

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存
安全管制技術

子計畫五:除役核電廠破損用過核燃料處理貯存

管制之國際資訊研析

期末報告

委託單位： 行政院原子能委員會
執行單位： 國立清華大學
計畫主持人： 許榮鈞 教授
子項主持人： 梁正宏 教授
研究人員： 陳瑋、李宛芸
計畫編號： 105FCMA009
報告日期： 中華民國 106 年 12 月 8 日

目錄

1. 中文摘要.....	V-1
2. 英文摘要.....	V-2
3. 計畫緣起與目的	V-3
4. 執行方法以及進行步驟	V-6
4.1 研析時程與查核點規劃	V-7
5. 完成之工作項目及具體成果	V-10
5.1 國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析	V-10
5.1.1 英國.....	V-10
5.1.2 美國.....	V-11
5.1.3 匈牙利.....	V-14
5.1.4 德國.....	V-15
5.1.5 保加利亞.....	V-16
5.1.6 瑞典.....	V-17
5.1.7 立陶宛.....	V-22
5.1.8 日本.....	V-24
5.2 燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整	V-28
5.2.1 日本金屬乾式用過核子燃料貯存筒之安全審查標準以及長期貯存 之完整性.....	V-33
5.2.2 國際間破損燃料處理之定義與處理方式.....	V-38
5.2.3 國際間之用過核子燃料處理法規蒐集.....	V-42
5.3 裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析	V-53
5.3.1 日本東海再處理設施之處理實績.....	V-53
5.3.2 美國破損燃料處理實績.....	V-57
5.3.3 立陶宛 Ignalina 電廠破損用過核子燃料處理實績	V-61
5.3.4 匈牙利破損燃料處理實績.....	V-64
5.3.5 德國 Greifswald 和 Rheinsberg 電廠破損燃料處理.....	V-68
5.3.6 英、法國破損燃料處理.....	V-71
5.4 我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議	V-75

6. 結論.....	V-76
7. 參考文獻.....	V-77

圖目錄

圖 1 瑞典 SKB 公司在用過核子燃料及核子廢棄物上之管理系統圖[34]...	V-18
圖 2 Clab 設施剖面	V-20
圖 3 Clab 處理用過核子燃料之操作示意圖	V-21
圖 4 Studsvik NCS 45 包裝	V-21
圖 5 用過核子燃料組件拆解示意[38].....	V-23
圖 6 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋[40].....	V-26
圖 7 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋區域剖面圖[40].....	V-26
圖 8 ISG-1 rev.2 中對燃料護套狀態之判定流程圖	V-32
圖 9 CASTOR V 提籃設計	V-32
圖 10 CASTOR V/21 提籃結構設計	V-33
圖 11 傾倒試驗分析模擬圖[52].....	V-37
圖 12 HDP-69B 護箱圖 [53].....	V-37
圖 13 德國法規層級.....	V-44
圖 14 德國監管框架.....	V-48
圖 15 東海再處理施設年度處理量.....	V-53
圖 16 東海再處理設施之工程概要圖.....	V-54
圖 17 燃料從取出到貯存流程.....	V-55
圖 18 HZ-75T 貯存護箱	V-56
圖 19 HZ-75T 型貯存護箱收納位置	V-56
圖 20 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱圖示 [65].....	V-57
圖 21 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱設計	V-58
圖 22 TMI-2 破損燃料處理概述	V-59
圖 23 在 TMI-2 事故中美國使用之收納罐 [68].....	V-60
圖 24 TMI-2 事故中燃料碎片之保管系統 [69].....	V-60
圖 25 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 尺寸構造圖	V-62
圖 26 CONSTOR RBMK-1500/M2 護箱尺寸構造圖	V-64
圖 27 用來包裝 Paks 事故中之破損核燃料.....	V-65
圖 28 Paks 電廠與 Mayak 再處理廠之破損燃料處理程序.....	V-68
圖 29 裝載完成的 CASTOR KRB-MOX 護箱	V-69
圖 30 CASTOR 440/84 護箱 (一)	V-70
圖 31 CASTOR 440/84 護箱 (二)	V-70
圖 32 CASTOR KRB - MOX 護箱	V-71
圖 33 CASTOR 護箱的裝載與貯存要求.....	V-71
圖 34 BWR 燃料用 MEB.....	V-72
圖 35 加強多根破損燃料棒的燃料組件 [77].....	V-72

圖 36 破損燃料收納膠囊(Capsule).....	V-73
圖 37 收納燃料之膠囊容器.....	V-74

表目錄

表 1 子計畫五研析時程與查核點規劃甘梯圖.....	V-9
表 2 ISG-1 和 ANSI 對破損燃料定義比較 [22].....	V-14
表 3 可再處理之用過核子燃料貯存中心廠房設計結構表[40].....	V-27
表 4 防止發生氫化鋯方位重排現象之條件.....	V-34
表 5 自由落下對護套所造成之衝擊力.....	V-36
表 6 HDP-69B 護箱規格表 [54].....	V-38
表 7 各國破損燃料定義和處理方式彙整.....	V-39
表 8 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 系統表.....	V-62
表 9 Paks 電廠與 TMI-2 破損燃料所使用護箱比較	V-67

1. 中文摘要

本計畫蒐集國際間主要使用核能之國家的破損用過核子燃料之現況，因除役電廠之要求，分析國際間目前用過核子燃料之管理方式以及資訊，可有效掌握國際發展趨勢以及參考安全基準與國際管制法規。

破損燃料之發生機制為，當燃料丸溫度上升造成護套間隙縮小導致護套內側與燃料丸表面接觸，造成燃料丸與護套交互作用，以及護套膨脹與分裂產物釋放都會造成護套應力變化影響護套性能，造成燃料破損。另外，當細小之金屬碎屑，在爐心水流的沖擊下與燃料護套表面發生磨擦，導致燃料護套的磨損稱為”爐屑磨損”，這也是造成護套破損的主要原因。

此報告蒐集了英國、美國、匈牙利、保加利亞、德國、瑞典、立陶宛、日本、烏克蘭、斯洛維尼亞等國之破損燃料之處理方法，透過此計畫之進行，可加速國內用過核子燃料管理策略研發技術發展及提升國內管理安全水準，確保處理貯存安全合於國際標準。

2. 英文摘要

The main purpose of this subproject, *Subproject 5 : Study of Regulatory and Review Techniques for Treatment and Storage of Damaged Used Nuclear Fuels in Nuclear Power Plant Decommissioning*, was to collect the latest information internationally regarding handling spent nuclear fuels, especially to damaged spent fuel. With the information, not only regulatory requests of decommissioning of nuclear power plants can be built up, but also enhancing the nuclear safety level in the nation.

Certain environments which induce fuel damages can be concerned with different aspects, such as chemical, heat, and radiation. The major mechanisms of damaged fuels include: pellet-cladding interaction and debris fretting. Pellet cladding interaction happens when the temperature of pellets increases, which reduces the gap between fuel pellets and cladding. Additionally, cladding expansion and release of fission products will affect cladding stress so that to change cladding performance. Furthermore, the friction between metal debris and cladding can damage fuel integrity as well, which is called debris fretting.

Currently, the information from 10 countries has been collected in aspects of the definition of damaged fuel and its handling methods. Through this subproject, the strategy of the management of spent nuclear fuel and technology development can be elevated and accelerated in the nation as well as in line with international safety standards.

3. 計畫緣起與目的

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠 1、2 號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段；其中核一廠 1 號機組將於民國 107 年底面臨執照到期，因此台電公司已依法令要求，於民國 104 年 12 月底前提交核一廠除役計畫供管制單位審查。考量我國目前用針對過核子燃料管理是採用「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之策略，因此在電廠著手進行除役規劃的同時，勢必要研擬除役作業所需之乾式貯存設施；除確保反應器反燃料池廠房於拆除作業可以如除役計畫書所述般如期展開之外，亦有助於電廠各項必要設備(如餘熱移除系統等)之除役規劃及整體除役成本之評估與管控。

然而，依據行政院於 105 年 9 月 2 日政策指示經濟部應督促台電公司提出室內乾式貯存場計畫之訊息以及台電研擬之除役計畫書中所載之核子燃料之遴送、貯存規劃[1]與所選用之乾貯護箱型式[2]所載資訊，未來國內用過核子燃料乾貯設施預期有 UMS (INER-HPS) 混凝土護箱(裝載 56 束)、HI-STORM 混凝土護箱(裝載 68 束)、NUHOMS 混凝土模組(裝載 61 束)及 HI-STAR 金屬護箱(Metal Cask)(裝載 68 束)等型式。而上述可能出現之金屬或混凝土護箱、混凝土模式之乾貯系統，在搭配世界上已有先例之室內乾貯廠房，如鋼筋混凝土廠房(Reinforced Concrete Building) [3-7]抑或其他 Size Well B [8]廠房型式而構成之的室內貯存設施之組合，形成與目前國內既有的核一與核二露天混凝土護箱式(Concrete Cask)設計[9、10]有所不同之型式。因此在考量室內乾貯系統於設計考量、運轉條件、審查作業與安全分析方法等，皆可能與國內既有核一、二廠第一期乾貯設施不同；為能確保我國核一、二廠除役時程能如期展開，國內放射性物料管制單位-物管局遂於民國 106 年委託國立清華大學執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管理技術」[11]研究工作，針對未來所需之室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安

全管制技術著手研析，並作為未來審查台電公司室內乾貯相關安全分析報告之基礎。

為能確保所建立之安全管制技術能涵蓋安全分析報告第六章之主要範圍，本整合研究計畫概分為五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

依據 IAEA 之研究報告[12]目前各國對於破損燃料及其後續處理皆有所不同，且隨著時間與相關研究的發展而逐步精進。例如美國於 1983 年僅以定性化之陳述，將破損燃料定義為可肉眼檢測出瑕疵或無法正常進行處理且有輻射外洩之燃料。但隨著對瞭解到破損燃料對後端營運影響的重要性，美國於 1993 年即依 E.R.Johnson 所提出的建議，將破損燃料由對反應器之影響改為對貯存與傳送過程之影響，並於 2005 年建立 ISG-導則且隨最新研究成果更逐年更迭[13]，以期針對各式不同程度之破損燃料加以定義並規範之。但除了美國之外，世界各核能先進國家亦提出依其國情而制定之法規，以定義破損用過核子燃料及其處理貯存規範，例如德國對於破損燃料之定義係指當燃料護套有出現任何的裂痕或損壞，便定義其為破損燃料，並須將其從燃料束中採抽換棒方式加以移除，並且要求對破損燃料進行封裝，且若乾貯系統中出現貯存後破損之燃料時，則不可對該燃料進行再取出作業。除此之外，英國與烏克蘭亦有對其國內之用過核子燃料進行破損與後續處理之定義，而主要差異係來自於不同國家因其國情、處理技術與成本等考量。上述的例子證實其它國對破損用過核子燃料處理貯存管制並不一定合乎我國國情所需，故在考慮核電廠除役之前勢必需針對目前已存放於燃料池內的既有破損用過核子燃料提出適於我國需求之管制建議。

因此，本子項五「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊研析」於計畫執行期間著手針對目前各核能除役技術領先之國家進行相關法規之研析，以期能協助管制單位制定適用於我國之破損燃料定義規範，並建立適用於該類燃料之乾式貯存管制建議。

4. 執行方法以及進行步驟

本子項計畫先行就國際間破損用過核子燃料之管制規範、型態及處理或貯存方法等相關資訊進行蒐集。首先，本研究團隊擬著手針對各式燃料破損之原因或機制進行瞭解，這是因為在排除燃料製造時之問題外，大多數的燃料的破損原因主要係與其運轉狀況有關，例如 IAEA 之研究結果指出，PWR 電廠因為燃料各處皆為單相流狀態，除表面的腐蝕狀況係較為平均且因腐蝕機制所造成的燃料破損係極為罕見；然而，由於 PWR 燃料並無燃料匣之設計，因此爐心各燃料束之間因為流速不均所造成的橫向流動(Crossflow)，將導致格架與燃料棒之間的微小振動(Grid to rod fretting)，而成為 PWR 燃料磨損與失效之主因。不同於 PWR 燃料，BWR 燃料束所具有的燃料匣能夠防止燃料之間的橫向流動的發生，因此在 BWR 燃料中並不致於發生格架與護套因振動所致之磨損狀況；而 BWR 的主要護套劣化原因係為處於雙相區的燃料護套表面，會因為污物附著而造成的局部腐蝕 (crud induced localized corrosion, CILC)。然而，此一機制係已透過護套表面的熱處理而逐步改善，但 IAEA 的此次報告中亦指出最近在某些 BWR 電廠出現較高的 CILC，而肇因可能是這些電廠不尋常的水化學條件所致。

因此在進行破損燃料相關分析與處理研析前，若能透過燃料破損機制之研析有助於研究團隊專注於目前我國擬除役電廠之類型，率先蒐集並研析與其相關之法規。而在瞭解其燃料破損原因後，本研究透過對法規的研析，逐步瞭解並定義對破損燃料進行定義，以瞭解可能存在之破損燃料數量。再依據所蒐集之相關法令，瞭解其不同程度的破損燃料所可採用之處理方式，以評估國際間現有貯存破損燃料實績與我國潛在需求之符合程度，作為其資料蒐集與研析之排序基礎。而在完成上述之工作項目後，本研究擬著手針對各破損燃料之裝載實績進行資訊彙整，並據以建立我國除役電廠裝載破損燃料之管制建議。在本計畫深入瞭解燃料之破損機制後，進一步利用所蒐集之法規來瞭解其對於『破損』之定義。本研究於計畫開始後著手就其他國家之法規進行研析與比較，而令我國相關法令更為

完整。

其後，本研究針對各式用以判定燃料是否破損之運轉記錄、非破壞檢測如 UT 或是啜吸檢測等方式進行資料蒐集與研析，以釐清上述檢測方式對各式燃料破損狀況之檢出能力。最後，本研究除了藉由法規對破損燃料之定義及改進方式(如模擬棒置換、再裝箱等)是否符合如 ISG-2 [14]燃料再取出之要求進行探討之外，亦就日、德等國家之燃料再取出措施及設施需求進行瞭解，以期能針對國內不同破損程度之燃料提出可行的處理方式。本子項在完成上述之各項工作項目後，著手針對各破損燃料之裝載實績進行資訊彙整，為不同破損燃料之處理提出合適的管制建議。

依上述研析方法與步驟，本子項擬定之研析時程與查核點規劃在下一子章節內進行描述。

4.1 研析時程與查核點規劃

本計畫於原計畫合約書內擬定以下四項工作要點，並規劃執行時程如表 1 所示：

1. 蒐集國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析。供研究團隊專注於目前我國擬除役電廠之類型，並率先蒐集並研析與其相關之法規。
2. 燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整。
3. 針對裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析。以了解國際間現有貯存破損燃料實績與我國潛在需求之差異。
4. 針對我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議。利用上述所蒐集國際間破損燃料法規、定義與實績等相關資料，並整理歸納研究結果，據以建立我國除役電廠裝載破損燃料之管制建議。

依據此規劃，本計畫需於 11 月 15 日完成期末報告初稿作為內部管考與審查作業之用，並於內部審查作業及查訪與管制單位討論後，於 12 月 31 日前呈交委託單位，以符合契約要求。為便於委託單位進行審查，本報告於第五章中逐節描述各項工作之成果，內容如下：

5.1 節：蒐集並研讀國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析

5.2 節：收集並彙整燃料破損機制、法規定義基準與處理要求

5.3 節：裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析

5.4 節：我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議

表 1 子計畫五研析時程與查核點規劃甘梯圖

六、預定進度：													
工作項目	年月												備註
	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	106 12	
國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析	■												
燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整		■											
裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析							■						查核點： 6/10 期中報告
我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議									■				
整理與歸納研究結果，106 年 12 月初舉辦期末報告審查會，並於 106 年 12 月底完成計畫成果報告。											■		查核點： 11/15 期末報告
工作進度估計百分比（累積數）	8 8	8 16	8 24	8 32	8 40	10 50	8 58	8 66	8 74	10 84	8 92	8 100	
預定查核點	1：廣泛蒐集國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析。 2：研析破損燃料之定義基準與處理要求之法規並於 6 月 10 日前提出期中報告。 3：分析各國裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績 4：針對我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制，提出管制建議，並整理歸納研究結果，完成研究計畫之成果報告及審查。11 月 15 日前提出研究成果期末報告初稿，並舉辦期末報告審查會，12 月底完成計畫成果報告。												

5. 完成之工作項目及具體成果

為便於委託單位進行本子項計畫之進度管考與驗收，本期末報告所完成之工作項目及具體成果依原計畫書所載之工作項目逐一進行匯整。本子計畫蒐集了國際間主要使用核能之國家處理用過核子燃料之現況，因應除役電廠之要求，分析國際間目前用過核子燃料之管理方式以及資訊，可有效掌握國際發展趨勢以及參考安全基準與國際管制法規。各項工作項目之完成狀況與具體成果，將於以下各節逐一進行說明。

5.1 國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管

制規範資訊研析

為清楚國際間對於核能電廠用過核子燃料處理之方式以做為我國處理之參考，本章節蒐集了英國、德國、美國、保加利亞、匈牙利、瑞典、立陶宛、日本等國家對用過核子燃料處理方式，並於接下來的子章節進行各國現況介紹。

5.1.1 英國

放射性廢棄物管理(Radioactive Waste Management, RWM)，是負責在英國提供高活度廢棄物地質處置設施之管理單位組織。如 2014 年白皮書「實施地質處置法」所描述，英國目前正在進行國家地質勘查，以確定最適合實施地質處置設施 (Geological Disposal Facility, GDF) 之地點。蘇格蘭政府之管理高活度放射性廢棄物之政策是對接近地表處置設施進行管理[15]。

英國是唯一對”損壞燃料(failed)”及”破損燃料(damaged)”做出區別的國家。根據 EDF(英國電力公司)之定義，損壞燃料為具有護套破裂或是組件故障導致

裂變產物釋放；而破損用過核子燃料定義為：會造成安全或處理問題的製造結構產生幾何變化之燃料，英國破損用過核子燃料之定義與美國相似。

英國目前核反應器種類大多為進步型氣冷式反應器 (Advanced Gas-cooled Reactor, AGR)，目前有一些破損用過核子燃料（結構受損）與一些損壞燃料（護套失效）和非常少量的損壞的 AGR 燃料。貯儲在 Sellafield 燃料處理廠(Fuel Handling Plant, FHP)進行貯存與再處理。

Sellafield 廠區擁有 2 座用過核子燃料再處理廠，Magnox 再處理廠專門負責處理英國 Magnox 型反應器用過核子燃料；熱氧化再處理廠 THORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) 用來處理英國先進氣冷式反應器與其他國家輕水式機組用過核子燃料。存放在 Sellafield 池中之機械性破損之組件經再處理之前需要進行前置處理作業，使它們能符合再處理期間之管理。

AGR 損壞燃料在運送至 Sellafield 廠後，首先進行檢測並在熱室(Hot Cell)中乾燥包裝之後，再進到熱氧化再處理廠(THORP)加工。放置在池中進行貯存之前，AGR 之破損燃料與標準 AGR 原物料一起裝罐 (slotted can)。未來 AGR 燃料將被委託給 THORP Receipt and Storage 進行長期貯存(例如 80 年)，目前 Sellafield 仍在評估進行濕式貯存技術的長期可行性[16]。

5.1.2 美國

美國目前擁有約 100 個正在運轉之商用型 PWR 與 BWR，以及已經永久關閉的 30 多個反應器以及一些研究用反應器。美國自 1977 年便停止用過核子燃料再處理作業¹，並將其視為高階廢棄物，政府負責將其最終處置在深層地質處置場。自 1999 年以來，在新墨西哥州的廢料隔離試驗廠 (Waste Isolation Pilot Plant, WIPP) 處理了超鈾廢棄物。2014 年 2 月，WIPP 由於放射性洩漏而關閉

¹ 1981 年雷根總統解除前任卡特總統對商用用過核子燃料再處理的禁令。

直至 2016 年底才重新開放。2010 年，美國能源部(Department of Energy, DOE) 向美國核能管理委員會提出撤銷在內華達州開展尤卡山核廢料貯藏廠 (Yucca Mountain Nuclear Waste Repository) 的計劃，但遭該委員會的牌照局 (commission's licensing board) 否決。2015 年八月，美國核能管理委員會(NRC) 針對尤卡山用過核子燃料和高放射性廢棄物的永久處置場的影響發布一份環境影響報告補充草案(a draft environmental impact statement supplement)，為當初 DOE 提出處置場的環境影響報告書(EIS)之補充，並於 8 月 21 日開始徵詢公眾對草案之意見。

美國能源部於 2002 年發行最終環境影響報告書，並在 2008 年六月提出補充說明。根據美國核子廢棄物政策法案(Nuclear Waste Policy Act)，DOE 必須針對環境影響進行分析並提出緩解策略，而 NRC 則盡可能合理採用能源部的報告。2008 年九月，NRC 建議採用 DOE 之報告內容，但同時也提出針對地下水與地下水排放兩部分需要更進一步地分析其潛在影響。

補充內容說明處置場的地下水流徑對環境影響程度為”低”。意味著環境影響是無法檢測到的，或者很小，並不會破壞穩定性或明顯改變受影響資源的重要屬性。內容模擬了流動路徑和放射性與非放射性污染物的移動。它考量了可能的氣候變化和汲水影響，以及此區域過去、現在和未來合理可預見的活動產生的累積影響，而評估當前正取用地下水處和沿著地下水流徑的自然表面排放位置的污染物影響。

草案發布後的 91 天的評議期間，NRC 工作人員共收到了約 1200 條關於補充草案的意見，經意見統整與回應後於 2016 年五月發布最終版本。[17-18]

美國核能管制委員會(NRC)針對 10 CFR 71 及 10 CFR 72 [47-48] 中關於用過核子燃料乾式貯存等相關規範訂定了過渡時期專家審查指導方針 (Interim Staff Guidance Document, ISG)；其中對於破損、未破損、及完整的用過核子燃

