

低放射性廢棄物均勻固化體之 法規精進與測試方法建立

【總結報告定稿版】

委託單位

放射性物料管理局

執行單位

原子能委員會核能研究所

中華民國一〇〇年八月

低放射性廢棄物均勻固化體之法規精進與測試方法建立

摘 要

本報告主要為檢討修訂我國低放射性廢棄物均勻固化體品質之相關法規，首先經探討研究歐、美、日等先進國家之固化體品質標準，其次再檢討我國各核能機構之固化體品質測試作業與經驗，最後建立適合國情之固化體品質測試項目、方法及標準。

關鍵字：放射性廢棄物、廢棄物處理、固化體

Improvement of Regulations and Testing Methods for Qualification of Low-Level Radioactive Homogeneous Waste Form

Abstract

The aim of this paper is to review and modify the regulations for qualification of low level radioactive homogeneous waste form in Taiwan. The study was begun by learning the waste form qualification standards in several advanced countries such as the USA, Japan, and countries in Europe. Moreover, waste form qualification testing methods and experiences were investigated on domestic nuclear organizations. Finally, new testing items, methods and standards that are suitable for Taiwan were set up and are described in this paper.

Keywords: Radioactive wastes, Waste treatment, Waste form

目 錄

摘 要	i
Abstract.....	ii
目 錄	iii
表 目 錄	vi
1. 前言與目的	1
2. 核能國家經驗彙整	2
2.1 國際原子能總署(IAEA)	2
2.2 澳洲(AUSTRALIA)	7
2.3 比利時(BELGIUM)	11
2.4 保加利亞(BULGARIA)	12
2.5 中國大陸(CHINA)	12
2.6 捷克(CZECH)	17
2.7 芬蘭(FINLAND)	17
2.8 法國(FRANCE)	26
2.9 德國(GERMANY)	28
2.10 義大利(ITALY)	31
2.11 日本(JAPAN)	31
2.12 韓國(KOREA)	33
2.13 拉脫維亞(LATVIA)	36
2.14 羅馬尼亞(ROMANIA)	37
2.15 斯洛伐克(SLOVAKIA)	37
2.16 西班牙(SPAIN)	38
2.17 瑞士(SWITZERLAND)	40
2.18 英國(UNITED KINGDOM)	41

2.19 美國(UNITED STATES OF AMERICA).....	48
3. 各國固化體品質要求之比較.....	55
3.1 自由水.....	55
3.2 耐火性.....	58
3.3 抗壓強度.....	59
3.4 瀝濾率.....	62
3.5 耐水性.....	64
3.6 耐候性.....	66
3.7 耐輻射性.....	67
3.8 耐菌性.....	68
4. 訪談經驗彙整.....	71
4.1 自由水.....	71
4.2 耐火性.....	72
4.3 抗壓強度.....	72
4.4 瀝濾率.....	72
4.5 耐水性.....	73
4.6 耐候性.....	73
4.7 耐輻射性.....	73
4.8 耐菌性.....	74
4.9 其他議題.....	74
5. 法規條文修訂.....	76
參考文獻.....	85
附 錄.....	88
1. FCMA-WFC-110 固化體自由水測定方法.....	89
2. FCMA-WFC-210 塑膠固化體耐火性試驗方法.....	92
3. FCMA-WFC-220 瀝青固化體耐火性試驗方法.....	100

4. FCMA-WFC-310 固化體溶出指數測定方法	106
5. FCMA-WFC-410 固化體抗壓強度測定方法	123
6. FCMA-WFC-420 瀝青固化體針入度測定方法	130
7. FCMA-WFC-510 固化體耐水性試驗方法	135
8. FCMA-WFC-610 固化體耐候性試驗方法	138
9. FCMA-WFC-710 固化體耐輻射性試驗方法	141
10. FCMA-WFC-810 固化體耐真菌性試驗方法	143

表目錄

表 2-1 固化基質與貯存容器耐久性功能評估項目	6
表 2-2 中國大陸水泥、瀝青和塑膠固化體品質標準	16
表 2-3 國際間低中放射性廢棄物(LILW)的管理措施.....	25
表 2-4 德國 Konrad 處置場接收標準的廢棄物包件	29
表 2-5 德國 Konrad 處置場固化體分類與品質要求	30
表 2-6 韓國固化體測試方法	35
表 2-7 西班牙 Level 1 比活度標準(Bq/g).....	39
表 2-8 西班牙 Level 2 比活度標準(Bq/g).....	39
表 2-9 瑞士水泥固化體試體測試項目與標準	41
表 2-10 各國固化體品質要求標準比較	42
表 3-1 我國現行低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準	70
表 5-1 「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」條文修改說明 ..	77
表 5-2 修訂後之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」	80

1. 前言與目的

放射性廢棄物固化體的品質，是放射性廢棄物在操作、運送和貯存過程中，乃至其最終處置時安全評估的重要考量要件。對於固化體品質的要求，除了必須具備良好的機械、化學、耐輻射、耐微生物及熱穩定等性質外，尚須考慮固化體與盛裝容器間之相容性，以及固化的減容效果和處理費用等經濟效益因素。

我國的「低放射性廢棄物固化體品質規範」，物管局在民國 79 年 1 月 9 日即公布施行，民國 85 年 1 月 11 日經過檢討修訂後再發文實施，目前則併入民國 92 年 9 月 10 日發布之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，其中要求低放射性廢棄物均勻固化體之品質，無論是水泥或瀝青等不同固化材料，均需符合所規定之測試項目、方法及標準。從民國 79 年最早的廢棄物均勻固化體品質規範開始施行後，相關的測試項目、方法及標準等在我國之變動極少，而現今隨著時代的變遷和處理技術的精進，國際上在品質規範上已經有所更新，甚或將部分標準方法廢棄不用，因此，我國現行的法規與標準方法實有修訂的必要。

本所接受物管局委託執行「低放射性廢棄物均勻固化體之法規精進與測試方法建立」計畫，研究過程中，首先透過研究歐、美、日等核能先進國家之固化體品質標準相關資料的蒐集與彙整，其次再參訪我國各核能機構之固化體品質測試作業與經驗，進而探討我國現行的法規與標準之適用性，最後據之而提出我國現行固化體品質標準的修訂建議。

2. 核能國家經驗彙整

低放射性廢棄物的固化方法與固化體品質標準，各國政府單位的立法方面多以原則性規範為主，而細部的固化方法或品質要求則依各處置場的接收標準不一，而有不同的品質標準。本章整理各國關於固化體相關之原則或品質要求，其來源包括處置場的接收準則、對固化體的接收標準，或對低放射性廢棄物的處理原則等。

2.1 國際原子能總署(IAEA)

2.1.1 接收準則

IAEA建議接收準則宜述明之項目(criteria statements)與內容包括19項(IAEA, 1985)，其中與固化體品質有關的列舉於下：

- 結構穩定性(structural stability)：廢棄物體與包件結構穩定性應維持職業曝露在可接受之水準，並確保處置系統應有之功能。
- 瀝濾性(leachability)：瀝濾性對廢棄物體所造成的核種釋出，不得超過整體處置系統所許可的水準。
- 腐蝕物質(corrosive material)：廢棄物體中含腐蝕物質數量足以對處置系統功能有不利影響者，應加以適當處理以消除或減低其腐蝕性，或加以包裝以有效隔離該腐蝕物質。
- 可燃性(combustibility)：廢棄物體與包件的火災潛在危險應予合理抑制。
- 氣體產生(gas generation)：包件內產生的氣體不得危及處置系統應有之功能。

- 微生物劣化(microbial degradation)：包件內有機物質的含量不得危及處置系統應有之功能。
- 自由液體(free liquids)：包件內自由液體含量應抑低，以維持職業暴露在可接受之水準，並不得危及處置系統應有之功能。
- 螯合劑或錯合劑(chelating or complexing agents)：廢棄物體中含螯合劑或錯合劑者，應予處理或包裝，以防止增加核種遷移性。
- 爆裂物質(explosive materials)：包件含有爆裂物質者，不得接收及處置。
- 易燃物質(pyrophoric materials)：廢棄物體中含易燃物質者，應予處理或固化，以消除其危害。
- 抗腐蝕性(corrosion resistance)：廢棄物容器應有足夠的抗腐蝕性設計，以滿足使用壽命與目的需求。

2.1.2 處置安定化原則

近地表處置設施普遍建立廢棄物安定化(stabilization)和拘限(confinement)的要求，主要基於處置上個別廢棄物種類的核種活度和半化期特性。近地表處置設施的安定化和拘限要求在低放射性廢棄物上界定了三種類別：

- (1)廢棄物不要求安定化；
- (2)廢棄物因物理型態而需安定化；
- (3)廢棄物因核種活度與半化期特性而需安定化。

未安定化的低放射性固體廢棄物通常由被低活度、短半化期之污染的材料(實驗室和工業垃圾、活化金屬、除役廢棄物等)組成。此類廢棄物預計在處置設施封閉末期(即100年後)核種將衰變達到無害的水平。

低放射性廢棄物因物理型態需安定化者，且預計在100年後衰變達無害

的水平，但需要安定化是為確保處置設施或因核種外釋考量的結構穩定性。這些廢棄物包括液態和氣態廢棄物，和廢棄物形態含有大量可吸入之粉塵。

含一定數量放射性核種或長半化期(>30年的半化期)之廢棄物，在處置設施環境裡，一般需要安定化和貯存於特定的容器內，以達到核種拘限之目的。處置設施也可以設計更多的拘限措施(如工程障壁)，以作為此類廢棄物的掩埋。

中放射性廢棄物處置傾向於地質處置，亦基於安定化與拘限要求而界定三種類別：

- (1)異質性廢棄物不要求安定化；
- (2)廢棄物需要安定化和拘限，乃基於核種的活度或長半化期；
- (3)廢棄物需要特殊的包裝和屏蔽處理的要求，乃基於處置場運轉階段的管控需要(如表面劑量率需低於 2 mSv/h 是因運輸規則的規定)。

有些異質廢棄物不需安定化，乃由於已經是穩定的廢棄物形態(如除役廢棄物、受污染的金屬等)，或在處置場設計中未特別要求。含長半化期放射性核種或高活度的廢棄物區分成：(1)確定會遷移並曝露於可接觸環境，或(2)在處置場封閉後，有無意侵入之疑慮者，廢棄物需安定化。廢棄物若有較高的表面劑量率，因運轉與運送考量通常需要特殊包裝。

2.1.3 固定化程序與接收原則

對LLW和ILW的固定化程序，包括水泥固化(cementation)、瀝青固化(bituminization)、聚合物固化(polymer fixation)、玻璃化(vitrification)和超高壓壓縮(supercompaction)。所有的固定化程序應為系統化的程序，並在適當的控制與吻合的條件下運作。

廢棄物接收標準應與廢棄物處置平行發展，廢棄物接收標準應考慮來自運轉(如管控)以及處置場安全評估需求。這些標準應進行定量或定性描述，並可直接測量評估或應用合適的管理方法而得以確保。

廢棄物接收標準主要包括以下相關資訊：自由水狀況、粉塵、爆裂物質、氣體、有毒金屬與化合物、有機質、易分裂核種、活度含量，以及處理方式的細節；包件相關資訊需包含：機械強度、抗衝擊指數、輻射穩定性、抗燃性、孔隙度、耐候性、瀝濾指數等(IAEA, 1996)

廢棄物本體在處置場運轉期間和封閉後(浸水試驗、凍融循環試驗、抗壓強度等)的耐用性極為重要，此外，由於廢棄物本體隨著時間可能產生屬性變化進而影響長期核種浸出行為，為了預知廢棄物本體的功能，必須建立廢棄物本體降解後的浸出機制、瀝濾率的改變和核種質傳特性等。

廢棄物本體的化學和機械穩定性，應要求符合對於廢棄物包件(waste package)整體的耐久完整性，例如：廢棄物本體連同廢棄物承裝容器，必須有充分長期的機械強度，以承受來自容器的堆疊和回填的負載壓力。

廢棄物包件完整性的損毀會導致處置模組和覆蓋層的不穩定。耐衝擊性和抗壓強度的材料特性，用以確保廢棄物本體和包件擁有足夠的強度，以維持在預估的處置場條件下的結構完整性(IAEA, 2006)。

總體而言，傳統的研究和研發工作包括以下內容(IAEA, 2004)：

- 固化材料成分和塗裝材料；
- 強度測試(如拉伸、壓縮和衝擊)；
- 拘限特性(如瀝濾試驗)；
- 熱測試(如凍融循環試驗、耐火試驗)；
- 氣體產生特性(具放射性或不具放射性氣體)；
- 降解試驗(如腐蝕、微生物活動、輻射破壞測試)。

2.1.4 廢棄物本體測試

水泥基質材料最常進行的測試為機械性能、熱穩定性、耐化學性及微生物降解。另外，以瀝青固化之廢棄物則通常進行機械性能、微生物降解和輻射穩定性測試。這些測試的例子可分別在各國的報告中發現。

廢棄物固化基質與貯存容器的包件耐久性的相關測試項目列舉於表 2-1。

表 2-1 固化基質與貯存容器耐久性功能評估項目

持久性	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	×					×	
化學持久性	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	×			×	×	×	×

2.2 澳洲(Australia)

澳洲教育科技與培訓部(Department of Education, Science and Training, DEST)發布的國家處置場環境影響說明書，從國家處置場開發單位的角度提出廢棄物接收準則，重點摘述如下(DEST, 2002)：

(1)接收條件

- (a)僅接收短半化期低放射性廢棄物。
- (b)廢棄物須先取得政府機構認證核准方可接收與處置。
- (c)不得接收國外產生之廢棄物。
- (d)不得接收長半化期中放射性廢棄物。

(2)處置前應予排除或處理之物質

- (a)不得接收液體廢棄物；固體廢棄物則應限制水分含量。
- (b)廢棄物含有加速核種遷移的物質時，應先行適當處理，以減少被地下水滲濾的長期效應。
- (c)不得接收含多氯聯苯或被其污染物質。
- (d)不得接收油類及腐蝕性物質。
- (e)廢棄物不得含有過量會產生氣體的物質，以免導致釋出蒸氣、濃煙或增加壓力。
- (f)若廢棄物內含壓縮氣體，亦須經適當處理，方得接收。
- (g)不得接收高度易燃物質，另可燃與非燃物質應分開包裝。
- (h)含瞬燃性物質者應予適當處理，確保合於場址操作安全條件。
- (i)廢棄物不得含有爆裂物質。
- (j)廢棄物不得含有生物性物質；有害微生物應處理消滅。
- (k)含毒性、致病性、感染性物質者應予適當處理，確保合於相關規定。
- (l)腐敗性物質應先排除，含量不得超過1%重量。

(m)含有害化成分者僅在輻射影響大於毒性影響下方得接收。

(3)放射性濃度限值

(a)處置場依據場址風險情節評估結果，對公眾之危害不得大於法規所訂年有效劑量1 mSv的標準。

(b)經過處理及固化包裝的A類與B類廢棄物其放射性濃度以整個包件之平均濃度計算。C類廢棄物其放射性濃度視所置放之結構物體積大小來平均計算。

(c)含有混合核種之廢棄物其包件放射性濃度，不得超過累加公式的最大值。

(d)含多層次及多核種之包件，應依其最受限制之數值進行分類與標示。

(4)廢棄物包裝

(a)工業用205L低碳鋼桶為一般低放射性廢棄物處置之標準桶，使用其他包裝須經主管機關及處置設施營運者同意。

(b)較高活度者可在205L低碳鋼桶內使用水泥灌漿固化方式增加屏蔽性。對於高活度之廢射源可在205L低碳鋼桶內製作水泥襯砌，然後置入有第二層容器保護之廢射源。

(c)運輸工具為貨櫃車，使用國際標準六公尺貨櫃，205L低碳鋼桶以適當方式堆疊載運。運輸方案須符合法規並經主管機關核准。

(5)運輸包件

(a)廢棄物須裝入經處置設施營運者同意之運輸容器中，並依相關運輸法規適當標示。

(b)運輸包件之表面非固定污染，不得超過每300 cm²平均β或γ輻射4 Bq/cm²及α輻射0.4 Bq/cm²之規定。

(c)表面劑量率應符合法規規定，且運到處置場前不得置於通風不良場所

超過30天。

(6)承裝容器

- (a)廢棄物承裝容器連同金屬桶之體積與重量應符合處置設施營運者之規定。
- (b)運輸包件內之所有個別廢棄物承裝容器應有明確標示，可以追溯其來源。
- (c)處置設施營運者應符合廢棄物接收與處置的要求，對容器具備設計、製造、裝填、操作之能力。
- (d)送抵處置場之承裝容器其表面非固定污染，不得超過每300cm²平均β或γ輻射4Bq/cm² 與α輻射0.4Bq/cm²之規定。
- (e)承裝容器表面劑量率應符合法規規定。
- (f)放入運輸包件內之所有承裝容器應易於取出。

(7)廢棄物交付

- (a)廢棄物交運前有最短通知期，未事先取得處置設施營運者之同意將不予接收。
- (b)處置場僅在正常運轉期間接收廢棄物，除非處置設施營運者另有安排。
- (c)交運人員於處置場內應遵守相關規定。
- (d)空的運輸容器在交運後一段時間內將送回給交付者。

(8)品質保證

- (a)廢棄物產生者應建立品質保證系統，對廢棄物進行有效管理。處置設施營運者在接收前須審核其品質計畫。
- (b)廢棄物產生者應對所有的廢棄物建立相對應的特性說明文件，並經處置設施營運者核准。內容包括：

- 廢棄物識別(名稱或序號)、產生者條碼。
- 廢棄物產生過程之說明。
- 活度、體積、重量、產生時間。
- 是否在國家預估將產生之存量(inventory)清單內。
- 物理與化學組成。
- 非放射性有害物質組成。
- 穩定化處理方法。
- 固化方法。
- 放射性評估方法。
- 核種組成。
- 廢棄物分類。

(c)交運之廢棄物將進行監測，包括抽驗與稽查等。不合格者在處置場將進行適當的管理措施，並由交付者支付其費用，且可能限制該交付者後續之運送。

澳洲輻射防護與核能安全局(Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency)亦針對地表處置提出接收準則的主要考量，與固化體品質相關的部份節錄如下(Cooper and Woollett, 2010)：

(1)結構的穩定性：根據不同分類的廢棄物，必須符合處置所需的物理形式或可能需要分類或包裝，以提供處理或處置後的穩定需求。例如將廢棄物以混凝土進行安定化或貯存於鋼桶內；在預測的處置條件下，如負載或壓實產生的壓力等，廢棄物型態或包裝應保持其物理尺寸和性能條件；目前，水泥、瀝青和高分子聚合物（或其組合）已被廣泛用於生產安定化的廢棄物包件，而重質材料(如重晶石，赤鐵礦)亦可提供額外的屏蔽；另外，使用紙板或纖維板容器於近地表處置並不被

接受。

- (2)腐蝕性物質：廢棄物內的腐蝕性物質可能對廢棄物本體產生不利的影響。因此，廢棄物內含有無機酸、鹼和鹽的腐蝕性物質，應進一步處理，以消除這些化學物質的影響。
- (3)自由液體：一般應排除液態廢棄物。液體廢棄物可被允許將之包裝在可充分吸收這些液體量的兩倍之吸收材料內，或者液態廢棄物應被固化。
- (4)浸出：選址和設計處置壕應保證廢棄物經由地下水滲透而浸出量應儘量減少。然而，對某些長半化期的放射性核種，如超鈾核種，應考量其處理方式以減少浸出的可能性。

2.3 比利時(Belgium)

比利時放射性廢棄物接收準則的「一般規則」(General Rules)於1981年以皇家法令(Royal Decree)頒布，並於1991年修訂(ONDRAF/NIRAS, 2001)。

「一般規則」僅對固化體提出與原則相關的要求，其重點摘述如下：

第 4 條 包件力學性質：包件力學性質應能承受可預期正常狀況下，及廢棄物管理各階段(運輸、貯存、處置、回收)可能產生之荷重，而無危及未來管理安全性之持續性破壞。

第 5 條 包件物理特性：包件物理特性(重量、尺寸、熱能、溫度、放射性含量、可移除表面污染、劑量率等)其構成的主要部分須能彼此相容，且整體亦與後續各階段廢棄物管理的環境相容。

第 6 條 包件化學特性：包件所含化學組成之性質，不得發生化學反應(如瞬間燃燒)，致使危及預期環境下之廢棄物管理安全。

第 7 條 包件生物特性：包件所含病原體之性質，不得危及未來之廢棄

物管理安全。

第 9 條 可行技術：廢棄物處理應採經證實之可行技術，且應考慮輻射防護之最適化原則(即合理抑低)。

2.4 保加利亞(Bulgaria)

保加利亞 Novi Han 低放射性廢棄物處置場，從 1964 年啟用迄今。目前由核子研究與核能所(Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, INRNE)負責營運，其接收準則係 1992 年由原子能和平運用委員會(Committee on the Use of Atomic Energy for Peaceful Purposes, CUAEPP)訂定(IAEA, 2005)。對於固化體品質僅在廢棄物體之限制規定中，作原則性要求，概述如下：

- (1)廢棄物不得含自由水。
- (2)廢棄物不得含可燃物與爆裂物。
- (3)液體廢棄物須中和至酸鹼度七(pH=7)。
- (4)有機廢棄物須加以妥善處理，並以石膏固化於塑膠桶。

2.5 中國大陸(China)

中國大陸國家技術監督局發布放射性廢棄物近地表處置的廢棄物接收準則(中國大陸國家技術監督局，1997)，其中與固化體相關重要規定摘述如下：

(1)機械穩定性：

包裝容器的承壓能力和完整性，必須滿足下列要求。

- (a)堅固結實，能承受堆貯重壓至少疊堆五層高度不產生明顯形變。堆貯操作和運輸中發生跌落、碰撞事故時，內裝放射性物質的散失而造成的輻射劑量增加不超過 20%。

(b)密封性良好，封蓋不會因為內壓而被衝開。

(c)對常規運輸中可能遇到的加速、振動和共振作用，不會破壞包裝容器的完好性。

(d)應保證封蓋操作簡便可靠，緊固部件不會鬆動。

(e)抗腐蝕、抗輻照、抗劣化、抗生物侵蝕，在設計所規定貯存期限內保證完好可回取。

(f)包裝容器的材料和結構必須與廢棄物體的理化性質相容。

(g)外表光滑、平整，不積水，易去污。

(h)包件便於用吊車或叉車搬運，提吊部件按預定方式使用時不會損壞。

(i)選材合理，結構簡單，製造方便。

水泥和塑膠固化體的機械穩定性，必須滿足低中放射性廢棄物固化體性能要求中的規定。

(2)抗滲濾性：

廢棄物固化體的抗滲濾性，必須滿足低中放射性廢棄物固化體性能要求中的規定。

(3)自由液體：

(a)廢棄物固化體不應有自由液體泌出。

(b)其他廢棄物體應儘量減少或沒有自由液體泌出。

(c)廢棄物容器中自由液體體積應小於固體廢棄物體積的 1%。

(4)化學組分：

(a)廢棄物體內螯合劑和錯合劑的含量必須低於廢棄物重量的 1%。

• (b)廢棄物體內以下組成的含量必須加以控制，以避免發生有害的化學作用。

➤ 氧化性物質。

➤ 腐蝕性物質。

➤ 水。

(c) 廢棄物體內不得含有以下物質：

➤ 自燃物質。

➤ 易爆物質。

➤ 接近環境溫度的低沸點或低閃點的有機易燃物質。

(5) 熱和輻射穩定性：

(a) 廢棄物體必須具有足夠的熱穩定性和抗輻射照射性。

(b) 水泥和塑膠固化體的耐 γ 輻射照射性必須滿足低中放射性廢棄物固化體性能要求中的規定。

(c) 瀝青固化體的耐 γ 輻射照射性必須滿足低中放射性廢棄物固化體性能要求中的規定。

(6) 抗著火性：

(a) 塑膠和瀝青固化體的抗著火性，必須滿足低中放射性廢棄物固化體性能要求中的規定。

(b) 可燃的壓縮減容廢棄物必須依賴包裝，使其著火可能性大為減少。

(7) 防微生物破壞性：

(a) 廢棄物體中不得夾帶有未經處理的易腐爛的動物屍體等生物體。

(b) 廢棄物體中易被微生物破壞的有機廢棄物含量應受到限制。

(8) 氣體產生：

包件中由於輻射分解、放射性衰變、廢棄物和固化材料之間的化學反應，以及有機物質的分解而產生的氣體不應導致處置系統效能的破壞。

(9)包裝容器：

(a)包件容器的設計、製造必須滿足放射性物質安全運輸規定中包件和包裝的設計要求，和低中放射性固體包件安全標準中包裝容器設計製造要求規定。

(b)包件容器可採用碳鋼、不銹鋼、鑄鐵、混凝土、聚合物浸漬混凝土，或玻璃鋼等材料。對於易銹材料必須塗防腐塗料。

(c)包件應採用國家標準容器。

(d)超過一定重量的包件，其包裝容器必須帶有堅固且又利於安全裝卸的卡槽或提吊結構部件。

(10)包裝容器填充量：

包裝容器中的填充量必須大於 85%（以體積計）。

中國大陸固化體測試方法與標準主要區分為水泥固化體(中國大陸環境保護部，2011)、瀝青固化體(中國大陸國家技術監督局，1995)和塑料固化體(中國大陸國家技術監督局，1993)三類。將各測試標準彙整於表 2-2。

表 2-2 中國大陸水泥、瀝青和塑膠固化體品質標準

	水泥固化體	瀝青固化體	塑膠固化體
自由液體	不應存在泌出的自由液體		完全硬化後必須不存在自由液體
抗壓強度	不應小於 7 MPa		必須不小於 7 MPa
抗衝擊性能	不應有明顯的破碎		沒有明顯碎裂
不均勻度		不均勻度不得大於 20 %	在固化體外表和剖面，不存在肉眼看得見的空隙和裂縫
含水率		濃縮廢液瀝青固化體含水率不得超過固化體重量的 1 % 廢樹脂瀝青固化體含水率不得超過固化體重量的 3 %	
廢棄物包容量		不得超過固化體重量的 50 %	
軟化點		不得低於 55 °C	
抗浸出性 1. 第 42 天的浸出率限值	Co-60 : 2×10^{-3} cm/d ; Cs-137 : 4×10^{-3} cm/d ; Sr-90 : 1×10^{-3} cm/d ; Pu-239 : 1×10^{-5} cm/d ; 其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3) : 4×10^{-3} cm/d ; 其他 α 核種 : 1×10^{-5} cm/d	Co-60 : 2×10^{-4} cm/d ; Cs-137 : 1×10^{-3} cm/d ; Sr-90 : 2×10^{-4} cm/d ; Pu-239 : 1×10^{-5} cm/d ; 其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3) : 4×10^{-4} cm/d ; 其他超鈾核種 : 1×10^{-5} cm/d	Co-60 : 1×10^{-4} cm/d ; Cs-137 : 5×10^{-4} cm/d ; Sr-90 : 1×10^{-4} cm/d ; Pu-239 : 1×10^{-5} cm/d ; 其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3) : 1×10^{-4} cm/d ; 其他超鈾核種 : 1×10^{-5} cm/d
2. 42 天的累積浸出分數	Cs-137 : 0.26 cm ; 其他核種(不包括 H-3) : 0.17 cm		
抗浸泡性	外觀不應有明顯的裂縫或龜裂，抗壓強度損失不超過 25 %	固化體的體積膨脹率不得大於 10 %	固化體試樣不得破碎。體積變化應不大於 5 %，抗壓強度的變化不得大於浸泡前的抗壓強度的 15 %
抗凍融性	外觀不應有明顯的裂縫或龜裂，抗壓強度損失不超過 25 %。 ⁽¹⁾		體積變化應不大於 2 %，肉眼應看不到裂縫，抗壓強度的降低應不大於 15 %
起始放熱溫度和燃點		起始放熱溫度必須高於 240 °C 燃點必須高於 300 °C	
耐 γ 輻照性 ⁽²⁾	其外觀不應有明顯的裂縫或龜裂，抗壓強度損失不超過 25 %。	體積增加不得大於 10 %	體積膨脹應不大於固化體試樣的 5 %，抗壓強度的降低應不大於 15 %
抗著火性			火源移開後 30 s 內要自熄，在固化體表面僅留下碳化層，碳化層的厚度應不大於 5 mm，品質損失應小於 20 %

註：

(1) 當水泥固化體在常年最低氣溫高於 0 °C 的環境下貯存、運輸和處置時，可不進行本項試驗。

(2) 固化體在 300 年內累積吸收劑量小於 1×10^4 Gy 時，可不進行本項試驗。

2.6 捷克(Czech)

捷克 Dukovany 處置場位於 Dukovany 核能電廠，主要處置短半化期與低放射性廢棄物。這些廢棄物主要是來自淨化與蒸發系統的廢液濃縮廢棄物，這些廢棄物目前以瀝青進行固化，熔融和水泥固化為部份廢棄物的可能替代固化方法。固化後的廢棄物以 200 L 鋼桶貯存與處置，因此，這些鋼桶並不視為可隔離的障壁材料(KONOPÁ SKOVÁ, 1996)。

2.7 芬蘭(Finland)

廢棄物原則上相對於整體廢棄物量而言為不同化學成分、活性濃度或核種含量者，必須另外個別處理。少量的可區別之不同廢棄物型態可與其他廢棄物進行混合處理，除非其可能造成處理上更為複雜或大幅降低最終廢棄物的品質。

濕性廢棄物的處理方法應基於運轉安全和處置廢棄物的長期安全，其中一種選擇方式乃將濕性廢棄物進行固化，如將其與具有強大或強效之結合劑混合成均一、均質廢棄物。另外，濕性廢棄物可以如乾性廢棄物被封閉於貯存容器或使用適當的吸收介質(STUK 錯誤! 找不到參照來源。 , 2005)。

Kekki and Tiitta (2000)針對芬蘭 Olkiluoto 處置場，比較其他處置場例如瑞典 SFR、西班牙 El Cabril 和捷克 Dukovany 的接收準則，包括：廢棄物容器、廢棄物包件和運轉廢棄物的處理。以下摘述其比較結果：

2.7.1 廢棄物容器

低中放射性廢棄物(LILW)廢棄物容器的品質要求通常不會太高，運用人工障壁和天然障壁以及處置低活度廢棄物即可確保整個處置場安全。

芬蘭 Olkiluoto

在 Olkiluoto 用於貯存 LILW 的主要容器類型有：

- 塑料袋
- 捆包(1.2 m 寬，0.7 m 高和 0.7 m 長)
- 200 L 鋼桶
- 1.3 m³ 或 1.4 m³ 鋼箱
- 12 或 16 桶(或 32 壓縮桶)容量的 5.2 m³ 或 3.9 m³ 混凝土箱

