

行政院原子能委員會放射性物料管理局  
104 年度委託研究計畫

核能電廠除役低放射性廢棄物管理  
之安全審查技術研究  
104FCMA009

子計畫三：除役超 C 類低放射性廢棄物包裝容  
器、貯存及運送之審查技術研究

期末報告

執行人：義守大學王曉剛、劉明樓、劉文仁

ISU104-GOV-12

放射性物料管理局

中華民國 104 年 12 月

## 摘 要

本計畫主要蒐集、翻譯並分析整理美國、日本、德國等國核能電廠的除役報告資料，可以瞭解美、日、德等國在審查方面的組織、程序和作法，對未來國內管制單位進行核能電廠除役計畫在「超 C 類低放射性廢棄物包裝容器、貯存及運送之審查技術」方面，提供初步建議。研究重點分為下列三點：

- (1) 收集分析各國超 C 類低放射性廢棄物中的來源與數量。
- (2) 收集分析各國超 C 類除役廢棄物之包裝容器、貯存及運送之實際應用情形與安全管制要求。
- (3) 建議我國超 C 類廢棄物相關運作之安全管制重點。

**關鍵詞：**核能電廠、除役、超 C 類廢棄物

## Abstract

This sub-project mainly collected, interpreted and investigated the evaluation techniques on the greater-than-Class C low-level waste (GTCC LLW) package, storage and transportation during nuclear power plant decommissioning process from the decommissioning technical reports of USA, Japan and Germany. Simultaneously, we had summarized decommission reviewing organizations, procedures and practices from these countries, and propose preliminary recommendations of the evaluation techniques on the GTCC LLW package, storage and transportation during nuclear power plant decommissioning process for reference. The key-points of this study are divided into three parts:

- (1) Collected and analyzed the sources and amounts of GTCC LLW during nuclear power plant decommissioning process.
- (2) Collected and analyzed GTCC LLW package, storage and transportation operations/safety requirements during nuclear power plant decommissioning processes from the decommissioning technical reports of USA, Japan and Germany.
- (3) Recommended GTCC LLW safety control key-points in Taiwan.

**Keywords:** Nuclear Power Plant, Decommission, GTCC LLW

## 目 錄

|   |    |
|---|----|
| 摘 要.....  | 1  |
| 目 錄.....  | 2  |
| 第一章、前言.....   | 3  |
| 第二章、各國超 C 類低放射性廢棄物中的來源與數量 .....                         | 9  |
| 2-1 美國經驗 .....  | 9  |
| 2-2 日本經驗 .....  | 22 |
| 2-3 德國經驗 .....  | 26 |
| 2-4 IAEA 對於 GTCC LLW 之分類與 GTCC 量之估計 .....               | 34 |
| 第三章、收集分析各國超 C 類除役廢棄物之包裝容器、貯存<br>及運送之實際應用情形與安全管制要求 ..... | 37 |
| 3-1 美國經驗 .....  | 37 |
| 3-2 法國 .....  | 56 |
| 3-3 德國 .....  | 57 |
| 3-4 日本 .....  | 58 |
| 3-5 美國對於 GTCC LLW 處置之現狀與法規 .....                        | 60 |
| 3-6 美國法規要求 .....  | 63 |
| 第四章、我國超 C 類廢棄物相關運作之安全管制重點 .....                         | 64 |
| 4-1 GTCC 容器設計、監視和檢驗準則 .....                             | 64 |
| 4-2 GTCC 廢料儲存容器的驗收及發照準則 .....                           | 64 |
| 4-3 GTCC 廢料中期儲存的廢料形式與儲存之安全分析 .....                      | 65 |
| 4-4 GTCC 廢料之行政、申報和訓練要求 .....                            | 65 |
| 4-5 GTCC 廢料儲存之經驗回饋 .....                                | 66 |
| 4-6 我國與外國 GTCC 廢棄物儲存的相關法規、導則與規範 .....                   | 67 |
| 4-7 我國 GTCC 廢棄物之中期與最終儲存方式 .....                         | 69 |
| 第五章、結論.....   | 71 |
| 參考文獻.....   | 72 |

## 第一章、前言

基於政府在 100 年 11 月 3 日所宣佈之新能源政策，既有核能電廠將不再延役，而依據「核子反應器設施管制法」之定義，除役係指核子反應器設施永久停止運轉後，為使設施及其土地資源能再度供開發利用，所採取之各項措施。我國目前有三座運轉中之核能電廠，分別為核一廠、核二廠及核三廠，每廠各有二部機組，其停止運轉年限(運轉壽命四十年估算)如表一所示。

表一、我國核能電廠停止運轉年限

| 廠別  | 機組  | 停止運轉年限          |
|-----|-----|-----------------|
| 核一廠 | 一號機 | 107 年 12 月 05 日 |
|     | 二號機 | 108 年 07 月 15 日 |
| 核二廠 | 一號機 | 110 年 12 月 27 日 |
|     | 二號機 | 112 年 03 月 14 日 |
| 核三廠 | 一號機 | 113 年 07 月 26 日 |
|     | 二號機 | 114 年 05 月 17 日 |

因此，核一廠 1 號機將於 107 年 12 月 5 日停止運轉，依「核子反應器設施管制法」第 23 條規定，台電公司必須於 104 年 12 月 5 日前陳報原能會除役計畫書。截至目前為止，國內從未進行過核能電廠除役的相關實務作業，因此在技術上勢必高度仰賴國外曾經有過除役經驗的專家，且屆時核一廠作為國內首座面臨除役的電廠，必定更受外界之矚目。由於除役日期逐漸逼近，對管制單位而言，除役審查工作的準備已是刻不容緩。

### 核能電廠停機除役原因

截至 2015 年 5 月之全世界核能電廠停機除役原因，基本上可以分為三類：第一類為核反應器因事故或嚴重事件造成損傷而停機除役，如表二所示；第二類為核反應器因政策考量而提前停機除役，如表三所示；第三類為核反應器達成既定目標或不具經濟效益而停機除役，如表四所示。而目前本團隊也對於表二下方標示黃色區塊的日本及德國電廠進行相關資料收集、翻譯與分析。

表二、核反應器因事故或嚴重事件造成損傷而停機除役之數量

| Country     | Reactor             | Type          | MWe net | Years operating | Shut down | Reason                         |
|-------------|---------------------|---------------|---------|-----------------|-----------|--------------------------------|
| Germany     | Greifswald 5        | VVER-440/V213 | 408     | 0.5             | 11/1989   | Partial core melt              |
|             | Gundremmingen A     | BWR           | 237     | 10              | 1/1977    | Botched shutdown               |
| Japan       | Fukushima Daiichi 1 | BWR           | 439     | 40              | 3/2011    | Core melt from cooling loss    |
|             | Fukushima Daiichi 2 | BWR           | 760     | 37              | 3/2011    | Core melt from cooling loss    |
|             | Fukushima Daiichi 3 | BWR           | 760     | 35              | 3/2011    | Core melt from cooling loss    |
|             | Fukushima Daiichi 4 | BWR           | 760     | 32              | 3/2011    | Damage from hydrogen explosion |
| Slovakia    | Bohunice A1         | Prot GCHWR    | 93      | 4               | 1977      | Core damage from fueling error |
| Spain       | Vandellos 1         | GCR           | 480     | 18              | mid 1990  | Turbine fire                   |
| Switzerland | St Lucens           | Exp GCHWR     | 8       | 3               | 1966      | Core Melt                      |
| Ukraine     | Chernobyl 4         | RBMK LWGR     | 925     | 2               | 4/1986    | Fire and meltdown              |
| USA         | Three Mile Island 2 | PWR           | 880     | 1               | 3/1979    | Partial core melt              |

表三、核反應器因政策考量而提前停機除役之數量

| Country   | Reactors            | Type          | MWe net each | Years operating each | Shut down |
|-----------|---------------------|---------------|--------------|----------------------|-----------|
| Armenia   | Metsamor 1          | VVER-440/V270 | 376          | 13                   | 1989      |
| Bulgaria  | Kozloduy 1-2        | VVER-440/V230 | 408          | 27, 28               | 12/2002   |
|           | Kozloduy 3-4        | VVER-440/V230 | 408          | 24, 26               | 12/2006   |
| France    | Super Phenix        | FNR           | 1200         | 12                   | 1999      |
| Germany   | Greifswald 1-4      | VVER-440/V230 | 408          | 10, 12, 15, 16       | 1990      |
|           | Muelheim-Kaerlich   | PWR           | 1219         | 2                    | 1988      |
|           | Rheinsberg          | VVER-70/V210  | 62           | 24                   | 1990      |
| Italy     | Caorso              | BWR           | 860          | 12                   | 1986      |
|           | Latina              | GCR           | 153          | 24                   | 1987      |
|           | Trino               | PWR           | 260          | 25                   | 1987      |
| Japan     | Fukushima Daiichi 5 | BWR           | 760          | 33                   | 2011      |
|           | Fukushima Daiichi 6 | BWR           | 1067         | 32                   | 2011      |
| Lithuania | Ignalina 1          | RBMK LWGR     | 1185         | 21                   | 2005      |
|           | Ignalina 2          | RBMK LWGR     | 1185         | 22                   | 2009      |
| Slovakia  | Bohunice 1          | VVER-440/V230 | 408          | 28                   | 12/2006   |
|           | Bohunice 2          | VVER-440/V230 | 408          | 28                   | 12/2008   |
| Sweden    | Barseback 1         | BWR           | 600          | 24                   | 11/1999   |
|           | Barseback 2         | BWR           | 600          | 28                   | 5/2005    |
| Ukraine   | Chernobyl 1         | RBMK LWGR     | 740          | 19                   | 12/1997   |
|           | Chernobyl 2         | RBMK LWGR     | 925          | 12                   | 1991      |
|           | Chernobyl 3         | RBMK LWGR     | 925          | 19                   | 12/2000   |
| USA       | Shoreham            | BWR           | 820          | 3                    | 1989      |

表 四、核反應器達成既定目標或不具經濟效益而停機除役

- prot= prototype, exp= experimental, \* = ran approx full-term

| Country | Reactor        | type      | MWe net each | Start-up | Years operating each | Shut down |
|---------|----------------|-----------|--------------|----------|----------------------|-----------|
| Belgium | BR-3           | Prot PWR  | 10           | 1962     | 24                   | 1987      |
| Canada  | Douglas Point  | Prot PHWR | 206          | 1967     | 17                   | 1984      |
|         | Gentilly 1     | Exp SGHWR | 250          | 1971     | 6                    | 1977      |
|         | Gentilly 2     | PHWR      | 638          | 1982     | 30                   | 2012      |
|         | Rolphton NPD   | Prot PHWR | 22           | 1962     | 25                   | 1987      |
| France  | Bugey 1        | GCR       | 540          | 1972     | 22                   | 1994      |
|         | Chinon A1      | Prot GCR  | 70           | 1963     | 10                   | 1973      |
|         | Chinon A2      | GCR       | 180          | 1965     | 20                   | 1985      |
|         | Chinon A3 *    | GCR       | 360          | 1965     | 25                   | 1990      |
|         | Chooz A        | Prot PWR  | 305          | 1967     | 24                   | 1991      |
|         | Brennilis EL-4 | exp GCHWR | 70           | 1967     | 18                   | 1985      |
|         | Marcoule G-1   | Prot GCR  | 2            | 1956     | 12                   | 1968      |
|         | Marcoule G-2   | Prot GCR  | 39           | 1959     | 20                   | 1980      |
|         | Marcoule G-3   | Prot GCR  | 40           | 1960     | 24                   | 1984      |
|         | Phenix *       | FNR       | 233          | 1973     | 37                   | 2010      |
|         | St Laurent A1  | GCR       | 390          | 1969     | 21                   | 1990      |
|         | St Laurent A2  | GCR       | 465          | 1971     | 21                   | 1992      |
| Germany | Juelich AVR    | Exp HTR   | 13           | 1968     | 21                   | 1989      |
|         | Uentrop THTR   | Prot HTR  | 296          | 1985     | 3                    | 1988      |
|         | Kalkar KNK 2   | Prot FNR  | 17           | 1978     | 13                   | 1991      |
|         | Kahl VAK       | Exp BWR   | 15           | 1961     | 24                   | 1985      |
|         | MZFR           | Exp PHWR  | 52           | 1966     | 18                   | 1984      |
|         | Grosvelzheim   | Prot BWR  | 25           | 1969     | 2                    | 1971      |
|         | Lingen         | Prot BWR  | 183          | 1968     | 10                   | 1979      |
|         | Niederaichbach | Exp GCHWR | 100          | 1973     | 1                    | 1974      |
|         | Obrigheim *    | PWR       | 340          | 1968     | 36                   | 2005      |
|         | Stade *        | PWR       | 640          | 1972     | 31                   | 2003      |
|         | Wuergassen     | BWR       | 640          | 1972     | 22                   | 1994      |
| Italy   | Garigliano     | BWR       | 150          | 1964     | 18                   | 1982      |
| Japan   | Fugen          | Prot ATR  | 148          | 1978     | 24                   | 2003      |
|         | Genkai 1       | PWR       | 529          | 1975     | 40                   | 2015      |
|         | Hamaoka 1      | BWR       | 515          | 1974     | 26                   | 2001      |
|         | Hamaoka 2      | BWR       | 806          | 1978     | 25                   | 2004      |
|         | JPDR           | Prot BWR  | 12           | 1963     | 13                   | 1976      |
|         | Mihama 1       | PWR       | 320          | 1970     | 45                   | 2015      |
|         | Mihama 2       | PWR       | 470          | 1972     | 43                   | 2015      |

|             |                   |                         |     |         |       |         |
|-------------|-------------------|-------------------------|-----|---------|-------|---------|
|             | Shimane 1         | BWR                     | 439 | 1974    | 41    | 2015    |
|             | Tokai 1 *         | GCR                     | 137 | 1965    | 33    | 1998    |
|             | Tsuruga 1         | BWR                     | 341 | 1970    | 45    | 2015    |
| Kazakhstan  | Aktau BN-350      | Prot FNR                | 52  | 1973    | 27    | 1999    |
| Netherlands | Dodewaard *       | BWR                     | 55  | 1968    | 28    | 1997    |
| Russia      | Obninsk AM-1      | Exp LWGR                | 6   | 1954    | 48    | 2002    |
|             | Beloyarsk 1       | Prot LWGR               | 108 | 1964    | 19    | 1983    |
|             | Beloyarsk 2       | Prot LWGR               | 160 | 1968    | 22    | 1990    |
|             | Melekess VK50     | Prot BWR                | 50  | 1964    | 24    | 1988    |
|             | Novovoronezh 1    | Prot<br>VVER-440/V210   | 210 | 1964    | 23    | 1988    |
|             | Novovoronezh 2    | Prot<br>VVER-440/V365   | 336 | 1970    | 20    | 1990    |
| Spain       | Garona            | BWR                     | 446 | 1971    | 42    | 2012    |
|             | Jose Cabrera *    | PWR                     | 141 | 1968    | 38    | 2006    |
| Sweden      | Agesta            | Prot HWR                | 10  | 1964    | 10    | 1974    |
| UK          | Berkeley 1-2 *    | GCR                     | 138 | 1962    | 26    | 1988-89 |
|             | Bradwell 1-2 *    | GCR                     | 123 | 1962    | 39    | 2002    |
|             | Calder Hall 1-4 * | GCR                     | 50  | 1956-59 | 44-46 | 2003    |
|             | Chapelcross 1-4 * | GCR                     | 49  | 1959-60 | 44-45 | 2004    |
|             | Dungeness A 1-2 * | GCR                     | 225 | 1965    | 41    | 2006    |
|             | Hinkley Pt 1-2 *  | GCR                     | 235 | 1965    | 35    | 2000    |
|             | Hunterston A 1-2* | GCR                     | 160 | 1964    | 25    | 1989-90 |
|             | Oldbury 1-2*      | GCR                     | 217 | 1967    | 44    | 2011-12 |
|             | Sizewell A 1-2 *  | GCR                     | 210 | 1966    | 41    | 2006    |
|             | Trawsfynydd 1-2 * | GCR                     | 196 | 1965    | 26    | 1993    |
|             | Wylfa 2*          | GCR                     | 490 | 1971    | 41    | 2012    |
|             | Windscale         | Prot AGR                | 28  | 1963    | 18    | 1981    |
|             | Dounreay DFR      | Exp FNR                 | 11  | 1962    | 18    | 1977    |
|             | Dounreay PFR      | Prot FNR                | 234 | 1975    | 19    | 1994    |
|             | Winfrith          | Prot SGHWR              | 92  | 1968    | 23    | 1990    |
| USA         | Big Rock Point*   | BWR                     | 67  | 1962    | 35    | 1997    |
|             | BONUS             | Exp BWR                 | 17  | 1964    | 4     | 1968    |
|             | CVTR              | Exp PHWR                | 17  | 1963    | 4     | 1967    |
|             | Crystal River     | PWR                     | 860 | 1977    | 35    | 2013    |
|             | Dresden 1         | BWR                     | 197 | 1960    | 18    | 1978    |
|             | Elk River         | BWR                     | 22  | 1963    | 5     | 1968    |
|             | Enrico Fermi 1    | Prot FNR                | 61  | 1966    | 6     | 1972    |
|             | Fort St. Vrain    | Prot HTR                | 330 | 1976    | 13    | 1989    |
|             | Haddam Neck*      | PWR                     | 560 | 1967    | 29    | 1996    |
|             | Hallam            | Exp sodium<br>cooled GR | 75  | 1963    | 1     | 1964    |
|             | Humboldt Bay      | BWR                     | 63  | 1963    | 13    | 1976    |

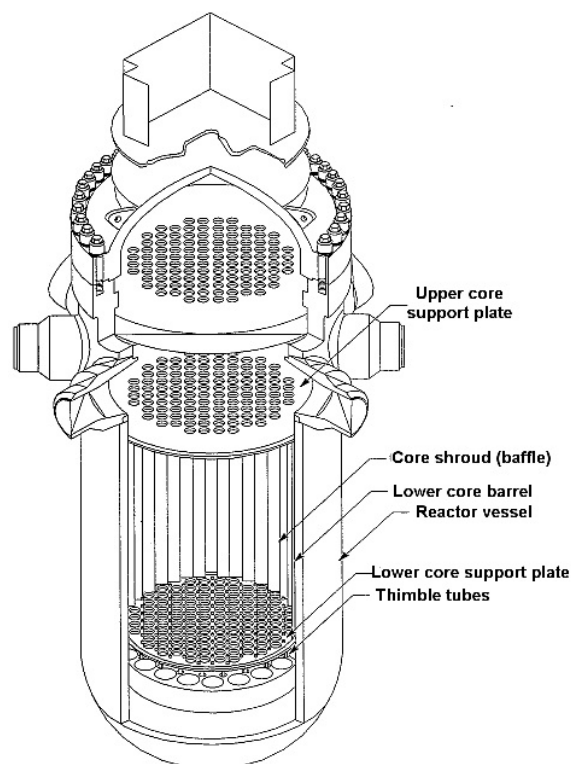
|                |                |      |      |    |      |
|----------------|----------------|------|------|----|------|
| Indian Point 1 | PWR            | 257  | 1962 | 12 | 1974 |
| Kewaunee*      | PWR            | 566  | 1974 | 39 | 2013 |
| Lacrosse       | BWR            | 48   | 1968 | 19 | 1987 |
| Maine Yankee*  | PWR            | 860  | 1972 | 25 | 1997 |
| Millstone 1    | BWR            | 641  | 1970 | 28 | 1998 |
| Pathfinder     | Prot BWR       | 59   | 1966 | 1  | 1967 |
| Peach Bottom 1 | Exp HTR        | 40   | 1967 | 7  | 1974 |
| Piqua          | Exp Organic MR | 12   | 1963 | 3  | 1966 |
| Rancho Seco 1  | PWR            | 873  | 1974 | 15 | 1989 |
| San Onofre 1*  | PWR            | 436  | 1967 | 25 | 1992 |
| San Onofre 2*  | PWR            | 1070 | 1982 | 31 | 2013 |
| San Onofre 3*  | PWR            | 1070 | 1983 | 30 | 2013 |
| Saxton         | Exp PWR        | 3    | 1967 | 5  | 1972 |
| Shippingport   | Prot PWR       | 60   | 1957 | 25 | 1982 |
| Trojan         | PWR            | 1095 | 1975 | 17 | 1992 |
| Vallecitos     | Prot BWR       | 24   | 1957 | 6  | 1963 |
| Yankee NPS*    | PWR            | 167  | 1960 | 31 | 1991 |
| Zion 1-2 *     | PWR            | 1040 | 1973 | 25 | 1998 |
| Sturgis FNPP   | PWR            | 10   | 1967 | 9  | 1976 |

核能電廠運轉壽命結束後，拆除所產生的除役放射性廢棄物包括用過核子燃料（高放射性）、反應器槽及其內部組件、生物屏蔽、廠房內受污染管路、混凝土結構物、拆廠除污作業所產生之受污染衣物、工具及廢棄的零組件、設備、樹脂、其它類型廢棄物等，其中低放射性廢棄物數量約佔總拆廠放射性廢棄物 95% 以上。根據美國 NRC 10 CFR 61.56 低放射性廢棄物分類方式，PWR 及 BWR 電廠若採取立即拆除之除役方式，其各種中子活化廢棄物之分類，大部份的中子活化廢棄物均可歸類為 A 或 B 類。對於 PWR 電廠而言，如圖一所示，頂部爐心格板及底部支柱由於含有高濃度的 Ni-63 及 Nb-94 而歸類為 C 類。底部爐心筒，熱屏蔽，底部格板，及爐心側板所含的 Ni-59，Ni-63，及 Nb-94 之濃度超出 C 類之限值而被歸類為超 C 類。對於 BWR 電廠而言，如圖二所示，其控制棒及爐內儀器、噴射泵、以及頂部燃料導架所含的 Ni-63 及 Nb-94 之活性在 C 類範圍內而被歸類為 C 類。爐心側板 (core shroud) 及頂部燃料導架 (top fuel guide)，如圖一所示，所含的 Ni-59、Ni-63、及 Nb-94 之活性則超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類。由於這些核種之半衰期很長，即使封存 100 年後再進行拆廠，其所含的活性仍不可能顯著衰減，仍可能維持在超 C 類或 C 類之狀態。我國在貯存上，A、B、C、超 C

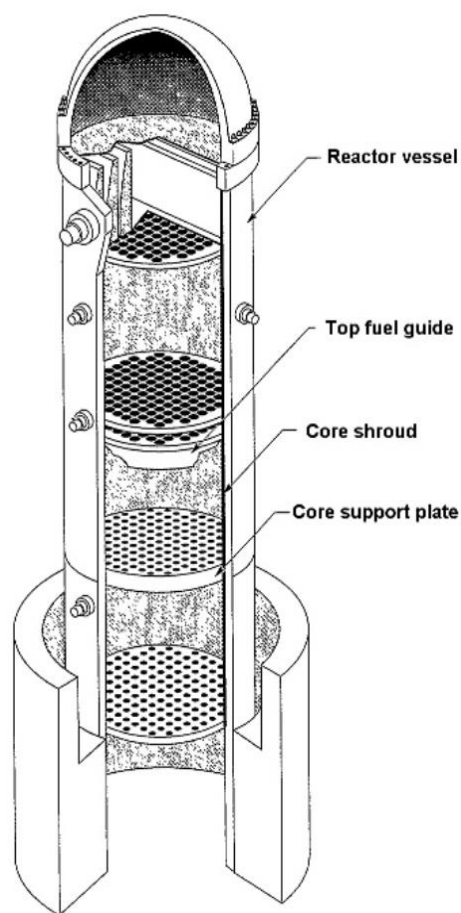


類廢棄物可一起存放於貯存設施，但因超 C 類廢棄物含有長半化期核種，故不能與 A、B、C 三類合併最終處置。

台灣第一座核電廠要除役的是核一廠，其為 GE 沸水式 BWR-4 反應器 Mark-1 阻圍體。根據國外拆廠經驗，BWR 除役期間，所產生的大量低放射性廢棄物可分為中子活化廢棄物、污染性廢棄物及其它放射性廢棄物等。本計畫主要是針對超 C 類低放射性廢棄物包裝容器、貯存及運送之審查技術研究。



圖一、壓水式核反應器主要構造圖



圖二、沸水式核反應器主要構造

## 第二章、各國超 C 類低放射性廢棄物中的來源與數量

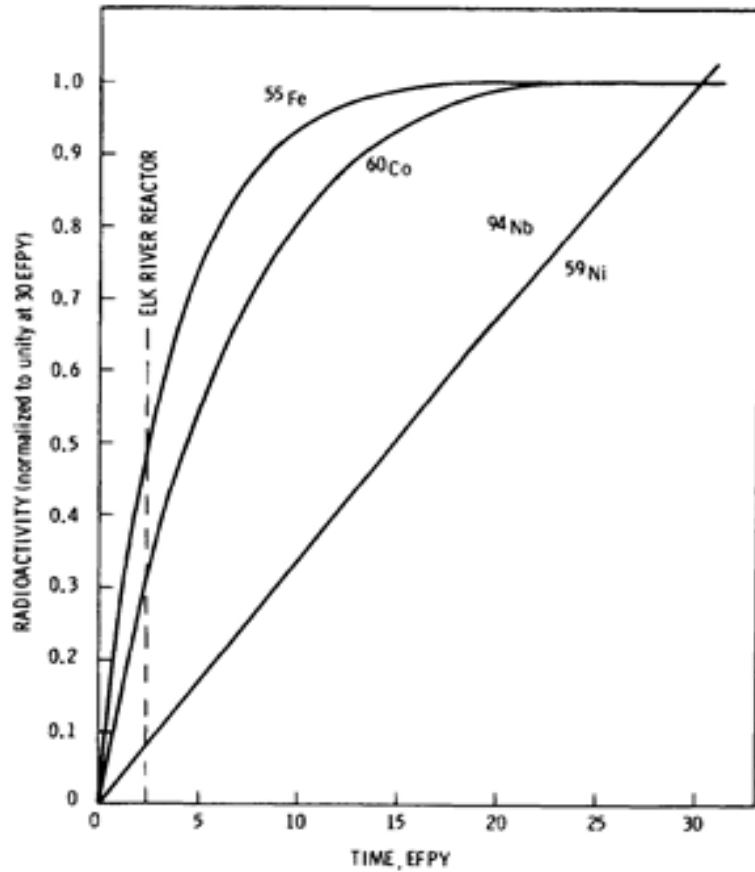
### 2-1 美國經驗

在金屬中子活化方面，美國最早從 1970's 開始就對核電廠 GTCC LLW 之產生量做調查、估算、以及預測，其中 NRC 與 DOE 及其相關之國家實驗室及研究單位發表多篇報告。最早之報告見於 NUREG/CR—130 (PWR) [1] 及 NUREG/CR-0672 (BWR) [2]，其中對於 BWR 所作之研究乃假設一參考電廠，WNP-2, 1155-MWe GE 反應器，使用電腦模擬反應器運轉 30 年，爐心側板 (core shroud) 之中子活化產生之放射線物質，其中半衰期較短之 Fe-55 與 Co-60 在運轉 23 年後達到平衡值，而半衰期較長之 Ni-59 及 Nb-94 幾乎與運轉時間成線性增加，如圖三所示，其數值如表五所示。稍後之報告 NUREG/CR- 6174 [3] 更將此參考電廠之 LLW 之體積做出一簡單之整理：