料之定義則有管制審查指導方針 ISG-1 Rev.2，而對於未破損的商用用過核子燃料在運輸貯存下，有關護套注意事項的管制審查指導方針則有 ISG-11 Rev.3 [79]，主要著重於藉由限制燃料護套表面溫度來維持護套完整性及要求在特殊情況下使用特殊設計的破損燃料貯存罐。

ISG-11 Rev.3 規定正常乾貯及乾燥情況下燃料護套溫度限值為 400°C，而異常及事故下溫度限值為 570°C；ISG-1 Rev.2 提供審查者在乾式貯存或運送前，用過核子燃料的分類指引，包含破損(damaged)、未破損(undamaged)及完整(intact)，並確保破損燃料於乾式貯存或運送時幾何形狀的完整性。以功能性而言，燃料棒從爐心退出後狀態與運作無法滿足功能上需求，則燃料棒被視為破損，而所謂的功能表現則是以當下的燃料循環階段來定義。除了 ISG 有針對破損燃料做出定義解釋，表 2 亦列出 ISG 與 ANSI 標準 N14.33-2005 對破損燃料定義之比較[19]

以往破損用過核子燃料已經裝入包裝罐 (can) 中。對於乾式貯存，必須將罐乾燥，然後放置在合法之破損用過核子燃料之密封鋼筒 (canister) 內。將燃料裝罐的關鍵考慮之一是燃料是否破損。未能將破損的用過核子燃料組件置於“破損燃料”罐中，或未能將其放入合法之破損用過核子燃料罐中，此情形使鋼筒不符合規範[20]，並將導致：

1. 需要拆卸破損用過核子燃料組件（可能需要切割或拆卸頂蓋 (lid)）；
2. 需要 NRC 許可使用只允許貯存用之密封鋼筒 (canister)；
3. 需要在另一罐中重新包裝用過核子燃料做為運輸使用目的。

為了符合規定，裝載在鋼筒或護箱內的破損燃料罐必須將總體燃料顆粒，碎片或損壞的組件確實掌握。此外還必須證明符合臨界性，屏蔽，熱和結構要求，並可進行正常的處理和從護箱取回 (retrieval) [21]。

表 2 ISG-1 和 ANSI 對破損燃料定義比較 [22]

	ISG-1 Rev1	ANSI
燃料棒裂痕	燃料有已知或懷疑存在大於針孔或髮絲裂痕的護套缺陷，並有造成一定量的燃料顆粒進入護箱之可能性。	護套破損，第一級 護套缺陷大於針孔或髮絲裂痕但燃料組件仍維持其完整性
殘渣	燃料不能維持為一完整燃料束，並包含殘渣，如鬆散的燃料丸、燃料碎片等。	護套破損，第二級 燃料不再以燃料組件形式維持並含殘渣、鬆散的燃料丸與顆粒、燃料棒碎片等。
結構上	燃料組件： 1. 結構完整性受到破壞 2. 結構部件遺失或位移，如格架 3. 遺失的燃料棒沒有使用假燃料棒（dummy rod）取代造成與原燃料棒等同或更大的體積位移。 4. 無法使用正常處理方法（如起重機、吊鉤）。	燃料組件破損 燃料組件具結構損傷以致無法使用正常方式處理。

5.1.3 匈牙利

匈牙利沒有關於用過核子燃料再處理的政策決定，目前用過核子燃料不太可能經再處理一途。先前一些用過核子燃料已經送回俄羅斯進行再處理，但不含分離裂變材料。現在政府正著手準備將用過核子燃料直接處置在深層地質處置場之計畫，在初步安全評估後選定位在布達(Buda)附近的粘土岩層(claystone formation) 進行調查。預計 2065 年後將開始運作[23]。

匈牙利只有一座核電廠裡面有四個運轉中的 VVER。在匈牙利，燃料棒若未於線上監測系統判定發生故障或是在取出來後的啜吸測試中檢測為故障的話，則認定為是完整的。由於組件的封閉結構因素，破損用過核子燃料組件無法修復。破損的用過核子燃料應放置在密封瓶（sealed bottles）中，放置在冷卻池中

的特定燃料貯存架位置，並且不得在沒有附加措施（即二次屏障）的情況下裝載到乾式貯存設施中（modular vault dry storage facility）[24、25]。目前 Paks NPP 有三個已通報的洩漏燃料組件（leaky fuel assemblies），因此它們目前仍置於冷卻池中直到機組的使用壽命終止。

5.1.4 德國

在德國，來自反應器的用過核子燃料和再處理廢棄物被貯存在運輸護箱貯存設施（transport cask storage facilities）。到 2027 年，所有核電廠使用過的燃料組件都應放置在運輸和貯存護箱中，並將其移到運輸護箱貯存設施。目前，德國正在選擇一個產熱廢棄物（heat-generating waste）處理設施場址，並且該設施的計劃考量為處理用過核子燃料和再處理產生之廢棄物[26]。

德國運行的反應器包括 PWRs 和 BWRs，在 311 福島事件發生後決定全面停止核電使用，且已經關閉了一些 PWRs、BWRs 和 VVER 電廠。最後之核電廠將在 2022 年關閉[27]。

德國之破損燃料定義跟匈牙利相似，若在燃料棒從爐心取出前，沒有被線上監測系統或隨後的試驗啜吸測試中被檢測為故障的話，則燃料護套被認為是完整的。當檢測到破損燃料組件時，此燃料通常可以被修復用來進行接下來的運轉。任何帶有裂縫的護套都是被認為是破損的，同樣地，若組件中有燃料被移除也視為破損[24、28]。此外，若燃料組件中的燃料棒具有相當程度的護套厚度減縮，則只允許放置在乾式貯存提籃（dry storage basket）的特定位置，此為唯一對有潛在破損機會之燃料進行特別處理之國家。

根據反應器安全委員會（Reactor Safety Commission, RSK）的指導方針規定，具缺陷燃料棒護箱（cask）時需採取特殊措施，例如氣密性封裝（gas-tight

containerization) 或除濕吸收器 (moisture absorbers)。用以容納具缺陷燃料棒的特殊膠囊 (special capsules) 並裝載至乾燥護箱中之許可申請正在進行中。

在運輸和貯存用包裝前，具缺陷的燃料棒將先被分離出來。損壞燃料棒被存放在池中的密封膠囊 (sealed capsules) 內以確保最小污染，通過使用合法的用過核子燃料運輸包裝 (transport packages) 來滿足運輸要求，該運輸包裝設計不受破損用過核子燃料存在的影響，即包裝具有和裝載完整用過核子燃料時一樣的機械行為[29]。

CASTOR 及 CONSTOR 護箱為德國 GNS 公司 (Gesellschaft für Nuklear-Service mbH)，為高活度放射性廢棄物貯存護箱。護箱以鑄鐵澆鑄製造，並採雙重密封上蓋及金屬密封環之設計，其所擁有的兩用護箱許可讓護箱本身同時具有運輸與貯存功能，並適用於各種形式損壞之燃料棒貯存。

5.1.5 保加利亞

保加利亞國營放射性廢棄物處理公司 (State Enterprise for Radioactive Waste, SE-RAW) 負責放射性廢物管理。根據 2002 年協議，保加利亞一直將 Kozloduy 核電廠之用過核子燃料送返俄羅斯進行再處理，俄羅斯計劃將這批用過核子燃料分別運往位於 Ozersk 的 Mayak 廠與位於 Krasnoyarsk 的 Zheleznogorsk 廠處理。這些用過核子燃料目前集中暫儲於 Kozloduy 電廠的水池式用過核子燃料貯存設施 (Spent Fuel Storage Facility, SFSF) [30]。Westinghouse、Enresa 和 DBE Technology 共同設計近地表低、中階放射性廢棄物 (LILW, low and intermediate level waste) 處理設施，於 2013 年選擇近 Kozloduy 核電廠之地點興建中、低放射性廢棄物處理場，並於 2021 年正式運轉[23]。

保加利亞之 Kozloduy 核電廠有兩個運轉中的 VVER-320 型俄製壓水式機組和 1974、1975 與 2006 年關閉的四座 VVER 機組。

保加利亞認為若燃料棒進行測試時產生啜吸指示 (sipping indication)，表示在燃料棒外面可以偵測到裂變產物，此則判斷為失效 (failed)。如果格架移位或是燃料棒無法固定於底部繫板則判斷組件為結構損壞 (structure failure)，此定義來源並未在參考文獻中[31]說明。損壞的用過核子燃料貯存在密封的包裝 (sealed package) 中[32]，但文獻中並未指出是乾或濕式貯存。

失效 (failed) 但是機械功能完整的 VVER 燃料貯存在密封容器 (sealed containers) 中直到送去再處理為止。再處理將在另一個國家完成，因為保加利亞沒有用過核子燃料再處理設施[33]。

5.1.6 瑞典

瑞典的廢棄物管理計劃是世界上最成熟的計畫之一。瑞典用過核子燃料處理的方式是利用廢棄物罐將用過核子燃料裝起來，送到用過核子燃料中期貯存設施，未來再送到地下處置場貯放，瑞典的用過核子燃料主要是來自 4 座商用核電廠、1 座材料測試反應器與 1 座研究用反應器[34]。

2009 年，瑞典核子燃料暨廢棄物營運公司(Svensk Kärnbränslehantering AB, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB) 宣布決定 Osthrammar 市 (Forsmark) 為用過核子燃料最終深埋處置場址 (final deep repository)，以及 Oskarshamn 市的 Clab 中期貯存設施(Clab)旁興建用過核子燃料封裝廠。2016 年 6 月，管制機關瑞典輻射安全管理局(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)初步審定 SKB 公司之執照申請符合其規範，並向 Stockholm 土地暨環境法院 (Land and Environment Court) 提出正面建議。進一步批准後，SSM 預計於 2017 年提交最終評估結果給中央政府，以利中央政府作出申請准駁的最終決定[57]。在 SSM 進行審查之際，土地暨環境法院也將依循瑞典環境法審查該申請案，SSM 將配合法院提出專業意見。法院審查完該案後，亦將提

交審查結論給中央政府。一旦政府發布許可證，SKB 計劃開始建設的用過核子燃料封裝廠(encapsulation plant)。

圖 1 為 SKB 公司在用過核子燃料及核子廢棄物上的管理系統圖，由於瑞典目前還有 10 座反應器還在運轉，根據瑞典所有的核電計畫可推估未來會產生用過核子燃料約 19,000 立方米，中低放射性廢棄物約 60,000 立方米，除役廢棄物約 160,000 立方米(每座反應器運轉 40 年來計算)。所有的核設施都位於海岸邊，因此所有的用過核子燃料與放射性廢棄物都是靠海路運送[34]。

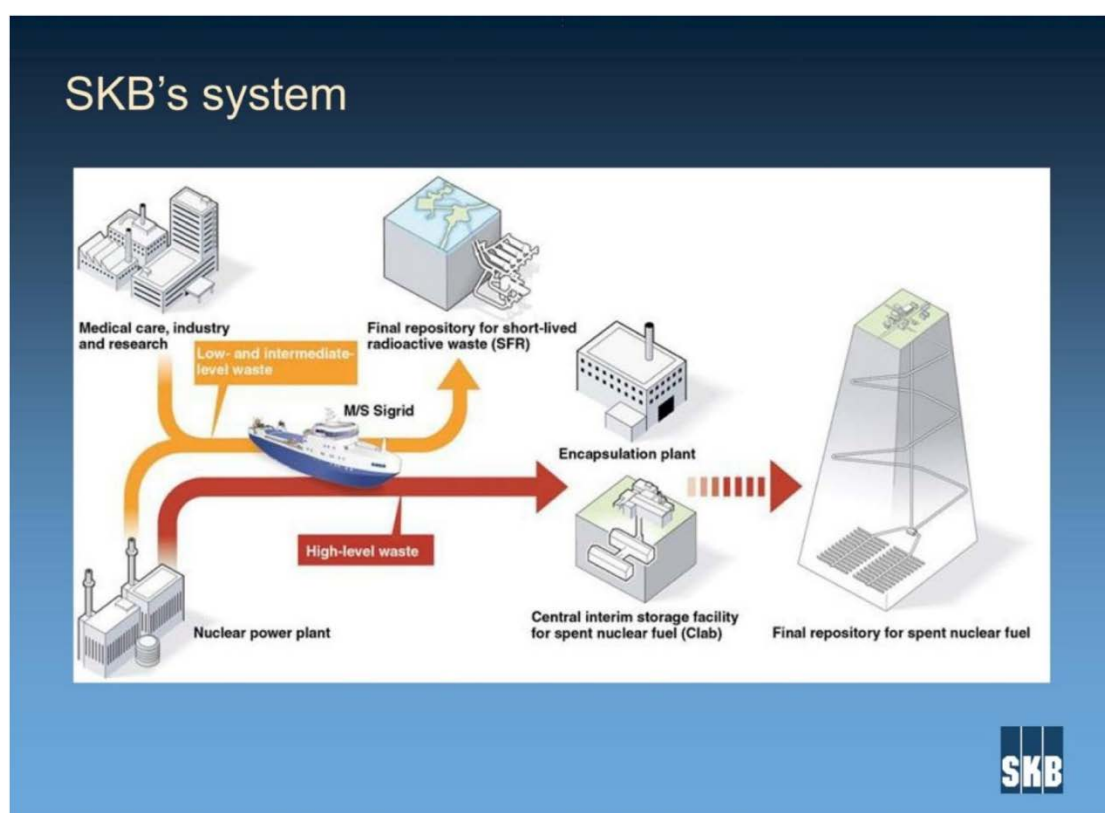


圖 1 瑞典 SKB 公司在用過核子燃料及核子廢棄物上之管理系統圖[34]

核反應器產生的用過核子燃料至少貯放在燃料池 9 個月後，才會被運送到用過核子燃料中期貯存設施(Clab)，接著再存放 30 年，才送到地下處置場貯存。如果燃料組件從反應器退出前沒有被線上監測系統或是接下來的啜吸測試檢測為故障的話，則燃料棒被判定為完整的。在運輸之前，將燃料組件固定在防止任何可能產生的燃料碎片或碎屑的容器 (box) 中以防污染運輸護箱或

Clab 的冷卻系統。當燃料運送至 Clab 時，燃料組件從箱中取出並視為一完整燃料組件（在燃料並沒有重大破損的情況下，如燃料棒斷裂）[35]。如果將裝載在護箱中的用過核子燃料從電廠運送至 Clab 期間，運輸護箱中銫-137 的水中濃度在四小時內增加超過 5×10^4 Bq/kg，則判斷為燃料洩漏[24]。

用過核子燃料中期貯存設施(Clab)，該貯存場位於 Oskarshamn 北方約 20 公里處，緊鄰 Oskarshamn 核能電廠，於 1980 年開始建造，1985 年開始運轉，貯存容量 11,000 噸，每年接收約 200 噸，全部水的體積是 40,000 立方米。Clab 設施剖面如圖 2，圖面遠端即為用過核子燃料進廠接收處理設施，燃料接收後以水下處理方式經多次傳送、分裝後送至兩大地下貯存池貯放。

圖 3 為 Clab 接收、處理、分裝、貯存用過核子燃料之操作示意圖說明其基本操作概念[34]：

1. 用過核子燃料以運送罐運入 Clab 接收區後，先吊運至冷卻區並於其外加裝防護外包裝，以避免運送罐受到廠內池水之可能污染而不易迅速出廠執行再運送；
2. 用過核子燃料由核電廠至 Clab 之運送過程中為乾燥狀態，故於此時需灌水入運送罐內以再度冷卻用過核子燃料，同時也對運送罐進行初步除污；
3. 運送罐吊運至操作池再轉運至換裝池，於此地將運送罐內用過核子燃料分裝至 Clab 專用之貯存用提籃，最後將提籃送至指定位置貯存；
4. 運送罐於保持表面不與 Clab 廠內池水接觸下，循反方向逐步退出廠外再回去執行運送工作。

先前微洩漏的燃料已經從核電廠運至 Clab，將貯存 30-40 年等候處置。在運輸之前，將燃料組件固定在防止任何可能產生的燃料碎片或碎屑的容器(box)中以防污染運輸護箱或 Clab 的冷卻系統。當燃料運送至 Clab 時，

燃料組件從箱中取出並視為一完整燃料組件（在燃料並沒有重大破損的情況下，如燃料棒斷裂）[35]。

Wikmark 等人(2014)討論 Studsvik 公司對破損用過核子燃料的運輸和中期貯存解決方案的發展[36]。他們指出，運送破損用過核子燃料需要專門針對這種材料的設計和許可的包裝（packages），目前能夠運輸破損用過核子燃料棒的包裝很少。Studsvik NCS 45 包裝(如圖 4 所示)已經獲得許可認證，可以運輸一定數量的破損燃料而不用集裝箱運輸。



圖 2 Clab 設施剖面

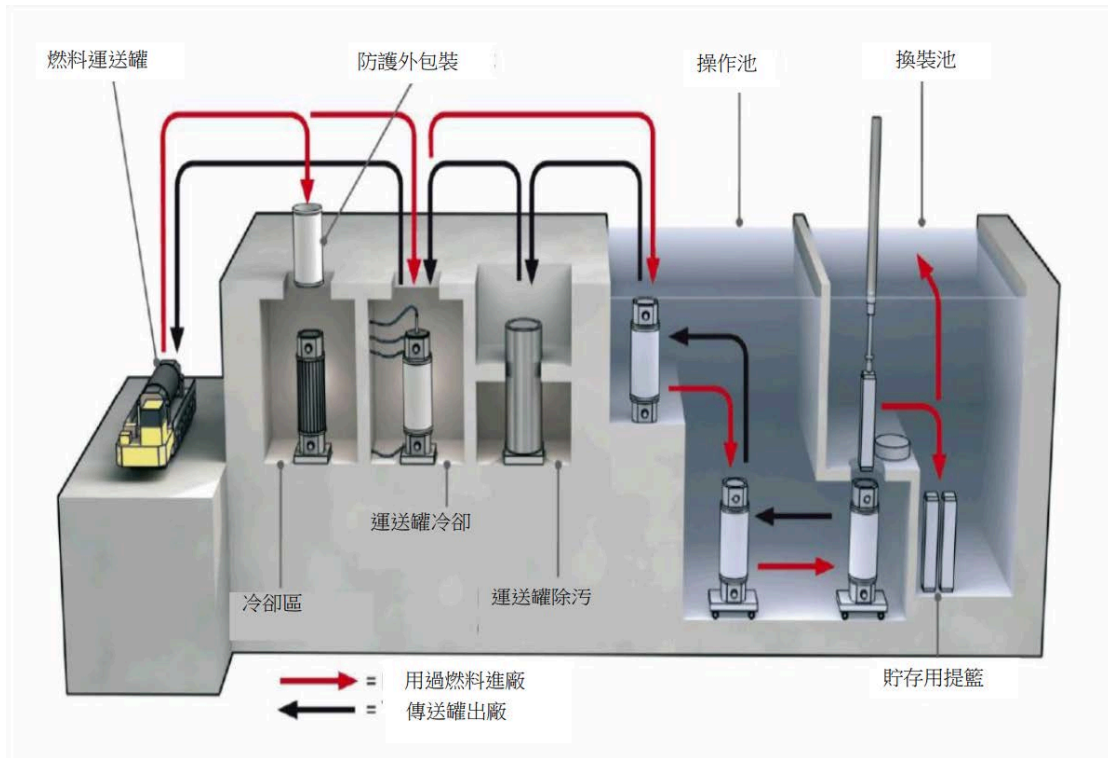


圖 3 Clab 處理用過核子燃料之操作示意圖



圖 4 Studsvik NCS 45 包裝

5.1.7 立陶宛

立陶宛的放射性廢物管理局（Radioactive Waste and Management Agency, RATA）於 2001 年成立，宗旨為管理和最終處置由 Ignalina 核電廠產生所有放射性廢棄物。RATA 目前正在評估地質處置是否為立陶宛用過核子燃料和其他廢棄物的最佳解決方案[37]。立陶宛 Ignalina 核電廠之 RBMK-1500 反應器的 1、2 號機組於 2004 年與 2009 年陸續關閉，約略估計共累積了 22,000 個燃料組件。

用過核子燃料組件從反應器退出後先在燃料池中靜置一年，接著便會拆成兩組燃料束。用過核子燃料組件在熱室中進行拆解（圖 5），102 組燃料束裝載在 32M 提籃中，然後移至池中。

根據 Lithuanian Energy Institute 文獻(2013) [38]提及，將燃料從爐心中退出經由檢測後，發現 Ignalina 核電廠的用過核子燃料的一小部分遭受了輕微破損（minor damaged，即不喪失護套的完整性）以及主要破損（major，即具護套破裂可能或是燃料丸從護套掉出）。燃料棒護套中觀察到的裂痕可分成環狀的（circular），軸向的（longitudinal）與綜合（complex）三種類別。

觀察到的裂痕主要在底部燃料束的上端。貯存與運送前，破損燃料棒需存放在通風箱中。

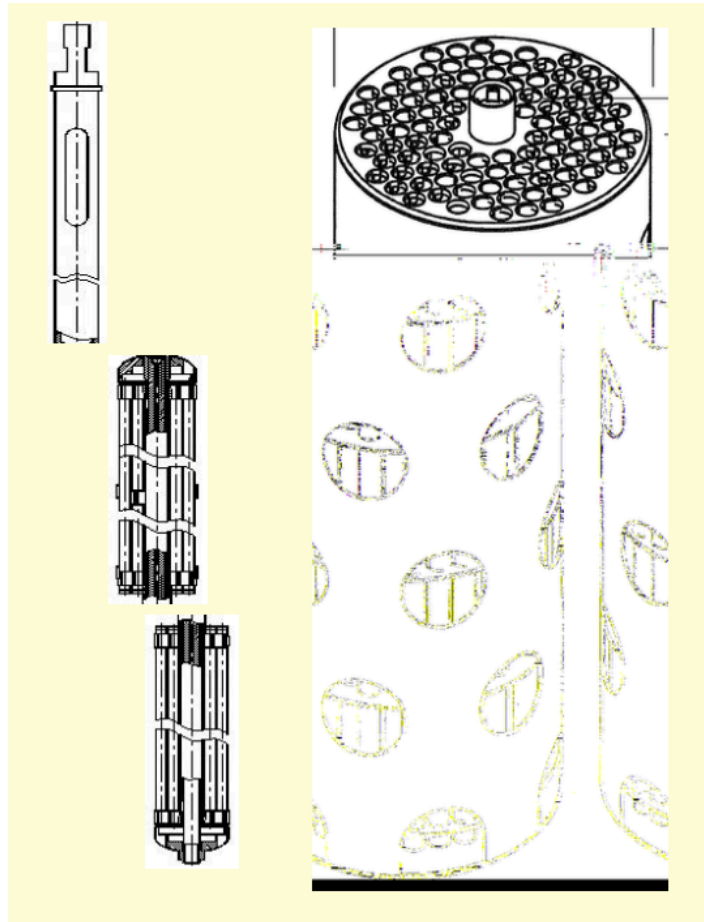


圖 5 用過核子燃料組件拆解示意[38]

