

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

低放射性廢棄物盛裝容器
審查導則研究

計畫編號：101FCMA006

報告編號：101FCMA006-16

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：陳智隆

報告作者：陳智隆

報告日期：中華民國 101 年 12 月

(本頁空白)

Study on the Relative Guidelines of LLW Highly Integrated Container

By

Chih-Lung Chen

ABSTRACT

This report is a preliminary study on related cases of low-level waste highly integrated container (HIC), including South Korea, the Czech Republic, Germany and Bondico Company of the United States, and related specifications, such as the IAEA and China. It also discussed the applicability of domestic regulations of low-level waste container. Finally, the durability of concrete HIC was discussed. The results of the report can provide regulatory departments as references for the review of the different materials containers.

Keywords: Highly Integrated Container (HIC), Durability

Institute of Nuclear Energy Research

低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究

陳智隆

摘 要

本報告研析國際間低放射性廢棄物盛裝容器的相關使用案例，包括韓國、捷克、德國和美國 Bondico 公司等，以及國際間相關盛裝容器之使用規範，如 IAEA 和中國；報告中討論我國低放射性廢棄物盛裝容器法規的適用性，最後，則針對混凝土盛裝容器進行耐久性研討。在計畫執行成果，期能提供管制單位對於不同材質的盛裝容器之審查參考。

關鍵字：盛裝容器、耐久性

核能研究所

目 錄

ABSTRACT	i
摘 要	ii
目 錄	iii
圖 目 錄	vi
表 目 錄	vii
1. 前言與目的	I
1.1 國際放射性廢棄物管制機關與管制策略資訊彙整分析	1
1.2 低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究	1
2. 國際間盛裝容器使用案例	3
2.1 韓國	3
2.2 捷克	3
2.3 德國	4
2.4 美國 BONDICO 公司	5
2.4.1 基本物理試驗	5
2.4.2 物理特性試驗	6
2.4.3 原型原尺寸測試	6
2.5 美國愛達荷國家工程與環境實驗室	7
3. 國際間盛裝容器相關規範	11
3.1 IAEA	11
3.1.1 放射性廢棄物包件規範	11
3.1.2 放射性物質安全運輸條例相關試驗要求	11
3.2 中國	13
3.2.1 鋼箱	14
3.2.2 放射性物質安全運輸規程	15
4. 我國低放射性廢棄物盛裝容器相關法規	18

4.1 低放射性廢棄物盛裝容器	18
4.2 低放射性廢棄物最終處置盛裝容器	18
4.3 討論.....	19
5. 混凝土盛裝容器耐久性研討.....	22
5.1 混凝土盛裝容器劣化	22
5.1.1 氯離子侵蝕或碳化引致內部鋼筋腐蝕.....	22
5.1.2 地下水中硫酸鹽類侵襲劣化.....	23
5.1.3 組成元素溶出失鈣效應.....	23
5.1.4 鹼質-粒料反應.....	23
5.2 混凝土劣化評估方法	24
5.2.1 評估方法概述.....	24
5.2.2 評估模式.....	25
5.3 混凝土盛裝容器品質	27
5.3.1 材料品質	27
5.3.2 容器完整性.....	29
5.4 混凝土耐久性試驗項目	29
6. 結論與建議.....	34
參考文獻	36
附 件	39
附件一 低、中水平放射性固體廢物包裝安全標準(GB12711-91)	40
附件二 低、中水平放射性固體廢物容器-鋼箱(EJ 1076-1998).....	46
附件三 放射性物質安全運輸規程(GB 11806-2004).....	65
附件四 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則	96
附件五 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則.....	99
附件六 放射性物料管理法	105

附件七 低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範.....	113
附件八 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則.....	115
附件九 放射性物質安全運送規則.....	120
附件八 混凝土耐久性檢驗評定標準(JGJ/T 193-2009).....	137

圖 目 錄

圖 4-1 處置容器相關法令關聯圖	21
-------------------------	----

表 目 錄

表 2-1 韓國廢棄物盛裝容器形式和物理特性	10
表 2-2 韓國 200 L 和 320 L 處置盛裝容器物理特性	10
表 3-1 在正常運輸條件下試驗貨包的自由跌落距離	16
表 3-2 固化基質與貯存容器耐久性功能評估項目	17
表 5-1 混凝土碳化深度預測模式	31
表 5-2 氯離子滲透與預測研究.....	33

(本頁空白)

1. 前言與目的

本報告為執行物管局委託本所進行之「101 年度精進放射性物料安全管理技術發展」的子項計畫「放射性廢棄物管制作業相關審查導則研究」研究成果。本計畫工作內容包括兩部份：(1)國際放射性廢棄物管制機關與管制策略資訊彙整分析；以及(2)低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究。各項工作主要目標概述如下：

1.1 國際放射性廢棄物管制機關與管制策略資訊彙整分析

- (1)蒐集國際上重要組織及國家之放射性廢棄物管制機關、營運單位之名稱、組織架構與作業職掌等資訊；涵蓋 IAEA、OECD/NEA、歐（法、德、英、芬蘭、瑞典）、美、日、中國大陸等，並補充其他因特殊案例之需求而須新增的內容；此資訊可供國內設立或進行組織架構說明或檢討調整用。
- (2)蒐集各國際組織與各國之管制法規與規範，以英文為主，次之再輔以其他語文，提供各國放射性廢棄物管制法規中文名稱及內容摘譯，及其英文或原文資料，並建立資料庫。各國家之法規將分析繪製中文之法規架構圖並附所蒐集之法令與規範名稱。此資訊可供國內參考比對及未來擬定新法案及標準之參考。
- (3)蒐集國際上重要或報導之放射性物料管制事件資訊，包括增刪修法案、成立新組織、設施建造或啟用及意外事故等，每則報導將摘要編譯中文約 150 字（另附原始文件），每月於 25 日前摘譯國際動態 5 則以上為原則以提供管制機關即時參考資訊。

1.2 低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究

依據行政院原子能委員會發布之「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」進行審查技術要點之研究。工作內容包括彙整國際間低放射性廢棄物最終處置盛裝容器(含超 C 類放射性廢棄物處置容器)的相關規範、導則、

實務案例等，藉由國際資訊的分析，釐清審查的安全標準與容器審驗的技術要點。具體的容器測試技術方法與標準依容器用途與材質可能包括以下項目：

- (1)廢棄物及環境的腐蝕、化學及生物劣化效應等測試方式；
- (2)力學強度的測試方法與標準；
- (3)熱循環試驗測試方法與標準等。

此外，鑒於國際間低放射性廢棄物盛裝容器使用的材質，除了混凝土(或加強混凝土)外，另有金屬(碳鋼或不銹鋼等)、塑膠等其他材質被運用作為盛裝容器。本計畫執行過程將一併蒐集相關資訊，提供管制單位對於不同材質的盛裝容器之審查參考。

本報告主要呈現計畫執行的第 2 部份「低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究」成果，對於第 1 部份「國際放射性廢棄物管制機關與管制策略資訊彙整分析」的成果將另外自成報告呈現。

2. 國際間盛裝容器使用案例

2.1 韓國

韓國低放廢棄物盛裝容器區分成幾類(Park et al., 2009)，包括：鋼桶(steel drums)、混凝土質盛裝容器(concrete container)、HIC 和聚乙烯質盛裝容器(polyethylene container)。鋼桶有 200 L 和 320 L 兩種。混凝土盛裝容器則有圓形混凝土盛裝容器和矩形混凝土盛裝容器兩種。盛裝容器形式和物理特性如表 2-1 所示。

低放廢棄物裝填於 200 L 鋼桶並再裝填於可容納 16 個鋼桶的混凝土質處置盛裝容器中。經超高壓縮的 200 L 鋼桶則裝填於 320 L 鋼桶中，這些 320 L 鋼桶在裝填於可容納 9 個鋼桶的混凝土質處置盛裝容器中進行處置。這些 200 L 鋼桶和 320 L 鋼桶的物理特性列於表 2-2 中。