Class A: 514,723 ft<sup>3</sup>, 14,575.3 m<sup>3</sup> (96.37%)

Class B/C: 19,152 ft<sup>3</sup>, 542.3 m<sup>3</sup> (3.59%)

GTCC: 244 ft<sup>3</sup>, 6.9 m<sup>3</sup> (0.05%)



圖三、電腦模擬反應器運轉30年爐心側板 (core shroud) 之中子活化產生之放射線物質

表五、預測BWR主要元件之體積與其放射性物質

| Component (quantity)           | Estimated Activated Volume (m <sup>3</sup> ) | Radioactivity per Component (Ci) | Estimated Total Radioactivity (Ci)   |
|--------------------------------|--|----------------------------------|--------------------------------------|
| Core Shroud (1)                | 3.75   | $6.30 \times 10^6$               | $6.30 \times 10^6$                   |
| Jet Pump Assembly (10)         | 0.076  | $2.00 \times 10^3$               | $2.00 \times 10^4$                   |
| Reactor Vessel (1)             |  |                                  |                                      |
| Cladding                       | 0.428  | $4.58 \times 10^2$               | $2.16 \times 10^3$                   |
| Shell Wall                     | 15.26  | $1.70 \times 10^3$               |                                      |
| Sacrificial Shield (1)         |  |                                  |                                      |
| Inner Shell                    | 2.19   | $1.03 \times 10^2$               | $1.66 \times 10^2$                   |
| Reinforced Concrete Region     | 73.30  | $3.47 \times 10^0$               |                                      |
| Outer Shell                    | 6.22   | $5.39 \times 10^1$               |                                      |
| Steam Separator Assembly (1)   |  |                                  |                                      |
| Shroud Head Plate              | 0.841  | $8.65 \times 10^3$               | $9.60 \times 10^3$                   |
| Steam Separator Risers         | 0.376  | $9.52 \times 10^2$               |                                      |
| Top Fuel Guide (1)             | 0.310  | $3.01 \times 10^4$               | $3.01 \times 10^4$                   |
| Orificed Fuel Support (193)    | 0.0036                                       | $3.63 \times 10^2$               | $7.01 \times 10^2$                   |
| Core Support Plate (1)         | 2.54   | $6.50 \times 10^2$               | $6.50 \times 10^2$                   |
| Incore Instrument Strings (55) | 0.00026                                      | $1.99 \times 10^2$               | $1.10 \times 10^4$                   |
| Control Rod (185)              | 0.0019                                       | $9.61 \times 10^2$               | $1.78 \times 10^5$                   |
| Control Rod Guide Tube (185)   | 0.0024                                       | $5.12 \times 10^{-1}$            | $9.47 \times 10^1$                   |
| <b>Total</b>                   |  |                                  | <b><math>6.55 \times 10^6</math></b> |

Reactor (1175 MWe) 為參考電廠，對於 GTCC LLW 之產生預測示於表六，其中可列為 GTCC LLW 有 lower core barrel, thermal shield, core shroud, lower grid plate 等，NRC 稍後之研究[4] 更將此參考電廠之 LLW 之體積做出一簡單之整理：

Class A: 280,934 ft<sup>3</sup>, 7,955 m<sup>3</sup> (96.47%)

Class B/C: 9,900 ft<sup>3</sup>, 280 m<sup>3</sup> (3.4%)

GTCC: 368 ft<sup>3</sup>, 11 m<sup>3</sup> (0.13%)

表 六、預測 PWR 主要元件之體積與其放射性物質

| Reactor Component                | Burial Volume (m <sup>3</sup> ) | Full-Density Volume (m <sup>3</sup> ) | Total Specific Activity (a) (Ci/m <sup>3</sup> ) | Specific Activity (Ci/m <sup>3</sup> ) |                      |                      |                  |                               |                        |                            | Waste Class |
|----------------------------------|---------------------------------|---------------------------------------|--|--|----------------------|----------------------|------------------|-------------------------------|------------------------|----------------------------|-------------|
|                                  |                                 |                                       |  | Limiting long-Lived Nuclides           |                      |                      |                  | Limiting Short-Lived Nuclides |                        |                            |             |
|                                  |                                 |                                       |  | <sup>14</sup> C                        | <sup>59</sup> Ni     | <sup>94</sup> Nb     | <sup>99</sup> Tc | <sup>60</sup> Co              | <sup>63</sup> Ni       | Less Than 5-Year Half-Life |             |
| Pressure Vessel Cylindrical Wall | 108                             | 37.0                                  | 518  | -                                      | 1.9x10 <sup>-2</sup> | --                   | --               | 4.4x10 <sup>1</sup>           | 2.2x10 <sup>0</sup>    | 4.7x10 <sup>2</sup>        | A           |
| Vessel Head                      | 57                              | 12.1                                  | 0.8  | -                                      | 2.9x10 <sup>-5</sup> | --                   | --               | 6.8x10 <sup>-2</sup>          | 3.4x10 <sup>-3</sup>   | 7.3x10 <sup>-1</sup>       | A           |
| Vessel Bottom                    | 57                              | 5.3                                   | 1.9  | -                                      | 6.8x10 <sup>-5</sup> | --                   | --               | 1.6x10 <sup>-1</sup>          | 8.2x10 <sup>-3</sup>   | 1.7x10 <sup>0</sup>        | A           |
| Upper Core Support Assembly      | 11                              | 1.5                                   | 6.7  | -                                      | 1.9x10 <sup>-3</sup> | 1.3x10 <sup>-5</sup> | --               | 2.4x10 <sup>0</sup>           | 3.0x10 <sup>-1</sup>   | 4.0x10 <sup>0</sup>        | A           |
| Upper Support Columns            | 11                              | 1.4                                   | 72   | -                                      | 2.0x10 <sup>-2</sup> | 1.4x10 <sup>-4</sup> | --               | 2.6x10 <sup>1</sup>           | 3.2x10 <sup>0</sup>    | 4.2x10 <sup>1</sup>        | A           |
| Upper Core Barrel                | 6                               | 0.4                                   | 2 500  | -                                      | 7.0x10 <sup>-1</sup> | 5.0x10 <sup>-3</sup> | --               | 9.0x10 <sup>2</sup>           | 1.1x10 <sup>2</sup>    | 1.5x10 <sup>3</sup>        | B           |
| Upper Core Grid Plate            | 14                              | 0.6                                   | 40 500   | -                                      | 1.1x10 <sup>1</sup>  | 8.1x10 <sup>-2</sup> | --               | 1.5x10 <sup>4</sup>           | 1.8x10 <sup>3</sup>    | 2.4x10 <sup>4</sup>        | C           |
| Guide Tubes                      | 17                              | 1.9                                   | 53   | -                                      | 1.5x10 <sup>-2</sup> | 1.1x10 <sup>-4</sup> | --               | 1.9x10 <sup>1</sup>           | 2.4x10 <sup>0</sup>    | 3.1x10 <sup>1</sup>        | A           |
| Lower Core Barrel                | 91                              | 5.4                                   | 121 000  | -                                      | 3.4x10 <sup>1</sup>  | 2.4x10 <sup>-1</sup> | --               | 4.4x10 <sup>4</sup>           | 5.4x10 <sup>3</sup>    | 7.1x10 <sup>4</sup>        | (b,c)       |
| Thermal Shields                  | 17                              | 1.3                                   | 112 000  | -                                      | 3.1x10 <sup>1</sup>  | 2.2x10 <sup>-1</sup> | --               | 4.0x10 <sup>4</sup>           | 5.0x10 <sup>3</sup>    | 6.6x10 <sup>4</sup>        | (b,c)       |
| Core Shroud                      | 11                              | 1.6                                   | 2 145 000  | -                                      | 6.0x10 <sup>2</sup>  | 4.3x10 <sup>0</sup>  | --               | 7.7x10 <sup>5</sup>           | 9.7x10 <sup>4</sup>    | 1.3x10 <sup>6</sup>        | (b)         |
| Lower Grid Plate                 | 14                              | 0.5                                   | 1 107 000  | -                                      | 3.1x10 <sup>2</sup>  | 2.2x10 <sup>0</sup>  | --               | 4.0x10 <sup>5</sup>           | 5.0x10 <sup>4</sup>    | 6.5x10 <sup>5</sup>        | (b)         |
| Lower Support Columns            | 3                               | 0.4                                   | 25 000   | -                                      | 7.0x10 <sup>0</sup>  | 5.0x10 <sup>-2</sup> | --               | 9.0x10 <sup>3</sup>           | 1.1x10 <sup>3</sup>    | 1.5x10 <sup>4</sup>        | C           |
| Lower Core Forging               | 31                              | 4.7                                   | 532  | -                                      | 1.5x10 <sup>-1</sup> | 1.1x10 <sup>-3</sup> | --               | 1.9x10 <sup>2</sup>           | 2.4x10 <sup>1</sup>    | 3.1x10 <sup>2</sup>        | B           |
| Miscellaneous Internals          | 23                              | 4.6                                   | 435  | -                                      | 1.2x10 <sup>-1</sup> | 8.7x10 <sup>-4</sup> | --               | 1.6x10 <sup>2</sup>           | 2.0x10 <sup>1</sup>    | 2.6x10 <sup>2</sup>        | B           |
| Bio-Shield Concrete              | 707                             | 707.0                                 | 3  | -                                      | 1.0x10 <sup>-4</sup> | --                   | --               | 5.7x10 <sup>-2</sup>          | 1.2 x 10 <sup>-2</sup> | 2.9x10 <sup>0</sup>        | A           |
| Reactor Cavity Liner             | 14                              | 2.0                                   | 5  | -                                      | 1.8x10 <sup>-4</sup> | --                   | --               | 4.2x10 <sup>-1</sup>          | 2.2x10 <sup>-2</sup>   | 4.6x10 <sup>0</sup>        | A           |

(a) From Table 5.1.  
(b) Waste exceeds Class C limits because of high concentrations of <sup>59</sup>Ni, <sup>63</sup>Ni, and <sup>94</sup>Nb.  
(c) By placing this waste in a container with other waste of low specific activity it might be possible to dispose of the container under Class C restrictions.

美國 EPRI 做過類似之研究[5]，此研究雖以 SAFSTOR 為對象，但其電廠開始除役時情況與 DECON 類似，在其三個參考電廠中，其中 660 MWe BWR 可茲參考，反應器內部元件重量示於表七，運轉 40 年後 (90 % Capacity factor) 封存後一年之活性示於表八。此報告中不將爐心側板視為 GTCC，原因可能是此研究為 SAFSTOR 將電廠封存至 60 年，故以半衰期較短之 Co-60 而言其放射線強度已降至停機時之  $10^{-5}$  左右，故不列入 GTCC，但亦建議頂部燃料導架 (GTCC) 未來與爐心側板一起處理，降低平均放射線 (concentration averaged) 強度。

表 七、660 MWe BWR 參考電廠反應器元件重量

| Component                       | Mass (kg) |
|---------------------------------|-----------|
| Steam separator                 | 15,436    |
| Core shroud                     | 37,694    |
| Top fuel guide                  | 5,429     |
| Jet pumps                       | 5,683     |
| Core support plate              | 9,298     |
| Orifice fuel supports           | 5,366     |
| Control rod guides              | 9,549     |
| Activated RPV wall-cladding     | 161,210   |
| Sacrificial shield (steel only) | 77,364    |
| Total                           | 327,029   |

美國 NRC 對於 GTCC LLW 之數量最近之估算見於 NUREG/CR-1640 [6] 報告中，對當時之運轉反應器做一估算，一個 PWR 包含 ~ 36,000 ton 含鐵金屬，~ 700 ton 銅，~ 20 ton 鋁，以及 ~180,000 ton 混凝土，其中主要會被中子活化的是 18% 之含鐵金屬。BWR 一般含有更多之中子活化物質，其含鐵金屬約 35% 會被活化產生放射線物質。為了更精確預測反應器功率與其可能被中子活化物質之存量之間關係，使用了一個同時適用於 PWR 與 BWR 的“縮放方法”(scaling method) 以估算反應器物質存量，在已知參考電廠之功率與某物質之存量，則其他電廠之某物質之存量為：

$$M = M_r \left( \frac{P}{P_r} \right)^{2/3}$$

其中 M 為質量, P 為功率 (MWe), r 代表參考電廠。縮放因子 (scaling factor) 即為  $(P/P_r)^{2/3}$ 。表八為 1000 MWe BWR 參考電廠反應器主要元件之活性, 表九為其可能遭受中子活化之質量, 其中含鐵金屬中有約三分之一是混凝土中之鋼筋, 故產生 GTCC LLW 之質量應低於此估計。同樣為 1000 MWe PWR 參考電廠之可能遭受中子活化之質量示於表十。綜合以上研究, NRC 提出一簡單之預測 GTCC LLW 之方法, 以電廠之功率(每 MWe)乘上一個因子如表十一所示。

表 八、BWR 參考電廠反應器封存後一年之活性

| Component Name                    | Total Activity (Ci) | Co-60 Activity (Ci) | 10 CFR Part 61 Classification Status |
|-----------------------------------|---------------------|---------------------|--------------------------------------|
| <b>Vessel Internals</b>           |                     |                     |                                      |
| Shroud Assembly                   | 2.67E+05            | 1.11E+05            | C                                    |
| Top Guide Assembly                | 1.19E+05            | 4.72E+04            | GTCC                                 |
| Jet Pumps                         | 1.38E+04            | 5.12E+03            | C                                    |
| Shroud Head & Separator Assembly* | 4.32E+03            | 1.53E+03            | B                                    |
| Fuel Support Castings             | 2.51E+03            | 1.39E+03            | B                                    |
| Core Support Grid                 | 1.05E+03            | 5.80E+02            | B                                    |
| Control Rod Guide Tubes           | 2.28E+02            | 1.27E+02            | A                                    |
| Incore Guide Tubes                | 4.83E+00            | 2.68E+00            | A                                    |
| Steam Dryer Assembly              | <1                  | <1                  | A                                    |
| Control Rod Drive Housings        | <1                  | <1                  | A                                    |
| <b>Vessel Internals Subtotals</b> | <b>4.08E+05</b>     | <b>1.67E+05</b>     |                                      |
| <b>Reactor Vessel Assembly</b>    |                     |                     |                                      |
| Vessel Cladding**                 | 5.17E+01            | 2.22E+01            | A                                    |
| Reactor Vessel Wall**             | 2.11E+02            | 1.76E+01            | A                                    |
| <b>Reactor Vessel Subtotals</b>   | <b>2.63E+02</b>     | <b>3.98E+01</b>     |                                      |
| <b>Grand Total</b>                | <b>4.09E+05</b>     | <b>1.67E+05</b>     |                                      |

\* Includes appropriate portions of core spray sparger, sparger piping, and miscellaneous vertical piping.

\*\* Does not include closure head weight.

表 九、BWR 參考電廠可能遭受中子活化之質量

| Category                 | Material mass (t)     |                |             |            |
|--------------------------|-----------------------|----------------|-------------|------------|
|                          | Concrete <sup>a</sup> | Ferrous metals | Aluminum    | Copper     |
| Activated                | 176                   | 327            | N/A         | N/A        |
| Surificially radioactive | 123                   | 8,668          | 58          | N/A        |
| Suspect                  | 0                     | 3,025          | N/A         | 52         |
| Potentially cleared      | 281,000               | 19,374         | 2           | 62         |
| Clean                    | 73,700                | 2,677          | 10.7        | 580        |
| <b>Total</b>             | <b>355,000</b>        | <b>34,071</b>  | <b>70.7</b> | <b>694</b> |

N/A - not available

<sup>a</sup> Based on concrete density of 2.4 g/cm<sup>3</sup>

表 十、PWR 參考電廠可能遭受中子活化之質量

| Category                 | Concrete | Ferrous metals | Aluminum | Copper |
|--------------------------|----------|----------------|----------|--------|
| Activated                | —        | 306            | —        | —      |
| Surificially radioactive | 284      | 3,672          | —        | —      |
| Suspect                  | —        | 2,525          | 5.4      | 52     |
| Potentially cleared      | 142,503  | 23,255         | 2        | 62     |
| Clean                    | 36,894   | 6,311          | 10.7     | 580    |
| Total                    | 179,681  | 36,069         | 18.1     | 694    |

表 十一、GTCC LLW 之體積與活性之估計因子

| Reactor Type | GTCC LLW Waste Volume Estimating Factor (m <sup>3</sup> /MW(e)) | GTCC LLW Activity Estimating Factor (Ci/MW(e)) |
|--------------|---|--|
| BWR          | 5.93 x 10 <sup>-3</sup>   | 5.45 x 10 <sup>+3</sup>                        |
| PWR          | 9.36 x 10 <sup>-3</sup>   | 4.07 x 10 <sup>+3</sup>                        |

美國 DOE 在其較新之報告[8]中使用縮放因子，簡列於下：

PWR: 9.40 x 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/MWe

BWR: 6.03 x 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/MWe

用縮放因子估計美國現存(2008)與預計之 GTCC LLW 之體積示於表十二，估計之放射線強度示於表十三，其較新之估算[9]示於表十四。

表 十二、用縮放因子估計美國現存與預計之 GTCC LLW 體積

| Category                  | Number of Reactors | GTCC LLW Packaged Volume (m <sup>3</sup> ) |
|---------------------------|--------------------|--|
| Stored (BWRs)             | 7                  | 7.07                                       |
| Stored (PWRs)             | 9                  | 51.46                                      |
| <b>Subtotal Stored</b>    | <b>16</b>          | <b>58.53</b>                               |
| Projected (BWRs)          | 35                 | 201.60                                     |
| Projected (PWRs)          | 69                 | 621.78 <sup>b</sup>                        |
| <b>Subtotal Projected</b> | <b>104</b>         | <b>823.38<sup>b</sup></b>                  |
| <b>Total</b>              | <b>120</b>         | <b>881.91<sup>b</sup></b>                  |

<sup>a</sup>From Schelling et al. (2007a) (Appendix H); <sup>b</sup>U.S. DOE (2007a) indicates a total volume of 871m<sup>3</sup>. Detailed analyses presented in Schelling et al. (2007) (Appendix H) that support this report uncovered an additional twenty-three cubic meters in the projected category for this waste.

EPRI [10] 對現行已經除役之電廠之 LLW 之體積做一比較，示於表十五。

表 十三、用縮放因子估計美國現存與預計之 GTCC LLW 放射性量

| Waste Type                                | In Storage               |                             | Projected                |                | Total Stored and Projected |                |
|---|--------------------------|-----------------------------|--------------------------|----------------|----------------------------|----------------|
|   | Volume (m <sup>3</sup> ) | Activity (MCi) <sup>b</sup> | Volume (m <sup>3</sup> ) | Activity (MCi) | Volume (m <sup>3</sup> )   | Activity (MCi) |
| <b>Group 1</b>                            |                          |                             |                          |                |                            |                |
| <b>GTCC LLRW</b>                          |                          |                             |                          |                |                            |                |
| Activated metals (BWRs) <sup>c</sup> - RH | 7.1                      | 0.22                        | 200                      | 30             | 210                        | 31             |
| Activated metals (PWRs) - RH              | 51                       | 1.1                         | 620                      | 76             | 670                        | 77             |
| Sealed sources (Small) <sup>d</sup> - CH  | — <sup>e,f</sup>         | —                           | 1,800                    | 0.28           | 1,800                      | 0.28           |
| Sealed sources (Cs-137 irradiators) - CH  | —                        | —                           | 1,000                    | 1.7            | 1,000                      | 1.7            |
| Other Waste <sup>g</sup> - CH             | 42                       | 0.000011                    | —                        | —              | 42                         | 0.000011       |
| Other Waste - RH                          | 33                       | 0.0042                      | 1.0                      | 0.00013        | 34                         | 0.0043         |
| <b>Total</b>                              | <b>130</b>               | <b>1.4</b>                  | <b>3,700</b>             | <b>110</b>     | <b>3,800</b>               | <b>110</b>     |
| <b>GTCC-like waste</b>                    |                          |                             |                          |                |                            |                |
| Activated metals - RH                     | 6.2                      | 0.23                        | 6.6                      | 0.0049         | 13                         | 0.24           |
| Sealed sources (Small) - CH               | 0.21                     | 0.0000060                   | 0.62                     | 0.000071       | 0.83                       | 0.000077       |
| Other Waste - CH                          | 430                      | 0.016                       | 310                      | 0.0062         | 740                        | 0.022          |
| Other Waste - RH                          | 520                      | 0.096                       | 200                      | 0.17           | 720                        | 0.26           |
| <b>Total</b>                              | <b>960</b>               | <b>0.34</b>                 | <b>510</b>               | <b>0.18</b>    | <b>1,500</b>               | <b>0.52</b>    |
| <b>Total Group 1</b>                      | <b>1,100</b>             | <b>1.7</b>                  | <b>4,200</b>             | <b>110</b>     | <b>5,300</b>               | <b>110</b>     |

表 十四、用縮放因子估計美國預計與現存之 GTCC LLW 放射性量

| Category                  | # Reactors | Activity at Shutdown (Ci) | Activity at Time of Availability (Ci) |
|---------------------------|------------|---------------------------|---------------------------------------|
| Stored (BWRs)             | 7          | 7.01E+06                  | 2.19E+05                              |
| Stored (PWRs)             | 9          | 2.00E+07                  | 1.15E+06                              |
| <b>Subtotal Stored</b>    | <b>16</b>  | <b>2.70E+07</b>           | <b>1.37E+06 (3.5MCi)<sup>b</sup></b>  |
| Projected (BWRs)          | 35         | 2.00E+08                  | 3.07E+07                              |
| Projected (PWRs)          | 69         | 2.42E+08                  | 7.68E+07                              |
| <b>Subtotal Projected</b> | <b>104</b> | <b>4.42E+08</b>           | <b>1.08E+08 (110 MCi)<sup>c</sup></b> |
| <b>Total</b>              | <b>120</b> | <b>4.69E+08</b>           | <b>1.08E+08 (110 MCi)</b>             |

<sup>a</sup>From Schelling et al. (2007) (Appendix H). Activity in this table is a subtotal of eight tracked radionuclides which gives a reasonable estimate of the total activity after six years of cooling; <sup>b</sup>Activity at availability in this report is the activity at 2019. U.S. DOE (2007a) Table ES.1 reports a total stored value of 3.5 MCi which is the value at 2007; <sup>c</sup>U.S. DOE (2007a) reports 110 MCi which is the rounded value for projected activity at the time of availability.