各種類型容器也組合使用，如塑料袋置入鋼桶及鋼桶置入混凝土箱。鋼桶幾乎都相同但少部份會有差異。典型的鋼桶以 1.0 mm 厚 Fe37B 冷軋製成，並進行表面防銹噴漆。鋼桶空桶重 18.4 kg。鋼箱以相同材質製成，厚度為 2.0 mm，空箱重量為 165 kg。

瑞典 SFR

SFR在Forsmark使用的容器類型主要有：

- 200 L 鋼桶
- 混凝土箱(邊長 1.2 m 的立方體)
- 鋼箱(邊長 1.2 m 的立方體)
- 混凝土槽(1.3 m 寬， 2.3 m 高和 3.3 m 長)
- 標準貨運容器(ISO)

西班牙 El Cabril

在El Cabril用以貯存的主要容器類型有：

- 200 L 鋼桶
- 混凝土箱(邊長 2.2 m 的立方體)

捷克 Dukovany

迄今為止，只有200 L鋼桶被授權使用。

2.7.2 廢棄物包件

芬蘭 Olkiluoto

LILW在維護過程和水質淨化系統所產生，Olkiluoto LILW的分類如下：

- 運轉廢棄物(工作服、紙張等)
- 瀝青固化廢棄物(離子交換樹脂、蒸發濃縮污泥)
- 金屬廢棄物
- 濾芯
- 固化的液體廢棄物
- 核電廠以外而來的廢棄物

瑞典 SFR

- 200 L 鋼桶
- 瀝青固化的離子交換樹脂(I/X)
- 混凝土箱(邊長 1.2 m 的立方體)
- 水泥固化的離子交換樹脂
- 水泥回填的廢渣
- 水泥固化的污泥
- 鋼箱(邊長 1.2 m 的立方體)
- 水泥固化的離子交換樹脂
- 水泥回填的廢渣
- 瀝青固化的離子交換樹脂和蒸發濃縮污泥
- 混凝土槽(1.3 m 寬， 2.3 m 高和 3.3 m 長)

- 脫水的低活度離子交換樹脂
- 標準貨運容器(ISO)
- 低活度的廢渣和垃圾

西班牙 El Cabril

迄今為止，只有立方體型的混凝土容器(約2.2 × 2.2 × 2.2 m)被授權使用，其中置放200 L鋼桶。鋼桶內的廢棄物須經區分。不同的包件(200 L鋼桶)如下：

- 均勻廢棄物為固體化型態(Level 1)
- 異質廢棄物固定於固體化型態(Level 1)
- 均勻廢棄物為固體化型態(Level 2)
- 異質廢棄物固定於固體化型態(Level 2)

這些鋼桶轉移至處置單位，每個處置單位(混凝土容器)的容量為18個220 L鋼桶。最後，處置單位再轉移至處置單元，而每個處置單元可容納320個處置單位。

Czech Republic

捷克共和國有三種不同的處置場在運轉：

- URAO Dukovany：固體和固化廢棄物(瀝青固化)-只接收核電廠產生的廢棄物；
- BRATRSTVI：固體和固化廢棄物(水泥固化)- 只接收天然的放射性核種；
- RICHARD：固體和固化廢棄物(水泥固化)- 只接收人工的放射性核種。

芬蘭 Olkiluoto

LLW被壓縮於200 L的鋼桶內。金屬廢渣未經處理直接置入混凝土箱。中放射性離子交換樹脂以瀝青固化並置於200 L鋼桶內。廢棄物鋼桶再置入可容納16或12個鋼桶的5.2 m³或3.9 m³的混凝土箱中。

2.7.3 運轉廢棄物

芬蘭所有的運轉廢棄物(即保護性塑膠、過濾器、廢衣物、紙張、木材、損壞的工具等)以塑膠袋包裝或直接丟入200 L鋼桶，運至電廠的廢棄物處理廠進行活度測量與進一步處理。大型物件則以1.3 m³鋼箱(早期為1.4 m³鋼箱)或5.2 m³或3.9 m³的混凝土箱裝填。

運轉廢棄物先裝入塑膠袋再進行表面劑量量測。如果劑量低於10 μSv/h，塑膠袋將進一步監測用以外釋。塑膠袋超過劑量標準則先暫時貯存於16 m³的貯存容器中，最後再分裝於200 L的鋼桶。在包裝前塑膠袋內的不可壓縮物質(如木頭和金屬)需先排除，以120 kN的液壓機進行壓縮。而鋼桶再以200 kN的液壓進行壓縮，使其減為原來體積的一半(1995年起)。不可壓縮物質則裝入200 L鋼桶，1.3 m³鋼箱或混凝土箱。

稍具活度的水被以離子交換或蒸發器純化。無論是離子交換樹脂或蒸發器濃縮物被泵入貯存槽作進一步處理。存放後的中放射性離子交換樹脂和液體廢棄物泥漿再被乾燥、瀝青固化後，轉移到200 L的鋼桶。廢棄物鋼桶再轉移至可容納16或12個鋼桶的5.2 m³或3.9 m³的混凝土箱。

用過的濾芯早期未經處理便以200 L鋼桶或1.4 m³鋼箱貯存。現在的濾芯亦未經處理而裝填於1.3 m³鋼箱。

金屬廢渣未經處理便裝填於1.3 m³鋼箱(早期為1.4 m³鋼箱)，再置入5.8 m³或4.4 m³的混凝土箱，金屬廢渣亦可未經處理直接裝填於鋼箱中。200 L

鋼桶亦被用於裝填小尺寸的金屬廢渣，管件和其他可壓縮金屬再裝填前先行壓縮，壓縮機最大壓力可達200 T，若有需要，金屬廢渣可進行切割。貯存箱裝填具相同活度、型態和來源的金屬廢渣。大型管件僅內部表面受污染，則於兩端密封後暫時貯存並不裝填於貯存箱。

液體廢棄物主要來自清洗和除污，包括有機溶劑、污水、酸液等。液體廢棄物和污泥蒐集於鋼桶內加以貯存、分類和重組之後和離子交換樹脂一起以瀝青固化，若無法以瀝青固化者，則以水泥固化或以特殊固化劑加以固化。

核電廠外的廢棄物包括少量的乾物質和主要來自各種測量厚度或密度等工業用儀器。小部分為受污染的金屬廢渣、射源和少量含有放射性油漆(如指南針和緊急出口標誌)的物質。少部份物件(如指南針)裝填於200 L鋼桶，或小型的鋼質包件或鉛質包件。大型金屬物件(如鈷治療機的組件)直接貯存於地板或貨架上。有五種類型的廢棄物是臨時貯存於VLJ處置場：

- 在鋼桶內的水泥質廢棄物
- 在鋼桶內的廢棄物
- 在鋼桶內有屏蔽的廢棄物
- 在鋼箱內有屏蔽的廢棄物
- 有屏蔽的大型廢棄物

暫時貯存的廢棄物主要為固體廢棄物，這些廢棄物的有良好的相關文件紀錄。

瑞典 SFR

離子交換樹脂以水泥或瀝青進行固化。來自維護工作產生的廢渣若需要，則以相同方式處理。核電廠的廢棄物包括濕性離子交換和過濾材料、污泥、廢渣和垃圾。濕性廢棄物以水泥或瀝青固化後才運送至SFR，垃圾和

廢渣以壓縮、焚化或熔融處理後包裝。大部分廢渣在進行除污後並可外釋。若含有微量活度無法外釋的廢棄物則掩埋於Ringhals, Oskarshamn, Studsvik 與Forsmark。較高活度的垃圾和廢渣則處置於SFR。

西班牙 El Cabril

廢棄物處理通常是區分成兩個階段進行：

- 根據廢棄物的特性區分不同型態。
- 減容以濃縮所有活度(固體：除污、壓縮、焚化、過濾等；液體：蒸發、離子交換、沉澱、焚化等；氣體：過濾、吸收、吸附等)。

將廢棄物安定化成固體、安定結構並裝填於容器以適於管控，安定化方法包括水泥固化、瀝青固化或置入混凝土桶或貯存容器。

捷克 Dukovany

廢液進行蒸發濃縮並瀝青固化，而固體廢棄物則分類或壓縮。污泥和離子交換樹脂進行乾燥處理並放置於聚乙烯高完整性容器中處置。所有廢棄物皆於Dukovany處置場進行地表處置。

2.7.4 小結

芬蘭比較各式不同型態的廢棄物包件在幾個不同國家被使用，以便符合其核工業與研究的需要，其中的國家通常使用200 L鋼桶，這也是LILW的標準用貯存容器，此外，特殊設計和製造的各種類型容器，亦被使用於特定的用途。而在處理與條件化過程中，放射性廢棄物中可能存在多種形式，諸如原料、經處理後、固定化和充分條件化的不同形態廢棄物。其中許多的低放射性固體廢棄物，可被包裝於適當的廢棄物貯存容器而無需固定化成塊體。對於中放射性廢棄物一般被要求轉化成塊體，以便同時提高廢棄物包件的機械性能，以及固封其放射性核種的能力。上述用以作為廢棄物

塊體的材料，包括不同型號的水泥、瀝青、聚合物、陶瓷、低熔點合金金屬和這些材料的混合運用。對國際間LILW的處理與條件化方法列於表2-3(Kekki and Tiitta, 2000)。

表 2-3 國際間低中放射性廢棄物(LILW)的管理措施

	處理程序					處理方法
	蒸發濃縮	離子交換	沉澱	壓縮	焚化	固化劑／程序
比利時	×		×	×	×	瀝青、混凝土
保加利亞	×		×			混凝土
捷克	×	×	×	×		鍛燒、水泥、混凝土
芬蘭	×	×		×		瀝青
法國	×	×	×	×	×	瀝青、水泥+瀝青、混凝土、 聚合物+水泥
德國	×	×		×	×	混凝土、乾燥、包裝、高壓 壓縮、旋轉式薄膜蒸發
匈牙利	液態廢棄物以混凝土固化					混凝土
義大利	×	×	×	×	×	混凝土
荷蘭			×	×		混凝土
波蘭	×		×			聚合物
羅馬尼亞	×	×	×	×	×	水泥、混凝土
西班牙	×	×		×		混凝土
瑞典	×	×	×	×	×	瀝青、混凝土
瑞士			×	×	×	瀝青、混凝土、聚合物
英國	×	×		×	×	

2.8 法國(France)

ANDRA制定了技術規範，以確保廢棄物檢驗符合規定的兩個主要目標的基本安全規則：

- (1)在處置場使用年限內隔離民眾和環境與放射性廢棄物
- (2)限制監管時間最多 300 年。

這些性能目標包括三個主要的廢棄物接收標準(acceptance criteria)：

- (1)第一個廢棄物接收標準是物理性的固定化廢棄物。
- (2)第二個廢棄物接收標準是在監管時間核種遷移應被防止或延遲。
- (3)第三個廢棄物接收標準是限制廢棄物內的放射性核種活度。

2.8.1 各類廢棄物處理方式

低放射性固體廢棄物(LLSW)主要來自維護運轉產生之廢棄物，此類廢棄物主要成分為塑料、衣物、金屬類、過濾水之濾芯等。廢棄物貯存於200 L鋼桶內。在Centre de l'Aube，此類包件在壓縮工廠以1000噸壓力機進行壓縮後，並以混凝土固定於485 L鋼桶內預備處置。大部分此類廢棄物將於焚燒和熔融廠進行處理，最終廢棄物(如灰燼和融錠)將於Centre de l'Aube進行處置。

中放射性固體廢棄物(ILSW)若劑量率超過2 mGy/h的固體廢棄物(被污染的和被照射的)和過濾器，這些廢棄物被貯存於混凝土貯存容器並以水性黏合劑(hydraulic binder)固定化。如果有必要生物性防護措施亦會被導入貯存容器內。此貯存過程需確保對放射性核種的抑制作用，甚至使用高性能混凝土貯存容器。在Centre de l'Aube，這些廢棄物含括來自電廠約50 %的 β 、 γ 放射性活度。

離子交換樹脂視為中放射性廢棄物，在Centre de l'Aube是第二大宗 β 、 γ

放射性活度來源，其貯存容器是含鋼屏蔽的混凝土容器，在接收程序中適當的測試如瀝濾率試驗被要求執行。

直到1998年，大部份產生的除役廢棄物為低活度的固體廢棄物，如同運轉廢棄物而貯存於鋼桶中。但是，一些拆除的設備和材料則需要設計新的包件。這些主要是來自氣冷反應器的用過石墨或特殊運轉用途產生的液體和固體廢棄物。

2.8.2 廢棄物包件檢測

廢棄物包件檢測以異地隨機抽檢並不另行通知產生者。進行檢測所挑選的包件是根據活度和包裝的廢棄物數量與其製作過程。有兩種類型的檢測方式：(1)以活動監控為主的非破壞性檢測；(2)破壞性檢測。

破壞性檢測如下：

- (a) 驗證廢棄物包件特性(重量、尺寸、劑量率、表面污染、目視和攝影檢查等)
- (b) 驗證廢棄物包件內容(切成片狀或鑽心取樣、收集切落物或鑽心液體、目視檢查、內容和狀況描述檢查等)
- (c) 固化廢棄物樣本檢驗(機械穩定性或抗壓強度試驗、化學成分分析、廢棄物或固化材料的化學成分分析、核種分析、長半化期的純 β 核種分析、固化劑分析等)

此外，為瞭解核種特性，有些實驗需實際量測核種，而這些實驗無法以非破壞檢測方式進行，必須在實驗室進行，如瀝濾率試驗。瀝濾率試驗受不同實驗物件的瀝濾率限制，而有不同的執行時間。以上破壞性檢測視人員、機具限制，通常需要一到十二個月，但瀝濾率試驗則可能需要1到1年半以上(ERRERA and TISON, 2001)。

2.9 德國(Germany)

德國 Konrad 處置場預定接收之德國全國廢棄物，其來源、廢棄物型態、固化材料與盛裝容器統計如表 2-4。處置場接收之廢棄物包括瀝青及塑膠廢棄物、固體物質、金屬固體物、壓縮廢棄物、水泥/混凝土廢棄物、濃縮漿渣等六類，各類之基本要求如下：

- 廢棄物處理後型態須為固體。
- 廢棄物不可具有腐蝕性或發酵性。
- 除非不可避免，否則廢棄物不得含有液體或氣體。
- 廢棄物不可含有自由液體。
- 廢棄物不可含有自燃物質或爆裂物質。
- 廢棄物內所含分裂物質的濃度不可超過 $50\text{g}/0.1\text{m}^3$ 。

各類廢棄物除須符合上述要求外，亦須合表 2-5 所列各類廢棄物之品質要求，如廢棄物抗壓強度等(Berg and Brennecke, 1990)。

表 2-4 德國 Konrad 處置場接收標準的廢棄物包件

來源	廢棄物型態	固化材料	包裝
核能研究與接收	焚化和熱解殘餘物	水泥/混凝土	盛裝容器
	液體、濃縮物、污泥與有機廢棄物	有機固定化材質/無	盛裝容器
	廢射源	無	圓柱形鑄鐵包件
核能電廠	來自主要冷卻與燃料池淨水系統用過樹脂	無	圓柱形鑄鐵包件
	焚化後固化廢棄物	水泥/混凝土	盛裝容器
	被污染的可壓固體廢棄物	無	盛裝容器
再處理	污泥	有機固定化材質	盛裝容器
	被污染的固體廢棄物	水泥/混凝土	圓柱形混凝土包件
	含 Pu 的廢棄物	水泥/混凝土	盛裝容器
核燃料工廠	泥狀即或固體含 Th 與 U 的廢棄物	水泥/混凝土	盛裝容器
	乾燥的污泥	水泥/混凝土	圓柱形混凝土包件
	可壓即或可燃性廢棄物	無	盛裝容器
除役	被活化即或被污染的金屬爐心元件	無	圓柱形鑄鐵包件
	活化即或被污染的固體廢棄物	水泥/混凝土	盛裝容器
	除污廢液與水質純化產生之廢棄物	水泥/混凝土	圓柱形混凝土包件
其他來源	中子射源、輻射照射射源	水泥/混凝土	圓柱形混凝土包件
	固體、可壓即或可燃性廢棄物	無	盛裝容器
	化學與醫藥廢棄物	無	盛裝容器

表 2-5 德國 Konrad 處置場固化體分類與品質要求

固化體分類	廢棄物型態	品質特性要求
01	瀝青及塑膠廢棄物	<ul style="list-style-type: none"> • 一般要求
02	固體物質	<ul style="list-style-type: none"> • 一般要求 • 廢棄物本體內含有之可燃廢棄物比例須$\leq 1\%$，其燃點須 $<300^{\circ}\text{C}$ • 含有上述可燃廢棄物之固定化方式不得在一定熱載情形下使得廢棄物本體變成液狀
03	金屬固體物	<ul style="list-style-type: none"> • 一般要求 • 廢棄物主要為金屬或含石墨之反應器爐心元件
04	壓縮廢棄物	<ul style="list-style-type: none"> • 一般要求 • 以壓力$\geq 30\text{ MPa}$ 壓縮而成的廢棄物
05	水泥/混凝土廢棄物	<ul style="list-style-type: none"> • 一般要求 • 以水泥或混凝土固化之廢棄物 • 以埋入或在水泥或混凝土均勻混合固化的廢棄物(如爐灰、粉塵或濃縮廢液) • 盡可能均勻混合之廢棄物(如金屬廢渣) • 此類廢棄物抗壓強度須$\geq 10\text{ N/mm}^2$
06	濃縮漿渣	<ul style="list-style-type: none"> • 一般要求 • 主要由固體廢棄物組成 • 此類廢棄物抗壓強度須$\geq 10\text{ N/mm}^2$ • 為不可燃之廢棄物

2.10 義大利(Italy)

義大利技術導則 26 號(Technical Guide No. 26)將低放射性廢棄物依核種、活度與處置方式分為三類：

- 第 I 類：放射性極低且半化期小於 1 年者，得依一般廢棄物掩埋。
- 第 II 類：短半化期且於數百年內放射性可衰變到數百 Bq/g 以下之低放射性廢棄物，採用近地表處置。
- 第 III 類：長半化期之放射性廢棄物及用過核子燃料，採用深層地質處置。

技術導則 26 號文件中對第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則(NEA, 2005)與固化體品質相關的部份，列舉如下：

- 固化體抗壓強度至少可達 5 MPa。
- 經 30 循環冷熱交替(-40°C / + 40°C)抗壓強度至少可達 5 MPa。
- 經 10^6 Gy 吸收劑量輻射照射後，抗壓強度至少可達 5 MPa。
- 通過 ASTM D 635-81 方法所進行之耐火與自燃測試。
- 自由水含量不得超過 ANSI/ANS 55-1 標準。
- 依據 ASTM G21 與 G22 進行生物劣化測試後，抗壓強度應大於 5 MPa。
- 90 天浸沒試驗後，抗壓強度應大於 5 MPa。
- 依據長期瀝濾試驗進行瀝濾率量測。

2.11 日本(Japan)

日本低放射性廢棄物依不同來源與型態進行處理：(1)液體廢棄物經蒸發濃縮後，以水泥、瀝青或塑膠(plastic)進行固化；(2)酸廢液(Acid Drain)先中性化後，以水泥進行固化；(3)洗衣廢水(Laundry Drain)經蒸發或逆滲透

(Reverse Osmosis, RO)濃縮後，以水泥或瀝青進行固化；(5)廢樹脂和過濾污泥以水泥或塑膠直接進行固化；(6)可燃性固體經焚化後直接以水泥固化，或再經熔融後以水泥砂漿(mortar)安定化；(7)不可燃性固體依廢棄物特性進行處理：金屬、塑膠、保溫材和過濾廢棄物，先進行壓縮後，以水泥砂漿安定化；各種綜合廢棄物則以高溫熔融處理後，再以水泥砂漿安定化。處理後廢棄物以55加侖鋼桶裝填。廢棄物容器與裝填要求如下所述(LOUVAT，2009)：

- 55加侖鋼桶須符合JIS Z 1600標準
- 鋼桶完整性要求為不得嚴重損壞
- 不得含過多空隙
- 固化材料：
 - 水泥須符合JIS R 5210, 5211品質要求
 - 瀝青須符合JIS K 227品質要求，針入度 < 100
 - 塑膠為不飽和聚酯樹脂(Unsaturated Polyester Resin)
- 廢棄物本體：
 - 均勻固化體
 - 瀝青：廢棄物重/廢棄物固化體 $\leq 50\%$
 - 塑膠：廢棄物重/廢棄物固化體 $\leq 70\%$
 - 不得含可能損害廢棄物固化體的物質
- 廢棄物固化體強度：
 - 水泥：抗壓強度 $\geq 15 \text{ kg/cm}^2$
 - 塑膠：硬度(Durometer Hardness) ≥ 25
 - 可承受掩埋時的載重

2.12 韓國(Korea)

韓國低-中放射性廢棄物處置接收準則(Acceptance Criteria for Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste, No.2009-37)，由教育科學技術部(Ministry of Education, Science and Technology)以公告(Notice)方式發布(KINS, 2010)。其中與固化體品質相關的重要規定摘述如下：

第 10 條 廢棄物型態

廢棄物須為如下列之可接收型態：

- (1)廢棄物須為固態以確保操作與處置之安全。
- (2)廢棄物須物理性質與化學性質穩定，且不含流動液體。

第 11 條 固化狀態

固化廢棄物須滿足下列條件：

- (1)液態廢棄物須均勻固化。
- (2)固態廢棄物須依據處置條件適當固化與包裝，以限制其中所含核種被滲濾之量。
- (3)固化廢棄物在操作時可能發生狀況與處置時預測改變壓力與溫度的條件下，應能維持其力學強度。且在與水接觸的環境中能維持其廢棄物型態。

第 12 條 包件狀態

包件須滿足下列條件：

- (1)所有廢棄物均應以不可燃容器包裝，且容器在目視檢驗時不得發現缺陷。
- (2)包件應具備結構完整性能抵抗處置時預期的碰撞，以及內部產生氣體所導致的壓力增加。

第 13 條 自由水

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%。

第 14 條 腐蝕物質

廢棄物含腐蝕成分者須使其充分喪失其腐蝕性質，且予以包裝使其具備足夠之抗腐蝕性。

第 15 條 爆裂物質

- (1)廢棄物含爆裂性、易燃性、易發火性(ignitable)物質者，應予處理以避免危害。
- (2)包件穩定性或處置場品質不得因產生氣體、蒸氣、輻射分解產生液體、生物與化學反應等因素影響而劣化。以確保進行廢棄物操作與搬運時不致對人體產生危害。

第 16 條 有害物質

有害物質與其他物質須滿足下列條件：

- (1)廢棄物含有毒、腐敗、感染物質時，應清除其可能之危害。
- (2)廢棄物含螯合劑或有害物質者，應於處理過程間清除其性質。廢棄物含超過 0.1% 有害物質者，應明確標示並限於滿足處置設施規定者方得處置。

固化體測試方法列於表 2-6，其標準如下所述(Sung et al., 2008)：

抗壓強度：(1)固化體在凝固後為剛體者(如水泥固化體)，抗壓強度須大於3.44 MPa (500 psi)；(2)固化體在凝固後非剛體者(如瀝青固化體)，抗壓強度在3%的垂直應變下須大於0.41 MPa (60 psi)。

抗輻射性：離子交換樹脂固化體輻射照射劑量 1.0×10^6 Gy，其餘固化

體輻射照射劑量為 1.0×10^7 Gy，試驗後進行抗壓強度測試，並應滿足前述抗壓強度要求。

瀝濾性：處置固化體瀝濾的放射性廢棄物應合理抑低，以確保安全，放射性核種(鈾，鋇，鈷)的瀝濾指數應不小於6。

耐水性：廢棄物固化體經超過90天的浸泡試驗後，其抗壓強度測試應滿足前述抗壓強度的要求。

耐候性：廢棄物固化體經熱循環測試後，其抗壓強度測試應滿足前述抗壓強度的要求。

表 2-6 韓國固化體測試方法

要求	測試項目	標準	
		剛體型態 ⁽¹⁾	非剛體型態 ⁽²⁾
	抗壓強度	KS F2405	KS F2351
結構穩定性	浸水	NRC 'technical Position on Waste Form, Rev.1'	
	熱循環	ASTM B553	
	輻射照射	NRC 'technical Position on Waste Form, Rev.1'	
瀝濾性	瀝濾	ANS 16.1	
自由水	全尺度(鋼桶)	ANS 55.1類似的方式	
	試體	EPA Method 9095B (Paint Filter Liquid Test)	

註：

(1)應力-應變關係具有脆性材料（水泥，熱固性樹脂等）

(2)應力-應變關係具塑性變形的材料（瀝青，熱塑性樹脂等）

2.13 拉脫維亞(Latvia)

拉脫維亞 Baldone 低放射性廢棄物處置場的接收準則分為廢棄物分類、廢棄物型態、活度限值、處理、操作與運輸、處置等六大項，其中與固化體品質有關的部份摘述如下(CASSIOPEE, 2001)：

2.13.1 廢棄物型態

- 固體廢棄物所含自由水不得超過 1%，且不得具腐蝕性與可見的油脂。油類欲處置須先申報並洽商處置設施營運者。
- 含離子交換物質之廢棄物須安定化處理，確保能遲滯放射性核種，並於接收前提報處理方法予處置設施營運者。
- 廢棄物含有害性、生物性、致病性、感染性物質者，須適當處理以減低其潛在危害。
- 廢棄物不得含腐敗物質。
- 廢棄物不得含可燃、易燃、或爆裂物質，否則須經適當處理，並於接收前提報處理方法予處置設施營運者。
- 廢棄物不得含易影響核種遷移之特定錯合物，否則須經適當處理加以抑低，並於接收前提報處理方法予處置設施營運者。
- 廢棄物不得含有毒、有害之煙霧或氣體。
- 廢棄物應依類別分類進行包裝。

2.13.2 處理

固體廢棄物：依活度、數量、尺寸，則下列方法之一進行處理：

- 放入 0.2 m³ 鋼桶(得另使用 0.1 m³ 的內桶)，空隙再填入水泥安定化。
- 放入尺寸 1.2 x 1.2 x 1.2 m 或 2.4 x 1.2 x 1.2 m 的強化混凝土容

器，空隙再填入水泥安定化。內部廢棄物得為桶裝或散裝。

廢射源處理：廢射源依其輻射性質分類以不銹鋼、鉛罐等適當容器多重承裝，再以托架放入 0.2 m³ 鋼桶或 1.2 x 1.2 x 1.2 m 強化混凝土容器，空隙再填入水泥安定化。

液體廢棄物：液體廢棄物以水泥固化後，放入 0.2 m³ 鋼桶。

有機液體廢棄物：有機液體廢棄物在充分瞭解化學反應情況下，得少量與無機廢液混合以水泥固化，放入 0.1 m³ 鋼桶，再以托架放入 1.2 x 1.2 x 1.2 m 強化混凝土容器，空隙再填入水泥安定化。

2.14 羅馬尼亞(Romania)

放射性廢棄物的固定化，液體廢棄物直接以水泥基質進行固化，而固體廢棄物則以瀝青固化後再置入混凝土貯存容器或再澆置混凝土 (PITEȘTI, 2008)。

2.15 斯洛伐克(Slovakia)

在斯洛伐克大部分放射性廢棄物來自 Bohunice V-1 和 V-2 和 Mochovce 核電廠(有兩座 VVER-440 反應爐)。主要的廢棄物來源為蒸發濃縮廢液、離子交換樹脂和種類繁多的固體廢棄物，另外也有來自 Bohunice A-1 反應器產生的各類廢棄物，以及在該處發生核子事故後進行一連串除役產生之廢棄物。在 A-1 核電廠貯存至少 10 種不同來源的廢棄物，如用過核燃料貯存產生之液體廢棄物、濃縮廢液、污泥、廢樹脂、金屬廢棄物、可燃固體廢棄物等。

所有低、中放射性固體和液體廢棄物，不論由核電廠運轉、除役或研究機構產生的廢棄物，皆在 Bohunice 放射性廢棄物處理與條件化中心進行瀝青固化和玻璃化處理。以非晶鐵基纖維增強之高性能混凝土容器可裝填

200 L 鋼桶(每個容器最多可裝填 6 個)，鋼桶盛裝以水泥砂漿或含廢液之水泥固化而成的固體、固化廢棄物、壓縮塊或壓縮餅(Hanušík et al., 2003)。

2.16 西班牙(Spain)

廢棄物依其當時產生之比活度區分成 level 1 或 level 2。Level 1 廢棄物或包件，在安定化或固化後，其比活度不大於表 2-7 所列比活度。Level 2 限值分別以經安全評估計算之處置單元為單位，或以均勻廢棄物裝填於 220 L 鋼桶固定於 CE-2a 貯存容器中為標準，其限值列於表 2-8。

所有的廢棄物必須適當的確定其品質，亦須依比活度分類而有相對應的機械強度、抗水性，並符合瀝濾率限值。對於某些廢棄物依其活度與貯存容器型態，其對應的耐候性需符合相關標準(Morales, 1997)。

表 2-7 西班牙 Level 1 比活度標準(Bq/g)

核種	比活度
總 α	1.85×10^2
總 β & γ (半化期超過 5 年的核種)	7.4×10^4
β & γ (除氚以外，半化期超過 5 年的個別核種)	1.85×10^4
氚	7.4×10^3

表 2-8 西班牙 Level 2 比活度標準(Bq/g)

核種	處置單元	處置容器
H-3	1.0×10^6	3.5×10^6
C-14	2.3×10^6	8.0×10^6
Ni-59	6.3×10^4	2.2×10^8
Ni-63	1.2×10^7	4.2×10^7
Co-60	1.7×10^8	
Sr-90	9.1×10^4	3.2×10^5
Nb-94	1.2×10^2	4.2×10^2
Tc-99	4.3×10^5	1.5×10^6
I-129	4.1×10^1	1.6×10^2
Cs-137	3.3×10^5	1.1×10^6
Total α at 300 years	3.7×10^3	1.3×10^4

2.17 瑞士(Switzerland)

放射性廢棄物由處置專責機構 Nagra (National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste)負責處置。廢棄物產生者在提交包件前，應對以下事項詳細說明(Maxeiner et al., 1998)：

- 廢棄物固化處理的設施及程序。
- 包件的結構與性質。
- 品質保證相關措施。
- 各包件的特性紀錄。

放射性廢棄物處置前應予固化，水泥為主要材料，其次為瀝青與聚苯乙烯(polystyrene)。包件品質量測項目包括：

- 核種類別與活度量測。
- 抗壓強度、滲透性、抗腐蝕性測試。
- 自由水含量、固化堅硬度測試。
- 表面劑量率、表面污染、 γ 核種量測。

相關測試項目與標準如表 2-9 所列(Teichmann et al., 2000)。

表 2-9 瑞士水泥固化體試體測試項目與標準

測試項目	程序	標準
抗壓強度	<ul style="list-style-type: none"> 在固化後≥ 90 天 	≥ 10 MPa
Co-60, Cs-137 的瀝濾率	<ul style="list-style-type: none"> 浸泡超過 150 天 於去離子水 以石膏進行水飽和 	$< 5 \times 10^{-6}$ m/d
抗水和硫酸鹽侵蝕	<ul style="list-style-type: none"> 超過 150 天的抗壓強度 浸泡於去離子水 以石膏進行水飽和 	$\geq 70\%$ 原始強度 並且需 ≥ 10 MPa