Kori 4-包型廢棄物盛裝容器和 Kori 圓形廢棄物盛裝容器，被用於裝填產生於 Kori 1 號和 2 號核電廠的破損混凝土質廢棄物和廢樹脂。圓形廢棄物盛裝容器如 C1, C2 和 C4 使用於裝填產生自 Ulchin 1 號和 2 號核電廠的混凝土質廢棄物、廢樹脂和廢過濾器。聚乙烯質盛裝容器用於裝填廢脫水樹脂，而產生自 Kori 核電廠的廢脫水樹脂則裝填於合金質 HIC 桶中。

另外，在韓國低-中放射性廢棄物處置接收準則中(MOST, 2005)第 13 條對自由水的含量要求如下：包件內的自由水應予限制，使其為最少，且含水量不得超過 0.5%。若使用高完整性容器(high integrity container, HIC)則自由水含量不得超過 1%。顯示，使用高完整性容器時，對於廢棄物的自由含水量標準較一般容器更為寬鬆。

2.2 捷克

捷克在 1996 年建議使用聚乙烯質高完整性承裝容器(polyethylene high integrity containers, P-HICs)用以承裝由 Dukovany 核電廠產生的廢樹脂和污泥。P-HICs 在美國從 1983 年起已被用於低放射性廢棄物貯存與處置，亦證實

使用 P-HICs 較傳統固化法較為經濟，但在捷克仍未獲得使用執照。而 P-HICs 最被詬病的在於處於低放射性環境下的耐久性，因此，其運用 8.5 Gy/h，8855 Gy/h 到 100 kGy 劑量率和總劑量進行評估。

P-HICs 使用於放射性廢棄物貯存與處置的適用性，主要由美國的 Brookhaven 國家實驗室進行研究(Dougherty et al., 1984; Piciolo, 1983; Soo et al., 1989; Soo et al., 1994)，其結果顯示可耐用至少 300 年，特別處置在有混凝土外包件(overpack)的情況下，因混凝土外包件可承受覆土等的軸向載重，故而減低 P-HICs 的龜裂可能。實驗結果顯示當總劑量超過 50 kGy 時，將會影響 P-HICs 的使用壽命，當總劑量低於 50 kGy 時，P-HICs 仍可維持其 300 年的使用壽命適用性(Vokál et al., 2004)。

2.3 德國

德國 KONRAD 處置場預計於 2013 年開始運轉，其包括兩個礦坑之處置坑道(KONRAD 1 和 KONRAD 2)，坑道直徑皆約 7 m，深度分別為 1232 m 和 998 m，申請處置容積為 303,000 m³，活度為 5×10¹⁸ Bq。設計的盛裝容器基本要求包括：(A)尺寸、容積、淨重；(B)6 m 堆疊高度：不得對結構和屏蔽完整性造成損害；(C)視存放的核種存量不同而有不同程度的密封性要求；(D)腐蝕防護措施；(E)不得有機械性或腐蝕性的損傷。

兩種不同型號容器運用於不同廢棄物，包括 ABK I：使用於低放射性廢棄物，並考慮能承受 4 m/s 的衝擊和 800°C 1 hr 耐火的意外情節。ABK II：使用於高放射性廢棄物，其標準考量從 5 m 高度墜落後，滲漏率需小於 10⁻⁴ Pa m³/s，以及 800°C 1 hr 耐火並 24 hr 冷卻後，最初的滲漏率小於 10⁻⁵ Pa m³/s 的意外火災情形下，標準為小於 1 mol 氣體外洩，或小於 10⁻⁴ Pa m³/s，或容器面溫度不超過 80°C (Völzke, 2008)。

新容器設計要求需符合運輸安全評估：墜落試驗(drop test)、防火試驗(fire test)等，以及原型容器試驗，包括：堆疊試驗(stacking test)、起重試驗(lifting

test)、熱試驗(thermal test)以及滲漏驗證(demonstration of leak-tightness)。

2.4 美國 Bondico 公司

美國 Bondico 公司製作複合式 PE/FRP 承裝容器，並發展 P-HICs 作為放射性廢棄物貯存、運輸和處置之用，為符合美國 NRC 的相關要求，而委託 Southwest 研究所(SwRI)以 700 個試片進行相關測試。測試項目分成兩部份，一為基本物理試驗，另一為環境曝露後的物理特性。基本物理試驗包括拉伸(tensile)試驗、壓縮(compressive)試驗、撓曲(bond shear)試驗、潛變特性(creep characteristic)、熱膨脹(thermal expansion)試驗、硬度(hardness)試驗。環境曝露後的物理特性試驗包括：熱循環(thermal cycling)試驗、伽馬射線和紫外線照射試驗(gamma and ultraviolet radiation)、真菌和細菌降解試驗(fungi and bacterial degradation)以及外部與內部化學物質曝露試驗(external and internal chemicals)。另外亦進行原型原尺寸測試，包括：壓縮(compressive)試驗、浸水試驗(external hydrostatic pressure)、氣密性測試(internal air tightness)、穿透試驗(penetration)、運輸振動測試(transportation vibration)、墜落試驗(free drops)、被動排氣測試(passive venting)以及起重減速測試(lifting deceleration)(Lowenberg and Shaw, 1988)。

2.4.1 基本物理試驗

- (1) 拉伸試驗：依據 ASTM D638 進行。平均強度為 38200 psi，超過最低限值 27800 psi。
- (2) 壓縮試驗：依據 ASTM D695 進行。平均強度為 39200 psi，超過最低限值 26900 psi。
- (3) 撓曲試驗：依據 ASTM D3165 進行。平均強度為 331 psi，超過最低限值 139 psi。
- (4) 潛變特性：依 ASTM D2990 進行。實驗共進行 3000 小時未發現任何的裂痕。

(5)熱膨脹試驗：量測結果平均膨脹係數為 $10.7 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{F}$ 。

(6)硬度試驗：依 ASTM D2240 進行。由 162 次的實驗結果顯示硬度介於 58 到 64 之間。

2.4.2 物理特性試驗

(1)熱循環試驗：依 ASTM B533 進行。分別進行 10 次、20 次和 30 次熱循環試驗，結果顯示拉伸強度、壓縮強度與撓曲強度的變化皆在基本物理特性的 10 %之內。

(2)伽馬射線照射試驗：試片曝露於 100 Mrad 的伽馬射線下，其拉伸強度和壓縮強度無明顯改變，唯撓曲強度減少約 17 %，但仍超過最低限值。顯示伽馬射線照射對 P-HICs 的結構完整性有一定程度的影響。

(3)紫外線照射試驗：進行 3000 小時的照射，結果顯示機械強度皆高於平均的基本物理測試強度，表示紫外線照射對 P-HICs 的不造成影響。

(4)微生物降解試驗：依 ASTM G21 和 G22 進行。結果顯示強度僅些微下降約 1-5 %，表示微生物對 P-HICs 並不會造成明顯的影響。

(5)抗化試驗(chemical resistance)：依 ASTM D543 進行。曝露於在處置環境可能存在的 8 類化學物質，結果顯示平均強度減低約 3-20 %，但仍高於最低限值。

2.4.3 原型原尺寸測試

原型原尺寸測試主要依據 NRC Part 71 的 Type A 包件測試要求進行，測試項目包括：自由墜落於堅硬表面(free drop on unyielding surface)、減低外部壓力(reduced external pressure)、增加外部壓力(increased external pressure)、運輸振動測試、壓縮試驗、穿透試驗、自由墜落於壓密土壤(state free drop tests on compacted soil)、NRC 的起重測試，以及覆土壓力模擬與浸水試驗。

(1)自由墜落於堅硬表面：從 4 呎高自由墜落於混凝土表面，撞擊點包括頂角(top corner)、底角(bottom corner)和全表面(full side)。試驗結果顯