表 十五、EPRI 統計美國除役電廠之 LLW 體積

| Waste Type                        | Plant Name   |  |   |   | Trojan ft <sup>3</sup><br>(m <sup>3</sup> ) |
|-----------------------------------|--|--|---|---|---|
|                                   | Connecticut<br>Yankee<br>ft <sup>3</sup> (m <sup>3</sup> ) | Maine<br>Yankee<br>ft <sup>3</sup> (m <sup>3</sup> ) | Rancho<br>Seco<br>ft <sup>3</sup> (m <sup>3</sup> ) | San Onofre<br>Unit 1<br>ft <sup>3</sup> (m <sup>3</sup> ) |   |
| Class A                           | 3,754,572<br>(106,318)                                     | 3,224,000<br>(91,290)                                | 608,713<br>(17,237)                                 | 1,680,558<br>(47,588)                                     | Not<br>Available                            |
| Class B & C                       | 10,354<br>(293)  | 20,000<br>(600)                                      | 3,284 (93)  | 1,050 (30)  | Not<br>Available                            |
| Greater<br>Than Class<br>C (GTCC) | Not<br>Available   | Not<br>Available                                     | 378 (11)  | 96 (3)  | Not<br>Available                            |
| Total                             | 3,764,926<br>(106,611)                                     | 3,244,000<br>(91,860)                                | 612,375<br>(17,341)                                 | 1,681,704<br>(47,621)                                     | 275,000<br>(7,790)                          |

以下對美國七個核電廠除役所產生 GTCC 之來源與數量作一說明

### (1) Maine Yankee 電廠

Maine Yankee 核電廠佔地 820 英畝坐落在 Maine Wiscasset，為一個機組三迴路壓水反應器，額定熱功率為 2700MWt 和電功率為 860MWe。此案例為 Maine Yankee 除役計畫成功經驗，2005 年初 Maine Yankee 核電廠已完成大部分必需的除污和整治工作，2005 年 10 月結束全部除役計畫，為了將來的除役計畫能夠獲取必要的經驗，在除役的最後階段，EPRI 綜合整理了核電廠除役的經驗，提供經驗及借鏡給未來將除役的核電廠。用水刀與機械切割執行核電廠壓力容器內部組件的拆解，估計重量是 363,000 磅，用壓力容器運送佔 70%，用運送箱運送佔 20%，10% 之 GTCC 貯存在 ISFSI。活性估計 1.964 million Curies (7.267E16 Bq)，壓力容器運送佔 2%，用運送箱運送佔 15%，83% 之 GTCC 貯存在 ISFSI，見表十六。

配合 GTCC 包裝及儲存的需要，Maine Yankee 早期的除役規劃包括建造一個 ISFSI(在核電廠除役之前並不存在的)。事實上，儲存在 ISFSI 的第一批密封罐(canister) 所裝的就是由反應器內部組件切割出來的 GTCC 物料。反應器內部為獨特的爐心側板(擋板)設計，主要是由八大塊不銹鋼鑄件所構成的銲接結構。此種鑄造設計的爐心側板，比起其他電廠(擋板使用螺栓者)需要切除更多的 GTCC，或是使用更特殊的 GTCC 容器來包裝大型切割件。於參考 Yankee Rowe 的部分經驗，選擇了後者，將爐心側板切成大尺寸的切割件裝入容器內。GTCC 廢料在送入 ISFSI 進行長期儲存時，需要使用 4 個密封罐。若

未來 PWR 側板/擋板採用整體銲接設計時，將面對同樣的議題。

爐心側板及爐心支撐板的切割相對較大塊，放入四個專為 ISFSI 處置場設計的特殊容器中。到目前為止，在所有執行爐內組件切割專案的電廠中，Maine Yankee 內部組件的 Curie 含量是最高的。原因是電廠停機後不久即決定進入全面拆除，預估反應器內部組件所產生的活度為 1,964,000Ci (7.2668E16Bq)。

GTCC 材料裝入四個特殊容器存入 ISFSI 中，GTCC 材料裝入容器的工作並不是爐內組件切割專案的一部分，而是燃料乾式貯存計畫的一部分。當四個 GTCC 罐存入 ISFSI 後，該計畫隨後有 60 罐的燃料包裝進行乾式貯存。

使用大於燃料組件尺寸的密封罐來包裝 GTCC，可最小化 GTCC 的切削量。但這一策略可能由於缺少接收 GTCC 的 ISFSI 設施而遭到挑戰，因為 GTCC 組件是電廠中最具有放射性的組件。

由 Yankee Rowe 除役過程中學習到要保持維持水質持續透明，切割方法是內部切成較大的部分，為了儘量減少交叉污染，切割是首先執行活度成分較少的元件，之後進展到切割最高活度的材料。2002 年 8 月反應器壓力容器，包含低活性爐內組件切割件由圍阻體移出，準備透過駁船運往 Barnwell 處置場址，由於 Savannah 河水位太低，直到 2003 年 5 月反應器壓力容器仍在 Maine Yankee 場址中，6 月已至 Barnwell。

表 十六、估計 Maine Yankee RPV 切割後之重量與放射性劑量

|          | Shipped in RPV | Shipped in Casks (3-55s) | Stored in ISFSI | Total          |
|----------|----------------|--------------------------|-----------------|----------------|
| Weight   | 70%            | 20%                      | 10%             | 363,000 (lbs)  |
| Activity | 2%             | 15%                      | 83%             | 1,964,000 (Ci) |

## (2) Shoreham 電廠

Shoreham 是美國第一座進行除役工作的大型商業核電廠，當其除役計畫實施時，美國核管會(NRC)正在發展除役相關法規，以監督商業核設施的除役，因此 Shoreham 剛好可做為 NRC 發展新政策及新法規的實驗平台 Shoreham 是一座 848 MWe 的 BWR 電廠，由 Long Island Lighting Company 所建造，在 1985 年至 1987 年短暫的運轉測試，後來因為緊急應變及疏散的議題，依據紐約州政府的協議而停機。

整體的輻射物質預估有 602Ci，其中並不包含核燃料、控制棒葉片、及其他已移除的反應器組件等項目。除役計畫之總劑量約 3.2 person-rem，而反應器容器及其內部組件切割約 0.6person-rem。Shoreham 電廠的只有輕微的輻射，因本電廠只營運 2 年固並無 GTCC 量之概估。

### **(3) Big Rock Point 電廠**

Big Rock Point 電廠是 67MWe 的 BWR，於 1965 至 1997 年間 Consumers Energy 公司負責運轉。該電廠由於規模較小及設計因素，因此反應器及其內部組件的活性較低，在停機後預估約為 6,805Ci(2.5E13Bq)。低活性的原因之一是此類沸水反應器很少使用或不使用不銹鋼，是美國第一座進行除役工作的大型商業核電廠，當其除役計畫實施時，美國核管會(NRC)正在發展除役相關法規，以監督商業核設施的除役。其中屬於 GTCC 者的組件，則暫存在燃料池中，準備日後放入乾式燃料貯存罐，並存入獨立用過燃料儲存裝置 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)。目前 GTCC 材料切割後，放於一個類似乾式貯存燃料罐貯存。

### **(4) Yankee Rowe 電廠**

Yankee Rowe 電廠的擁有者和經營者是 Yankee Atomic Electric Company，領有深水池 3 型 (Deep Pool Reactor-3, DPR-3) 的運轉執照，於 1957~1960 年建造，1960 年開始運轉，為西屋公司設計的 4 迴路 PWR 電廠，最終輸出為 185 MWe。反應器內部使用了許多不銹鋼扣件，這些扣件的用途是將各種組件結合在一起，但除了 Yankee Rowe 電廠的爐心擋板 (core baffle) 為焊接結構外，其他幾座稍晚的西屋電廠如 Connecticut Yankee 和 San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS) 1 號機，擋板結構的設計則是使用螺栓加以結合。

Yankee Rowe 有關反應器內部屬於超 C 類 (GTCC) 的部分及爐心擋板，則予以包裝後存放於用過燃料池內，準備日後再進行處置。專案決定將 GTCC 組件予以切除並儲存於容器中，容器的尺寸與用過燃料組件相類似，此類容器的搬運及處置與用過燃料相同。這種方法的缺點是為了裝入這些燃料組件尺寸 (fuel assembly sized, FAS) 的容器，GTCC 材料需要進行較細緻的切割，切割後放於一個類似乾式貯存燃料罐中貯存。

### **(5) Connecticut Yankee 電廠**

Connecticut Yankee (CY) Haddam Neck 電廠為 New England 電業集團所擁有，供電範圍遍佈於緬因州、新罕布什爾州、佛蒙特州、麻塞諸塞州、康乃迪克州和羅德島。Connecticut Yankee 為單一機組，位於康乃迪克州的 Haddam，佔地 525 畝，為四迴路壓水反應器，額定功率為 1,825MWt 及 619MWe。電廠的組成包括：西屋壓水式反應器 (PWR) 的核能蒸汽供應系統 (NSSS)、CY 決定配合 FAS (fuel assembly sized) 密封罐進行 GTCC 材料切割，FAS 密封罐的尺寸類似燃料組件，然後將這些切下來的部分放入 FAS 密封罐中。接著將 FAS 密封罐放入一個運送罐 (可容納 26 個 FAS 密封罐)，共有三個類似乾式貯存燃料罐中貯存後，再送入混凝土貯存罐，這些運送罐與 ISFSI 設施中的燃料貯存罐具有相同尺寸，目前 GTCC 材料是無法運往任何一個正在運作的處置場，一般相信，未來美國能源部 (DOE) 的燃料儲存庫將是存放 GTCC 廢料的最終地點。

在 2001 年的年底，專案的切割部分已完成，FAS 罐也送到燃料廠房的燃料池中。但由於專案執行過程中的許多問題，產生相當多的爐穴清理工作，需要在後續除役行動中加以考慮。封罐放入一個儲存容器後，再放入 ISFSI 的垂直混凝土護箱 (VCCs) 中。儲存 GTCC 廢料與用過燃料的不同處，是 GTCC 不需要散熱，只需考慮儲存容器的外部尺寸是否適用於 VCCs，因此可使用內部中空的儲存容器，類似 Maine Yankee 電廠的做法。這種做法切割策略盡是可能得減少切割量，避免耗費太多的切割時間及產生過多的二次廢料。CY 選擇只切割 GTCC 材料，將它們放入尺寸較小的 FAS (類似於燃料組件大小) 密封罐。將二十六個 FAS 是允許 GTCC 材料切成較大的切割件放入儲存容器中。使用這種方法的切割次數較少，產生的切割碎片也較少，使得成本降低，而此切割策略也降低了物料搬運問題。

#### **(6) San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 電廠**

San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 (SONGS 1) 是一座 410MWe PWR (西屋公司) 電廠，南加州愛迪生公司 (Southern California Edison Company) 擁有 (80%) 及負責營運，其餘的 20% 為 San Diego Gas & Electric Company (SDG&E) 公司所擁有。該電廠 1968 年開始商業運轉，於 1992 年 11 月永久關閉。除役工作在 1999 年展開，於 2001 年 2 月開始進場準備切割反應器壓力槽的內部組件，實際的切割動作則是在 2001 年較晚時開始

配合 GTCC 包裝及儲存 GTCC 組件包括擋板組件、較低的 (下半

部)爐心支撐板，和位於活性爐心區域的爐心支撐桶(core support barrel)(長度約 2 米)。這些 GTCC 組件的活度約有 331,000 curies (3.31E16Bq)，約佔整體活度的 88%。其中擋板(baffle plates)的活度大約 195,000 curies (1.95E16Bq)，佔去全部 GTCC 活度的 59%。構成 GTCC 廢料的活化金屬約有 31,400 磅(14,255 公斤)。值得注意的是，那些被高度活化的儀表套管之末端也屬於 GTCC 材料，需要儲存於電廠的 ISFSI。但是這些套管末端的重量、體積和活度，相較於切割專案中的 GTCC 組件，是可以忽略不計的。根據它們的活度，移除超 C 類(GTCC)廢料並放入特定的廢料貯存容器，這些 GTCC 廢料放在儲存用過燃料的建築物內，隨後再轉送到 ISFSI，準備以後隨廢燃料一起存入經過核准的 DOE 處置設施，根據它們的活度，移除超 C 類(GTCC)廢料並放入特定的廢料貯存容器，這些 GTCC 廢料放在儲存用過燃料的建築物內，隨後再轉送到 ISFSI，準備以後隨廢燃料一起存入經過核准的 DOE 處置設施。

### **(7) Rancho Seco 電廠**

Rancho Seco 電廠擁有者和經營者是 Sacramento Municipal Utility District (SMUD)，是一座由 Babcock and Wilcox (B&W)所設計的 913MWe 2 迴路 PWR。於 1975 年開始商業運轉，在 1989 年 6 月經由公民投票決定停止運轉，隨即進入 SAFSTOR 狀態，並以累積的除役基金來支援電廠拆除。與其他的電廠相比較，Rancho Seco 電廠的供電運轉時間是相當有限的，因此反應器內部組件活性只佔輻射總活性的一小部分，也因此允許討論更靈活地內部組件切割程序。但是，所有工作仍打算在水下完成。

SMUD 將內部組件切割產生的 B 及 C 級廢料，裝入有特殊內襯為運送而設計的 Chem Nuclear 8-120B 運送罐。GTCC 廢料則放入一個特殊容器置於現場的 ISFSI 中。GTCC(特殊容器)罐的功能等同於燃料罐。

其他電廠例如 Trojan 電廠將歸類為 GTCC 者放入反應器壓力容器一起包裝，整個包裝的平均濃度視為 C 類廢料，而允許淺地處置。雖然這方法未必適用於其它電廠，但建議至少應去探究其可能性。三哩島(Three Mile Island)對於 GTCC 廢料有廣泛的處理經驗，其中包含活性非常高的濕廢料(樹脂及過濾器)，隨後進行安定化及儲存。

茲將收集之美國數個已除役電廠之 GTCC 量概估整理如表十七及圖四所示，由表十七中可以發現反應器功率越大或使用年限越久，其

GTCC的量越大。

表 十七、美國數個已除役的電廠與台灣核一廠其 GTCC 量之概估

| 國家 | 電廠名                | 反應器 | 功率 (MWe) | 運轉年限      | GTCC 重量 (噸) |
|----|--------------------|-----|----------|-----------|-------------|
| 美國 | Maine Yankee       | PWR | 560      | 1972-1997 | 44          |
| 美國 | Yankee Rowe        | PWR | 167      | 1960-1996 | 11          |
| 美國 | Connecticut Yankee | PWR | 619      | 1968-1996 | 33          |
| 美國 | Big Rock Point     | BWP | 67       | 1965-1997 | 11          |
| 美國 | Rancho Seco        | PWR | 873      | 1975-1989 | 11          |
| 美國 | Humboldt Bay       | BWP | 63       | 1963-1976 | 11          |
| 美國 | San Onofre         | PWR | 436      | 1968-1992 | 14          |
| 台灣 | 核一廠 機組 1           | BWP | 636      | 1978-2017 | 36          |

(PS:此表由圖四估計每 GTCC 罐約 11 噸)

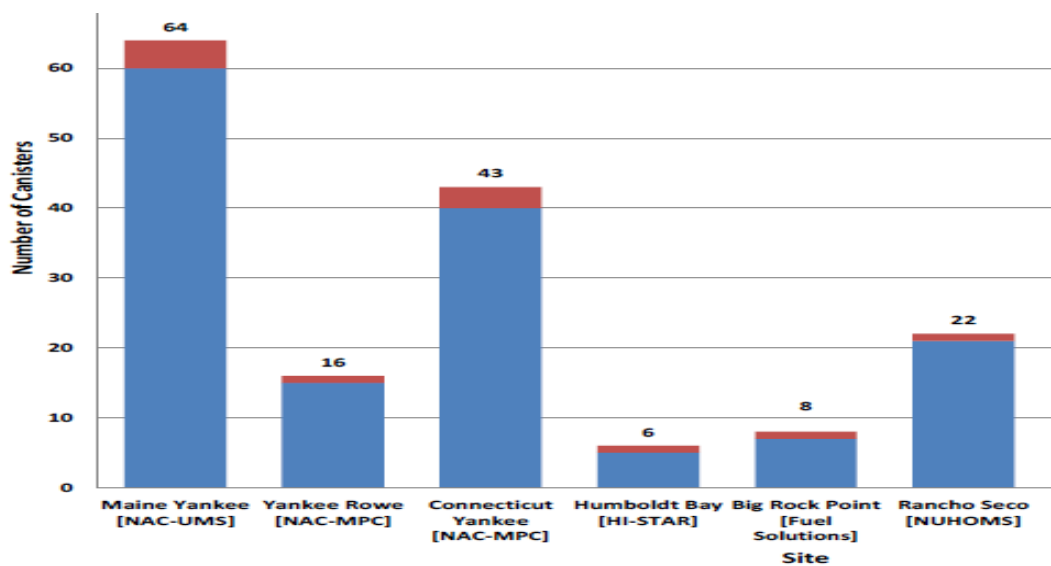


圖 四、六個美國除役廠 GTCC 之桶數

## 2-2 日本經驗

日本核能發電廠的放射性廢棄物依輻射等級分類為高標放射性物質濃度（L1 廢棄物）、低標放射性物質濃度（L2 廢棄物）、偏低標放射性物質濃度（L3 廢棄物）3 種。

高放射性廢棄物(L1):深地層處置場處置法—將廢棄物於地下 50 至 100 公尺深度混凝土處置場處置，並監測 300 年左右。低放射性廢棄物(L2):混凝土坑處置—廢棄物於接近地表的地下混凝土坑結構中處置，並監測 300 年左右。極低放射性廢棄物(L3):溝渠處置—廢棄物置於地面溝渠中，並監測 30 至 50 年。

若與美國比較，日本分類之 L1 類似於 GTCC LLW 如表十八所示。

表 十八、比較美國與日本之放射性廢料分類及處置方法

| 美國       |            |          | 日本                                       |                       |       |
|----------|------------|----------|--|-----------------------|-------|
| 分類       | 廢棄物範例      | 處置方法     | 廢棄物範例                                    | 處理方法                  |       |
| 低階放射性廢棄物 | A          | 雜項固體     | 近地表處置層<br>(溝渠)                           | 混凝土                   | 溝渠處置  |
|          | B          | 離子交換樹脂等  | 近地表處置層<br>(坑洞)                           | 雜固化體或均質固化體            | 坑洞處置  |
|          | C          | 通道盒、控制棒等 | 5M 以上之地下坑道並具備入侵預防措施                      | 通道盒、控制棒、爐內構造物等        | 深度處置  |
|          | GTCC       | 爐心內部結構組件 | 與 SF 一起儲放於廠區內 並於未來一起送至 Yucca Mountain 儲放 | 赫爾端件 (Hull-end piece) | 深地質處置 |
| 高階放射性廢棄物 | 用過核燃料 (SF) |          | 玻璃固化物                                    | 深地質處置                 |       |

(1) 中部電力濱岡(Hamaoka)核能發電廠 1、2 號機(BWR)之案例：除役起訖時間為 2009 年 1 月 30 日~2036 年

濱岡核能發電廠從 1976 年的 1 號機以後，現在已經運轉至 5 號機。1 號機在 1974 年 6 月 20 日達到初臨界，2 號機在 1978 年 3 月 28 日達到臨界，其後，雖於 2005 年 1 月 28 日開始評估是否進行耐震強度提升的工程，但由於 1、2 號機的工程均需耗費相當多的時間與費用，因而判定該工程不符合經濟效益，故於 2009 年 1 月 30 日結束運轉。

核燃料物質的污染除去：在解體工程準備期間，以再循環系統、反應器冷卻淨化系統、餘熱移除系統及反應器爐槽為對象，實施系統除汙。在系統除汙相關的安全確保對策方面，應採取放射性物質的設施內外洩漏與擴散防止對策、曝露降低對策等，除汙方法應有效運用在反應器運轉中的定期檢查，作為曝露降低對策的經驗與實際成果，並應用化學性除汙法或符合需要的機械性除汙法。而 L1(GTCC)放射性廢料產生量約 200 噸，如圖五所示。

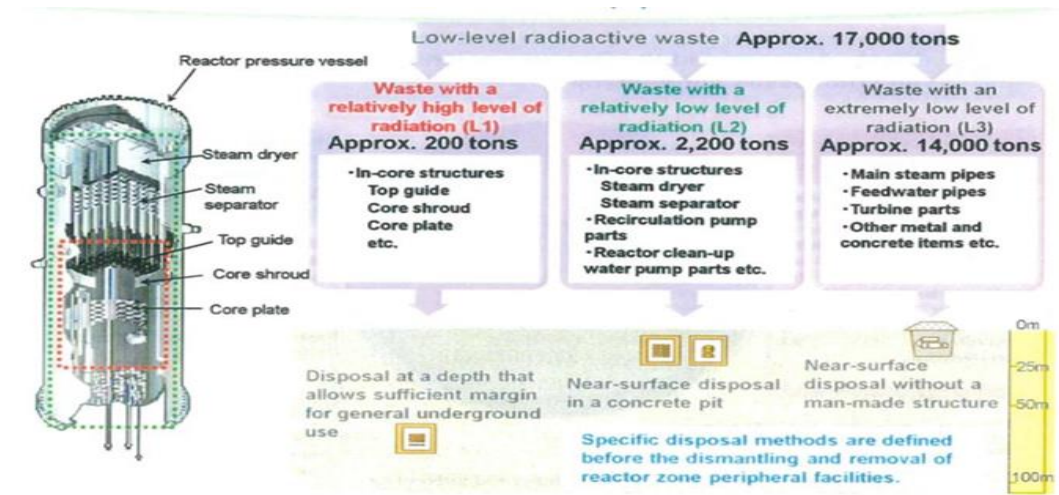


圖 五、濱岡核能發電廠 1、2 號機產生之 LLW

(2) 日本東海(Tokai)核能發電廠 2 號機(GCR)之案例：除役起訖時間為 2001 年 12 月 4 日~2018 年 3 月

日本東海核能發電廠是隸屬於石墨減速二氧化碳冷卻反應器，電力輸出為 16 萬 6 千 kW，於 1966 年 7 月 25 日開始營業運轉，是日本最早的商業用發電廠。1998 年 3 月 31 日，結束了 31 年又 8 個月的營業運轉，累積發電量為 290 億 672 萬 KWh，平均設備利用率為



62.9%，1998年5月開始進行反應器內用過核子燃料的取出作業；於2001年3月29日，將反應器內核燃料完全取出，2001年6月完成了將全部核燃料搬至英國再處理廠的作業程序，2001年10月4日，根據當時的反應器等反應器管理法，向日本經濟產業省提出「反應器解體」申請，並於2001年12月4日展開除役工程。

### (3) 敦賀(Tsuruga)核能發電廠 1 號機(BWR)之案例：

敦賀核能發電廠 1 號機，一個 341MW 沸水式反應器，啟動於 1970 年，是日本最古老的核反應器之一。在 2014 年完成的地質研究證實，在斷層地質靠近的情況下，決定 2016 年關廠除役。其相關除役流程及準備值得探討分析，如圖六~八。

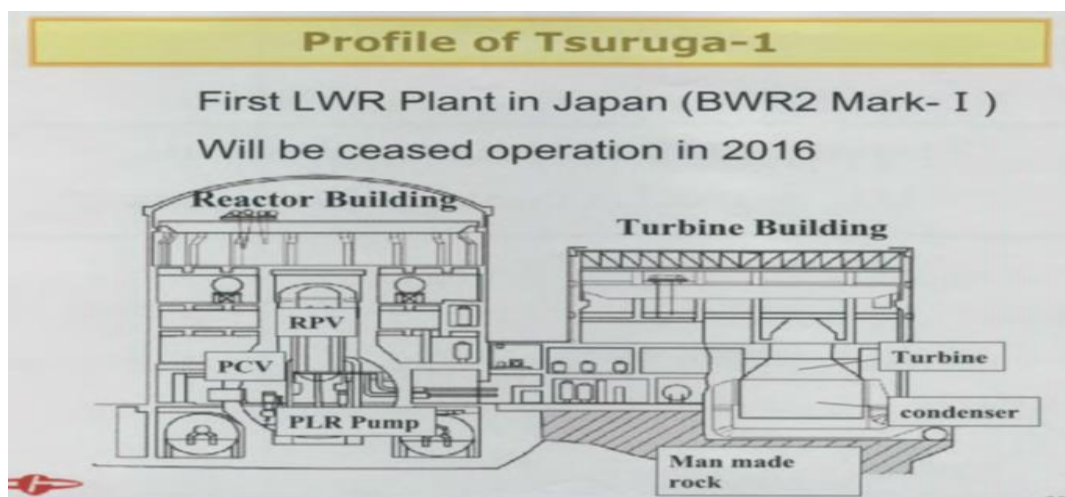


圖 六、敦賀核能發電廠 1 號機機組示意圖

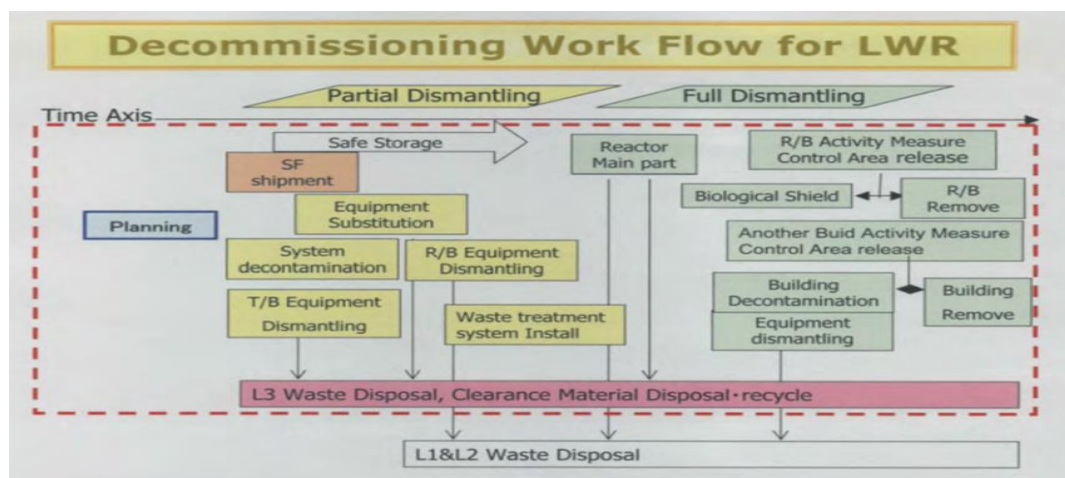


圖 七、LWR 除役流程

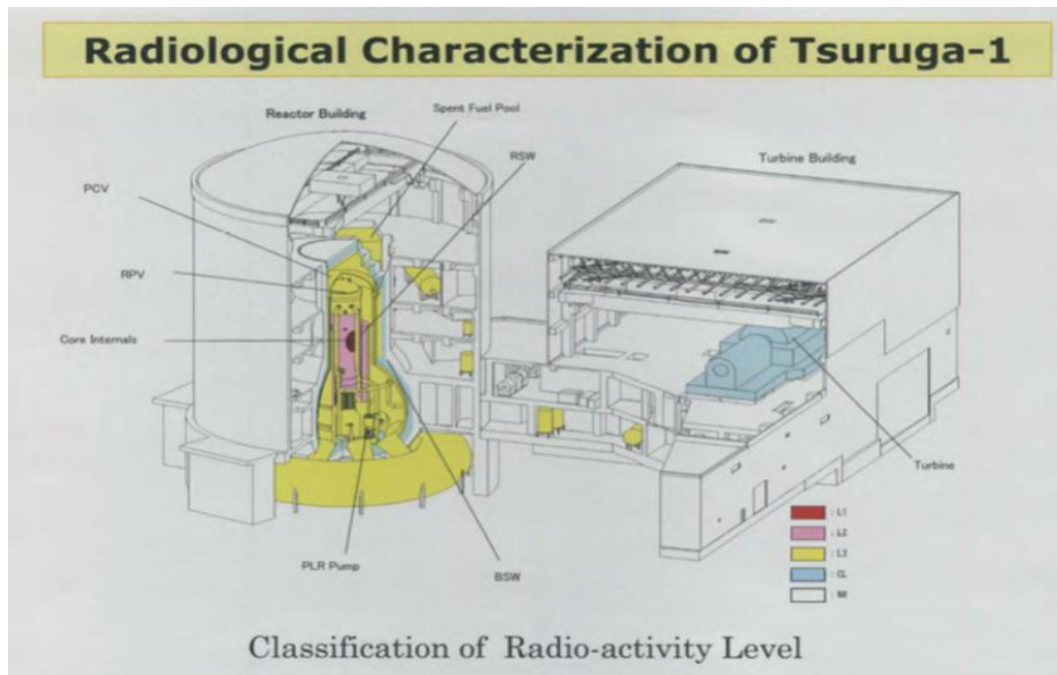


圖 八、敦賀核能發電廠 1 號機組件輻射強度分類圖

茲將收集之日本數個已除役電廠之 GTCC 量概估整理如表十九，由表十九中可以發現反應器功率越大，其 GTCC 的量越大。

表 十九、日本已除役的電廠 GTCC 量之概估

| 國家 | 電廠名       | 反應器 | 功率 (MWe) | 運轉年限      | GTCC 重量 (噸) |
|----|-----------|-----|----------|-----------|-------------|
| 日本 | Hamaoka-1 | BWR | 560      | 1974-2001 | 200         |
| 日本 | Hamaoka-2 | BWR | 806      | 1978-2004 |             |
| 日本 | Tokai-1   | GCR | 137      | 1965-1998 | 20          |