於用過核子燃料貯存階段，多項技術方法與行政程序應實施以確保核子與輻射安全。例如：

- 確定 $K_{\text{eff}} < 0.95$
- 輻射監測應不間斷
- 池中水位、溫度、水質應受監測並維持在特定限值
- 所有用過核子燃料組件與 32M 提籃操作都應該在水中進行確保必要的生物屏蔽

5.1.8 日本

日本核廢棄物管理機構(Nuclear Waste Management Organization, NUMO)為負責提供高階廢棄物和超鈾廢棄物地質處置設施的運轉單位。 NUMO 期望從 2025 年左右完成選址，希望能在 2035 年運轉。在 2016 年，議會通過了一項旨在“為了穩定進行用過核子燃料的再處理所採取之必要措施”法案。

該法案創立了一個負責再處理的新單位-用過核子燃料再處理機構 (Spent Fuel Reprocessing Organization)，此一新法案可避免因穩定資金來源取得困難，而阻礙再處理產業的發展。與舊有的「積立金制度」不同，在新法規體系下核電業者須依用過核子燃料產生量，籌措相對應的再處理費用至認可法人「用過核子燃料再處理機構」以確保再處理資金來源穩定，不會受各核能業者自身經營考量所影響。後續再由認可法人委託並支付相關費用給再處理事業單位-日本原燃公司 (Japan Nuclear Fuel Ltd, JNFL)，委請執行用過核子燃料再處理[39]。

日本的核能政策是通過對用過核子燃料的再處理來達到鈾(U)和鈾(Pu)之最大使用。因此，NUMO 的任務僅涉及 MOX 燃料製造產生的中階廢氣物 (ILW) 和來自再處理玻璃固化高階廢棄物的地質處置。

日本對於用過核子燃料的直接處置研究發展於 2013 年開始由日本原子能機構 (Japan Atomic Energy Agency, JAEA) 主導，JAEA 目前正著手於文獻研究調查其他國家的模型與數據使用，包含瑞典、芬蘭和瑞士。破損用過核子燃料與護套也列入調查範疇。根據文獻調查結果，JAEA 使用破裂燃料所釋放的核種物質模型與數據來評估用過核子燃料處理系統。

2016 年 10 月 5 日的原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)，針對核電廠內放置之用過核子燃料之乾式貯存之金屬護箱重新制定一套滿足嚴

格需求之基準，在此基準上確認國內外之基準與綱要，運輸護箱之健全性，亦為了推進乾式貯存之標準做重新總整理。

用過核子燃料進行再處理前須經適當時間的中期貯存，東京電力公司與日本原子力發電株式會社於 2005 年合資成立 Recyclable-Fuel Storage Company (RFS)公司專職中期貯存設施的管理工作，並在青森縣陸奧市建造可再處理之用過核子燃料貯存中心(Recyclable Fuel Storage Centre)，以金屬護箱進行乾式貯存，已於 2013 年 8 月完成一號燃料貯存設施部分，如圖 6-7，其容量為可貯存 3,000 噸用過核子燃料。預計最終整場容量將達 5,000 噸用過核子燃料由於受到 311 事故影響，於 2014 年 1 月向 NRA 申請安全分析變更許可，目前需等待新的管制制度審查通過，才可繼續進行[40]。其廠房設計基準如下[41]：

- 廠房設計尺寸(表 3)：長：131m、寬：62 m、最大高度：28 m、天花板高度：15 m。
- 建築物採用自然冷卻系統。
- 貯存區域配置說明：可分為接收、貯存及輔助等 3 區域
 - a、接收區域：7 組臨時置放架、1 組檢視置放架、垂直置放架、移動吊車各 1 組；
 - b、貯存區域：利用氣墊式貨板架(air pallet)進行金屬護箱之移動。
 - c、輔助區域：監控裝置之指示及記錄區域。
- 重要設計概念：金屬護箱作為貯存與傳輸；金屬護箱可安全地維持功能 50 年；以下為重要之安全功能。
 - a、圍阻：雙層上蓋設計；第 3 層上蓋使用於運輸時。
 - b、屏蔽：金屬護箱厚度之設計作為屏蔽。
 - c、次臨界：使用不銹鋼製之燃料吊籃。
 - d、熱移除：使用如熱傳遞之平板等元件進行熱移除。

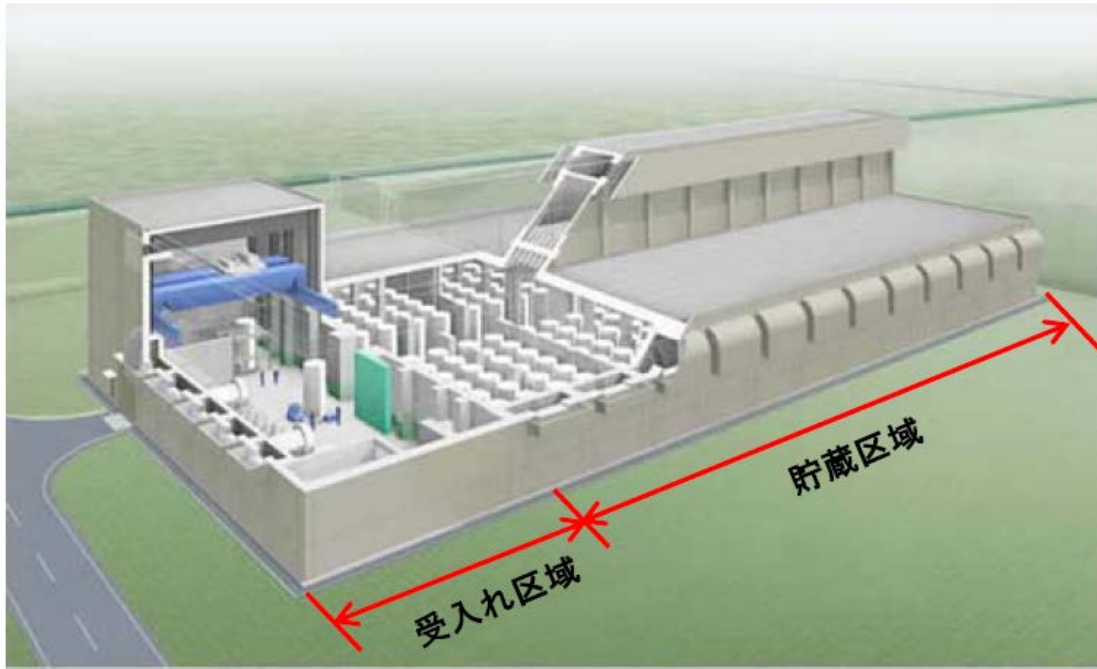


圖 6 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋[40]

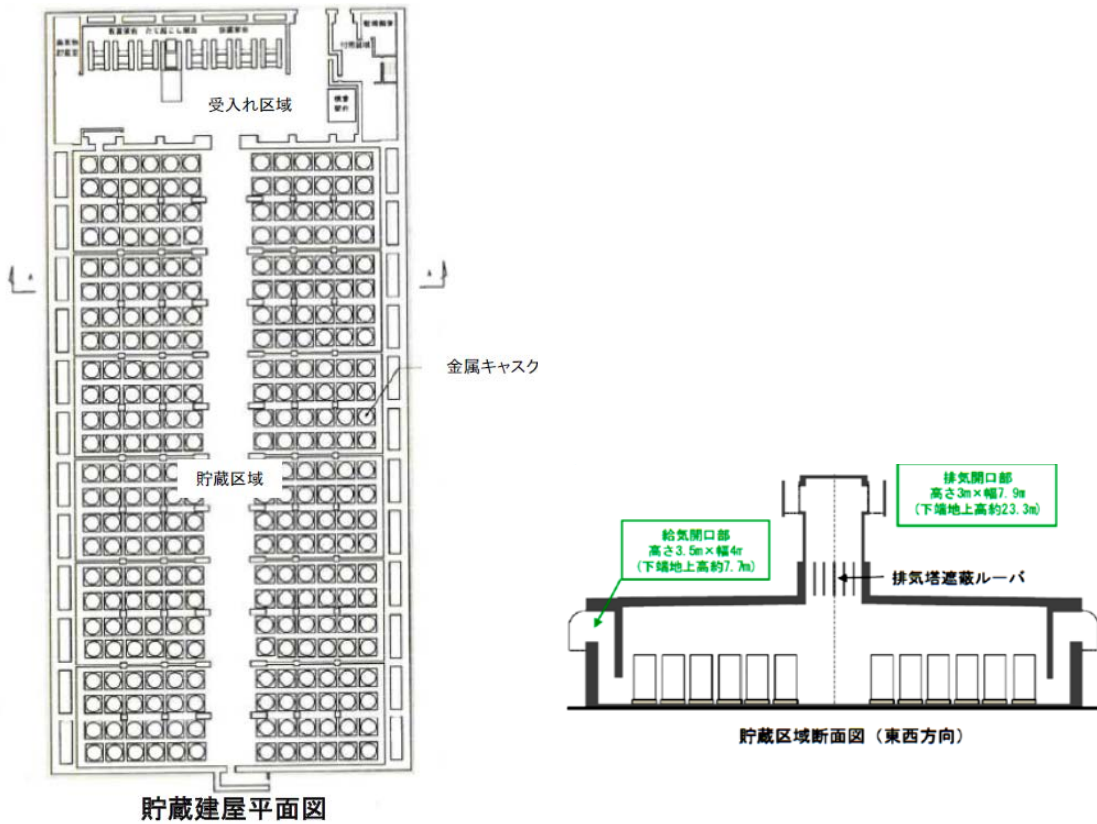


圖 7 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋區域剖面圖[40]

表 3 可再處理之用過核子燃料貯存中心廠房設計結構表[40]

	主要構造	
用過核子燃料貯存之室內設施	一樓、鋼筋混凝土/一部分為鋼筋鐵骨 混凝土 (寬)約 62m ×(長)約 131m ×(高)約 28m	
最大貯存能力	金屬護箱 288 金屬鈾 3000t	
遮蔽牆壁	厚度	約 1.5m(貯存區域東側與西側 牆壁)
		約 1.0m(貯存區域南側天花板 牆壁)
		約 0.8m(接受區北側牆壁)
		約 0.5m(接受區天花板)
遮蔽百葉 (Louver)	厚度 約 0.3 m × 長度約 4.0m 5 枚	
耐震重要度分類	B 級	

5.2 燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整

美國 ISG-1 Rev.2 規範給予完整以及破損燃料定義，當用過核子燃料若具有下列燃料破損特徵即可歸類為破損燃料(Damaged Fuel)：

- (1) 護套有大於針孔破損或髮絲裂縫：用過燃料之護套具有缺陷，會讓分裂氣體由燃料棒內部外洩，其裂縫大小亦可能讓燃料微粒洩漏至外部。
- (2) 明顯破裂燃料棒：具有利用目視檢驗方式透過此裂縫看到燃料丸表面或是反應器運轉資料顯示有重金屬同位素釋出都將定義此燃料棒具有顯著破裂。
- (3) 燃料護套經研判後不符合標準：經過檢驗後不符合臨界、屏蔽及散熱的管制要求。
- (4) 燃料束結構或護套材質呈現劣化情形：燃料無法禁得起正常貯存(針對貯存目的之護箱)，或正常及假設事故狀況運送所導致的燃料完整性疑慮者。

處理損壞的用過核子燃料將取決於 (i) 缺陷的類型，(ii) 可能受到損害的功能，以及 (iii) 管理損壞的乏燃料以及未損壞的乏燃料的法規要求。各國破損燃料之定義彙整請詳見表 7 [42]。

目前世界各國對於破損燃料之定義與貯存要求整理最為詳盡之報告係為 IAEA 於 2009 年所發行的破損燃料管理報告中[43]，其最為關鍵之概念係在於破損燃料之定義係源自於反應器運轉期間，燃料的受損情形是否造成反應爐無法達成預期之能力。而相同之概念亦可應用後端營運之作業期間燃料的受損情形是否造成燃料貯存、運輸與裝載作業之影響來定義該待貯燃料是否為破損燃料。此一定義之原則與美國 Johnson [44]於 1993 年提出之概念相同，由最初以反應爐基準(reactor-based) 之定義合理地改由表現特性為基準(performance-based) 來進行定義。在燃料受損到對用過核子燃料貯存和運送的性能相關或結構變形至某

種程度以致無法和貯存與運輸載具或設備相容時，即應視為破損燃料。而在此之前美國則是依據主管裁決(Director's Decision)將破損燃料定性定義為燃料棒龜裂大於針孔裂痕和髮絲裂痕[45]，但仍未對針孔與髮絲裂痕本身之特性或尺寸進行定義。

直到 NRC 於 2005 年公佈內部工作人員守則-1 (Spent Fuel Program Office Interim Staff Guidance, ISG-1) [46]，才以貯存和運送法規[47-48]中之功能做為定義受損用過核子燃料的基準，並明確指出某些用過核子燃料特性來判定燃料或組件是否受損。此後，ANSI 發表一套標準為貯存和運送目的定義受損燃料，2005ANSI 的指引大部分內容和 ISG-1 相去不遠，僅新增一些對受損燃料的定義。而 ISG-1 亦於 2007 改版為 Rev.02，在改版後該內部工作守則除明確制定一套判定燃料束是否破損之流程之外，亦透過量化限値之方式明定任何護套在存有大於 1mm 之破裂情況時應被分類為破損燃料。而除此之外任何運轉記錄、啜吸測試、超音波檢查亦可被視為是破損燃料之判定依據；例如，若在運轉期間測得氣態或揮發性分裂產物時，則應視為護套存在不大於針孔或髮絲紋大小之證據；反之，若是檢測出重金屬同位素時，即應視為是破損燃料。

如圖 8 所示，U.S. NRC 對燃料束狀態之判定流程係開始自燃料護套之表面是否存在貫穿孔隙，若否則可定義為完整燃料棒，並經過燃料束的缺陷檢視來確認該燃料束是否為未受損(undamaged)燃料。而若燃料棒表面存在缺陷或瑕疵時，則需要更進一步的進行評估，以確保其是否影響燃料貯存作業之相關需求，若是不致影響燃料護套完整性之時，則可在進一步確保能符合貯存作業之燃料與系統規範後逕行視為未受損燃料並進行裝載與貯存作業；反之，若無法滿足相關運輸或是再取出之需求時，則需據此視為破損燃料。

不同於美國繁複的燃料狀態判定流程，德國[45 IAEA Nuclear Energy Series]係針對破損燃料採用較為嚴格而簡化的定義方式，針對任何出現如 ISG-1 所定

義具有裂痕之燃料棒(breached rod)或是燃料棒遺失之組件皆視為是破損燃料而不容許乾貯，只能裝載在密封膠囊(sealed capsule)中進行溼式貯存以避免其所外釋的分裂產物對燃料池造成污染。除此之外，德國亦進一步要求若燃料束中的部分燃料護套因為運轉所造成的磨蝕或腐蝕而導致相當程度的護套厚度減損時，該束燃料只允許存放在燃料提籃之特定位置。經過對德國常見的 CASTOR V 系統 [49]之瞭解與研析後可以得知，該提籃的護箱設計並無明顯不同，故可推論該國法規將護套厚度減損之燃料放置於特定位置之要求係基於避免乾貯作業之熱流影響與衝擊(如圖 9&圖 10)等因素造成結構之破壞。此一作法在與美國 ISG-1 進行比對後可以得，知若某一厚度減損之燃料經過 ISG-1 之分檢核後符合燃料與護箱之裝載規範而直接視為完整燃料進行貯存，但為考其燃料護套厚度改變之熱流影響，例如護套熱傳模式的涵蓋能力等，仍應需加以探討之。

英國則是唯一將燃料區分為損壞燃料(failed fuel)和受損燃料(damaged fuel)之國家，其中損壞燃料指的是護套龜裂或是頂蓋破損(end cap failure)其定義大略與美國 ISG-1 中燃料具有如針孔髮絲裂痕(penetrations)之狀態相當，但不影響其後續處理，而受損燃料則是燃料出現足以影響性能或是處理作業之安全之幾何形狀改變；整體而言，英國核管單位與 U.S. NRC 之定義相當，皆是以前述之燃料束功能性來作為燃料束狀態之定義基準。

烏克蘭則是以要求於裝載前需進行檢視，且禁止受損燃料裝入盛裝容器(container)中，而組件缺陷達一定程度需要結構補強。而斯洛維尼亞則是仍維持以反應爐基準(reactor-based)為原則，將燃料束於反應爐心內之特性是否造成放射性物質外釋之基準來加以判定是否為破損燃料，且規範損壞元素(elements)皆需以溼式貯存方式，放置於燃料池中。保加利亞判定燃料棒損壞則是取決於啜吸測試(sipping indication)之結果，並定義如果燃料束格架(grid spacer)出現位移或是出現燃料棒無法固定於底部則歸類為結構損壞之燃料束，並需以容器加以貯存但並未提到是否容許乾貯。

若將上述之各國對破損燃料之定義與判定方式進行整理後可以發現，台電目前核一廠 1 期乾貯對於待貯燃料之篩選除考慮燃料之運轉歷史、吊運記錄之外，更規劃了一套有程序之池邊檢驗與取樣啜吸程序[50]，其嚴謹性確已滿足上述各國中要求最為嚴謹的 U.S. NRC ISG-1；惟原先之池邊檢驗作業只用於篩選出合適的 1680 束待貯燃料，故將有破損疑慮或不符裝載規劃之燃料先行排除。

因此，若將各國對被定義為破損燃料後的處理原則進行比較可以發現，U.S. NRC 不僅對於破損燃料之定義較德、英等國更為完整之外，其所建議的採行措施，如採用密封鋼筒 (canister) 或是以集中式護箱 (consolidating cask)，都可進一步避免破損燃料出現碎片遺失或是幾何形狀改變之現象，進而藉由符合燃料及貯存護箱規範之方式來達成可裝載之目的。此外，若更進一步將我國目前擬朝向非核家園且不打算興建集中型溼式貯存之規劃而言，採用 U.S. NRC 對破損燃料之改善或補強要求並經過檢驗通過後，或許可以減少破損燃料對溼式燃料池之需求進而滿足目前我國對用過核子燃料之貯存規劃。