2.18 英國(United Kingdom)

Drigg 處置場要求灌漿的 LLW 其空隙不得超過貯存罐容量的 10%；液體廢棄物需被固化成固體廢棄物，固體廢棄物強度不得低於 400 kN/m^2 (0.4 MPa)；為符合空隙要求灌漿之水泥漿料密度以 1.8 t/m^3 為佳 (Coyle, 1994)。

Nirex Ltd. (2002) 比較各國處理廠或處置設施的接收標準(列舉於表 2-10)，其比較的國家與處理或處置設施包括：荷蘭的 COVER、西班牙的 El Cabril、瑞典 SRF、美國的 WIPP、德國的 Konard 以及英國 Nirex 本身。

表 2-10 各國固化體品質要求標準比較

項目	英國 Nirex LLW	英國 Nirex ILW	荷蘭 COVRA	西班牙 El Cabril	瑞典 SFR	美國 WIPP	德國 Konald
一般要求	受 IAEA 運輸規則 (LSA I, II 或 III) 或 SCO I 或 II；轉化為固態形式和固化。	應採取一切合理的措施將材料固化。鬆散的物質應被減至最低。在 4 m ILW 箱只能裝填固體不含易裂 LSA 或 SCO 物質。	物質應固定在水泥並均勻混合。固化之物質置於 200 L 和 1000 L 桶中並應滿足 IAEA 運輸規則的 A 類材料要求。	所有處置的物質必須固定在固體基質中。對於 Level 1 的非均質物質最小厚度的固化劑為 5 cm，Level 2 為 10 cm。		廢棄物應符合目視檢查和分類。若廢棄物含 10 μm 顆粒超過 1 % 重量百分比或含 200 μm 顆粒超過 15 % 重量百分比則必須固定化。	廢棄物必須固定在水泥、凝土或瀝青中且被固體化。
衝擊	沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。	非安定化材料的衝擊要求將與外釋要求同時被發布。	未包括；沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。	沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。	未考慮。	需符合 TRUPACT-11 的要求。	如 IAEA 運輸規則的要求。
防火性	沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。	若發生火災時，或因火災而產生的非安定化的核種量需符合外釋限制	未包括；沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。	沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。	自燃的風險必須是可被忽略的。	需符合 TRUPACT-11 的要求。	如 IAEA 運輸規則的要求。
含水量	盡可能排除。	盡可能排除。	自由水小於 1 % 容積。	不得含自由水。	可能導致不可接受的輻射後果將不被接受。	僅允許殘留 (< 1% 貯存桶容積)。	不被允許。

項目	英國 Nirex LLW	英國 Nirex ILW	荷蘭 COVRA	西班牙 El Cabril	瑞典 SFR	美國 WIPP	德國 Konald
機械性							
一般要求	機械和物理性能需確保長期貯存和處置的功能。	機械和物理性能需確保長期貯存和處置的功能。		安定化物質在熱循環後進行測試。	廢棄物本體不應結構和體積惡化而造成核種外釋(如應產生氣體造成之壓力或由於熱循環造成之崩解)。	空隙必須盡量減少。	必須有包裝並可安全運輸、裝卸和堆放。
強度	在正常與異常狀況下可傳送與控管。	在正常與異常狀況下可傳送與控管。	水泥灌漿廢棄物抗壓強度： >35 MPa (200L) >20 MPa(1000L)	固化劑固化廢棄物抗壓強度： Level 1=7.5 MPa Level 2=2.5 MPa 抗張強度 1Mpa	未考慮。	需符合 TRUPACT-II 要求。	貯存罐為 type I~ IV 則不特別要求；貯存罐為 type V & VI 則抗壓強度=10 N/mm ² 。貯存罐需能承受 6 m 的堆疊而無任何不良影響。
空隙率	必須減至最低。	必須減至最低。	未包括。	異質材料填充需超過 80 %，均質材料則需超過 95 %。	未考慮。	-	減至最低。
質量傳輸	須有充分的滲透性以允許氣體外釋。滲透性，擴散性和孔	須有充分的滲透性以允許氣體外釋。滲透性，擴散性和孔					

項目	英國 Nirex LLW	英國 Nirex ILW	荷蘭 COVRA	西班牙 El Cabril	瑞典 SFR	美國 WIPP	德國 Konald
	隙率提供最切實可行方式來控制非固定化核種。	隙率提供最切實可行方式來控制非固定化核種。					
均勻性	應盡量減少局部濃度聚集。	應盡量減少局部濃度聚集。	暗示均質性是必要的。	未包括。	需均質化以免造成核種局部集中以致導致局部崩解。	未包括。	盡可能均質。
耐熱性	應該允許傳導熱量的能力包括突然溫升(K = 0.5 w/cm/K)。	應該允許傳導熱量的能力包括突然溫升(K = 0.5 w/cm/K)。	見熱相關章節。	未包括。	應該允許傳導熱量的能力包括突然溫升(K = 0.5 w/cm/K)。	需符合 TRUPACT-II 要求。	未考慮。
化學性質	必須符合人工障壁的物理和化學性質要求。	必須符合人工障壁的物理和化學性質要求。	未包括但可參考崩解相關章節。	在 Level 2 不允許不同廢棄物源進行混合。	化學成份和結構必須是已知的並符合人工障壁的物理和化學性質要求；廢棄物包件不得含會產生化學反應的物質；不允許螯合劑。	可允許少於 1 % 重量百分比的化學物質。但須評估其相容性。污泥必須分析其 pH 值及主要的陰離子和陽離子。	廢棄物、廢棄物本體及貯存容器之間的化學作用必須不影響安全。
有害物質	不得包含或有可能產生有害物質(除非包件可確	不得包含或有可能產生有害物質(除非包件可確	未包括但可參考廢棄物本體相關章節。	不得含爆裂物質。	不得包含或有可能產生有害物質(除非包件可確保其安	不得含有非放射性易燃材料；放射性易燃材料應低於	不得含自燃性或爆裂性物質。

項目	英國 Nirex LLW	英國 Nirex ILW	荷蘭 COVRA	西班牙 El Cabril	瑞典 SFR	美國 WIPP	德國 Konald
	保其安全)。	保其安全)。			全)；不得含爆裂物質。	1% 重量百分比。不得含爆裂材料或壓縮氣體；超鈾混合廢棄物：不得含有害物質；不得含易燃性、腐蝕性或易反應性物質。	
崩解							
一般要求							未考慮但不得造成腐爛或發酵。
穩定性	崩解仍需符合 WAC 的要求。外部和內部的輻射作用不得影響穩定性	崩解仍需符合 WAC 的要求。外部和內部的輻射作用不得影響穩定性	廢棄物在富含水和硫酸鹽水的情形下仍維持穩定。測試條件：浸水 8 週，浸硫酸鹽水 5 週，機械強度衰減不得低於 15 %。	未考慮。	外部和內部的輻射作用不得影響穩定性。	未考慮。	未特別考慮。
腐蝕性	體積增加仍需符合 WAC 的要求。	體積增加仍需符合 WAC 的要求。	未考慮。	未考慮。	在回填或密封前需能維持外部和內部的衝擊。	未考慮。	未考慮。
熱效應	產生的熱量必須足夠低，使得不會	產生的熱量必須足夠低，使得不會	未包括但可參考熱相關章節。	未考慮。	對此類廢棄物而言不被認為是重要的(熱功	依 TRUPACT-II SARP 的定	輸出的熱導致之溫升需低於 30 K。如以

項目	英國 Nirex LLW	英國 Nirex ILW	荷蘭 COVRA	西班牙 El Cabril	瑞典 SFR	美國 WIPP	德國 Konald
	發生溫升過高。局部熱源不得降低包件效能而能滿足 WAC 的要求。	發生溫升過高。局部熱源不得降低包件效能而能滿足 WAC 的要求。			率 2 kw/cm ³)。	義，設計限值為 40 W。	Co-60 和 Cs-137 而言其限制分別為 3 和 5 TBq/包件。對於 type V 型貯存容器其限制可增加一個級數。
瀝濾測試	未特別考慮。	未特別考慮。	瀝濾率： Cs-137: 10 ⁻⁴ g/cm ² /day α: 10 ⁻⁴ g/cm ² /day β,γ: 10 ⁻⁴ g/cm ² /day	均質材料瀝濾率： α: 10 ⁻⁵ cm ² /day β,γ: 5*10 ⁻³ cm ² /day(18.5 ~ 37 MBq/kg) 1*10 ⁻³ cm ² /day(37 ~ 370 MBq/kg)	需符合 IAEA 運輸要求。	未特別考慮。	未特別考慮。
氣體產生	總氣體產量不得影響非固定化核種的廢棄物本體之效能並符合外釋標準。	總氣體產量不得影響非固定化核種的廢棄物本體之效能並符合外釋標準。	未含括，依 IAEA 運輸規則要求。	未含括，依 IAEA 運輸規則要求。	在處置場封閉前產生氣體的速率和體積不得危及安全或導致人工障壁不可接受的擾動。輻射效應、生物分解、腐蝕等作用需納入考量。有機物含量、其他可生物降解的材料	所有封閉層必須予以解封。沒有密封的容器可能會出現超過 1 gal 的較大體積。氫氣和甲烷揮發性有機化合物必須小於百萬分之 500 的上部空間。	未含括，但材質必須既不腐爛也不發酵。

項目	英國 Nirex LLW	英國 Nirex ILW	荷蘭 COVRA	西班牙 El Cabril	瑞典 SFR	美國 WIPP	德國 Konald
					和金屬必須特別考量。不允許壓縮氣體。		
核特性	依 IAEA 運輸規則要求。	外部個人劑量不得超過規定。廢棄物必須不存在臨界危險。	未包括，依 IAEA 運輸規則要求。	必須遵守的分類規定。關鍵核種 Cs-137 和 Co-60 必須確定量測用以其他核種的比例因子的推算。	內容必須在許可的 275 克的裂變材料範圍內。	臨界限制為 200 g/55 gal 桶或 325 g/SWB。所有易裂核種在所有 TRUPACT-11 包件之限制為 325 g Pu-239 當量或 1000 Ci。	裂變材料含量限制為 50 g/0.1 m ³ 。

2.19 美國(United States of America)

美國低放射性廢棄物處置設施眾多基本上劃分為美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)與州政府管理的商用處置場(如 Barnwell 處置場與 Envirocare 處置場);以及美國能源部(Department of Energy, DOE)管理的處置場(如 Nevada Test Site)與國家實驗室的廢棄物管理設施(如 Lawrence Livermore National Laboratory 與 Oak Ridge National Laboratory)兩大系統。這些廢棄物管理設施或處置場均訂定有其獨特適用的接收準則。

2.19.1 美國核能管制委員會(NRC)

NRC 發布的法規 10 CFR 61 與固化體品質標準有關之規定摘述如下(USNRC, 1982)：

- (1)下列項目係為保護處置場作業人員健康與安全，而對各類廢棄物特性所作的最低要求。
 - (a)處置的廢棄物不得以紙板或纖維板箱而承裝。
 - (b)液體廢棄物必須固化，或是以可吸附兩倍液體體積的材料加以包裝。
 - (c)固體廢棄物所含的自由液體與非腐蝕性液體應予合理抑低，且不得超過 1 % 體積。
 - (d)廢棄物不得具有爆炸性，或會爆裂分解，或會在常溫常壓下發生反應，或會與水產生爆炸反應。
 - (e)廢棄物不得含有或可能產生對工作人員有害的有毒氣體、蒸氣、或煙霧。
 - (f)廢棄物不得具有易燃性，含易燃性物質之廢棄物應處理、準備、包裝至不可燃。
 - (g)氣體廢棄物應加以包裝使其在 20°C 下壓力不超過 1.5 倍大氣壓力。且單一容器總活度不超過 100 Ci。

(h)含有有害性、生物性、病原性、感染性物質之廢棄物，應加以處理抑低至與一般非放射性廢棄物相當。

(2)下列項目係針對廢棄物穩定性之要求，係確保廢棄物不會因其結構劣化，而發生處置場的崩解與塌陷，以致影響處置場的整體穩定性或使處置單元遭受破壞，進而導致地下水的入滲。穩定性亦使廢棄物保持可辨識性與非散佈性，可提供無意闖入者(inadvertent intruder)限制輻射暴露的要素。

(a)廢棄物須具備結構穩定性，在可預期的處置條件下(如覆蓋層與壓縮機具之荷重、溼度、微生物作用、輻射作用、化學變化等)能維持其尺寸與外形。結構穩定性得由經過處理的廢棄物體本身提供，或將廢棄物置於處置容器或結構物中，而由其提供處置後的穩定性。

(b)液體或含液體廢棄物應轉化為合理抑低自由液體與非腐蝕液體的型態，由處置容器提供穩定性的狀態下，其液體含量不得超過 1 % 廢棄物體積；由廢棄物體提供穩定性的狀態下，其液體含量不得超過 0.5 % 廢棄物體積。

(c)廢棄物內及其與包裝容器間之孔隙應予抑低。

為滿足低放射性廢棄物近地表處置的接收規範，NRC 另在「廢棄物體之技術立場(Technical Position on Waste Form)」中，對於 B 和 C 類廢棄物列出結構穩定性的詳細規定(USNRC, 1991)：

(1)廢棄物處置時必須為固體型態、裝箱、或是由結構物等提供其穩定性。

(2)廢棄物必須不含自由液體與腐蝕性液體。亦即廢棄物中所含可倒出微量的液體，在由處置容器提供穩定性的狀態下，其液體含量不得超過 1% 廢棄物體積；由廢棄物體提供穩定性的狀態下，其液體含量不得超過 0.5% 廢棄物體積。

(3)廢棄物或其容器必須可耐輻射效應所導致的劣化。

- (4)廢棄物或其容器必須能耐生物降解 (biodegradation)。
- (5)廢棄物或其容器在處置環境固有的壓力負荷下必須能夠保持穩定狀態。
- (6)廢棄物或其容器在處置後若暴露於溼氣或水中必須能夠保持穩定狀態。
- (7)裝桶之廢棄物必須與固化劑或其容器能夠相容而不致起任何作用。

另外，對各類廢棄物分別說明其法規立場(Regulatory Position)：

(1)A 類廢棄物固化體

- (a)與 B 類和 C 類廢棄物分離的 A 類廢棄物固化體，必須是自由獨立的塊狀體(free standing monoliths)，且以 ANS55.1 方法所測得的自由液體量，不得超過廢棄物總體積的 0.5%。
- (b)若 A 類廢棄物固化體無法與 B 類和 C 類廢棄物分離，則必須滿足以下 B 類和 C 類廢棄物之穩定性規定。

(2)B 類和 C 類廢棄物固化體穩定性規定

在此技術立場對固化處理廢棄物的穩定性規定，必須由執照者執行取得一般性測試數據以確保品質，穩定性的一般性測試項目包含以下各項：

- (a)廢棄物固化體樣品以 ASTM C39 測試的抗壓強度，至少須達 60 psi (4.22 kg/cm^2)之標準；瀝青產物的抗壓強度測試則以 ASTM D1074 為準。此外，諸如水泥等多種固化劑可輕易達到以上 60 psi 最低標準需求者，必須以程序控制參數訂出其可達的最大抗壓強度值。通常波特蘭水泥砂漿是由水泥、石灰、石英砂和水等混合物所組成，其抗壓強度為 5000-6000 psi($352-422 \text{ kg/cm}^2$)，此對於低放射性廢棄物處置壕溝可耐變形的負荷規定，高達約兩個數量級以上。因此，為了確保水泥材料的廢棄物體不僅能夠承受處置場的負荷，而且可長期維持正常的形狀尺寸而不解體，對於水泥穩定化廢棄物體的抗壓強度，必須具備現有水泥固化程序的合理可達數值。考量低放射性廢棄物水泥固化的

- 砂漿並不含石英砂所提供的物理化學作用，合理的 28 天養護後試品抗壓強度值須大或等於 500 psi (35.2 kg/cm²)，此一抗壓強度建議作為實際強度值，可確保水泥材料的廢棄物體具有長期結構性能要求之完整性。
- (b)廢棄物固化體樣品應可耐熱降解。熱降解測試之加熱和冷卻室應符合 ASTM B553 方法之規定，而其測試樣品尺寸需按照 ASTM C39 或 ASTM D1074 抗壓強度測試需求。樣品放置於測試室中，以 ASTM B553 方法經過高溫 60°C 與低溫-40°C 條件下 30 週期後，再測試其抗壓強度應符合前項要求。
- (c)廢棄物固化體樣品曝露於預期的最大輻射場下，必須能維持穩定狀態。樣品經過 10⁶ Gy 之加馬輻射照射後（若是曝露最大劑量超過以上數值，則需以最大累積劑量進行測試），其抗壓強度應符合(a)之要求。
- (d)廢棄物固化體樣品依據 ASTM G21 和 ASTM G22 進行抗生物降解測試後，必須無菌生成，且其抗壓強度應符合(a)之要求。而對於聚合物或瀝青產物，由於其污染物、添加劑、或可降解成分所引起樣品表面上有可見的菌落生成，並不代表將影響樣品之整體基質完整性，在此狀況下則必須進行另外的測試。首先，這些聚合物或瀝青樣品表面之菌落，必須以水輕微沖洗至無菌狀態，另外與樣品基質相容的有機溶劑，亦可被使用以去除其表面污染；之後，樣品在室溫下空氣乾燥，再重複進行 ASTM G21 之長菌等級不得大於 1，另再測 ASTM G22 則必須是無菌生成。ASTM G21 及 ASTM G22 測試後，按照 ASTM C39 或 ASTM D1074 所測得的抗壓強度，瀝青固化體之最小值為 60 psi，其他的固化體則需滿足最大可達之抗壓強度值。若是以上清洗後重測有長菌之現象，則需進行至少六個月以上的長期測試，例如選擇 Bartha-Pramer 方法測試，以土壤當為掩埋場覆土，生物降解外插之全尺寸固化體經 300 年後，其總碳量損失不得大於 10 %。

- (e) 瀝濾率按 ANS 16.1 方法至少需進行 90 天之測試(水泥固化體只需 5 天)，試樣尺寸如同 ASTM C39 或 ASTM D1074 之抗壓強度樣品，除了 ANS 16.1 中所規定之去離子水外，為符合固化劑可耐其他的瀝濾介質，在標準方法中特定的瀝濾液亦需進行測試，以合成海水作為瀝濾液也需測試。瀝濾測試可使用放射性示蹤劑，對核能電廠之各廢棄物產源(waste streams)，必須使用鈷、銫、鋇當為示蹤劑。以 ANS 16.1 方法測得之瀝濾指數(leachability index)必須大於 6。
- (f) 廢棄物樣品浸水至少 90 天後，按 ASTM C39 或 ASTM D1074 方法測試，仍然維持其最大可達之抗壓強度值。浸水測試可與瀝濾測試同時進行。
- (g) 按照 ANS 55.1 方法所測得之自由液體，必須小於 0.5 % 之廢棄物樣品體積，自由水之 pH 值介於 4-11，水泥固化體之液體之 pH 值至少需大於 9。
- (h) 如果上述測試使用小尺寸的模擬實驗樣品，從預期的全尺寸產品之部分或其核心所測數據，必須求得模擬實驗樣品與實際產物之關聯特性，而這些測試得以非放射性樣品進行。對最保守的廢棄物產源將使用特殊的固化劑時（亦即廢棄物產源最難製成穩定的產物），關聯性測試必須進行 90 天水浸測試(含水浸後抗壓)。以水泥固化體而言，混合粒狀樹脂的廢棄物產源可預期為最保守的，另外瀝青固化體則為硫酸鈉之廢棄物產源。而全尺寸樣品之製作，應使用同樣或是相當於現場處理實際低放射性廢棄物之固化設備。
- (i) 自全尺寸試樣取出廢棄物樣品而作破壞性分析，必須進行以確保產物之均勻性。如此可確保對產物之所有區域的抗壓強度，均可用實驗室規模的樣品來替代。而全尺寸試樣可用模擬的非放射性產品，其製作應使用同樣或是相當於現場處理實際低放射性廢棄物之固化設備。

2.19.2 Barnwell 處置場

Barnwell 處置場位在美國南卡羅來納州，採近地表掩埋方式進行處置。其廢棄物接收準則(Carver and Broker, 2006)與固化體品質標準有關之要點摘述如下：

(4)特殊類別廢棄物接收規定

a.乾性廢棄物：

- 含半化期 5 年以上的核種且比活度大於 $1 \mu\text{Ci}/\text{cc}$ 者，應安定化處理。

b.生物性廢棄物：

- 含半化期 5 年以上的核種且比活度大於 $1 \mu\text{Ci}/\text{cc}$ 者，應安定化處理。
- 使用 4 mils 厚度以上的防水材質 (如聚乙烯)內桶，內部墊以吸附劑或石灰。內桶密封後與外桶間亦填充吸附劑。
- 外桶的體積至少為內桶的 1.5 倍。
- 須以冷藏車輛運送。

c.氣體廢棄物：

- 處置場接收裝於符合規定鋼瓶中，內部壓力小於 1.5 倍大氣壓力，且單一包件活度小於 100Ci 的 Kr-85 與 Xe-133。
- 處置場接收裝於符合規定鋼瓶中，內部壓力小於 1.5 倍大氣壓力，且單一包件活度小於 1,000Ci 的氙氣廢射源。

d.密封廢射源：

- 密封廢射源應以至少厚 4 英吋的建築水泥(2500 psi.以上)封裝。

e.液體廢棄物：

- 液體或含液體的固體廢棄物不予接收。
- 液體廢棄物應以適當材料加以固化。

f.含自由液體的廢棄物

- 含自由液體的廢棄物應加以固化。

g.閃爍液體(scintillation liquids)

- 閃爍液體或相關有害化學物質，應固化或適當處理，否則不予接收。

h. 油類

- 石油類廢棄物不予接收。
- 少量油類不超過包件體積 1% 者，得予接收。

i. 易燃性材料或可燃固體

- 易燃性材料或可燃固體應適當處理以防止自燃，否則不予接收。
- 遇水會發生激烈反應的物質，不予接收。

j. 特殊核物質(Pu、U-233、U-235)

- 單一包件不得承裝超過 200g。
- 交運應依相關規定並事先提報。

k. 有害化學物質

- 須經評估後輻射影響超過化學毒性影響，才予以接收。
- 相關化學性質應詳實紀錄並經審查，資料應可追溯其產地。

l. 超鈾元素廢棄物

- 超鈾元素廢棄物濃度限值不得超過執照許可的限值。
- 超鈾元素核種應均勻分布於廢棄物體。
- 對總活度貢獻量超過 1% 的核種，應判明並記載於相關文件。

m. 鈾氧化物

- 應確保容器表面污染低於限值。

n. 高完整性容器

- 高完整性容器使用須取得核准並發給證明。

3. 各國固化體品質要求之比較

我國固化體品質要求目前制定於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，其測試項目包括：自由水、耐火性、抗壓強度、滲濾率、耐水性、耐候性、耐輻射性與耐菌性共八項，測試項目、方法與標準列於表 3-1。以下分別針對各測試項目與前章各國的固化體品質標準進行比較。

3.1 自由水

(A)我國自由水品質要求為：

- 1.測試方法依 ANSI/ANS55.1 方法。
- 2.自由水含量小於固化體體積之百分之零點五。
- 3.自由水之 pH 值應大於 6。

(B)IAEA 建議接收準則對自由液體的要求為(IAEA, 1985)：

- 包件內自由液體含量應抑低，以維持職業曝露在可接受之水準，並不得危及處置系統應有之功能。

(C)澳洲DEST提出廢棄物接收準則(DEST, 2002)：

- 處置前應予排除或處理之物質：不得接收液體廢棄物；固體廢棄物則應限制水分含量。

(D)保加利亞對固化體品質在廢棄物體之限制規定(IAEA, 2005)：

- 1.廢棄物不得含自由水。
- 2.液體廢棄物須中和至酸鹼度七(pH=7)。

(E)中國大陸近地表處置的接收準則(中國大陸國家技術監督局，1997)

- 1.廢棄物固化體不應有自由液體泌出。
 - 2.其他廢棄物體應儘量減少或沒有自由液體泌出。
 - 3.廢棄物容器中自由液體體積應小於固體廢棄物體積的 1%。
- 水泥固化體不應存在泌出的自由液體(中國大陸環境保護部，2011)。

- 塑料固化體完全硬化後必須不存在自由液體(中國大陸國家技術監督局，1993)。

(F)德國 Konrad 處置場：

- 廢棄物不可含有自由液體。

(G)義大利第 II 類低放射性廢棄物近地表處置處理要求與接收準則(NEA, 2005)：

- 自由水含量不得超過 ANSI/ANS 55-1 標準。

(H)韓國低-中放射性廢棄物處置接收準則(KINS, 2010)：第 13 條

- 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 %。
- 韓國固化體自由水測試方法與標準(Sung et al., 2008)：全尺度(鋼桶)以 ANS 55.1 或類似的方法進行；試體以 EPA Method 9095B 方法進行。

(I)拉脫維亞 Baldone 低放射性廢棄物處置場的接收準則(CASSIOPEE, 2001)：

- 固體廢棄物所含自由水不得超過 1 %，且不得具腐蝕性與可見的油脂。

(J)英國 Nirex Ltd. (Nirex Ltd., 2002)比較各國處理廠或處置設施對含水量的接收標準：

- 英國 Nirex LLW：盡可能排除。
- 英國 Nirex ILW：盡可能排除。
- 荷蘭 COVRA：自由水小於 1 % 容積。
- 西班牙 El Cabril：不得含自由水。
- 瑞典 SFR：可能導致不可接受的輻射後果將不被接受。
- 美國 WIPP：僅允許殘留(< 1% 貯存桶容積)。

- 德國 Konald：不被允許。

(L)美國 10 CFR 61 (USNRC, 1982)：

- 固體廢棄物所含的自由與非腐蝕性液體應予抑低，且不得超過 1 % 體積。

美國 NRC 對於 B 和 C 類廢棄物之結構穩定性規定(USNRC, 1991)：

- 廢棄物必須不含自由液體與腐蝕性液體。也就是說，廢棄物中所含可倒出微量的液體，在由處置容器提供穩定性的狀態下，其液體含量不得超過 1 % 廢棄物體積；由廢棄物體提供穩定性的狀態下，其液體含量不得超過 0.5 % 廢棄物體積。

法規立場：

(1)A 類廢棄物固化體

- 與 B 類和 C 類廢棄物分離的 A 類廢棄物固化體，必須是自由獨立的塊狀體，且以 ANS 55.1 方法所測得的自由液體量，不得超過廢棄物總體積的 0.5 %。

(2)B 類和 C 類廢棄物固化體穩定性規定

- 按照 ANS 55.1 方法所測得之自由液體，必須小於 0.5 % 之廢棄物樣品體積，自由水之 pH 值介於 4-11，水泥固化體之液體之 pH 值至少需大於 9。

彙整以上各國關於自由水的要求發現，以不應有自由液體泌出(中國大陸)、儘可能排除(英國 Nirex)、合理抑低(IAEA)、不可導致不被接受的後果(瑞典 SFR)或應限制水分含量(澳洲)為原則，進而要求小於 1 % 容積(中國大陸、美國 WIPP、NRC、拉脫維亞 Baldone)或 0.5 % (我國、韓國、美國)，甚至不得含自由水(西班牙 El Cabril、德國 Konald、保加利亞)。從上所述比較各國的規定，很顯然我國對自由水的要求屬於合理的範圍。

3.2 耐火性

(A)我國耐火性品質要求為：

- 1.水泥及高溫熔融固化體免測。
- 2.柏油(瀝青)固化體以 ASTM-D92 方法：柏油固化體之燃燒點應大於 250°C。
- 3.塑膠固化體以 ASTM-D2863 方法：塑膠固化體之燃燒指數 Oxygen Index 應大於 28。

(B)IAEA 建議接收準則對耐火性的要求為(IAEA, 1985)：

- 廢棄物體與包件的火災潛能應予合理抑低。

(C)比利時放射性廢棄物接收準則(ONDRAF/NIRAS, 2001)：

- 在第 6 條所規定之包件化學特性：包件所含化學組成之性質，不得發生化學反應(如瞬間燃燒)，致使危及預期環境下之廢棄物管理安全。

(D)中國大陸之近地表處置的接收準則(中國大陸國家技術監督局，1997)

- 塑膠和瀝青固化體的抗著火性，必須滿足低、中放射性廢棄物固化體性能要求中的規定。
- 塑料固化體火源移開後 30 s 內要自熄，在固化體表面僅留下碳化層，碳化層的厚度應不大於 5 mm，品質損失應小於 20 % (中國大陸國家技術監督局，1993)。

(D)義大利第 II 類低放射性廢棄物近地表處置處理要求與接收準則(NEA, 2005)：

- 通過 ASTM D 635-81 方法所進行之耐火與自燃測試。

(E)英國 Nirex Ltd. (Nirex Ltd., 2002)比較各國處理廠或處置設施對防火性的接收標準：

- 英國 Nirex LLW：沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。
- 英國 Nirex ILW：若發生火災時，或因火災而產生的非安定化的核種

量需符合外釋限制。

- 荷蘭 COVRA：未含括；沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。
- 西班牙 El Cabril：沒有被特別提及但暗示符合 IAEA 的運輸規則。
- 瑞典 SFR：自燃的風險必須是可被忽略的。
- 美國 WIPP：需符合 TRUPACT-11 的要求。
- 德國 Konald：如 IAEA 運輸規則的要求。

彙整上述各國關於耐火性的要求發現，關於固化體耐火要求為不得有自燃風險(瑞典 SFR、比利時)或可燃潛能應予合理抑低(IAEA)外，僅中國大陸特別對塑膠固化體有明確的抗著火性要求，其他甚少有特別的要求。因此，固化體之耐火性要求，我國為規定最嚴格之國家。

3.3 抗壓強度

(A)我國抗壓強度品質要求為：

- 1.除柏油(瀝青)固化體外，一般固化體以 ASTM-C39 測試：一般固化體之抗壓強度應大於每平方公分 15 公斤。
- 2.柏油固化體以 ASTM-D5 測試針入度：針入度應小於 100，含柏油重量比應超過百分之五十以上。

(B)IAEA 建議接收準則對抗壓強度的要求為(IAEA, 1985)：

- 廢棄物體與包件結構穩定性應維持職業曝露在可接受之水準，並確保處置系統應有之功能。

(C)比利時放射性廢棄物接收準則的「一般規則」(ONDRAF/NIRAS, 2001)

- 第 4 條 包件力學性質：包件力學性質應能承受可預期正常狀況下，及廢棄物管理各階段(運輸、貯存、處置、回收)可能產生之荷重，而無危及未來管理安全性之持續性破壞。