## 2-3 德國經驗

德國核能政策搖擺就是政治角力與政權輪替的縮影。2011 年福島事故後，現任政府基於政治考量一夕改變擁核立場，草率決定在 2022 年之前全面廢核。然其替代之「能源轉型, Energiewende」政策，國際能源界持相當保留態度。理由包括：(1)廢核代價超過 1 兆歐元(38 兆台幣)，遠超過德國所能負擔；(2)再生能源比重過大，嚴重影響供電穩定的缺點已經浮現；(3)以火力替代核能每年將增加 1.2 億噸碳排放，結果就是十年減碳努力一夕破功；(4)沒有核電的德國將成為歐洲最大電力進口國，但進口的還是核電；(5)廢核已經造成企業出走潮，未來恐將重創德國經濟。

### (1)Stade(PWR) & Wuergassen(BWR)核能電廠 RPV 及內部組件案例：

**Stade(PWR)**除役計畫及拆解大型組件(包含爐心內部組件)之相關計畫中，攸關 GTCC 的 RPV 及內部組件拆解及裝罐技術，從圖九及圖十之紅色標線可以得知主要裝入 200 公升之鋼桶內。

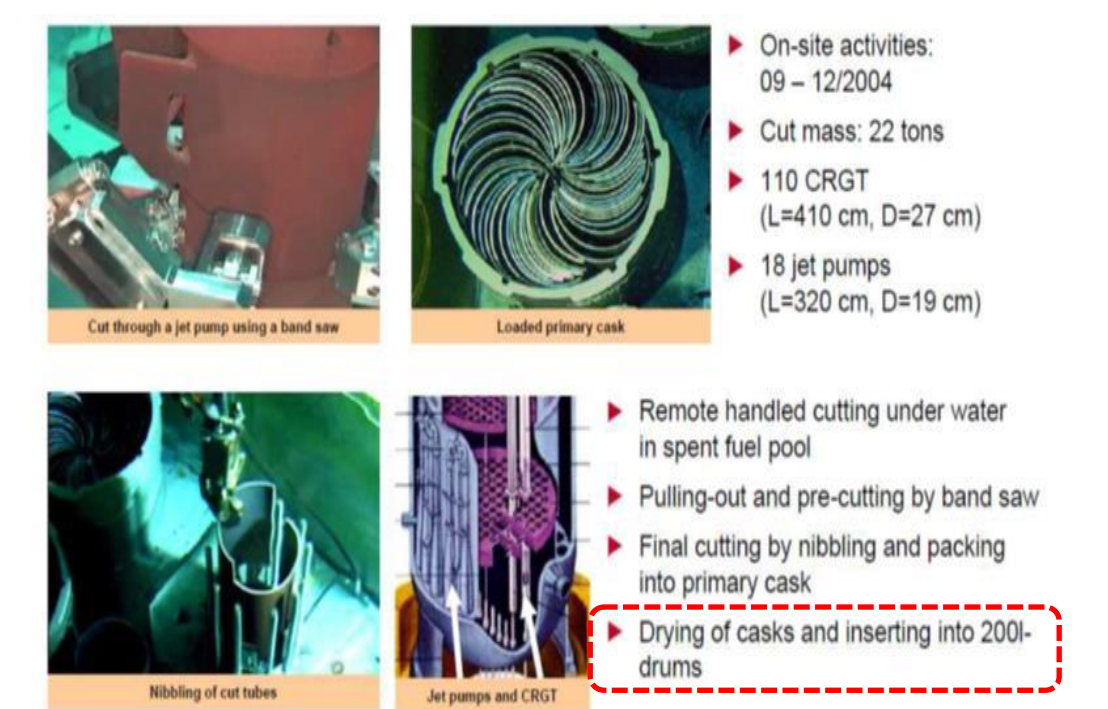
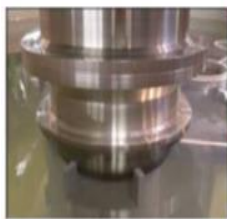
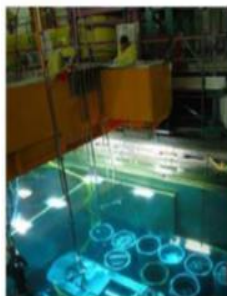
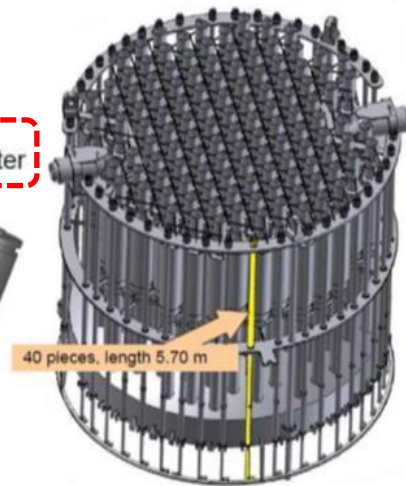
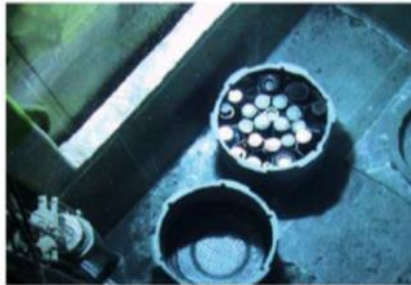


圖 九、Stade 核電廠除役計畫及拆解大型組件(含爐心內部組件)計畫

▶ 40 T-bolts

- ◆ Total mass: 8 tons
- ◆ Separating from steam-water-separator
- ◆ Cutting of T-bolts using a band saw
- ◆ Packing of cut parts into primary cask and after drying into 200l drums



- ▶ Order receipt: 10/2005
- ▶ Engineering & procurement: 7 months
- ▶ Cutting & packing: 7 months
- ▶ UW-cutting in set down pool
- ▶ Core cover was dismantled later on
- ▶ Cutting of web plates via shearing
- ▶ Separating of cyclones via compass saw
- ▶ Cutting of median support ring via pot saw
- ▶ Separating of stand pipes via compass saw
- ▶ Cut mass: 35 tons (120 cyclones)
- ▶ Compacting of cut parts using an UW-compactor, packing into 200l drums

Remaining Internals

- ▶ Order receipt: 04/2006
- ▶ Finished: 12/2008
- ▶ Total mass: ~ 55 tons
- ▶ On-site-dismantling in 2 phases:
  - ◆ Phase 1: 12/2006 – 10/2007
  - ◆ Phase 2: 03/2008 – 12/2008

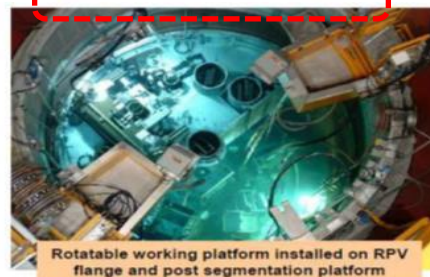
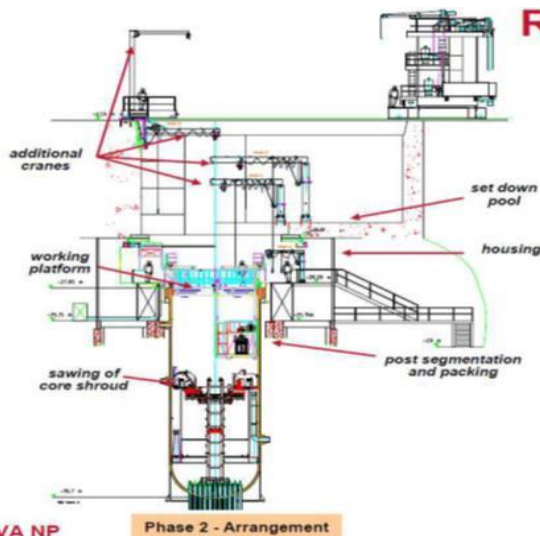


圖 十、Stade 核電廠除役計畫及拆解大型組件(含爐心內部組件)計畫

內部組件於廠區內之拆解步驟，主要分成兩階段：第一階段(Phase 1)針對可移動內部組件拆解如圖十一所示；第二階段(Phase 2)針對不可移動內部組件拆解如圖十二所示。內部組件為 85 噸，主要裝入 200 公升之鋼桶內。

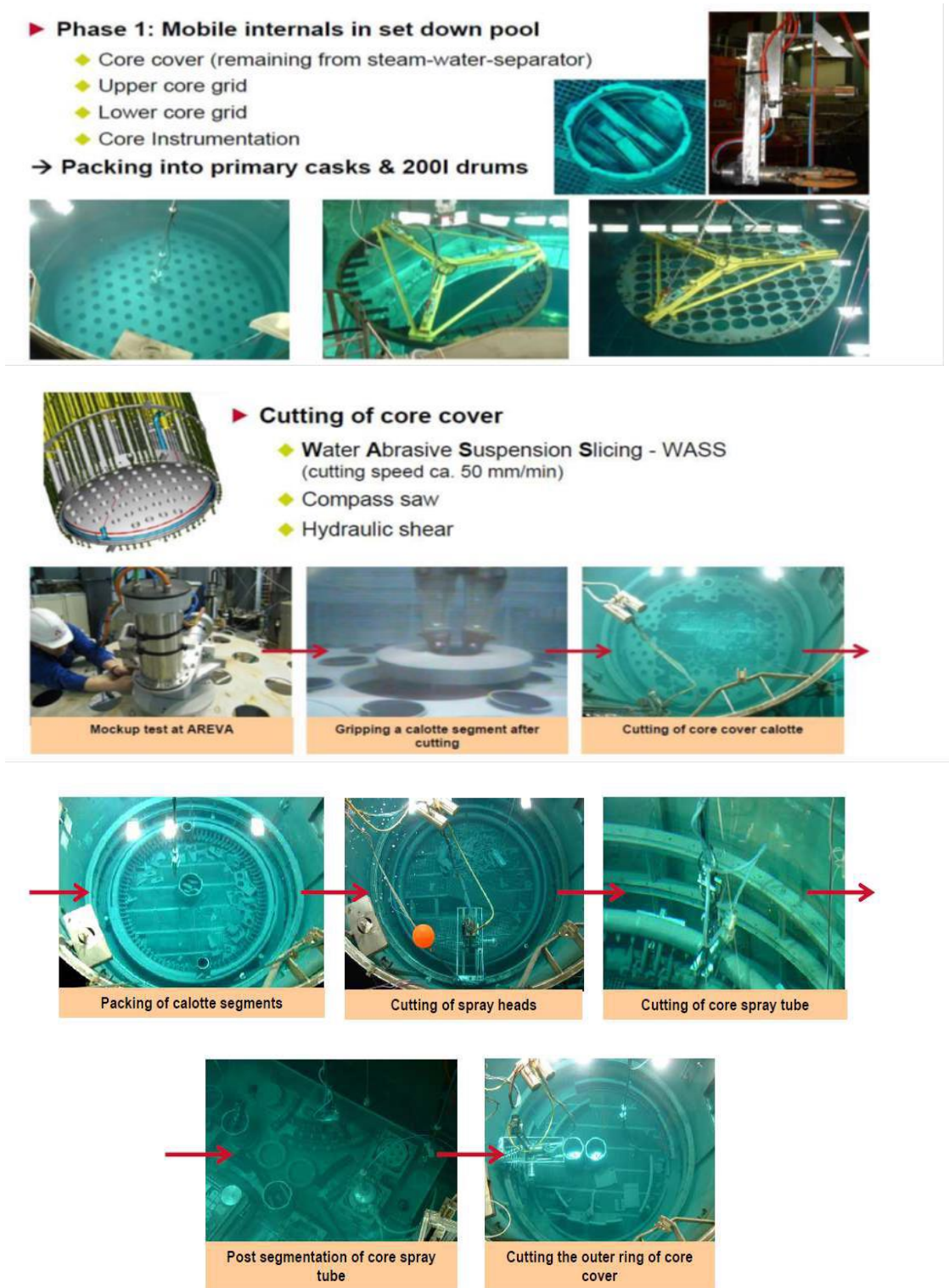


圖 十一、Stade 核電廠除役進行可移動內部組件拆解

► **Phase 2: Rigidly installed internals in RPV**

- ◆ Core Shroud
- ◆ Components close to RPV-wall  
e.g. sample magazines, standpipes of feed water sparger and jet pumps

→ **Packing into primary casks & 200l drums**

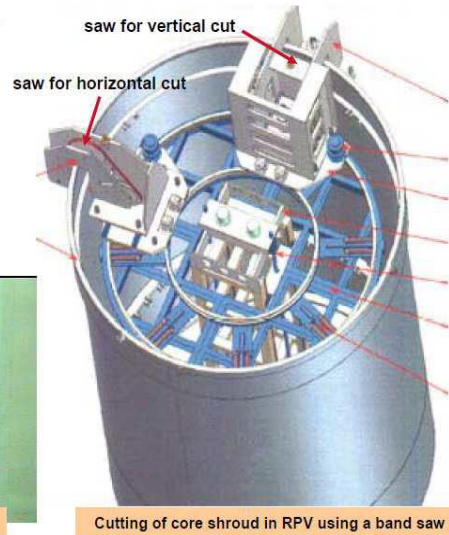


圖 十二、Stade 核電廠除役進行不可移動內部組件拆解

至於 **Wuergassen(BWR)**除役計畫及拆解大型組件(包含爐心內部組件)之相關計畫如下圖十三所示。其中攸關 GTCC 的 RPV 及內部組件拆解及裝罐技術，從圖十四說明中可以得知拆解之 RPV 及內部組件分別為 320 噸及 160 噸，主要裝入 200 公升之鋼桶內。

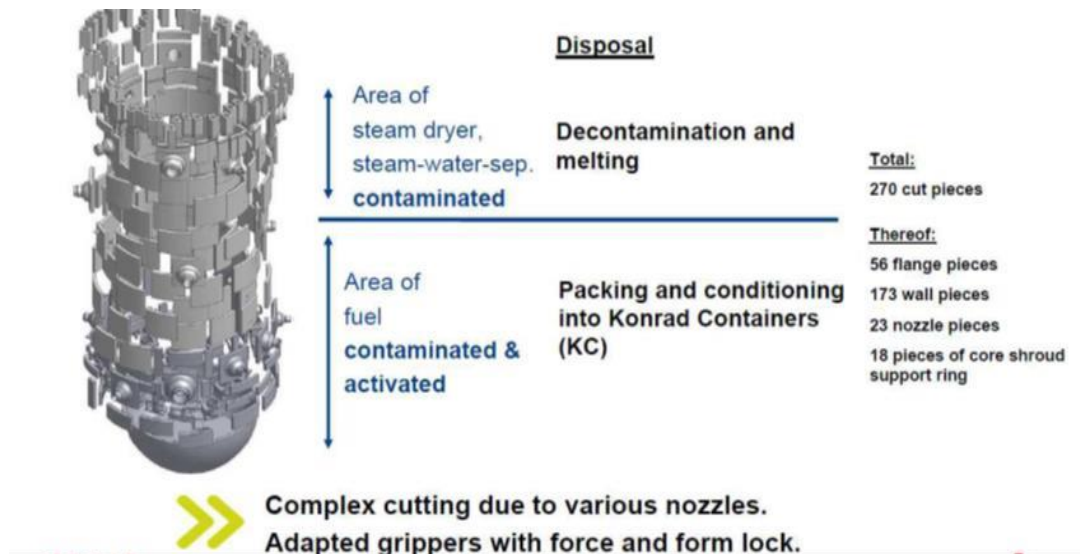


圖 十三、Wuergassen 除役計畫及拆解大型組件(含爐心內部組件)計

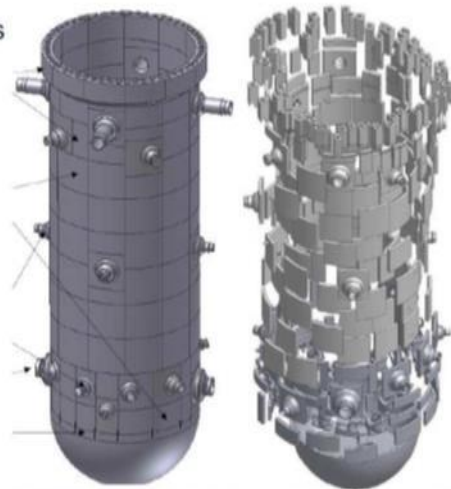
畫

▶ **RPV data**

- ◆ Total weight of cylindrical part: 320 tons
- ◆ Height: 15 m
- ◆ Cut segments: 252 pcs.
- ◆ Packing for final storage (29 KC)

▶ **Applied cutting techniques**

- ◆ Water Abrasive Suspension Slicing
  - Water pressure: 2000 bar
  - Material thickness: 137 mm
  - Cutting speed: 20 mm/min
- ◆ Band saw (for RPV flange)
  - Cutting height: 1100 mm
  - Flange thickness: 425 mm



**Requirement: in-situ cutting on air**

◆ **Würgassen RPV + Internals**

- Dismantling and packing of Internals (2003-2009)
- Total mass of 160 tons
- Dismantling and packing of RPV (2008-2010)
- Total mass of 320 tons

圖 十四、Wuergassen GTCC 之 RPV 及內部組件拆解計畫及裝罐數量

## (2) Greifswald (VVER)核能電廠 RPV 及內部組件之案例：

**Greifswald (VVER)**除役計畫及拆解大型組件(包含RPV, Core basket, Reactor cavity and cavity bottom, Protecting tube unit and Annular water tank等爐心內部組件)之相關技術報告中有提及一些超C類(GTCC)低放射性廢棄物包裝容器規格。茲將一些重要說明附上如下所示。

此超C類(GTCC)低放射性廢棄物包裝容器鋼桶，主要針對反應器組件之放射性強度高於 $10^{17}$ Bq/g之包裝。此鋼桶之外部長寬高尺寸分別為2000mm、1600mm及1450mm，而厚度則為180mm或210mm。基於安全儲存的考量，於頂部及側面都採用厚度30mm的鋼材內襯材料，而於底部則採用厚度20mm的鉛材內襯材料。對於放射性強度低於 $10^{17}$ Bq/g之放射性廢棄物，則採用與鋼桶之外部長寬高尺寸相同之高強度水泥材料，厚度則為200mm，其中高強度水泥材料之密度為 $3.5\text{g/cm}^3$ 。至於最高放射性強度之反應器內部組件(如 Core basket, Reactor cavity, Part of the protecting tube unit等)除了上述鋼桶設計外，其於鋼桶外側量測到放射性強度高於 $10^8$ Bq/g，則需另於鋼桶外加上第二層防護，外部長寬高尺寸分別為2660mm、2260mm及2060mm，而厚度則為280mm，材料則為鋼架並以水泥材料密度為 $2.25\text{g/cm}^3$ 加以灌漿組合而成。

至於**Greifswald (VVER)**反應器RPV及內部組件之放射性強度則依照其材料經由中子活化估算。反應器內部主要為低鈷(Co)、少量鎳(Ni)、錳(Mn)及鉻(Cr)含量之奧斯田鐵不銹鋼(Austenitic steel)，及碳鋼(Ferritic steel)所組成。Greifswald (VVER)一號機之反應器組件單位質量放射性強度(質量比強度, Mass specific activity)及材料活化放射性核種如下表二十所示。



表 二十、Greifswald 一號機之反應器組件單位質量放射性強度(質量比強度, Mass specific activity)及材料活化放射性核種

| Component                                  | Maximum activity |                            | Average activity |                            |
|--|------------------|----------------------------|------------------|----------------------------|
|  | Sum<br>(Bq/g)    | <sup>60</sup> Co<br>(Bq/g) | Sum<br>(Bq/g)    | <sup>60</sup> Co<br>(Bq/g) |
| CB core basket with faceted ring           | 2.1 E+09         | 6.7 E+08                   | 2.0 E+09         | 6.4 E+08                   |
| CB core basket with cylinder               | 2.4 E+09         | 7.5 E+08                   | 1.2 E+09         | 3.7 E+08                   |
| CB core basket with bottom plate           | 9.8 E+08         | 3.0 E+08                   | 3.4 E+08         | 1.0 E+08                   |
| RPV core area with basic metal             | 3.0 E+07         | 2.3 E+06                   | 1.0 E+07         | 7.7 E+05                   |
| RPV core area with plating (unit 3 and 4)  | 6.6 E+07         | 2.2 E+07                   | 6.5 E+07         | 2.1 E+07                   |
| RC core area                               | 5.5 E+08         | 1.8 E+08                   | 2.5 E+08         | 8.5 E+07                   |
| RC cavity bottom with upper pipe unit      | 3.5 E+06         | 1.2 E+06                   | 1.5 E+06         | 5.0 E+05                   |
| RC cavity bottom with pipe unit            | 3.7 E+05         | 1.2 E+05                   | 7.8 E+04         | 2.5 E+04                   |
| PTU protecting tube unit with bottom plate | 5.8 E+08         | 1.9 E+08                   | 2.2 E+08         | 7.0 E+07                   |
| PTU protecting tube unit with pipe unit    | 1.7 E+07         | 5.4 E+06                   | 2.7 E+06         | 9.0 E+05                   |

| Nuclide          | Unit 1           |                |
|------------------|------------------|----------------|
|                  | Austenitic steel | Ferritic steel |
| <sup>54</sup> Mn | < 0.1 %          | 0.6 %          |
| <sup>55</sup> Fe | 43.1 %           | 87.2 %         |
| <sup>59</sup> Ni | 0.2 %            | < 0.1 %        |
| <sup>63</sup> Ni | 23.1 %           | 0.8 %          |
| <sup>60</sup> Co | 33.6 %           | 11.4 %         |

依據上述之反應器材料組成對應之放射性核種及對應之單位質量放射性強度，可以估算其各組件之最大輻射劑量如下表二十一所示：

表 二十一、Greifswald 一號機反應器組件之最大輻射劑量

| Component               | Dose rate (mSv/h) |          |          |
|-------------------------|-------------------|----------|----------|
|                         | 50 cm             | 100 cm   | 200 cm   |
| reactor cavity          | 2.9 E+04          | 1.8 E+04 | 8.4 E+03 |
| core basket             | 1.6 E+05          | 9.7 E+04 | 4.5 E+04 |
| protecting tube unit    | 2.6 E+03          | 1.1 E+03 | 4.1 E+02 |
| reactor pressure vessel | 3.0 E+02          | 1.9 E+02 | 9.3 E+01 |

依據本報告之表六、預測 PWR 主要元件之體積與其放射性物質所示，Stade 電廠屬於 PWR 型核能電廠(640MWe，運轉 31 年)，因此其內部組件中主要高放射來源為爐心側板(Core shroud)、底部格板(Lower grid plate)、底部爐心筒(Lower core barrel)、熱屏蔽(Thermal shields)等項目，其中 Ni-59[<sup>58</sup>Ni(n,γ)中子活化，半衰期 7 萬 5 千年]，Ni-63[<sup>62</sup>Ni(n,γ)中子活化，半衰期 100 年]，及 Nb-94[<sup>93</sup>Nb(n,γ)中子活化，半衰期 2 萬年]之濃度超出 C 類之限值而被歸類為超 C 類，依據本報告之美國 DOE 使用縮放因子，PWR：9.40 x 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/MWe，可以計算其 GTCC 體積為 4.6624m<sup>3</sup>，假設 1m<sup>3</sup>約重 7.8 噸(tons)[考量碳鋼

及不銹鋼均為鐵(Fe)基材料，以 Fe 的密度約為 7.8 tons/m<sup>3</sup> 作為計算準則]，則其 GTCC 重量為 36.3667 噸(tons)。目前內部組件為 85 噸，因此 GTCC 佔 36.3667/85~42.8% 。

同理，依據本報告之表五、預測 BWR 主要元件之體積與其放射性物質所示，Wuergassen 電廠屬於 BWR 型核能電廠(640MWe，運轉 22 年)，因此其內部組件中主要高放射來源為爐心側板 (Core shroud)、頂部燃料導架(Top fuel guide)，依據本報告之美國 DOE 使用縮放因子，BWR:6.03 x 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/MWe，可以計算其 GTCC 重量為 16.556 噸(tons)，因此 GTCC 佔 16.556/160~10.3% 。茲將收集之德國數個已除役電廠之 GTCC 量概估整理如表二十二。