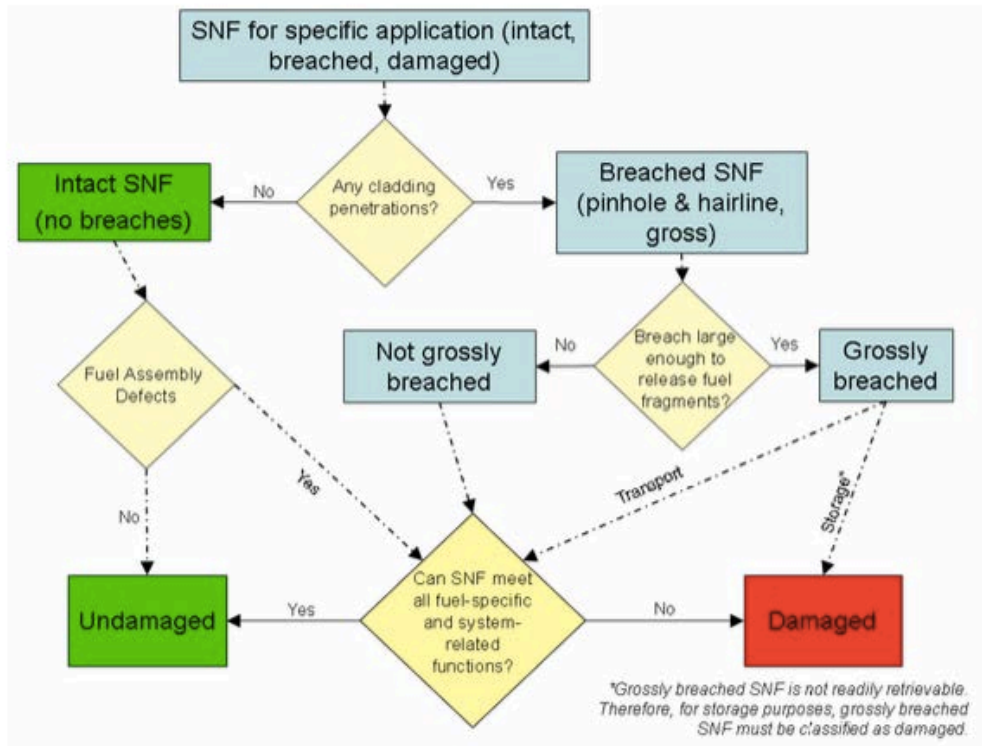


圖 8 ISG-1 rev.2 中對燃料護套狀態之判定流程圖

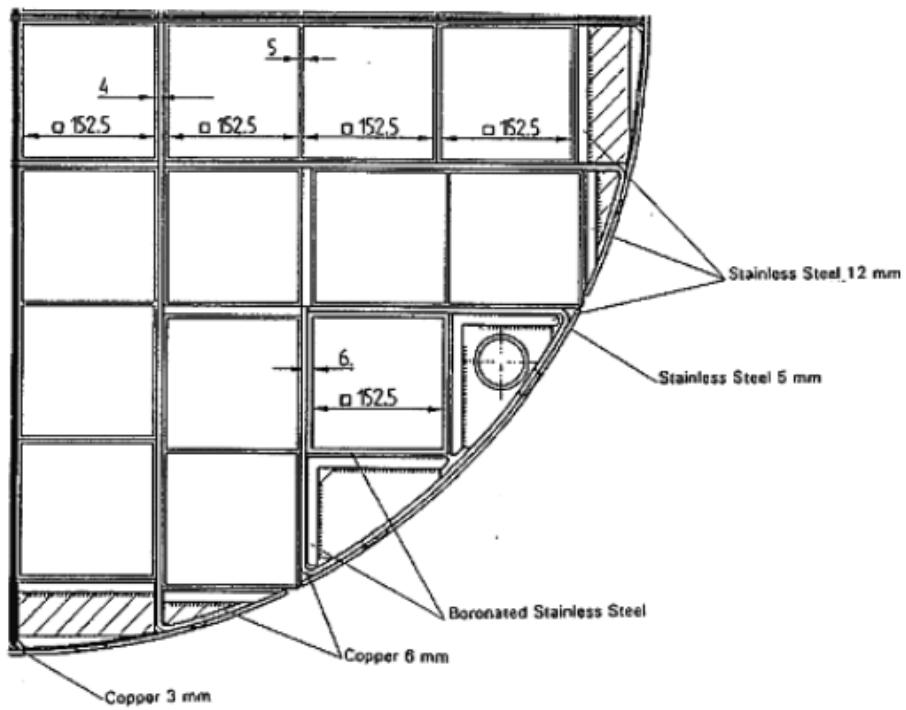
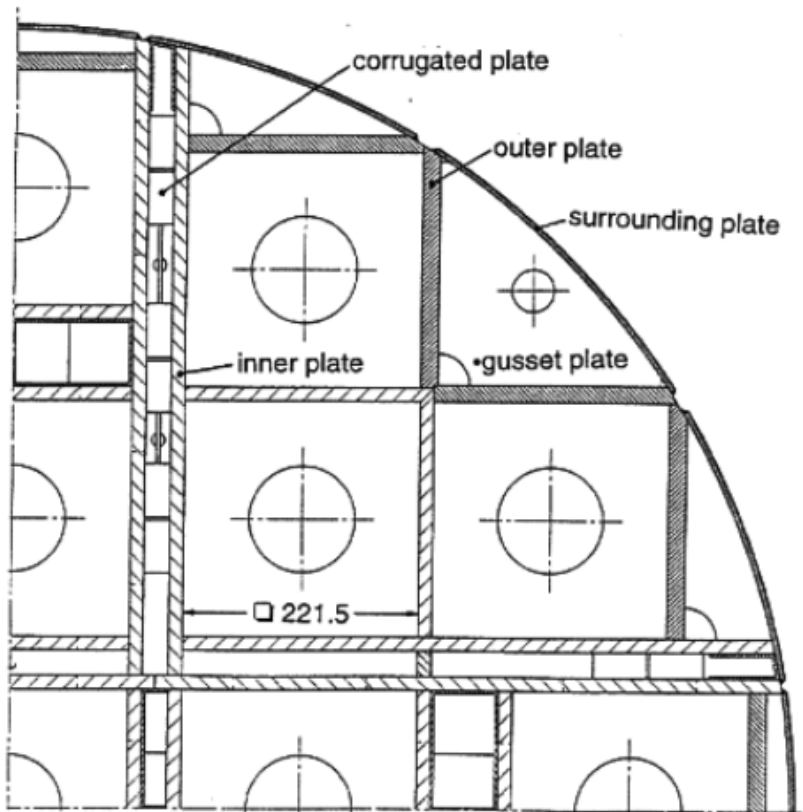


圖 9 CASTOR V 提籃設計



5.2.1 日本金屬乾式用過核子燃料貯存筒之安全審查標準以及長期貯存之完整性

根據關於「用過核子燃料池的金屬乾式貯存筒之安全審查指標」及「關於長時間下用過核子燃料之金屬乾式貯存筒之完整性」 [51]提供之判斷方法與劣化因素整理如下：

1. 化學劣化(金屬乾貯筒中殘留水分等使燃料腐蝕)

乾貯筒內以純度 99% 以上的氬氣填充，在儲存期間保持此環境，可消除燃料因為化學反應而產生之劣化。在爐心護套與冷卻水反應形成氧化層，氬會沿著晶界滲入護套。BWR 和 PWR 之燃料在燃耗 55 GWd/t 之氧化層厚度平均為 20 μm ，BWR 球狀腐蝕最大為 100 μm ，PWR 球狀腐蝕最大為 120 μm 。BWR 之氬氣濃度為 300ppm，PWR 為 800ppm。

另一方面，用過核子燃料用氬氣貯存，可防止氧化層的生成，假設在初期貯存時殘留的水分為 10wt%，在貯存期間所有的水分皆和鋁護套反應，氧化層厚度為 1 μm 、氬氣吸收為 6ppm。燃料丸內部之二氧化鈾和護套內表面反應也會形成氧化層，在燃料丸燃耗為 70 GWd/t，氧化層厚度為 10~25 μm 。貯存時可不考慮內部氧化層生成。

2. 熱的劣化(高溫下之護套潛變破損，高溫照射下產生之護套硬化，護套溫度上升及下降產生氬重置引起之護套脆化，應力腐蝕)：

A. 高溫下之護套潛變破損

在高溫下，材料的降伏應力以下之潛變 (creep) 增加，變形量累積超過材料的彈性極限護套破裂，為潛變所引起之破損，國內 BWR 燃耗為 50

GWd/t 與 PWR 燃耗為 48 GWd/t 支燃料棒的試驗結果，護套累積潛變為 1% 以下的話，可以保證護套完好，但是這不代表超過 1% 護套為破損。

護套之潛變速度與溫度和環應力(燃料棒內壓)相關，護套溫度與環應力之設定為計算結果最保守的情況下(BWR 之乾貯筒護套溫度為 265°C，環應力為 70MPa，PWR 之乾貯筒護套溫度為 275°C，環應力為 100MPa)，計算出來結果、BWR 之護套潛變約 0.3%、PWR 之護套潛變約 0.7%。因此，護套累積潛變為 1% 以下的話，可以防止護套破損。

B. 高溫照射下產生之護套硬化

評估燃料護套強度時，因為護套在爐心中照射強度增加，護套會比較堅固，但是當護套的溫度達到照射護套硬度恢復範圍時，因為護套硬度減少而造成護套強度下降。

日本國內之 BWR 之燃耗為 50GWd/t 之 Zr-2，PWR 之燃耗為 48GWd/t 之 Zr-4 之護套照射硬度恢復試驗所得結果得知 BWR 與 PWR 燃料皆在 300°C 以下護套硬度恢復之可能性較小，因為經由照射後之護套強度增加，為了使其保持高強度狀態，護套溫度為 265°C 以下可防止護套強度下降。

C. 護套溫度上升及下降產生氫重置引起之護套脆化

被護套吸收的氫氣會因為在持續受到溫度與壓力的作用下，氫化鋁會產生方位重排的現象，在氫化鋁持續析出的成長階段，氫化鋁會逐漸排向有利於裂縫成長的徑向方位，會使得護套的機械特性下降。表 4 為防止發生氫化鋁方位重排現象之條件。

表 4 防止發生氫化鋁方位重排現象之條件

燃料類型		BWR		PWR	
		40GWd/t	50GWd/t	39GWd/t	48GWd/t
防止機械	環應力	70MPa 以下	70MPa 以下	100MPa 以下	100MPa 以下
性質劣化	護套溫	200°C 以下	300°C 以下	275°C 以下	275°C 以下

條件	度				
----	---	--	--	--	--

D. 護套應力腐蝕裂化

應力腐蝕裂化(stress corrosion cracking, SCC)的產生需同時具有合適(敏化)的材料特性、殘餘應力的大小和腐蝕環境這三個條件所組合而成。燃料與護套交互作用 (pellet-clad interaction, PCI) 中，將會因為燃料丸在爐心運轉期間之熱膨脹而導致護套被撐大並產生殘餘應力，而核分裂時所產生的碘，將使得護套可能引起鋁合金的應力腐蝕裂化。

在乾式貯存期間，不會產生由於燃料丸溫度上升之分裂氣體，且若考慮燃料丸放出的碘以碘化銫存在的話，乾式貯存環境不會有反應，所以在乾式貯存環境中發生 SCC 之機率非常小。

3.放射線劣化

貯存期間中的中子照射量與爐心之內的中子照射量向較之下低很多、所以對於用過核子燃料池之整性評估而言，放射線所產生之劣化並沒有問題。

4.機械的劣化(由於外力所產生對護套的影響)

運送時的一般試驗條件(自由落下)時發生的衝擊力(4×10^7 N程度)以下的話，可保持用過核子燃料之完整性。而輸送中的震動，衝擊之加速度(2G)，以及貯存中地震的加速度(1G)，遠小於自由落下(25G~45G)之衝擊力，所以更可確定護套完整性，其結果整理如表 5。

表 5 自由落下對護套所造成之衝擊力

		NEO-2569CB	HDP-69B (圖 12、表 6)	NEO-2552CB	MSF-26PJ
自由落下 對護套所 造成之衝 擊力	水平落下	18 G	20 G	17 G	20 G
	垂直落下	25 G	30 G	25 G	45 G

另外，NRA 針對兩用金屬護箱審查標準進行了傾倒試驗[52]。初始速度 300cm/s(為了考慮護箱傾倒之衝擊，此為保守評估)假設本體護箱之底板角部固定

以防移位。在案例 A 中假設護箱跌到底部（圖 11（左））在撞擊邊緣發生之最大應力為 1100MPa，降伏應力為 205MPa，發生較大的塑性變形；二次蓋螺栓最大應力為 1701MPa，降伏應力為 890MPa，發生較大的塑性變形。在案例 B 中假設護箱跌在鋼筋混凝土上（圖 11（右））。在撞擊邊緣發生之最大應力為 530MPa，降伏應力為 205MPa，只有發生部分塑性變形；二次蓋螺栓最大應力為 556MPa，降伏應力為 890MPa，仍在彈性範圍內。

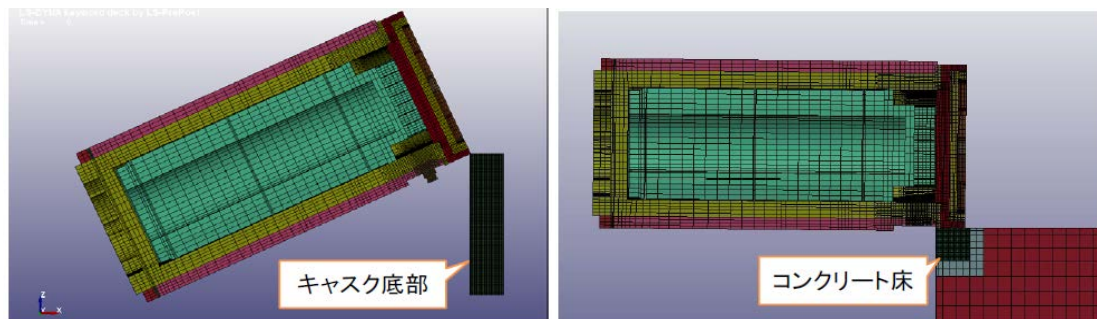


圖 11 傾倒試驗分析模擬圖[52]

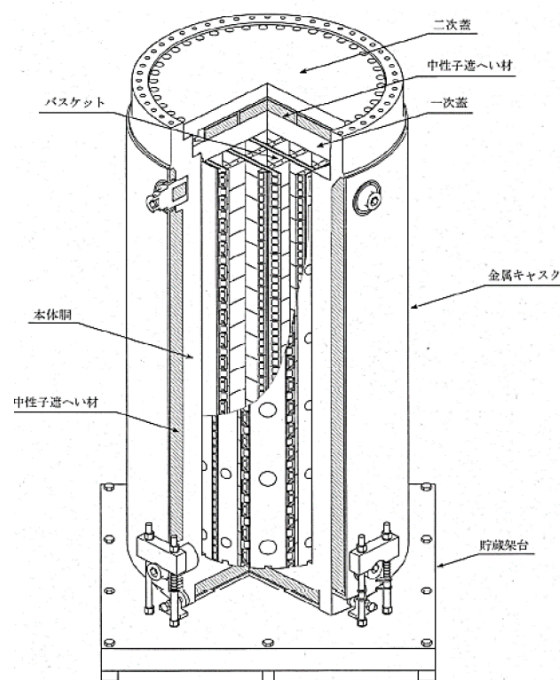


圖 12 HDP-69B 護箱圖 [53]

表 6 HDP-69B 護箱規格表 [54]

		輸送、貯存兼用
包含燃料之總質量		約 119t
尺寸	全長	約 5.4m
	外徑	約 2.5m
貯存量		69 燃料組件
衰變熱		約 12.1kW/基
主要材質	本體	炭素鋼、樹脂
	蓋子	炭素鋼（一次蓋、二次蓋）
	提籃	不銹鋼（添加中子吸收材）
內部充填氣體		氦
蓋子形式		雙層蓋方式
密封材料		金屬墊片
密封監視方式		壓力感測器進行壓力監視
收納燃料類型		新型 8x8 鈾護套燃料
最高燃燒度		40000MWd/t
燃料冷卻時間		18 年以上

5.2.2 國際間破損燃料處理之定義與處理方式

為能將上述章節中對不同國家對於破損燃料定義與之處理方式進一步供管制單位參考，本節特別將國際間破損燃料之定義與處理方式資訊彙整如表 7 所示，惟其內容與原由已於各節探討與說明，故不再加以贅述。

表 7 各國破損燃料定義和處理方式彙整

	地區/組織 機構	破損燃料定義	破損燃料處理方式
1	英國(UK) EDF 公司	<p>損壞 (Failed)：燃料棒護套穿透破損 (cladding penetration)</p> <p>破損 (Damaged)：燃料有結構損壞，但護套仍保持完整</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 英國是根據 IAEA 定義破損燃料 ● 放置 AGR 燃料的池中監視系統顯示出分裂產物濃度 (跟歷史資料比較) 改變代表有燃料破損，不會放到中期貯存。 	<p>裝罐 (Canning)：置於池中暫時貯存前，未重新處理分解的破損 AGR 用過核子燃料放入乾燥瓶 (箱) (dry bottle) 中等待處置。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 英國使用 Slotted cans 來貯存從 AGR 燃料元件中移除的燃料棒。 <p>催化再結合器 (Catalytic re-combiners)：英國有一些使用複合器將完整 LWR 燃料棒貯存在 multi-element bottles (MEBs) 中的經驗。因為盛裝容器 (container) 內有大量的水，所以具有顯著且危害的氫氣與氧氣累積之風險。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 現在不依賴複合器的使用，且 MEBs 在開啟前隨氮氣一起排氣
2	美國 NRC US	<p>完整 (Intact)：沒有缺陷或缺陷小於髮絲龜裂或針孔裂痕。</p> <p>破損：缺陷大於髮絲龜裂或針孔裂痕</p> <p>殘渣 (Debris)：如鬆散燃料段、燃料丸、粒子</p>	<p>裝罐：裝罐為破損燃料的建議補救方式，並允許單位裝載已裝罐燃料組件到護箱 (cask) 內特殊與受限制的槽 (slots) 上。利用獨立真空幫浦在 4×10^{-4} MPa 壓力下持續 30 分鐘進行真空乾燥 LWR 燃料已被證明。</p>
3	匈牙利 Hungary	<p>完整：燃料組件從爐心退出時，在線觀測系統或接續的啜吸測試並沒有指出損壞。</p>	<p>裝罐：匈牙利將破損燃料存放在池裡未密封鋼桶 (unsealed canisters) 中允許放射性氣體排放。某些國家，如匈牙利，允</p>

		破損：反義之。	許或甚至要求需使用可通風鋼筒以利釋放產生的放射性氣體。 ● 破損燃料無法修復因為燃料組件閉鎖結構 ● 破損燃料放置於密封容器 (sealed bottles) 內，並存放在池內特定位置，未經特殊處理不能貯放在乾貯設施內。
4	德國 Germany	完整：燃料組件從爐心退出時，線上監測系統或接續的啜吸測試並沒有指出損壞 破損：燃料棒護套有龜裂；組件中燃料棒被移除 ● 組件中的燃料棒具相當程度的 護套厚度減縮 只允許在乾式貯存提籃(dry storage basket)的特定位置，此為唯一情形，有潛在破損機會之燃料的特別處理。 ● 損燃料又稱特殊燃料棒 (special fuel rods)	裝罐：破損用過核子燃料需裝罐是目前法規要求。 取代/修復結構組件：德國認為損壞的定位格架 (grid spacers)、彈簧、格架葉扇 (vanes) 及繫板為可替換部分。當破損部分將損害組件的穩定度就應進行修復或取代，如維持結構能力做臨界控制或組件可以正常方式取出 (grapple and crane) 。 ● 受損燃料棒被密封在膠囊裡(sealed capsule)貯存在池中以減少污染，並依規定無法置於乾式貯存。
5	保加利亞 Bulgaria	損壞 (Failed)：具啜吸指示。 結構損壞：定位格架 (grid spacer) 重新定位，或燃料棒沒固定在底部。 ● 無法確認是保加利亞所用的 failed rod 一詞是否為一般所稱的破損燃料棒。	● 破損燃料應該要裝載在密封包裝裡。(不清楚是乾/濕式貯存)
6	瑞典 Sweden	完整：燃料組件從爐心退出時，線上監測系統或接續的啜吸測試並沒有指出損壞。 破損：其他 洩漏：運送過程中，銫 137 的濃度改變超過一特定值。	裝罐：運送至 Clab 中期貯存前，輕微洩漏燃料組件需裝載至特殊容器中。 篩選/過濾 (Filtration)：當特殊箱子抵達 Clab，洩漏燃料組件卸載且被視為完整燃料組件。任何洩漏的放射核種應使用

			過濾系統 (filtration system) 處理。
7	立陶宛 Lithuania	輕微破損：沒有損失護套完整性 重大破損：具護套破裂可能，或損失燃料丸。	裝罐：貯存與運送前，破損燃料棒需存放在通風箱中。
8	日本 Japan	尚缺	並未定義。目前正在以破損燃料為範疇進行文獻蒐集。
9	烏克蘭 Ukraine	破損：無法藉一般方式處理（護套完整性分四類，組件缺陷分 12 類） ● 量化每一類龜裂之尺寸 ● 組件中的機械缺陷可歸類成 12 種。	取代/修復結構組件：為達處理目的，機械性破損組件需要一定程度的結構補強。 ● “Requirements on Transportation of Radioactive Materials” and “Requirements on Dry Storage of SNF” 要求 RBMK 裝載前檢視，且禁止受損燃料進入盛裝容器中(container)。
10	Slovenia 斯洛維尼亞	● 燃料完整性取決於反應爐內放射性同位素釋放。貯存時的護套功能未加以考量。	● 所有的損壞元件(elements)皆存放在池中。

5.2.3 國際間之用過核子燃料處理法規蒐集

5.2.3.1 國際法規-IAEA

IAEA SSR-6 REGULATIONS FOR THE SAFE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL [81] :

IAEA 之 TYPE B(U) UN3328 貨包型式為基礎為歐盟安全準則 SSR-6 第五章「運輸要求和管理」條例內容：

501(a)高於 35kPa 表壓之系統即需確保在此壓力能保持完好能力的設計批准。

501(b)明確要求其屏蔽、包封效能、必要之熱傳特性與密封系統需符合設計所規定之限值內。

501(c)裝載易裂變物料之包裝，需確保臨界安全措施符合明列範圍，為符合 673 條而加入中子毒物之狀況下，需對中子毒物之存在與分析進行證實。

IAEA SSG-15 DESIGN FOR DRY STORAGE FACILITIES [55] :

I.34 裝載用過核子燃料的提籃與包封容器需被設計確保裝載、傳送貯存取出時皆為次臨界

I.36 乾貯設施之設計需考慮氣候變遷及環境溫度漸增之可能，並在不利的天候下保持足夠的冷卻條件，包括護箱的自然循環(natural circulation)設施、強制循環(forced circulation)與設施的通風(ventilation)系統

I.37 核燃料乾貯應盡最大可能程度採行輻射、對流及熱傳導之被動式冷卻以達最小維護訴求，並將移熱系統的操作及監測考量最小化；若採用強制冷卻循環，則需證實系統於正常下具有足夠的可靠性，並不致於事故下影響重要系統、結構及元件之可靠性。

I.38 當用過核子燃料的完整性仰賴容器內部氣體之前提下，其容器設計應確保介質的保存能力，或應監測並維持其存在與質量，以保證該介質在設計壽命內能符合設計需求

I.39 設施應設計成便於監測其貯存與密封性，若不連續監測則應進行觀測或定期測量及驗證；對於密封鋼筒而言，則包括了螺栓封閉設計的密封完整性。

I.68，屏蔽評估需考慮，燃料吊運錯誤、操作失誤或屏蔽單元保護機制失效、中子屏蔽材料因高溫熔融。

I.70 燃料掉落之完整性影響評估需納入作業之中，評估之結果亦需應用於曾發生掉落事件之燃料管理。

5.2.3.2 美國法規資訊

根據美國核能管制委員會(NRC)針對 10 CFR 71 及 10 CFR 72 [47-48] 中關於用過核子燃料乾式貯存等相關規範訂定了過渡時期專家審查指導方針(Interim Staff Guidance Document, ISG)。而其中對於破損、未破損、及完整的用過核子燃料之定義則有管制審查指導方針 ISG-1 Rev.2，而對於未破損的商用用過核子燃料在運輸貯存下，有關護套注意事項的管制審查指導方針則有 ISG-11 Rev.3，主要著重於藉由限制燃料護套表面溫度來維持護套完整性及要求在特殊情況下使用特殊設計的破損燃料貯存罐。法規 10 CFR Part 72 關於用過核子燃料貯存相關法規具有以下安全目的：

- (1) 確認輻射劑量低於法規限值。
- (2) 在貯存條件下維持次臨界(Sub-Criticality)狀態。
- (3) 確認用過核子燃料在貯存時能滿足密封需求(Adequate Confinement)。