(D)中國大陸：

- 水泥固化體(中國大陸環境保護部，2011)與塑料固化體(中國大陸國家技術監督局，1993)的抗壓強度皆必須不小於 7 MPa。

(E)日本廢棄物容器與裝填要求(LOUVAT，2009)：

- 水泥須符合 JIS R 5210, 5211 品質要求，抗壓強度 $\geq 15 \text{ kg/cm}^2$
- 瀝青須符合 JIS K 227 品質要求，針入度 < 100
- 塑膠：硬度(Durometer Hardness) ≥ 25
- 可承受掩埋時的載重

(F)德國 Konrad 處置場(Berg and Brennecke，1990)：

- 水泥/混凝土廢棄物抗壓強度須 $\geq 10 \text{ N/mm}^2$ 。

(G)義大利第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則 (NEA, 2005)

- 固化體抗壓強度至少可達 5 MPa。

(H)韓國固化體抗壓強度測試方法與標準(Sung et al., 2008)：

- 固化體在凝固後為剛體者(如水泥固化體)，以 KS F2405 進行測試，抗壓強度須大於 3.44 MPa (500 psi)。
- 固化體在凝固後非剛體者(如瀝青固化體)，以 KS F2351 進行測試，抗壓強度在 3% 的垂直應變下須大於 0.41 MPa (60 psi)。

(I)瑞士水泥固化體試體測試項目與標準(Teichmann et al., 2000)。

- 在固化超過 90 天後，強度 $\geq 10 \text{ MPa}$ 。

(J)英國 Drigg 處置場液體廢棄物需被固化成固體廢棄物，固體廢棄物強度不得低於 400 kN/m^2 (A34, A38)(Coyle, 1994)。

(K)英國 Nirex Ltd. (Nirex Ltd., 2002)比較各國處理廠或處置設施對抗壓強度的接收標準：

- 英國 Nirex LLW：在正常與異常狀況下可傳送與控管。
- 英國 Nirex ILW：在正常與異常狀況下可傳送與控管。
- 荷蘭 COVRA：

水泥灌漿廢棄物抗壓強度： $>35\text{ MPa}$ (200L)； $>20\text{ MPa}$ (1000L)。

- 西班牙 El Cabril：

固化劑固化廢棄物抗壓強度：Level 1= 7.5 MPa ；Level 2= 2.5 MPa ；

抗張強度 1 Mpa

- 瑞典 SFR：未考慮
- 美國 WIPP：需符合 TRUPACT-11 的要求
- 德國 Konald：

貯存罐為 type I~ IV 則不特別要求；貯存罐為 type V & VI 則抗壓強度= 10 N/mm^2 。貯存罐需能承受 6 m 的堆疊而無任何不良影響。

(L)美國 NRC 對於 B 和 C 類廢棄物之結構穩定性規定(USNRC, 1991)：

- 廢棄物或其容器在處置環境固有的壓力負荷下必須能夠保持穩定狀態。

法規立場(USNRC, 1991)：

B 類和 C 類廢棄物固化體穩定性規定

- 廢棄物固化體樣品以 ASTM C39 測試的抗壓強度(若為瀝青產物其測試則以 ASTM D1074 為準)，至少須達 60 psi (0.41 MPa)之標準，另外，對於水泥固化體之抗壓強度值，則需大或等於 500 psi (3.44 MPa)。

彙整上述各國對於水泥固化體抗壓強度的要求發現，依強度要求大小分別為：英國 Drigg： 400 kN/m^2 (0.4 MPa)、我國： 15 kg/cm^2 (1.47 MPa)=日本(15 kg/cm^2)、美國與韓國(3.44 MPa)、義大利(5 MPa)、中國大陸(7 MPa)、西班牙 El Cabril(Level 1= 7.5 MPa ；Level 2= 2.5 MPa)、德國 Konald： 10 N/mm^2 (10 MPa)=瑞士(10 MPa)、荷蘭 COVRA($>35\text{ MPa}$ (200L)； $>20\text{ MPa}$ (1000L))。在這些國家中，除英國的抗壓強度要求低於我國，日本和我國一樣之規定，其餘國家皆高於我國的要求，顯見我國的抗壓強度規定相較而言屬於偏低。

3.4 瀝濾率

(A)我國瀝濾率品質要求為：

- 以 ANS16.1(水泥固化體可測試五天)方法進行測試：固化體內各核種瀝濾指數應大於 6。

(B)IAEA 建議接收準則對自由液體的要求為(IAEA, 1985)：

- 瀝濾性對廢棄物體所造成的核種釋出，不得超過整體處置系統所許可的水準。

(C)中國大陸皆以第 42 天計算浸出率，但依水泥、塑料和瀝青固化體而異：

- 水泥固化體(中國大陸環境保護部，2011)：

Co-60： 2×10^{-3} cm/d；

Cs-137： 4×10^{-3} cm/d；

Sr-90： 1×10^{-3} cm/d；

Pu-239： 1×10^{-5} cm/d；

其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3)： 4×10^{-3} cm/d；

其他 α 核種： 1×10^{-5} cm/d

另要求 42 天的累積浸出分數

Cs-137：0.26 cm；其他核種(不包括 H-3)：0.17 cm

- 塑料固化體(中國大陸國家技術監督局，1993)：

Co-60： 1×10^{-4} cm/d；

Cs-137： 5×10^{-4} cm/d；

Sr-90： 1×10^{-4} cm/d；

Pu-239： 1×10^{-5} cm/d；

其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3)： 1×10^{-4} cm/d；

其他超鈾核種： 1×10^{-5} cm/d

- 瀝青固化體(中國大陸國家技術監督局，1995)：

Co-60： 2×10^{-4} cm/d；

Cs-137 : 1×10^{-3} cm/d ;

Sr-90 : 2×10^{-4} cm/d ;

Pu-239 : 1×10^{-5} cm/d ;

其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3) : 4×10^{-4} cm/d ;

其他超鈾核種 : 1×10^{-5} cm/d

(D)義大利第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則
(NEA, 2005)

- 依據長期瀝濾試驗進行瀝濾率量測。

(E)韓國固化體瀝濾性測試方法與標準(Sung et al., 2008) :

- 瀝濾性依 ANS 16.1 方法進行，放射性核種(鈾，鋇，鈷)的瀝濾指數應不小於 6。

(F)瑞士水泥固化體試驗項目與標準(Teichmann et al., 2000)。

- Co-60, Cs-137 的瀝濾率：浸泡超過 150 天，於去離子水、以石膏進行水飽和，瀝濾率 $< 5 \times 10^{-6}$ m/d。

(G)英國 Nirex Ltd. (Nirex Ltd., 2002)比較各國處理廠或處置設施對瀝濾率的接收標準：

- 英國 Nirex LLW：未特別考慮。

- 英國 Nirex ILW：未特別考慮。

- 荷蘭 COVRA：

Cs-137 : 10^{-4} g/cm²/day ; α : 10^{-4} g/cm²/day ; β, γ : 10^{-4} g/cm²/day

- 西班牙 El Cabril：

α : 10^{-5} cm²/day ; β, γ : 5×10^{-3} cm²/day(18.5 ~ 37 MBq/kg) 、 1×10^{-3} cm²/day(37 ~ 370 MBq/kg)

- 瑞典 SFR：需符合 IAEA 運輸要求。

- 美國 WIPP：未特別考慮。

- 德國 Konald：未特別考慮。

(H)美國 NRC 對各類廢棄物的法規立場(USNRC, 1991)：

B 類和 C 類廢棄物固化體穩定性規定

- 瀝濾率按 ANS 16.1 方法至少需進行 90 天之測試(水泥固化體只需 5 天)。瀝濾測試可使用放射性示蹤劑，對核能電廠之各廢棄物產源(waste streams)，必須使用鈷、銫、鋇當為示蹤劑。以 ANS 16.1 方法測得之瀝濾指數(leachability index)必須大於 6。

彙整上述對固化體瀝濾率的要求可知，我國要求各核種瀝濾指數應大於 6。比較其他國家，各國的固化體瀝濾率測試方法選擇差異性極大，另對量測核種亦有所不同，例如中國大陸要求測定的核種為 Co-60、Cs-137、Sr-90、Pu-239、其他 β 、 γ 核種(不包括 H-3)和其他超鈾核種；美國與韓國為銫、鋇及鈷；瑞士要求 Co-60 和 Cs-137 兩種核種；荷蘭則區別 Cs-137、 α 與 β, γ ；西班牙僅區別 α 與 β, γ 。因此，在瀝濾率量測的核種種類方面，目前我國在實際運作上，至少測出 Co-60 和 Cs-137 兩種核種，應可符合固化體在瀝濾率之穩定性規定。

3.5 耐水性

(A)我國耐水性品質要求為：

- 固化體須浸水 90 天後測試抗壓強度(常溫下)：測試結果應符合大於每平方公分 15 公斤。

(B)中國大陸依固化體種類而異

- 水泥固化體外觀不應有明顯的裂縫或龜裂，抗壓強度損失不超過 25 % (中國大陸環境保護部，2011)。
- 塑料固化體試樣不得破碎。體積變化應不大於 5 %，抗壓強度的變化不得大於浸泡前的抗壓強度的 15 % (中國大陸國家技術監督局，1993)。
- 瀝青固化體的體積膨脹率不得大於 10 % (中國大陸國家技術監督

局，1995)。

(C)義大利第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則 (NEA, 2005)

- 90 天浸沒試驗後，抗壓強度應大於 5 MPa。

(D)韓國固化體耐水性測試方法與標準(Sung et al., 2008)：

- 廢棄物固化體經超過 90 天的浸泡試驗後，其抗壓強度測試應滿足前述抗壓強度的要求[剛體者 3.44 MPa (500 psi)、非剛體者 0.41 MPa (60 psi)]。

(E)瑞士水泥固化體試體測試項目與標準(Teichmann et al., 2000)：

- 抗水和硫酸鹽侵蝕：浸泡於去離子水，以石膏進行水飽和，超過 150 天的抗壓強度須 $\geq 70\%$ 原始強度，且抗壓強度值 ≥ 10 MPa。

(F)英國 Nirex Ltd. (Nirex Ltd., 2002)比較各國處理廠或處置設施對耐水性的接收標準：

- 英國 Nirex LLW：崩解仍需符合 WAC 的要求。外部和內部的輻射作用不得影響穩定性。
- 英國 Nirex ILW：崩解仍需符合 WAC 的要求。外部和內部的輻射作用不得影響穩定性。
- 荷蘭 COVRA：廢棄物在富含水和硫酸鹽水的情形下仍維持穩定。測試條件：浸水 8 週，浸硫酸鹽水 5 週，機械強度衰減不得低於 15 %。
- 西班牙 El Cabril：未考慮。
- 瑞典 SFR：外部和內部的輻射作用不得影響穩定性。
- 美國 WIPP：未考慮。
- 德國 Konald：未特別考慮。

(G)美國 NRC 對於 B 和 C 類廢棄物之結構穩定性規定(USNRC, 1991)：

- 廢棄物或其容器在處置後若暴露於溼氣或水中必須能夠保持穩定狀態。

美國 NRC 對各類廢棄物的法規立場(USNRC, 1991)：

B 類和 C 類廢棄物固化體穩定性規定

- 廢棄物樣品浸水至少 90 天後，按 ASTM C39 或 ASTM D1074 方法測試，仍然維持其最大可達之抗壓強度值[60 psi (0.41 MPa)]。另外，水泥固化體浸水後需滿足至少 500 psi (3.44 MPa)之要求。

彙整上述對於耐水性測試要求可知，有些國家並無要求耐水性測試之規定，而執行測試的國家所採用的期程，較為廣泛為 90 天與 150 天不同的要求，其強度分別為我國：15 kg/cm²(1.47 MPa)、美國：一般固化體為 60 psi (0.41 MPa) 及水泥固化體為 500 psi (3.44 MPa)、韓國(3.44 MPa)、義大利(5 MPa)、瑞士(10 MPa)。另外，對強度衰減要求，中國大陸：水泥固化體不超過 25 %、塑料固化體不超過 15 %和瀝青固化體不超過 10 %；瑞士：不得超過 30 %原始強度，荷蘭不得高過 15 %，而我國對強度衰減之要求並無規定。

3.6 耐候性

(A)我國耐候性品質要求為：

- 固化體經溫、濕度循環變化後測試抗壓強度：抗壓強度測試結果應符合大於每平方公分 15 公斤。

(B)義大利第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則 (NEA, 2005)

- 經 30 循環冷熱交替(-40°C / + 40°C)抗壓強度至少可達 5 MPa。

(C)韓國固化體耐候性測試方法與標準(Sung et al., 2008)：

- 廢棄物固化體經熱循環測試後(依 ASTM B553 方法進行)，其抗壓強度測試應滿足前述抗壓強度的要求[剛體者 3.44 MPa (500 psi)、非剛體者 0.41 MPa (60 psi)]。

(D)美國 NRC 對各類廢棄物的法規立場(USNRC, 1991)：

- B 類和 C 類廢棄物固化體穩定性規定

廢棄物固化體樣品應可耐熱降解。熱降解測試之加熱和冷卻室應符合 ASTM B553 方法之規定。樣品放置於測試室中，以 ASTM B553 方法經過高溫 60°C 與低溫 -40°C 條件下 30 週期後，再測試其抗壓強度應符合 60 psi (0.41 MPa) 之要求，另外，對水泥固化體而言，則需至少大於 500 psi (3.44 MPa)。

由前述資料彙整可知，對於固化體耐候性的要求，其抗壓強度皆須符合原抗壓強度之要求，而未特別要求強度衰減率之標準。

3.7 耐輻射性

(A) 我國抗輻射性品質要求為：

1. 固化體以 Co-60 之加馬輻射照射，吸收劑量達一百萬戈雷(Gy)後測試抗壓強度及核種滲濾率。
2. 抗壓強度測試結果應符合第三項之標準(一般固化體之抗壓強度應大於每平方公分 15 公斤)。
3. 核種滲濾率測試結果應符合第四項之標準(固化體內各核種滲濾指數應大於 6)。

(B) 中國大陸依固化體種類而異

- 水泥固化體：其外觀不應有明顯的裂縫或龜裂，抗壓強度損失不超過 25 % (中國大陸環境保護部，2011)。
- 塑料固化體：體積膨脹應不大於固化體試樣的 5 %，抗壓強度的降低應不大於 15 % (中國大陸國家技術監督局，1993)。
- 瀝青固化體：體積增加不得大於 10 % (中國大陸國家技術監督局，1995)。
- 固化體在 300a 內累積吸收劑量小於 1×10^4 Gy 時，可不進行本項試驗。
- 輻照劑量率不大於 2×10^3 Gy/h，直至總的積分吸收劑量達到 10^6 Gy。

(C) 義大利第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則

(NEA, 2005)

- 經 10^6 Gy 吸收劑量輻射照射後，抗壓強度至少可達 5 MPa。

(D)韓國固化體抗輻射性測試方法與標準(Sung et al., 2008)：

- 離子交換樹脂固化體輻射照射劑量 1.0×10^6 Gy，其餘固化體輻射照射劑量為 1.0×10^7 Gy，依據 NRC ‘technical Position on Waste Form, Rev.1 方法進行，試驗後進行抗壓強度測試，並應滿足前述抗壓強度要求。

(E)美國 NRC 對於 B 和 C 類廢棄物之結構穩定性規定(USNRC, 1991)：

要求廢棄物或其容器必須可耐輻射效應所導致的劣化。

另外，美國 NRC 對各類廢棄物的法規立場(USNRC, 1991)：

B 類和 C 類廢棄物固化體樣品曝露於預期的最大輻射場下，必須能維持穩定狀態。樣品經過 10^6 Gy 之加馬輻射照射後（若是曝露最大劑量超過以上數值，則需以最大累積劑量進行測試），其抗壓強度應符合應符合 60 psi (0.41 MPa)之要求，其中若對水泥固化體而言，則至少需大於 500 psi (3.44 MPa)。

耐輻射性測試使用之輻射照射吸收劑量各國並不相同，由小而大分別我國、中國大陸、義大利和美國皆為為： 10^6 Gy，韓國： 10^7 Gy。照射後之抗壓強度皆須滿足原抗壓強度要求，另外，中國大陸則要求體積膨脹率和允許一定的抗壓強度衰減率，亦規定對於固化體在 300 年內累積吸收劑量小於 1×10^4 Gy 時，可不進行本項試驗。我國對於耐輻射性性測試後，另有要求瀝濾指數測定，其他國家並未如此要求，對此實有檢討修改的必要。

3.8 耐菌性

(A)我國耐菌性品質要求為：

- 以 ASTM G21 及 G22 後再測抗壓強度：抗壓強度測試結果應符合第三項之標準(一般固化體之抗壓強度應大於每平方公分 15 公斤)。

(B)IAEA 建議接收準則對耐菌性的要求為(IAEA, 1985)：

- 包件內有機物質的含量不得危及處置系統應有之功能。

(C)比利時放射性廢棄物接收準則的「一般規則」(ONDRAF/NIRAS, 2001)

- 第 7 條 包件生物特性：包件所含病原體之性質，不得危及未來之廢棄物管理安全。

(D)義大利第 II 類低放射性廢棄物進行近地表處置之處理要求與接收準則 (NEA, 2005)

- 依據 ASTM G21 與 G22 進行生物劣化測試後，抗壓強度應大於 5 MPa。

(E)美國 NRC 對於 B 和 C 類廢棄物之結構穩定性規定(USNRC, 1991)：

廢棄物或其容器必須可耐生物降解 (biodegradation)，另在法規立場對 B 類和 C 類廢棄物固化體之穩定性(USNRC, 1991)，規定廢棄物固化體樣品依據 ASTM G21 和 ASTM G22 進行抗生物降解 (resistance to biodegradation) 測試後，必須無菌生成，且其抗壓強度應符合 60 psi (0.41 MPa) 之要求，其中若對水泥固化體而言，則至少需大於 500 psi (3.44 MPa)。

由上述資訊顯示，對於耐菌性要求多屬原則性描述(IAEA、比利時)，而有明確要求者僅我國、義大利和美國，其測試方法相同，但抗壓強度的要求不同。

表 3-1 我國現行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.自由水含量小於固化體體積之百分之零點五。 2.自由水之 pH 值應大於 6。
二	耐火性	1.水泥及高溫熔融固化體免測。 2.柏油固化體以 ASTM-D92 方法。 3.塑膠固化體以 ASTM-D2863 方法。	1.柏油固化體之燃燒點應大於 250°C。 2.塑膠固化體之燃燒指數 Oxygen Index 應大於 28。
三	抗壓強度	1.除柏油固化體外，一般固化體以 ASTM-C39 測試。 2.柏油固化體以 ASTM-D5 測試針入度。	1.除柏油固化體外，一般固化體之抗壓強度應大於每平方公分 15 公斤。 2.柏油固化體之針入度應小於 100。 3.柏油固化體含柏油重量比應超過百分之五十以上。
四	瀝濾率	ANS16.1(水泥固化體可測試五天)。	固化體內各核種瀝濾指數應大於 6。
五	耐水性	固化體須浸水 90 天後測試抗壓強度(常溫下)。	測試結果應符合第三項之標準。
六	耐候性	固化體經溫、濕度循環變化後測試抗壓強度。	測試結果應符合第三項之標準。
七	耐輻射性	固化體以 Co-60 之加馬輻射照射，吸收劑量達一百萬戈雷(Gy)後測試抗壓強度及核種瀝濾率。	1.抗壓強度測試結果應符合第三項之標準。 2.核種瀝濾率測試結果應符合第四項之標準。
八	耐菌性	ASTMG21 及 G22 後再測抗壓強度。	測試結果應符合第三項之標準。

4. 訪談經驗彙整

本計畫分別參訪低放射性廢棄物固化體製作與測試相關機構，包含台電各核能電廠、蘭嶼貯存場及清華大學等，彙整低放射性廢棄物固化體的製作與測試經驗，以及對我國低放射性廢棄物固化體品質標準之意見，作為本低放射性廢棄物均勻固化體之法規修訂及品質測試方法訂定的重要參考依據。各參訪時間如下：

3月17日：核二廠

3月18日：核一廠

3月22日：核四廠

4月11日：清華大學

4月21日：蘭嶼貯存場

4月28日：核三廠

5月10日：核研所

根據固化體品質測試項目，彙整各單位之相關經驗與建議如下：

4.1 自由水

核一廠：核一廠為桶內攪拌，於2-3天靜置養生後，封蓋暫存，並未發現自由水，且封蓋需符合不滲水之品質要求。

核二廠：(A)試體置於恆溫恆濕箱中進行養生為28天後，並未發現有自由水現象；

(B)自由水量測方法建議以目視較為可行，唯量化標準建議將體積百分比以高度取代以利執行；

核三廠：核三廠固化程序修改為高效率固化程序後，由於固化程序內的固化劑與廢液維持一定配比，故完成攪拌後，在3小時內便會迅速固化，並不會產生自由水。因此，在固化後隨即封蓋置於陰涼處預備入庫貯存。

龍門廠：由委託本所進行的模擬試驗結果顯示，少部分有自由水過多的現象，可能導因為高爐水泥的拌合結果較易產生自由水，此種配比已將之剔除，不作為龍門廠實際固化配方，但未來可能會嘗試以波特蘭 II 型水泥代替高爐水泥作為固化劑。

清華大學：許俊男教授建議自由水的 pH 值若以水泥作為固化材料，pH 值應大於 9，因一般水泥漿的 pH 值大於 12，低於 9 將影響水泥水合作用；而以其他材料固化時，pH 值則應大於 6。

4.2 耐火性

核一廠：未來規劃進行高減容固化，此部份需確認是否屬水泥固化體。

核二廠：核二廠固化體屬水泥固化體，故免測。

核三廠：耐火性測試項目中之塑膠固化體，由於[塑膠]之名詞過於廣泛，建議修訂為[高分子聚合物]。

4.3 抗壓強度

核一廠：目前固化體抗壓強度約 100 kg/cm^2 ，固化體中廢棄物量約 63~65 kg(濕基，含水量約 60%)。

核二廠：依循 CNS 規範執行；目前固化體抗壓強度約 $40\text{-}50 \text{ kg/cm}^2$ (廢液/水泥約為 1.6-1.7)；攪拌方式為電腦控制每批次桶槽攪拌。

核三廠：核三廠固化體抗壓強度平均約為 200 kg/cm^2 。

清華大學：許教授建議應從處置安全著眼，考慮未來是否需將目前標準提高，並從統計的角度納入試體強度變異程度的考量。

核研所：核研所產生之固化體在 84~95 年間，其抗壓強度約 $30\text{-}60 \text{ kg/cm}^2$ ，而 98 年新液體廠之固化系統所取樣固化體三批次共九個試體，抗壓強度平均值為 93 kg/cm^2 ，顯然抗壓強度已經顯著提高。

4.4 瀝濾率

核一廠及核二廠：委託台電放射試驗室進行瀝濾率測試。

核三廠：委託放射試驗室進行。由於核三廠固化體主要含硼酸鹽，此為水溶性物質，故有較高的核種瀝濾率，但瀝濾指數仍符合標準。

核研所：法規條文中“各核種”可考量明確標定如“主要核種(Cs-134, Cs-137···)”或“關鍵核種(Cs-134, Cs-137···)”之方式。

4.5 耐水性

核一廠及核二廠：委託台電放射試驗室進行耐水性試驗。

核三廠：委託放射試驗室進行。由於固化體含硼酸鹽的關係，浸水後之抗壓強度約減低原強度的 1/3~1/2，但仍符合標準要求。

4.6 耐候性

核一廠、核二廠及核三廠：皆委託台電放射試驗室進行耐候性試驗。

4.7 耐輻射性

核一廠：來自過濾爐水(RWCU)的廢棄物，其試體劑量率可能超過 2 mSv/hr，惟核研所不接受試體之輻射照射，造成此項執行的困擾。

核二廠：目前送核研所進行，約每年一次。由於此項測試要求吸收劑量 10^6 Gy，對於低輻射劑量的廢棄物固化體，其 300 年累積劑量並不會達到 10^6 Gy，是否可檢討此類固化體免予測試。

核三廠：因固化體內未含有機物質，故報請管制單位核可後，免作此測試。

清華大學：輻射劑量乃由廢棄物處置經貯存 300 年的吸收劑量約為 10^5 Gy，乘 10 倍以 10^6 Gy 作為測試標準。許教授認為若 A 類廢棄物無須通過此測試，則需證明在處置環境廢棄物體吸收劑量未超過此標準，且不影響廢棄物體品質。

核研所：法規條文中“核種瀝濾率”應與測試項目之“瀝濾率”用詞吻合一致，以避免混淆。另在法規條文中第六條第五款“耐輻射”測試建議應與測試項目之“耐輻射性”用詞一致，或是將之修訂為“經長期輻射照射後···”較佳。

4.8 耐菌性

核一廠：因廢棄物源未含碳源故未測

核二廠：其中耐菌性是在每一種固化體第一次製作時才做，做為驗證。高減容固化已向物管局報備免做。

清華大學：(A)由於 ASTM G22 已經廢止，且該規範使用之菌種主要為病原菌，病原菌適用於生醫器材類之品質試驗，較不適用於固化體品質，故周鳳英教授建議予以刪除。

(B)ASTM G21 使用之菌種為真菌類，該類相似菌種於蘭嶼貯存場和台東皆曾發現，該菌種可導致其生長周遭之微環境下降 1.0~1.5 pH 值，可能影響處置場近場環境。另外，台灣潛在低放處置場為高溫潮濕環境，細菌容易滋生，故周教授建議仍保留該測試要求。唯 ASTM G21 測試時間僅 28 天，根據實際操作經驗發現 28 天內細菌滋生情形並不明顯，故建議可加長測試時間至 3~6 個月。

(C)周教授從蘭嶼貯存場固化體的採樣研究發現，採樣點輻射強度高達 1000 $\mu\text{Sv/hr}$ 時仍能找到菌株，顯示輻射對菌株生長影響不大。以實驗測試，當超過 $3.4 \times 10^5 \mu\text{Sv/hr}$ 時才有抑制的效果。

4.9 其他議題

龍門廠：(A)龍門廠水泥固化體固化程序，首先將水與水泥(高爐水泥)拌合均勻後，再與乾燥脫水之廢渣進行桶內攪拌，靜置養生 1 天後封蓋。根據電廠 FSAR(2 部機組)預估固化體產量為 500 桶/年，目前暫貯區容量為 84 桶，故暫貯區可容納約 2 個月的暫貯時間。

(B)龍門廠廢棄物處理原設計中未包含品質試驗相關設備，故目前

正積極規劃中，未來將於廠內自行進行自由水、抗壓強度、耐水性與耐候性試驗；耐輻射性試驗將委託核研所進行；耐菌性等試驗則委由台電放射試驗室進行。對於試體製備方式，參考其他電廠的經驗，未來規劃將以自動製備方式進行。

(C)『固化體品質不得腐蝕包裝容器』在目前的法規中並未要求，但此部份的要求相當重要，提請計畫執行需特別注意。

蘭嶼貯存場：目前執行之破損固化體再固化作業，取樣數量將依一般統計的取樣標準進行。而固化體的養護，原所採用的泡水方式，將影響瀝濾率測試準確性，往後將考慮類似核二廠的濕養護方式。

核研所：法規條文中第五條第一款要求自由水之標準，但第六條卻未提及，其內容必需互相配合。

5. 法規條文修訂

根據前文所述之國際間核能國家固化體品質標準經驗彙整、我國與各國現行固化體品質標準比較分析，以及與國內各廢棄物固化體製作與測試相關機構的實際訪談經驗，經深入探討研究後，首先，檢討我國對於水泥固化體抗壓強度的要求僅為 15 kg/cm^2 (1.47 MPa)，此值與日本之標準相同，但相較其他各國而言屬於最低之標準，稍高一等級的美國與韓國所要求的 35.2 kg/cm^2 (3.44 MPa)，建議物管局或可考量在此次的條文中一併修改，如此將有利於往後的處置需求。

此外，在法規條文中所使用的瀝濾率 (leaching rate) 的名詞，發音相近之三個字連在一起極不順口，雖然此係早期我國核能界所廣泛使用而沿用迄今，但相對而言，我國環保界所用之溶出 (leaching) 顯然較佳，且環保法規亦正式使用「溶出」名詞 (例如：毒性特性溶出程序，Toxicity characteristic leaching procedure，一般簡稱 TCLP)。因此，經與物管局討論後的初步決定，是此次在修訂的條文中，將之更改為溶出率與溶出指數，並建議提出由各單位討論後定案。而本篇文章在此之後乃使用溶出之名詞，以符合更改後需求。

綜上所述，本研究對於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」提出相關之修訂，其中包含在第 2 條中之溶出指數的定義，而最主要之部份為第 5 條與第 6 條的內容，各條文之修訂比較與說明如表 5-1 所示。修訂後之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」列於表 5-2 中，修訂部份另以粗體表示，而在條文中所包含的各項測試方法，則列於本文附件中。

表 5-1 「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」條文修改說明

項目	新條文	舊條文	說明
1	<p>第 2 條</p> <p>二、溶出指數：指放射性核種從廢棄物固化體溶出之指標。取廢棄物固化體試樣依測試期程進行連續溶出實驗，由各次取樣實驗數據求出單一核種之有效擴散係數，取其倒數之常用對數，求出試樣各次溶出之平均值。</p>	<p>第 2 條</p> <p>二、瀝濾指數：指放射性核種從廢棄物固化體瀝濾出之指標。廢棄物固化體經連續進行十次之瀝濾實驗，由實驗數據求出單一核種之有效擴散係數，取其倒數之常用對數，求出十次瀝濾之平均值。</p>	<p>本規則原所用之瀝濾率(leaching rate)過於繞口，乃採用環保法規廣泛使用溶出(leaching)之名詞據而修訂。此外，我國各類廢棄物固化體之溶出指數測定，其中最為常見的水泥固化體，並非進行十次取樣之實驗。因此，按現況更改為依測試期程進行連續溶出實驗，以符合現況需求。</p>
2	<p>第 2 條</p> <p>四、多重障壁：指放射性廢棄物處置設施用以遲滯放射性核種之溶出、洩漏、遷移之廢棄物固化體、盛裝容器、緩衝與回填材料、工程結構物，以及地層等工程和天然障壁之多重組合。</p>	<p>第 2 條</p> <p>四、多重障壁：指放射性廢棄物處置設施用以遲滯放射性核種之瀝濾、洩漏、遷移之廢棄物固化體、盛裝容器、緩衝與回填材料、工程結構物，以及地層等工程和天然障壁之多重組合。</p>	<p>如前所述，將瀝濾更改為溶出。</p>
3	<p>第 5 條</p> <p>低放處置設施最終處置之廢棄物，應符合下列規定：</p> <p>一、自由水之體積不得超過總體積百分之零點五。</p> <p>二、不得具有爆炸性及自燃性。</p> <p>三、不得含有毒害性、腐蝕性及感染性之物質。</p> <p>四、不得含有或產生危害人體之有毒氣體、蒸氣及煙霧。</p>	<p>第 5 條</p> <p>低放處置設施最終處置之廢棄物，應符合下列規定：</p> <p>一、自由水之體積不得超過總體積百分之零點五。</p> <p>二、在常溫常壓下不致引起爆炸。</p> <p>三、具耐火性。</p> <p>四、不得含有毒性、腐蝕性及感染性之物質。</p> <p>五、不得含有或產生危害人體之有毒氣體、蒸氣及煙霧。</p>	<p>舊條文「二、在常溫常壓下不致引起爆炸。」及「三、具耐火性。」將之合併為新條文「二、不得具有爆炸性及自燃性。」其中不具有爆炸性，應不限於在常溫常壓下才會發生。</p>
4	<p>第 6 條</p> <p>低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定：</p>	<p>第 6 條</p> <p>低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定：</p>	<p>在第 6 條新條文中增加測試項目名稱，其後說明應符合之規定，使條文敘述較易明瞭及更為完整。</p>

