之安全。以上法律與法規命令之關聯如圖 3-1 所示。

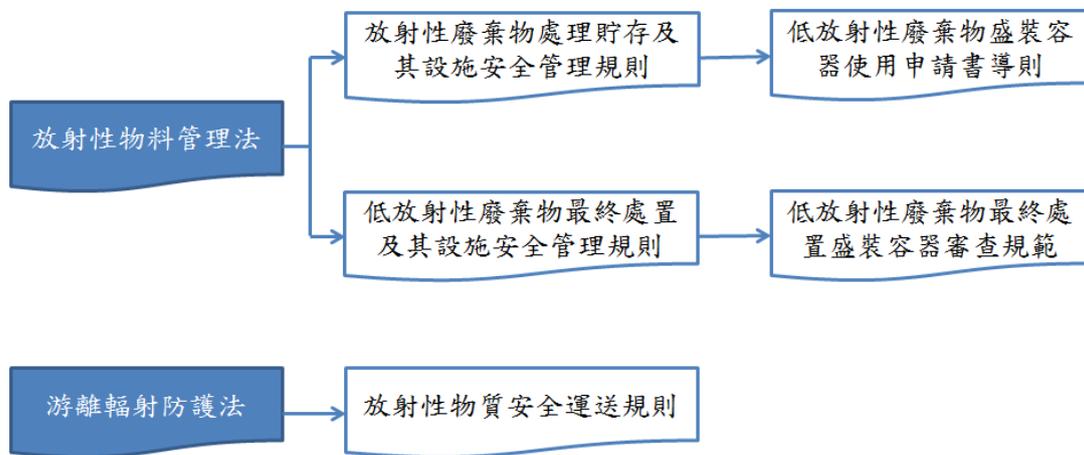


圖 3-1：我國放射性廢棄物相關法規關係圖

3.1.1 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及其設施安全管理規則」對於放射性廢棄物處理設施及貯存設施訂出要求，以規範其安全性。其中

第二條第二款定義「盛裝容器」指用於貯存或處置放射性廢棄物之容器。

第八條規定盛裝容器應符合下列規定：

- 一、材質、設計及製造，能防止腐蝕與劣化，並可確保設計年限內結構之完整。
- 二、考量操作及搬運之便利。
- 三、機械強度足以承受吊卸、搬運、貯存或最終處置等作業之負載。
- 四、容器封蓋及緊固設備，具操作之便利性，在吊卸及搬運過程中不致動搖或脫落。
- 五、容器外表應平整、易於除污並避免頂部積水。

第九條規定盛裝容器之使用須提出申請書，經核准後始可使用，至於詳細的申請書內容，則在「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」規範。

第十條規定裝有放射性廢棄物之盛裝容器表面輻射劑量率超過每小時二毫西弗者，應採遙控或在加強輻射防護管制下操作。

第十一條規定裝有放射性廢棄物之盛裝容器表面之非固著性污染限值：

- 一、貝他及加馬核種平均每平方公分之污染值不得超過四貝克。
- 二、阿伐核種平均每平方公分之污染值不得超過〇·四貝克。

第十二條規定裝有放射性廢棄物之盛裝容器表面，應有輻射示警標誌及編號。輻射示警標誌之中心圓半徑不得小於二公分。

3.1.2 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則

「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」中規定了申請書應載明的內容，第二章為盛裝容器之設計，包含功能說明、設計圖說、設計使用年限評估、移動及固定裝置設計、負載與強度設計及密封設計；第三章為盛裝容器之製造，包含製造程序及設備、製造材料之管制、配比驗證、製程控制、成品品質控制及容器表面之標誌；第四章為盛裝容器之試驗，包含試驗方法、接受標準、試驗紀錄、試驗結果之統計與分析及試驗結論；第五章為品質保證計畫，包含組織、品質保證方案、工作說明書、作業程序書及圖面、文件管制、採購材料、設備及服務之管制、檢驗、試驗管制、改正行動、品保紀錄及稽查；第六章為其他相關資料，包含具備運送包件功能者之敘述、具備屏蔽功能者之敘述、參考文獻、相關分析報告及計算書以及其他國家認證資料。

3.1.3 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則

針對放射性廢棄物的最終處置訂定的「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」中，第二條第一款定義「固化包裝」是指將廢棄物轉化為較穩定之固化體及封裝廢棄物於容器內，使廢棄物包件之操作，適於裝卸、運送、貯存及處置；同條第六款則定義「高完整性容器」指可維持至少三百年結構完整並阻絕放射性核種外釋之低放射性廢棄物盛裝容器。

第三條規定低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分類規定如下：

- 一、A類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於（含）表 3-1 濃度值之十分之一倍及低於（含）表 3-2 第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入表 3-1 及表 3-2 者。
- 二、B類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表 3-2 第一行之濃度值且低於（含）第二行之濃度值者。
- 三、C類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表 3-1 濃度值十分之一倍且低於（含）表 3-1 之濃度值者；或高於表 3-2 第二行之濃度值且低於（含）第三行之濃度值者。
- 四、超C類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表 3-1 之濃度值者；或高於表 3-2 第三行之濃度值者。

表 3-1：單一長半化期核種濃度值

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

表 3-2：單一短半化期核種濃度值

核 種	濃度值（TBq/m ³ ）		
	第一行	第二行	第三行
1 半化期小於 5 年之所有核種總和	26	註一	註一
^3H	1.5	註一	註一
^{60}Co	26	註一	註一

^{63}Ni	0.13	2.6	26
^{63}Ni (活化金屬內)	1.3	26	260
^{90}Sr	0.0015	5.6	260
^{137}Cs	0.037	1.6	170

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

註二：多核種之分類：

若低放射性廢棄物中含有多核種時，其分類應按下式判斷。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{io}} \leq 1$$

式中

C_i ：第 i 個核種之濃度。

C_{io} ：第 i 個核種第 o ($o=A,B,C$) 類之濃度值。

n ：所含核種之數目。

若滿足上式，則可歸為第 o ($o=A,B,C$) 類廢棄物。

第四條規定低放射性廢棄物最終處置，應依下列規定：

- 一、A類廢棄物應符合第五條之規定。A類廢棄物與B類廢棄物或C類廢棄物混合處置者，應符合B類廢棄物或C類廢棄物之相關規定。
- 二、B類廢棄物應固化包裝，其廢棄物應符合第五條及第六條之規定。B類廢棄物與C類廢棄物混合處置者，應符合C類廢棄物之相關規定。
- 三、C類廢棄物應固化包裝，其廢棄物除符合第五條及第六條之規定外，應加強處置區之工程設計，以保障監管後誤入者之安全。

四、超C類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。

不適合固化或固化後不符合第六條規定之A類廢棄物，應盛裝於設計使用年限至少能維持一百年結構完整之容器或封存於具相同容器功能之工程障壁中或以其他經主管機關核准之方法進行處置。

不適合固化或固化後不符合第六條規定之B類廢棄物及C類廢棄物，應盛裝於經主管機關核准之高完整性容器或以其他經主管機關核准之方法進行處置。

第五條規定低放處置設施最終處置之廢棄物，應符合下列規定：

- 一、自由水之體積不得超過總體積百分之零點五。
- 二、在常溫常壓下不致引起爆炸。
- 三、具耐火性。
- 四、不得含有毒性、腐蝕性及感染性之物質。
- 五、不得含有或產生危害人體之有毒氣體、蒸氣及煙霧。

低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定：

- 一、水泥或高溫熔融固化體機械強度以單軸抗壓強度測試，每平方公分應大於十五公斤；瀝青固化體機械強度以針入度測試，應小於一〇〇。
- 二、溶出指數應大於六。
- 三、經耐水性測試後，應符合第一款之規定。
- 四、經耐候性測試後，應符合第一款之規定。
- 五、經耐輻射測試後，應符合第一款之規定。
- 六、經耐菌性測試後，應符合第一款之規定。