另外，ANSI 標準 N14.33-2005 [19]定義了與破損的 LWR 用過核子燃料的乾式貯存和運輸有關的條件。它包含了辨別、分類和管理損壞之用過核子燃料的程序。標準規定為：

- 1.確定和分類破損和未破損的用過核子燃料之組件;

- 2.破損的用過核子燃料組件的乾燥準備和處理要求貯存和運輸;
- 3.記錄保持和質量保證要求;
- 4.破損用過核子燃料組件之裝罐(canning)要求。

5.2.3.3 德國法規資訊

德國原子能法 (Atomic Energy Act, AtG) 之第七章內容明定核發執照相關需求。其所訂立之核照準則可分為三個層級 (圖 13)：第一層級為立法，包含 Laws 和 Ordinances；第二層級為聯邦和各州所立之導則，包含 Guidelines 和 Recommendations；第三為工業與組織專家和主管機關之規定，如 KTA rules、DIN ISO rules。而德國現行管制框架如圖 14。

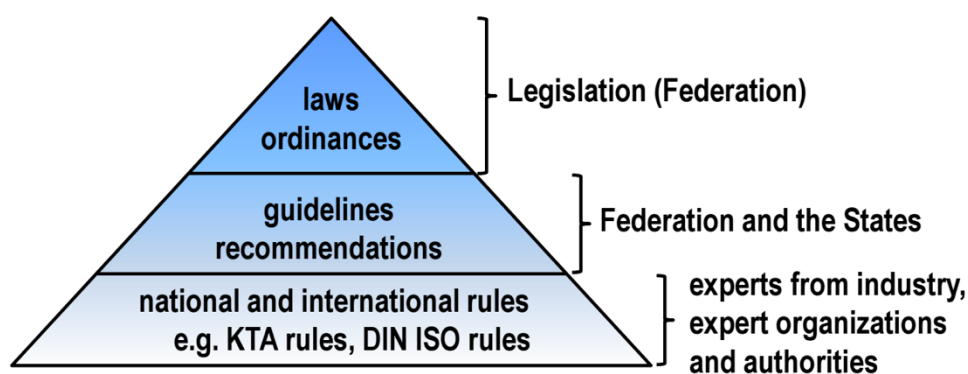


圖 13 德國法規層級

原子能法 Atomic Energy Act [57]

與用過核子燃料貯存相關之重要內容：

Art 6：用過核子燃料貯存許可證 Licensing of installations for Storage of Spent Fuel

用過核燃料貯存須取得許可證。對於已核准之用過核子燃料貯存護箱或設施作出重大調整時，也需進一步取得許可證。

- 每一貯存（州立貯存除外）皆需取得許可證。
- 以下情況可取得許可證，如果：
 - 負責入具可靠性和資格

- 根據最新科學和技術水準的要求，防止損害
- 要求損害賠償的法律責任履行之預防
- 保證不受破壞行為或其他第三方影響的保護

Art 23：用過核子燃料貯存安全管制機關為聯邦放射性廢棄物安全管理辦公室 (BfE)

Environmental Impact Assessment Act (UVPG) [80]

環境影響評估納入特定項目，特別是工業設施和基礎設施項目的授權程序

- 對環境（包括人類）的影響必須在早期進行調查和描述
- 公眾和環境責任部門可以就項目或計劃/方案和可能的環境影響發表意見
- 授權項目負責人在決定項目時需考量到所有信息/意見

輻射防護條例 Radiation Protection Ordinance (StrlSchV) [80]

輻射防護條例之規定目的為：規範預防和保護措施的原則和要求，以保護人類和環境免受游離輻射的有害影響。

暫存設施的除役或興建執照程序條例的需求(Requirements Requirements for decommissioning or construction of interim storage according to the Ordinance on the Nuclear Licensing Procedure (AtVfV) [80]

§ 2: 申請者格式與內容(Form and contents of the application)

- (1)申請人須以書面型式提交執照管制機關
- (2)申請內容必須詳述
 - 1.申請人或總部的姓名/名稱和地址；
 - 2.申請是指許可證還是提前通知；
 - 3.設施安裝的站點，類型和大小。

§ 3. 文件種類與範疇

- (1)申請書應附有審查許可先決條件所需的文件，尤其是
 1. 安全分析報告；
 2. 補充計劃、工程圖和安裝說明及其組件。

安全導則 Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste (ESK)[58]

- (1) 第一章 1.1 節 Scope of application，說明用過核子燃料乾式貯存應使用金屬護箱。
- (2) 第二章 2.2 節 Casks，說明貯存護箱需具備充足的被動安全功能，以滿足放射性物質的圍阻、穩定的餘熱移除、維持燃料次臨界狀態與避免不必要的劑量曝露。據此，為維護與達成上述目標，大量的金屬製用過核子燃料金屬護箱，無論材質為鑄鐵或鍛造鋼應被使用。
- (3) 第 6.3 節說明依據輻射防護條例(*Radiation Protection Ordinance*)第 46 條規定，乾式貯存設施正常營運下，廠界圍籬處(*facility's perimeter fence*)對一般公眾所造成的劑量限值為每年 1 毫西弗。
- (4) 第 7 節 **Structural Provisions**，針對**乾貯設施之廠房結構(Building)**平時運轉與基準事故設計安全分析要求有：
 - a. 乾貯設施廠房結構的設計應將使用年限納入考量，其考量範圍包括結構物材質與相關設備之使用性與耐用性。
 - b. 結構物通風之進口與出口應納入設計及給予一定尺寸與空間，以確保足夠的餘熱移除能力。由貯存護箱所產生之熱量對結構物所造成的溫度負載與老化抵抗能力亦需納入設計考量。
 - c. 運送區域與護箱維護工作站應納入貯存場結構物內的設計，其該區域表面應加塗層以利除污。
 - d. 結構物內的貯存場之個別結構需有足夠溫度、壓力與磨耗的抵抗能力。貯存護箱貯存區域應具備密實與平滑的表面。
 - e. 結構物內的底板(*base plate*)應將承載運送車輛通過與護箱負擔納

入全貯存容量以及部分貯存容量設計。

- f. 結構物的設計應將於輸送過程中所產生的瞬間負載納入考量，除非明定相關作業措施可避免此類瞬間負載的發生。再者吊車負載與其他重型設備(如金屬屏蔽或其他由內部或外部所可能產生的負載)皆應納入考量。
- g. 假設發生護箱掉落護碰撞，其結構物的貯存區域與輸送區域的設計應能減緩所可能產生的結構損壞，以維護結構物安全功能相關之穩定性、屏蔽與熱移除，並能有機會進行修復。為限制對護箱與結構物所造成的應力影響，相關特殊措施應納入設計，如在潛在可能造成護箱碰撞或掉落的區域採用衝擊吸收的結構設計。
- h. 護箱貯存與輸送區域間應設計防火空間，除非可預期火災能被隔離在輸送區域時，則不需考慮其防火空間。其他相連接之建築物，如辦公室、工作人員公共設施、實驗室及加工廠均應將防火空間設計納入考量。
- i. 除針對可進行之除污塗層與結構防水使用外，其餘結構物包含貯存與輸送區域所使用的材質應為非可燃性(依照德國 Class A DIN 4102-1/15 標準)。
- j. 貯存結構物的設計應確保火災負載之消防標準(DIN 4102, Part 2 to 4/15)。
- k. 結構物應提供接地與避雷保護系統(KTA 2206/16 標準)。
- l. 中期貯存場之結構物應符合防洪設計(KTA 2207/17 標準)。
- m. 中期貯存場之結構物應符合耐震負載設計(KTA 2201/18/標準)

德國主管機關 RfS 要求用過核子燃料乾式貯存設施之設計使用年限為四十

年，貯存技術主要藉由貯存護箱置放在隔離數個空間之建築物中，予以安全管理，並明列貯存護箱之安全規定包括：

- (1) 以自然對流 (natural convection) 確保用過核子燃料餘熱移除能力，不論在正常、異常或意外事故發生時，均可確保餘熱溫度不會影響材料機械性質。
- (2) 由雙層系統及兩個金屬密封環 (metallic seals) 嚴密封緊 (leak tight)，經由兩層間空隙 (spacing) 之連續壓力偵檢器以瞭解密封狀況。萬一偵測到氬氣洩漏，金屬護箱將運回核電廠處理或當場另外銲接一個密封蓋。因此，德國室內貯存設施與日本相同，並未配置用過核子燃料再取出單元如熱室。(The closure system has to be continuously monitored. In case of a detected leakage: back to the NPP or welding of an additional lid.)
- (3) 護箱之結構設計足以防範外來事故 (例如地震、飛行器撞擊及大火燃燒等)，並應符合乙 (U) 型包件規定，以及可承受大火與機械外力撞擊之要求。
- (4) 貯存建築物須採分區管理，以保障安全，包括貯存區、維修區及運送區。

Regulatory Framework

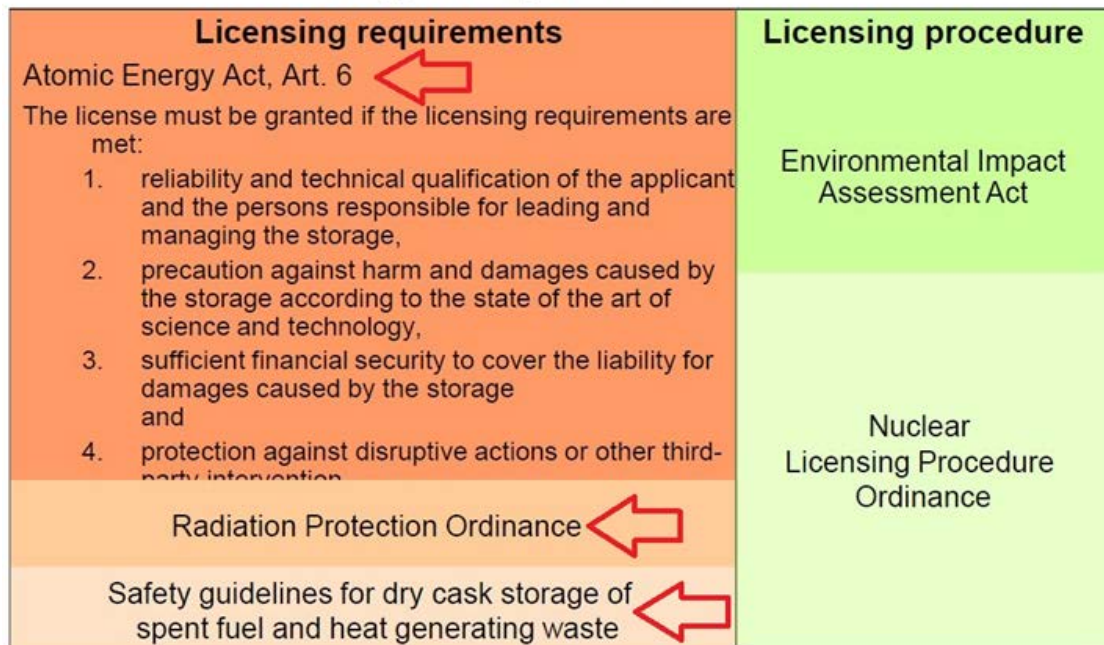


圖 14 德國監管框架

5.2.3.4 荷蘭法規資訊[59]

荷蘭與原子能使用與管制相關之法規有原子能法(Atomic Energy Act, Kew) 、輻射防護條例(Radiation Protection Decree, Bs) 等，並列出以下與本次計畫相關之管制規範內容：

核子設施、可分裂物質與礦物條例 (Nuclear Installations, Fissionable Materials and Ores Decree, Bkse)，2014 年。

第 20 條授權管制機關針對核子設施的設計、運轉與品質保證得訂定核安規則 (Nuclear Safety Rules, NVRs)。

核安規則 NVRs

多係根據國際原子能總署(IAEA)發布的相關規範修訂而來。

管制機關核子安全與輻射防護署 (Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection, ANVS)發布「安全導則：核子反應器安全設計與運轉導則(Guidelines: Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors)」。此導則每五年需檢視更新。

1. 主要以 LWR、研究用反應器及燃料池設計，未納入乾貯
2. 依據其「聯合公約國家報告 2014」
 - 2.1 未制定通案
 - 2.2 針對各案之執照申請案，列入細部規定、引用其它標準

研析

1. 荷蘭之核安規定多數由 IAEA 之規範修訂而來
2. HABOG 高放貯存庫主要依據 ANSI/ANS 57.9-1992 相關規定
3. 採用被動式散熱，用過核子燃料以不銹鋼筒裝載，並充入氬氣後置於貯存井中

5.2.3.5 瑞士法規資訊

瑞士與原子能使用與管制相關之法規有原子能法(Atomic Energy Act)、輻射防護法(Radiological Protection Act)等；核能法主要針對核設施的執照程序與權責做出規定，並未深入提及貯存設施。以下列出與本次計畫相關之管制規範內容：

核能條例 Nuclear Energy Ordinance，2004 年。

1. 用過核子燃料或高放射性廢棄物護箱之貯存應取得運轉許可(第 29 條)。
2. 廢棄物產生者應於其放射性廢棄物管理計畫中述明集中式或分散式貯存設施之使用期限與容量(第 52 條)。

放射性廢棄物與用過核子燃料束貯存設施設計與運轉導則 (Design and Operation of Storage Facilities for Radioactive Waste and Spent Fuel Assemblies, NESI-G04)

[60]其內容涵蓋：

- 核子事故防患
- 臨界
- 貯存廠設計要求：通風、結構、作業、通風、監測、料帳、保防、檢測維護等需求
- 設計原則：建照、貯存設施、機械、電力設備安等級與耐震設計

中期貯存運輸與貯存護箱導則 (Transport and Storage Casks for Interim Storage, NESI-G05) [61]，其內容涵蓋：

- 依據 ASME-Code Sec. III Div.3 進行設計之靜與動態荷重設計
- 需有雙層封蓋並具 SINGLE FAULT APPROF 能力，並制定容器密封性
- 需考慮臨界、屏蔽、老化、溫度、運輸、物料再取出能力與耐震、撞擊、檢測等工程需求

5.2.3.6 匈牙利法規資訊 [25]

匈牙利核能安全守則 (Nuclear Safety Codes) 的第一次修訂為 1997 年，至 2003 到 2004 年間，匈牙利原子能主管機關 (Hungarian Atomic Energy Authority, HAEA) 參考 IAEA 所制定最相關的 13 份安全基礎與要求規範等文件，其他參考文件包含導則 (Guides)、安全導則 (Safety Guides)、TECDOC 等。

匈牙利核能安全守則

與處理破損燃料相關之重要內容如下：

第三章核能電廠設計要求 (Design requirements for nuclear power plants)

3.4.1.1800. 在正常運轉條件下，輻射燃料棒裂變產物的洩漏應保持在最低的實際可能程度。

3.4.1.1900. 在設計時，應提供方法來分辨和特殊處理故障的燃料組件。

3.6.2.0200. 除了對用於管理，運輸和貯存新鮮燃料組件的系統、結構和元件 (components) 的要求，用於管理，運輸和貯存輻射核燃料的系統和系統元件，應滿足以下附加要求：

- d) 對於具有假定或明顯缺陷的燃料元件或燃料組件，應提供適合其狀況的貯存。

第四章核能電廠運作 (Operation of nuclear power plants)：

4.7.0.0300. 應特別注意破損核燃料 (經照射和未照射) 的處理細節，包括核燃料破損檢測標準的正當性。

4.7.0.0700. 持有執照者應具備確保核燃料完整性的有效計劃，包括：

- a) 監測核燃料的運轉參數；
- b) 介紹性測試組件的應用；
- c) 輻射核燃料的檢查和；
- d) 特殊情況下的實驗室檢查選項。

4.7.0.0800. 適當的程序和技術方案應適用於 4.7.0.0700 規定的程序，為了：

- a) 藉由運轉策略最大限度地減少核燃料的失效;
- b) 確保輻射化學 (radiochemistry) 數據的系統分析描述核燃料狀況，以達到燃料變化和失效檢測；
- c) 獲得破損核燃料管理的有效行動計劃和確定破損原因。

5.3 裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析

5.3.1 日本東海再處理設施之處理實績

A. 東海再處理設施工程與燃料處理概要[62]

東海再處理設施，自 1977 年啟用，到現在處理總量約達 1140 噸，含 BWR 約 644 噸（3,516 燃料組件），PWR 約 376 噸（1,001 燃料組件）ATR（UO₂）約 82 噸（533 燃料組件），ATR（MOX）約 29 噸（190 燃料組件），JPDR 約 9 噸（161 燃料組件）的記錄。圖 15 顯示年度處理結果，這包括 16 個 PWR 洩漏燃料燃料組件（針孔破損）與三個重新組裝 BWR 燃料組件。

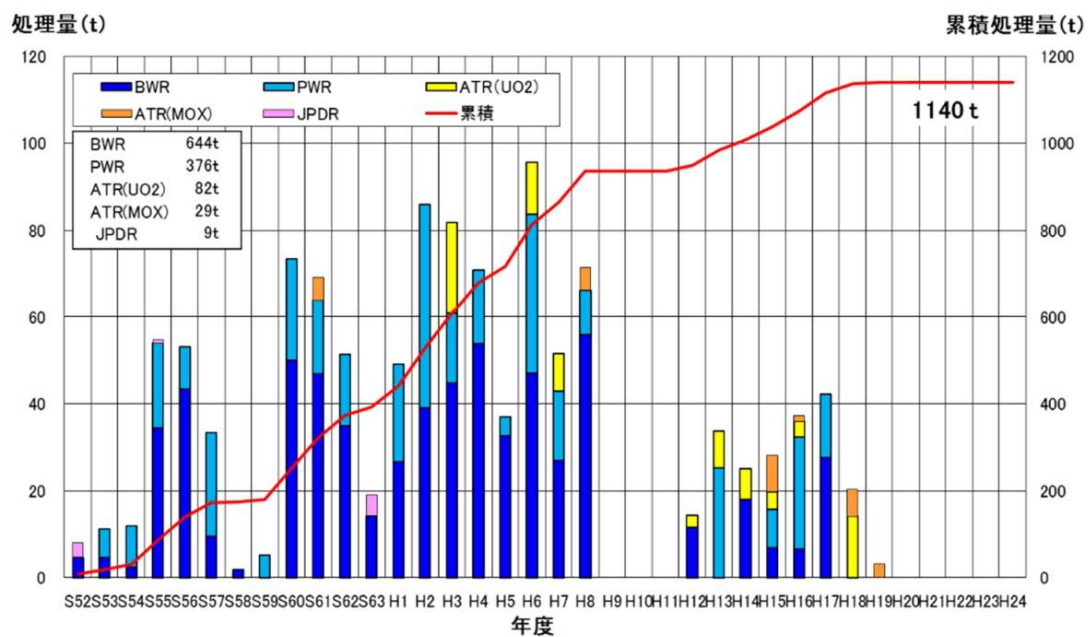


圖 15 東海再處理設施年度處理量

圖 16 為東海再處理設施的處理流程圖。用過核子燃料被切斷機切割成約 4cm，將斷片放入溶解槽，燃料因為硝酸溶解。含有鈾和鈾的溶液與含有核分裂生成物之溶液分開，之後將含有核分裂生成物之溶液當作廢棄物固化(將溶液與

玻璃溶解注入不銹鋼桶)。此外，將含有鈾和鈾的溶液分離，各自純化，脫硝，貯存。

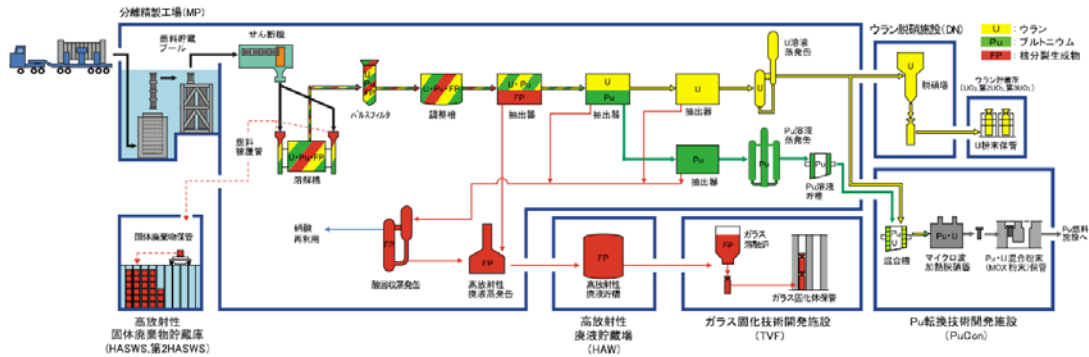


圖 16 東海再處理設施之工程概要圖

B. 洩漏燃料的處理(針孔破損型²)[62]

由東海再處理設施處理的洩漏燃料為，電廠在運送前檢查並判定為洩漏燃料，但在水中檢測進行的外觀檢查沒有被認為破損的燃料。圖 17 顯示了針孔破損燃料從取出到貯存之處理程序。

針孔破損燃料在電廠內，先置於密封性完整之密封鋼（canister）中再進一步貯存在HZ-75T護箱內，然後運送至再處理廠，圖 18 為HZ-75T護箱結構圖，圖 19 顯示HZ-75T護箱之用過核子燃料收納位置[63]，爐屑磨損型燃料³(不超過一個燃料組件)於A處收納。針孔破損燃料(不超過三個燃料組件)於A或B處收納；剩下的空間，完整燃料不需考慮發熱量，於B、C隨意收納。A與B收納洩漏燃料的情況每個格子不超過 850Kg為準，剩下收納完整燃料的部分以不超過 590kg為主。

在東海再處理廠之標準流程作業程序為：接收護箱、內部水採樣分析、內部冷卻水交換、打開護箱蓋、取出燃料；而針孔破損燃料之處理程序為：打開乾貯

² 針孔(pinhole)破損燃料,小於針孔大小破損

³ 爐屑磨損:(Debris Fretting)為爐心中之微小異物，因水流振動卡在格架中，造成燃料磨損，為核二廠近年來發生之主要破損原因之一，與針孔破損燃料皆為洩漏燃料。