<p>一、自由水：依 FCMA-WFC-110 固化體自由水測定方法，自由水含量應小於固化體體積之百分之零點五，且其 pH 值應介於 4~11 之間，若為水泥固化體，則其自由水之 pH 值至少需大於 9。</p>		<p>固化體需進行自由水測定及耐火性試驗，將原第 5 條所列項目敘述於本條文第一項及第二項。而舊條文附表三之自由水規定應大於 6，由於不符現況需求，乃據而將之修改。</p>
<p>二、耐火性：依 FCMA-WFC-210 塑膠固化體耐火性試驗方法，塑膠固化體之燃燒指數應大於 28；依 FCMA-WFC-220 瀝青固化體耐火性試驗方法，瀝青固化體之燃燒點應大於 250°C。不具燃性質之水泥及高溫熔融固化體，得免此測試。</p>		
<p>三、溶出率：依 FCMA-WFC-310 固化體溶出指數測定方法，固化體內各核種溶出指數應大於 6，測試期程對水泥固化體可測試五天，其他類別固化體至少需測試九十天。</p>	<p>二、瀝濾指數應大於六。</p>	
<p>四、機械強度：依 FCMA-WFC-410 固化體抗壓強度測定方法，水泥、塑膠或高溫熔融固化體之單軸抗壓強度，應大於每平方公分十五公斤；瀝青固化體所含瀝青重量比應超過百分之五十以上，且依 FCMA-WFC-420 固化體針入度方法，針入度應小於一〇〇。</p>	<p>一、水泥或高溫熔融固化體單軸抗壓強度，應大於每平方公分十五公斤；柏油固化體之抗壓強度以針入度測試，其針入度應小於一〇〇。</p>	<p>舊條文之抗壓強度與針入度為不同材質之機械強度，因此在新條文中將其測試項目正名為機械強度。</p>
<p>五、耐水性：依 FCMA-WFC-510 固化體耐水性試驗方法，固化體常溫下浸水 90 天後，應符合第四款之規定。</p>	<p>三、經耐水性測試後，應符合第一款之規定。</p>	
<p>六、耐候性：依 FCMA-WFC-610 固化體耐候性試驗方法，固化體經溫、濕度循環變化後，應符合第四款之規定。</p>	<p>四、經耐候性測試後，應符合第一款之規定。</p>	

	<p>七、耐輻射性：依 FCMA-WFC-710 固化體耐輻射性試驗方法，固化體經以 Co-60 之加馬輻射照射，吸收劑量達一百萬戈雷 (Gy) 後，應符合第四款之規定。</p>	<p>五、經耐輻射測試後，應符合第一款及第二款之規定。</p>	<p>原有舊條文之耐輻射測試規定，固化體經輻射照射後必須進行瀝濾率測試，但國際間只有我國有此規定。由於此條文造成測試更為費時且成本增加，另往年執行的輻射照射後瀝濾率測試，並無發現不符合要求之情況發生，建議刪除此部份的測試，而僅保留更為嚴格的輻射照射後測試機械強度是否符合要求之規定。</p>
	<p>八、耐菌性：依 FCMA-WFC-810 固化體耐真菌性試驗方法，固化體經耐真菌性測試後，應符合第四款之規定。</p>	<p>六、經耐菌性測試後，應符合第一款之規定。</p>	<p>原有舊條文之經耐菌性測試包含耐真菌性及耐細菌性兩種，現按實際需求只執行耐真菌性試驗即可。</p>
<p>5</p>		<p>前條第一款、第三款及前項規定之測試項目、方法及標準如附表三。</p>	<p>舊條文原有之附表三，有關低放射性廢棄物均勻固化體測試項目、方法及標準，均已詳述在新條文第 6 條中，故新條文不再列入。</p>

表 5-2 修訂後之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」

第一章總則

第 1 條

本規則依放射性物料管理法第二十一條規定訂定之。

第 2 條

本規則用詞，定義如下：

- 一、**固化包裝**：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。
- 二、**溶出指數**：指放射性核種從廢棄物固化體溶出之指標。廢棄物固化體經連續進行 90 天（水泥固化體可測試五天）之溶出實驗，由各次取樣實驗數據求出單一核種之有效擴散係數，取其倒數之常用對數，求出各次溶出之平均值。
- 三、**低放射性廢棄物最終處置設施**（以下簡稱低放處置設施）：指用來處置低放射性廢棄物之土地、建物、結構體及設備。
- 四、**多重障壁**：指放射性廢棄物處置設施用以遲滯放射性核種之溶出、洩漏、遷移之廢棄物固化體、盛裝容器、緩衝與回填材料、工程結構物，以及地層等工程和天然障壁之多重組合。
- 五、**處置管制地區**：指放射性廢棄物處置設施邊界範圍內之地表及其地下區域，管制地區須以適當標誌標示處置設施邊界。
- 六、**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。

第二章低放射性廢棄物最終處置要求

第 3 條

低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分類規定如下：

- 一、**A 類廢棄物**：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)附表一濃度值之十分之一倍及低於(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 類廢棄物**：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 類廢棄物**：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一濃度值十分之一倍且低於(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 類廢棄物**：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。

第 4 條

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 5 條

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、不得具有爆炸性及自燃性。
- 三、不得含有毒害性、腐蝕性及感染性之物質。
- 四、不得含有或產生危害人體之有毒氣體、蒸氣及煙霧。

第 6 條

低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定：

- 一、自由水：依 FCMA-WFC-110 固化體自由水測定方法，自由水含量應小於固化體體積之百分之零點五，且其 pH 值應介於 4~11 之間，若為水泥固化體，則其自由水之 pH 值至少需大於 9。
- 二、耐火性：依 FCMA-WFC-210 塑膠固化體耐火性試驗方法，塑膠固化體之燃燒指數應大於 28；依 FCMA-WFC-220 瀝青固化體耐火性試驗方法，瀝青固化體之燃燒點應大於 250°C。不具燃性質之水泥及高溫熔融固化體，得免此測試。
- 三、溶出率：依 FCMA-WFC-310 固化體溶出指數測定方法，固化體內各核種溶出指數應大於 6，測試期程對水泥固化體可測試五天，其他類別固化體至少需測試九十天。
- 四、機械強度：依 FCMA-WFC-410 固化體抗壓強度測定方法，水泥、塑膠或高溫熔融固化體之單軸抗壓強度，應大於每平方公分十五公斤；瀝青固化體所含瀝青重量比應超過百分之五十以上，且依 FCMA-WFC-420 固化體針入度方法，針入度應小於一〇〇。
- 五、耐水性：依 FCMA-WFC-510 固化體耐水性試驗方法，固化體常溫下浸水 90 天後，應符合第四款之規定。
- 六、耐候性：依 FCMA-WFC-610 固化體耐候性試驗方法，固化體經溫、濕度循環變化後，應符合第四款之規定。
- 七、耐輻射性：依 FCMA-WFC-710 固化體輻射性試驗方法，固化體經以 Co-60 之加馬輻射照射，吸收劑量達一百萬戈雷 (Gy) 後，應符合第四款之規定。
- 八、耐菌性：依 FCMA-WFC-810 固化體耐真菌性試驗方法，固化體經耐真菌性測試後，應符合第四款之規定。

第三章低放處置設施之場址及設計要求

第 7 條

低放處置設施場址，不得位於下列地區：

- 一、活動斷層或地質條件足以影響低放處置設施安全之地區。

二、地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響低放處置設施安全之地區。

三、地表或地下水文條件足以影響低放處置設施安全之地區。

四、高人口密度之地區。

五、其他依法不得開發之地區。

第 8 條

低放處置設施之設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗，並應符合合理抑低原則。

第 9 條

低放處置設施應採多重障壁之設計，並依廢棄物分類特性分區處置。

第 10 條

低放處置設施與安全有關係統及組件之設計，應符合下列規定：

一、可進行檢查、維護及測試。

二、防範可預期之天然災害。

三、具備緊急應變功能。

四、具有相互替代性或備份。

第 11 條

低放處置設施封閉前，其排水與防滲設計，應能防止廢棄物與積水或滲漏水接觸。

第 12 條

低放處置設施之保安與警示設計，應能防止人員誤闖或占用。

第四章低放射性廢棄物處置作業安全要求

第 12 條之一

低放處置設施作業，應符合該設施安全分析報告及輻射安全防護之相關規定。

第 13 條

低放處置設施於封閉時，應考量監管結束後之土地再利用。

第 14 條

低放處置設施完成封閉後，應對處置管制地區之穩定性，進行至少五年之觀察及監測，並依主管機關核准之監管計畫進行監管。

第 15 條

低放處置設施之重要結構體、系統與組件之設計、製造、安裝、測試及維護等紀錄，應永久保存備查。

第五章附則

第 16 條

低放處置設施經營者，於處置設施興建前，應取得處置管制地區之土地所有權或使用權。

第 17 條

低放處置設施運轉期間，經營者應每十年執行再評估，並將載明下列事項之再評估報告，報請主管機關核定：

- 一、綜合概述。
- 二、設施結構檢查及評估。
- 三、輔助設備檢查及評估。
- 四、接收、處理、貯存及處置作業評估。
- 五、廢棄物貯存及處置狀況評估。
- 六、異常事件經驗回饋。
- 七、輻射影響評估。
- 八、封閉及監管規劃。
- 九、其他經主管機關指定之事項。

第 18 條

本規則自發布日施行。

附表一 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

附表二 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
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。		

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

式中

C_i ：第 i 個核種之濃度。 $C_{i,o}$ ：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。

參考文獻

- 中國大陸國家技術監督局，1993，低、中水平放射性廢物固化體性能要求—
塑料固化體，國家技術監督局，GB 14569.2-93。
- 中國大陸國家技術監督局，1995，低、中水平放射性廢物固化體性能要求—
瀝青固化體，國家技術監督局，GB 14569.3-1995。
- 中國大陸國家技術監督局，1997，放射性廢物近地表處置的廢物接收準則，
國家技術監督局，GB 16933-1997。
- 中國大陸環境保護部，2011，低、中水平放射性廢物固化體性能要求—水泥
固化體，國家技術監督局，GB 14569.1-2011。
- Berg, H.P. and P. Brennecke, 1990, The Konrad Mine – The Planned German
Repository for Radioactive Waste with Negligible Heat Generation, BfS
ET-6/90.
- Carver, B. L., and F. Broker, 2006, Barnwell waste management facility site
disposal criteria, Chem-Nuclear Systems Barnwell Office, S20-AD-010,
Revision 22, 69p.
- CASSIOPEE, 2001, Long-term safety analysis of Baldone radioactive waste
repository and updating of waste acceptance criteria, Contract Num.
B7-0320/2000/166079/MAR/C2, Final Report CAS-BAL-FIN-01, Annex
III, 15p.
- Cooper, M. and S. Woollett, 2010, Classification and Disposal of Radioactive
Waste in Australia – Consideration of Criteria for Near Surface Burial in
an Arid Area, ARPANSA Technical Report No. 152
- Coyle, A., 1994, Conditions for acceptance by british nuclear fuels PLC of
radioactive waste, LLW Waste Management Operations, British Nuclear
Fuels PLC, Sellafield Cumbria.
- DEST, 2002, National Radioactive Waste Repository Draft EIS, Main Report and
Appendices. 2002 Volumes 1 and 2, Department of Education, Science and

- Training, www.dest.gov.au/radwaste.
- ERRERA, J. and J.L. TISON, 2001, Acceptance and Tracking of Waste Packages from Nuclear Power Plants at the Centre de L'Aube, IAEA-SM-25/P.
- Hanušík, V., Z. Kusovská, J. Baláž and A. Mršková, 2003, Approach to Derivation of Waste Acceptance Criteria for Mochovce Disposal Facility, The 9th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management September 21 – 25, 2003, Examination Schools, Oxford, England, ICEM03-4797.
- IAEA, 1985, Acceptance criteria for disposal of radioactive wastes in shallow ground and rock cavities, International Atomic Energy Agency, Safety Series No. 71, 38p.
- IAEA, 1996, Requirements and methods for low and intermediate level waste package acceptability, IAEA-TECDOC-864.
- IAEA, 2004, Long term behaviour of low and intermediate level waste packages under repository conditions, IAEA-TECDOC-1397.
- IAEA, 2005, Upgrading of near surface repositories for radioactive waste, International Atomic Energy Agency, Technical Report Series, No. 433, 137p.
- IAEA, 2006, Development of Specifications for Radioactive Waste Packages, IAEA-TECDOC-1515.
- Kekki T. and A. Tiitta, 2000, Evaluation of the radioactive waste characterisation at the Olkiluoto nuclear power plant, STUK-YTO-TR162.
- KINS, 2010, Notice of the Minister of Education, Science and Technology (III) - Radioactive Waste, Korea Institute of Nuclear Safety, KINS/ER-172.
- KONOPÁ SKOVÁ, S., 1996, Safety Assessment of the DUKUVANY Repository and Waste Acceptance Criteria Evaluation, IAEA-SM-341/21.
- LOUVAT, D., 2009, The global nuclear safety regime for the effective remediation of legacy sites, IAEA CEG Workshop on Management of SNF and RW Regulatory and Licensing Issues.

- Maxeiner, H., McGinnes, D. F., and Teichmann, S., 1998, Condition and Quality Control of Swiss Wastes, National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (Nagra), 6p.
- Morales A., 1997, Characterization and acceptance criteria of conditioned radioactive wastes at El Cabril disposal facility, Nuclear Engineering and Design vol.176, p.177–180.
- NEA, 2005, The regulatory control of radioactive waste management in NEA member countries: Italy, Nuclear Energy Agency, OECD, 11p.
- Nirex Ltd., 2002, Comparison of the Nirex Waste Package Specification with Waste Acceptance Criteria for Storage and Disposal Facilities in Other Countries.
- ONDRAF/NIRAS, 2001, SAFIR 2: Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2, ONDRAF/NIRAS– the Belgian agency for radioactive waste and enriched fissile materials, NIROND 2001–06 E, 570p.
- PITEȘTI , 2008 , Raportului Anual SCN pe anul 2008 , INSTITUTUL DE CERCETĂRI NUCLEARE.
- STUK, 2005, Treatment and Storage of Low and Intermediate Level Waste at a Nuclear Power Plant, GUIDE YVL 8.3.
- Sung, S. H., Y. Y. Jeong and K. H. Kim, 2008, Radwaste characteristics and Disposal Facility Waste Acceptance Criteria, J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol.6(4), P. 347-356.
- Teichmann, S., H. Maxeiner and D.F. McGinnes, 2000, Waste Characterization Procedures in Switzerland, WM'00 Conference, February 27-March 2, 2000, Tucson, AZ.
- USNRC, 1982, Title 10 of the Code of Federal Regulations, Part 61 : Licencing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste, U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- USNRC, 1991, Technical Position on Waste Form (Rev.1), U.S. Nuclear Regulatory Commission.

附 錄

1. FCMA-WFC-110 固化體自由水測定方法	89
2. FCMA-WFC-210 塑膠固化體耐火性試驗方法	92
3. FCMA-WFC-220 瀝青固化體耐火性試驗方法	100
4. FCMA-WFC-310 固化體溶出指數測定方法	106
5. FCMA-WFC-410 固化體抗壓強度測定方法	123
6. FCMA-WFC-420 瀝青固化體針入度測定方法	130
7. FCMA-WFC-510 固化體耐水性試驗方法	135
8. FCMA-WFC-610 固化體耐候性試驗方法	138
9. FCMA-WFC-710 固化體耐輻射性試驗方法	141
10. FCMA-WFC-810 固化體耐真菌性試驗方法	143

1. FCMA-WFC-110 固化體自由水測定方法

1. 適用範圍

本方法適用於低放射性廢棄物固化體自由水含量之測定。

2. 方法概要

本方法是以目視觀察和破壞性的方式檢視試品，確定固化體內自由水的含量和 pH 值。測定方法之選擇，可採用非活性模擬廢棄物所製作之模擬固化體，或是由放射性廢棄物固化作業系統所製作之實際固化體，依規定步驟檢視自由水含量。

3. 試品製備

3.1 模擬固化體：

3.1.1 按實際操作系統，配製非活性模擬廢棄物。操作過程中之化學污染物，諸如油類、化學去污劑、清潔劑及溶劑等，亦應包含在模擬廢棄物內，以達近似於真實狀態。

3.1.2 取實際操作之廢棄物盛裝容器(必需不具有游離輻射示警標誌)裝填入非活性模擬廢棄物，封存足夠的時間，(水泥固化體須經至少 28 天)，待其完全固化而成之全尺寸固化體。

3.2 實際固化體：放射性廢棄物固化作業，以實際廢棄物依操作系統作業而製作全尺寸固化體，裝填完成後盛裝容器需加蓋以防止水分蒸發。

4. 步驟

4.1 模擬固化體：

4.1.1 當非活性模擬廢棄物混合裝填後，封存足夠的時間，以使其完全固化。

4.1.2 試品充分固化後，打開密封之廢棄物盛裝容器，以目視法檢視試品，是否有自由水存在。

4.1.3 經目視檢驗後，將廢棄物盛裝容器直立，以鑽子或其它合適工具。在容器底部或較低處開孔，此孔的面積至少需 6.45 平方公分 (1.0 方英吋) 以上。以目視觀察，是否有自由水從破孔處流下或滴出。

4.1.4 經上述試驗後，繼續對試品作橫切、軸向鑽孔或其它相關的破壞性試驗，以確定廢棄物固化體內沒有自由水存在。

4.1.5 若上述步驟發現有自由水存在時，則以適當容器收集，測量其體積，並使用 pH 計測定其 pH 值。

4.2 實際固化體：

4.2.1 視現場作業需求狀況，得於固化完成第 3 天或第 28 天之後，打開封存之廢棄物盛裝容器，以目視法檢視試品，是否有自由水存在。

4.2.2 若上述步驟發現有自由水存在，則以適當容器收集測量其體積，或量測自由水液位深度與固化體高度之比值以計算其體積，並使用 pH 計測定其 pH 值。

5.品質管制

包含固化劑和廢棄物的組成成分應作一系列之固化試驗，以建立一組最佳的固化條件。

6.報告：

報告內容應包括下列各事項

6.1 試品的編號。

6.2 試品封存至完全固化的時間。

6.3 自由水的含量和 pH 值。

7.參考資料

7.1 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」，(民國 92 年 09 月 10 日物字第 0920023657 號公布)。

7.2 American National Standards Institute / American Nuclear Society, “American National Standard for Solid Radioactive Waste Processing System for Light Water cooled Reactor Plants”, ANSI/ANS55.1, 1992.

2. FCMA-WFC-210 塑膠固化體耐火性試驗方法

1. 適用範圍

- 1.1 本方法適於低放射性塑膠固化體含氧指數之測定。
- 1.2 測定時燃燒過程所產生的煙霧、蒸氣，對人體可能產生危害，為了保護操作者安全，應採取適當的防護措施。

2. 方法概要

將氮氧混含氣流導入一開口向上的試驗管中，點燃試品頂端並維持在焰狀燃燒的平衡條件下，試驗出所需氧氣的最小濃度，此平衡條件是建立在試品燃燒後放熱與散熱到周圍環境的關係上，試驗試品燃燒的時間和燃燒長度，可判斷是否達到平衡條件，調整氧氣濃度找出臨界值，即可得到含氧指數。

3.3. 定義

含氧指數(Oxygen index)—試品於氮氧混含氣中，在此方法的試驗條件下持續起火燃燒所需氧氣的最低容積百分比。

4.4. 設備

- 4.1 試驗管柱：包括一內徑 75~100 mm，高度 450~500 mm 以上的耐熱玻璃管，管柱底部與基座結合，上方開口處需有金屬外殼覆蓋，開口直徑為 40 ± 2 mm，氣體導入基座氣體分佈器中使之均勻混合。基座內部充填直徑約 3~5 mm 如玻璃珠之類不可燃的小球(如圖 1 所示)，填充深度需 80~100 mm。
- 4.2 試品夾：必須垂直固定於管柱中心，並能夾住試品底部。如果試品具有挺立不傾的硬度時，典型試驗裝置如圖 1 所示，使用一支實驗室中夾溫度計用的固定夾，插在玻璃管底部，藉玻璃珠來固定。而

對薄板試品則改用框架，夾住其垂直方向的兩側邊緣，如圖 2 所示。

- 4.3 供氣：使用商業級(或更高級)純度的氧氣和氮氣，如果使用氮氣或氧氣和空氣的混合氣時，則須經淨化及乾燥處理。
- 4.4 流量計測及控制裝置：合適的流量計測及控制裝置必須是可調整各種氣體流量體積至 1 % 精度，氣流連接後，先使之均勻混合再導入管柱。
- 4.5 點火裝置：使用一開口端擁有小孔(口徑約 1~3 mm)的點火管，供應其甲烷或天然氣，純度至少達到 97 %，並且無預混空氣，其長度以可插入管口點燃試品為原則，垂直朝下時火焰長度約 12~20 mm 長。
- 4.6 計時器：使用可計時 5 分鐘以上，精度在 0.5 秒以內的計時器。
- 4.7 炭煙、有害氣體及廢熱之排除：設備應安裝於煙櫃內，或加裝有效的抽風設施，以確使炭煙、熱氣以及有毒氣體能被排除。

5.5. 試品製備

- 5.1 依表 1 區分材質強度製作所需試品，其數量視需求而定(通常 15~30 片)。
- 5.2 除非特別指定，否則應以原狀態條件試驗。
- 5.3 水份含量會影響燃燒指數，故對含水試樣，須於 $23\pm 2^{\circ}\text{C}$ 與相對濕度 $50\pm 5\%$ ，調節試品狀態至少 40 小時。
- 5.4 試品必須去除毛邊或渣屑，並保持平滑。

表 1 試品規格(mm)

類別	固化體種類	寬度	厚度	長度
A	本身可自撐	6.5±0.5	3.0±0.5	70~150
B	需加強支撐	52±0.5	≤10.5	135~145

6. A 類試品步驟

- 6.1 以校正裝置校正流量測量系統使其誤差值小於 0.5%，並建議每半年至少做一次校正。
- 6.2 試驗應在室溫下完成。
- 6.3 將試品垂直夾於管柱中心，使試品頂端低於管柱頂端 100 mm 以上的距離。
- 6.4 欲設定最初的氧氣濃度時，可參考類似試品的經驗值。若無從參考時，可將試品在空氣中點火引燃。如果是快速燃燒，則從含氧量 18% 開始測試。而假如在空氣中點火會熄掉時，則從 25 % 濃度開始試，或是從引火難易和燃燒時間長短去作推斷。
- 6.5 調整流量閥使管中流動氣體達到所設定之含氧量。氣體在管中流動之速率應為 4 ± 1 cm/s，其計算是以標準溫度(0 °C)和壓力(101.3 kPa)的條件為基礎，將總氣體流量 cm^3/s 除以管柱截面 cm^2 所得之流速。
- 6.6 先讓調整後之氣流於管道內換氣 30 秒，以清除系統內部之氣體。
- 6.7 頂端面點火：以點火管產生的可見焰端接觸試品頂端 30 秒後，間隔 5 秒移開火焰，觀察頂端面是否引燃，引燃的計時為移開點火管後開始。自引燃試品後，不可再調整氧氣濃度。
- 6.8 當試品燃燒狀況達到表 2 當中的 A 標準時，表示氧氣濃度太高必須

調低。

6.9 引燃試品如未達表 2 所列標準即熄滅時，標記為則應調高氧氣含量。

6.10 如果試品長度不足時，需加以更換，否則祇需將試品旋轉調頭或切除試品燃燒前端，調整氧氣濃度換氣後重新引燃。

6.11 重覆 6.6 至 6.10 之步驟，直到每次調整含氧量變化量縮小至 0.2 % 時，符合表 2 所述標準之最低含氧濃度，即為臨界含氧濃度，作為含氧指數。

6.12 至少重覆試驗三次，每次確定流速在 4 ± 1 cm/s 間保持穩定後，再重覆操作 6.5 至 6.11 之步驟。

6.13 例行校正試驗：為做例行之試驗，應設定一種氧氣濃度，按 6.1 至 6.7 規定，對一定數量試品做試驗，試驗結果應紀錄於表 2 之燃燒狀況的試品數目。

7. B 類試品步驟

7.1 遵照步驟 6.1 至 6.6。

7.2 擴散點火：以點火管產生的可見焰端接觸試品頂端面，向下延伸 6 mm，覆蓋其垂直面 30 秒後，每間隔 5 秒移開火焰，觀察垂直面是否引燃，或是可見的燃燒部分達到圖 2 當中上方的參考標記，即可移開點火管計時。自引燃試品後，不可再調整氧氣濃度。

7.3 當試品燃燒狀況達到表 2 當中的 B 標準時，表示氧氣濃度太高必須調低。

7.4 進行步驟 6.9 至 6.12。

表 2 燃燒判斷標準(mm)

材質類別	燃燒時間	燃燒距離
A	超過 3 分鐘	自頂端向下延伸 50 mm
B	超過 3 分鐘	自上方參考標記延伸 80 mm

8.計算

計算含氧指數"n"公式如下所述

$$n \% = (100 \times O_2) / (O_2 + N_2)$$

$$O_2 = \text{氧氣流量 } \text{cm}^3/\text{s}$$

$$N_2 = \text{氮氣流量 } \text{cm}^3/\text{s}$$

9.品質管制

- 9.1 另一種設計為管柱內徑 95 mm，高 210 mm，上開口端直徑縮小至 50 mm，此亦具有相同效果。
- 9.2 為維持基座和管壁清潔，在氣體分佈器上端，可安置一片沙網接收掉落之碎渣。
- 9.3 玻璃管壁附著炭煙時，需時常清洗，以免影響觀測。
- 9.4 如果管柱是採用如 9.1 所述限制開口的大型管，則樣品距離頂端需 40 mm 以上。
- 9.5 臨界含氧濃度與試驗時點燃試品溫度和混含氣體溫度有關。
- 9.6 對於持續燃燒性質的試品而言，試驗含氧濃度之因調高或調低氧氣濃度時其數據之再現性之誤差，應在 0.1 % 至 0.3 % 之間，需要考慮流量計的精度和氧氣濃度的影響。有些試品由於不穩定燃燒或積碳、垂滴、彎折等現象造成實驗結果再現性減低，這種情形需以統

計方法計算其臨界需氧量。

9.7 若試品的形狀規格不標準時，所得到之含氧指數也會不同。

10.報告：

報告內容應包括下列各事項

10.1 試驗試品的數目。

10.2 試品編號。

10.3 試品之材質類別。

10.4 試品之尺寸規格。

10.5 個別試品之氧氣指數，並計算同種類試品的平均值。

10.6 對異常現象如炭化、垂滴或彎曲等均應加以描述。

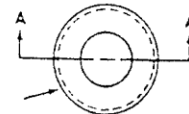
10.7 例行校正試驗的結果。

11.參考資料

11.1 原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」，(民國 92 年 09 月 10 日物字第 0920023657 號公布)。

11.2 American Society for Testing and Materials, “Standard Test Method for Measuring the Minimum Oxygen Concentration to Support Candle-like Combustion of Plastic (Oxygen Index)”, ASTM D2863-10, 2010.