表 二十二、德國已除役的電廠 GTCC 量之概估

| 國家 | 電廠名        | 反應器 | 功率 (MWe) | 運轉年限      | 計算 GTCC 重量 (噸) |
|----|------------|-----|----------|-----------|----------------|
| 德國 | Stade      | PWR | 640      | 1972-2003 | 36.3667        |
| 德國 | Wuergassen | BWR | 640      | 1972-1994 | 16.5560        |

在表二、表三、表四顯示歐洲德國、法國及英國已有不少核電廠除役，如考量 ILW(即 GTCC)數量資料，因英國除役電廠主要為氣冷式反應器(GCR)、快中子反應器(FNR)、重水式反應器(HWR)等；而法國除役電廠除了表四之 Chooz A 為原型 PWR 電廠，主要亦為氣冷式反應器(GCR)、快中子反應器(FNR)、重水式反應器(HWR)等。因此，茲將表二、表三、表四之歐洲德國、法國及英國除役電廠中屬於 PWR、BWR 挑出，加上我國核一廠一號機之資料，依據本報告之美國 DOE 使用縮放因子，PWR:9.40 x 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/MWe；BWR:6.03 x 10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/MWe 計算其 GTCC 量如下表二十三所示：

表 二十三、我國核一廠一號機及德、法、英除役電廠中屬於 PWR、BWR 之預估 GTCC 量

| PWR: $9.40 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{Mwe}$<br>BWR: $6.03 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{Mwe}$ |          |      |                 | 縮放因子(Scaling factor)<br>計算GTCC( $\text{m}^3$ ) | 縮放因子(Scaling factor)<br>計算GTCC(tons)<br>If $1\text{m}^3 \sim 7.8 \text{ tons}$ |
|--|----------|------|-----------------|--|--|
| Germany  |          |      |                 |  |  |
| Reactor  | Type     | Mwe  | Operation Years | $\text{m}^3$                                   | tons   |
| Gundremmingen A  | BWR      | 237  | 10              | 0.357278                                       | 2.7868   |
| Muelheim-Kaerlich  | PWR      | 1219 | 2               | 0.572930                                       | 4.4689   |
| Kahl VAK   | Exp BWR  | 15   | 24              | 0.054270                                       | 0.4233   |
| Groszweilheim  | Prot BWR | 25   | 2               | 0.007538                                       | 0.0588   |
| Lingen   | Prot BWR | 183  | 10              | 0.275873                                       | 2.1518   |
| Obrigheim  | PWR      | 340  | 36              | 2.876400                                       | 22.4359  |
| Stade  | PWR      | 640  | 31              | 4.662400                                       | 36.3667  |
| Wuerzgassen  | BWR      | 640  | 22              | 2.122560                                       | 16.5560  |
| France   |          |      |                 |  |  |
| Chooz A  | Prot PWR | 305  | 24              | 1.720200                                       | 13.4176  |
| Taiwan   |          |      |                 |  |  |
| Nuclear Power Plant 1 # 1  | BWR      | 636  | 40              | 3.835080                                       | 29.9136  |

由於歐洲德國、法國及英國等國家之除役電廠相關文件不易取得且完整性不足，將於未來研究中進行較深入之收尋、分析及整理。

## 2-4 IAEA 對於 GTCC LLW 之分類與 GTCC 量之估計

IAEA 對於放射性廢棄物之簡單分類如下[11]:

- (1) Exempt waste (EW) 豁免廢料。
- (2) Very short lived waste 半衰期非常短廢料: 指在一兩年內放射性已經衰變至不須管制之廢料。
- (3) Very Low level waste (VLLW) 非常低階廢料: 大部分是稍受污染而含有及少量半衰期放射性物質之廢料, 可做地表式掩埋方式處理。
- (4) Low level waste (LLW) 低階廢料: 包括一些含少量劑量之長半衰期或高劑量但短半衰期之廢料, 此類廢料可用近地表之獨立容器與組圍體儲存至少一兩百年。
- (5) Intermediate level waste (ILW) 中階廢料: 含有大量長半衰期核種(尤其是釋放出alpha 粒子之核種)之廢料, 故須於地表下數十或數百公尺下儲存。
- (6) High level waste (HLW) 高階廢料: 及大部分為用過燃料及其他高放射性與熱產生之廢料。

對於LLW 與 ILW 之分界, IAEA 更定義ILW 需處理熱產生且接觸劑量大於 2 mSv/h, 此類廢料主要來自反應器清潔冷卻水之離子交換樹脂 (ion exchange resins), 以及遭中子活化之反應器內部元件。IAEA 對於廢料分類與其包含之放射性核種之半衰期與放射性強度之關係示於圖十五, IAEA與美國比較廢料管理系統如表二十四所示, 而 ILW 與 GTCC LLW 相近, 如表二十五所示。

相較於美國除役經驗, 其他國家之除役時產生ILW之數量等資料非常缺乏, 瑞典對於正在除役之兩座PWR電廠之ILW量做練腦模擬之評估[12], 與美國電廠相比其體積大出十倍左右, 原因可能是將放射性較低之頂部爐心格板及底部支柱均視為ILW之故。一般而言 IAEA 對納入ILW之門檻較低, 其中又分為ILW-SL (short life)以及ILW-LL(long life), 所以相較於美國, IAEA將大部分受中子活化而活化元素半衰期短之元件也包刮入ILW, 例如包覆燃料棒之包殼 (cladding, hull, end caps)等金屬, 以及其他放射性較高之元件, 例如PWR 之頂部爐心格板及底部支柱以及BWR控制棒及爐內儀器、噴射泵、以及頂部燃料導架等部分。其他在石墨反應器更將整個爐心當作ILW, 以及其他工業產生之Am, Be等中子放射源等視為ILW。

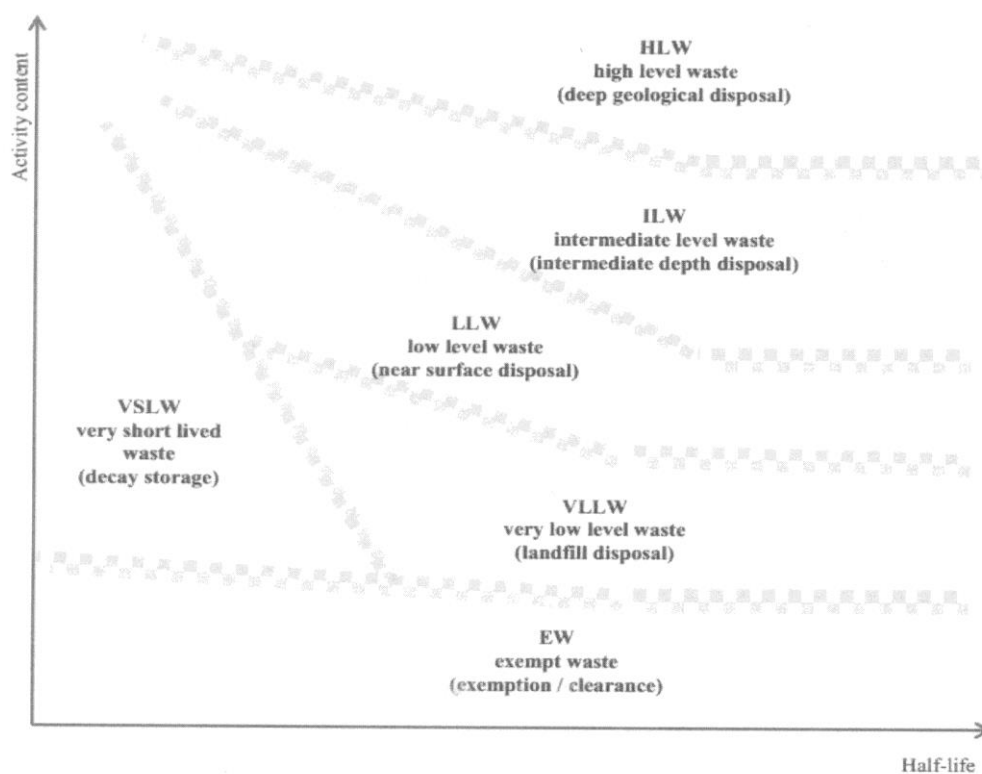


圖 十五、IAEA 對核廢料之分類

表 二十四、IAEA 與美國核廢料分類比較

| <b>International Atomic Energy Agency Waste Categories</b> | <b>U.S. Waste Categories</b>  |
|--|---|
| <b>High Level Waste</b>                                    | <b>High Level Waste</b>   |
| <b>Intermediate Level Waste</b>                            | <b>Greater-than-Class C LLW</b>   |
| <b>Low Level Waste (LLW)</b>                               | <b>Class A, Class B and C LLW</b>                                       |
| <b>Very Low Level Waste</b>                                | <b>Class A</b>  |
| <b>Very Short Lived Waste</b>                              | <b>Material held for decay storage</b>                                  |
| <b>Exempt Waste</b>  | <b>Liquids/Air: Effluent releases<br/>Solids: Case-by-case analysis</b> |

14

表 二十五、IAEA ILW 與美國 GTCC LLW 容量比較

| Waste Type (U.S. Classification)       | Estimate for Selected European Plants (m <sup>3</sup> )   | Maine Yankee - US (860 MWe-PWR) (m <sup>3</sup> ) | Rancho Seco - US (913 MWe-PWR) (m <sup>3</sup> )                  |
|--|---|---|---|
| Very Low Level and Low Level (Class A) | 2,911   | 90,650  | 17,244  |
| Intermediate Level (Class B and C)     | 2,459   | 570   | 93  |
| Greater Than Intermediate Level (GTCC) | 109   | Not Available                                     | 11  |
| Total                                  | 5,479   | 106,610   | 17,348  |
| Decommissioning Strategy               | Decontaminate Buildings and Equipment to Clearance Levels | Little Decontamination of Buildings and Equipment | Decontamination of Buildings, Little Decontamination of Equipment |

## 第三章、收集分析各國超 C 類除役廢棄物之包裝容器、貯存及運送之實際應用情形與安全管制要求

### 3-1 美國經驗

無論是用過之核廢料與除役所產生之核廢料如 GTCC 均須放置於最終處理場。然而在近 50 年內此場址之位置與興建仍是未知數，故須對此高放射性核廢料進行中期儲存。超 C 類廢棄物(GTCC)因其輻射强度高，目前均是與用過燃料一起乾式貯存。美國大部分之除役電廠，均將 GTCC 廢棄物均強制切割至能裝入用過燃料之儲存鋼筒，此為美國 NAC 國際公司，所發展之「通用式多用途密封鋼筒系統」，貯存系統主要的組件有密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱。密封鋼筒之設計係用以貯存用過核子燃料，並提供密封之環境，避免放射性物質或燃料顆粒外釋，未來亦具有廠外運送之功能。混凝土護箱提供輻射屏蔽和自然對流冷卻之環境；亦為密封鋼筒提供保護。傳送護箱主要用來傳送密封鋼筒至混凝土護箱中，並作為封焊上蓋時之臨時屏蔽；未來有必要時也可被用來從混凝土護箱傳送密封鋼筒至廠外運送護箱。

能源部(DOE)負責提供容器的驗收準則，這些容器是用來運送 GTCC 廢料到被監控可回收式貯存(Monitored Retrievable Storage, MRS)設施或 ISFSI 儲存 GTCC 廢料。DOE 已發展多個可供上述用途使用的容器，這些容器將可用於 ISFSI 儲存，減少在儲存階段末期廢料重新包裝的可能性。無論如何，計畫都必須考慮最終處置 GTCC 廢料時，GTCC 廢料重新包裝的可能性，這些重新包裝可能發生在 ISFSI 或最終處置場，在長程規劃中須提及這些考量。此外 NRC 對於 GTCC 廢棄物儲存容器禁止將物料混合存入同一只儲存罐，以避免發生明顯的化學、電化學或其他反應；在接收 GTCC 廢料之前，持照者必須將如何避免任何 GTCC 廢料儲存可能發生的不良反應，寫入安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)中 SAR 必須包含設備及設施之設計、規劃操作之描述，及安全的接收、搬運、包裝、貯存及轉移 GTCC 廢料等重要資訊。在安全分析報告中，敘述 GTCC 廢料的儲存，及與安全有關的結構、系統及元件等等。在 NRC 10CFR Part 72 法規制定中只允許固體 GTCC 廢料存入 ISFSI(包括脫水樹脂)，禁止

液體 GTCC 廢料存入 ISFSI。因此，許多商業核能電廠在貯存超 C 類放射性廢棄物時，大部分仍使用與用過核子燃料貯存罐與護箱相同規格之 容器來貯存。表二十六為役廢棄物包裝容器之原則。

表 二十六、為各類除役廢棄物包裝容器之原則

| 分類              | 形成原因   | 形式   | 儲存容器           |
|-----------------|--|------|----------------|
| A(短半衰期、低度污染)    | 被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Sr-90(28.1 年)核種造成表面低度污染。                                     | 低放廢料 | 鋼筒鋼箱           |
| B(短半衰期、高度污染)    | 被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Sr-90(28.1 年)核種造成表面或銹垢層高度污染。                                 |      | 特殊材質高完整性容器     |
| C(短長半衰期、低度污染)   | 被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Ni-59(8. 萬年)、Nb-94、Pu-241、Cm-242、Ni-63 核種造成銹垢層高度污染。          | 中放廢料 | 特殊材質高完整性容器     |
| 超 C(GTCC)(高度活化) | 本身材料被活化，含有高量 Ni-59、Nb-94、Co-60 活化金屬，被 Co-60(5.3 年)、Cs-137(30 年)、Sr-90(28.1 年)核種造成表面低度污染。 | 高放廢料 | 與核燃料相同等級之儲存箱/筒 |

美國最新的除役電廠示於表二十七，其中大部份電廠採取 SAFSTOR，以因應美國政府對核廢料最終處置場尚未完全定案之原因。故只有極少數電廠將高階核廢料(用過燃料)將其運送出廠區，存放於美國現有之四個掩埋場。大部分之除役電廠，除 Rancho Seco 有特別為儲存 LLW 之設施外，其他電廠均將 GTCC LLW 與用過燃料存於場內之 ISFSI (Independent spent fuel storage installation)，如圖十六所示[13]。

表 二十七、美國除役電廠之資料(至 2015 年)

| Reactor         | Type         | Location          | Ceased Operations | Status       | Fuel Onsite |
|-----------------|--------------|-------------------|-------------------|--------------|-------------|
| Big Rock Point  | BWR          | Charlevoix, MI    | 08/29/97          | ISFSI Only * | Yes         |
| Crystal River 3 | PWR          | Crystal River, FL | 02/20/13          | SAFSTOR      | Yes         |
| Dresden 1       | BWR          | Morris, IL        | 10/31/78          | SAFSTOR      | Yes         |
| Fermi 1         | Fast Breeder | Monroe Co., MI    | 09/22/72          | SAFSTOR      | No          |
| Fort St. Vrain  | HTGR         | Platteville, CO   | 08/18/89          | ISFSI Only   | Yes         |
| GE VBWR         | BWR          | Alameda Co., CA   | 12/09/63          | SAFSTOR      | No          |
| Haddam Neck     | PWR          | Haddam Neck, CT   | 12/09/96          | ISFSI Only   | Yes         |
| Humboldt Bay 3  | BWR          | Eureka, CA        | 07/02/76          | DECON        | Yes         |
| Indian Point 1  | PWR          | Buchanan, NY      | 10/31/74          | SAFSTOR      | Yes         |
| Kewaunee        | PWR          | Carlton, WI       | 05/07/13          | SAFSTOR      | Yes         |
| LaCrosse        | BWR          | LaCrosse, WI      | 04/30/87          | DECON        | Yes         |
| Maine Yankee    | PWR          | Wiscasset, ME     | 12/06/96          | ISFSI Only   | Yes         |

| Reactor             | Type          | Location         | Ceased Operations    | Status             | Fuel Onsite |
|---------------------|---------------|------------------|----------------------|--------------------|-------------|
| Millstone 1         | BWR           | Waterford, CT    | 07/21/88             | SAFSTOR            | Yes         |
| N.S. Savannah       | PWR           | Norfolk, VA      | 11/70                | SAFSTOR            | No          |
| Pathfinder          | Superheat BWR | Sioux Falls, SD  | 09/16/67             | License Terminated | No          |
| Peach Bottom 1      | HTGR          | York Co., PA     | 10/31/74             | SAFSTOR            | No          |
| Rancho Seco         | PWR           | Sacramento, CA   | 06/07/89             | ISFSI Only**       | Yes         |
| San Onofre 1        | PWR           | San Clemente, CA | 11/30/92             | SAFSTOR            | Yes         |
| San Onofre 2 and 3  | PWR           | San Clemente, CA | 06/12/13             | SAFSTOR            | Yes         |
| Saxton              | PWR           | Saxton, PA       | 05/01/72             | License Terminated | No          |
| Shippingport        | PWR           | Shippingport, PA | 10/01/82             | License Terminated | No          |
| Shoreham            | BWR           | Suffolk Co., NY  | 06/28/89             | License Terminated | No          |
| Three Mile Island 2 | PWR           | Middletown, PA   | 03/28/79             | SAFSTOR***         | No          |
| Trojan              | PWR           | Portland, OR     | 11/09/92             | ISFSI Only         | Yes         |
| Vermont Yankee      | BWR           | Vernon, VT       | 12/29/15             | SAFSTOR            | Yes         |
| Yankee Rowe         | PWR           | Franklin Co., MA | 10/01/91             | ISFSI Only         | Yes         |
| Zion 1 and 2        | PWR           | Zion, IL         | 02/21/97<br>09/19/96 | DECON              | Yes         |

Decommissioning completed

\* An independent spent fuel storage installation (ISFSI) is a stand-alone facility within the plant boundary constructed for the interim storage of spent nuclear fuel. ISFSI Only means the plant license has been reduced to include only the spent fuel storage facility.

\*\* Rancho Seco has a low-level waste storage facility in addition to its ISFSI.

\*\*\* Post-defueling monitored storage (PDMS).



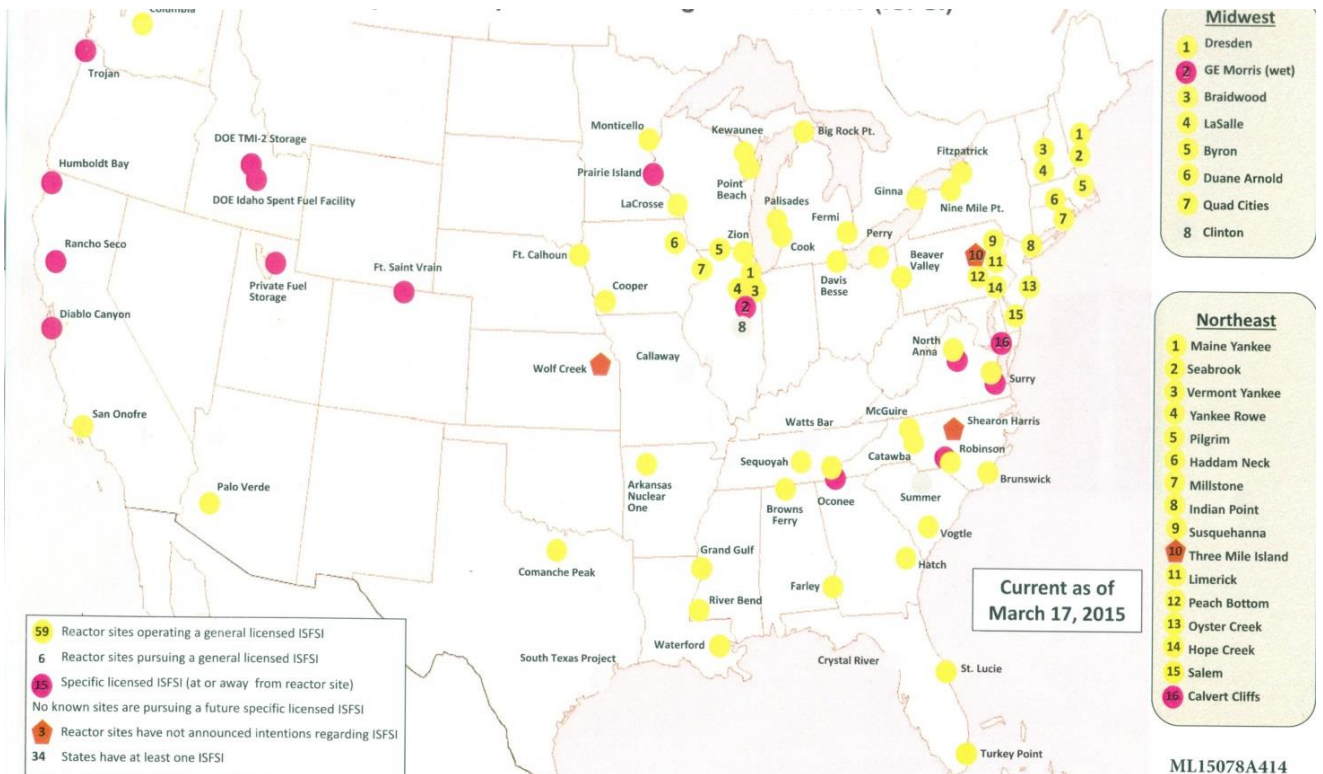


圖 十六、美國 ISFSI 分布圖

美國政府對於 GTCC LLW 儲存之規範見於 10 CFR Part 72, 允許固體 GTCC LLW 儲存於 ISFSI 或是 monitored retrievable storage (MRS), 並規定 GTCC LLW 不可以與用過燃料至於同一筒罐中。

一般 PWR 之反應器在除役時中子活化之金屬含有 500,000 to 2,000,000 Curies (Ci) ( $1.85 \times 10^{16}$  to  $7.4 \times 10^{16}$  Becquerel [Bq])之放射性, 而美國現有例如 Barnwell, South Carolina 儲存場只容許每個儲存容器之劑量不可超過 50,000 Ci ( $1.85 \times 10^{15}$  Bq), 故電廠之 GTCC LLW 必須先從反應器中切割出來, 存放於 ISFSI 中以備日後處理。NRC 亦同意將整個 RPV 當一個體而其整體重量之平均劑量若低於 GTCC 標準則可使用淺層掩埋法 (near surface disposal), 但至今只有 Portland General Electric 的 Trojan 反應器使用此方法儲存於 Hanford facility in Richland, Washington. 美國在切割 RPV 而分類出 GTCC LLW 之經驗有下列電廠[14]:

### Big Rock Point

Big Rock Point 是 67 MWe BWR 運轉於1965 到 1997年。此較小反應器之整體劑量在除役時只有6,805 Ci ( $2.5 \times 10^{13}$  Bq)。另外一個原因是因為BWR使用較少不銹鋼，而使用碳鋼(carbon steel)。RPV切割後 GTCC LLW 存於用過燃料池，已被儲存於一個乾式燃料儲存桶 (dry fuel storage canisters) 以及最終之 ISFSI。

### **Yankee Rowe**

Yankee Rowe 運轉於 1960 至 1991 年，為 PWR, 185 MWe, 其中 GTCC LLW 只有 core baffle, 被存放於用過燃料池。最新之決定為將 GTCC LLW 切割成小塊而放入裝燃料束(FAS, Fuel assembly sized)之筒罐容器中已被儲存於一個乾式燃料儲存桶 (dry fuel storage canisters) 以及最終之 ISFSI。

### **Connecticut Yankee**

Connecticut Yankee 為 619 MWe, PWR, 運轉於 1967 至 1996。其 LLW 將送往 Barnwell South Carolina 儲存場，為了滿足儲存場給予電廠最大劑量 750,000 Ci ( $2.8 \times 10^{16}$  Bq)，每個包裝不超過 50,000 Ci ( $1.85 \times 10^{15}$  Bq)，故包商將 GTCC LLW 切割成放入 FAS 筒罐容器，此 FSA 以 26 個為一組放入混凝土容器以待後日運送，此混凝土容器將放入 ISFSI 內之垂直混凝土容器 (VCC, vertical concrete casks)，此公司亦結論出，因為 GTCC LLW 並不像用過燃料有散熱之問題，固可將 GTCC LLW 切割成更大片，以加速除役。GTCC 已被儲存於三個乾式燃料儲存桶 (dry fuel storage canisters) 以及最終之 ISFSI。

### **San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1**

San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 為 410 MWe , PWR, 運轉於1968 至1992年。GTCC LLW 包括 baffle assembly, lower core support plate, 以及 core support barrel。此 GTCC LLW 之劑量為 331,000 curies ( $3.31 \times 10^{16}$  Bq)，佔整體劑量之 88%，其中 baffle plates 之劑量為 195,000 curies ( $1.95 \times 10^{16}$  Bq)，占 GTCC LLW 之最大宗。GTCC LLW 中子活化金屬之重量為 31,400 lbs (14,255 Kg)，示於表二十八，上列經驗合併示於表二十九。