前條第一款、第三款及前項規定之測試項目、方法及標準如表 3-3。

表 3-3：低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準

項次	測試項目	測試方法	標準
一	自由水	ANSI/ANS55.1方法。	1.自由水含量應小於固化體體積之百分之零點五。 2.自由水之pH值應介於4~11之間，若為水泥固化體，則其自由水之pH值應大於9。
二	耐火性	1.水泥及高溫熔融固化體免測。 2.瀝青固化體以ASTM-D92方法。 3.塑膠固化體以ASTM-D2863方法。	1.瀝青固化體之燃燒點應大於250 ⁰ C。 2.塑膠固化體之燃燒指數應大於28。
三	機械強度	1.除瀝青固化體外，一般固化體以ASTMC39或CNS 1232測試。 2.瀝青固化體以ASTMC-D6測試針入度。	1.除瀝青固化體外，一般固化體之抗壓強度應大於每平方公分15公斤。 2.瀝青固化體之針入度應小於100。 瀝青固化體含瀝青重量比應超過百分之五十以上。
四	溶出率	ANS16.1(水泥固化體可測試五天)。	固化體內各核種溶出指數應大於6。
五	耐水性	固化體須於常溫下，浸水90天後測試機械強度。	測試結果符合第三項之標準。
六	耐候性	固化體經溫濕度循環變化後測試機械強度。	測試結果符合第三項之標準。
七	耐輻射性	固化體以Co-60照射之加馬輻射照射，吸收劑量達一百萬戈雷(Gy)後測試機械強度。	測試結果符合第三項之標準。
八	耐	ASTM G21後再測機械	測試結果符合第三項之標準。

	菌性	強度。	
--	----	-----	--

3.1.4 低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範

「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」中提及十五項審查規範，以確保處置容器之安全性，其相關法規摘錄如下：

- 一、為確保低放射性廢棄物最終處置盛裝容器（以下簡稱處置容器）功能，以保障公眾安全及維護環境品質，特訂定本規範。
- 二、本規範所稱處置容器係指「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第四條第二項設計使用年限至少能維持一百年結構完整之容器與同條第三項經主管機關核准可維持三百年結構完整之高完整性容器。
- 三、處置容器應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」有關盛裝容器之規定及「放射性物質安全運送規則」有關包裝、包件及試驗之規定。
- 四、處置容器之設計具備運送包件功能者，應依其所盛裝之放射性包容物之數量、性質及包裝之設計，指明容器所屬之包件種類，敘明放射性物質安全運送規則對該包件之相關要求及符合情形。
- 五、處置容器在許可使用年限期間必須能維持其結構之完整性，並可阻絕放射性核種外釋。
- 六、處置容器之設計必須考慮廢棄物及環境之腐蝕、化學及生物劣化效應，並須完成測試，以確保容器之使用年限符合設計要求。

- 七、處置容器必須具備足夠之力學強度，以承受來自廢棄物本身與因裝填、搬運、貯存以及最終處置等作業所可能加諸之垂直與水平負載。
- 八、處置容器使用有機聚合物材料時，其所需之力學強度應由潛變測試數據以保守之外插法推算，必須驗證其不會發生三級潛變、潛變挫曲或延展脆裂之損壞，並須考慮紫外線之照射效應，在預期之紫外線曝露下，材料設計特性不得發生明顯變化。
- 九、處置容器之設計必須考慮因廢棄物裝填、搬運、貯存以及最終處置等作業所產生之熱負載，材料設計特性經熱循環試驗後應無明顯之變化。
- 十、處置容器之設計必須考慮其材質對輻射之穩定性，及廢棄物之輻射劣化效應。材質特性經總劑量一百萬戈雷之曝露後，應無明顯之變化。
- 十一、處置容器之設計必須考慮容器材質、廢棄物及處置介質之生物劣化效應，在設計使用年限內，容器有機材質生物劣化所造成之總碳量損失須小於百分之十。
- 十二、處置容器之表面設計，必須易於除污及防止水份滯留，以避免積水所造成之腐蝕或劣化等效應。
- 十三、處置容器之密封設計必須在設計使用年限內，能提供良好密封功能，必要時，應能進行內容物檢驗。容器具備洩壓設計時，應能避免水份進入及容器內廢棄物外逸。
- 十四、處置容器必須進行原型容器裝填測試，以驗證在廢棄物裝填、搬運、貯存以及最終處置等作業上之承受能力。裝填

測試應於申請容器許可時一併提出，經主管機關核准後始得進行；測試前應通知主管機關於測試期間派員檢查。

十五、處置容器之製作、測試、查驗、使用準備、裝填、搬運及貯存等作業，均必須依品質保證計畫進行。品質保證計畫必須述明如何排除對容器功能與使用年限不利之有害因素；對以高分子模造程序製造之高完整性容器，應特別加強其製程之管制。

3.1.5 放射性物質安全運送規則

「放射性物質安全運送規則」主要針對放射性物質之運送訂出規定，以確保在運送途中之安全，其分為五章，第一章為總則，包含法源依據、適用範圍、專有名詞定義等；第二章為放射性物質、包裝及包件，包含放射性物質的分類、包件的分類及其應遵守之標準與限制；第三章為交通、運送及貯存之管制；第四章為核准作業規定；第五章為附則。其中第 19 條規定放射性物質依其型式，分為低比活度物質、特殊型式放射性物質、低擴散性放射性物質、含有可分裂物質及六氟化鈾等。包件以其盛裝放射性包容物之數量、性質及包裝之設計，分為甲型、乙型、丙型、工業、微量包件五種；包件含有可分裂物質或六氟化鈾者，應符合相關規定。含六氟化鈾之包件並應符合含有可分裂物質包件之管制相關規定。放射性物質、包裝及包件應符合附件三及附件四之相關規定。

3.2 國外法規

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

3.2.1 10 CFR 61.55

NRC 的 10 CFR 61.55 主要規範放射性廢棄物的分類方法，依放射性廢棄物所含核種濃度將其分為 A 類、B 類、C 類及超 C 類。其條文如下：

(a) 近地表處置之廢棄物分類。

(1) 考慮因素。放射性廢棄物之分類牽涉到兩項考量。第一項考量為長半衰期何種(包含其短半衰期母核)之濃度，因其潛在危害可能長期持續至監管、改善廢棄物型態、與較深處置等預防措施終止之後。這些預防措施可以延遲長半化期核種核種造成曝露的時間。此外，潛在劑量的大小亦受到曝露發生時，核種的濃度與可得性所限制。其次，須考慮較短半化期核種濃度，這些能藉由監管、廢棄物型態、與處置方法作有效的要求。

(2) 廢棄物類別。

(i) 在處置場址內，A 類廢棄物通常與其他類廢棄物隔離，其物理型態及特性須符合 § 61.56(a) 之基本要求。但若 A 類廢棄物亦滿足 § 61.56(b) 列舉之穩定性要求，則不須隔離處置。

(ii)B 類廢棄物在廢棄物型態上須滿足更嚴苛的要求，以確保處置後之穩定性。其物理型態及特性須符合§ 61.56(a)之基本要求以及§ 61.56(b)列舉之穩定性要求。

(iii)C 類廢棄物除了在廢棄物型態上須滿足更嚴苛的要求外，亦需有額外的措施防止處置設施的無意闖入。其物理型態及特性須符合§ 61.56(a)之基本要求以及§ 61.56(b)列舉之穩定性要求。

(iv)不適於近地表處置的廢棄物，其型態與處置方法與前述有所不同，甚至比 C 類廢棄物之規定更為嚴苛。10 CFR 61 未對此類廢棄物提出特別規定。此類廢棄物應處置於 10 CFR 60 所定義之地質處置場。依據 10 CFR 61 核發的處置場址執照，除非經核管會核准計畫否則不得處置此類廢棄物。

(3)長半衰期核種之分類。若放射性廢棄物只包含列於表 3-4 中之核種，其分類方式如下：

(i)若濃度不超過表 3-4 中數值之 0.1 倍，該廢棄物為 A 類。

(ii)若濃度超過表 3-4 中數值之 0.1 倍但不超過表 3-4 中數值，該廢棄物為 C 類。

(iii)若濃度超過表 3-4 中之數值，該廢棄物不適合近地表處置。

(iv)廢棄物所包含核種為表 3-4 所列之混和者，其總濃度則透過本節(a)(7)所述之分量總合規則決定。

表 3-4：長半衰期核種濃度

放射性核種	濃度 Ci/m ³
C-14	8
活化金屬內之 C-14	80
活化金屬內之 Ni-59	220
活化金屬內之 Nb-94	0.2
Tc-99	3
I-129	0.08
半衰期超過 5 年之阿伐發射 超鈾核種	100(註 1)
Pu-241	3,500(註 1)
Cm-242	20,000(註 1)

註 1：單位為 nCi/g

(4)短半衰期核種之分類。若放射性廢棄物不包含表 3-4 所列之任何核放射性核種，其分類透過表 3-5 所列之濃度值決定。然而，若放射性廢棄物不包含任何表 3-4 及表 3-5 所列之核種，則分為 A 類，如本節(a)(6)所述。