示不影響 P-HICs 的結構完整性。

- (2)減低外部壓力：減低外部壓力要求為 3.5 psi，其相當於增加內部壓力 11.2 psi，在維持此壓力狀況 5 分鐘後，並未發現任何洩漏現象。
- (3)運輸振動測試：使用 5000 lb 進行運輸振動測試，結果顯示無論在測試前或測試後皆維持其氣密性。
- (4)穿透試驗：以 13 lb 鋼棒從 40 吋高處自由墜落在底部中心、側面中心、蓋子中心、蓋子上的電線穿孔，和被動排氣孔。結果顯示穿透試驗並未對以上位置造成任何影響。
- (5)自由墜落於壓密土壤：此試驗為南加州和華盛頓州的特別要求，此試驗將 HICs 由 25 呎處自由墜落於壓密土壤，撞擊點與自由墜落試驗相同，結果顯示並未影響氣密性。
- (6)NRC 的起重測試：此試驗模擬 HIC 承受 3 g 的外力，為符合此要求，以兩倍自重進行模擬，結果顯示不影響氣密性。
- (7)覆土壓力模擬與浸水試驗：模擬處於 55 呎的覆土壓力情形，約為 46 psi。以靜水壓力方式進行測試，結果顯示可輕易符合 46 psi 的標準，逐漸增加壓力的結果顯示在壓力為 92-106 psi 時，從 HIC 頂蓋部份崩裂，顯示可符合覆土壓力要求。

2.5 美國愛達荷國家工程與環境實驗室

美國愛達荷國家工程與環境實驗室(INEEL)曾針對金屬材質 HIC 進行設計，以使用在不同的 DOE 處置場，作為乾性用過核燃料(dry spent fuel)的再包裝(repackage)之用，但不被作為運輸用護箱，因運輸用護箱需視運輸載具而異，此 HIC 亦可設計作為中期貯存容器(interim storage container)之用(Holmes, 1999)。

此 HIC 主要材質為 Hastelloy C-22 合金，外部設計尺寸從 1.07 m 至 2.57 m，內部尺寸從 0.914 m 到 2.41 m，特殊的要求標準如下：

- (1)起起重夾具(lifting fixture)：需符合 DOE 起重索具標準(hoisting and rigging standard)，該標準為需達到材料極限張力強度(ultimate tensile strength)的 5:1 最小安全因子，及材料降伏張力強度(yield tensile strength)的 3:1 最小安全因子。
- (2)設計壓力(design pressure)：設計壓力需符合 ASME 壓力容器規範第三部第三節(Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Division 3)的要求，最大廠內管控壓力(in-plant handling pressure)為 250 psi，最大運轉壓力為 211 psi，最大外部壓力為 14.7 psi(在內部壓力為 0 時)。
- (3)堆放與貯存負載(stackings and storage loads)：該設計考量至少滿足 3 層堆放的要求。
- (4)墜落分析(drop analysis)：包括中期貯存容器墜落(IFS drop)、處置場地加工墜落(repository surface facility, RSF drop)，以及其他墜落，三類墜落試驗分析。
 - (A)中期貯存容器墜落：桶蓋是鎖緊的情形，考量裝填燃料時的垂直墜落，包括頂部、底部、側面、頂部邊緣、和底部邊緣，墜落高度為 30 呎(9.14 m)，裂隙開口不得超過 0.05 吋(1.27 mm)。
 - (B)處置場地加工墜落：桶蓋是焊接到位(welded in place)的空桶情形，從 30 呎(9.14 m)高處水平墜落，標準為不得有任何裂隙。
 - (C)其他墜落：桶蓋是焊緊的(welded)，從 17 呎(5.18 m)高處水平墜落於一寬 0.5 吋(12.7 mm)、高 3 吋(76.2 mm)的鈍角；另一個試驗為模擬 HIC 桶從 30 呎(9.14 m)高處垂直墜落於另一個 HIC 桶的情形；最後，模擬 HIC 桶從 30 呎(9.14 m)高處垂直墜落於寬 0.5 吋(12.7 mm)、高 0.5 吋(12.7 mm)的鈍角物，以探討其穿透性。

在材料特性部份，則針對機械特性(mechanical)和一般程序要求(general process requirements)有不同的測試。

(1)機械特性

(A)HIC 桶蓋：桶蓋設計為螺旋式鎖閉，中間夾有機械式 C-ring 封塞，此封塞亦為 Hastelloy 合金並鍍銀以確保耐用 50 年。

(B)HIC 包封測試(envelope testing)：測試在設計壓力下 1.5 倍靜水壓的情形下，滲漏率(leak rate)不得超過 10^{-4} cm³/sec。

(2)一般程序要求

(A)重量與載重考量：考量 DOE 的要求桶重加承裝內容物限重為 5005 lb，而用於 IFSF 的桶重限制為 2000 lb。

(B)腐蝕與設計年限：中期貯存年限為 50 年，用以做最終處置為 300 年。

表 2-1 韓國廢棄物盛裝容器形式和物理特性

類型	形式	尺寸(mm)	重量(kg)	備註
200 L	鋼桶	φ 615×H884	105-400	各類廢棄物
320 L	鋼桶	φ 713×H955	250	各電廠
圓形混凝土 質盛裝容器	C1, C2	φ 1400×H1300	69000	Ulchin 1&2
	C4	φ 1100×H1300	6000	Ulchin 1&2
	Kori 圓形	φ 1060×H1370	3500	Kori 1&2
矩形混凝土 質盛裝容器	4-包	L1460×W1460×H1300	6000	Kori 1&2
聚乙烯質盛 裝容器	聚乙烯	φ 1194×H1290	2000	Kori, Ulchin, Younggwang
HIC	合金 (Ferralium)	φ 1181×H1289	2000	Kori

表 2-2 韓國 200 L 和 320 L 處置盛裝容器物理特性

規格	處置盛裝容器	
	可容納16個鋼桶	可容納9個鋼桶
材質	混凝土	混凝土
尺寸(W×L×H)(m)	2.73×2.73×1.14	2.4×2.4×1.21
最大重量(盛裝容器)(噸)	18.34(5.4)	10.81(4.6)
密度(噸/m ³)	2.5	2.5

3. 國際間盛裝容器相關規範

3.1 IAEA

3.1.1 放射性廢棄物包件規範

IAEA(2006)報告提出廢棄物盛裝容器應考慮之重要特性，應包括：(A)尺寸與重量：影響搬運操作與在貯存/處置設施之堆置；(B)品質測試：避免製造的缺陷；(C)阻隔核種釋出的功能：密封圍阻性；(D)具有耐腐蝕性：對環境抗性；(E)具有化學耐久性：材質穩定性；(F)具有抗壓縮能力：防止變形破損；(G)耐撞擊：防止碰撞與墜落意外後果；(H)具有防火性：防止火災意外後果；(I)具有低表面劑量率之輻射抗性：保護工作人員；(J)表面易標示：識別與記錄保存。

3.1.2 放射性物質安全運輸條例相關試驗要求

IAEA(2009)報告內制定了放射性物質安全運輸上，對於不同型式包件的相關試驗方式，包括衝擊試驗、撞擊試驗、彎曲試驗、耐熱試驗、噴水試驗、自由跌落試驗、堆積試驗和貫穿試驗。

(1)衝擊試驗：必須使試樣從 9 m 高處跌落到第 717 條規定的靶上。第 717 條：在第 705 條、第 722 條、第 725(a)條、第 727 條和第 735 條規定的跌落試驗用靶必須是一種具有下述特性的平坦的水準平面靶，即在受到試樣衝擊後靶的抗位移能力或抗形變能力的任何增加均不會明顯地增加試樣的受損程度。