表 二十八、San Onofre 壓水式電廠之 LLW

**Reactor Component Characterization Summary\*\***

| Component Name                                   | Total Weight (lbs) | Activity (Ci)      | Co-60 Activity (Ci) |
|--|--------------------|--------------------|---------------------|
| <b>Greater Than Class C Waste</b>                |                    |                    |                     |
| Baffle Plates                                    | 8.88E+03           | 1.95E+05           | 1.16E+05            |
| Core Formers                                     | 3.22E+03           | 7.95E+04           | 3.82E+04            |
| Center Section of Core Support Barrel (78"(2m))  | 1.57E+04           | 3.93E+04           | 2.33E+04            |
| Lower Core Support Plate                         | 3.65E+03           | 1.70E+04           | 9.38E+03            |
| Instrumentation Thimbles                         | 9.00E+01           | 2.73E+03           | 1.62E+03            |
| <b>GTCC Totals</b>                               | <b>3.15E+04</b>    | <b>3.34E+05</b>    | <b>1.88E+05</b>     |
| <b>LLRW Shipped Intact Within Reactor Vessel</b> |                    |                    |                     |
| Upper Internals Region                           | 5.69E+04           | 9.07E+02           | 5.82E+02            |
| Core Region Internals                            | 8.97E+04           | 3.81E+04           | 2.35E+04            |
| Lower Internals Region                           | 2.42E+04           | 3.44E+03           | 1.73E+03            |
| LLRW Internals Subtotal                          | 1.71E+05           | 4.24E+04           | 2.58E+04            |
| <b>Reactor Vessel Assembly</b>                   |                    |                    |                     |
| Reactor Vessel                                   | 5.31 E+05          | 1.40E+03           | 3.63E+02            |
| Reactor Vessel Insulation                        | 1.13E+04           | 5.20E+00           | 3.41E+00            |
| Closure Head                                     | 1.31 E+05          | «1                 | «1                  |
| Reactor Vessel Assembly Subtotal                 | 6.74E+05           | 1.41E+03           | 3.66E+02            |
| Total for Vessel Package                         | 8.44E+05           | 4.38E+04           | 2.61E+04            |
| <b>Grand Totals</b>                              | <b>8.76E+05</b>    | <b>3.77E+05</b>    | <b>2.14E+05</b>     |
| <b>International Units Grand Totals</b>          | <b>3 98E+03 Kg</b> | <b>1.39E+16 Bq</b> | <b>7.92E+15</b>     |

\*\*As of May 18, 2002

Note: 1 Curie = 3.7E10 Bq, 1 pound = 0.454 Kg

表 二十九、美國五間電廠統計資料

Comparison of Statistics from Various Plants

| Plant        | RPV Activity<br>Ci<br>(Bq) | Cutting Length<br>ft<br>(m) | Radiation Exposure   | Waste Volume<br>ft <sup>3</sup><br>(m <sup>3</sup> )                | Filtration Flowrate<br>gpm<br>(lpm) |
|--------------|----------------------------|-----------------------------|----------------------|---|-------------------------------------|
| Yankee Rowe  | 0.9 M Ci<br>(3.4 E16 Bq)   | Segmented<br>All Internals  | 100 rem<br>(1 Sv)    | Not Comparable, All<br>of Internals except GTCC<br>shipped as Waste | 75 gpm<br>(284 lpm)                 |
| Conn Yankee  | 0.8 M Ci<br>(3.0 E16 Bq)   | 1800 ft<br>(550 m)          | 205 rem<br>(2.05 Sv) | 1250 ft <sup>3</sup><br>(35.4 m <sup>3</sup> )                      | Approx.<br>250 gpm<br>(950 lpm)     |
| Maine Yankee | 2 M Ci<br>(7.4 E16 Bq)     | 1170 ft<br>(355 m)          | 50 rem<br>(0.5 Sv)   | 1700 ft <sup>3</sup><br>(48 m <sup>3</sup> )                        | 1000 gpm<br>3,785 lpm               |
| Songs Unit 1 | 0.4 M Ci<br>(1.4 E16 Bq)   | 813 ft<br>(248 m)           | 23 rem<br>(0.23 Sv)  | 254 ft <sup>3</sup><br>(7.2 m <sup>3</sup> )                        | 1,500 gpm<br>(5,700 lpm)            |
| Rancho Seco  | 0.07 M Ci<br>(2.7 E15 Bq)  | Cut into<br>Large Pieces    | 20 rem<br>(0.2 Sv)   | Approximately 1,130 ft <sup>3</sup><br>(32 m <sup>3</sup> )         | 200 – 600 gpm<br>(930 – 2800 lpm)   |

## Maine Yankee

Maine Yankee 為 864 MWe, PWR, 運轉於 1972 至 1997。因為 Maine Yankee Company 在網路上又詳見之除役文獻資料[ 15,16], 故在此詳細敘述。在除役計畫準備時期, 該公司即著手建造 ISFSI 以儲存 GTCC LLW。因為此反應器使用大量焊接, 故需要大量之切割。在切割前用 3-D CAD-CAM 軟體模擬 RPV 以及 GTCC LLW 切割後情形, 以減少風險以及減少裝填入容器之數量。切割前之 RPV 電腦模擬圖示於圖十七, 其中 GTCC LLW 部分之切割示於圖十八。將 GTCC LLW 切割成四大片, 體積約佔 1200 ft<sup>3</sup>, 分別放置於圖十九筒罐容器 (canister) 中, 再將此筒罐存放於同樣也可儲存用過燃料棒之 Universal Multi-Purpose Storage Systems (UMS) 中, 如圖二十(A)所示, 此 UMS 可當儲存與運送 GTCC LLW 之工具, UMS 最外層為垂直混凝土護箱 (vertical concrete cask, VCC), 如圖二十(B)所示。此 VCC 護箱為 NAC 公司製造, 內層包覆 canister 之 2.5 英吋之碳鋼, 再以 2.5 英尺之鋼筋水泥外殼包覆, 再用拖車運送, 如圖二十一所示, 至 ISFSI 儲存, 運送過程之裝卸如圖二十二(A)(B)(C)所示。ISFSI 示於圖二十三, 此電廠除役時與除役後存留 ISFSI 之對照示於圖二十四與圖二十五, 此為一成功之除役案例。

壓力容器內部組件的拆解參考 Framatome ANP 使用水刀與機械切割執行核電廠壓力容器內部組件的拆解。估計重量是 363,000 磅，用壓力容器運送佔 70%、用運送箱運送佔 20%，10% (GTCC) 貯存在 ISFSI。活性估計 1.964 million Curies (7.267E16 Bq)，壓力容器運送佔 2%，用運送箱運送佔 15%，83%(GTCC) 與 ISFSI 一起貯存。整個專案預計需要 57 人 rem (0.57 人 Sv) 來完成，最終需要僅 29 人 rem (0.29 人 Sv) 來完成。壓力容器內部組件的拆解由 Yankee Rowe 學習到要保持維持水質持續透明。切割方法是內部切成較大的部分發展細部 CAD/CAM 基礎計劃來規畫切割、詳細的工具運動和放置切片進入運送箱(VR,VT)，在充滿水燃料填換腔(refueling cavity) 內執行為了儘量減少交叉污染，切割是首先執行活度成分較少的元件，之後進展到切割最高活度的材料。

經驗顯示使用水刀切割高活性物料的成效良好，承包商的經驗是超高壓水刀切割成功一項關鍵因素。應小心的控制切割產生的放射性顆粒，避免嚴重的污染問題及增加切割專案成本。常見的 GTCC 廢料形式有“浮渣”及“切屑”，這些是在水下切割反應器內部組件，產生的殘留物及熔渣。GTCC 廢料已被儲存於四個乾式燃料儲存桶 (dry fuel storage canisters) 以及最終之 ISFSI。

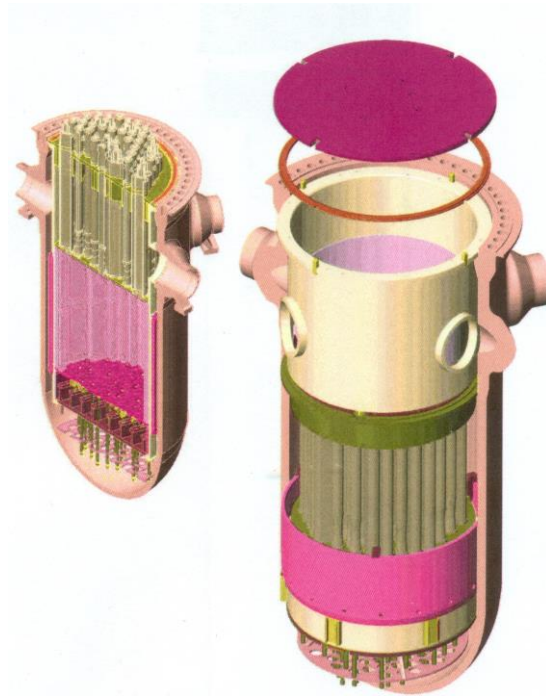


圖 十七、RPV 電腦模擬圖

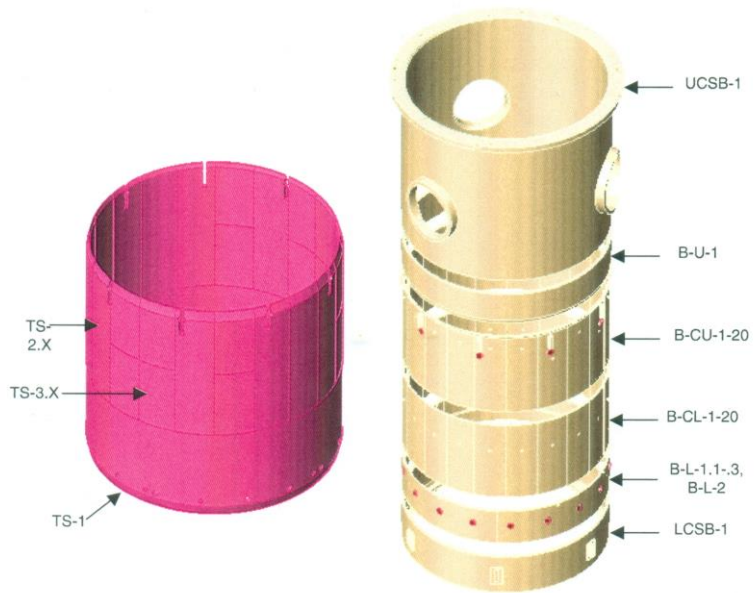


圖 十八、GTCC LLW 電腦切割模擬圖

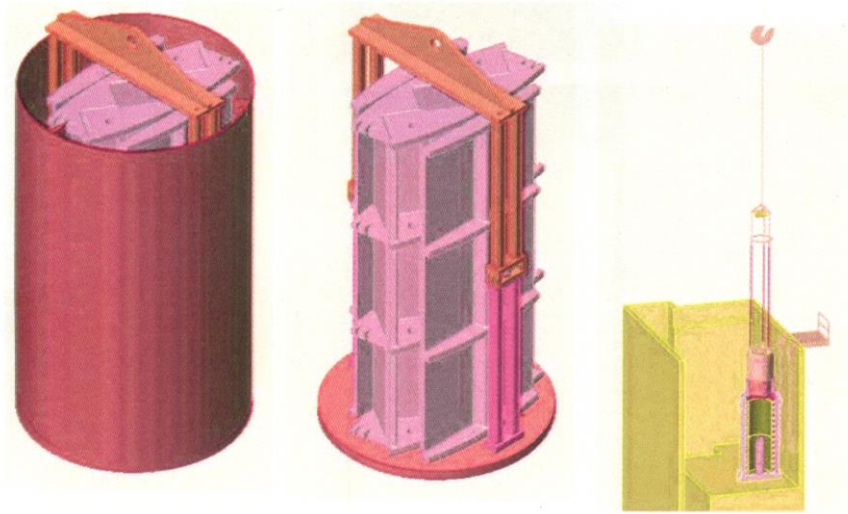
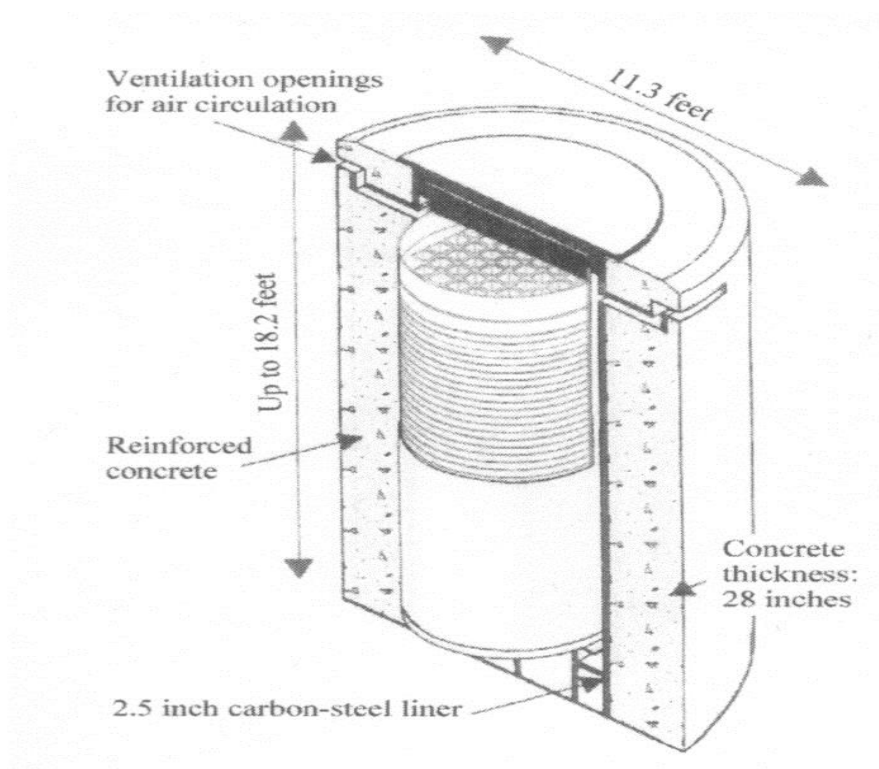
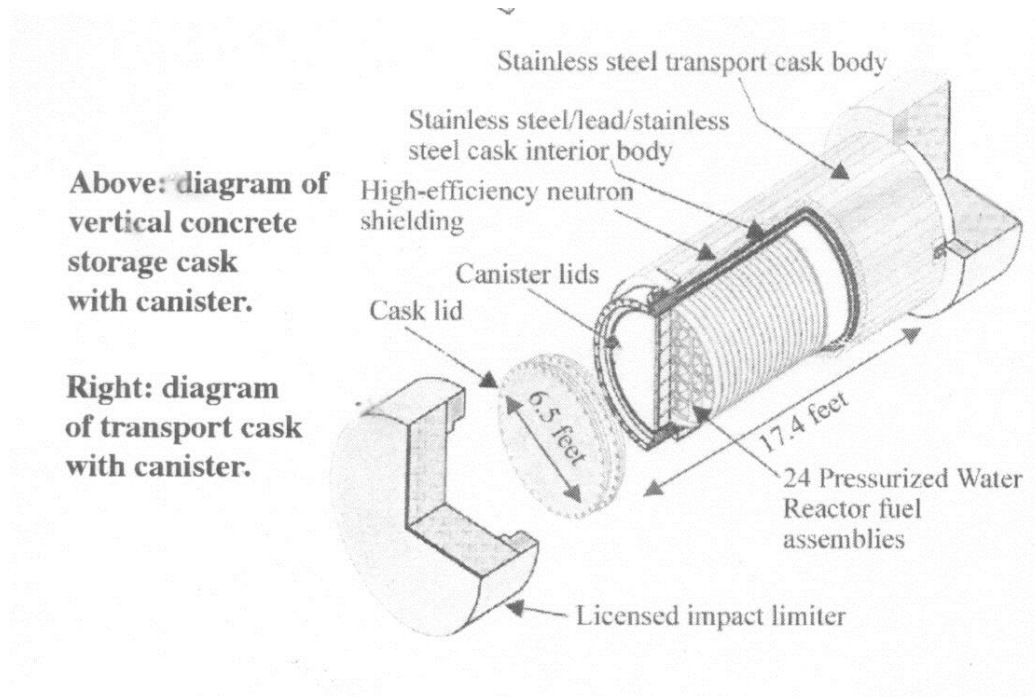


圖 十九、Maine Yankee GTCC LLW 之筒罐容器 (canister)

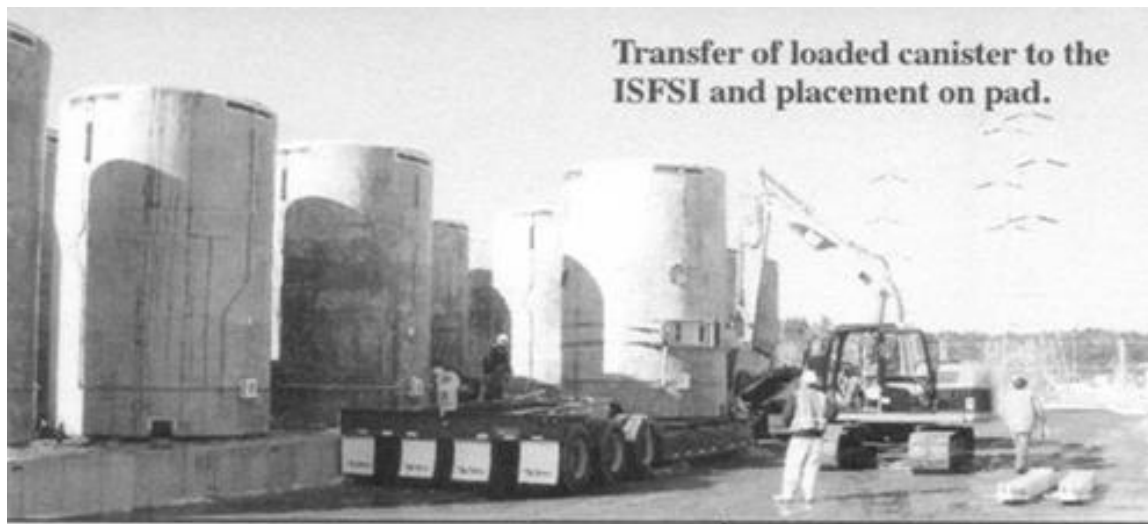


(A)



(B)

圖二十、(A) Maine Yankee 儲存 GTCC LLW 之 VCC; (B) Maine Yankee 運送 VCC 之輸送護箱

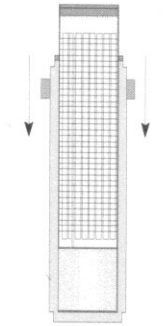
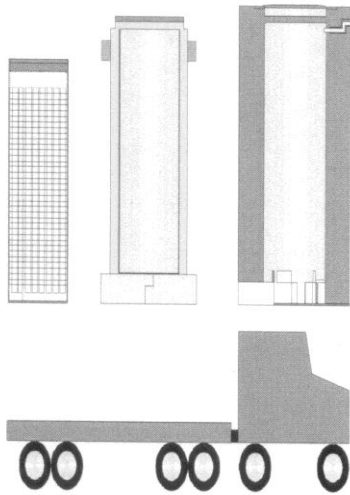


圖二十一、Maine Yankee 運送 VCC 至 ISFSI

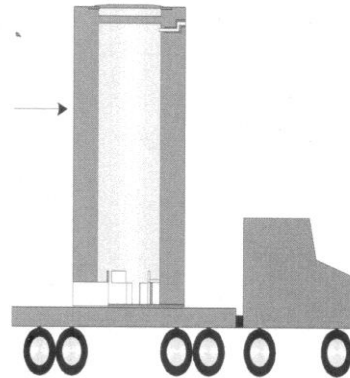


## EQUIPMENT INSPECTION AND PREPARATION

Canister, transfer cask, concrete storage overpack and heavy-haul equipment inspected for cleanliness and proper operation.

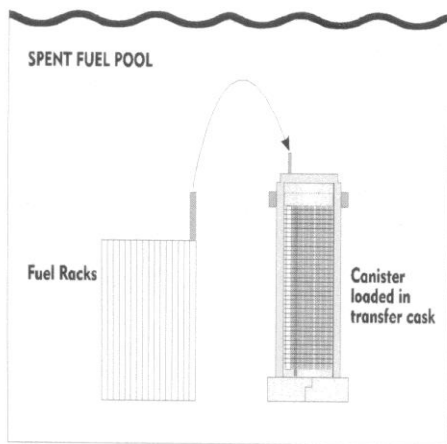


Empty canister placed in transfer cask.

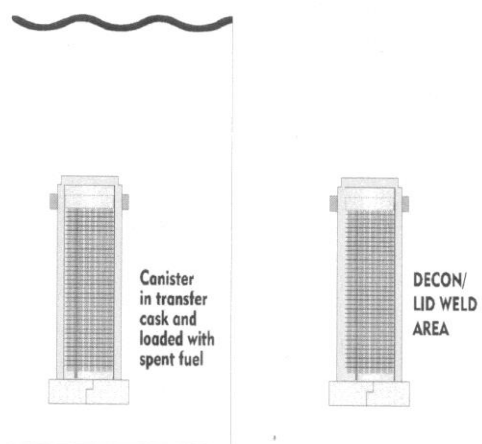


Empty concrete storage cask moved from storage pad onto heavy-haul trailer.

## FUEL LOADING



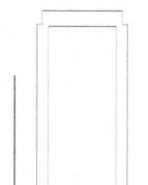
After transfer cask is lifted and placed into the pool, fuel assemblies will be loaded from fuel racks into canister.



The transfer cask is then lifted out of pool and moved to the decontamination/lid welding area.

(A)

## Canister Sealing and Transfer



Canister being lowered into

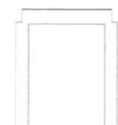
**(B)**

## TRANSPORT PREPARATION AND LOADING

JTC transportable storage cask is removed from heavy-haul trailer (or railcar), lifted upright in the loading area and inspected.



The concrete storage overpack lid is removed, and the transfer cask is then



(C)

圖 二十二、(A) Maine Yankee GTCC LLW (以及燃料)之包裝過程; (B) Maine Yankee GTCC LLW Canister 之封存與裝卸至 VCC; (C) Maine Yankee GTCC LLW VCC 之運送



圖 二十三、Maine Yankee 之 ISFSI

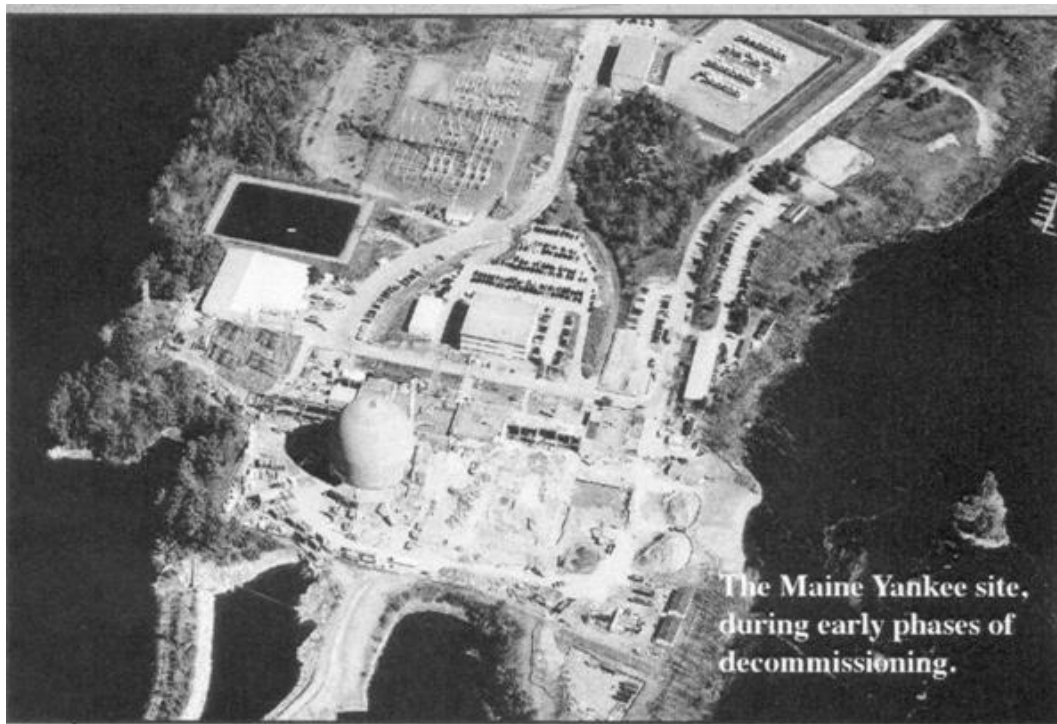


圖 二十四、Maine Yankee 除役時全景



圖 二十五、Maine Yankee 除役後全景

● 超C(GTCC)類放射性廢棄物之貯存

目前超 C(GTCC)類放射性廢棄物之貯存又可分中期儲存與最終儲存，中期儲存在美國大部分仍與用過核子燃料貯存罐與護箱相同規格之容器來進行乾式貯存如表三十與圖二十六顯示九個美國除役電廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶。而對於美國提出四種最終儲存方式，如圖二十七~圖三十：(1) 深地質貯存 (deep geologic disposal,) (2) 中等深度地質鑽孔之儲存(Intermediate depth borehole,) (3) 近地表坑道之儲存(Enhanced Near surface trench) (4) 地表上拱形屋頂儲存 (Above ground vault)。

表 三十、各類中期用過燃料其乾式貯存包裝容器之原則

|    |           |              |                      |                    |          |  |
|----|-----------|--------------|----------------------|--------------------|----------|--|
| 乾式 | 金屬護箱      | 金屬傳導         | 雙重盒蓋+金屬墊圈/惰氣         | 金屬層                | 雙重功能     | CASTOR,TN<br>NAC-ST/STC<br>BGN solutions |
|    | 混凝土護箱     | 空氣環繞<br>鋼筒對流 | 孔穴內襯+<br>焊接密封/<br>惰氣 | 外包鋼層<br>+ 混凝土<br>層 | 垂直<br>放置 | CONSTOR<br>HI-STORM<br>HI-STOR           |
|    | 混凝土<br>模組 | 空氣環繞<br>鋼筒對流 | 鋼筒密封/<br>惰氣          | 混凝土層               | 水平<br>放置 | NUHOMS<br>NAS-MPC/UMS<br>MAGNASTOR       |
|    | 貯存窖       | 空氣環繞<br>孔穴對流 | 孔穴/惰氣                | 混凝土層               | 少數<br>案例 | MVDS<br>MACSTOR                          |
|    | 乾井/<br>坑道 | 土壤傳導         | 鋼筒                   | 土壤層                | 地下<br>化  | 未商業化                                     |