(i)若濃度不超過第一欄之數值，該廢棄物為 A 類。

(ii)若濃度超過第一欄之數值但不超過第二欄之數值，該廢棄物為 B 類。

(iii)若濃度超過第二欄之數值但不超過第三欄之數值，該廢棄物為 C 類。

(iv)若濃度超過第三欄之數值，該廢棄物不適合近地表處置。

(v)廢棄物所包含核種為表 3-5 所列之混和者，其總濃度則透過分量總合規則決定。

表 3-5：短半衰期核種濃度

放射性核種	濃度 Ci/m ³		
	第一欄	第二欄	第三欄
半衰期少於 5 年核種之總和	700	(註 1)	(註 1)
H-3	40	(註 1)	(註 1)
Co-60	700	(註 1)	(註 1)
Ni-63	3.5	70	700
活化金屬內之 Ni-63	35	700	7000
Sr-90	0.04	150	7000
Cs-137	1	44	4600

註 1：這些核種並未建立 B、C 類廢棄物之限值。實務上可從運輸、操作、與處置作業時，考慮廢棄物外部輻射與內部衰變熱，而加以限制其核種濃度。除非表 3-5 其他核種決定廢棄物歸屬於 C 類廢棄物，否則視為 B 類廢棄物。

(5)同時含有長與短半化期核種的分類。若放射性廢棄物同時混合含有某些表 3-4 與表 3-5 的核種，其分類認定如下

(i)若表 3-4 所列核種的濃度未超過表 3-4 數值的 0.1 倍，則其分類由表 3-5 所列核種的濃度決定。

(ii)若表 3-4 所列核種的濃度已超過表 3-4 數值的 0.1 倍但未超過該數值，且表 3-5 所列核種的濃度亦未超過第 3 行數值，則為 C 類廢棄物。

(6)不含表 3-4 與表 3-5 核種的廢棄物分類。若放射性廢棄物不含任何表 3-4 或表 3-5 核種者，則為 A 類廢棄物。

(7)混合核種總濃度之分量規則。混合含有不同核種的廢棄物分類、須為各核種實際濃度除以適當數值後的分量加總。適當數值須為同一表的同一行。若廢棄物分類由同一行數值決定時，同一行的分量總和須小於 1.0。例如：A 廢

棄物 Sr-90 濃度為 50 Ci/m^3 ，且含 Cs-137 濃度為 22 Ci/m^3 。二者濃度均超過表 3-5 第 1 行數值，因此須與第 2 行數值比較。Sr-90 分量為 $50/150=0.33$ ；Cs-137 分量為 $22/44=0.5$ ；分量總和為 $=0.83$ 。此總和小於 1.0，所以此廢棄物為 B 類廢棄物。

(8)廢棄物濃度的決定。核種濃度得使用間接方法決定，例如使用比例因子或核種物料的可計量性，由已知核種度推求相關的未知核種濃度，但應合理確保該間接方法能與實際量測進行比對。廢棄物核種濃度若以 nCi/g 為單位時，則可由體積或重量予以平均。

3.2.2 10 CFR 61.56

在 10 CFR 61.56 中規範了各類廢棄物應符合之最低要求，以及 B、C 類廢棄物應符合之穩定性要求。其條文如下：

(a)為了便於處置場址內之廢棄物吊運以及提供所有人員健康及安全上的保護，提出下列對於各類廢棄物基本要求。

- (1)廢棄物處置不得使用硬紙板箱或纖維板箱包裝。
- (2)液態廢棄物需固化或透過充分的吸收物質包裝，其吸收物質需可吸收兩倍液體體積。
- (3)包含液體的固態廢棄物所含之自由水及非腐蝕性液體應合理抑低，且液體不得超過總體積之 1%。
- (4)廢棄物不得具引爆、在常溫常壓下爆炸分解或反應、或與水反應之可能性。
- (5)廢棄物不得包含或具產生大量的毒性氣體、蒸氣、煙之可能性，而對運送、吊運或處置廢棄物之人員造成傷害。

本項規定不適用於本節第 7 項關於放射性氣體廢棄物包件之規定。

(6)廢棄物不得具可燃性。廢棄物中之可燃物質需經處理、精製及包裝為不可燃。

(7)氣體形式之廢棄物需包裝於 20°C 時不超過 1.5 atm 之壓力下。單一容器之總活度不得超過 100ci。

(8)包含危險性、生物性、病原性或傳染性物質之廢棄物須經處理，以作最大可行範圍之降低非放射性物質的潛在危害。

(b)為了規定廢棄物之穩定性，本節提出了幾項要求。上述之穩定性是為了確保廢棄物不會有結構性劣化，而造成處置單元之陷落、倒塌或其他破壞，進而導致水之滲透，影響整體場址之穩定性。由於穩定性可使廢棄物具可辨識性及不可散性，故其亦為一限制無意闖入者暴露之因素。

(1)廢棄物需具結構穩定性。結構穩定的廢棄物型態應能在預期的處置狀況下，例如覆蓋層與壓密設備造成的荷重、水分的存在、生物活動、內部因素如輻射效應與化學變化，維持其實體尺寸與形態。結構的穩定性可由廢棄物本體提供、處理廢棄物成為穩定的型態、或將廢棄物置放於處置容器或結構物以提供處置後的穩定性。

(2)依據 61.56(a)(2)與(3)的規定，液體廢棄物或含液體的廢棄物，須轉變型態合理抑低其自由水與轉變為非腐蝕液體，但任何情況下，將廢棄物置放於保證穩定性設計的處置容器中時，其液體含量不得超過廢棄物體積的 1%。或者

廢棄物本身處理成穩定型態時，其液體含量不得超過廢棄物體積的 0.5%。

(3)廢棄物之間以及廢棄物與其包裝之間的空隙應儘量減少。

3.2.3 10 CFR 71

若容器具運送功能，在經過包裝後應符合 NRC 及 DOT 之法規規定。NRC 在 10 CFR 71 中規範了包件的要求以及許可運送物質的運輸要求等。對於包件的測試要求包含一般運送狀況以及假設事故狀況，並規定 type A 須符合一般運送狀況的測試要求，而 type B 須符合一般運送狀況及假設事故狀況的測試要求。以下簡錄對於 type A 以及 type B 的要求，並與我國甲型包件及乙型包件要求做出比較。

(1) type A 測試要求

- (a) 溫度測試：包件應能承受-40°C 到 38°C 的環境溫度。
- (b) 壓力測試：包件應能承受 25 kPa(abs)到 140 kPa(abs)的外部壓力。
- (c) 振動測試：震動通常隨附於運送。
- (d) 噴灑測試：樣品應承受之水噴灑試驗，係模擬每小時約五公分之雨量，且至少需一小時。
- (e) 自由墜落測試：在完成噴灑測試後之 1.5 小時至 2.5 小時之間，樣品依重量從指定高度(如)以預期能造成最大損壞之方位墜落至一平坦、未降伏、水平之表面。

表 3-6：自由墜落測試之墜落距離

包件重量(kg)	自由墜落距離(m)
小於 5000	1.2
5000 至 10000	0.9
10000 至 15000	0.6
大於 15000	0.3

- (f) 角墜落測試：連續以樣品各角落進行墜落測試，若樣品為圓柱型則以四分之一邊為單位，由 0.3m 的高度墜落至一平坦、未降伏、水平之表面。
- (g) 堆積測試：樣品應能承受一歷經二十四小時，平均施加於正常放置時之頂部及底部兩面，相當於下列兩者中較大者之重壓試驗：
- (i) 相當於包件實際質量之五倍。
 - (ii) 相當於一萬三千帕斯卡壓力乘以包件之垂直投影面積。
- (h) 貫穿測試：樣品應置於一堅硬、平坦之水平表面，在試驗進行時，此表面應不至有顯著之移動。然後以一直徑為三·二公分、具有半球形尾端、質量為六公斤之剛製棒狀物，沿長軸方向垂直墜落於樣品最脆弱部分之中心，使其如貫穿夠深，將擊中其包封容器。墜落高度自棒之最低點至樣品上表面受撞擊處之距離應為一公尺。