玻璃管 (最小尺寸長 450 mm × 內徑 75 mm)

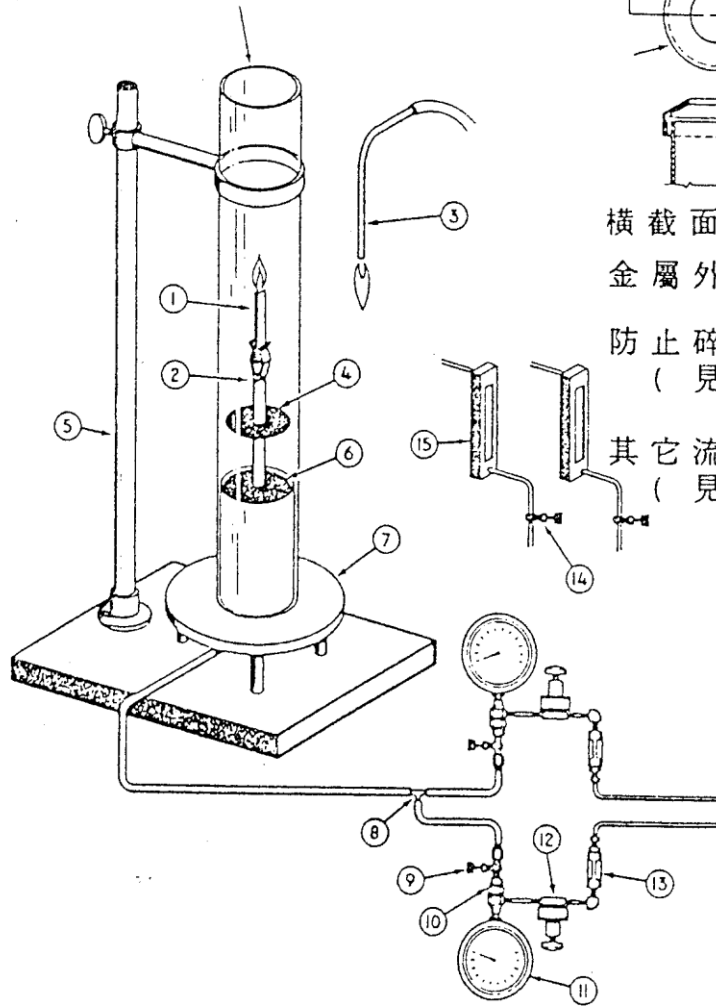


橫截面 A - A

金屬外殼 (內徑 45 mm)

防止碎渣污染設備
(見 9.2)

其它流量控制系統
(見 9.3)



1. 燃燒試品

6. 玻璃珠床

11. 氣壓表

2. 試品夾

7. 黃銅基座

12. 壓力微調裝置

3. 點火裝置

8. T型接管

13. 過濾器

4. 沙網

9. 關閉閥

14. 針式調節閥

5. 支架

10. 儲氣瓶上之小孔

15. 浮子流量計

圖 1 耐火性試驗裝置圖

材料：090不銹鋼或同等材質

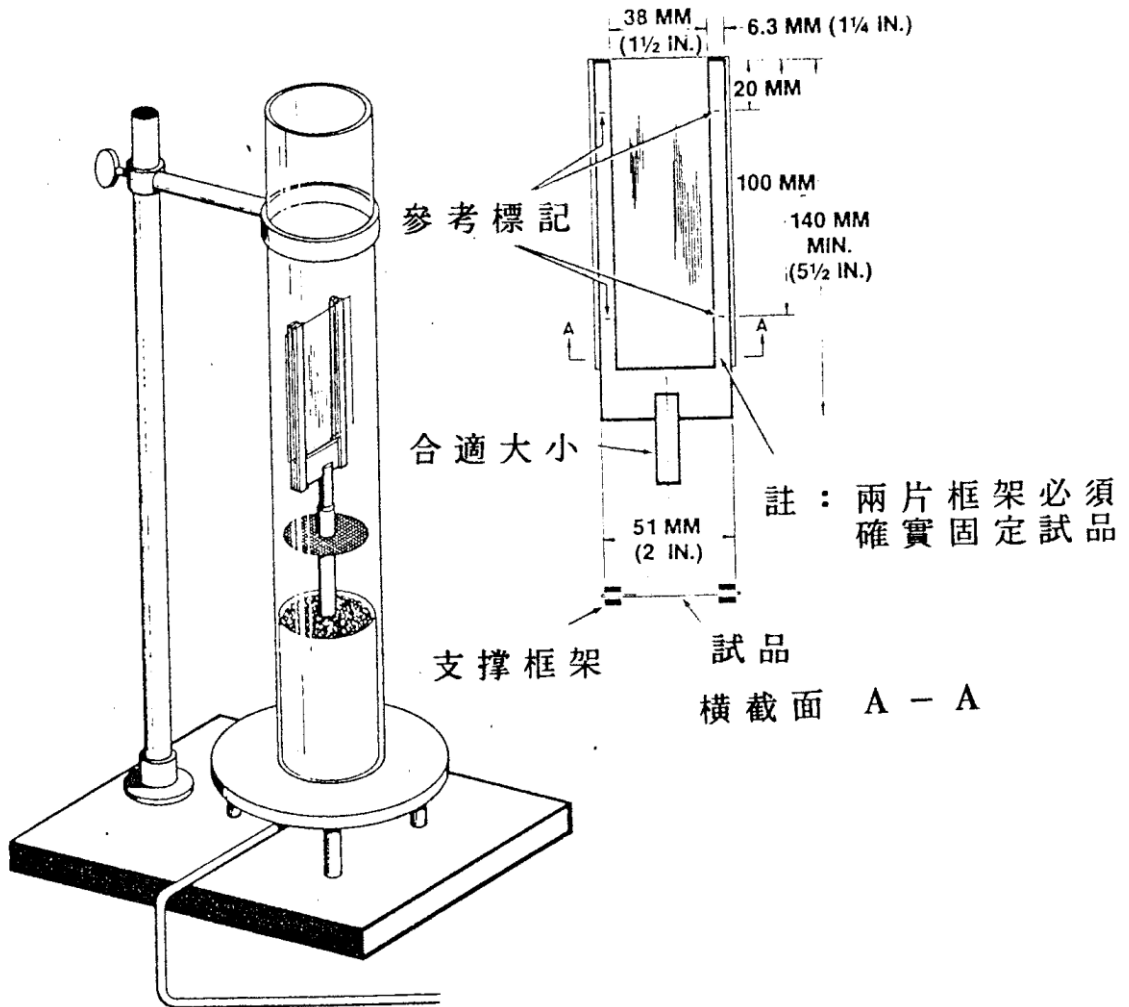


圖 2 支撐框架圖樣

3. FCMA-WFC-220 瀝青固化體耐火性試驗方法

1.適用範圍

- 1.1 本方法適於低放射性瀝青固化體燃燒點的試驗。
- 1.2 測定方法燃燒過程所產生的煙霧、蒸氣，對人體可能產生危害，為了保護操作者安全，應採取適當的防護措施。

2.方法概要

本方法是將瀝青倒入測試杯中，以固定升溫速率，增加溫度，直至試品達到燃燒點為止。

3.定義

燃燒點(Fire point)—石油產物在標準大氣壓 101.3 kPa 下，試品所產生的蒸氣與引火源接觸點燃並且燃燒最少 5 秒的溫度。

閃點(Flash point)—石油產物在標準大氣壓 101.3 kPa 下，試品所產生的蒸氣與引火源接觸產生火光，溫度在達到燃燒點不久之前。

4.設備

- 4.1 克氏開杯式閃火點分析儀 (Cleveland Open Cup / COC):可為手動操作型，其構造與尺寸如圖 1，或是自動型。
- 4.2 測試杯：尺寸規格如圖 2 所示，材質需為黃銅或是其他不會生鏽具相同熱導性的金屬材質。
- 4.3 加熱板：尺寸規格如圖 3 所示。
- 4.4 加熱源：建議使用可自動或操作溫度的電子式加熱器。

5.步驟

- 5.1 將溫度偵測器垂直固定於測試杯中心，並且距杯底 6.3~6.5 mm，調整測試焰分散器垂直於杯壁。自動化的設備則依造製造商的指示操作。

- 5.2 填充試品於測試杯內，使得液面對其填充標記，之後將測試杯放入加熱板中。
- 5.3 試品不得含有固體物質，如有高黏度或者固體成分需先做加熱液化的處理。
- 5.4 點燃測試火焰，並調整焰徑 3.2~4.8 mm，燃氣的供應壓力不得超過 3 kPa。
- 5.5 將測試杯升溫，其升溫速率為 5~6 °C/min，在距離預期的閃點 28°C 前，每升溫 2°C 時，以直線路徑將測試焰經過測試杯的中心，測試焰的中心需與測試杯杯面平行，偏移不得超過水平 2 mm，過程約為 1 秒。下一次移動火焰的路徑需為上一次的相反方向。
- 5.6 在記錄閃點發生的溫度以後，操作方式如同 5.5 所示，直到發生測試焰點燃試品，燃燒時間超過 5 秒，所得的溫度即為燃燒點。
- 5.7 完成測試後，需等待設備降溫至 60°C 以下時，再進行測試杯與設備的移除與清洗。
- 5.8 自動化裝置步驟與手動裝置相同，其他細部的相關設定，則參照製造商的指示。

6.品質管制

- 6.1 在通過閃點之前，測試焰本身會導致藍暈或火焰加大的現象，應予忽略。
- 6.2 手動與自動裝置至少一年需要校正一次，所使用的是閃點經過認證的參考物質，詳細校正步驟可參照 ASTM D92。

7.報告

報告內容應包括下列各事項

- 7.1 試驗試品的數目。
- 7.2 試品編號。

7.3 試品的閃點與燃燒點。

8.參考資料

- 8.1 原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」，(民國 92 年 09 月 10 日物字第 0920023657 號公布)。
- 8.2 American Society for Testing and Materials, “Standard Test Method for Flash and Fire Points by Cleveland Open Cup Tester”, ASTM D92-05a, 2005.

溫度計
(符合 ASTM 11C)

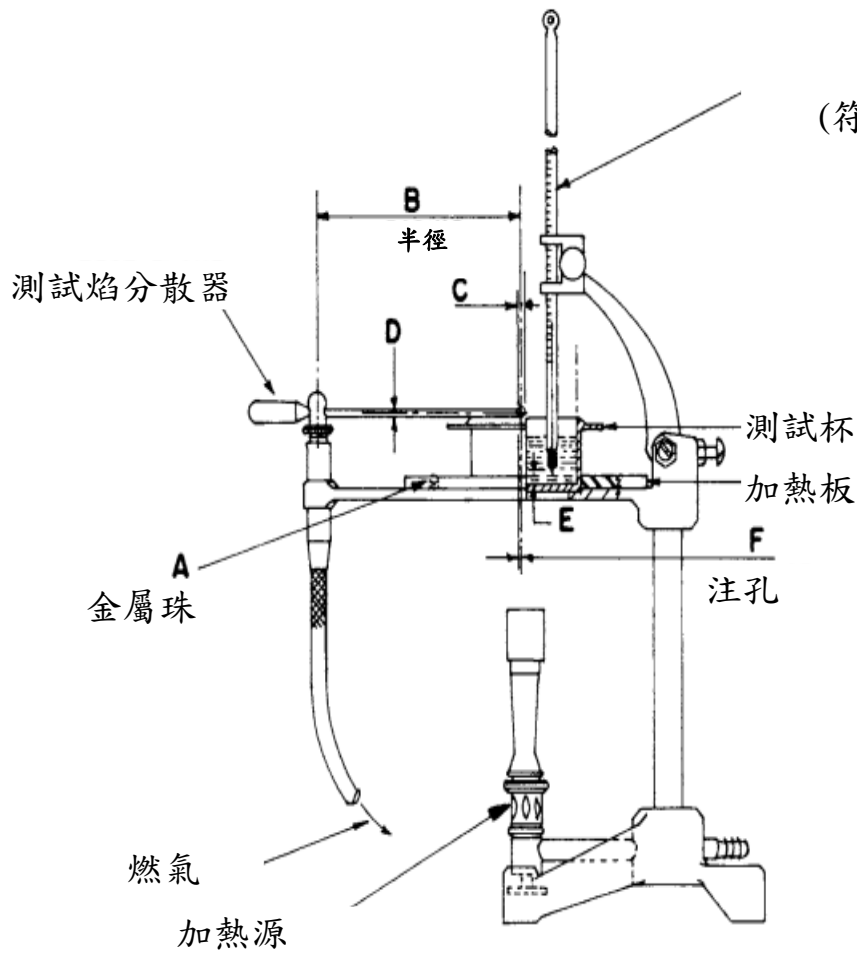


圖 1 部位	最小值(單位： mm)	最大值(單位： mm)
A-直徑	3.2	4.8
B-半徑	152	
C-直徑	1.6	
D		2
E	6	7
F-直徑	0.8	

圖 1 手動型克氏開杯式閃火點分析儀 (Cleveland Open Cup / COC)

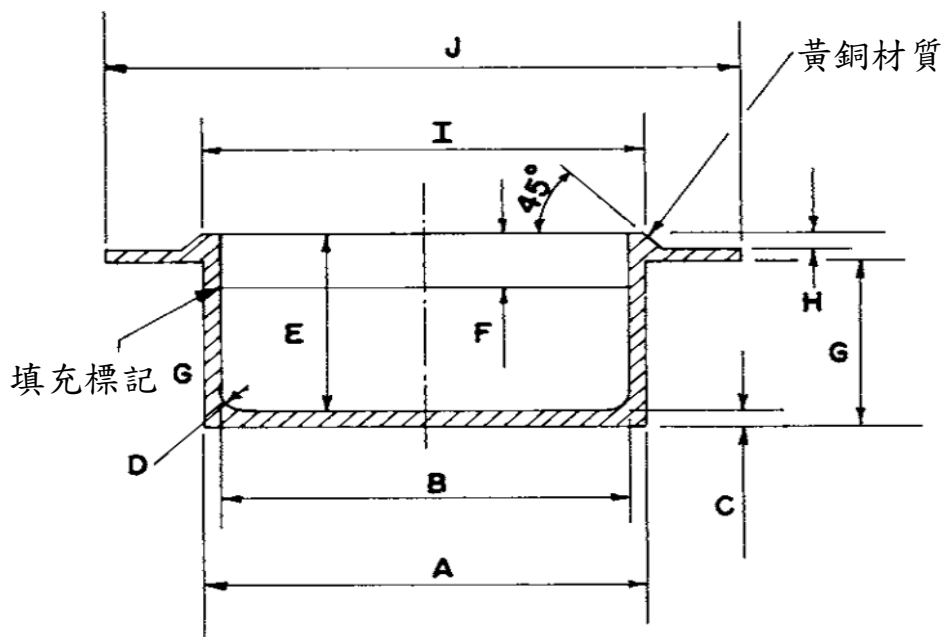


圖 2 測試杯

圖 2 部位	最小值(單位： mm)	最大值(單位： mm)
A	67.5	69
B	63	64
C	2.8	3.5
D-半徑	4	
E	32.5	34
F	9	10
G	31	32.5
H	2.8	3.5
I	67	70
J	97	100

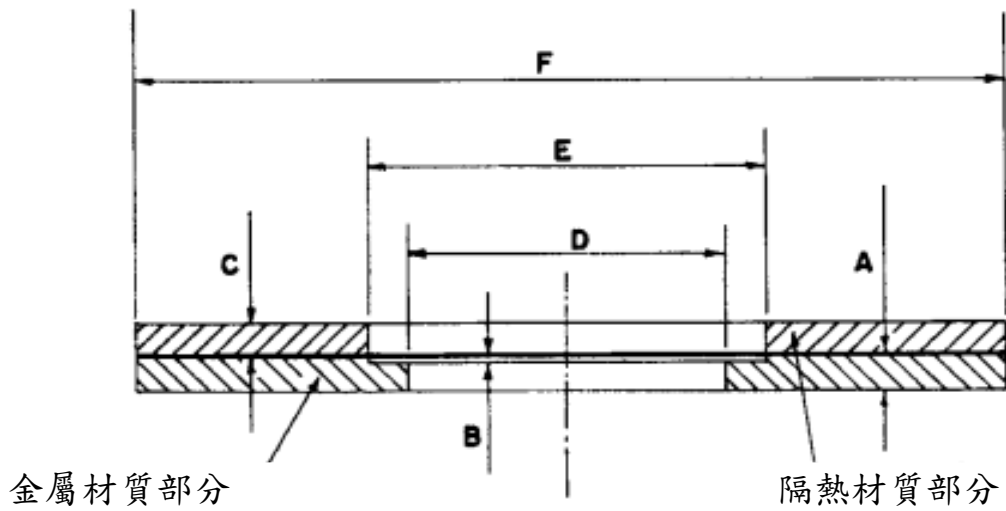


圖 3 加熱板

圖 3 部位	最小值(單位： mm)	最大值(單位： mm)
A	6	7
B	0.5	1.0
C	6	7
D-直徑	55	56
E-直徑	69.5	70.5
F-直徑	146	159

4. FCMA-WFC-310 固化體溶出指數測定方法

1.適用範圍

本方法適於測定低放射性廢棄物固化體試品之溶出指數(L)。除非作過與實際處置狀況相關的研究，否則試驗結果不能直接應用於任何特定的環境狀況。本試驗的結果只能作為短期(五天)溶出試驗後，廢棄物固化體釋出放射性核種之指標，並不能代表廢棄物固化體長期(數百至數千年)於處置場環境下之溶出情形。

2.方法概要

於固化體試品製作完成時，首先計算出每一個試品所含放射性核種及總活度 A_p 。實驗開始時先將固化體試品浸泡於實驗所需之除礦水中，使其潤濕(rinse) 約 30 秒後立即取出試品，並將浸泡之除礦水取樣計測各核種之總活度 a_r ，由 $A_p - a_r$ 即可求得該試品之初始總活度 A_0 。試品經上述 30 秒潤濕後，即重新更換等量之除礦水，再依規定之時間間隔取樣和更新溶出液，全程試驗時間為 5 天，再以整個試驗期間所收集的數據，計算出固化體試品的溶出指數(L)。

3.溶出試驗容器

3.1 製造溶出試驗容器的材料應符合以下各項要點：

3.1.1 它不會和溶出液或試品起化學反應。

3.1.2 它不會從試品或溶出液吸附化學物種。特別是溶出試驗所欲測的物種，以及會影響溶出液成分的物種。

3.1.3 應作空白測試以了解容器材料的吸附作用。

3.1.4 若使用會吸附溶出物種的材料，其吸附程度必須小於溶出增量分數的5%，或是在溶出液取樣和更換的同時，必需分析並除去容器中被吸附的物種。

3.1.5 它不會在溶出期間釋出干擾物質以改變溶出液的組成。

3.1.6 它可以經得起溶出過程所包含的狀況。

3.2 溶出試驗容器須可防止溶出液過度蒸發(24小時內之蒸發量不超過溶出液總體積之2%)。

3.3 容器的大小須能使浸入試品的表面積(98%以上)在整個溶出過程中和溶出液接觸。容器的大小除應足以容納溶出液外，並應留下一些自由空間，以方便試品和溶出液的操作。

4. 溶出液

4.1 本試驗使用之溶出液，須為25°C時導電度低於5 $\mu\text{mho/cm}$ ，總有機碳含量(TOC)低於3 ppm的除礦水。

4.2 溶出液須依照指定的時間間隔，進行取樣和完全更新。

4.3 溶出液的溫度在整個試驗期間必須保持在17.5~27.5°C的範圍內。

4.4 溶出液的體積VL與試品的表面積S之比值應在 10 ± 0.2 (cm)的範圍內。

5. 試品製備

5.1 試品須具有代表性，其表面條件、材料的均勻性都須與真實的廢棄物固化體相同，且試品須有合適的形狀、質量和體積。

5.2 試品應依照廢棄物固化體的固化程序製備，或使用固化體試品模具來鑄造，以使試品表面平滑，並消除其內部的空隙(void)，使其均勻度與實際廢棄物固化體一致。

5.3 對於類似玻璃(glass-like)或熱固性(thermosetting)的廢棄物，必須加熱試品容器，以產生一可代表真實廢棄物固化體的加熱過程(thermal history)，其加熱過程必須確實記錄。

5.4 試品製備好後，在未進行溶出試驗前，應置於試品容器內，以密封保存，此容器與試品模具可以相同，也可以不同。

5.5 試品容器應由確知不會與試品發生化學反應的材料所製成(例如：聚乙烯、聚丙烯、不銹鋼、陶瓷、玻璃等)。對所有的廢棄物固化體而言，

沒有單一材料是最佳的材料。

- 5.6 試品的幾何形狀可以是完整的圓柱體、平行六面體、或球體，但最好為圓柱體。圓柱體的長度對直徑比在0.2~5之間，而平行六面體的長度對最小厚度比在0.2~5之間。
- 5.7 使用小試品可有效減少輻射範圍，但試品尺寸須不能小到危及其本身的均勻性、分析之靈敏度，或對試品製備造成實質的困難。除非確實有必要使用較小的試品(例如：使個人之輻射曝露降至最低)，否則試品的尺寸建議至少為1公分。

6.溶出試驗步驟

- 6.1 從試品容器取出試品，開始溶出試驗。
- 6.2 將固化體試品浸泡於實驗所需之除礦水中，使其潤濕約30秒後，取出試品。
- 6.3 在進行溶出試驗以前，先用與溶出試驗容器相同體積的除礦水潤濕試驗容器，以回收殘留在剩餘溶液中或容器壁上所有的放射性物質。
- 6.4 將潤濕容器和試品之除礦水混合(以下稱潤溼液)，並分析液體中各核種之放射性強度，分析結果以強度分率 $(a_r/A_0)_i$ 表示。強度分率 $(a_r/A_0)_i$ 之定義為潤溼液中， i 核種之活度 $(a_r)_i$ 對試品內相同核種 (i) 初始總活度 $(A_0)_i$ 之比值。
- 6.5 將試品以合適的裝置固定，此裝置須不會與試品發生反應、干擾溶出液取出和更換、損害試品的表面或遮蔽試品曝露於溶出液之表面積(>2%)，合適的支撐裝置包括可懸掛試品的金屬線、堅固的支撐台、或以金屬線編織而成的網籃。
- 6.6 將足夠量的溶出液倒入試驗容器中，溶出液必需均勻覆蓋整個試品表面，且在溶出試驗期間不要攪拌溶出液。
- 6.7 依照下列規定之時間表(參見圖1)，作溶出液更新及溶出液取樣：

- 6.7.1 自試驗開始後第2、7及24小時進行溶出液更新及取樣(共3次)。
- 6.7.2 往後四天每隔24小時進行溶出液更新及取樣(共4次)。
- 6.7.3 如需進行延長溶出試驗，則接著於試驗後之第19天、47天及第90天進行溶出液更新及取樣(共3次)。
- 6.7.4 延長溶出試驗中的最後三次溶出液更新及取樣，如遇到週六(或週日)，可移至週五(或週一)進行。因為在較長的試驗間隔，提前一天或延緩一天更換溶出液及取樣，其結果並不會有顯著的不同。
- 6.8 在每一溶出間隔結束時，快速地將試品從用過的溶出液中取出，並置入一含新鮮溶出液之試驗容器中。
- 6.9 試品在置入新的溶出液前，亦可用除礦水稍微潤濕(< 5s)。
- 6.10 在更新溶出液的過程中，不能使試品的表面達到乾燥，因此務必儘量縮短試品曝露在空氣中的時間。
- 6.11 將用過溶出液取出後，用除礦水潤濕試驗容器，以除去殘留的溶出液和內含的放射性物質。
- 6.12 測定潤濕液(包含試品及試驗容器潤濕液)及剛取出之用過溶出液中的放射性活度。
- 6.13 如6.7所示，完整之標準溶出試驗供需5天時間，而延長溶出試驗則需要90天時間。

7. 溶出液分析

- 7.1 於每一次溶出步驟結束後，取等份量之溶出液，以適當的分析方法來決定其中欲測核種之數量(a_n)_i。
- 7.2 溶出液在取樣之前，須充分攪拌以懸浮其中之固體微粒，或加入化學藥品，以溶解此類固體微粒。
- 7.3 當溶出過程有沈澱物產生時，則要分析沈澱物中欲測核種之量，並與溶出液中欲測核種之量相加。

8. 結果之分析

8.1 假如從一均勻、規則固體物溶出某物質之量仍低於原固體物中該物可溶出量的20%時，則溶出行為(由擴散控制)可用半無限大介質之溶出現象來概略估算。在許多溶出測試中，作為追縱核種的同位素須具有穩定且半化期長(對試驗時間而言)的特性。

8.2 核種的有效擴散率(effective diffusivity) 可由下列質量傳送方程式來表示：

$$D = \pi \left[\frac{a_n / A_0}{(\Delta t)_n} \right] \left[\frac{V}{S} \right]^2 T \quad (1)$$

其中

D：有效擴散率(cm^2/s)

a_n ：核種自試品在第 n次溶出間隔時釋放出之活度

A_0 ：核種在試品中第一次溶出間隔開始之活度

$(\Delta t)_n = t_n - t_{n-1}$ ：第 n次溶出間隔時間(s)

V：試品體積(cm^3)

S：試品之表面積(cm^2)

T：溶出間隔之平均時間(s)，即

$$T = \left[\frac{1}{2} (t_n^{1/2} + t_{n-1}^{1/2}) \right]^2 \quad (2)$$

其中

t_n ：浸泡至第n次溶出間隔時間(s)

t_{n-1} ：浸泡至第n-1次溶出間隔時間(s)

8.3 若固體物溶出某物質之量高於原固體物中該物可溶出量的20%時，則有效擴散率可用特定形狀之質量傳送方程式計算獲得。表1即是由數種形式圓柱體之實驗數據計算D值，此法是以積分(integral)數據計算而非由方程式(1)所列之遞增(incremental)數據。

8.4 使用表1計算溶出累積分數($F = \sum a_n / A_o$)，由F的數值，再根據圓柱體試品之長度對直徑比(l/d)，從表1求對應的G值，由G值與其他數值代入方程式(3)中可得到有效擴散率D，即：

$$D = \frac{Gd^2}{t} \quad (3)$$

其中

G：圓柱體之時間因子(無因次)

d：圓柱體之直徑(cm)

t：總溶出時間(s)

8.5 圖2為數種幾何形狀之固化體估算其有效擴散率D之圖形，同時此圖也顯示出有限物體之溶出，若超過20%之起始放射活性溶出後，將與預測之半無限大介質模式之結果有相當大的差異，圖2為溶出累積分數對無因次時間因子Z作圖。其中

$$Z = \left[(Dt) \left(\frac{S}{V} \right)^2 \right]^{1/2} \quad (4)$$

而試品之幾何形狀為第三變數。

8.6 由圖2所得之D值，與前面用表的方法所得之D值相吻合，由表與圖兩種途徑求得之D值，相關變數之數值可由表1與圖2中之數值線性內插而求得。相反地，由合理估計之D值，可約略推算出試品在試驗時間內之半無限大介質之情況。

8.7 在前述的計算中，並無考慮放射性活度衰變之因素，此即是

$$(a_n)_\tau = b_n \left(\frac{V_l}{V_a} \right) e^{\lambda\tau} \rightarrow b_n \left(\frac{V_l}{V_a} \right) (1) \equiv a_n \quad (5)$$

其中

$(a_n)_\tau$ ：分析用等份量溶出液中之放射性核種之量(已作放射衰變參考時間之修正)

b_n ：分析用等份量(aliquot)溶出液中放射性核種之量

v_a ：分析用溶出液之體積(ml)

V_l ：溶出液之體積(ml); (由 V_l 溶出液進一步取 v_a 進行分析)

λ ：放射衰變常數 = $\ln 2 / t_{1/2} = 0.693 / t_{1/2} (s^{-1})$

$t_{1/2}$ ：欲測核種之半化期(s)

τ ：從參考時間至等份量溶出液起始計測之間隔時間(s)

8.8 如果不用參考射源方法來報告數據，且欲測之放射核種之半化期短 ($t_{1/2} < 20\tau$)，則計測數據必須修正至參考時間，一般而言，參考時間為第一次溶出之起始時間。如方程式(5)所示， b_n 乘以指數項 $e^{\lambda\tau}$ 即是修正值。

9. 溶出指數之測定

9.1 固化體試品中欲測定之核種i的溶出指數定義為

$$L_i = \frac{1}{7} \sum_1^7 [\log(\beta / D_i)]_n \quad (6)$$

其中

β ：常數($1.0 \text{ cm}^2/\text{s}$)

D_i ：核種 i 之有效擴散率

9.2 若 $\sum a_n / A_o < 0.2$ ，則 D_i 可由方程式(1)計算而得，否則由方程式(3)及表1之表定法或是由圖2之圖示法而得。

9.3 方程式(6)是核種i的7次測定值(L_n)之平均數當作該核種之溶出指數(L_i)。

9.4 如果不同之化學物種在固定組成物質中移動有快慢時，則物質中之不同放射核種會有不同之溶出指數。在同一組成中不同核種之溶出指數是將核種符號以下標方式顯示，如 $L_{\text{Co-60}} = 10.7$ 。

9.5 如果進行延長溶出試驗，溶出指數之符號改為 \bar{L} ，而且須考慮原先的7個溶出間隔以及增加的3個溶出間隔之 $\log(\beta/D_i)$ 平均值，即

$$\bar{L}_i = \frac{1}{10} \sum_1^{10} [\log(\beta / D_i)]_n \quad (7)$$

9.6 若擴散模式中，所有使用之起始和邊界條件都符合，則溶出指數與時間無關，此即是在每一 L_n 都等於 L_i ，然而 L 的測定包含著不明之效應以及變化，這些皆可對實際的狀況造成些微的影響，此方法採用可靠度範圍和關聯係數以測量這些差異。

9.7 溶出率指數的99.9%可靠度範圍可由下式定義：

$$C = L_i \pm 5.959 \sigma_L n^{-1/2} = L_i \pm 2.25 \sigma_L \quad (8)$$

其中

C ： L_i 的99.9% 可靠度範圍(無因次)

L_i ：7個 L_n 的平均值，即方程式(6)(無因次)

L_n ：由第 n 次溶出間隔數據計算出的 L 值(無因次)

σ_L ：7個 L_n 值的標準平均偏差(無因次)，其定義如下

$$\sigma_L = \frac{1}{\sqrt{6}} \left[\sum_1^7 (L_n - L_i)^2 \right]^{1/2} \quad (9)$$

L 和 t 之間的關聯係數可用以下的關係來定義：

$$r = \frac{\sigma_{Lt}}{\sigma_L \sigma_t} \quad (10)$$

其中

r ：關聯係數(無因次)

σ_{Lt} ：7組 L 和 t 之間的共偏差(covariance)(s)，其定義如下

$$\sigma_{Lt} = \frac{1}{6} \sum_1^7 (L_n - L_i)(t_n - t_m) \quad (11)$$

σ_t ：7個 t_n 值的標準平均偏差(s)，其定義如下

$$\sigma_t = \frac{1}{6} \left[\sum_1^7 (t_n - t_m)^2 \right]^{1/2} \quad (12)$$

其中

t_n ：第 n 次溶出間隔結束的時間(s)

t_m ：7個 t_n 平均值(s)，其定義如下

$$t_m = \frac{1}{7} \sum_1^7 t_n \quad (13)$$

9.8 關聯係數的改變範圍由-1至+1，正負號代表當 t_n 增大時， L_n 趨向於增大(+r)或減小(-r)。

9.9 所有統計參數之計算須具有比原有的 L_n 和 t_n 至少多二位之有效位數，在未取得最終結果前，所有數據不得任意進位。溶出指數之標示須包含可靠度範圍和關聯係數，可靠度範圍取至小數點下一位，關聯係數取至小數點下二位。

10.品質管制

10.1 溶出液的成分、溶出液更新頻率和測試條件(例如溫度和壓力)等因素都會影響溶出試驗的結果。因此，試驗須依照本方法所規定的溶出液，溶出液取樣和更新的時間表，溶出液的溫度和其它詳細的試驗條件進行。

10.2 如果測定合併潤濕液中核種之量，相對於前一次之數據有極大的差異或是遠超過廢棄物標明之資料，溶出試驗應終止，確認造成差異的原因，並重新測試。和前一次數據或標明資料明顯相差，表示溶出試驗程序不適當、試品不具代表性、試品製備過程不正確或其它不顯著之原因。若無相當大的差異存在，則數據要按照規定期間連續收集。

10.3 因更新溶出液的時間需要相當迅速，使得更換時間相較於溶出間隔時間而言變得不是很重要。所以，所有實際操作的計測時間 t_c 約等於所有溶出間隔時間的總和，即 $t_c \doteq (\Delta t)_n$ 。

10.4 A_0 的值可由製備試品之總放射性活度 A_p 減去最初合併之潤濕液的放射性活度 a_r 求得(即 $A_0 = A_p - a_r$)。 A_0 和 a_r 的值，需作放射性衰變的修正，並且指出其參考時間(例如第一次溶出間隔開始的時間)。

- 10.5 污染物質(放射性或非放射性)之含量，其單位為微居里(μCi)、貝克(Bq)或微克(μg)。
- 10.6 假如相關的放射性核種之半化期未超過計測時間的20倍時，數據必須對參考時間作放射性衰變的修正，雖然可使用任意方便的時間作為參考時間，但建議使用第一次溶出間隔開始時間作為參考時間。
- 10.7 假如溶出試驗用非放射性追蹤物質(tracer)作處理，使用之分析方法必需足夠靈敏以產生具代表性的數據，於這種情況下， A_0 代表在最初潤濕後，存於試品中追蹤劑的總量，這和其它溶出數據(如 a_n 等)可採用微克(μg)或一些分析程序上的其它特定參數作為單位。
- 10.8 本方法所定義之溶出指數(L 或 \bar{L})是一種材料變數。此變數受到試驗材料的限制。只有在試品本身於溶出試驗期間無重大變化以及其和真實廢棄物固化體之材料特性相同時，此指數才具有意義。

11.報告：

報告內容應包括下列各事項：

- 11.1 廢棄物的類別，以及廢棄物和固化劑形成廢棄物固化體的固化配比(重量或體積)。
- 11.2 固化材料(固化劑)和添加劑的類別和成分(包含需註明所用之商業品名)。
- 11.3 放射性核種及/或非放射性追蹤物質，及其在剛製備完成之溶出試品中之總量(A_p)_i和經30秒潤濕後之溶出試品中之總量(A_0)。
- 11.4 對特定試品製備方法的所有變更。
- 11.5 溶出試驗試品的形狀、質量和大小。
- 11.6 試品製備和溶出的歷程，包括時間、溫度和其它相關資料。
- 11.7 每一溶出間隔(即日、時或分)的開始或結束時間。
- 11.8 溶出液的導電度($\mu\text{mho}/\text{cm}$ 在 25°C)和總有機碳(TOC)含量。

- 11.9 每一溶出間隔期間使用溶出液的體積。
- 11.10 每一溶出間隔結束時，溶出液的溫度。
- 11.11 分析用之等份量溶出液體積。
- 11.12 每一溶出間隔結束時，存在於等份量溶出液中之放射性或非放射性物質的類別和含量，含量之表示單位有微居里(μCi)、貝克(Bq)或微克(μg)。
- 11.13 溶出前後，試品表面的外觀。
- 11.14 試驗期間試品形狀和大小的變化。
- 11.15 溶出液中是否含有不溶解固體。
- 11.16 試驗結果所計算出之溶出指數(L)。
- 11.17 溶出指數(L)包含可靠度範圍和關聯係數。

12. 參考資料

- 12.1 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」，(民國92年9月10日會物字第0920023657號公布)。
- 12.2 American National Standards Institute/American Nuclear Society, “American National Standard for Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Wastes by a Short-Term Test Procedure”, ANSI/ANS-16.1, 2003.