(2)撞擊試驗：必須把試樣置於一塊由堅固的光滑表面支承的鉛板上，並使其受一根低碳鋼棒的平坦面的衝擊，以產生相當於 1.4 kg 的物體從 1 m 高處自由跌落所產生的衝擊力。該鋼棒下端的直徑應是 25 mm，邊緣呈圓角，圓角半徑為 3.0 ± 0.3 mm。維氏硬度為 3.5—4.5、厚度不超過 25 mm 的鉛板所覆蓋的面積應大於試樣所覆蓋的面積。在每次衝擊時均必須使用新的鉛表面。鋼棒必須碰撞試樣，以造成最嚴重的損

壞。

- (3)彎曲試驗：此試驗僅適用於最小長度為 10 cm 且長度與最小寬度之比不小於 10 的細長形源。必須把試樣牢固地夾在某一水準位置上，其一半長度伸在夾鉗外面。試樣的方位是：當用鋼棒的平坦面碰撞該試樣的自由端時，試樣將受到最嚴重的損壞。鋼棒必須碰撞試樣，以產生相當於 1.4 kg 的物體從 1 m 高處豎直自由跌落所產生的衝擊力。鋼棒下端的直徑應是 25 mm，邊緣呈圓角，圓角半徑為 3.0 ± 0.3 mm。
- (4)耐熱試驗：必須在空氣中將試樣加熱至 800°C 並在此溫度下保持 10 分鐘，然後讓其冷卻。

(5)浸出評估法

(A)在環境溫度下把試樣置於水中浸沒 7 天。該試驗擬用水的體積必須足以保證在 7 天試驗期結束時所剩的未被吸收和未反應的水的自由體積至少為固體試驗樣品本身體積的 10%。所用水的初始 pH 值應為 6—8，在 20°C 下的最大電導率為 1 mS/m。

(B)然後把該水連同試樣一起必須加熱至 $50\pm 5^{\circ}\text{C}$ ，並在此溫度下保持 4 小時。

(C)然後必須測定該水的放射性活度。

(D)然後必須把試樣置於溫度不低於 30°C 、相對濕度不小於 90% 的靜止空氣中至少 7 天。

(E)然後必須把試樣浸沒在與(a)所述相同水質的水中和把該水連同試樣一起加熱至 $50\pm 5^{\circ}\text{C}$ ，並在此溫度下保持 4 小時。

(F)然後必須測定該水的放射性活度。

- (6)噴水試驗：試樣必須經受用於模擬試樣在降水量為每小時約 5 cm 的環境中暴露至少 1 小時的噴水試驗。

- (7)自由跌落試驗：試樣必須跌落在靶上，以使擬試驗的安全部件受到最

嚴重的損壞：

(A)從試樣的最低點至靶的上表面的所測跌落高度不得小於表 3-1 中

對可適用品質所規定的距離。該靶應滿足第 717 條規定的要求。

(B)對品質不超過 50 kg 的矩形纖維板或木板貨包，必須在單獨試樣的

每個角進行高度為 0.3 m 的自由跌落試驗。

(C)對品質不超過 100 kg 的圓柱形纖維板貨包，必須在單獨試樣每個

邊緣的每個四分之一方位進行高度為 0.3 m 的自由跌落試驗。

(8)堆積試驗：除非包裝的形狀能有效地防止堆積，否則試樣必須在 24 小

時內承受相當於下述兩者中較大者的壓力荷載：

(A)相當於貨包最大重量 5 倍的總重量；

(B)13 千帕與貨包豎直投影面積的乘積當量。

必須將荷載均勻地加在試樣的兩個相對側面上，其中一個側面必須是貨包通常擱置用的底面。

(9)貫穿試驗：必須把試樣置於一個在試驗中不會顯著移動的剛直、平坦

的水平面上：

(A)必須使一根直徑為 3.2 cm、一端呈半球形、品質為 6 kg 的棒跌落

並沿縱軸豎直方向正好落在試樣最薄弱部分的中心部位。這樣，

若貫穿深度足夠深，則使包容系統受到衝擊。該棒不得因進行試

驗而顯著變形。

(B)所測棒的下端至試樣的上表面上預計的衝擊點的跌落高度必須是

1 m。

另外，IAEA 在探討中低放處置場中廢棄物包件長期行為研究報告裡，亦提出廢棄物固化基質與儲存容器的包裝耐久性的相關測試項目，列舉於表 3-2(IAEA，2004)。

3.2 中國

中國在低、中水平放射性固體廢棄物的包裝安全標準(見附件一)中，將 HIC 稱為高整體性容器，其定義為：「一種特殊設計製造的強度高，密封性、化學穩定性和熱穩定性高的容器，可以用來裝載未經固化或固定處理的放射性廢物，如蒸乾的含硼廢液，瀝乾水的廢樹脂，焚燒爐灰等。」。包裝容器可以是碳鋼、不銹鋼製的金屬桶或箱，混凝土桶或箱，也可以是鑄鐵容器，聚合物浸漬混凝土容器，玻璃鋼容器或高整體性容器(中國，2002)。

3.2.1 鋼箱

中國核工業總公司在 1998 年制定用於低、中水平放射性固體廢棄物的鋼質容器標準(中國核工業總公司，1998)，該標準適用於固體廢棄物的處理、整被、貯存、轉運、運輸和處置使用，該標準全文請參考附件二，重要內容簡述如下：

4. 技術條件

4.1.1 鋼箱性能必須滿足 GB 11806 和 GB 12711 有關規定和要求。

4.1.2 箱體的結構和強度以及密封等性能應滿足第 5 章所規定的各項試驗要求。

5. 試驗方法

5.1 堆碼試驗

5.2 頂部起吊試驗

5.3 縱向栓固試驗

5.4 端壁強度試驗

5.5 側壁強度試驗

5.6 箱頂試驗

5.7 橫向剛性試驗

5.8 縱向剛性試驗

5.9 叉舉試驗

5.10 不平地試驗

5.11 噴水試驗

5.12 跌落試驗

5.13 貫穿試驗

3.2.2 放射性物質安全運輸規程

針對放射性物質運輸，中國國家標準化管理委員會亦根據 IAEA 放射性物質安全運輸條例 TS-R-1 (IAEA, 2009) 制定放射性物質安全運輸規程 (附件三)，此運輸規程之技術內容與 IAEA 標準完全相同，只做了少量的修改，故在此不多作說明。

表 3-1 在正常運輸條件下試驗貨包的自由跌落距離

貨包品質 (kg)	自由跌落距離 (m)
貨包品質 < 5000	1.2
5000 ≤ 貨包品質 < 10000	0.9
10000 ≤ 貨包品質 < 15000	0.6
15000 ≤ 貨包品質	0.3

表 3-2 固化基質與貯存容器耐久性功能評估項目

耐久性	測試項目	固化基質				貯存容器		
		水泥	瀝青	玻璃	聚合物	鋼	混凝土	聚合物
機械耐 久性	抗壓強度	×		×	×	×	×	×
	抗拉強度	×					×	×
	孔隙率	×	×				×	
	滲透係數	×					×	
	微裂隙	×		×		×	×	×
	均質性	×	×	×	×			×
	楊氏模數	×					×	
化學耐 久性	腐蝕	×				×	×	
	鈣浸出率	×					×	
	矽浸出率			×				
	廢棄物與基質的化學相互作用	×	×	×	×			
微生物 效應	氣體產生	×	×				×	×
	化學交互作用	×	×				×	×
輻射穩 定性	氣體產生	×	×					
	交聯作用		×		×			×
熱穩定 性	熱循環作用	×			×	×	×	×