(2) type B 測試要求

在 type B 的測試方面，除了須滿足以上 type A 之測試要求外，還須滿足下列之測試要求：

- (a) 自由墜落測試：樣品應墜落至一目標物使受最大之損壞，墜落高度自樣品最低點至目標物上表面應為九公尺。
- (b) 壓碎測試：樣品應置於目標物上使其承受一五百公斤塊狀物自九公尺高度墜落至此樣品並使其蒙受最大之動力壓擠。此塊狀物應為一公尺乘一公尺用堅實軟鋼製成之正方形鋼板，並以水平方位落下。墜落高度應自鋼板之下表面量至樣品之最高點。
- (c) 穿刺測試：樣品應墜落至一牢固裝置且垂直於目標物之棒上，使此樣品受最大之損壞。墜落高度自樣品上欲使其受撞擊之點至棒之上表面應為一公尺。棒應為堅實軟鋼製成，切面為圓形，其直徑為十五公分（容許誤差 0.5 公分），長度為二十公分。如較長之棒可能引起較大之損壞時，則應使用長度足以引起最大損壞之棒。棒之上端應平坦且在水平位置，其邊緣圓至半徑在 0.6 公分以下。
- (d) 熱體測試：熱體試驗為使樣品曝露於除簡單支撐系統外完全陷入一範圍足夠寬廣之碳氫化合物燃料及空氣產生之火焰中，並在一足夠靜止之環境下，能提供一平均發射係數至少為 0.9 及平均火焰溫度至少為攝氏八百度，歷時三十分鐘，或應為能提供對包件相等總熱量之其他熱體試驗。燃料源在水平方向應超出樣品任何外表面至少一公尺但在三公尺以下，樣品並應位於燃料源表面上方一公尺處。當外加熱量停止後，樣品應使其自然冷卻，且樣品任何可燃燒之物質，亦應讓其自然進行燃燒。為證明之目的，樣品表面吸收率係數應為 0.8 或

包件曝露於上述火焰中可證實具有之數值；其對流係數應為包件曝露於上述火焰中設計人可證明吻合之數值。熱體試驗之原始條件，應為此包件係平衡在一溫度為攝氏三十八度之環境中，試驗以前及試驗中之太陽輻射效應可暫予略去，但在後續之包件反應評估中則必須計入。

- (e) 漏水測試：裝有可分裂物質之包件尚應進行漏水試驗。樣品在進行漏水試驗以前，如所模擬包件之質量在五百公斤以下；依據外表尺寸計算之平均密度在每立方公尺一千公斤以下；放射性包容物大於一千倍 A2 值且不為特殊型式之放射性物質時，應先進行第二種、第三種墜落試驗及熱體試驗，如為其他包件則應先進行第一種、第二種墜落試驗及熱體試驗。進行漏水試驗時，樣品應在預期最大洩漏狀態下浸入水中。水之深度至少應高出樣品 0.9 公尺，時間應不少於八小時。
- (f) 浸水測試：樣品應浸入一水面深度至少高於樣品上表面十五公尺之水中，時間不少於八小時以引起最大之損壞。為證明之目的，一外界表壓至少為十五萬帕斯卡（一·五公斤力每平方公分），應可視為符合此條件。樣品如為裝有活度大於十萬倍 A2 值之乙(U)及乙(M)型包件或丙型包件，應再進行加強之浸水試驗，其水面深度至少應高出樣品上表面二百公尺，時間不少於一小時。為證明之目的，如外界表壓不少於二百萬帕斯卡（二十公斤力每平方公分），應視為已符合此條件。

(3) 與國內放射性物質安全運送規則比較

我國的「放射性物質安全運送規則」中規範了包件的測試項目，針對一般運送狀況(甲型包件與乙型包件皆須符合)的部分大致上與 10 CFR 71 相同，僅在溫度及壓力測試上有差異，其比較如表 3-7；而針對假設事故狀況(乙型包件須符合)的部分，「放射性物質安全運送規則」中之規定與 10 CFR 71 相同。

表 3-7：包件測試之規範差異比較

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

3.2.4 49 CFR 173 Subpart I

49 CFR 173 為 DOT 為運輸及包件做出的一般要求，其中 Subpart I 特別針對第七類(放射性)物質包件及運輸訂出規範。以下簡錄對於一般盛裝容器的設計需求：

- (1) 容器容易吊運。
- (2) 容器起重器可以承受吊運三倍廢棄物容器的總重量。
- (3) 容器必須沒突起，並且容易除污。
- (4) 容器外表面的設計應該是不易積水。
- (5) 容器不可有不安全的附加組件。
- (6) 容器可承受正常的加速度和振動。
- (7) 容器的材料和廢棄物要相容。
- (8) 容器要有保護的閥門。

- (9) 若使用空運：A.容器內部溫度小於 50°C、B.容器需承受 -40~+55°C 溫度範圍、C.對於液態廢棄物，容器應可承受 95kPa 的壓力。

3.2.5 IAEA TS-R-1

TS-R-1 為 IAEA 對於放射性物質之安全運送做出的規定，內容包含一般規定、放射性活度限值和分類、運輸要求和管理、對於放射性物質及對於包裝和包件之要求、測試程序、核准和管理要求等。其中規定放射性物質包含低比活度物質、表面污染物體、特殊型式放射性物質、低擴散性放射性物質、含有可分裂物質及六氟化鈾；而包件可分為微量包件、工業包件、type A、type B、type C 五種，另對於含有可分裂物質或六氟化鈾者，亦有其相關規定。在包件測試方面，各種包件有不同之規定，如 type A 必須滿足一般運送狀況之測試、type B 必須同時滿足一般運送狀況及假設事故狀況之測試。TS-R-1 與我國之「放射性物質安全運送規則」相比，在包件的分類、測試等相關規定上皆相同。

4. 除役廢棄物容器之選用

放射性廢棄物容器的種類繁多，功能也都不盡相同，核能設施在選擇容器時，需考慮的層面很廣，不只是容器的功能，更須依廢棄物之型態、特點進行挑選，以符合處理、貯存、運送及處置的要求。

4.1 容器選擇的基本要求及步驟

在 EPRI 的” Waste Containers for Extended Storage of Class A, B and C Wastes”報告中提及廢棄物容器選擇的基本要求及步驟，其基本要求有下列四點：

- 一、符合美國核管會(NRC)的 10 CFR 61 規定；
 - 二、滿足最終低放處置場對於廢棄物包件的允收標準 (Waste Acceptance Criteria)；
 - 三、廢棄物容器之運送應符合美國交通部(DOT)的 49 CFR 及美國核管會的 10 CFR 71 規定；
 - 四、容器在中期貯存及最終處置期間內應保有其安定性及完整性。
- 而容器之選擇則可透過下列步驟進行：

- 一、估計各類放射性廢棄物在何時有中期貯存的需求
- 二、各類放射性廢棄物的貯存期間
- 三、預計貯存的廢棄物類型。常見的廢棄物類型有可壓乾性廢棄物、不可壓乾性廢棄物、焚化爐灰渣、固化灰渣、固化樹脂、脫水樹脂、脫水濾芯、封裝濾芯、濃縮液和污泥及油污。
- 四、根據表 4-1 選出適合該類型的容器種類。

表 4-1：廢棄物容器選用類型建議

廢棄物類型	鋼桶或外 包裝桶	鋼箱	外包裝箱	鋼內襯	高完整性 容器
可壓乾性廢棄物	Y	Y	Y	N	N
不可壓乾性廢棄物	N	Y	Y	N	N
焚化爐灰渣	Y	Y	Y	Y	Y
固化灰渣	Y	N	Y	Y	N
固化樹脂	N	N	N	Y	N
脫水樹脂	N	N	N	Y	Y
脫水濾芯	N	N	N	Y	Y
封裝濾芯	N	N	N	Y	N
濃縮液和污泥	Y	N	Y	Y	N
油污	Y	N	Y	N	N

註：表中「Y」表示為對於該廢棄物類型建議使用之容器，「N」則為不建議使用之容器。

五、各核電廠放射性廢棄物之處理、貯存、處置之考量皆不相同，因此表 4-1 僅提供概括性的選擇建議，除此之外，應將個別容器之優缺點及特性納入考慮，詳細之說明如 4.2 節所述。

六、其他的貯存容器選擇考量，詳細之說明如 4.3 節所述。

4.2 各種容器之優缺點及建議

核電廠較常使用之廢棄物容器大略可分為鋼桶、鋼外包裝桶、鋼箱、鋼外包裝箱、鋼內襯、混凝土內襯、高完整性容器幾類。最常見的鋼桶為 55 加侖桶，其內容量約等於 210L；鋼外包裝桶則較鋼桶稍大，約為 322L；較常見的鋼外包裝箱有 B-12 與 B-25，B-12 之內容量為 48ft³(1360L)，B-25 內容量為 96ft³(2720L)；而鋼外包裝箱之內容量約 44.1ft³(1250L)；其餘容器的型式較多，其內容量依製造廠家而異，容器之圖片及規格如下所示。



圖 4-1：鋼桶(1A2)



圖 4-2：鋼外包裝桶



圖 4-3：鋼箱(B-25)