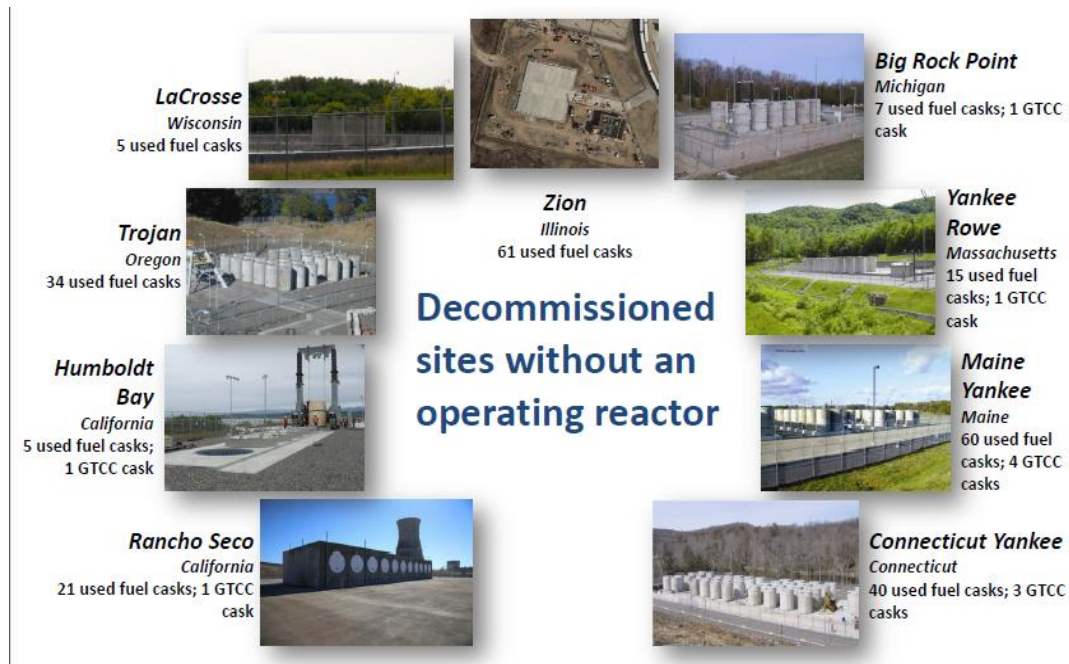


圖 二十六、九個美國除役廠乾式貯存與 GTCC 之鋼桶數量

以下針對 GTCC 類放射性廢棄物之貯存方式與位置做一說明：

美國對於各州任何與放射性有關之建設等，要求州政府必須參加”州同意計畫”(State Agreement Program)，才能在州內進行與核能有關之計畫(興建核能電廠，核廢料處理等設施)，並接受 NRC 之執照申請與運轉監控，至今已有 37 州參與。對於用過燃料與 GTCC 類放射性廢棄物，美國政府利用各核能電廠產生之利潤回饋中成立 Nuclear Waste Policy Act (NWPA)，並任命美國能源部 DOE(Department of Energy)為研究執行機關，建立永久高階核廢料儲存場，本來預計 1998 開始將參與電廠之核廢料儲存於 Yucca 山之深層掩埋場，但因各種因素而無法執行，故 DOE 在美國政府授權下對於 GTCC 之永久掩埋進行 EIS (Environmental Impact Statement)計畫，所提出的場址與儲存方式說明如下：

- (1) 深地質貯存方式(Deep geologic disposal)之位置在美國 New Mexico 如圖二十七所示。



圖 二十七、七個美國 GTCC 類放射性廢棄物最終儲存場址  
 (2) 中等深度地質鑽孔(Intermediate depth borehole)之儲存：如圖二十八所示。美國DOE 建議下列地點Hanford Site in Washington, Idaho National Laboratory in Idaho, Los Alamos National Laboratory in New Mexico, Nevada National Security Site (formerly Nevada Test Site) in Nevada, and the WIPP Vicinity in New Mexico 等。

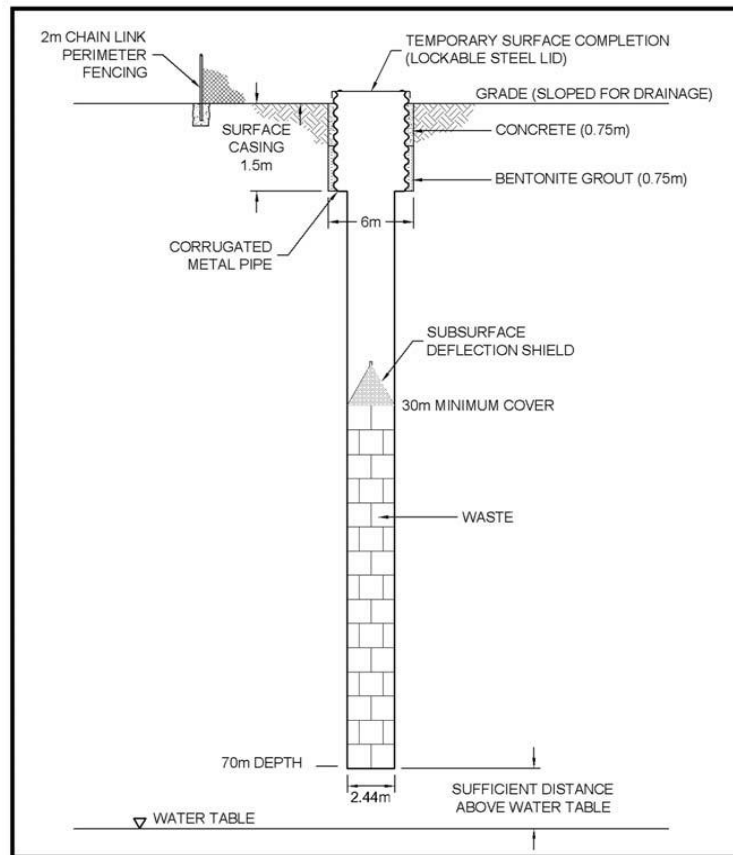


圖 二十八、中等深度地質鑽孔之儲存方式

(3) 近地表坑道之儲存(trench enhanced near surface): 如圖二十九所示。美國DOE 建議下列地點Hanford Site in Washington, Idaho National Laboratory in Idaho, Los Alamos National Laboratory in New Mexico, Nevada National Security Site (formerly Nevada Test Site) in Nevada, and the WIPP Vicinity in New Mexico 加上 Savannah River Site in South Carolina等

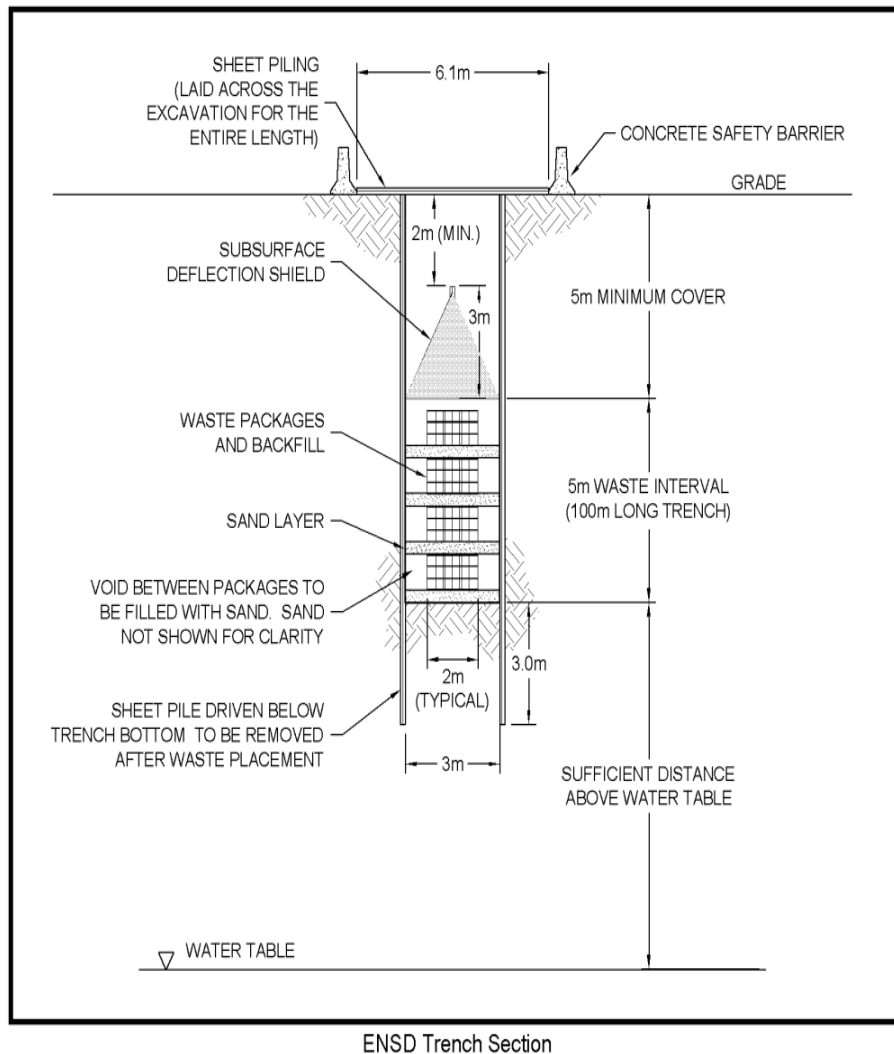


圖 二十九、近地表坑道之儲存方式

(4) 地表上拱形屋頂儲存(Above ground vault): 如圖三十所示。因為地下水較高故於 Oak Rige 場址使用此方法。



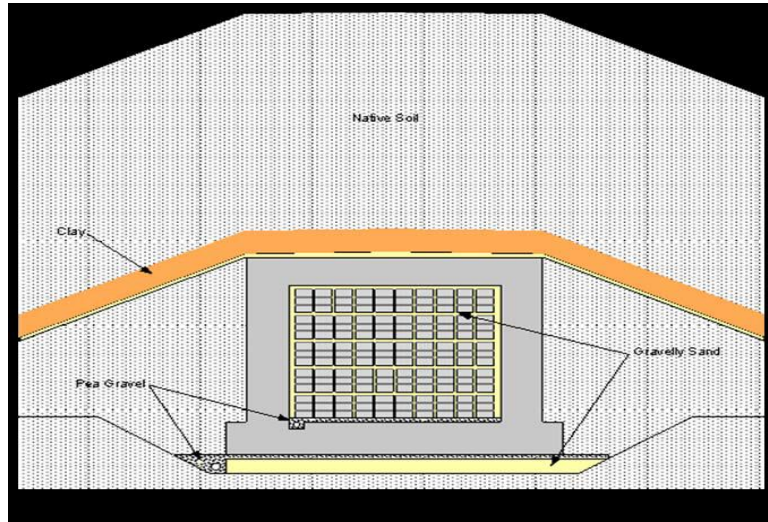


圖 三十、地表上拱形屋頂儲存方式

目前我國對於GTCC 廢棄物之永久儲存場址仍未提出，未來應提出其永久儲存場址之位置。

### 3-2 法國

法國將 GTCC LLW 歸類於 ILW-LL (Intermediate level waste-long lived)，其中大部分為包覆燃料棒之包殼 (cladding, hull, end caps) 等金屬，再將此類廢料減容，與水泥混合，切割為圓餅狀 (puck)，置於混凝土或金屬容器中，如圖三十一與三十二所示，在等候最終之地質掩埋場完成前此類廢料均儲存於 La Hague (AREVA)，Marcoule (CEA) 以及 Cadarache (CEA) 三處。



圖 三十一、法國 ILW-LL 之包裝容器



圖 三十二、法國 ILW-LL 之水泥護箱

### 3-3 德國

德國目前是將 ILW 與水泥混合，製成圓筒狀，再經由玻璃化 (vitrified) 置於金屬筒內如圖三十三所示，再置入類似美國 VCC 之金屬護筒內如圖三十四所示，再置入最終之地質掩埋場。

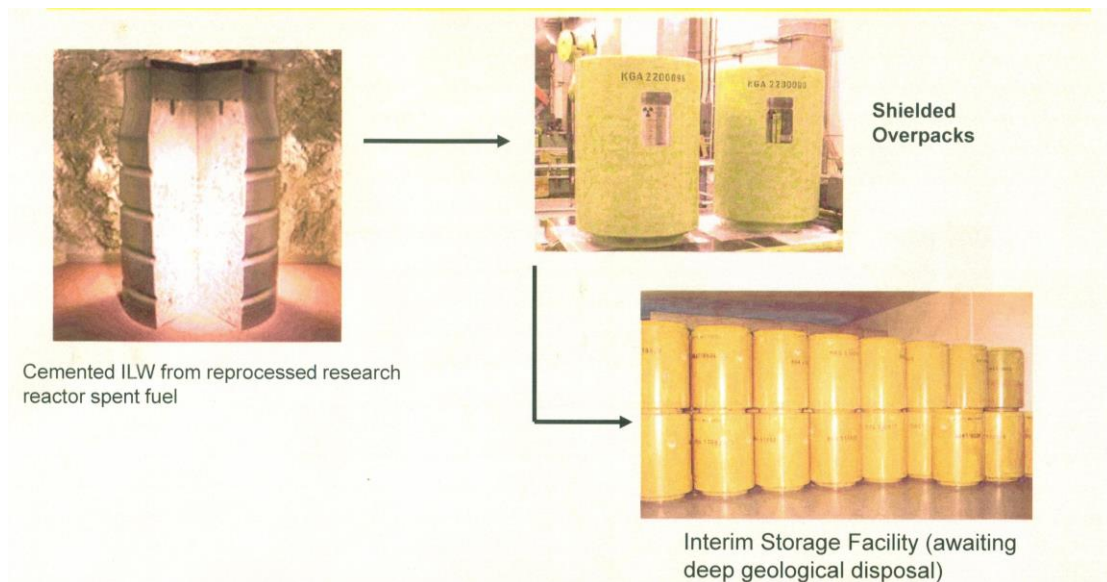


圖 三十三、德國 ILW canister

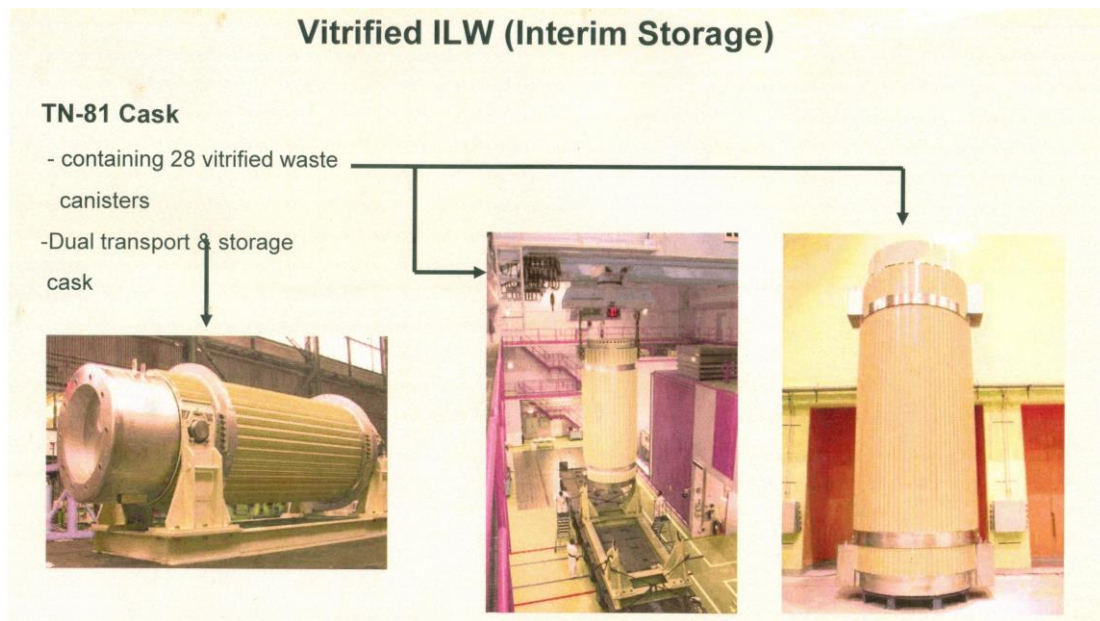


圖 三十四、德國 ILW canister 之 護箱

### 3-4 日本

日本東海核能發電廠 2 號機(GCR), 除役起訖時間由 2001 年 12 月 4 日~2018 年 3 月。日本東海核能發電廠是隸屬於石墨減速二氧化碳冷卻反應器, 電力輸出為 16 萬 6 千 kW, 於 1966 年 7 月 25 日開始營業運轉, 是日本最早的商業用發電廠。1998 年 3 月 31 日, 結束了 31 年又 8 個月的營業運轉, 累積發電量為 290 億 672 萬 KWh, 平均設備利用率為 62.9%, 1998 年 5 月開始進行反應器內用過核子燃料的取出作業; 於 2001 年 3 月 29 日, 將反應器內核燃料完全取出, 2001 年 6 月完成了將全部核燃料搬至英國再處理廠的作業程序。2001 年 10 月 4 日, 根據當時的反應器等反應器管理法, 向日本經濟產業省提出「反應器解體」申請, 並於 2001 年 12 月 4 日展開除役工程。L1 放射性廢料與用過燃料(Spent fuel)一起暫時置放於乾式箱型儲存(Dry Cask Storage, DSC)建築物中, 核能發電廠(Nuclear Power Station, NPS)與乾式箱型儲存建築物間距離約 1 公里。而儲放用過燃料之乾式箱型設計顯示: 外徑約 2.4 m、儲放用過燃料高度約 5.7 m、可儲放 61 組用過燃料等; 而乾式箱型儲存建築物目前設計可置放 24 個乾式箱型、強化水泥結構、採用空氣自然對流冷卻。至於吊掛及搬運方式則如圖三十五與三十六所示。



圖 三十五、日本 L1 放射性廢料與用過燃料(Spent fuel)之處置

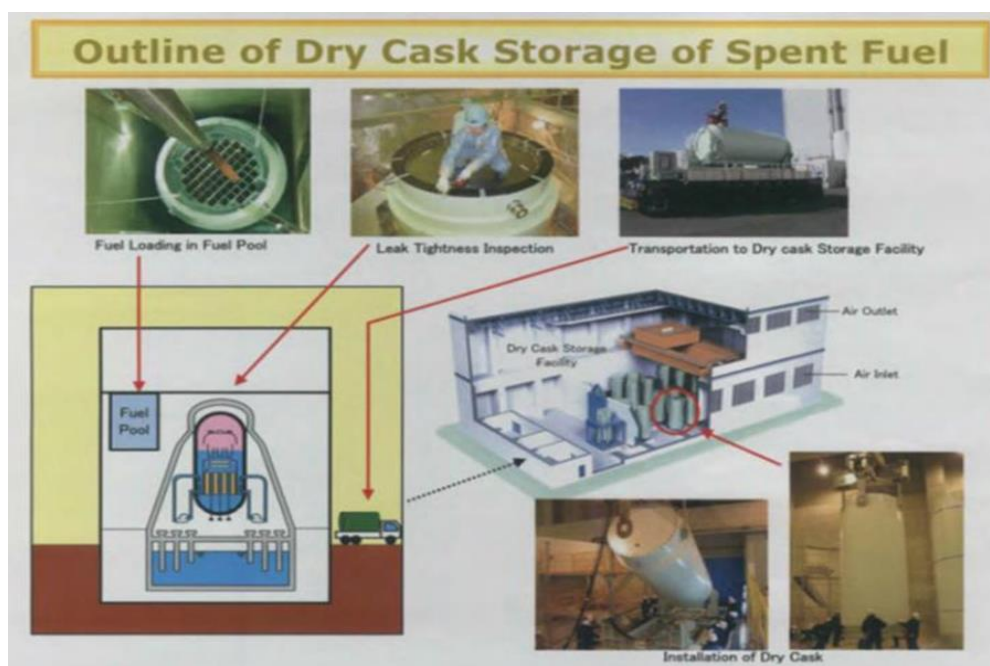


圖 三十六、日本 L1 放射性廢料與用過燃料(Spent fuel)之處置

目前收集日本及德國核能電廠資料顯示：超 C 類(GTCC)低放射性廢棄物的包裝容器與用過燃料的設計理念相似，唯獨尺寸不太一樣，用過燃料儲存鋼桶較大(圓柱形，外徑約 2.4 m、儲放用過燃料高度約 5.7 m、可儲放 61 組用過燃料)，而超 C 類(GTCC)低放射性廢棄物儲存鋼桶較小(標準型方形鋼桶之外部長寬高尺寸分別為 2 m、1.6 m 及 1.4 m，而厚度則為 18 cm 或 21 cm)等。而且也一起放置於獨立

用過燃料儲存裝置(Independent Spent Fuel Storage Installations, ISFSI)廠房內，而此廠房一般座落於除役電廠內之地質穩定位置。

### 3-5 美國對於 GTCC LLW 處置之現狀與法規

早期美國的低放射性廢棄物(LLW)處置場，設計的就跟一般垃圾掩埋場一樣，有廢棄物滲出、污染環境的問題，直到 1982 年美國核管會(NRC)訂定 10CFR61 法規，嚴格要求低放射性廢棄物處置場的設計準則，依據地質條件開始以淺地層掩埋(shallow land bury)方式處置。在 1985 年，低放射性廢棄物政策修訂法(LLRWPA)中定義了各州聯合處置低放射性廢棄物的地區和時間，當時只有三個廢棄物處置地區(Hanford、Envirocare of Utah、Barnwell)。Hanford、Barnwell 可接受 A、B、C 類的 LLW。Envirocare of Utah 只接受 A 類的 LLW。在 2008 年以後，Barnwell 不再接收非大西洋聯盟(Atlantic Compact)的廢棄物，迫使部份電廠無法處理廢棄物，加速在電廠內中期貯存(interim storage)的趨勢。

中期貯存的安全性、管理性、技術層面、以及每個電廠的廢棄物貯存時間和空間、廢棄物生成的數量、成本、新處置地點的驗收標準都會使整個現況面臨更多複雜性。美國政府針對 LLW 廢棄物與包裝技術提供一個完整性的研究討論，目的在於協助各電廠選擇各種適合在電廠貯存的廢棄物容器。然而，此文件僅限於例行運作的廢棄物，如乾燥廢棄物(dry active wastes)、蒸發器底渣(evaporator bottoms)、濾渣(filter sludge)、樹脂(resins)、過濾器筒(filter cartridges)等，但不適用於高放射性設施與液態廢棄物。

廢棄物容器選用滿足 NRC 10CFR Part61 和 71 法規要求來處理廢棄物滿足最終處置場對於廢棄物容器的允收標準運送廢棄物容器需符合美國交通部(DOT)或 NRC 法規要求在延長中期貯存期間，廢棄物容器仍需保持安全性與完整性，在還沒有訂定健全廢棄物容器處置標準條件前，為了降低廢棄物在運輸前需要重新裝筒的風險，建議採用市售規格品廢棄物容器。

對於超 C 類低階廢棄物中期儲存，主要是依據 EPRI 所發佈的一份報告：Interim Storage of Greater than Class C Low Level Waste, Rev. 1, EPRI 1007862, 2003 年[17]。目前 GTCC 廢料的處理，採用廠內中

期儲存，仍需要有相關的技術及法規導則，以確保廢料儲存的安全。2001年11月之前，依據10 CFR Part 50的通用執照授權，允許在核能電廠內進行GTCC廢料中期儲存。電廠除役是希望終止Part 50(核設施運轉)執照，因此GTCC廢料中期儲存將成為電廠除役的障礙。2001年11月13日Part 72法規修改生效，可依據Part 72通用或特定執照，在ISFSI可同時容納儲存GTCC廢料

由前表顯示Part 50執照的持照者，可有廣泛的儲存選擇，同時也顯示Part 50執照終止後，持照者可能有的多重選擇。進行除役的核電廠其低階廢料被判定為A,B,C類者，可以選擇進行永久處置，而超過C類限制者(GTCC)則必須儲存於廠內。除役完成後，保存於廠內的廢料只有用過燃料、反應器有關GTCC廢料，及那些與用過燃料儲存有關之物料。2001年11月Part 72法規修改後，電廠營運者的沉重負擔將得以減輕。現在持照者可以在單一的Part 72特定執照下，選擇終止Part 50執照，而不必同時擁有多張執照。

Part 72最終法規制定允許GTCC廢料存入ISFSI，但對於其他形式低階廢料的儲存限制並未改變。用過燃料依據Part 72執照存入ISFSI，用過燃料的定義是包括“其它與用過燃料有關之放射性物料”。隨著Part 50執照的終止，GTCC廢料存入位於協議州(Agreement State)的ISFSI，而不需要協議州另行發給執照。所有GTCC廢料存入ISFSI是依據NRC發給的Part 72特定執照。商業核電廠依據Part 50通用執照的規定在廠內儲存GTCC廢料，包括將GTCC廢料放入ISFSI儲存場，GTCC廢料必須放入有別於用過燃料罐的容器內。

在接收GTCC廢料之前，持照者必須將如何避免任何GTCC廢料儲存可能發生的不良反應，寫入安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)中。SAR必須包含設備及設施之設計、規劃操作之描述，及安全的接收、搬運、包裝、貯存及轉移GTCC廢料等重要資訊。

在接收GTCC廢料之前，需審視ISFSI的通用設計準則，以滿足GTCC廢料的安全儲存。這適用於Part 50及Part 72執照。法規及目前的導則文件對於用過燃料或GTCC廢料使用之容器並不提供任何單獨的設計準則。使用者有責任確保GTCC廢料對於容器、儲存罐或是存置於ISFSI的任何物件，不會產生不良影響。除役電廠大多數的GTCC廢料容器之設計審查，與用過燃料使用相同的準則，再額外考慮到化學、電化學、有機或其他反應。在進行ISFSI任何改變、測試及實驗之前，應完成“72.48 審查”以確認任何潛在未審查

的安全問題。就如同“50.59 審查”是針對運轉中的核電廠。需要有例行監視和檢驗的規定，配合相關設備，以確保廢料容器之完整、職業暴露最小化及避免發生不可控制的外釋