桶蓋之後、燃料罐內部水取樣、燃料罐內部水交換、開啟燃料罐蓋子，取出燃料。
 針孔破損燃料處理用過之專用夾具和工具和燃料罐上之螺栓，在取出燃料後置在
 桶內並送回。

東海再處理設施中，所有的燃料皆貯放在密閉容器中。在針孔破損燃料的實
 際處理進行步驟，與完整的燃料步驟進行是相同的，沒有特別的問題。

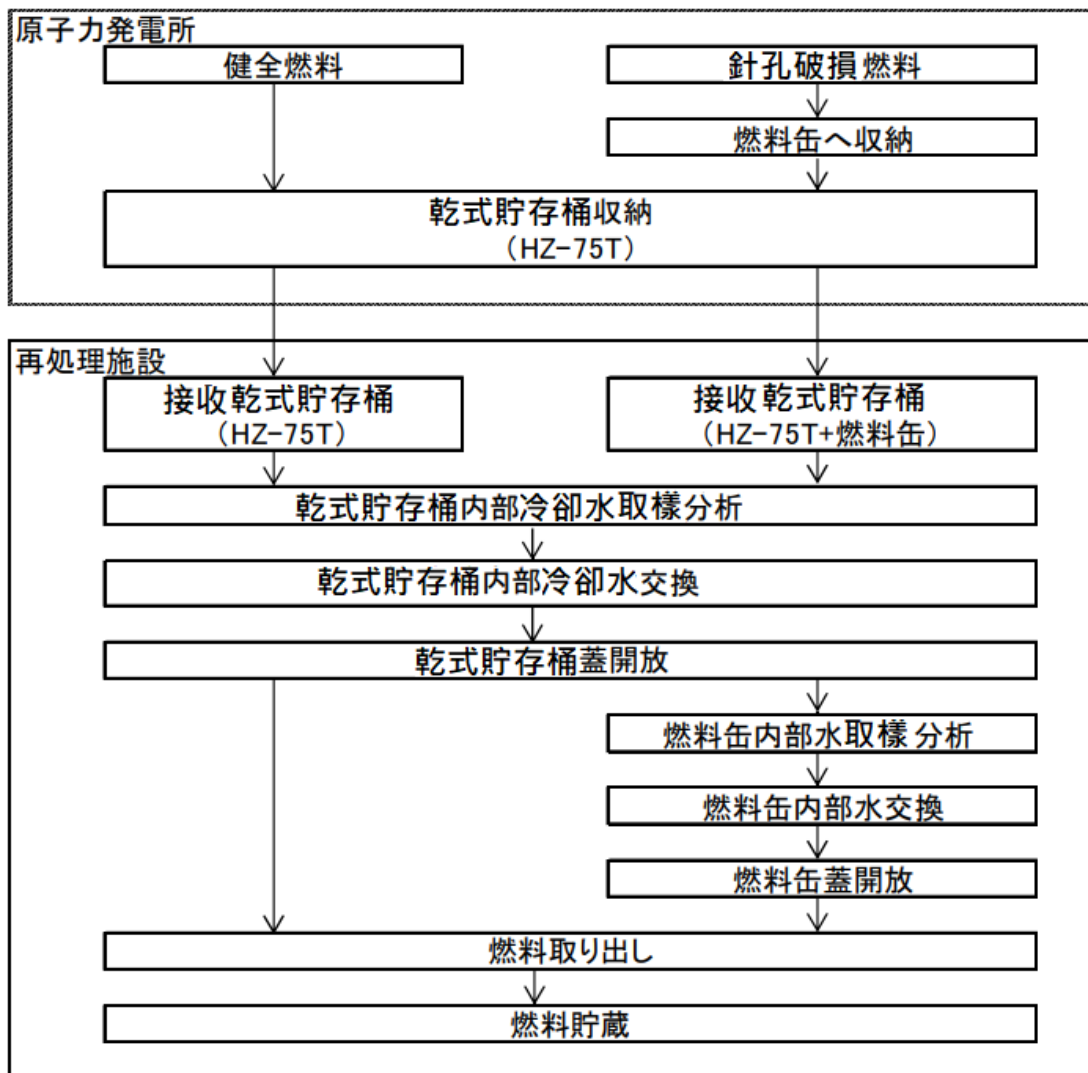
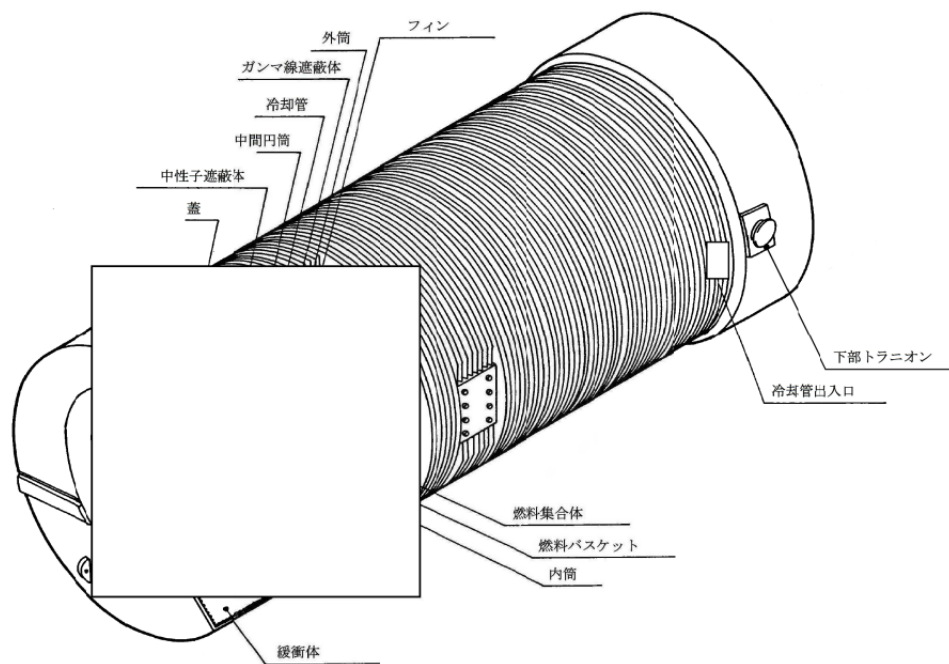


圖 17 燃料從取出到貯存流程



添付図 HZ-75T型核燃料輸送物外観図

圖 18 HZ-75T 貯存護箱

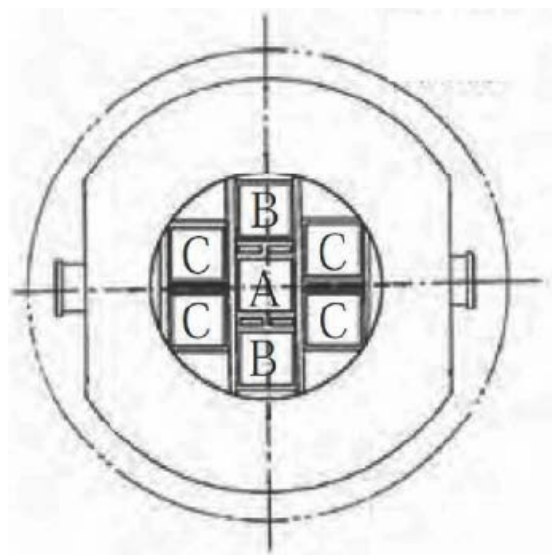


圖 19 HZ-75T 型貯存護箱收納位置

5.3.2 美國破損燃料處理實績

Holtec International 公司的地下中期貯存系統 (interim storage system) 使用 HI-STORM UMAX 鋼筒，每個鋼筒能容納 37 個 PWR (或 39 個 BWR) 燃料組件，包括多達 12 個 PWR (或 16 個 BWR) 損壞的組件或燃料碎片[64]。

Areva 公司在美國有多年執行具缺陷燃料組件的中期乾式貯存經驗，並擁有以下貯存密封鋼筒許可證：

1. 針對洩漏燃料 (leaking fuel) : 32PTH, 37PTH, 24PT4,61BT / BTH, 69BTH ;
2. 針對破損用過核子燃料 (damaged Fuel) 和燃料殘渣 (fuel debris) : 24PTHF。

Areva 的 NUHOMS MP197HB (圖 20 圖 21) 用過核子燃料運輸護箱 (transport cask)，也已獲得美國使用許可，用於裝載具缺陷燃料入運輸使用的乾式屏蔽鋼筒中。美國考慮並評估了洩漏燃料組件、損壞的乏燃料組件和燃料碎屑、放射分解、臨界性、屏蔽性後發給 Areva 公司許可證。此外，它可以運輸多達 37 個完整或損壞的 PWR 組件或 69 個完整或損壞的 BWR 燃料組件[66]。

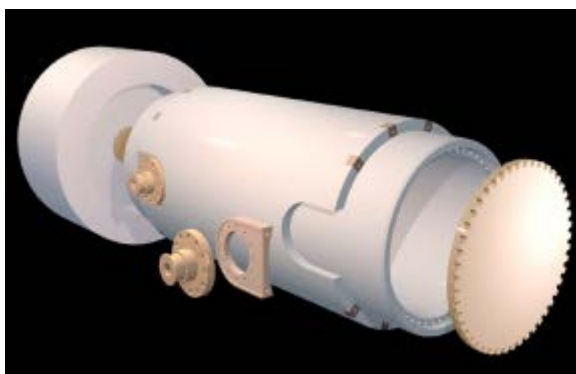


圖 20 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱圖示 [65]

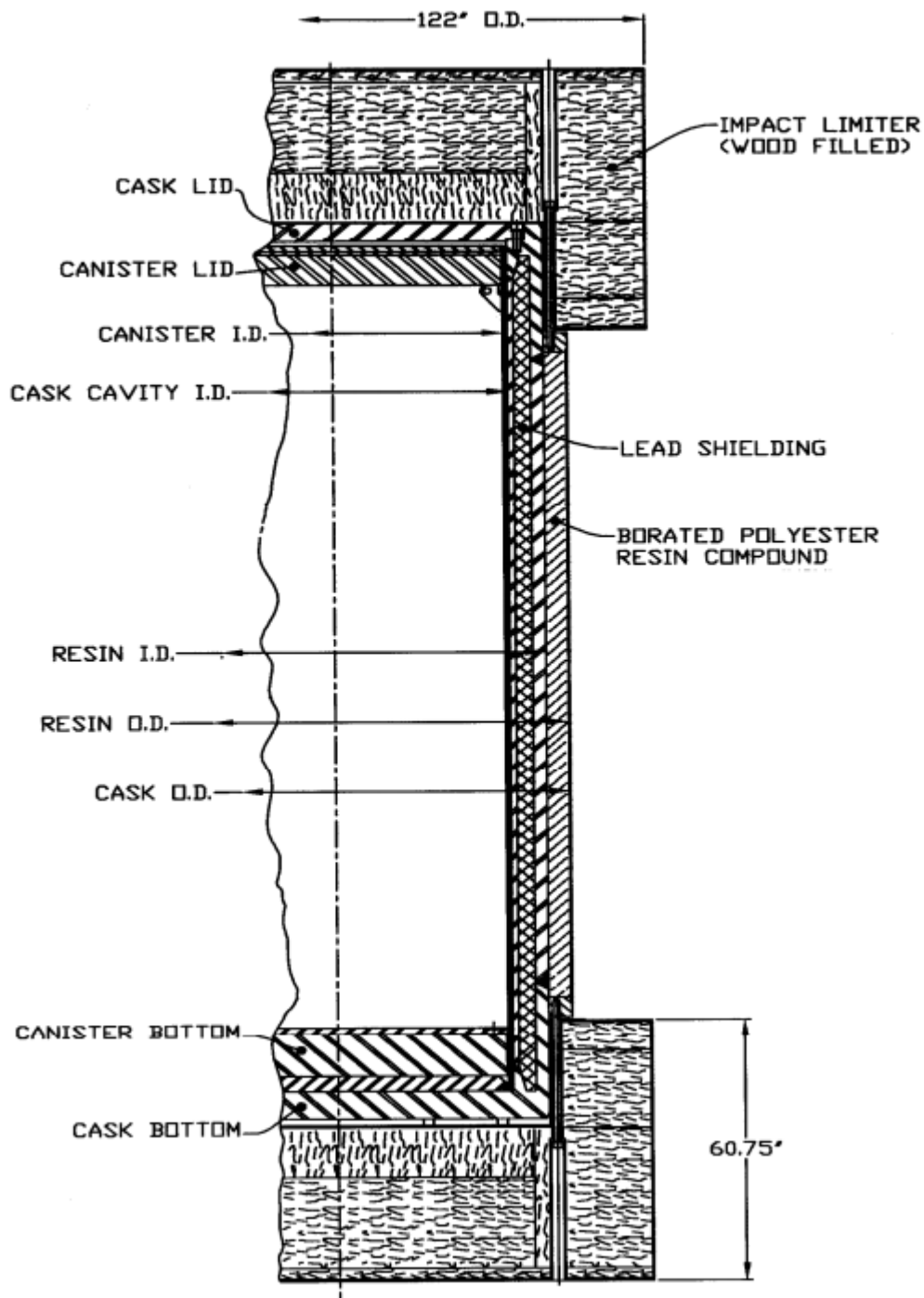


圖 21 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱設計

A. 三哩島事故破損燃料處理[67]

1979 年三哩島事故發生，燃料取出工作從 1985 年開始進行，流程如圖 22 所示，將燃料碎片放進處理收納罐（圖 23）中，運到燃料水道中，在水道中進行收納罐的移動，運到燃料池後進行排水並填充惰性氣體，放進傳送護箱中，到這

裡 TMI-2 作業結束，由車輛運送愛達荷國家實驗室 INL，進行 1985 年到 2001 年進行濕式貯存，而在 1999 年開始陸續進行將收納罐取出放入加熱真空容器中，真空乾燥後裝進密封鋼筒，進行一次蓋與二次蓋熔接，放入混凝土貯存倉(silo)開始乾式貯藏，圖 24 為 TMI-2 事故中燃料碎片之保管系統。

在美國三哩島 2 號機(TMI-2)中之破損燃料或是燃料碎片之種類為熔融之燃料，處理方法有兩種，一種為半乾式的也就是說只有進行排水、沒有進行乾燥處理。另一種為有進行排水也有進行乾燥處理。對於裝置之基本之安全設計也分為兩種：一種為在濕式貯存中產生的氫氣由蓋子的篩網過濾器長時間排出。收納罐輸送容器(護箱)是密封構造、使用氫氣再結合器觸媒來管理氫氣產生量；另一種為收納罐沒有密封機能，產生的氫氣經由密封鋼筒上之 HEPA 過濾器排出。兩種處理方式皆使用收納罐收納。而屏蔽功能是由由周圍儀器與收納罐本身之厚度與構造來決定，並考慮收納罐能夠收納之最大收納量來進行除熱評估。

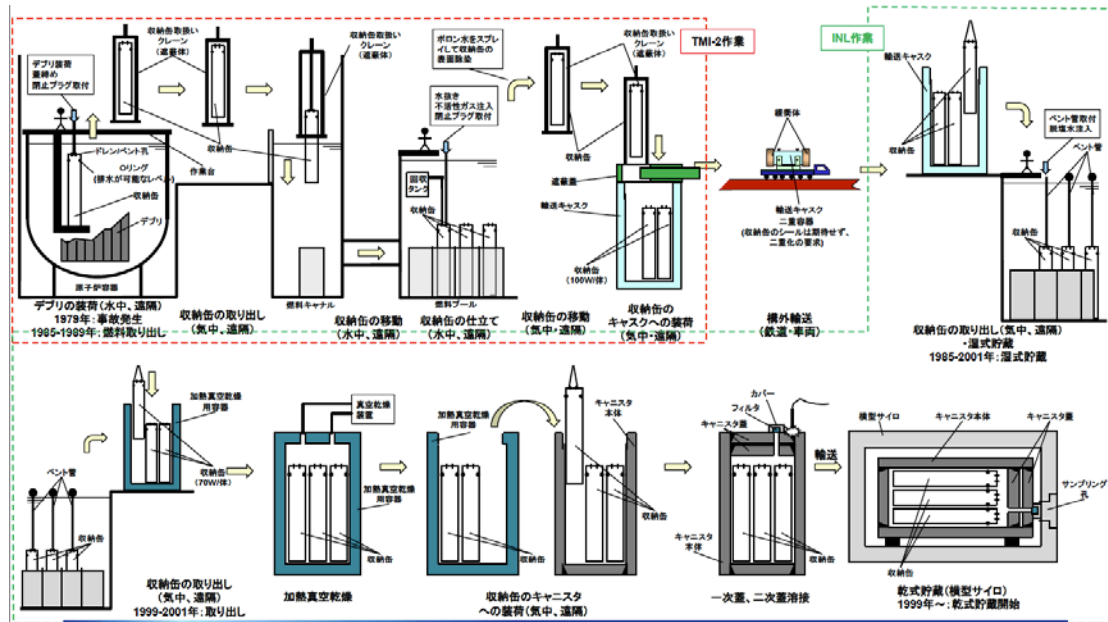


圖 22 TMI-2 破損燃料處理概述

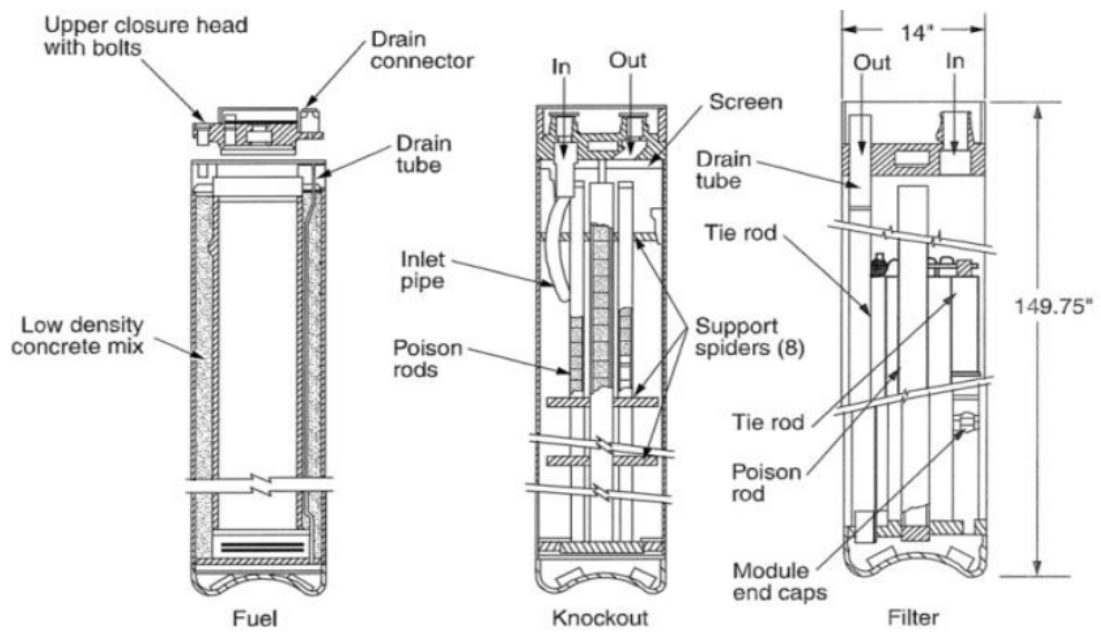


圖 23 在 TMI-2 事故中美國使用之收納罐 [68]



圖 24 TMI-2 事故中燃料碎片之保管系統 [69]

5.3.3 立陶宛 Ignalina 電廠破損用過核子燃料處理實績

立陶宛目前大約有 400 個含洩漏護套 (leaky cladding, 又稱“untight fuel”) 的燃料組件, 與具有大約 130 個機械破損的用過核子燃料組件。洩漏燃料的處理程序與完整燃料處理方式類似, 即燃料束在第 1 和 2 號機組的熱室分離。為了確保護箱的乾燥, 每個護箱裝載的洩漏燃料組件數量限制為 15 個 (護箱容量為 40 個燃料組件), 且燃料組件沒有任何外包裝 (overpacks) [36]。

需要注意的是如具機械損傷的用過核子燃料組件(SFA)或可能於切割過程而造成用過核子燃料組件損壞之組件應於池水中進行處理。而處理時機則選擇在貯存池內的其他用過核子燃料組件將運送至乾式貯存設施時進行破損用過核子燃料組件處理。

目前 Ignalina 電廠的用過核子燃料組件只有目視檢測在水中進行。使用目視檢測可見全部用過核子燃料組件皆有腐蝕生成物沈積在表面, 並沿著燃料組件呈不均勻分佈, 有些用過核子燃料組件亦造成格架變形。經觀察燃料護套裂痕可分成環狀的 (circular), 軸向的 (longitudinal) 與綜合 (complex) 三種類別。

裝有用過核子燃料的 32M 提籃允許裝載入護箱情形只發生於下列幾種：

- 用過核子燃料從爐心退出在冷卻池時間已超過五年；
- 總衰變熱功率小於 6.1 kW
- 完整燃料束並只含 2% U-235 濃度燃料

裝載完畢的護箱將闔蓋蓋上, 等待抽水、乾燥與抽真空操作後, 於護箱內填充氮氣。且在護箱抽水階利用加馬能譜進行水中 Cs-137 活度檢測來達到對燃料護套完整性進行的控制。根據經驗, 裝載處與處理護箱作業人員的平均劑量率為：

- 0.65 mSv @reactor unit (0.86 mSv@dry storage facility) / CASTOR® RBMK-1500 護箱 (見圖 25，表 8)
- 0.20 mSv @reactor unit (0.26 mSv @dry storage facility) / CONSTOR® RBMK-1500 cask 護箱 (見圖 25，表 8)