圖 4-4：鋼外包裝箱



圖 4-5：鋼內襯



圖 4-6：混凝土內襯

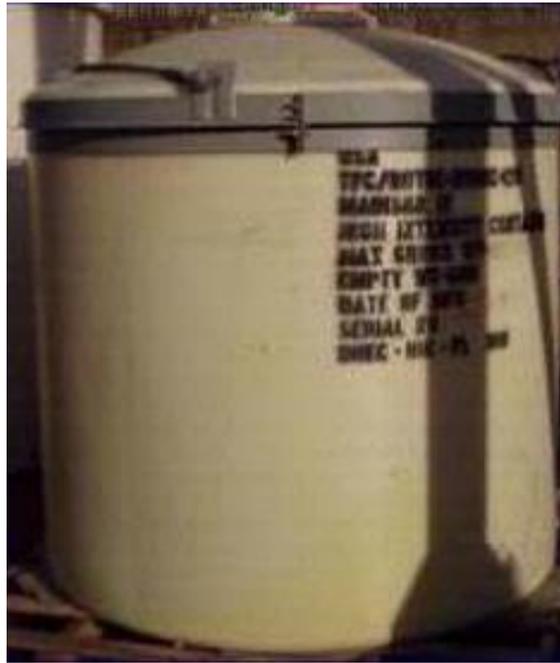


圖 4-7：高完整性容器

表 4-2：典型鋼桶規格

容器名稱	處置容積 (立方英尺)	壁厚	尺寸 (英寸)
1A2	7.5	18 Gauge	22.4 Dia x 32.3
1A2	7.5	16 Gauge	22.4 Dia x 32.3
1A2	7.5	14 Gauge	22.4 Dia x 32.3
Overpack	10.8	18 Gauge	25.5 Dia x 36.5
Overpack	12.1	18 Gauge	27.5 Dia x 38.5

註：表中壁厚單位 Gauge 為描述金屬板厚度之單位，對於鋼板而言，14 Gauge 等於 0.0747 英寸，16 Gauge 等於 0.0598 英寸，18 Gauge 等於 0.0478 英寸。

表 4-3：典型鋼箱規格

容器名稱	處置容積 (立方英尺)	容器壁厚	尺寸 (英寸)
B-25	96	10, 12, 14 Gauge	44x47x73

B-12	48	12,14 Gauge	24x47x73
SEG-35	103.2	12,14	52x47x73
Innerpack	38.5	16 Gauge	42x33x48
Overpack	44.1	12 Gauge	46x36x48
Sea-Land	1280	NA	96x96x240
Sea-Land	2560	NA	96x96x480

註：表中壁厚單位 Gauge 為描述金屬板厚度之單位，對於鋼板而言，10 Gauge 等於 0.1345 英吋，12 Gauge 等於 0.1046 英吋。

表 4-4：典型鋼內襯規格

供應商	容器名稱	容器容量 (立方英尺)	直徑 (英吋)	高度 (英吋)	開口尺寸 (英吋)	處置體積 (立方英尺)
DURATEK	1-13	14.6	25.0	51.4	25.0	15.5
DURATEK	1-13 insert	6.2	19.3	43.8	25.0	15.5
DURATEK	3-55	54.0	34.0	109.3	31.0	57.4
DURATEK	6-80	84.0	58.0	57.0	22.0	87.2
DURATEK	7-100	96.0	74.5	40.0	22.0	100.9
DURATEK	8-120	121.0	61.0	74.0	22.0	125.2
DURATEK	14-170	173.0	74.5	73.3	22.0	180.1
DURATEK	14-195	200.0	76.0	79.0	22.0	207.4
DURATEK	21-300	320.0	82.0	108.0	22.0	330.1
RWE.NUKE	ES-50	49.3	47.3	51.0	25.0	52.0
RWE.NUKE	ES-142	122.2	63.5	69.8	25.0	128.3
RWE.NUKE	ES-190	162.4	72.5	71.0	25.0	170.2
RWE.NUKE	ES-210	191.0	74.8	78.3	25.0	199.4
RWE.NUKE	ES-210	191.0	74.8	78.3	25.0	199.4
RWE.NUKE	ES-210	191.0	74.8	78.3	25.0	199.4
RWE.NUKE	7-100	89.2	74.25	38.5	70.25	93.13
RWE.NUKE	10-142	117.0	65.0	68.0	22.5	128.6
RWE.NUKE	190	164.5	72.8	69.5	26.0	180.68

RWE.NUKE	210	186.0	75.0	75.5	22.5	202.0
STUDSVIK	TL-120	113.9	61.0	71.0	20.5	128.1
STUDSVIK	TL-215	197.9	76.0	79.0	20.5	207.4

表 4-5：典型高密度聚乙烯(HDPE)高完整性容器

供應商	容器名稱	容器容量 (立方英尺)	直徑 (英吋)	高度 (英吋)	開口尺寸 (英吋)	處置體積 (立方英尺)
DURATE K	60G-Over	8.4	25.5	34.5	18.3	10.2
DURATE K	Small Over	25.0	34.0	56.5	26.0	28.0
DURATE K	146G Over	33.5	34.0	74.3	26.0	36.5
DURATE K	Medium Over	35.0	34.0	78.0	26.0	38.3
DURATE K	6-80	73.3	57.0	56.5	22.5	83.4
DURATE K	8-120	107.6	61.5	73.5	22.5	120.3
DURATE K	10-160C	129.8	65.5	76.3	22.5	145.8
DURATE K	10-160N	125.4	64.5	76.3	22.5	141.0
DURATE K	14-170	150.3	74.5	71.5	22.5	170.8
DURATE K	14-195	171.5	75.0	79.5	22.5	194.1
DURATE K	14-215	189.2	76.0	79.5	22.5	205.8
DURATE K	21-300	285.1	81.0	108.5	22.5	314.1
RWE.NU KEM	EL-50	41.0	47.0	51.0	19.8	51.2
RWE.NU	EL-142	113.6	64.5	70.0	19.8	132.4

KEM						
RWE.NU KEM	EL-190	150.6	73.5	71.0	19.8	174.3
RWE.NU KEM	EL-210	176.7	75.5	78.0	19.8	202.1
RWE.NU KEM	Radlok-55	6.0	23.5	35.3	22.5/8.3	8.9
RWE.NU KEM	Radlok-200	57.5	51.9	60.4	16.0/8.3	73.4
RWE.NU KEM	Radlok-500	111.0	64.5	71.9	16.0/8.3	135.8
RWE.NU KEM	Radlok-100	125.7	71.1	71.0	16.0/8.3	163.3
RWE.NU KEM	Radlok-179	156.8	73.5	72.9	24.3/10.2	179.4
RWE.NU KEM	Radlok-195	172.8	73.5	79.5	24.3/10.2	195.7
RWE.NU KEM	NUHIC-55	14.8	31.5	43.6	27.5	18.8
RWE.NU KEM	NUHIC-80B	68.4	55.0	54.6	22.5	74.9
RWE.NU KEM	NUHIC-80B	66.7	55.0	53.3	19.8	73.2
RWE.NU KEM	NUHIC-90	80.0	69.8	40.5	16.0	89.5
RWE.NU KEM	NUHIC-90	78.3	69.8	38.5	19.8	84.7
RWE.NU KEM	NUHIC-120	105.8	60.0	73.0	19.8	122.5
RWE.NU KEM	NUHIC-136	127.0	65.0	71.0	22.5	136.3
RWE.NU KEM	NUHIC-136	125.3	65.0	69.5	19.8	133.5
RWE.NU KEM	NUHIC-158	140.0	69.8	72.3	22.5	158.1
RWE.NU KEM	NUHIC-158	138.3	69.8	70.5	19.8	155.9

RWE.NU KEM	NUHIC-205	181.0	75.3	78.0	19.8	204.8
---------------	-----------	-------	------	------	------	-------

以下對於各類廢棄物容器進行優缺點比較，並附上在使用時的建議，以做容器選擇之參考。

表 4-6：容器優缺點比較及建議

容器	優點	缺點	建議
鋼桶	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 便宜 ➤ NRC 核准規格 ➤ 符合 IP-2 或 type A 規格 ➤ 可塗層以防腐蝕 ➤ 可有不同壁厚選擇 ➤ 易於吊運、堆疊、貯存及運輸 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 容量小 ➤ 鋼易於腐蝕 ➤ 塗層需維護以避免穿刺或刮痕 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 所有金屬表面及組件皆須塗層以防腐蝕 ➤ 可考慮壁厚較厚之容器以延長壽命 ➤ 裝載廢棄物前可在桶內放置吸收盤
鋼外包裝桶	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 便宜 ➤ NRC 核准規格 ➤ 符合 IP-2 或 type A 規格 ➤ 可塗層以防腐蝕 ➤ 可有不同壁厚選擇 ➤ 易於吊運、堆疊、貯存及運輸 ➤ 可在貯存期間保護內部容器，特別是在不利的環境下 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 容量小 ➤ 鋼易於腐蝕 ➤ 塗層需維護以避免穿刺或刮痕 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 所有金屬表面及組件皆須塗層以防腐蝕 ➤ 可考慮壁厚較厚之容器以延長壽命
鋼箱	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 較大，且便宜 ➤ NRC 核准規格 ➤ 符合 IP-1、IP-2 或 type A 規格 ➤ 可塗層以防腐蝕 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 鋼易於腐蝕 ➤ 塗層需維護以避免穿刺或刮痕 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 所有金屬表面及組件皆須塗層以防腐蝕 ➤ 可考慮壁厚較厚之容器以延長壽命