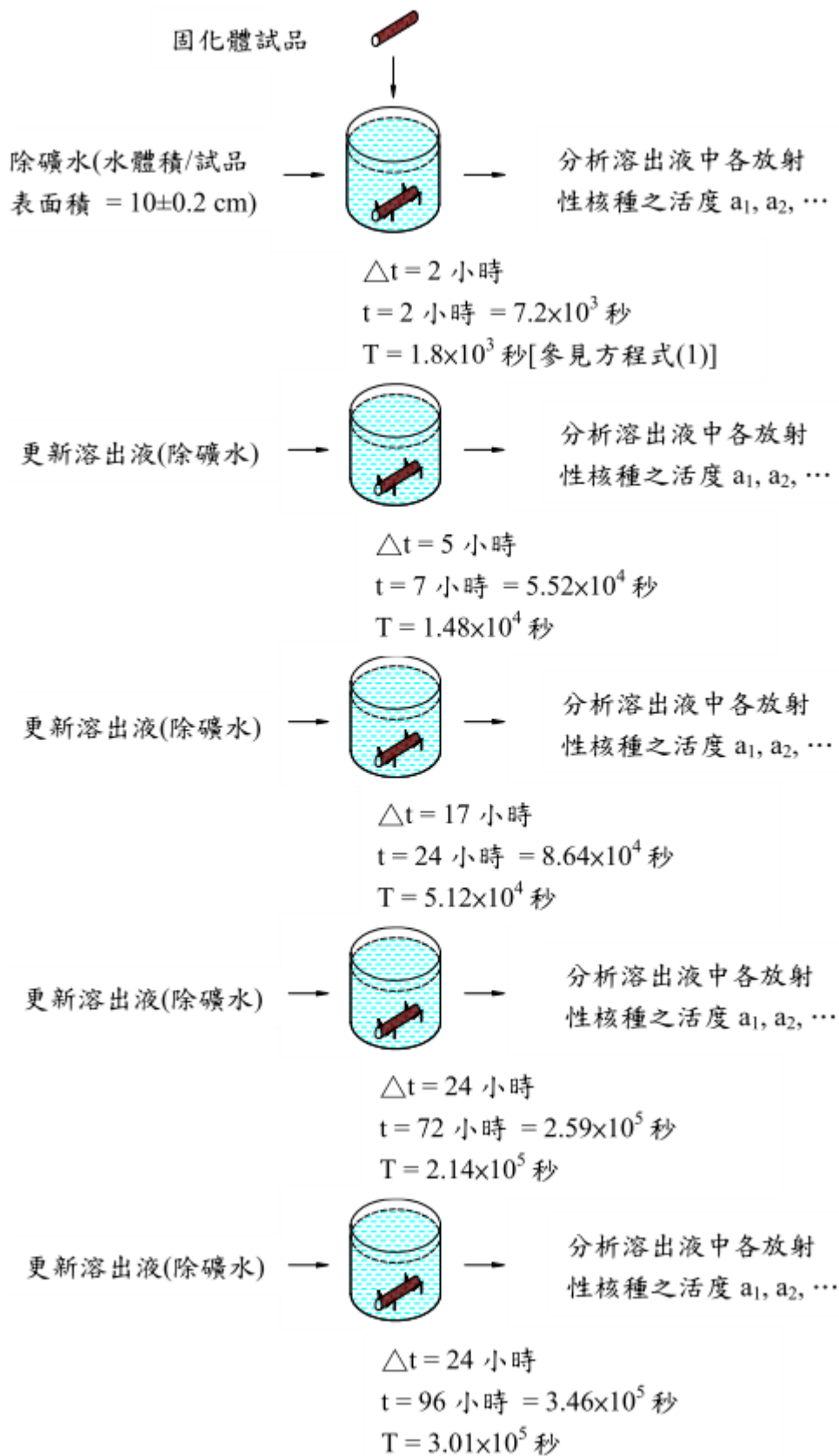
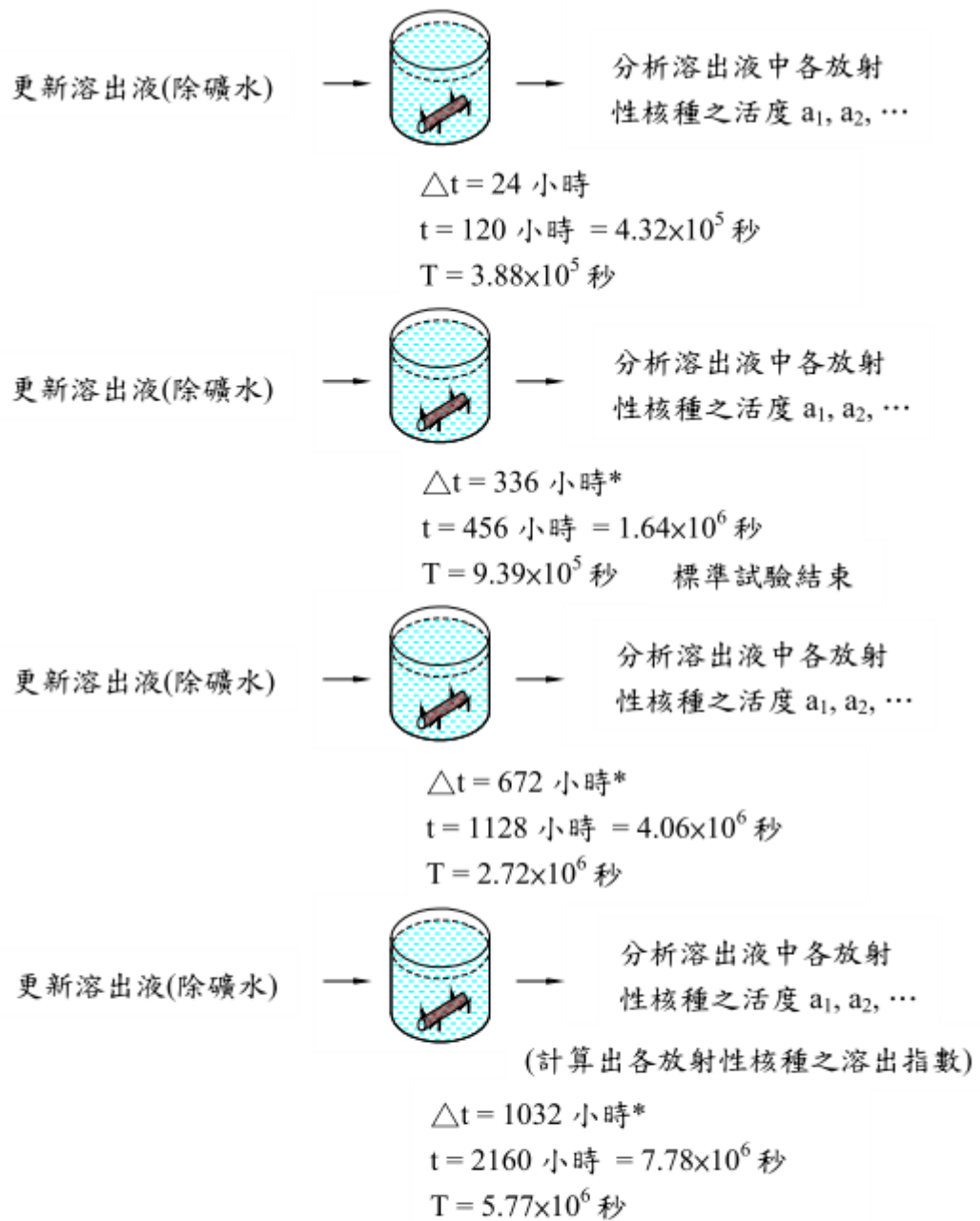


圖 1: 溶出試驗圖



試驗溫度範圍 17.5~27.5°C

註*: 延長溶出試驗提前一天或延緩一天更換溶出液及取樣

圖 1: 溶出試驗圖(續)

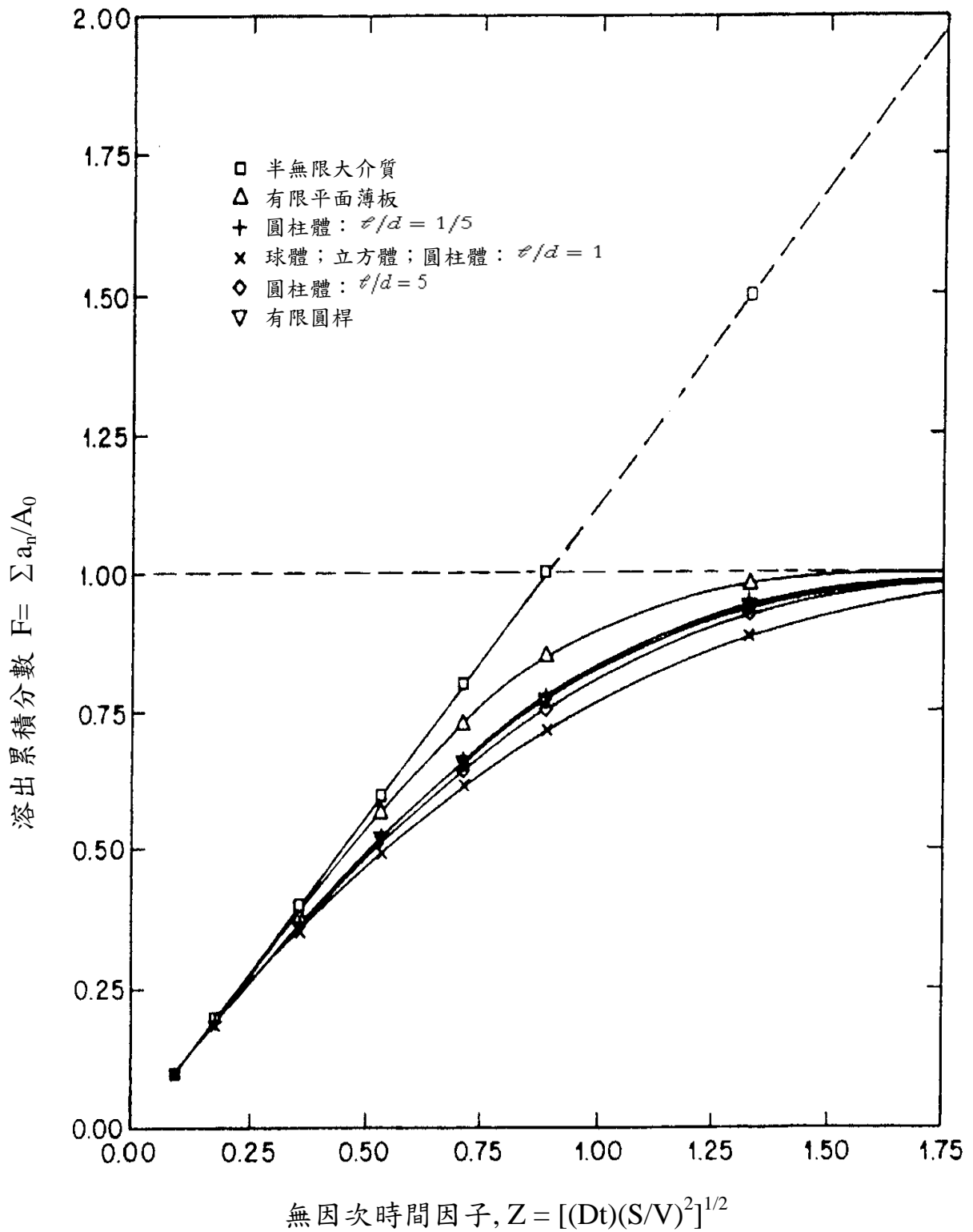


圖 2: 各種形狀之固體合半無限大介質之溶出分數與無因次時間因子 Z 關係圖

表 1: 有限圓柱體溶出之間因子 $G^{a, b}$

溶出累積 分數(F)	時間因子($G = Dt/d^2$)						
	L/d= 0.3	L/d= 0.5	L/d= 1.0	L/d= 1.5	L/d= 2.0	L/d= 3.0	L/d= 5.0
0.20	3.10D-4	5.59D-4	9.98D-4	1.26D-3	1.42D-3	1.62D-3	1.80D-3
0.21	3.43D-4	6.21D-4	1.11D-3	1.40D-3	1.58D-3	1.80D-3	2.00D-3
0.22	3.79D-4	6.86D-4	1.23D-3	1.54D-3	1.74D-3	1.98D-3	2.21D-3
0.23	4.17D-4	7.55D-4	1.35D-3	1.70D-3	1.92D-3	2.18D-3	2.43D-3
0.24	4.57D-4	8.28D-4	1.48D-3	1.86D-3	2.11D-3	2.39D-3	2.66D-3
0.25	4.98D-4	9.05D-4	1.62D-3	2.04D-3	2.30D-3	2.61D-3	2.90D-3
0.26	5.42D-4	9.86D-4	1.77D-3	2.22D-3	2.51D-3	2.84D-3	3.16D-3
0.27	5.89D-4	1.07D-3	1.92D-3	2.41D-3	2.72D-3	3.09D-3	3.43D-3
0.28	6.37D-4	1.16D-3	2.08D-3	2.61D-3	2.95D-3	3.34D-3	3.71D-3
0.29	6.88D-4	1.26D-3	2.25D-3	2.82D-3	3.19D-3	3.61D-3	4.00D-3
0.30	7.40D-4	1.35D-3	2.43D-3	3.05D-3	3.43D-3	3.89D-3	4.31D-3
0.31	7.96D-4	1.46D-3	2.61D-3	3.28D-3	3.69D-3	4.18D-3	4.63D-3
0.32	8.54D-4	1.56D-3	2.81D-3	3.52D-3	3.97D-3	4.49D-3	4.97D-3
0.33	9.14D-4	1.68D-3	3.01D-3	3.77D-3	4.25D-3	4.81D-3	5.32D-3
0.34	9.77D-4	1.80D-3	3.22D-3	4.04D-3	4.55D-3	5.14D-3	5.68D-3
0.35	1.04D-3	1.92D-3	3.44D-3	4.31D-3	4.86D-3	5.48D-3	6.06D-3
0.36	1.11D-3	2.05D-3	3.68D-3	4.60D-3	5.18D-3	5.85D-3	6.45D-3
0.37	1.18D-3	2.18D-3	3.92D-3	4.90D-3	5.51D-3	6.22D-3	6.86D-3
0.38	1.25D-3	2.32D-3	4.17D-3	5.21D-3	5.86D-3	6.61D-3	7.29D-3
0.39	1.33D-3	2.46D-3	4.43D-3	5.54D-3	6.23D-3	7.02D-3	7.73D-3
0.40	1.41D-3	2.61D-3	4.70D-3	5.88D-3	6.60D-3	7.44D-3	8.19D-3
0.41	1.49D-3	2.77D-3	4.99D-3	6.23D-3	7.00D-3	7.87D-3	8.67D-3
0.42	1.58D-3	2.93D-3	5.28D-3	6.60D-3	7.40D-3	8.33D-3	9.16D-3
0.43	1.67D-3	3.10D-3	5.59D-3	6.98D-3	7.83D-3	8.80D-3	9.67D-3
0.44	1.76D-3	3.28D-3	5.91D-3	7.37D-3	8.27D-3	9.29D-3	1.02D-2
0.45	1.85D-3	3.46D-3	6.24D-3	7.78D-3	8.72D-3	9.79D-3	1.07D-2
0.46	1.95D-3	3.65D-3	6.58D-3	8.21D-3	9.19D-3	1.03D-2	1.13D-2
0.47	2.05D-3	3.84D-3	6.94D-3	8.65D-3	9.69D-3	1.09D-2	1.19D-2
0.48	2.16D-3	4.05D-3	7.31D-3	9.11D-3	1.02D-2	1.14D-2	1.25D-2
0.49	2.27D-3	4.26D-3	7.70D-3	9.58D-3	1.07D-2	1.20D-2	1.31D-2

表 1: 有限圓柱體溶出之間因子 G(續)

溶出累積 分數(F)	時間因子($G = Dt/d^2$)						
	L/d= 0.3	L/d= 0.5	L/d= 1.0	L/d= 1.5	L/d= 2.0	L/d= 3.0	L/d= 5.0
0.50	2.38D-3	4.48D-3	8.10D-3	1.01D-2	1.13D-2	1.26D-2	1.38D-2
0.51	2.49D-3	4.71D-3	8.52D-3	1.06D-2	1.18D-2	1.32D-2	1.45D-2
0.52	2.61D-3	4.94D-3	8.95D-3	1.11D-2	1.24D-2	1.39D-2	1.52D-2
0.53	2.74D-3	5.19D-3	9.40D-3	1.17D-2	1.30D-2	1.46D-2	1.59D-2
0.54	2.87D-3	5.44D-3	9.86D-3	1.22D-2	1.37D-2	1.52D-2	1.66D-2
0.55	3.00D-3	5.70D-3	1.03D-2	1.28D-2	1.43D-2	1.60D-2	1.74D-2
0.56	3.13D-3	5.98D-3	1.09D-2	1.35D-2	1.50D-2	1.67D-2	1.82D-2
0.57	3.28D-3	6.26D-3	1.14D-2	1.41D-2	1.57D-2	1.75D-2	1.90D-2
0.58	3.42D-3	6.55D-3	1.19D-2	1.48D-2	1.64D-2	1.83D-2	1.99D-2
0.59	3.57D-3	6.86D-3	1.25D-2	1.54D-2	1.72D-2	1.91D-2	2.08D-2
0.60	3.73D-3	7.17D-3	1.31D-2	1.62D-2	1.80D-2	2.00D-2	2.17D-2
0.61	3.89D-3	7.50D-3	1.37D-2	1.69D-2	1.88D-2	2.08D-2	2.26D-2
0.62	4.06D-3	7.84D-3	1.43D-2	1.77D-2	1.96D-2	2.18D-2	2.36D-2
0.63	4.23D-3	8.19D-3	1.50D-2	1.85D-2	2.05D-2	2.27D-2	2.46D-2
0.64	4.41D-3	8.56D-3	1.56D-2	1.93D-2	2.14D-2	2.37D-2	2.56D-2
0.65	4.59D-3	8.94D-3	1.64D-2	2.02D-2	2.24D-2	2.47D-2	2.67D-2
0.66	4.78D-3	9.33D-3	1.71D-2	2.11D-2	2.33D-2	2.58D-2	2.78D-2
0.67	4.98D-3	9.75D-3	1.79D-2	2.20D-2	2.44D-2	2.69D-2	2.90D-2
0.68	5.18D-3	1.02D-2	1.87D-2	2.30D-2	2.54D-2	2.80D-2	3.02D-2
0.69	5.40D-3	1.06D-2	1.95D-2	2.40D-2	2.65D-2	2.92D-2	3.15D-2
0.70	5.62D-3	1.11D-2	2.04D-2	2.50D-2	2.77D-2	3.04D-2	3.27D-2
0.71	5.84D-3	1.16D-2	2.13D-2	2.61D-2	2.89D-2	3.17D-2	3.41D-2
0.72	6.08D-3	1.21D-2	2.23D-2	2.73D-2	3.01D-2	3.30D-2	3.55D-2
0.73	6.33D-3	1.26D-2	2.33D-2	2.85D-2	3.14D-2	3.44D-2	3.70D-2
0.74	6.59D-3	1.31D-2	2.43D-2	2.97D-2	3.27D-2	3.59D-2	3.85D-2
0.75	6.86D-3	1.37D-2	2.54D-2	3.11D-2	3.42D-2	3.74D-2	4.01D-2
0.76	7.14D-3	1.43D-2	2.65D-2	3.24D-2	3.56D-2	3.90D-2	4.17D-2
0.77	7.44D-3	1.49D-2	2.77D-2	3.39D-2	3.72D-2	4.06D-2	4.34D-2
0.78	7.75D-3	1.56D-2	2.90D-2	3.54D-2	3.88D-2	4.24D-2	4.52D-2
0.79	8.08D-3	1.63D-2	3.03D-2	3.70D-2	4.05D-2	4.42D-2	4.71D-2
0.80	8.42D-3	1.70D-2	3.18D-2	3.87D-2	4.24D-2	4.61D-2	4.91D-2

表 1: 有限圓柱體溶出之間因子 G(續)

溶出累積 分數(F)	時間因子($G = Dt/d^2$)						
	L/d= 0.3	L/d= 0.5	L/d= 1.0	L/d= 1.5	L/d= 2.0	L/d= 3.0	L/d= 5.0
0.81	8.78D-3	1.78D-2	3.32D-2	4.04D-2	4.42D-2	4.81D-2	5.12D-2
0.82	9.16D-3	1.86D-2	3.48D-2	4.23D-2	4.63D-2	5.03D-2	5.35D-2
0.83	9.56D-3	1.95D-2	3.65D-2	4.43D-2	4.84D-2	5.25D-2	5.58D-2
0.84	9.99D-3	2.04D-2	3.83D-2	4.64D-2	5.07D-2	5.49D-2	5.83D-2
0.85	1.05D-2	2.14D-2	4.02D-2	4.87D-2	5.31D-2	5.75D-2	6.10D-2
0.86	1.09D-2	2.25D-2	4.23D-2	5.11D-2	5.57D-2	6.03D-2	6.38D-2
0.87	1.15D-2	2.36D-2	4.45D-2	5.38D-2	5.85D-2	6.32D-2	6.69D-2
0.88	1.21D-2	2.49D-2	4.69D-2	5.66D-2	6.15D-2	6.64D-2	7.02D-2
0.89	1.27D-2	2.62D-2	4.95D-2	5.97D-2	6.49D-2	6.99D-2	7.38D-2
0.90	1.34D-2	2.77D-2	5.23D-2	6.31D-2	6.85D-2	7.37D-2	7.78D-2
0.91	1.41D-2	2.94D-2	5.55D-2	6.69D-2	7.25D-2	7.80D-2	8.22D-2
0.92	1.50D-2	3.12D-2	5.90D-2	7.11D-2	7.70D-2	8.27D-2	8.71D-2
0.93	1.60D-2	3.33D-2	6.31D-2	7.59D-2	8.21D-2	8.81D-2	9.26D-2
0.94	1.71D-2	3.58D-2	6.77D-2	8.14D-2	8.81D-2	9.43D-2	9.91D-2
0.95	1.84D-2	3.87D-2	7.33D-2	8.80D-2	9.51D-2	1.02D-1	1.07D-1
0.96	2.01D-2	4.22D-2	8.00D-2	9.61D-2	1.04D-1	1.11D-1	1.16D-1
0.97	2.22D-2	4.68D-2	8.87D-2	1.06D-1	1.15D-1	1.22D-1	1.28D-1
0.98	2.52D-2	5.33D-2	1.01D-1	1.21D-1	1.31D-1	1.39D-1	1.45D-1
0.99	3.04D-2	6.43D-2	1.22D-1	1.46D-1	1.57D-1	1.67D-1	1.74D-1

5.FCMA-WFC-410 固化體抗壓強度測定方法

1.適用範圍

本方法適於低放射性廢棄物水泥及塑膠固化體抗壓強度之測定。

2.方法概要

本方法是應用試驗機對固化體試品，以固定加壓速率，增加施以垂直荷重，直至試品破壞為止，記錄其所受最大荷重。固化體試品之抗壓強度，由測得之最大荷重，除以試品之截面積而求得。

3.設備

3.1 試驗機：可為任何形式之有足夠載重容量壓力機，必須符合CNS 9211(壓縮試驗機)之規定，加壓速率應符合第 5.2節之規定。並應以動力操作，試驗進行中應保持連續加壓不得發生中斷或震動現象。

3.2 試驗機之校正：

3.2.1 以下為必須進校正的情況：

- 1.每年常規校正一次
- 2.若進行新機安裝或者移動舊機
- 3.有進行維修與調整的動作之後
- 4.懷疑機檯準確度

3.2.2 試驗機之校正應符合 CNS 9212(壓縮試驗機檢驗法)之規定。

若試驗機僅有一種加壓速率，為符合第 5.2 節之規定則應借助一輔助方法，控制加壓速率，以便校正，此輔助方法可為動力或手動之操作。試驗中放置試品之位置應足以容納彈性校正設備，此校正設備應符合 CNS10048 (材料試驗機用負載校準裝置)之規定，並且通過 CNS 10049(材料試驗機用負載校準裝置試驗法)之規定。註：彈性校正設備一般採用圓形壓力環。

3.3 試品承壓塊之一般性質：試驗機須具有承壓面淬硬達洛氏硬度 HRC

55以上之上下兩片鋼製承壓塊。上承壓塊之一面成球形座，其承壓面覆於試品之上而以推壓試品，下承壓塊為立方體用以承載試品承壓塊之承壓面之最小尺度，至少須比試品直徑大3 %以上。承壓值之承壓面在直徑150 mm範圍內平面度之尺度的公差須在0.025 mm以下；新製成之承壓塊，其公差應在0.0125 mm以內。當上承壓塊之承壓面直徑超過試品直徑13mm以上時，於此面刻畫出不同直徑的同心圓，所刻畫出的之深度不得超過0.8 mm，其寬度不得超過1.2 mm，以使中心與底部承壓面中心相合。

3.4 下承壓塊之規定：

3.4.1 下承壓塊係特別為試驗機加壓時，維持一特殊表面狀況而設計。

承壓塊之上下表面應保持平行，承壓塊固定於試驗機之支承臺，其水平尺度至少須比試品直徑大 3 %以上。於第 3.3 節中所提之同心圓製作，下承壓塊可任選比照。

3.4.2 當下承壓塊用作協助試品定位時，承壓塊上若具有同心圓或圓心記號，則其中心必須位於上承壓塊球形座中心之正下方。一般試驗機之加壓臺上，此中心點位置已作標定。

3.4.3 下承壓塊之厚度：新製者不得小於 25 mm，經研磨整平之舊承壓塊則不得小於22.5 mm。

註：試驗機若其加壓平臺之設計、厚度、表面粗糙度均符合以上規定時，則下承壓塊可略去。

3.5 上承壓塊之規定：

3.5.1 懸吊球形支承座之上承壓鋼砧板，依照水泥試品直徑大小，其承壓面之直徑有最大的限制，不得大於105 mm。

3.5.2 上承壓塊背面球形座之球心應位於承壓板面上，其許可差應在球形座半徑 $\pm 5\%$ 以內。如圖3-1 所示，且球形座之直徑應大於試品直徑75 %以上。

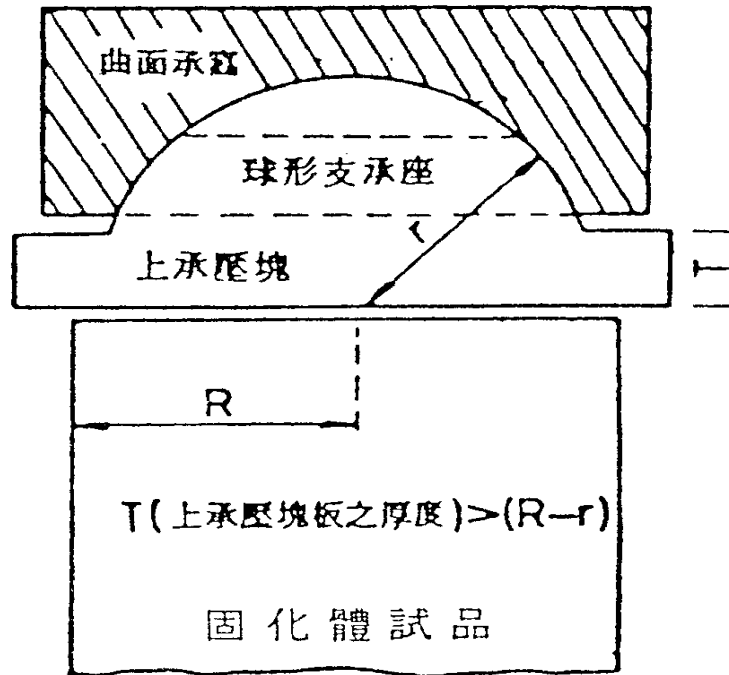


圖 1：上承壓塊及其球形座示意圖

3.5.3 上承壓塊之曲面承窩及球形座間，應保持清潔，並以石油系油類如普通機油類潤滑，而不使用油脂類、潤滑劑。當試驗機之上承壓塊以微壓和試品接觸時，球形座不容許產生明顯之偏斜。

3.5.4 若球形座之半徑小於最大試品之半徑，則上承壓塊板面之厚度不得小於最大試品之半徑(R)及球形座半徑(r)之差。換言之，即承壓面之尺度應大於試品之直徑，如圖1所示。

3.5.5 上承壓塊之活動部分應與球形承窩相密接，但承壓面之設計應容許在任何方向做大於 4度之微小轉動及偏斜。

3.6 荷重顯示儀錶：

3.6.1 固化體抗壓試驗用壓力機之度盤，其最小刻度讀值須至全部荷重之 0.1 %，在荷重範圍內，其準確度應在 1 %以內。最大的負荷重範圍不得低於度儀錶最小感應量之 100倍。