4. 我國低放射性廢棄物盛裝容器相關法規

我國低放射性廢棄物盛裝容器法規主要區分成用於低放射性廢棄物處理貯存之用的盛裝容器，以及用於低放射性廢棄物最終處置之用的盛裝容器，以下分別討論。

4.1 低放射性廢棄物盛裝容器

行政院原子能委員會已於民國 99 年 4 月 22 日(會物字 0990005683)訂定「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」(附件四)，在此導則中第二章針對盛裝容器之設計，內容包括：功能說明、設計圖說、設計使用年限評估、移動及固定裝置設計、負載與強度設計、密封設計。第三章針對盛裝容器之製造，包括：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、容器表面之標誌。第四章針對盛裝容器之試驗，包括：試驗方法、接受標準、試驗紀錄、試驗結果、試驗結果統計與分析、試驗結論。第五章主要針對品質保證計畫。

「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」的法源依據為「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」(附件五)第九條，該管理規則乃依據「放射性物料管理法」(附件六)第二十一條訂定。在「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」的第二條對盛裝容器的定義為『盛裝容器：指用於貯存或處置放射性廢棄物之容器。』，因此，對於「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」而言，當其根據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」訂定時，又未明確說明其盛裝容器的定義時，可沿用其法源「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」對盛裝容器的定義，因此，「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」中的盛裝容器應包括『用於貯存或處置放射性廢棄物之容器』。

4.2 低放射性廢棄物最終處置盛裝容器

針對低放射性廢棄物最終處置盛裝容器，我國已制定「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」（見附件七），該規範所稱之處置容器在第二條定義為：『指「低放射性廢棄物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。』。前述條文於最新版本之「低放射性廢棄物處置及其設施安全管理規則」（見附件八）之對應條文應為，第2條第六項：「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容器。」；以及第4條第四項：「超C類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。未固化之A類廢棄物，應盛裝於經主管機關核准至少能維持一百年結構完整之容器或封存於具相同容器功能之工程結構中進行處置。」。

另外，第3條說明：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。「放射性物質安全運送規則」可參考附件九。

4.3 討論

前述法令的關聯如圖4-1。由前面關於處置容器的討論可知，在「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」定義了『盛裝容器：指用於貯存或處置放射性廢棄物之容器。』，而對於未明確定義盛裝容器的「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」而言，若要申請使用貯存或處置用之盛裝容器應可依循該導則進行。另外，針對前述之盛裝容器中特別用於盛裝未固化之A類廢棄物之至少能維持一百年結構完整容器或屬於可維持三百年結構完整之高完整性容器者，即所謂的處置容器，則申請此類處置容器時，相關內容除應符合「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」外，亦應注意「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」相關說明。

對於前述盛裝容器或特殊之處置容器，若規劃作為運輸用等多功能盛裝

容器，則需依循「放射性物質安全運送規則」對於包裝、包件及試驗之規定。

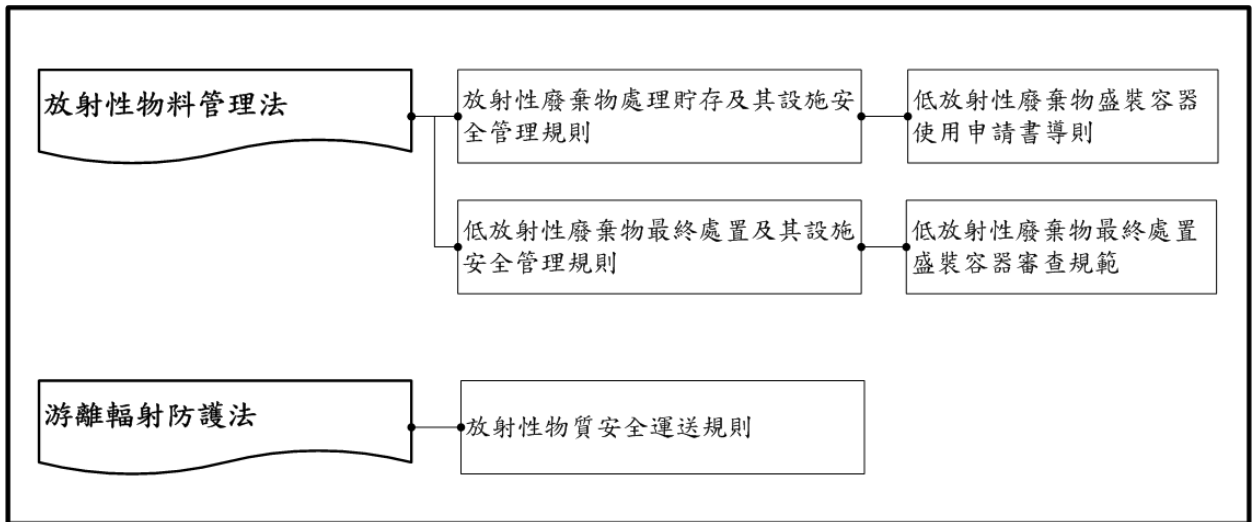


圖 4-1 處置容器相關法令關聯圖

5. 混凝土盛裝容器耐久性研討

5.1 混凝土盛裝容器劣化

混凝土盛裝容器品質劣化的因素主要有：(A)氯離子侵蝕或碳化引致內部鋼筋腐蝕；(B)地下水中硫酸鹽類(sulphate)侵襲劣化；(C)組成元素溶出失鈣效應(leaching)；(D)鹼質-粒料反應(alkali-aggregate reaction)。以下概略說明各因素導因與改善對策(黃偉慶，2010)：

5.1.1 氯離子侵蝕或碳化引致內部鋼筋腐蝕

(A)導因

氯離子侵蝕導因於混凝土材料本身或外界入侵的氯離子經擴散滲入鋼筋與混凝土的交界面，在此交界面上，當氯離子與鋼筋的表面鈍態保護膜的氫氧根離子之比值 (Cl^-/OH^-) 達到臨界值時，將會造成鋼筋表面鈍態保護膜分解，進而造成鋼筋腐蝕。氯離子在此反應過程中會被釋放，並進而與鐵離子產生反應，使得鐵離子不斷的釋出而形成鐵銹 ($Fe(OH)_3$)。在整個反應過程中，氯離子如同催化劑不斷加速鋼筋的腐蝕，並逐漸造成混凝土的龜裂或剝落。

混凝土內部中，孔隙水溶液維持高鹼度環境 (pH 約 12~13)，此環境可保護鋼筋避免氧化。但當二氧化碳 (CO_2) 經由混凝土孔隙進入混凝土內，與水泥水化產物(氫氧化鈣)產生化學反應而生成碳酸鈣 ($CaCO_3$) 時，將造成混凝土內孔隙水溶液的 pH 值下降，破壞鋼筋表面之鈍態保護膜 (Fe_2O_3)，使鋼筋產生銹蝕及體積膨脹現象，導致混凝土產生裂縫。

(B)改善對策

降低水膠比與添加卜作嵐材料，增加混凝土緻密性，減低氯離子混凝土內的擴散能力，使氯離子擴散係數降低，延緩氯離子入侵時間，則可增加鋼筋混凝土的服務年限。

5.1.2 地下水中硫酸鹽類侵襲劣化

(A) 導因

土壤與地下水含有硫酸鹽類（硫酸鎂、硫酸鈉等），當硫酸根離子滲入混凝土中，易與水泥中的氫氧化鈣（ Ca(OH)_2 ）反應結合成石膏鹽類（ $\text{C}\bar{\text{S}}\text{H}_2$ ），造成體積膨脹；石膏再與混凝土中的單硫型鋁酸鈣水化物（ $\text{C}_3\text{A} \cdot \text{C}\bar{\text{S}} \cdot \text{H}_{12}$ ）經水合作用形成鈣鈣石（ $\text{C}_3\text{A} \cdot 3\text{C}\bar{\text{S}} \cdot 32\text{H}$ ），造成體積二次膨脹，使得混凝土產生破裂或剝落。

(B) 改善對策

一般採用較低水膠比與添加卜作嵐材料等方法抵抗硫酸鹽侵蝕。降低水膠比目的在減少硫酸根離子滲入混凝土造成膨脹作用；添加卜作嵐材料則可產生卜作嵐反應，先行消耗氫氧化鈣，並產生孔隙細化的效果以減少孔隙，此兩種方法均可降低混凝土滲透性減少水的滲入，達成改善混凝土抵抗硫酸鹽侵蝕能力的效果。