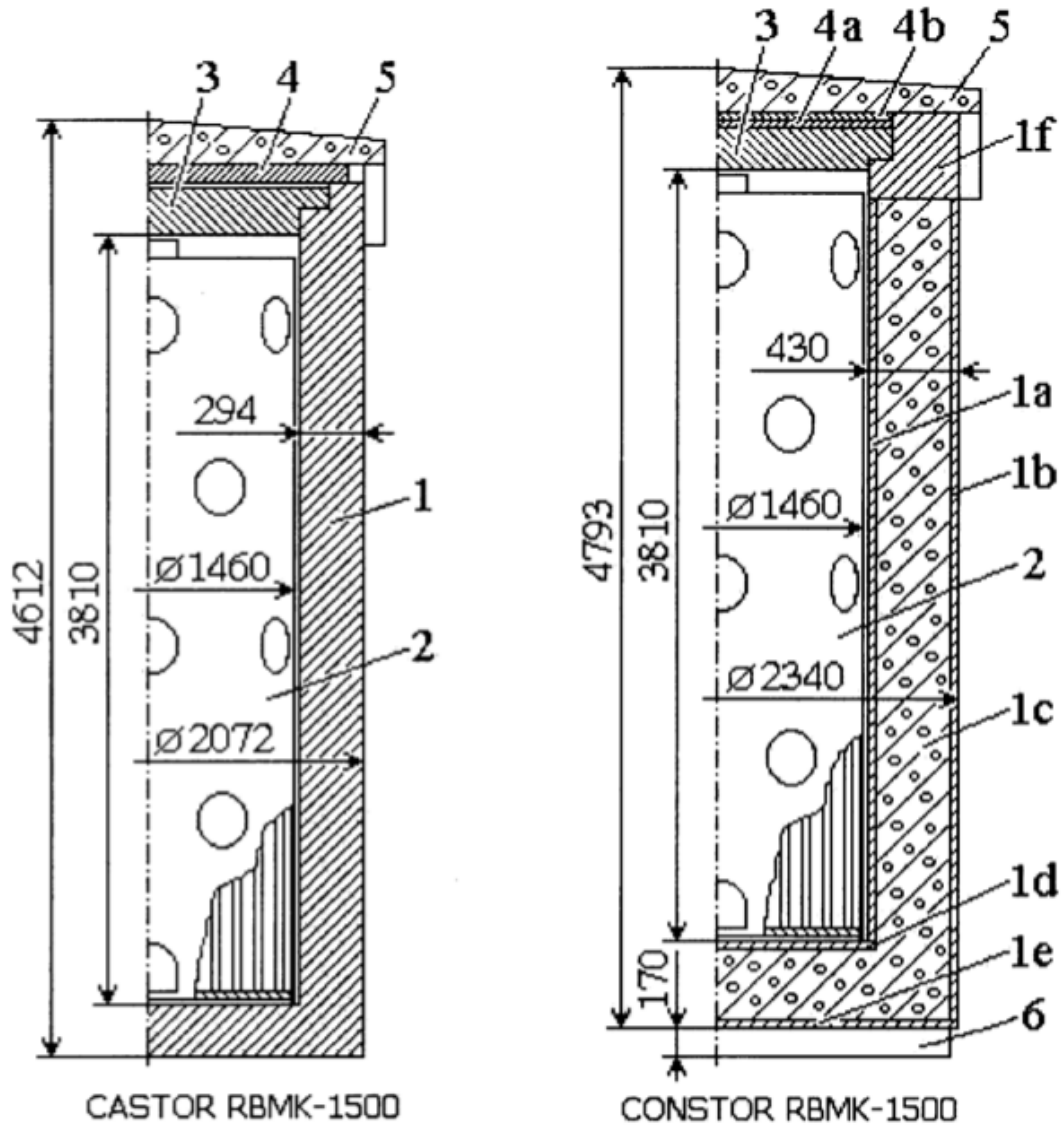


圖 25 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 尺寸構造圖

表 8 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 系統表

	CASTOR RMMK-1500	CONSTOR RBMK-1500
高度	~4.6 m	~4.8 m

直徑	~2.1 m	~2.3 m
承載重量	75 tons	88 tons
閉蓋系統 Lid system	螺栓式	螺栓式與銲接式
容量	102 燃料束 (51 燃料組件)	102 燃料束 (51 燃料組件)

新的中期乾式貯存設施 (Interim Spent Fuel Storage Facility, B1-ISF) 中。B1-ISF 目前正在建造，並將使用 CONSTOR RBMK-1500/M2 貯存護箱[70-71]。和先前的護箱相比，CONSTOR RBMK-1500/M2 可裝載的燃料束可達 182 束，且一定量的破損燃料束能貯存在此新型護箱內。CONSTOR RBMK-1500/M2 設計(圖 26)特點：

- 內含 2 個提籃-32M 提籃與靜止環提籃 (stationary ring basket)
- 承載重量約 116 噸
- 三闔蓋設計-bolted, welded seal plate, 與第二重闔蓋 (secondary lid)

氣體洩漏用過核子燃料組件的貯存方式和完整燃料束一樣(但真空乾燥過程將延長數小時並作為預防殘留水吸收材料的滲入)。

使用池中的現有設備來處理機械損壞的用過核子燃料組件，將單個組件分成兩個燃料束，並包裝每個燃料束裝入 cartridge 才放入特殊提籃中。使用在池中的新的燃料碎片收集系統收集燃料碎屑，並將碎屑包裝在 cartridge 中。一個護箱最多裝載 36 個裝有破損用過核子燃料或碎屑的 cartridge。

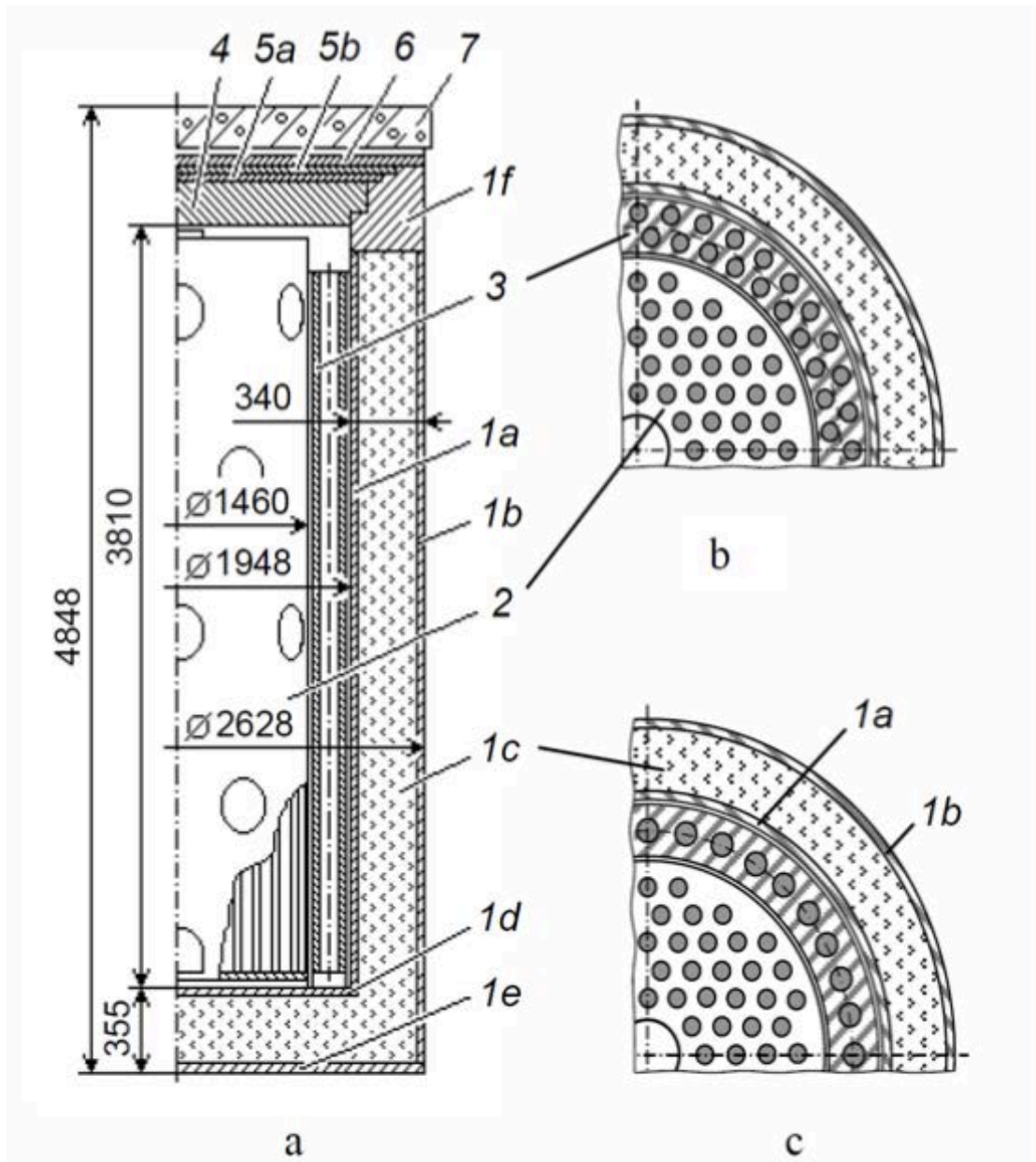


圖 26 CONSTOR RBMK-1500/M2 護箱尺寸構造圖

5.3.4 匈牙利破損燃料處理實績

2003 年，在化學清洗過程中，Paks NPP 的 2 號機組中有 30 個 VVER-440 燃料組件受到嚴重破壞，其損壞是由於在清洗槽進行清除沈積在燃料護套表面的銹垢作業程序所引起的。在化學清除過程在具水循環冷卻模式下的用過核子燃料池中進行，由於水泵提供的流率不足以有效的移除餘熱，加上水沒有流經部分燃

料組件，而造成清洗槽內冷卻水達到飽和產生蒸氣。槽內溫度沒有達到鋼的熔點，但已足夠使銦氧化，估計最大溫度約在 1200~1300 °C 之間。七小時的乾燥條件後，槽蓋被打開，池周圍的水迅速地冷卻燃料組件，高溫淬火導致氧化的燃料組件嚴重損壞。打開蓋子的前五小時前已偵測到些許放射性物質釋放，當槽蓋開啟時則偵測到高活度。燃料組件的目視檢測結果發現有許多破片。偵測數據結果指出短半衰期同位素釋放在事件發生後即停止。然而，長半衰期同位素直到破損燃料移除後才釋放。氣態分裂產物透過煙囪從反應器廠房釋出，大部分揮發性或非揮發性物質都在冷卻水中並使用水純化系統的過濾器收集。從燃料棒的整體活度可使用 Paks 電廠活度偵測得知[72][73]。

2006~2007 年間，為了幫助管理事件中的嚴重破損燃料，俄羅斯專家協助 Paks 設計和建造特殊工具測試以及實施。被移除的用過破損燃料之燃料碎片和較大的燃料組件碎片被放置在特殊構造的通風罐(vented canister) (canister 28 和 canister 29) 中然後暫時貯存在 Paks 電廠的用過核子燃料池中。考量到燃料組件的狀態，比較可行的解決方案是用過核子燃料再處理並對產生的廢棄物做處置 [74]。Canister 28 被設計成容納較大的燃料組件，而 Canister 29 被設計成可容納燃料碎片 [75]。兩種類型的燃料通風罐則如圖 27 所示。罐上蓋子具加壓器確保去除罐中水受到輻射分解產生的氣體，也能避免溶於水裡的放射性核種從罐內釋放到冷卻池。

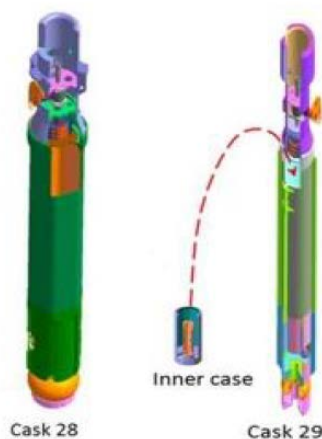


圖 27 用來包裝 Paks 事故中之破損核燃料

從準備燃料罐將破損燃料自 Paks 電廠運送到 Mayak 再處理廠，與接續的處理流程可以總結為以下三個重點階段（圖 28）[74]：

1. Paks 電廠燃料罐處理
2. 燃料罐運輸
3. Mayak 設施的燃料再處理

此破損燃料事件，對於運輸破損燃料的主要挑戰為確保濕的破損燃料運輸安全與需要長時間保持罐體的密封性。其中包括在電廠內密封罐駐留時間，運送至 Mayak 和收貨期間，以及燃料在切斷和再加工前停留在 Mayak 再處理廠的時間。

由於罐中殘留水的放射分解作用，使得運輸潮濕的破損燃料不同於運輸完整燃料的傳統方式。放射分解增加了密閉罐內的壓力並產生爆炸性氣體混合物。TMI-2 核電站處理受損燃料的經驗說明，這是影響安全的主要過程之一。

在開發基本技術時，對俄羅斯和國際法規進行了分析，以符合在再加工廠處理破損燃料組件的安全要求並合理運輸要求。所有關鍵的運輸安全方面都被納入考慮：包含核能和輻射安全、燃料罐的結構完整性和密封性、熱條件、爆炸和消防安全。俄羅斯實驗物理研究所進行的初步計算證實，破損燃料在填充氣體的 canister²⁸ 和 29 中可以進行安全運輸。它們的設計考慮了 Mayak 預處理操作的要求。同樣有填充氣體的傳輸用包裝 (transport overpack) TUK-6 可用於裝運。四個 TUK-6 足以將所有的燃料罐從 Paks 核電廠運送到 Mayak。

表 9 為 Paks 電廠與 TMI-2 號機針對破損燃料處理使用之護箱功能比對表，從表中可得知，不管燃料是否發生溶融，乾濕式貯存皆有使用護箱來裝載破損燃料，而護箱的密封性與否皆需要考慮可能產生的氫氣排出，確保燃料安全。

表 9 Paks 電廠與 TMI-2 破損燃料所使用護箱比較

		TMI-2 事例	TMI-2 事例	Paks 事例
收納物		燃料碎片 (燃料溶融)	同左	護套破損 (燃料沒有溶融)
濕式/乾式貯存		半乾式 (只有進行排水、沒有進行乾燥處理。)	乾式	濕式
是否使用護箱		使用護箱	使用護箱	使用收護箱
基本安全設計	密封性	在濕式貯存中產生的氫氣由蓋子的篩網過濾器長時間排出 護箱輸送護箱是密封構造、氫氣再結合器觸媒來管理氫氣產生量	護箱沒有密封機能。產生的氫氣經由密封鋼桶上之 HEPA 過濾器排出	護箱在濕式貯存中產生的氫氣由具有排氣空能之蓋子排出
	遮蔽	由周圍儀器與護箱本身之厚度與構造決定	同左	同左
	除熱	護箱能夠收納之最大收納量來進行評估	同左	只記載除熱容量 (詳細不明)

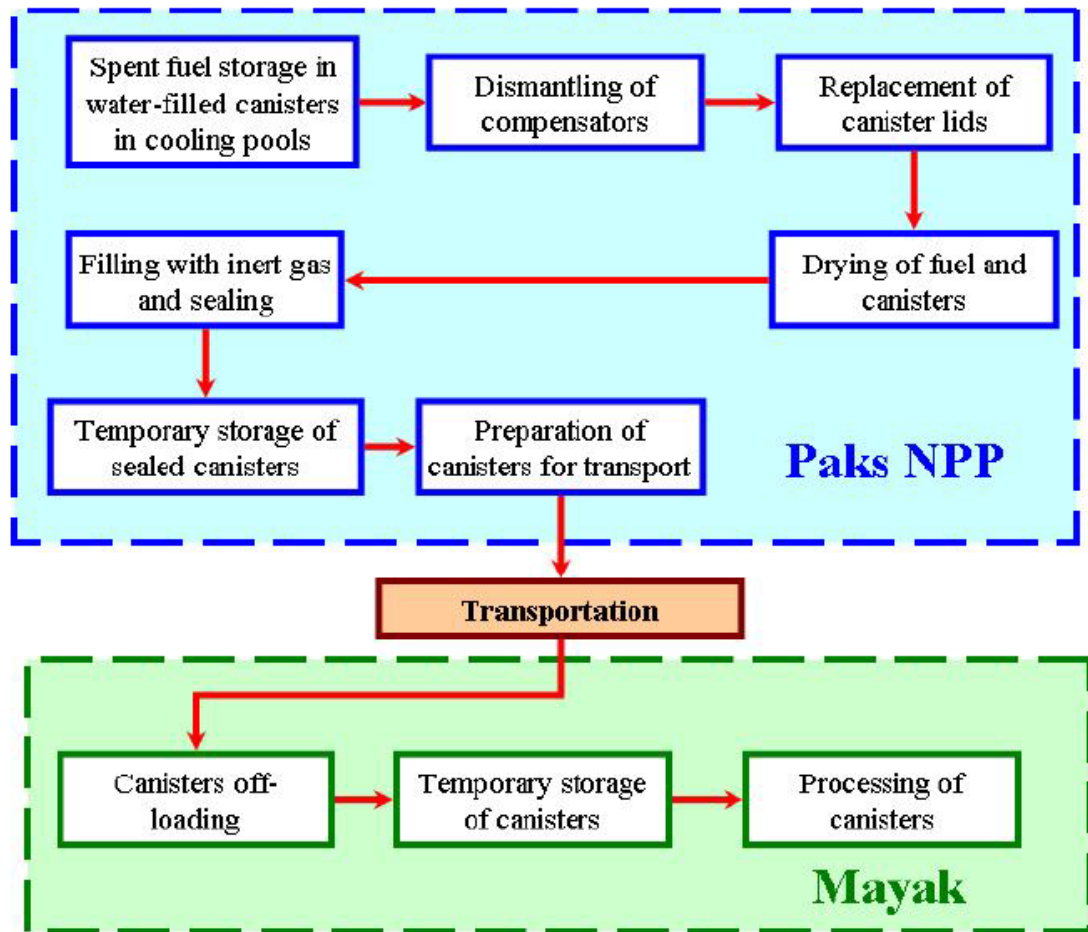


圖 28 Paks 電廠與 Mayak 再處理廠之破損燃料處理程序

5.3.5 德國 Greifswald 和 Rheinsberg 電廠破損燃料處理

Greifswald(KGR)和 Rheinsberg (KKR)最終關閉核電廠後，Greifswald(KGR)有三個明顯破損的 VVER 燃料組件裝入 CASTOR KRB MOX 護箱中，以便在 ZLN(臨時貯存設施)進行乾式貯存；2001 年時 Rheinsberg (KKR)電廠則有一個使用特殊提籃放置破損燃料部件並裝載於 CASTOR 護箱內經由火車送至 ISN (乾式貯存設施) [76]。

3 個不同部分的 VVER 破損燃料元件用特殊的夾持裝置 (gripping devices) 包裝入特別的密封鋼桶(canister)中。新的提籃了為 CASTOR KRB-MOX 建造。這些提籃是一個銲接結構用來承裝特殊鋼桶。在成功的冷測試(cold testing)後，3 個 CASTOR KRB-MOX 護箱放置在 1 號機組的重裝池 (reloading pond) 中。具有不同部分破損燃料元件在水中放入提籃內。已裝載的 CASTOR KRB MOX 護箱的清除作業與 CASTOR 440/84 護箱幾乎是相同的工作步驟。由於殘留的餘熱，CASTOR KRB MOX 護箱(圖 29、圖 32)在乾燥過程中被加熱。

針對乾燥後護箱內室的殘留濕度，知道為破損燃料棒中具多少水是很重要的，因為這些破損燃料無法被乾燥，所以殘留水分可能在貯存期間被釋出。故在處理用過核子燃料時必須區分燃料棒是否密封（即完整或有缺陷燃料元件）



圖 29 裝載完成的 CASTOR KRB-MOX 護箱

CASTOR 440/84(圖 30、圖 31)是為運輸和儲存 84 個六角形破損燃料元件、控制組件的燃料部份和 PWR 不同核心部件 (WVER 440 和 70) 而開發的護箱。

CASTOR 440/84 由鑄鐵製成且附有球形石墨的厚壁圓柱體、雙蓋系統以及用於燃料元件使用提籃所組成，籃子由 84 根六角硼化不銹鋼管製成。

雙蓋系統（一次蓋和二次蓋）封閉成一個特殊的受控壓力區（相當於緩衝空間），其壓力高於護箱內部和外部環境。因此在貯存期間，護箱的密封性可藉由與壓力閥的相連而控制。為了防止受到機械和天氣的影響，在雙蓋系統上方放置一個保護板。為了提高中子的吸收性，在護箱內部設置聚乙烯棒。護箱外表面的放射狀鰭片（radial fins）增加了傳傳導。在護箱頂部和底部附有耳軸以便處理。