有關廢料存儲在 ISFSI 中，已經存在許多報告和申報的要求，而 Part 72 最終法規制定將申報要求擴展至 GTCC 廢料。必須建立物料管控及帳目的書面會計程序，對於所有特殊核物料(special nuclear material, SNM)儲存的接收、貯存及轉移，能夠保持精確的帳目。因此，對於儲存於 ISFSI 的用過燃料及包含 SNM 的 GTCC 廢料，至少每 12 個月執行一次盤點。盤點必須以文件記錄，可供查閱，且維持一份記錄副本，並將副本存放在獨立且遙遠的地方。在記錄中需顯示出所有儲存於 ISFSI 的用過燃料及包含 SNM 的 GTCC 廢料的接收、庫存(包括位置)、處置、取得和轉移。

在 ISFSI 接收用過燃料及 GTCC 廢料之前，須制定品保方案，此一方案除適用於用過燃料及 GTCC 廢料外，也適用於其他存放在 ISFSI 的放射性物料及廢料。在 ISFSI 接收用過燃料或 GTCC 廢料之前，依據 Part 72 特定執照，對於設備及控制操作人員，須制定訓練、熟練度測試及認證方案。對於設備及控制操作的督導人員也需要執行相同的方案

能源部(DOE)負責提供容器的驗收準則，這些容器是用來運送 GTCC 廢料到被監控可回收式貯存(Monitored Retrievable Storage, MRS)設施，以及用來處置 GTCC 廢料。DOE 已發展多個可供上述用途使用的容器，這些容器將可用於 ISFSI 儲存，減少在儲存階段末期廢料重新包裝的可能性。無論如何，計畫都必須考慮最終處置 GTCC 廢料時，GTCC 廢料重新包裝的可能性，這些重新包裝可能發生在 ISFSI 或最終處置場，在長程規劃中須提及這些考量。

NRC 對於 GTCC 廢棄物儲存容器的發照準則：禁止將物料混合存入同一只儲存罐，以避免發生明顯的化學、電化學或其他反應；在安全分析報告中，敘述 GTCC 廢料的儲存，及與安全有關的結構、系統及元件等等。

Part 72 最終法規制定中只允許固體 GTCC 廢料存入 ISFSI(包括脫水樹脂)，禁止液體 GTCC 廢料存入 ISFSI。依據個案狀況 NRC 可對這項限制的例外申請進行審查及核准。廢料儲存的其他限制是強制 GTCC 廢料儲存產生之化學、電化學或其他反應的可能性降至最低。

Trojan 電廠將歸類為 GTCC 者放入反應器壓力容器一起包裝，整個包裝的平均濃度視為 C 類廢料，而允許淺地處置。雖然這方法未必適用於其它電廠，但建議至少應去探究其可能性。三哩島對於 GTCC 廢料有廣泛的處理經驗，其中包含活性非常高的濕廢料(樹脂及過濾器)，隨後進行安定化及儲存。

法規改變的不確定性，造成 GTCC 廢料包裝程序的減緩或延誤。由於缺少處置廢料接收標準，將妨礙 GTCC 廢料的包裝，甚至可能導致部分或全部的 GTCC 廢料需要重新包裝。反應器內部組件的特性調查的經驗有限。配合儲存罐的設計進行分割，使切割廢料的大小和形狀達到最佳化，經常是困難的。GTCC 物料(反應器內部組件、爐心側板等)的切割，基於時程的觀點及劑量控制(ALARA)的觀點來說是特別具有挑戰性。

### 3-6 美國法規要求

1. Federal Register, Final Rulemaking: Interim Storage of Greater Than Class C Waste; October 11, 2001.
2. Federal Register, Proposed Rulemaking: Interim Storage of Greater Than Class C Waste; June 16, 2000.
3. 10 CFR Part 20, Standards for Protection Against Radiation.
4. 10 CFR Part 30, Rules of General Applicability to Domestic Licensing of Byproduct Material.
5. 10 CFR Part 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.
6. 10 CFR Part 70, Domestic Licensing of Special Nuclear Material.
7. 10 CFR Part 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste.



## 第四章、我國超 C 類廢棄物相關運作之安全管理制重點

本研究對超 C 類廢棄物相關運作之安全管理制重點將參考各國法規。主要參考國家為美國 GTCC 廢棄物儲存的相關法規、導則、規範、通函及技術報告等(見參考文獻)，此外亦參考德國定義於原子能法第 7 條有關 - 除役、安全封存及設施或其部分拆除導則 及加拿大與日本除役計畫導則及除役安全法規。此結果將可作為國內除役之參考，而對超 C 類廢棄物相關運作之安全管理制主要在超 C 類除役廢棄物之包裝容器與中期儲存之安全管理制重點。

### 4-1 GTCC 容器設計、監視和檢驗準則

在接收 GTCC 廢料之前，需審視 ISFSI 的通用設計準則，以滿足 GTCC 廢料的安全儲存。法規及目前的導則文件對於用過燃料或 GTCC 廢料使用之容器並不提供任何單獨的設計準則。使用者有責任確保 GTCC 廢料對於容器、儲存罐或是存置於 ISFSI 的任何物件，不會產生不良影響。除役電廠大多數的 GTCC 廢料容器之設計審查，與用過燃料使用相同的準則，再額外考慮到化學、電化學、有機或其他反應。需要有例行監視和檢驗的規定，配合相關設備，以確保廢料容器之完整、職業暴露最小化及避免發生不可控制的外釋。

### 4-2 GTCC 廢料儲存容器的驗收及發照準則

能源部(DOE)負責提供容器的驗收準則，這些容器是用來運送 GTCC 廢料到被監控可回收式貯存(Monitored Retrievable Storage, MRS)設施，以及用來處置 GTCC 廢料。DOE 已發展多個可供上述用途使用的容器，這些容器將可用於 ISFSI 儲存，減少在儲存階段末期廢料重新包裝的可能性。無論如何，計畫都必須考慮最終處置 GTCC 廢料時，GTCC 廢料重新包裝的可能性，這些重新包裝可能發生在 ISFSI 或最終處置場，在長程規劃中須提及這些考量。NRC 對於 GTCC 廢棄物儲存容器的發照準則：禁止將物料混合存入同一只儲存罐，以避免發生明顯的化學、電化學或其他反應；在安全分析報告中，敘述 GTCC 廢料的儲存，及與安全有關的結構、系統及元件等等。

### 4-3 GTCC 廢料中期儲存的廢料形式與儲存之安全分析

Part 72 最終法規制定中只允許固體 GTCC 廢料存入 ISFSI(包括脫水樹脂)，禁止液體 GTCC 廢料存入 ISFSI。依據個案狀況 NRC 可對這項限制的例外申請進行審查及核准。廢料儲存的其他限制是強制 GTCC 廢料儲存產生之化學、電化學或其他反應的可能性降至最低。

GTCC 廢料中期儲存的廢料形式與儲存之安全分析包含下列 10 項:(1)貯存設施安全分析報告導則與本計畫安全(2)場址之特性描述(3)設施之設計基準(4)設施運轉計畫包含吊卸裝填，運搬，傳送護箱與運搬輔助機具之檢查，接收及貯存(5)結構評估包含設計特性，系統各組件重量及重心，材料性質(6)輻射屏蔽評估包含輻射源種類與性質，屏蔽分析模式，屏蔽分析結果，工作人員劑量，裝載、密封、傳送與運送階段之劑量(7)異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估，貯存時異常事件分析與結果，貯存時或操作意外事件分析與結果(8)輻射防護作業與環境輻射監測計畫包含輻射防護計，環境輻射監測計畫(9)保安計畫及料帳管理計畫，保安組織之目的、編組、管理及訓練，週界實體阻隔物及警報監視系統，料帳管理計畫，料帳管制作業(10)品質保證計畫包含品質保證方案，設計管制，採購文件管制。

### 4-4 GTCC 廢料之行政、申報和訓練要求

有關廢料存儲在 ISFSI 中，已經存在許多報告和申報的要求，而 Part 72 最終法規制定將申報要求擴展至 GTCC 廢料。必須建立物料管控及帳目的書面會計程序，對於所有特殊核物料(special nuclear material, SNM)儲存的接收、貯存及轉移，能夠保持精確的帳目。因此，對於儲存於 ISFSI 的用過燃料及包含 SNM 的 GTCC 廢料，至少每 12 個月執行一次盤點。盤點必須以文件記錄，可供查閱，且維持一份記錄副本，並將副本存放在獨立且遙遠的地方。在記錄中需顯示出所有儲存於 ISFSI 的用過燃料及包含 SNM 的 GTCC 廢料的接收、庫存(包括位置)、處置、取得和轉移。在 ISFSI 接收用過燃料及 GTCC 廢料之前，須制定品保方案，此一方案除適用於用過燃料及 GTCC 廢料外，也適用於其他存放在 ISFSI 的放射性物料及廢料。在 ISFSI

接收用過燃料或 GTCC 廢料之前，依據 Part 72 特定執照，對於設備及控制操作人員，須制定訓練、熟練度測試及認證方案。對於設備及控制操作的督導人員也需要執行相同的方案。

#### 4-5 GTCC 廢料儲存之經驗回饋

依據 Part 50 執照 GTCC 廢物可以存入 ISFSI 的儲存場，其存放容器有別於用過燃料儲存罐。但目前大多數電廠正著手規劃，將用過燃料組件使用的同類型儲存罐用於 GTCC 廢料的包裝和儲存，等待 NRC 法規的修訂，可能會延遲包裝。

GTCC 廢料與用過燃料混合存放於同一只儲存罐，在多數的狀況下是不允許的，一些持照者評估將一些 GTCC 廢料與燃料組件儲存在同一只存儲罐。這對某些零件是合理的，例如爐內偵檢器和控制棒，但對於是否被允許，建議電廠應從 NRC 取得正式決定。持照者違反 NRC 執照的條款，將未經特定執照或儲存罐合格證明書(CoC)核准的零件放入用過燃料罐，持照者仍被要求立即採取行動，若不改正儲存罐的裝填，就要證明儲存罐裝填後的持續安全。規劃將最大尺寸的物料裝入儲存罐，將切割的次數減至最少。這將減少專案工期、總暴露、工程專案成本，以及浮渣/切屑產成的總量。

使用水刀切割高活性物料的成效良好，承包商的經驗是超高壓水刀切割成功一項關鍵因素。應小心的控制切割產生的放射性顆粒，避免嚴重的污染問題及增加切割專案成本。常見的 GTCC 廢料形式有“浮渣”及“切屑”，這些是在水下切割反應器內部組件，產生的殘留物及熔渣。Trojan 電廠將歸類為 GTCC 者放入反應器壓力容器一起包裝，整個包裝的平均濃度視為 C 類廢料，而允許淺地處置。雖然這方法未必適用於其它電廠，但建議至少應去探究其可能性。三哩島對於 GTCC 廢料有廣泛的處理經驗，其中包含活性非常高的濕廢料(樹脂及過濾器)，隨後進行安定化及儲存。

法規改變的不確定性，造成 GTCC 廢料包裝程序的減緩或延誤。由於缺少處置廢料接收標準，將妨礙 GTCC 廢料的包裝，甚至可能導致部分或全部的 GTCC 廢料需要重新包裝。反應器內部組件的特性調查的經驗有限。配合儲存罐的設計進行分割，使切割廢料的大小和形狀達到最佳化，經常是困難的。GTCC 物料(反應器內部組件、爐心側板等)的切割，基於時程的觀點及劑量控制(ALARA)的觀點來

說是特別具有挑戰性。

#### 4-6 我國與外國 GTCC 廢棄物儲存的相關法規、導則與規範

● 我國 GTCC 廢棄物儲存的相關法規、導則與規範

1. 中華民國「放射性物料管理法」，91年12月25日
2. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物料管理法施行細則」，98年4月22日
3. 中華民國行政院原子能委員會「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，97年10月22日
4. 中華民國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」，101年7月9日
5. 中華民國行政院原子能委員會「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，100年11月24日
6. 中華民國行政院原子能委員會「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」，99年12月23日
7. 中華民國行政院原子能委員會「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，99年4月22日
8. 中華民國行政院原子能委員會「放射性廢棄物處理設施運轉人員訓練計畫審查作業要點」，98年5月7日
9. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物料設施興建申請聽證程序要點」，96年6月26日
10. 中華民國行政院原子能委員會「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」，95年12月29日
11. 中華民國行政院原子能委員會「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，93年12月29日
12. 中華民國行政院原子能委員會「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」，95年10月19日
13. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物質安全運送規則」，96年12月31日
12. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，101年07月09日

13. 中華民國行政院原子能委員會「核能電廠除役管理方針」，80年3月1日
14. 中華民國行政院原子能委員會「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，100年11月24日
14. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施除役計畫導則」，100年11月24日

● 在美國 GTCC 廢棄物儲存的相關法規、導則、規範、通函及技術報告等，包括：

- 1 IAEA, 2000, Predisposal Management of Radioactive Waste, including Decommissioning, WS-R-2.
- 2 IAEA, 2001, Methods for the Minimization of Radioactive Waste from Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities, TRS-401.
- 3 IAEA, 2003, Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste, WS-G-2.5.
- 4 IAEA, 2003, Predisposal Management of High Level Radioactive Waste, WS-G-2.6.
- 5 IAEA, 2006, Management of Problematic Waste and Material Generated during the Decommissioning of Nuclear Facilities, TRS-441.
- 6 IAEA, 2006, Development of Specifications for Radioactive Waste Packages, TECDOC-1515.
- 7 IAEA, 2006, Storage of Radioactive Waste Safety Guide, WS-G-6.1.
- 8 IAEA, 2007, New Developments and Improvements in Processing of Problematic Radioactive Waste, TECDOC-1579.
- 9 IAEA, 2007, Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, TECDOC-1537.
- 10 IAEA, 2011, Disposal of Radioactive Waste Specific Safety Requirements, SSR-5.
- 11 NEA, 2010, Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste, NEA-06405.

- 12 10 CFR 60 : Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories.
- 13 10 CFR 61 : Licensing Requirements For Land Disposal Of Radioactive Waste.
- 14 10 CFR 71 : Packaging And Transportation Of Radioactive Material.
- 15 USNRC, 1995, Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5884.
- 16 USNRC, 1996, Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6174.
- 17 USNRC, 2000, NMSS Decommissioning Standard Review Plan, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NUREG-1727.
- 18 USNRC, 2006, Consolidated Decommissioning Guidance - Decommissioning Process for Materials Licensees, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NUREG-1757.
- 19 EPRI, 1999, DAW and Mixed LLW Processing and Volume Reduction Technologies, Electric Power Research Institute, TR-107331.
- 20 EPRI, 1999, Decommissioning Low Level Waste Management and Reduction Guide, Electric Power Research Institute, TR-110234.
- 21 EPRI, 2010, Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste : Volume IV - Lessons Learned, TR-021057.

#### **4-7 我國 GTCC 廢棄物之中期與最終儲存方式**

目前除役之 GTCC 廢料之是用中期儲存，或放於乾式儲存場，或者到可監測回收貯存放施。

在核一廠除役計劃書中提及核一廠除役期間新建的主要設施將位於 345 kV 開關場以南至新購廠區西南側用地的區域內(保留區)，主

要新建設施包括低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料乾式貯存設施。

第二期用過核子燃料乾式貯存設施規劃於緊鄰第一期用過核子燃料乾貯設施的廠區西南側用地區域，用於貯存用過核子燃料以及除役所產生之超 C 類放射性廢棄物。

在我國均依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」進行管制「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」已明定超 C 類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放射性廢棄物最終處置設施進行處置。但在放射性廢棄物的貯存方面，則採國際原子能總署的貯存安全導則要求，可確保所有放射性廢棄物的貯存安全。核反應器設施所產生的超 C 類廢棄物均會列管追蹤，可確保其最終處置作業的安全。圖三十七為我國與 IAEA 各種放射性廢棄物之最終處置方式，未來我國也要決定 GTCC 廢棄物之最終儲存方式。



圖 三十七、放射性廢棄物處置區示意圖

## 第五章、結論

1. 本研究已收集各國超 C 類(GTCC)低放射性廢棄物中的來源與數量，並預估台電核一廠除役後 GTCC LLW 之數量，其結果可作為未來台電核一廠除役所提計畫書之參考。
2. 本研究亦對各國超 C 類除役廢棄物之包裝容器、貯存及運送之實際應用情形與安全管制要求完成收集，並探討超 C 類除役廢棄物處理之經驗，此結果可作為未來台電核一廠除役時對超 C 類除役廢棄物處理之參考。
3. 台電核一廠除役時對超 C 類除役廢棄物之中期儲存可能採建立第二期用過核子燃料乾式貯存設施用於貯存用過核子燃料以及除役所產生之超 C 類放射性廢棄物或貯存於低放射性廢棄物貯存設施，無論使用何種貯存都應完成超 C 類除役廢棄物儲存之安全分析。



## 參考文獻

1. NUREG/CR-0130, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station”, US NRC, 1984.
2. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, 1980
3. NUREG/CR-6174, “Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station”, US NRC, 1995.
4. NUREG/CR-5884, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station”, 1995.
5. EPRI 2003, “Radiological Characterizations for Reactor Pressure Vessel and Internals Enhanced SAFSTOR”.
6. NUREG-1640, “Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities”, 2004.
7. Anigstein, R., et al., “Technical Support Document – Potential Recycling of Scrap Metal from Nuclear Facilities, Part I: Radiological Assessment of Exposed Individuals.” Washington, DC.: U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation and Indoor Air”, 2001.
8. DOE, “BASIS INVENTORY FOR GREATER-THAN-CLASS-C LOW-LEVEL RADIOACTIVE WASTE ENVIRONMENTAL IMPACT STATEMENT EVALUATIONS”, 2008.
9. DOE, “Disposal of Greater-Than-Class C (GTCC) Low-Level Radioactive Waste and GTCC-Like Waste (DOE/EIS-0375-D)”, 2011.
10. EPRI, “Waste Management for Decommissioning of Nuclear Power Plants – An EPRI Decommissioning Project Report”, 2014.
11. “RADIOLOGICAL CHARACTERIZATION OF SHUT DOWN NUCLEAR REACTORS FOR DECOMMISSIONING PURPOSES”, IAEA 1998.
12. Klas Lundgren, Jonatan Jiselmark, “Assessment of activity inventories in Swedish LWRs at time of decommissioning”, Paper presented at the seminar ”Decommissioning of nuclear facilities”, Studsvik, Nyköping, Sweden, 14-16 September 2010.
13. <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/independent-spent->

[fuel-storage-installation-isfsi.html](http://www.epri.com/pubsandproducts/isfsi.html)

14. EPRI, “Reactor Internals Segmentation Experience Report Detailed Experiences 1993–2006, 2007”.
15. <http://www.maineyankee.com/public/MaineYankee.pdf>
16. <http://www.maineyankee.com/>
17. “Interim Storage of Greater than Class C Low Level Waste, Rev. 1”, EPRI 1007862, 2003.
18. Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance – 17, 楊慶威、任天熹，核電廠除役資訊蒐集及分析計畫，行政院原子能委員會核能研究所，民國 102.
19. 周鼎，核設施拆除方式及技術發展之國際資訊研究，核能研究所，102FCMA004，民國 102.
20. Agenda Everett Redmond, “Advancing the Used Fuel Management “, Nuclear Energy Institute， 2013.
21. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System,” Rev. 5, October 2005
22. 核一廠乾式貯存安全分析報告，ISFSI-06-REP-0600，核能研究所，民國 96.
23. 國際核設施除役案例經驗回饋探討，行政院原子能委員會放射性物管理局，委託研究計畫研究報告 102FCMA004，民國 102.
24. 除役計畫法規、規劃與管理綜合報告，行政院原子能委員會放射性物管理局，委託研究計畫研究報告 101，民國 101.
25. 除役大組件切割與包裝綜合報告，核電廠除役資訊蒐集及分析計畫，行政院原子能委員會放射性物管理局，委託研究計畫研究報告 101，101.
26. 陳發能，”核能關鍵報告”，五南出版社，民國 103.
27. Federal Register, Final Rulemaking: Interim Storage of Greater Than Class C Waste; October 11, 2001.
28. Federal Register, Proposed Rulemaking: Interim Storage of Greater Than Class C Waste; June 16, 2000.
29. 10 CFR Part 20, Standards for Protection Against Radiation.
30. 10 CFR Part 30, Rules of General Applicability to Domestic Licensing of Byproduct Material.
31. 10 CFR Part 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.

32. 10 CFR Part 70, Domestic Licensing of Special Nuclear Material.
33. 10 CFR Part 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste.
34. <http://www.gtceis.anl.gov/>, Greater-Than-Class C Low-Level Radioactive Waste EIS Information Center
35. 劉東山，”放射性廢棄物管理”，曉園出版社，民國 100 年
36. <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByCountry.aspx>.
37. 日本原子力規制委員會網站, <http://www.nsr.go.jp/english/>
38. 日本東京電力公司網站, <http://www.tepco.co.jp/en/index-e.html>
39. Katsumi Ebisawa, “Current status of seismic safety project at JNES”, 2010.11.24
40. Japan nuclear energy safety organization(JNES)於平成 18(2006 年)核能電廠除役相關調查報告.
41. “Cost Estimation for Decommissioning”, OECD 2010 NEA No. 6831, ISBN 978-92-64-99133-0
42. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for Second Review Meeting, 2001 年十月.
43. 美國在超 C 類廢棄物之處置狀況, 2009 年 6 月 9 日.
44. 日本根據深度處置低放射性廢物的安全法規, 2007 年 12 月.
45. 日本諸外國在地層處置、淺地中處置制度的管理, 2009 年 6 月 9 日.
46. 日本諸外國在管理期間終了後的線量基準之概念, 2009 年 3 月 16 日.
47. 日本 Decommissioning Plan for Hamaoka Nuclear Power Station Unit 1 and Unit 2, 2013 年
48. 日本 Power Reactor Decommissioning: U.S. Perspective on Regulatory Insights and Challenges, April 8, 2015.
49. 德國核能管制單位網站, <http://www.bmub.bund.de/en/>
50. 德國 Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste, 30 September 2010.
51. 德國 Decommissioning of RWE nuclear power plants, 2011.09.13.
52. Overview on decommissioning of nuclear facilities in Germany, 2011.11.02.

53. Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors, UNEP YEAR BOOK 2012.
54. EWN-The Greifswald Nuclear Power Plant Site Energiewerke GmbH Waste management & Interim Storage North (ISN), 2012.
55. The EWN dismantling operations and related techniques dismantling of the reactor pressure vessels, 2012.
56. Overview on Decommissioning Projects in Germany, 2013.09.04.
57. Decommissioning and dismantling – Areva, 2013.
58. AREVA Experience in Dismantling of the Primary Circuit, 2014.04.23.
59. 德國 Nuclear Decommissioning, a Utility’s Perspective, 2014.
60. Decommissioning and dismantlement of the Stade nuclear power plant, 2015.
61. Holger Tietze-Jaensch, Stephan Schneider, Yuliya Aksyutina, Dirk Bosbach, Rene Gauthier and Alexander Eissler, “Principles of Product Quality Control of German Radioactive Waste Forms from the Reprocessing of Spent Fuel: Vitrification, Compaction & Numerical Simulation – 12529”, WM2012 Conference, February 26 – March 1, 2012, Phoenix, AZ
62. 白寶實、許文勝、李宜娟、楊雋之，“核能電廠除役計畫審查技術之研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 2012年12月
63. 馬志銘，”參加 2013Waste Management 國際研討會心得報告”，行政院原子能委員會放射性物料管理局出國報告, 2013.04.08
64. 裴晉哲，劉千田，“核能電廠除役廢棄物審查技術之研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 2013年12月
65. 周鼎，張淑君，“主要國家核子反應器設施除役相關法規研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 2012年12月
66. 姚品全，陳昭睿，“六價鐵於高濃度頑抗有機廢液處理技術之研究”，大葉大學，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告, 2010.11.30
67. 劉明忠，邱顯郎，梁天瑞，蕭向志，朱偉朋，邱垂彥，方慶隆，丁

- 宇，張金和，“考察美國除役中核能電廠”，經濟部出國報告，2013.02.06
68. 邱顯郎，蕭向志，顏昌發，張靜，邱心怡，謝瑋師，“赴義大利參加 EPRI 核電廠除役會議”，台灣電力公司出國報告，2012.12.22
69. 劉東山，“核能電廠除役”，台電核能月刊，100 年 5 月 341 期，PP. 16-31
70. 張禕庭，“赴日本研習核能電廠稽察管制技術”，行政院原子能委員會出國報告，2013.10.22
71. 核能電廠除役之安全管制規劃，  
[http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index\\_11\\_3.pdf](http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_11_3.pdf)
72. 施建樑，“核能電廠除役規劃與管理”，核能研究所簡報，2011.11.08，  
[http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index\\_11\\_2.pdf](http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_11_2.pdf)
73. 陳鴻斌，“核設施除役及廢棄物管理技術之發展與應用”，行政院原子能委員會 99 年度政府科技計畫期末(成果效益)報告
74. 邱太銘，“國外核子動力反應器設施除役概況”，核能研究所簡報，2012.08.03，  
[http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index\\_11\\_1.pdf](http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_11_1.pdf)
75. 吳景輝，“歐盟壓力測試同行審查結果及我國核安管制做為”，中華民國核能學會第 29 屆第 1 次會員大會，2012.12.28，  
[http://www.chns.org/upload/download1/u1358737562\\_7288b2.pdf](http://www.chns.org/upload/download1/u1358737562_7288b2.pdf)
76. 王琅琛，“台電公司核能電廠因應福島事故之斷然處置措施說明與介紹”，核能學會清大演講簡報，2013 年 4 月 25 日，  
[http://www.chns.org/upload/download1/u1369019445\\_9791ea.zip](http://www.chns.org/upload/download1/u1369019445_9791ea.zip)