5.1.3 組成元素溶出失鈣效應

(A) 導因

混凝土長期接觸地下水時，混凝土材料中的鈣離子會逐漸溶出，造成混凝土內部孔隙增加與強度降低，此種現象稱之為溶出失鈣(leaching)。失鈣現象產生後，因內部孔隙增加，使有害物質（如氯離子或酸性物質等）更容易侵入混凝土中，加速前述氯離子侵蝕或碳化作用而降低混凝土的服務年限。

(B) 改善對策

為避免混凝土發生溶解與析晶現象，一般可減少拌和水量、減少水泥量及添加卜作嵐材料，目的即在減少氫氧化鈣（CH），氫氧化鉀（KH）及氫氧化鈉（NH）之供應量，透過交換而消耗CH、KH及NH，降低失鈣效應。

5.1.4 鹼質-粒料反應

(A) 導因

混凝土鹼質粒料反應，是由於粒料中含有酸性的矽酸鹽及鋁酸鹽，或鹼性的碳酸鈣或碳酸鎂，這些鹽類在混凝土中被氫氧根離子分解後，結合水泥或混凝土中的鹼金屬（如鈉、鉀）形成鹼矽膠體，鹼矽膠體吸水後會膨脹，使得混凝土表面產生裂縫。

(B)改善對策

添加卜作嵐材料或減少拌合水量等方法，用以避免混凝土發生鹼質粒料反應。卜作嵐材料的反應是以其材料本身所含的氧化矽及氧化鋁，與水泥水化生成之氫氧化鈣或鹼性物質產生水化反應。因此，添加卜作嵐材料可抑制並消耗鹼性物質，同時增加膠結反應，降低鹼質粒料反應發生的機會。另外，由於溶解矽酸鹽的水主要來自拌合水，因此，減少拌合水量可抑制鹼質粒料反應，並使混凝土的滲透性降低、增加水密性。

5.2 混凝土劣化評估方法

5.2.1 評估方法概述

混凝土劣化預估方法大致可以分五種：經驗法(estimated based on experience)、服務成效推估法(Predictions based on comparison of performance)、加速試驗法(accelerated testing)、利用劣化物化理論建立數學模式(mathematical modeling based on chemistry and physics of degradation processes)及利用信賴度可能率法(reliability and stochastic concepts)等五種(Clifton, 1993；黃偉慶, 2010)。

(1)經驗法

依據實驗室與現地測試以及實際經驗累積之知識所建立的混凝土服務年限定量推估經驗方法。當擬預估的混凝土需要的服務年限超過目前混凝土的使用經驗時、或遭遇新的曝露環境時、或欲使用新混凝土材料時，即難以應用此法進行服務年限推估。

(2)依據服務成效的比較進行推估

本法基本假設係認為混凝土如已成功服務一段時間，則相似的混凝土在類似環境下將可服務相同的時間。此法運用的限制在於各混凝土結構不論材料、幾何尺度、施工方法等皆有其獨特性，且混凝土材料的性質已與過去有相當多的改變，例如現今水泥研磨的細度已較四十年前大幅提高。此外，化學添加劑與礦物摻料已使混凝土的性能與耐久性獲得提昇，因此欲根據新舊混凝土服務成效的比較進行預估並不容易。

(3)加速試驗法

利用如溫度、濃度、相對濕度甚至於電加速等進行試驗，加速劣化現象進而預測混凝土成效及服務年限。使用加速試驗法的主要困難在於缺乏混凝土長期服務成效的數據，使加速試驗的加速效率評定困難。

(4)利用劣化程序的化學與物理原理建立數學模式

由於混凝土的劣化程序皆與水、離子或氣體侵入混凝土有關，此種程序如能針對劣化介質入侵混凝土之速率及化學反應與物理程序的速率加以考量，則可建立推估混凝土服務年限的數學模式。由對流與擴散機制引致水、鹽類或氣體入侵混凝土所造成劣化程序，目前已有發展完成的數學模式。

(5)利用信賴度與可能率方法

利用信賴度與可能率於預測模式，主要是假定服務年限無法根據前面四項之方法精確的推論出，因為有很多影響服務年限的因子其相互作用無法真正瞭解，所以利用信賴度與可能率之觀念於服務年限的預測模式中，主要就是結合經驗法及加速試驗配合物理及化學特性最後加入信賴度觀念建立服務年限之預測。

上述方法雖為個別討論，但實際應用時這些方法常為相互結合運用(黃偉慶，2008)。

5.2.2 評估模式

黃偉慶(2010)著重以氯離子入侵和硫酸鹽侵蝕模式進行評估；黃兆龍

(2008)著重於碳化和氯離子滲透，以下針對上述幾個方法討論其評估模式。

(1) 碳化深度

碳化深度計算模式主要根據三種類型：(A)基於擴散理論所建立的預測模式；(B)基於碳化實驗（快速碳化，長期暴露試驗及實際結構碳化調查）的經驗模式；(C)綜合擴散理論與碳化實驗結果的預測模式。相關推估模式如表 5-1。

(2) 氯離子滲透

氯離子滲透是擴散與毛細管吸附等多種機理不同組合的綜合結果，但以擴散為主，可以以 Fick 第二擴散定律的誤差函數解表述

$$C_{cr} = C_s \left[1 - \operatorname{erf} \left(\frac{x}{2\sqrt{D_{Cl}t_o}} \right) \right]$$

式中， C_s 為混凝土表面的氯化物濃度， x 為混凝土保護層厚度， D_{Cl} 為混凝土氯化物有效(表觀)擴散係數， t_o 為從竣工到鋼筋開始腐蝕的齡期(即這裏所說的預期的使用壽命)， C_{cr} 為鋼筋開始腐蝕時的鋼筋與混凝土的界面孔隙中的氯化物濃度。它的應用前提是 D_{Cl} 和 C_s 為不隨時間改變的恒定值。以規定的 x 值，和從早齡期(如 1-3 個月)混凝土上試驗獲得的 C_s 、 D_{Cl} 值，加上參照類似混凝土以往實驗或工程耐久性調查獲得的 C_{cr} 值，按上式即可求出預測的使用壽命(t_o)，相關研究如表 5-2 所示。