CASTOR 護箱的裝載與貯存要求列於圖 33

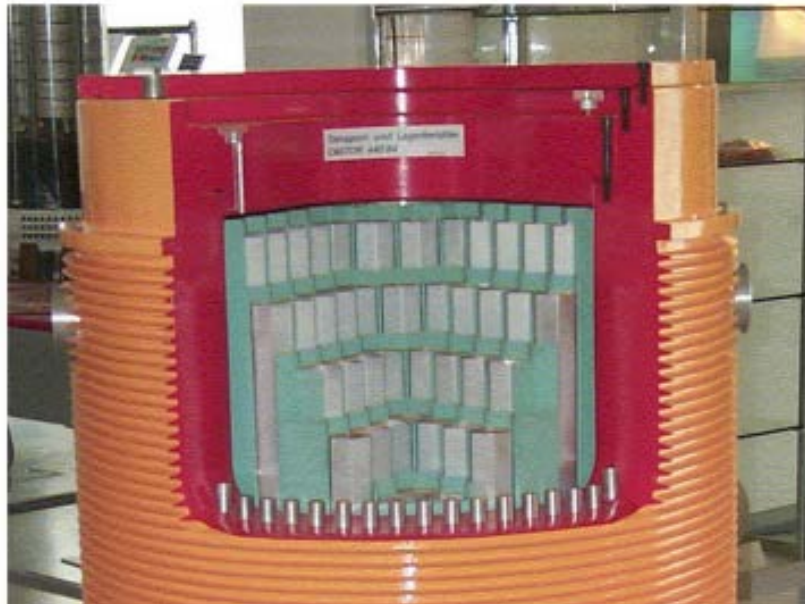


圖 30 CASTOR 440/84 護箱（一）

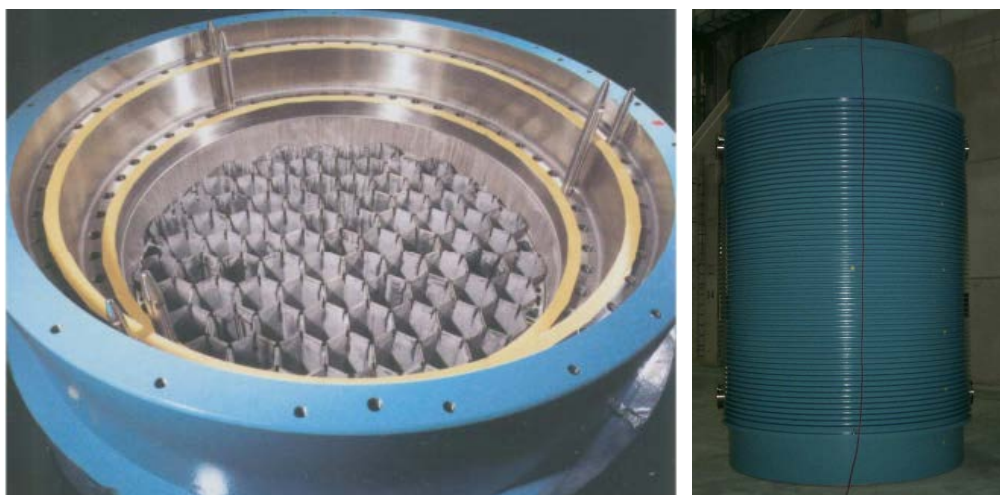


圖 31 CASTOR 440/84 護箱（二）



圖 32 CASTOR KRB – MOX 護箱

Requirements for CASTOR – loading and storage

max. number of fuel assemblies		84	
max. residual heat power	kW	12.5	
max. activity	Bq	2.7 E+17	
max. residual humidity after drying	- inner cask room	g/m ³	4.85
	- buffer space	g/m ³	9.4
	- between sealings	g/m ³	9.4
permissible water mass in total in the CASTOR atmosphere	g	21	
He-leak rate of the first barrier	hPa l/s	1.0 E-7	
He-leak rate of the second barrier	hPa l/s	1.0 E-7	
gas environment		Helium	
gas pressure after tightness test	hPa	min. 450	
		max. 500	
gas (He) pressure in the buffer space	hPa	6000	
number of adsorption candles		2	
surface dose rate	mSv/h	≤ 0.2 (γ)	
		≤ 0.3 (n) (ICRP-60)	
surface contamination	Bq/cm ²	≤ 4 (β,γ)	
		≤ 0.4 (α)	
special permissible FE - configuration to decrease ambient dose outside the cask			

圖 33 CASTOR 護箱的裝載與貯存要求

5.3.6 英、法國破損燃料處理

英國針對破損燃料開發了一種稱為多元件瓶 (Multi-element bottle, MEB) (圖 34)，MEB 為運輸和貯存用破損燃料的容器。例如：其中幾個燃料棒彎曲並

且下部噴嘴損壞的 BWR 燃料組件用鋼筋加固，並放置於專用容器內貯存在 MEB 中。之後如 5.1.1 小節所提及英國電廠使用的 AGR 損壞燃料/組件在熱室經乾燥包裝後，才會運送至 Sellafield 的 THORP 再處理廠進行熱氧化處理。

而具有多根破損燃料棒的燃料組件則用線和環形儀器（圖 35）加強，於再加工之前一樣得放置在設計特殊的容器內。此外，在對於重新組裝的燃料或是完整用過核子燃料不同的結構或狀態進行再處理的情況下，預先進行剪切試驗。

[62]



圖 34 BWR 燃料用 MEB

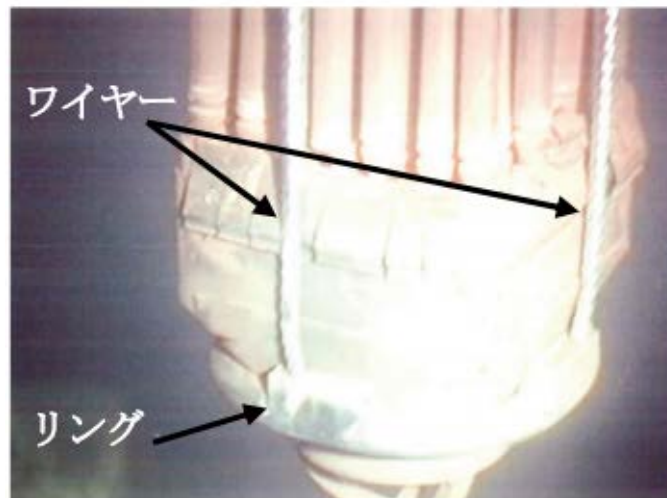


圖 35 加強多根破損燃料棒的燃料組件 [77]

在法國破損燃料的情況是將損壞的燃料棒存放在核電廠的膠囊(Capsule，圖 36)中，將膠囊裝載在膠囊容器(Capsule canister，圖 37)中，並使用有運輸執照之運輸桶送往 AREVA La Hague 用過核子燃料再處理設施。另一方面，洩漏燃料棒(gas-leaking fuel rod)不需要特別裝載至膠囊中，使用具有運輸洩漏燃料執照之運送容器即可[78]。

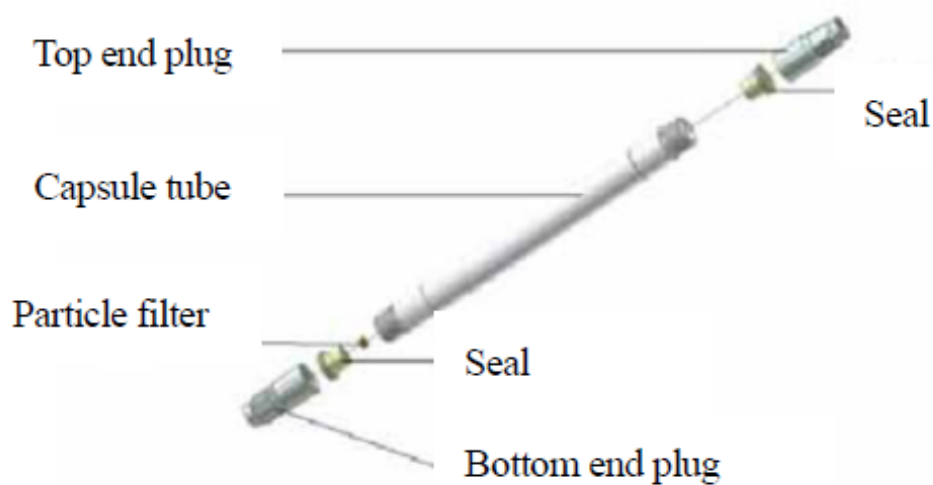


圖 36 破損燃料收納膠囊(Capsule)

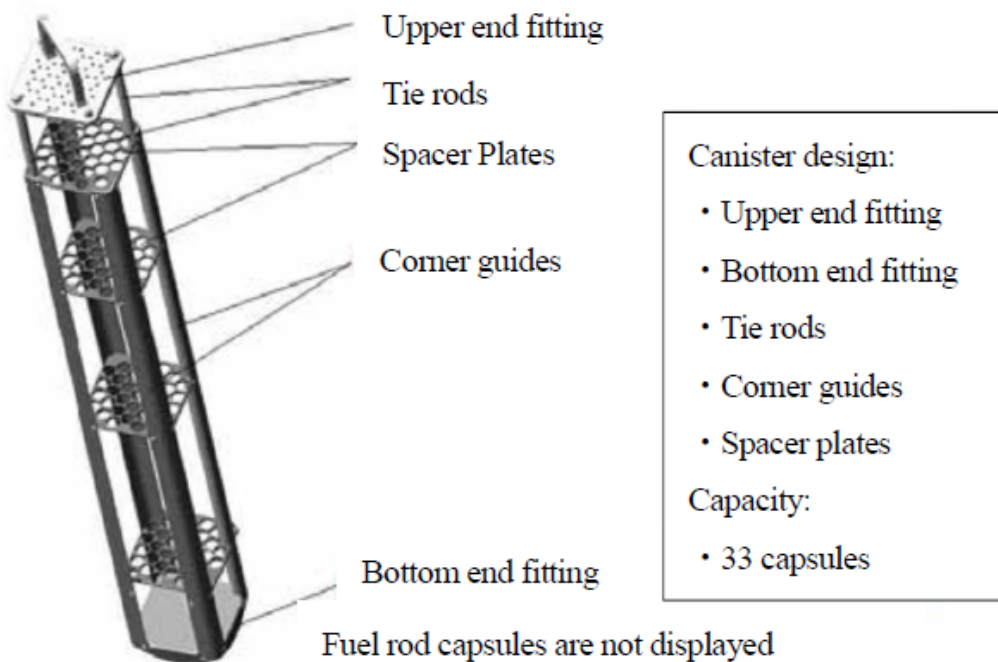


圖 37 收納燃料之膠囊容器

5.4 我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議

綜合第 5 章前 3 個子章節，針對我國除役電廠破損用過核子燃料乾存列出以下幾點管制建議：

1. 電廠應透過線上監測、運轉歷史及啜吸檢測之方式或其組合確保用過核子燃料之完整性
2. 對於存在或具有破損風險之用過核子燃料，於乾貯前需就其破損狀況，評估採用特別設計之包裝或容器之必要，以確保其貯存期間不致發生劣化及燃料重排現象並保有再取出性。
3. 破損燃料經再包裝後若與完整燃料共同存放於一護箱中時，需就裝載破損燃料可能造成的臨界、熱流、結構與屏蔽進行評估，並確保其於意外事故中不致發生超出設計限值之情事。

6. 結論

本計畫已經完成國際用過破損核子燃料管理方法之最新動態、國際破損用過核子燃料之定義以及分類、國際破損用過核子燃料乾式貯存管制法規研究的蒐集，在處理破損用過核子燃料之方法中，根據匯整國際資訊，除了烏克蘭採取更換或修理結構組件來進行處理外，大多都使用裝罐的方法來避免放射性物質外洩。

關於破損燃料乾式貯存目前國際實際案例並不多，本計畫收集了關於破損燃料處理之 4 個案例來提供我國之後處理破損燃料之參考，且因應我國後續可能進行的除役工作，用過核子燃料貯存安全與管理成為重點工作。為此，本計畫依據蒐集之參考資料為我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存提出管制建議如 5.4 節所述。

管理破損用過核子燃料為國際共通的議題，如何維持管制/管理技術與安全要求合乎國際水準，則需仰賴掌握新知及與國際互動接軌。本計畫之完成提供我國管制機關最新的國際資訊，藉助國際經驗，作為國內後續安全管制之參考依據。

7. 参考文献

1. 台湾電力公司，“核一廠除役計畫書-第九章第五節，”頁次 9-46，106 年 2 月。
2. 台湾電力公司，“核一廠除役計畫書-第十章第一節，”頁次 10-24，106 年 2 月。
3. Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, *Castor V - The Package System for Transport And Storage Of Spent Fuel Assemblies.*”
4. 青森県原子力立地対策課，“使用済燃料中間貯蔵施設に係る安全性チェック・検討会結果”，Jun, 2008
5. 日東京電力株式会社，“福島第一原子力発電所共用プール建屋から 乾式キャスク仮保管設備への既設の乾式貯蔵キャスク 1 基の構内輸送について”，Apr 2013
6. 日本原子力発電株式会社，“平成 25 年度 東海発電所・東海第二発電所の年間主要事業計画について”，Apr 2013
7. 中部電力株式会社，“浜岡原子力発電所 使用済燃料乾式貯蔵施設の建設計画の変更について”，Jul 2014
8. Office for Nuclear Regulation, *Dry fuel storage inspection*, <http://www.onr.org.uk/intervention-records/2014/size-well-b-14-214.htm>.
9. 台湾電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 97 年 1 月。
10. 台湾電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 101 年 3 月。
11. 國立清華大學核子工程與科學研究所，“除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術研究計畫書，”民國 106 年 2 月。
12. IAEA, *Nuclear Energy Series NO. NF-T-3.6 Management of Damaged Spent Nuclear Fuel.*
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *SFST ISG-1, Rev. 2, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function*, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance No. 1, 2007.
14. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *SFST ISG-2, Rev. 2, " Fuel Retrievability in Spent Fuel Storage Applications*, Division of Spent Fuel Storage and

- Transportation Interim Staff Guidance No. 2, 2016.
15. DECC, *Implementing Geological Disposal: A Framework for the long-term management of higher activity radioactive waste, White Paper*, July 2014.
 16. J. Kyffin and A. Hillier, *Technological Development to Support a Change in the United Kingdom's Strategy for Management of Spent AGR Oxide Fuel*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
 17. U.S. Nuclear Regulatory Commission , “*Press Release 16-024: NRC Issues Final Supplement to Yucca Mountain Environmental Impact Statement*,” May 5, 2016.
 18. U.S. Nuclear Regulatory Commission , “*Press Release 15-051: NRC Issues Draft Supplement to Yucca Mountain Environmental Impact Statement*,” August 13, 2015.
 19. American National Standard Institute, *Characterizing Damaged Spent Nuclear Fuel for the Purpose of Storage and Transport, ANSI N14.33-2005*, Washington DC, 2005.
 20. R. L. Kellar, *Spent Fuel Storage Integration in the United States: Planning for Storage and Transportation*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
 21. K. S. Cole, *Spent Fuel Dry Storage: Challenges and Lessons Learned from Recent Project Experience at Shutdown Nuclear Plants in the US*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
 22. Einziger, R., Brown, C.L., Hornseth, G.P., Helton, S.R., Osgood, N.L., & Interrante, C.G. (2007).*Damage in spent nuclear fuel defined by properties and requirements*, International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA.
 23. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/hungary.aspx>, accessed 13/12/16.
 24. IAEA, *Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II) 2004-2008*, IAEA-TECDOC-1680, 2012.
 25. J. Zsoldos, *Handling of damaged spent fuel in Hungary, IAEA Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management*, Vienna, 8-10 July 2014.
 26. http://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/germany_profile.pdf, accessed 13/12/16.

27. K. Linnemann, U. Herbrich, F. Wille and H. Volzke, *Spent Fuel Management: Current Situation in Germany*, IAEA Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management, Vienna, 8-10 July 2014.
28. W. Goll and W. Hummel, *Issues in Handling Damaged Fuel in Germany*, IAEA Workshop on Handling Damaged Fuel, Vienna, December 2005.
29. K. Linnemann, V. Ballheimer, L. Muller, A. Rolle, F. Wille and B. Droste, *Aspects of Spent Fuel Behaviour Assessment for Transport Packages*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
30. 保加利亞：低放處置進度向前邁進
<http://archived.chns.org/s.php?page=23&id=1&id2=982.html>, accessed 13/11/17
31. I. Mele, *Experience with Damaged Spent Fuel in Slovenia*, IAEA Workshop on Handling Damaged Fuel, Vienna, December, 2005.
32. IAEA, *Management of Damaged Spent Nuclear Fuel*, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.6, 2009.
33. D. Berkriev, *Failed and Damaged Spent Fuel Issues at Kozloduy NPP: Current Status*, IAEA Workshop on Handling Damaged Fuel, Vienna, December 2005.
34. 鄭敬瀚、黃崇豪，”赴瑞典西屋公司進行核電廠除役技術交流及參觀 SKB 公司用過核子燃料處理設施出國報告”，核能研究所，104 年 6 月 29 日
35. SKB, *Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository*, Technical Report TR-10-13, December 2010.
36. A. Wikmark, *Damaged Irradiated Nuclear Fuel; Development of Transport and Intermediate Storage Solutions*, Waste Management 2014 Conference, Phoenix, Arizona, USA, 2-6 March 2014.
37. http://rata.lt/wp-content/uploads/2015/12/rata_gera_net.pdf, accessed 13/12/16.
38. Artūras Šmaižys, *RBMK-1500 Spent Nuclear Fuel Storage Experience at Ignalina NPP*, LITHUANIAN ENERGY INSTITUTE, Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, 2013, Vienna, Austria.
39. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-fuel-cycle.aspx>, accessed 13/12/16.
40. 原子力規制庁，”原子力発電所敷地内輸送・貯蔵兼用 キャスク貯蔵の基準の見直しについて”，平成 29 年 4 月 26 日。
41. 吳才基、丁宇、張仁坤，”赴日本參加高放射性廢棄物地質處置交流年會並

參訪貯存、處置設施及研究機構報告”，105 年 11 月 29 日

42. Matthew French, David Nixon, Roger Thetford, Mark Cowper ,*Packaging of Damaged Spent Fuel*, RWM007659, 204895-UA00, 2016
43. IAEA Nuclear Energy Series, Technical Reports, *Management of Damaged Spent Nuclear Fuel* , No. NF-T-3.6, 2009.
44. Johnson, E.R., “Acceptance of failed SNF assemblies by the Federal waste management system”, Properties, Storage & Transport of Damaged Spent Fuel, ORNL/Sub/86-SA094/5, JAI-325, March 1990, Presented at Saclay, 2 June 1993.
45. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *DD-84-9, Shipments of High Level Nuclear Power Plant Waste*, John G Davis, Director, USNRC/NMSS (1984).
46. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *Spent Fuel Program Office Interim Staff Guidance (ISG) No. 1, Rev. 1, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation based on Function*, 2007.
47. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Waste*, 10 CFR 72, US Govt Printing Office, Washington, DC (2005) 355.
48. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *Packaging and Transport of Radioactive Materials*, 10 CFR 71, US Govt Printing Office, Washington, DC (2005) 278.
49. Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, *Castor V - The Package System for Transport and Storage of Spent Fuel Assemblies*, U Gesellschaft für Nuklear-Behälter mbH.
50. 游玉煌, ”核一廠用過核燃料真空啜吸完整性檢測報告”, 核能研究所, 100 年 8 月。
51. “「金屬製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」及び「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」について”, 日本原子力安全委員会, 2002.
52. 原子力規制庁, ”原子力発電所敷地内輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵の基準の見直しについて”, 平成 29 年 4 月 26 日
53. “リサイクル燃料備蓄センター使用済燃料貯蔵事業変更許可申請書”, 平成 26 年 1 月 15 日
54. “使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクについて (HDP-69B 型)”, 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社の一部加筆, 平成 21 年 5 月

55. IAEA, *IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide*, 2012, Vienna.
56. 紀立民、陳智隆，”放射性核廢棄物處置管制技術國際動態與發展現況分析研究”，能研究所，2016
57. 核研所，”德國與日本室內乾式貯存法規要求與現況研析”，頁次 4-11，核研所
58. ESK, *Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste*, Revised version of 10.06.2013.
59. 核研所，荷蘭室內乾式貯存法規要求與現況研，頁次 2-3，2016。
60. *Design and Operation of Storage Facilities for Radioactive Waste and Spent Fuel Assemblies*, NESI-G04, 2015.
61. “Transport and Storage Casks for Interim Storage”, NESI-G05, 2011.
62. “使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討—平成 25、26 年 度 成 果 概 要 報 告 ” — JAEA-Review,2015-018,DOI:10.11484/jaea-review-2015-018, accessed 1/11/17.
63. “容器承認申請書”，原技發第 121 號 <https://www.nsr.go.jp/data/000030483.pdf> 2014 年 2 月 21 日
64. W. S. Woodward, *Underground Interim Storage of Spent Nuclear Fuel – HI-STORM UMAX*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
65. http://us.aveva.com/home/liblocal/docs/Catalog/AREVA-TN/ANP_U_354_V1_1_1_ENG_MP197HB_TC.pdf, accessed 5/11/17.
66. http://us.aveva.com/home/liblocal/docs/Catalog/AREVA-TN/ANP_U_354_V3_14_ENG_MP197HB_TC.pdf, accessed 5/11/17.
67. 技術研究組合，国際廃炉研究開発機構，”燃料デブリ取り出し関連の研究開発の状況”，平成 26 年 7 月 18 日
68. DOE/SNF/REP-084 *TMI Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis*, 2013.
69. Andrew P. Szilagyi, *Three Mile Island Unit 2 Overview and Management Issues*, OECD-Nuclear Energy Agency – 12th Meeting of the WPDD, France, 2011i.
70. B. Koenning, J. Fernandez Puga, J. Rausch and R. Ziehm, *Nuclear Waste Management Treatment Facility and Spent Fuel Storage at the Ignalina Nuclear Power Plant*, Waste Management 2009 Conference, Phoenix, Arizona, USA, 1-5,

March 2009.

71. A. Smaizys, *RBMK-1500 Spent Nuclear Fuel Storage Experience at Ignalina NPP*, IAEA Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, Vienna, 2-4 July 2013.
72. Z Hózer et al, *Activity release from damaged fuel during the PAKs-2 cleaning tank incident in the spent fuel storage pool*, Journal of Nuclear Materials No 392, pages 90-94, 2009.
73. Republic of Hungary, *National Report: Document prepared in the framework of the Convention on Nuclear Safety: Annex 8: Damaged Fuel Elimination Project*, Fourth Report, 2007.
74. E.A. Zvir, V.P. Smirnov, and I. Hamvas, *Management of Damaged SNF Handling Operations at Paks NPP*, IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors ,Vienna, 2010
75. E. A. Zvir, V. P. Smirnov and I. Hamvas, *Management of damaged SNF: handling operations at Paks NPP*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 31 May-4 June 2010.
76. H. Förtsch, and E. Thurow, *Fuel Management in EWN*.
77. A .H. C. Callaghan, et al., *The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield*, © British Nuclear Group, 2005.
78. International Atomic Energy Agency, *Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II)*, IAEA TECDOC 1680, © IAEA, Vienna, 2012.
79. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *SFT ISG-11, Rev. 3, Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel*, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance, 2016.
80. Dr. Shang, *Regulations and Best Practices on Radioactive Waste Management in Germany*, 「核能電廠用過核燃料室內乾貯安全審查與管制研討會」, 2017 年 4 月 19-20 日, 原子能委員會
81. IAEA, *IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide*, 2012, Vienna.