	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 可有不同壁厚選擇 ➤ 易於吊運、堆疊、貯存及運輸 		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 裝載廢棄物前可在桶內放置吸收盤
鋼外包裝箱	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 較大，且便宜 ➤ NRC 核准規格 ➤ 符合 IP-1、IP-2 或 type A 規格 ➤ 可塗層以防腐蝕 ➤ 可有不同壁厚選擇 ➤ 易於吊運、堆疊、貯存及運輸 ➤ 可在貯存期間保護內部容器，特別是在不利的環境下 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 鋼易於腐蝕 ➤ 塗層需維護以避免穿刺或刮痕 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 所有金屬表面及組件皆須塗層以防腐蝕 ➤ 可考慮壁厚較厚之容器以延長壽命
鋼內襯	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 較便宜 ➤ NRC 核准規格 ➤ 符合 IP-1、IP-2 或 type A 規格 ➤ 可塗層以防腐蝕 ➤ 幾何外型易於吊運及堆疊 ➤ 較有機容器物質(如聚乙烯、玻璃纖維)不易穿刺 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 鋼較聚乙烯、玻璃纖維易於腐蝕 ➤ 塗層需維護以避免穿刺或刮痕 ➤ 不可用於處置脫水之 B、C 類廢棄物 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 所有金屬表面及組件皆須塗層以防腐蝕 ➤ 可使用可移除式頂蓋以便在貯存後脫水
混凝土內襯	<ul style="list-style-type: none"> ➤ NRC 核准規格 ➤ 有良好的機械強度 ➤ 不需要防腐塗層 ➤ 不易化學腐蝕 ➤ 易於吊運及堆疊 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 價格較昂貴 	

<p>高完整性容器</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 美國處置場 Hanford、Barnwell 接受裝填 B 類和 C 類廢棄物，但必須有混凝土屏蔽 ➤ 符合 IP-2 或 type A 規格 ➤ 較鋼內襯不易腐蝕 ➤ 不需要防腐塗層 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 稍較鋼內襯昂貴 ➤ 廢棄物容器為圓球形頂部，堆疊時需使用堆疊板 ➤ 裝填的化學品必須嚴格管制其成份 ➤ 不適合長期曝露在陽光下照射 	
----------------------	---	--	--

4.3 其他貯存容器選擇之考量

除了上述依照廢棄物型態選擇容器及容器之特點外，容器之選擇亦需有其他之考量，在此大略分為六個範疇：

- 一、主管機關核准
- 二、密封
- 三、排氣
- 四、處理及貯存
- 五、屏蔽
- 六、塗層與內襯

以下於各小節分別詳述之。

4.3.1 主管機關核准

針對可壓、不可壓及焚化的 A 類乾性廢棄物，美國核管會接受使用鋼桶、箱及外包裝作為處置容器，而 B、C 類的乾性廢棄物須經安定化後才可使用上述容器處置，另外，鋼桶亦可用於非安定之固化蒸發器濃縮物及污泥。美國核管會亦接受鋼內襯作為所有固化之 A 類及安定化之 B、C 類廢棄物的處置容器。其亦可使用於脫水之 A 類廢棄物，但不可用於脫水之 B、C 類廢棄物。美國核管會核准部分的金屬及混凝土高完整性容器做為 B、C 類之容器，但聚乙烯高完整性容器由於其結構上之缺陷，並未獲核准。

在美國交通部的限制上，所有的乾性廢棄物容器皆須符合 IP-2 標準，否則需要用護箱運輸。盛裝 A 類廢棄物的鋼內襯或高

完整性容器亦須符合 IP-2 標準或使用核准的運輸護箱，而盛裝 B、C 類非低比活度物質者則須乙型運輸護箱。

4.3.2 密封

為了不使包含的放射性核種外洩，容器之固定密封設備非常重要。無論使用何種容器，其密封襯墊、螺栓及焊接之壽命需與容器本身相符，並且要有抗腐蝕的能力，在貯存及處置期間內，封蓋用的螺栓必須保持固鎖之能力，而密封襯墊更需在長時間壓實、接受輻射照射的情況下仍保有其機械性質。

除此之外，某些廢棄物需進行轉移及重新包裝，因此容器再開啟的能力亦應納入考量。乾性廢棄物桶、箱及外包裝通常便於再開啟，但若容器具防止彈回裝置，開啟時有可能會造成內容物及放射性散布，開啟盛裝焚化爐灰燼的容器亦有可能造成物染物質的散播，因此使用槓桿鎖式(lever-lock)封環的桶或鋼內襯將會是較佳的選擇。某些使用彈簧夾的鋼內襯需要鑽孔以再開啟；少部分高完整性容器具的頂蓋是利用螺栓緊固，較易移除，但大部分都很難再重新開啟；而若是頂蓋封焊住的不鏽鋼容器，要重新開啟就更難了。

4.3.3 排氣

某些廢棄物在長時間的貯存下會有氣體產生之可能性，需要有過濾洩壓器等裝置降低容器內之壓力並濾除放射性物質粒子防止核種外洩。乾性廢棄物容器及固化廢棄物並無排氣之需求，但對於高完整性容器及內襯而言，排氣就成了一個重要的考量。排氣通常透過絕對粒子過濾器進行，針對粒徑為 $0.3 \mu\text{m}$ 之粒子

濾除時效率可達 99.98%，而對於無論是較小或較大粒子，過濾效率更高，其規格限制在相當於 1 英吋水的壓差下至少要有每分鐘 200cc 的空氣流量。

4.3.4 吊運及貯存

為利於容器之吊運，乃至於中期貯存後之運送及處置，容器需有吊運設備，其吊耳、吊鉤、錨定環等應能在容器使用壽命內保有其完整性。

為了有效利用貯存空間，容器通常會經過堆疊，大部分已裝載廢棄物之容器可堆疊兩層，鋼箱及桶可堆疊四層，當層數越高時，其堆疊能力需要透過特別的工程計算分析。聚乙烯高完整性容器可堆疊兩層，其堆疊時需要額外的支撐結構，而聚合物不鏽鋼複合材料之高完整性容器不可堆疊。

選擇容器時，須考慮到容器的實用性。此處的實用性指的是降低容器在包裝、吊運及貯存時破裂之可能性，不只包含內部及外部化學腐蝕的影響，還有其在吊運、貯存時可能造成之破壞，如吊運設備、墜落所造成的衝擊及穿刺，以及與其他容器或護箱的摩擦。

4.3.5 屏蔽

容器之屏蔽有助於減少外部的劑量率，降低輻射對於工作人員或環境的影響，越高活度的廢棄物需要越厚的屏蔽層或是越低半值厚度之屏蔽材料。

無論何種類型之廢棄物，高活度的包件在貯存及運送時需要適合的輻射屏蔽。特別是在選用 B、C 類廢棄物容器時，需考量

廢棄物的活度及輻射強度，必要時可使用乙型運輸護箱再包裝作為輻射屏蔽。

4.3.6 塗層與內襯

容器之結構材料須根據廢棄物的成分及分解產物做選擇，除此之外，塗層更是確保容器本身能維持完整性而不可或缺的一環。

在容器的內部，塗層主要與廢棄物有關，針對焚化爐灰渣及乾性廢棄物，需要內部塗層或內襯以防止腐蝕及摩擦；而固化或包覆性廢棄物之塗層或內襯則需較堅固的薄層以提供固化過程中對於腐蝕及摩擦的保護；固化的蒸發器濃縮物及污泥、脫水樹脂及過濾器含有酸、鹼、有機物等物質，因此在塗層的材質上更應特別挑選。

在容器之外部，需要依容器貯存環境之特性選擇塗層材料，以降低腐蝕發生的可能性，而基於容器的吊運及貯存狀況，應提供容器合理的保護以防磨耗及穿孔。

4.4 容器選用經驗—以瑞典為例

在瑞典，為了即將面臨的電廠除役問題，西屋公司(Westinghouse)針對 Forsmark 電廠的三部機組(F1、F2、F3)及 Oskarshamn 電廠的一號機及二號機(O1、O2)提出了除役計畫。以上五部機組皆為沸水式反應器，由 ASEA-ATOM(即為現在的 Westinghouse Electric Sweden)設計，其商轉年度及反應器功率如表 4-7 所示。