另外，Walton et al. (1990)提出預測氯離子入侵造成鋼筋腐蝕之經驗公式如下所示

$$t_c = \frac{129x_c^{1.22}}{(WCR)[Cl^-]^{0.42}}$$

t_c ：開始腐蝕時間(年)。 x_c ：保護層厚度(英吋)。 WCR ：水灰比。 Cl^- ：地下水中氯離子濃度(ppm)。

(3) 硫酸鹽侵蝕

Walton et al. (1990)亦提出硫酸鹽侵蝕造成劣化深度之經驗式如下

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

根據上式不同硫酸鹽濃度及其混凝土之擴散係數，即可推估硫酸鹽對混凝土侵蝕之劣化深度。

5.3 混凝土盛裝容器品質

5.3.1 材料品質

混凝土廢棄物盛裝容器品質試驗根據不同特性需考慮不同的試驗項目，針對混凝土材料品質部份之相關試驗和依據(黃慶村，2000)，如：

(1) 材料品質試驗：

(A) 水泥：CNS 1078 或 ASTM C150。

(B) 骨材：CNS 486、CNS 1240、CNS3691、AASHTO T21、AASHTO T27
或 ASTM C33。

(C) 摻料：CNS 12283、CNS 12284 或 ASTM C494。

(D) 纖維。

(E) 水：CNS 13961 或 AASHTO T26。

(2) 新拌混凝土性質試驗：

(A) 坍度：CNS 1176、AASHTO T119 或 ASTM C143。

(B) 含氣量：CNS 9661、CNS 9662、AASHTO T121 或 ASTM C260。

(3) 硬固混凝土的機械強度試驗：

(A) 抗壓強度：CNS 1232、AASHTO T22 或 ASTM C39。

(B) 抗彎曲強度：CNS 1233、CNS 1234、AASHTO T23、ASTM C78 或
ASTM C293。

(C) 楊氏模數：ASTM C469。

(D) 抗張力強度：CNS 3801 或 ASTM C496。

(4) 硬固混凝土的物理性質試驗：

(A) 收縮：ASTM C878。

(B)孔隙度：CNS 11151 或 ASTM C642。

(C)密度：CNS 11151 或 ASTM C642。

(D)滲水試驗。

(E)滲氣試驗。

(5)混凝土的耐久性試驗：

(A)表面溶出試驗：ASTM C1202。

(B)碳酸化試驗。

(C)硫酸鹽侵蝕試驗：ASTM C88。

(D)鹽蝕試驗。

(E)地下水侵蝕試驗。

(6)潛變及疲勞試驗：

(A)潛變試驗：ASTM D2990 或 ASTM C512。

(B)疲勞試驗：。

(7)碰撞試驗。

(8)熱穩定性試驗：

(A)空氣中之熱循環試驗：ASTM B553。

(B)水中之熱循環試驗。

(9)生物劣化試驗：

(A)耐真菌試驗：ASTM G21。

(B)耐細菌試驗：ASTM G22。

(10)耐輻射性試驗：

(A)總累積劑量 10^6 戈雷之輻射照射。

(B)連續 3000 小時之紫外線照射。

(11)耐化學性試驗：

(A)酸鹼侵蝕試驗。

(B)受廢料侵蝕試驗。

(C)最終處置場環境有害化學物侵蝕試驗。

(12)混凝土的屏蔽性質：

(A)氡離子的擴散率。

(B)銫離子的擴散率。

(C)表面劑量率。

5.3.2 容器完整性

針對盛裝容器之完整性，黃慶村(2000)亦建議應執行相關試驗，包括：

(1)盛裝容器表面檢視：砂痕、氣泡、裂縫、缺口、泥粉。

(2)盛裝容器吊卸作業試驗：吊卸裝置試驗、作業應力試驗、扣環耐力試驗。

(3)處置負載試驗：軸向負載試驗、側向負載試驗、45度角負載試驗。

(4)盛裝容器密閉性試驗：保固桶密封性質試驗、密封材的緊密性試驗、桶蓋密封性試驗、洩壓裝置試驗。

(5)盛裝容器整體性試驗：噴灑試驗、震動試驗、墜落試驗、堆疊試驗、貫穿試驗。

(6)盛裝容器運送作業負載試驗：外部的減壓試驗、外部的增壓試驗、運送震動試驗、噴灑試驗、墜落試驗、壓縮試驗、貫穿試驗。

(7)盛裝容器意外負載試驗：墜落試驗、壓碎試驗、貫穿試驗、高溫試驗、浸水試驗。

5.4 混凝土耐久性試驗項目

混凝土耐久性試驗主要包括氯離子入侵試驗、硫酸鹽侵蝕試驗、碳化試驗、溶出失鈣試驗以及滲透試驗等(黃偉慶，2010)。

中國住房和城鄉建設部(2009)發行之「混凝土耐久性檢驗評定標準」(見

附件十)中，第 2.0.1 條說明混凝土耐久性檢驗評定項目可包括：抗凍性能、抗水滲透性能、抗硫酸鹽侵蝕性能、抗氯離子滲透性能、抗碳化性能和早期抗裂性能。

表 5-1 混凝土碳化深度預測模式

預測模式	備註
$X = \sqrt{\frac{2D_{CO_2}C_{CO_2}}{M_{CO_2}}} \sqrt{t}$	
$X = \sqrt{\frac{2D_{CO_2}C_{CO_2}}{C_{CH} + C_{CSH} + 3C_{C_3S} + 2C_{C_2S}}} \sqrt{t}$ $D_{CO_2} = 1.64 * 10^{-6} e_p^8 (1 - RH)^{2.2}$	<p>$C_{CH}, C_{CSH}, C_{C_3S}, C_{C_2S}$ 分別是 $Ca(OH)_2, C-S-H, C_3S, C_2S$ 的濃度；e_p 是已碳化混凝土孔隙率；RH 是相對濕度</p>
$\frac{W}{C} > 0.6; X = r_1 r_2 r_3 \sqrt{\frac{\frac{W}{C} - 0.25}{0.3(1.15 + 3\frac{W}{C})}} \sqrt{t}$ $\frac{W}{C} \leq 0.6; X = r_1 r_2 r_3 \frac{4.6\frac{W}{C} - 1.76}{\sqrt{7.2}} \sqrt{t}$	<p>r_1 是水泥型別影響因子；r_2 是骨材種類影響因子；r_3 是摻料影響因子</p>
$X = r_1 r_2 r_3 \left(12.1 \frac{W}{C} - 3.2 \right) \sqrt{t}$	<p>r_1 是水泥型別影響因子，礦渣水泥為 1.0，普通水泥為 0.5~0.7；r_2 是飛灰影響因子，取代水泥量小於 15%，取 1.1；r_3 是氣候影響因子，一般地區取 1.0，潮濕地區取 0.5~0.8，乾燥地區取 1.1~1.2</p>
$X = k_{CO_2} k_T k_w \sqrt{t};$ $k_{CO_2} = (2.804 - 0.847 \log C_{CO_2}) \sqrt{C_{CO_2}};$ $k_T = e^{\left(\frac{8.748 - 2563}{T} \right)}; k_w = 2.94 \frac{W}{C} - 1.012$	<p>k_{CO_2} 是 CO_2 濃度影響因子；k_T 環境溫度影響因子；k_w 水灰比影響因子</p>

表 5-1 混凝土碳化深度預測模式(續)

$\frac{W}{C} > 0.6; X = k \times 104.27 k_c^{0.58} k_w^{0.47} \sqrt{t}$ $\frac{W}{C} \leq 0.6; X = k \times 73.54 k_c^{0.83} k_w^{0.13} \sqrt{t}$ $k_c = (-1.019C + 9.311) \times 10^{-3}$ $k_w = (9.844 \frac{W}{C} - 2.982) \times 10^{-3}$	<p>K 是水泥型別影響因子，礦渣水泥為 1.43，普通水泥為 1，飛灰砂灰水泥取 1.56，飛灰礦渣水泥取 1.78；k_c 水泥用量影響因子 k_w 水灰比影響因子</p>															
$x = \sqrt{6000(R_{28} + 25)^{-0.15} \times 6 \sqrt{t}}$	<p>R_{28} 混凝土 28 天抗壓強度 (MPa)</p>															
$X = 250 \left(\frac{1}{\sqrt{F_c}} + \frac{1}{\sqrt{F_g}} \right) \sqrt{t}$	<p>F_c 混凝土抗壓強度 (kgf/cm²) F_g 假設不碳化的極限強度， $F_g = 625$ (kgf/cm²)</p>															
<p>礦渣 400[#]</p> $x = 570(5.41W/C - 1.00)C^{-0.9} \sqrt{t}$ <p>礦渣 500[#]</p> $x = 495(4.98W/C - 1.00)C^{-0.9} \sqrt{t}$ <p>普通砂灰 300[#]</p> $x = 463(4.79W/C - 1.00)C^{-0.9} \sqrt{t}$ <p>普通砂灰 400[#]</p> $x = 450(4.70W/C - 1.00)C^{-0.9} \sqrt{t}$ <p>普通砂灰 500[#]</p> $x = 407(4.23W/C - 1.00)C^{-0.9} \sqrt{t}$ <p>普通砂灰 600[#]</p> $x = 380(4.08W/C - 1.00)C^{-0.9} \sqrt{t}$	<p>左式僅適用於北京地區室內環境，其他情況應乘以以下之比例係數</p> <table border="1" data-bbox="925 940 1356 1209"> <thead> <tr> <th></th> <th>室內</th> <th>室外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>北京</td> <td>1.00</td> <td>0.72</td> </tr> <tr> <td>西寧</td> <td>0.80</td> <td>0.66</td> </tr> <tr> <td>貴陽</td> <td>0.85</td> <td>0.54</td> </tr> <tr> <td>杭州</td> <td>0.85</td> <td>0.72</td> </tr> </tbody> </table>		室內	室外	北京	1.00	0.72	西寧	0.80	0.66	貴陽	0.85	0.54	杭州	0.85	0.72
	室內	室外														
北京	1.00	0.72														
西寧	0.80	0.66														
貴陽	0.85	0.54														
杭州	0.85	0.72														