3.6.2 儀錶應標明零點位置之刻度線及以此為準之刻度讀數。指針應具

足夠長度達到刻度線上，指針尖端寬度不得大於最小刻度淨距。

每一儀錶應具可從錶外歸零之設備及附最大荷重指針。

註：為便於讀數指針尖端在度盤弧形部分之寬度為 0.8 mm。

3.6.3 若儀錶為數值型，在試驗當中能夠顯示最大荷重，其他要求如同前述 3.6.1。

4. 試品製備

4.1 水泥固化體試品：

4.1.1 試品：須依CNS 1230(混凝土試品在試驗室模製及養護法)，或 CNS 1231(工地混凝土試體製作及養護法)所規定方法製作；或依CNS 1238(混凝土鑽心試體及切鋸試體抗壓及抗彎強度試驗法)所規定之方法鑽取。若有試品直徑與其他試品誤差超過2%，則該試品不得作為試驗用。

4.1.2 試品自濕養室取出後，應立即進行抗壓試驗，養護室移至試驗機試驗期間，應以最方便方法保持濕潤狀態，在進行試驗時試品亦應保持濕潤狀態。

4.1.3 試品兩端之面應在試品中心軸之垂直面 0.5度內，其平面度之尺度的公差大於0.05mm時，應加以CNS 1230中所規定方法蓋平。

4.1.4 試品直徑的量測，需於試品的中間高度，量測兩相垂直的直徑後取平均值，量測須準確至0.25 mm。

4.2 塑膠固化體試品：

4.2.1 試品：可直接由模製或由以機械切削試材至要求厚度。

4.2.2 試品須選取厚度均勻，成分均一而無氣泡者。試品兩端之面應在試品中心軸之垂直面 0.5度內，除非另有指明，試驗依CNS 2828(塑膠試驗場所之標準情況)，於溫度 23 ± 2 °C與相對濕度 65 ± 5 %的標準實驗室情況下進行。若試驗結果不一致時，則許可

差改為溫度 $\pm 1^{\circ}\text{C}$ 與相對濕度 $\pm 2\%$ 。

4.3 固化體試品依照下列所定規格製作：

4.3.1 水泥固化體試品為直徑 51 mm，高102 mm之圓柱體。

4.3.2 塑膠固化體試品為直徑 12.7 mm，高 25.4 mm之圓柱體。

5. 步驟

- 5.1 試品之安置：將下承壓塊硬面朝上，置於試驗機之平臺上，其位置應正對於上承壓塊背面球形承窩下。以乾淨抹布擦淨上下承壓塊加壓面及試品上下受壓面。再將試品放置於下承壓塊上，試品之軸心須與球形座之中心軸相合，當球形座接近試品時，用手慢慢地旋轉其可動部分，使壓力均勻作用於試品上。
- 5.2 加壓速率：加壓時應連續的增加，不得有振動現象發生。如用螺旋式試驗機，則其加壓架之移動速率在機器空檔時，其移動速率應保持約 1.3 mm/min；若試驗機為液壓式，其加壓速率應維持在每秒鐘 1.41 kgf/cm² { 0.14 MPa } 至 3.52 kgf/cm² { 0.34MPa } 之間。在預估最大抗壓載重之上半段加壓時間內，可用稍高之速率加壓，當試品即將破壞前發生快速降伏現象時，試驗機之加壓速率，不得再予調整。
- 5.3 記錄破壞形態：試驗機之加壓逐漸增加，直至試品破壞為止，此時其所受之最大荷重應予記錄，其破壞形態的註明可參照CNS 1232當中的分類。

6. 計算

試品之抗壓強度以試驗所求得之最大荷重，除以試品之截面積而求得。計算時應計算至 1 kgf/cm² { 98 KPa } 為止。

註：本標準中，附於 { } 內之單位或數值，係國際單位制(SI)。

7. 報告

7.1 試品編號。

- 7.2 試品直徑及高度(cm)。
- 7.3 試品斷面積 (cm²)。
- 7.4 最大荷重(kgf { N })。
- 7.5 抗壓強度(kgf/cm² { KPa })。
- 7.6 特殊情形之破壞形態。
- 7.7 試品或蓋平之缺陷。
- 7.8 試品之齡期。

8.參考資料

- 8.1 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」，(民國92年 09月 10日物字第0920023657號公布)。
- 8.2 經濟部中央標準局，「混凝土圓柱試體抗壓強度之檢驗法」，CNS 1232，(民國91年)。
- 8.3 American Society for Testing and Materials， “Standard Test Method for Compressive Strength of Cylindrical Concrete Specimens”，ASTM C39-10, 2010.
- 8.4 American Society for Testing and Materials， “Standard Test Method for Compressive Properties of Rigid Plastics”，ASTM D695-10, 2010.
- 8.5 經濟部中央標準局，「壓縮試驗機」，CNS 9211，(民國71年)。
- 8.6 經濟部中央標準局，「壓縮試驗機檢驗法」，CNS 9212，(民國71年)。
- 8.7 經濟部中央標準局，「材料試驗機用負載校準裝置」，CNS 10048，(民國72年)。
- 8.8 經濟部中央標準局，「材料試驗機用負載校準裝置檢驗法」，CNS 10049，(民國72年)。
- 8.9 經濟部中央標準局，「混凝土試體在試驗室模製及養護法」，CNS 1230，(民國94年)。
- 8.10 經濟部中央標準局，「工地混凝土試體之製作及養護法」，CNS 1231，

(民國94年)。

8.11 經濟部中央標準局，「混凝土鑽心試體及切鋸試體抗壓及抗彎強度試驗法」，CNS 1238，(民國94年)。

8.12 經濟部中央標準局，「塑膠試驗場所之標準情況」，CNS 2828，(民國85年)。

6. FCMA-WFC-420 瀝青固化體針入度測定方法

1.適用範圍

本方法適用於低放射性廢棄物料瀝青固化體針入度之測定。

2.方法概要

將低放射性廢棄物瀝青固化體試樣加熱溶解，再倒入容器待其冷卻後製成試品，然後在規定條件下，藉針入計之標準針插入試品內以測定其針入度。

3.定義

針入度：瀝青固化體之針入度乃是在已知載重、時間及溫度的條件下，以標準針垂直穿入該瀝青固化體試品之深度，以 1/10 毫米(0.1 mm) 為單位。

4.儀器及裝置

4.1 針入計：可讓針軸垂直插入，且幾乎無摩擦因素存在的儀器，其針入度可測至0.1 mm者。針軸重 47.5 ± 0.05 g，針和針軸共重 50.0 ± 0.05 g，能夠加載 50 ± 0.05 g及 100 ± 0.05 g兩種砝碼，使總荷重達100 g及 200 g，放置試樣容器的表面必須平坦，且針軸必須與該表面大致呈90度。此裝置需有水平儀供判讀，並至少每年用手持水平設備確認水平。為便於校準針軸重量，應設計使其容易拆除。

4.2 穿透針：如圖 1所示，須以完全硬化且回火過之不銹鋼製成，採用材料440-C或同等級材料，硬度約 HRC 54~60，長度約50 mm，直徑1.00~1.02 mm，一端須完全對稱的研磨成 8度40分至 9度40分之錐體，錐體須和針體同軸，且針的錐面與直面間交點處之總軸變異不得超過0.2 mm，錐體尖端截面直徑須在0.14~0.16 mm，且和針軸成直角，最大誤差至 2度；針尖截面外表須銳利且無毛邊。針須以黃銅或不銹鋼製套圈安裝堅牢，其露出之長度在40~45 mm，套圈直徑

3.2±0.05 mm長度38±1 mm。套圈套住針時，針尖以及於針任一部分相對於套圈軸之針尖移動路徑(指示器讀數)之偏差均不得超過1 mm，套圈和針共重 2.5±0.05 g(為調整重量，可於套圈的末端鑽孔或磨平另一端)。各針套圈須加上個別識別標示，同樣的標示在三年內不可被同一製造廠商重覆使用。

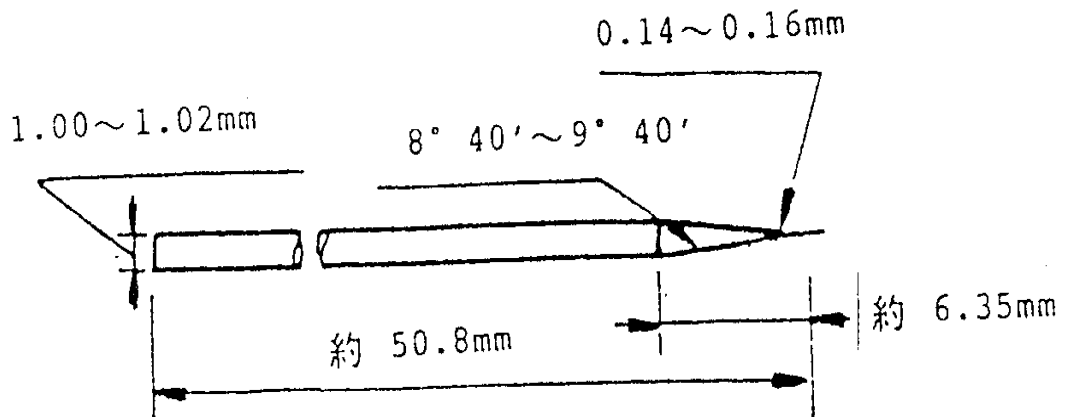


圖 1 針之尺寸

- 4.3 試品容器：以金屬或玻璃製成之圓筒形平底容器，容器直徑為55 mm，容器內部深度為 35 mm。
- 4.4 水浴槽：容量至少10公升之水浴槽，溫度能維持在25±0.1 °C，水浴槽須附一多孔支撐架，此架與槽底部之距離不得少於 50 mm，而與液面之距離亦不得低於100 mm。如於水浴槽內進行針入度試驗時，須以另一牢固之架子來支持針入計，如試驗須於低溫下進行，可使用鹽水浴。
- 4.5 轉送盤：如使用轉送盤，容量須至少350 mL，且須有足夠深的水來浸蓋試品容器，為求一穩固的支撐及防止容器的搖動，可置一三腳架，藉其三點接觸穩定容器。
- 4.6 計時器：使用電子錶、馬錶或其它計時器具有1/10秒之刻度，且於60秒內準確度可至±0.1 秒以內者。
- 4.7 溫度計：依照量測溫度範圍使用符合國際標準規範的溫度計，如刻度 19~27°C；刻度 -8~+ 32°C；刻度 25~55°C之溫度計。

5.試品之製備

- 5.1 為防止局部過熱，須小心攪拌並加熱試樣至可流動且可倒出為止。注意加熱時試樣之溫度不得比預估之瀝青軟化點高出90°C以上，以最少的时间將樣品液化，並須避免讓試品拌入氣泡。
- 5.2 將試樣倒入試品容器內，其倒入量的多寡，以其冷卻至試驗溫度時之深度至少能高於預估針入深度 120 %以上。在每一測試條件下，製備兩份。
- 5.3 為防止灰塵可輕蓋容器，須在15~30°C空氣中冷卻 1~ 1.5小時，再將二試樣置入轉送盤放置於試驗溫度下之水浴中放置 1~ 1.5小時。

6.試驗條件

若無特別指定，溫度、載重及時間之一般試驗條件分別是 25°C，100 g 載重及 5 秒時間，其它條件則依表 1 條件 1~3 進行。

表 1 針入度試驗條件

條件	溫度，°C	荷重，g	時間，秒
1	0	200	60
2	4	200	60
3	45	50	5

7.操作方法

- 7.1 檢查針的固定夾(針軸)和導向器是否有水或含其他雜質，可以甲苯或其他溶劑洗淨針頭，再以乾淨布擦乾，然後固定於針入計上，除非特別要求，否則將50 g法碼置於針上，使總重為100±0.1 g，如測試需要在水浴槽裡進行，則將試品容器置於沒入水中的針入計臺上。保持水面使試品容器完全浸於水浴裏，如針入計不在水浴槽裡，則把試品置於轉送盤上，再以恆溫水浴槽之水將其完全淹沒，然後把轉送盤放

在針入計臺上。以上任一種情況均須緩慢調整針的位置，使其和試品剛好接觸。吾人可以一適當的光源(1)，使針和針影接觸來確認其和試品表面是否剛剛接觸。注意須使針入計指針歸零。儘快放開固定夾，然後停放5秒，再調整儀器測出針入距離(以1/10 mm計)。如果試品容器有移動，則此數據必須捨棄。

註1：針的位置，可用照明的甲基丙烯酸甲酯塑膠管來測定。

7.2 在試品表面離容器邊緣大於10 mm 且相互距離大於 10 mm的點作至少三次的測定。如果使用轉送盤，則測定針入度各數值之間必須把轉送盤和試品容器放入恆溫水浴槽中再取出測量。每次測定均須清潔針。

8.報告

8.1 以三次結果平均整數值報告之，但其三次結果之最大值和最小值之容許偏差之最大值，於針入度(1/10 mm) 小於50時不超出 2，於針入度大於50時不超出 4。

8.2 如數據間差值超出以上所列者，則以第二個試品再試驗之。

8.3 如數據再超出容許的差值，則所有的數據均須捨棄，重新試驗。

9.精確度

欲判斷數據是否合理可以表 2 為依據，表 2 表示不同試驗情況之標準差。倘若針入度大於 60，將其值代入表 2 當中的 X 值，以求出相對應的標準差。同一人之二次試驗數據之差異稱為重覆性；不同實驗室間數據之差異稱為再現性。試驗結果依第 8 節所得數據之平均值。

表 2 精確度準據

種類	容許標準差
於 25°C 下單一操作者精確度	
低於 60 針入度	0.8
高於 60 針入度	$0.8 + 0.03*(X-60)$
於 25°C 下不同實驗操作精確度	
低於 60 針入度	2.5
高於 60 針入度	$2.8 + 0.05 (X-60)$

註：當針入度大於 60 時，需將其值代入 X 求出對應的標準差。

10.參考資料

- 10.1 原子能委員會放射性待處理物料管理處，「低放射性廢料固化體品質規範」，放射性廢料法規彙編FCMA-CO01，(民國79年1月9日台物處一字第0036號公布)。
- 10.2 經濟部中央標準局，「瀝青物針入度試驗法」，CNS 10090，民國72年。
- 10.3 American Society for Testing and Materials, “Standard Test Method for Penetration of Bituminous Materials”, ASTM D5-06, 2006.

7. FCMA-WFC-510 固化體耐水性試驗方法

1.適用範圍

本方法適用於低放射性廢棄物固化體耐水性之試驗。

2.方法概要

將固化體試品先行浸水 90 天後，以目視方法檢視試品外觀有無變化，再進行其它相關測試。

3.浸泡溶液

3.1 本試驗以去離子蒸餾水作為浸泡溶液。

3.2 浸泡溶液的溫度在整個試驗期間必須保持在17.5~27.5°C的範圍內。

3.3 浸泡溶液的體積 V_L 與試品的表面積 S 之比值應在 10 ± 0.2 (cm)的範圍內。

4.試驗容器

本試驗所使用之容器須符合「固化體溶出指數測定方法(FCMA-WFC-310)」中試驗容器之選用規定。

5.試品製備

5.1 水泥及塑膠固化體試品依照「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」之規定製作。

5.2 瀝青固化體試品依照「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」之規定製作。

6.步驟

6.1 將足夠量的浸泡溶液倒入試驗容器中。

6.2 將試品浸入溶液中。

6.3 試品浸泡於溶液中維持90天。

6.4 取出後，在室溫下空氣乾燥過夜。

- 6.5 以目視方法檢視試品外表有無龜裂、破碎和變形。
- 6.6 試品外觀若有顯著變形，則照相記錄。
- 6.7 機械強度測試：固化體試品經目視檢驗後，再按「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」或「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」的步驟作抗壓強度或針入度之測定。

7.品質管制

- 7.1 每種廢棄物固化體至少需使用三個試品作試驗。
- 7.2 試驗容器須可防止浸泡溶液過度蒸發(90天之蒸發量不超過浸泡溶液總體積之2%)。
- 7.3 容器的大小須能使浸入試品的表面積(98%以上)在整個浸泡過程中和浸泡溶液接觸。
- 7.4 為了人員最小的輻射曝露，本試驗可配合固化體溶出指數測定試驗同時進行，但浸泡溶液須符合「固化體溶出指數測定方法(FCMA-WFC-310)」中溶出液之規定。

8.報告

報告內容應包括下列各事項

- 8.1 試品的編號。
- 8.2 試品之表面積。
- 8.3 浸泡溶液之體積。
- 8.4 試品浸水試驗後之變化情形，包括外觀、抗壓強度或針入度。
- 8.5 其它異常狀況。

9.參考資料

- 9.1 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」，(民國92年9月10日會物字第0920023657號公布)。
- 9.2 United States Nuclear Regulatory Commission, “Technical Position on

Waste Form (Revision 1)", 1991.

8. FCMA-WFC-610 固化體耐候性試驗方法

1.適用範圍

本方法適用於低放射性廢棄物固化體耐候性之試驗。

2.方法概要

利用溫、濕度變化關係模擬實際氣候環境，以研判固化體經長期季節循環後所受之影響。

3.試品製備

3.1 水泥及塑膠固化體試品依照「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」之規定製作。

3.2 瀝青固化體試品依照「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」之規定製作。

4.設備

4.1 儀器設備應為擁有足夠動力，可準確的控制維持在所設定的溫度和濕度，並具有空氣循環和絕熱密封效果的加熱室和冷卻室，兩室亦可建成單一室。

4.2 控制器和記錄器必須精確到 $\pm 1^{\circ}\text{C}$ ，試驗室內所有工作區域的局部溫度與設定溫度的誤差應在 $\pm 3^{\circ}\text{C}$ 之內。

4.3 加熱和冷卻過程，應維持穩定的速率。

5.溫、濕度試驗範圍

溫度	-10 $^{\circ}\text{C}$	20 $^{\circ}\text{C}$ ~ 30 $^{\circ}\text{C}$	50 $^{\circ}\text{C}$ ~ 60 $^{\circ}\text{C}$
溼度	-----	60% ~ 80%	85% ~ 95%

6.步驟

6.1 將試品置於底部支撐網架的托盤內，然後置入試驗室中。

6.2 試驗溫度控制流程如圖1所示。

- 6.3 試驗起始溫度以室溫為準。
- 6.4 每一循環時間為6小時，試驗次數為30次，共計180小時。
- 6.5 以目視方法檢視試品外表有無龜裂、破碎和變形。
- 6.6 試品外觀若有顯著變形，則照相記錄。
- 6.7 機械強度測試：固化體試品經目視檢驗後，再按「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」或「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」的步驟作抗壓強度或針入度之測定。

7.報告：

報告內容應包括下列各事項

- 7.1 試品的編號。
- 7.2 使用之儀器。
- 7.3 試驗過程。
- 7.4 試品外觀，抗壓強度或針入度變化情形。
- 7.5 其它異常狀況。

8.參考資料

- 8.1 行政院原子能委員會，「低放射性廢料體品質規範」，(民國85年1月11日台物處一字第850091號含發文實施)。
- 8.2 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」，(民國92年9月10日會物字第0920023657號公布)。

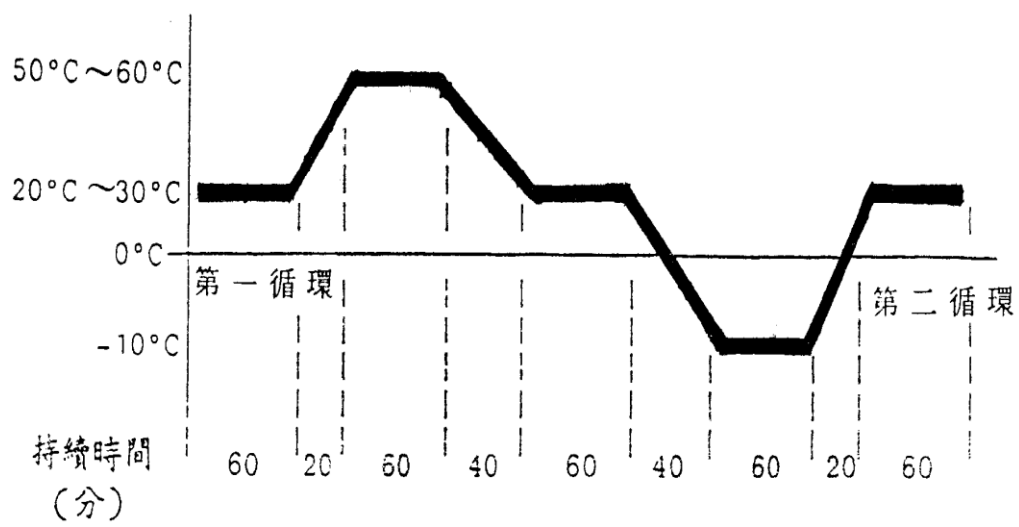


圖1：試驗溫度控制流程圖

9. FCMA-WFC-710 固化體耐輻射性試驗方法

1. 適用範圍

本方法適用於低放射性廢棄物固化體耐輻射性之試驗。

2. 方法概要

將固化體試品先行輻射照射，使其吸收劑量達到 10^6 戈雷(Gy)以上，以目視方法檢視試品外觀有無變化，再進行機械強度測試。

3. 試品製備

3.1 水泥及塑膠固化體試品依照「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」之規定製作。

3.2 瀝青固化體試品依照「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」之規定製作。

4. 步驟

4.1 利用輻射照射設施將固化體試品以鈷-60加馬射源(或其它加馬射源)照射，且輻射照射劑量率不大於 2×10^3 Gy/h，使其總吸收劑量達到 10^6 戈雷(Gy)以上。

4.2 以目視方法檢視試品外表有無龜裂、破碎和變形。

4.3 輻射照射後之機械強度測試：

固化體試品經目視檢驗後，再按「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」或「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」的步驟作抗壓強度或針入度之測定。

5. 品質管制

5.1 每一種廢棄物，至少需測試三個試品。

5.2 若廢棄物固化體成分中含有離子交換樹脂或其它有機物質，或是預估固化體貯存時，其吸收之累積劑量將超過 10^6 戈雷(Gy)以上時，則以預

估其將吸收之最高累積劑量作試驗。

6.報告：

報告內容應包括下列各事項

- 6.1 試品的編號。
- 6.2 使用的射源及其強度。
- 6.3 試品接受輻射照射的時間。
- 6.4 試品接受輻射所吸收之劑量。
- 6.5 試品接受輻射照射後之外觀變化情形、抗壓強度或針入度等。

7.參考資料

- 7.1 行政院原子能委員會，「低放射性廢料體品質規範」，(民國85年1月11日台物處一字第850091號含發文實施)。
- 7.2 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」，(民國92年9月10日會物字第0920023657號公布)。
- 7.3 United States Nuclear Regulatory Commission, “Technical Position on Waste Form (Revision 1)”, 1991.

10. FCMA-WFC-810 固化體耐真菌性試驗方法

1.適用範圍

本方法適用於測真菌生長對於低放射性廢棄物固化體品質的影響。由於真菌需仰賴碳源而生長，若固化體所固化之廢棄物中不含有碳源成分（例如：離子交換樹脂、油脂類），則不適用於本試驗方法，得免本耐真菌試驗。

2.2.方法概要

- (1) 選擇合適的低放射性廢棄物固化體試品並測試其測真菌之特性。
- (2) 試品以合適的真菌菌株接種。
- (3) 被接種之試品曝露在有利於微生物成長的條件。
- (4) 目視微生物成長速率的檢驗和等級評定。
- (5) 培養後進行其它相關試驗。

註：因為本程序涉及微生物的處理工作，所以建議對於真菌處理和接種試品等程序，應由受過專業訓練的人員來操作。

3.設備

- 3.1 圓形加蓋玻璃培養皿，直徑150 mm；或者塑膠盒，大小 100x100 mm。以上均可供高溫高壓滅菌使用。
- 3.2 微生物培養箱：規定使用維持 28 至 30℃及相對濕度大於HR 85%，附有自動紀錄乾、溼球溫度的微生物培養箱。

4.試劑和材料

- 4.1 蒸餾水：去離子蒸餾水或同等純度的水。
- 4.2 所有標準液之配製及試品處理所使用之試藥應為分析試藥級或相同等級之化學藥品。若試藥可先確定有足夠高的純度，不會降低測量的準確度時，則其它等級的試藥可被使用。
- 4.3 營養鹽培養基：由表1的試藥依照所指示的量溶解於 1公升的蒸餾水

中來調配。加入0.01 N NaOH 溶液來調整培養基的酸鹼值，將調好的培養基在 121°C 的蒸汽壓力爐中滅菌20分鐘，使其滅菌後酸鹼值介於 6.0 和 6.5之間。

表 1 培養基配方

磷酸二氫鉀 (KH ₂ PO ₄)	0.7 克
磷酸氫鉀 (K ₂ HPO ₄)	0.7 克
硫酸鎂 (MgSO ₄ · 7H ₂ O)	0.7 克
硝酸銨 (NH ₄ NO ₃)	1.0 克
氯化鈉 (NaCl)	0.005 克
硫酸亞鐵 (FeSO ₄ · 7H ₂ O)	0.002 克
硫酸鋅 (ZnSO ₄ · 7H ₂ O)	0.002 克
硫酸錳 (MnSO ₄ · 7H ₂ O)	0.001 克
洋菜粉	15.0 克

4.4 混合真菌孢子懸浮液：

4.4.1 使用表2的菌種。將這些菌種分別繁殖於特定的培養基上(如馬鈴薯葡萄糖細菌培養基 (potato dextrose agar))。貯存培養(the stock cultures)於3~10 °C 冰箱冷藏室，時間以不超過四個月為原則。實驗測試使用繼代培養(sub-cultures)於28~30°C，培養大約7 ~20 天，以調配孢子懸浮液。

表 2 接種菌種編號

菌種	ATCC 編號 ^A	MYCO 編號 ^B
<i>Aspergillus niger</i>	9642	386
<i>Penicillium pinophilum</i> ^C	11797	391

<i>Chaetomium globosum</i>	6205	459
<i>Gliocladium virens</i>	9645	365
<i>Aureobasidium pullulans</i>	15233	279c

註：

A American Type Culture Collection, 12301 Parklawn Drive, Rockville, MD 20852.

B Mycological Services, Box 1056, Crawfordsville, IN 47933.

C Historically Known as *funiculosum*.

4.4.2 將滅菌過的10 mL 蒸餾水，或含有0.05 g/L無毒潤溼劑如二辛基硫代丁二酸鈉 (sodiumdioctyl sulfosuccinate)溶液，倒入個別的真菌分株中，以調配每一種真菌的孢子懸浮液。用滅菌過的鉑或鎳鈷合金接種棒，慢慢地刮去表面成長的微生物培養菌。

4.4.3 將滅菌過的45 mL 蒸餾水和10~15顆直徑5 mm玻璃珠，置入已滅菌的125 mL錐形燒瓶中，再將孢子粒注入，使勁的搖晃燒瓶，使孢子從子實體中釋放出來並同時搖碎菌塊。

4.4.4 經由滅菌過的玻璃漏斗上之玻璃纖維濾膜，過濾搖晃過的懸浮液，使其流進滅菌過的燒瓶中，以除去零碎的菌絲。

4.4.5 將過濾後已滅菌的孢子懸浮液離心，以除去浮在上層的液體。加入50 mL 無菌水再行懸浮並離心。

4.4.6 將獲得的每一種真菌孢子清洗三次，用滅菌過的培養液稀釋最後一次清洗離心後的孢子液，使最終得到的孢子懸浮液，濃度為1,000,000±200,000孢子數/mL。

4.4.7 對試驗需用到的每種微生物重覆此操作，再將最終得到的孢子懸浮液以相同體積混合，以製備混合孢子懸浮液。

4.4.8 孢子懸浮液必需當天調配，或保存於3~10°C的冰箱內不要超過四天。

5. 試品製備

- 5.1 水泥及塑膠固化體試品依照FCMA-WFC-410(固化體抗壓強度測定方法)之規定製作。
- 5.2 瀝青固化體試品依照FCMA-WFC-420(瀝青固化體針入度測定方法)之規定製作。
- 5.3 為了目視檢驗，應有三個試品進行接種，若試品的上下兩面不同，兩面都應作試驗。

6. 步驟

- 6.1 接種：將足夠量的營養鹽培養基，倒入一合適的無菌盤中，以產生一深度為 3~6 mm的固態培養基層。培養基固化後，將試品置於培養基表面。用一無菌噴嘴，以 110 kPa的空氣壓力噴灑懸浮液，將其整個表面(包括試驗試品表面)均噴溼，以把孢子接種於表面。
- 6.2 培養：蓋住接種的試驗試品，在28~30 °C和相對溼度 85%以上的狀況下培養28天，並紀錄每週的成長。
- 6.3 目視檢驗：從培養箱中取出此三個試品，從表3的標準，經由肉眼檢視它們的生長狀況。微量生長(等級零)與無成長(等級一)的區別必須使用顯微鏡觀察。

表 3 試品生長狀況判斷

觀察試品的成長	等級
無	0
微量成長(少於 10 %)	1
輕度成長(10 至 30 %)	2
中度成長(30 至 60 %)	3
大量成長(60 %至整範圍)	4

- 6.4 若試品有遭到外來污染，如指紋、蟲糞等情形應歸類於等級一。倘若有連續性的蜘蛛網延伸整個試品，縱使沒有遮掩住試品，此種情況，應列為等級二。
- 6.5 機械強度測試：經肉眼檢視過之固化體試品，在處理前，先浸泡在氯化汞水溶液 (1 + 1000) 中至少五分鐘，以清除試品表面使菌體不再成長，用自來水沖洗，在室溫下空氣乾燥過夜。再按「固化體抗壓強度測定方法(FCMA-WFC-410)」或「瀝青固化體針入度測定方法(FCMA-WFC-420)」的步驟作抗壓強度或針入度之測定。

7.品質管制

- 7.1 作真菌生長率試驗，準備三片25 mm 見方的無菌濾紙，每片分別置於培養基上。使用一無菌的噴嘴噴灑懸浮液接種於培養皿上，令其整個表面均噴溼。接種後在28~30°C和相對溼度在85 %以上培養，並在培養進行14天後檢視它們，此時三片濾紙控制試品都應有大量的成長，若沒有如此的成長，則需要重作此試驗。
- 7.2 蓋住含有營養鹽培養基的盤子，可保有適當的溼度。較大的盤蓋則需用防護膠帶密封。

8.報告

報告內容應包括下列各事項

- 8.1 試品的編號。
- 8.2 所使用的微生物，並確認其類別。
- 8.3 培養的時間。
- 8.4 目視檢驗微生物成長的情形。
- 8.5 表列培養時間之物理、化學的性質變化、觀察次數、其平均及最大的數值。

9.參考資料

- 9.1 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」，(民國92年 09月 10日物字第0920023657號公布)。
- 9.2 American Society for Testing and Materials, “Standard Practice for Determining Resistance of Synthetic Polymeric Material to Fungi”, ASTM G21-09 , 2009.
- 9.3 United States Nuclear Regulatory Commission, “Technical Position on Waste Form (Revision 1)”, 1991.