除役中預估會產生的廢棄物量如表 4-8 所示，分為金屬、混凝土及砂土，其中金屬及混凝土較為常見，砂土主要來自於排氣處理系統

(off-gas treatment delay systems，在廢氣排出前先將其導入充滿砂土的槽中，透過延遲使廢氣所含之放射性衰減)。

為了利於放射性廢棄物之有效管理，在除役計畫中將廢棄物依比活度分類，由高至低分為紅、黃、綠、藍、白五類，其分類限值及說明如表 4-9，並針對不同的分類選擇適當的容器盛裝，紅類含長半衰期核種之廢棄物使用 BFA 容器盛裝；紅類含短半衰期核種者使用鋼箱盛裝，其餘類別使用 ISO 貨櫃盛裝，如表 4-10。

表 4-7：Oskarshamn 電廠及 Forsmark 電廠機組資料

機組	商轉年度	熱功率(MW)	電功率(MW)
Oskarshamn 1	1972	1375	491
Oskarshamn 2	1974	1800	620
Forsmark 1	1980	2928	987
Forsmark 2	1981	2928	1000
Forsmark 3	1985	3300	1192

表 4-8：廢棄物數量估算表

機組	材料(噸)			小計
	金屬	混凝土	砂土	
Oskarshamn 1	17000	159000	400	176400
Oskarshamn 2	16000	127000	1500	144500
Forsmark 1	34000	315000	2600	351600
Forsmark 2	30000	238000	2600	270600
Forsmark 3	37000	304000	3300	344300
小計	134000	1143000	10400	

表 4-9：廢棄物分類表

分類	比活度範圍(Bq/kg)	說明
紅	$>10^6$	需要屏蔽的輻射物質
黃	$10^4 \sim 10^6$	不需要屏蔽的輻射物質
綠	$500 \sim 10^4$	處理後可外釋
藍	<500	無放射性，管制區域
白	0	無放射性，非管制區域

表 4-10：廢棄物分類之盛裝容器及最終處置

分類	盛裝容器	最終處置
紅(長半衰期)	BFA 容器	SFL
紅(短半衰期)	鋼箱	SFR
黃	ISO 貨櫃	SFR
綠	ISO 貨櫃	SFR
藍	ISO 貨櫃	回收
白	ISO 貨櫃	回收

根據除役計畫，瑞典的除役廢棄物將會與運轉廢棄物採用相似的包裝方式，所選用的容器概述如下：

(1) **BFA 容器**

為一鋼製容器，其外部尺寸為 3.3m * 1.3m * 2.3m，內部容積約 7m³，壁厚為 0.1m，可裝載 12 噸的廢棄物，總重為 34 噸，主要裝載紅色活度範圍，包含長半衰期核種及短半衰期核種之廢棄物。其中長半衰期的部分主要為爐心組件，預計將於 SFL 處置場(尚未建造，預

計於 2045 年開始運轉，接收長半衰期之中低放射性廢棄物)進行最終處置。

(2) 鋼箱

其外部尺寸為 1.2m * 1.2m * 1.2m，壁厚為 5mm，目前用於運轉廢棄物，並規劃用於運送及貯存紅色活度範圍之短半衰期廢棄物。而為了盛裝尺寸更大的廢棄物，特別開發了更大的鋼箱，外部尺寸為 2.4m * 2.4m * 1.2m，其總重可達 20 噸。此鋼箱將透過屏蔽運送容器傳輸，並用來處置短半衰期的除役廢棄物。

(3) ISO 貨櫃

最大量的廢棄物出現在較低活度的範圍內，如黃色、綠色、藍色及白色。其中黃色及綠色將會於 SFR 處置場處置，而藍色及白色將會運送到適合的處置場當作傳統廢棄物或運送到回收設施。以上提到的廢棄物將會使用標準的 20 呎半高貨櫃貯存，其外部尺寸為 6.06m * 2.50m * 1.30m，容積約 15m³，總重限制為 20 噸。



圖 4-8：BFA 容器



圖 4-9：鋼箱



圖 4-10：屏蔽運送容器



圖 4-11：ISO 貨櫃

5. 除役廢棄物容器之審查

為了保證放射性廢棄物容器使用的安全性，主管機關須嚴格地控管，唯有經核准的容器才能用於盛裝放射性廢棄物，以及被貯存場或處置場接收。

5.1 合法性

在第三章所敘述的放射性廢棄物容器法規，基本上為最低之要求，容器的申請與使用，應遵守我國之相關法規，除此之外，依其使用性質不同，亦須分別符合貯存場或處置場之接收標準，才會被貯存/處置場接受。放射性廢棄物容器的審查，可針對其申請書是否符合「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」中之規範而進行，對於規範中所提及的項目皆須有詳細的說明，且內容須符合「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」。

5.2 適用性

容器的適用性主要可聚焦於以下幾個觀點：

(1) 與廢棄物之相容性

由前章描述可知在選擇容器時要考慮廢棄物之類型，乾性廢棄物與濕性廢棄物所採用的容器各不相同，容器所使用之材料應不與盛裝之廢棄物發生反應，審查應著重於容器本體之材質與塗層，確保不會與內容物產生顯著的化學、電化學或其他反應。應考慮水的滲入而與廢棄物造成的反應。並考量金屬組件間可能因彼此的物理接觸，而產生電流的相互作用和共晶的形成。另由於廢棄物具有放射性，因此亦

須考量放射性對於容器材質的影響，是否會因輻射照射而造成其性質改變。

某些廢棄物會因化學變化、生物效應或輻射作用而產生氣體，尤其是氫等易燃氣體，不僅造成容器內部的壓力累積，還可能因濃度到達一定值而燃燒或引爆。因此申請書中應對廢棄物產氣情形進行分析，若會產生氣體則需要有洩壓裝置，而該洩壓裝置之排氣及過濾效率應進行評估，確認其排氣速率高於氣體產生速率，並可以有效濾除放射性粒子。另外，廢棄物所產生的物質是否會與洩壓裝置產生反應造成堵塞而影響洩壓功能亦應納入考慮。

就操作面而言，容器的容積及形狀應利於廢棄物的裝填，並考量容器在廢棄物處理上之便利性。

(2)與貯存場/處置場之相容性

容器的設計亦須考慮環境的腐蝕、化學、生物劣化效應，評估溫度、pH 值及氯離子、硫酸根離子等環境有害因子之濃度對於容器的影響，外界的溫度變化會造成容器的熱負載，而 pH 值及氯離子、硫酸根離子等環境有害因子則會造成容器的腐蝕。

除此之外，關於容器的操作方面，其外型尺寸需經過設計，確保在移動的過程中不會與設施之通道、樓板開口發生碰撞，其總重須符合自動搬運車、屏蔽堆高機等場內設備的規格，使場內之運輸、吊舉作業能夠安全無虞。

(3)廢棄物管理流程之整體性

廢棄物管理包含處理、運送、貯存、處置，容器設計應考慮廢棄物管理之整體流程，評估對於各階段作業之合適性，若容器具有運送功能，則須符合「放射性物質安全運送規則」中對於包裝、包件及試

驗之規定，而若容器只具單一功能，亦應有相對應的配套措施以利於其他階段之操作。

5.3 使用年限

容器之使用年限評估應附於申請書中，先分別針對容器本體及密封材質進行評估，再做出整體使用年限結論。

容器本體應可抗腐蝕，在使用年限內不致於使所盛裝之放射性廢棄物外洩，容器的腐蝕可分為內部及外部，內部腐蝕主要與內容物有關，因此應評估容器及塗層材質與廢棄物發生反應之速率是否在一可接受限值之下，不會對容器之結構造成顯著的影響；而容器的外部腐蝕則取決於貯存/處置的環境，申請書中應附有關於該環境腐蝕速率之資訊，對於容器厚度及腐蝕速率進行評估，在使用年限內，容器本體應保持結構完整性。

容器的密封材質通常使用橡膠等高分子材料，其使用年限除了材料本身在常溫下之壽命外，還需考量材料的輻射照射劣化、熱老化等影響。橡膠的種類繁多，其性質也因添加物而不同，某些橡膠含硫或氯，容易造成金屬的腐蝕，因此其與容器本體材料的相容性也應納入考慮。