表 5-2 氯離子滲透與預測研究

預測模式	備註
$Decl- = \frac{RTJ}{CupFU}$	R: perfect gas constant (8.32 J.mol ⁻¹ .K ⁻¹); T : temperature (K); J : ionic flux (mol.m ⁻² .s ⁻¹); F: faraday's constant (96487 C.mol ⁻¹).
$C = C_0 \operatorname{erfc} \left(\frac{x}{\sqrt{4D_{app}t}} \right)$	C ₀ is the chloride level at x=0, constant D _{app}
$D_{aTSL} = D_{aTc} \left(\frac{T_c}{T_{SL}} \right)^{\alpha}$ $T_{SL} = T_c \left(\frac{X_{cover}}{\xi \sqrt{T_c D_{aTc}}} \right)^{\frac{2}{1-\alpha}}$	$\xi = 2 \operatorname{erfc}^{-1}(C_{cr}/C_s)$

6. 結論與建議

彙整前述盛裝容器之相關試驗、規範要求以及耐久性研討成果，可知：

- (1) 盛裝容器試驗主要測試項目分成兩部份，一為基本物理試驗，另一為環境曝露後的物理特性。基本物理試驗包括拉伸試驗、壓縮試驗、撓曲試驗、潛變特性、熱膨脹試驗、硬度試驗等。而環境曝露後的物理特性試驗包括：熱循環試驗、伽馬射線和紫外線照射試驗、真菌和細菌降解試驗以及外部與內部化學物質曝露試驗。另外，在原型原尺寸測試，則包括：壓縮試驗、浸水試驗、氣密性測試、穿透試驗、運輸振動測試、墜落試驗、被動排氣測試以及起重減速測試等。
- (2) 盛裝容器相關規範要求，主要根據 IAEA 放射性廢棄物包件規範和放射性物質安全運輸條例，在放射性物質安全運輸條例中亦制定不同型式包件的相關試驗方式，包括衝擊試驗、撞擊試驗、彎曲試驗、耐熱試驗、噴水試驗、自由跌落試驗、堆積試驗和貫穿試驗。
- (3) 對於我國低放射性廢棄物之盛裝容器相關法規的研析可知，在「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」定義了『盛裝容器：指用於貯存或處置放射性廢棄物之容器。』，而對於未明確定義盛裝容器的「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」而言，若要申請使用貯存或處置用之盛裝容器應可依循該導則進行。另外，針對前述之盛裝容器中特別用於盛裝未固化之 A 類廢棄物之至少能維持一百年結構完整容器或屬於可維持三百年結構完整之高完整性容器者，即所謂的處置容器，則申請此類處置容器時，相關內容除應符合「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」外，亦應注意「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」相關說明。若規劃作為運輸用等多功能盛裝容器，則需依循「放射性物質安全運送規則」對於包裝、包件及試驗之規定。

(4)對於混凝土質盛裝容器的耐久性分析可知，混凝土耐久性試驗主要包括氯離子入侵試驗、硫酸鹽侵蝕試驗、碳化試驗、溶出失鈣試驗以及滲透試驗等。中國住房和城鄉建設部發行之「混凝土耐久性檢驗評定標準」則說明混凝土耐久性檢驗評定項目包括：抗凍性能、抗水滲透性能、抗硫酸鹽侵蝕性能、抗氯離子滲透性能、抗碳化性能和早期抗裂性能等。

參考文獻

- 中國，2002，低、中水準放射性固體廢物包裝安全標準，GB12711-91。
- 中國住房和城鄉建設部，2009，混凝土耐久性檢驗評定標準，JGJ/T 193-2009。
- 中國核工業總公司，1998，低、中水平放射性固體廢物容器-鋼箱，EJ 1076-1998。
- 黃兆龍，2008，放射性廢棄物設施混凝土結構長期安全規範之研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，97FCMA008。
- 黃偉慶，2008，低放處置場混凝土障壁溶出失鈣效應與服務年限推估模式評估，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，97FCMA007。
- 黃偉慶，2010，混凝土障壁材料品質劣化速率模式研究，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告，992001INER015。
- 黃慶村，2000，低放射性廢料高完整性盛裝容器(HIC)品質及檢驗規範之研擬(1/1)，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告，892001FCMA101。
- Clifton, J.R., 1993, Predicting the Service Life of Concrete, ACI Materials Journal, Vol. 90, No. 6, 611-617.
- Dougherty, D.R., J.W. Adams and R.E. Barletta, 1984, An Evaluation of the Effects of Gamma Irradiation on the Mechanical Properties of High Density Polyethylene, NUREG/CR-3898.
- Holmes, P.A., 1999, A High Integrity Can Design for Degraded Nuclear Fuel, 1999 ASME Pressure Vessels and Piping Conference, INEEL/CON-99-00413.
- IAEA, 2004, Long term behaviour of low and intermediate level waste packages under repository conditions, IAEA-TECDOC-1397.
- IAEA, 2006, Development of Specifications for Radioactive Waste Packages, IAEA-TECDOC-1515

- IAEA, 2009, 放射性物質安全運輸條例，TS-R-1。
- Lowenberg, H. and M.D. Shaw, 1988, PROPERTIES OF A COMPOSITE POLYETHYLENE FIBERGLASS REINFORCED PLASTIC HIGH INTEGRITY CONTAINER. FOR THE DISPOSAL OF LOW LEVEL RADIOACTIVE WASTE.
- MOST, 2005, Acceptance Criteria for Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste, Ministry of Science and Technology, Korea, Notice No. 2005-18, 8p.
- Park J.B., H.Y. Jung, E.Y. Lee, C.L. Kim, G.Y. Kim, K.S. Kim, Y.K. Koh, K.W. Park, J.H. Cheong, C.W. Jeong, J.S. Choi and K.D. Kim, 2009, Wolsong Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Center: Progress and Challenges, Vol.41, No.4, p.477-492.
- Piciolo P.L., 1983, Technical Consideration for High Integrity Containers for the Disposal of Radioactive Ion-Exchange Resin Waste, NUREG/CR-3168.
- Soo, P., C.I. Anderson and J.H. Clinton, 1989, A Study of the Use of Crosslinked High-Density Polyethylene for Low-Level Radioactive Waste Containers, NUREG/CR-5363.
- Soo, P., L.W. Milian, M.G. Cowgill and T.M. Sullivan, 1994, The Extended Storage of Radioactive Ion-exchange Resins in Polyethylene High-integrity Containers”, Final report, ESSERCO project EP 91-05, BNL –52429.
- Vokál, A., V. Plaček, B. Bartoníček and S. Konopásková, 2004, Long term behaviour of polyethylene high integrity containers under repository conditions, Nuclear Research Institute, Řež, IAEA-TECDOC-1397.
- Völzke, H., 2008, Waste Container Design Testing and Qualification for the KONRAD Repository, BAM Federal Institute for Materials Research and Testing, Berlin, Germany
- Walton, J.C., L.E. Plansky and R.W. Smith, 1990, Models for Estimation of Service Life of Concrete Barriers in Low-Level Radioactive Waste

Disposal, NUREG/CR-5542.