5.4 安全性

為了保證容器使用之安全性，其結構完整性、包封性及屏蔽皆應納入考慮。

(1) 結構完整性

對於結構完整性的審查，應包括申請書中引用之規範和標準的適用性評估，確認該規範或標準與實際情況具有類似的設計以及相同的

負載模式。對於所使用之材料，其性質應該與所選擇的設計規範或標準是一致的。如果沒有可用的標準，申請書應該提供足夠的材料性質和規格的文件，以提供包件的設計和製造。

需驗證結構組件材料性質具有足夠的斷裂韌性強度，在正常運輸狀況和假設意外事故狀況下，足以避免脆性斷裂發生。且材料特性適合負載的條件，如：靜態或動態的衝擊負載，熱或冷的溫度，潮濕或乾燥狀況。驗證適當的溫度下，允許的應力限制條件已被定義，且與最低和最高使用溫度是一致的。

對於製造而言，如果其規格已由可接受的規範或標準所規定（例如：ASME、AWS），則該規範或標準應在工程設計圖上標示。除非申請書說明，否則用於設計的相同規範或標準，應該也可用於製造。對於沒有規範或標準適用的組件，申請書應確認其規範，其所得到的評估結果和描述的其控制方法，以確保這些規範可被達成。說明中可能參考了品質保證或其它適當的規範文件，皆應在工程設計圖上規定。

檢驗須設定方法及標準，以確定製造成果是否可被接受。除非申請書特別註明，否則用於製造的相同規範或標準，應該也可用於檢驗。對於沒有製造規範或標準適用的組件，申請書應該總結檢驗方法和驗收準則。

容器之吊舉或固定設備之評估與設計應接受審查，包括與容器本體的連接，以及容器本體與該設備相連周圍的範圍，驗證該設備符合「放射性物質安全運送規則」中之規定，的規定，包括在過度負荷下所產生的失效狀況。

對於申請書中提供之分析評估，審查應至少包括以下內容：

- 驗證分析計算，以及所有的假設都有清楚的說明。

- 驗證包件所顯示的負載反應，就應力和應變對組件和結構元件而言，視情況評估個別元件的結構穩定。
- 驗證分析方法考量在任何角度、剛體轉動、和二次碰撞的影響。
- 如果使用電腦程式碼，驗證目標應用是有效的，以及使用的方法與標準方法和程序一致，並且經過基準化。
- 如果準靜態分析技術已被使用，驗證動態放大因子已經適當應用。NUREG/ CR-3966 提供衝擊影響分析準靜態和動態分析方法之說明。
- 驗證模式和材料特性適合考量的負載組合。確保該材料性質(例如：彈性、塑性)與分析方法一致。申請書應該證明在該材料性質的應變率。確認該分析已考量實際應力-應變或工程應力-應變的結果。
- 審查分析結果的匯總表，將結果與規定的驗收標準進行比較，並確認符合驗收標準。驗證所有的驗收標準都與相應的規範和標準一致。

而對於申請書中提出之測試評估，審查應至少包括以下內容：

- 檢查用於第一種墜落試驗和第二種墜落試驗表面的描述(例如：材料、質量、整體尺寸等)。確認它符合「放射性物質安全運送規則」中關於包件試驗規定的基本堅硬的表面。
- 檢查用於第三種墜落試驗鋼筋的描述(例如：材料、尺寸、方位、安裝方法)確認其牢固地連接至基本堅硬表面，具有足夠的長度以使在包件上產生最大傷害，並滿足第三種墜落試驗其他規定。

- 驗證的試樣必須使用在設計中所指定相同的材料、方法和品質保證製造。任何差異都必須標識說明，並在該申請書進行影響評估。包件內容物的替代品應該與實際的內容物具有相同的代表重量。
- 確認所選擇的墜落方位，是考量其為預期最大傷害的方位，並且確認該選擇是合理的。
- 確認所有的試驗結果都已進行評估，以及他們的含義皆可被闡釋，包括測試物件內部和外部的損害。意外的或無法解釋的試驗結果，顯示測試可能發生問題，或不可再現的試樣的行為，都應該提出討論和重新評估。
- 如果有的話，檢查試驗的影像和照片。
- 驗證試驗顯示其安全性有足夠餘裕。測試結果應清楚地表明，該試驗的結果可以可靠地再現。驗證試驗結果的描述中包括的機械特性，試驗條件和診斷程序的不確定性的影響的討論。
- 審查評估通過/失敗測試條件的標準。比較試驗結果與標準。

(2) 包封性

容器包封性審查的目的在確認申請書所定義之包封系統的確切邊界，包括密封槽、銲接、注排水口、閥門、密封、測試端口、洩壓裝置、端塞、封蓋、蓋板，和其他密封裝置等。並應提供包封系統之概圖，以及在附錄中附上所有組件的工程設計圖。

審查之進行應核對所有包封邊界之穿透能力及封閉方法皆充分地描述。閥、洩壓裝置一類組件之性能規格需經鑑別，且不允許無間斷的排氣。審核密封材質適合該容器，確保其不會與容器本體或廢棄物產生化學、電化學或其他反應，且該密封元件不會因為輻射照射而

降解。確保所有密封槽之尺寸與該密封元件之形式及尺寸能夠配合。並確認密封材質之溫度在正常運送狀況和假設意外事故狀況下皆符合其規格允許現值。確認包封系統已透過鎖緊裝置安全地封閉，不會因非故意之操作或容器內產生之壓力開啟。

(3) 屏蔽

為了保證容器之設計滿足外部輻射的法規要求，屏蔽設計的描述和評估應進行審查。對於屏蔽模型，需核對射源及屏蔽尺寸。若內容物可放置在不同的位置或具有不同的密度，要確認其位置及物理性質會造成最大的外部輻射水平，例如：射源放置在容器側邊與放置在頂邊或底邊所造成的外部輻射水平可能不同。屏蔽之估算要保證所使用的方法是適合的，應參考合格的電腦程式，若使用其他程式碼或方法須在申請書中詳細描述，並提供適當的額外資訊以供參考。

6. 結論與建議

根據我國現行法規，放射性廢棄物分類方法仍採用美國的分類體系，分為與核子燃料相關的高放射性廢棄物以及其餘的低放射性廢棄物；電廠除役所產生之廢棄物屬於低放射性一類，又可細分為 A 類、B 類、C 類及超 C 類。對廢棄物進行包裝時，需要依照其類別及性質，經過比較各種容器之優缺點及特性，選擇適當的容器執行。

我國目前尚未有核電廠除役之經驗，未來的除役作業，將效法國際上之經驗，並針對我國核電廠特點進行評估，內化成專屬我國的除役技術。根據國外已拆除核電廠的經驗，低放廢棄物將以混凝土為大宗，其次為碳鋼廢金屬，由於體積龐大、密度較大、多屬於固體，和運轉期間產生之廢棄物特性大大不同，考量操作方便性及單位成本，各國莫不以 20 呎半高 ISO 貨櫃(20×8×4 呎，容積約 20 立方米，限重約 18 公噸)為主要大型組件與散裝物料容器(貯存、運輸、最終處置三合一)，並配置一些中型容器(2~6m³)處置中型廢棄物。

容器之選用與審查，應依據相關法規及規範，唯有符合法規及規範的容器才能被核可使用。而在合法的範圍內，容器之選擇應考慮廢棄物的種類與特性，並評估其適用性與安全性，以符合其預期的使用壽命。

參考文獻

- 洪毓翔「放射性廢棄物容器之探討」行政院原子能委員會核能研究所，INER-9919，2013年。
- IAEA, TRS390, “INTERIM STORAGE OF RADIOACTIVE WASTE PACKAGES”.
- IAEA, GSG-1, “Classification of Radioactive Waste”.
- IAEA, TS-R-1, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, 2009 Edition.
- 陳智隆, 2012, 低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究, 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 101FCMA006
- 張國源、任天熹、黃君平、朱炳珍、連榮凱「超鈾廢棄物盛裝容器使用申請書」行政院原子能委員會核能研究所，INER-OM-1848R，2013年。
- SKB, 2013.12, Feasibility study of waste containers and handling equipment for SFL, R-13-07.
- EPRI, 2011, Recommended changes to guidelines for operating an interim on site low level radioactive waste storage facility – for nuclear regulatory commission review, 1024733.
- Nirex, 2003, Waste Container Design An Engineering Guide for Designers, N/070.
- EPRI, 2003, Waste Containers for Extended Storage of Class A, B and C Wastes, Revision 1, 1007863.
- EPRI, 2002, Interim Storage of Low and Intermediate Level Wastes: Guidelines for Extended Storage, 1002763.
- N. Bergh, M. Edelborg, I. Farías, G. Hedin, M. Pettersson, K. Snis Westinghouse Electric Sweden AB, Västerås, Sweden, J. Carlsson, F.

De la Gardie Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Sweden, September 2010, Decommissioning Planning for Forsmark and Oskarshamn NPP:s , Studsvik, Sweden.

- Standard Review Plan for Transportation Packages for Radioactive Material, Nureg-1609, U.S.NRC, 1999.