

## 出國報告審核表

|                                       |   |                        |
|---------------------------------------|---|------------------------|
| 出國報告名稱：參加 2012 國際爐心營運與核燃料技術會議         |   |                        |
| 出國人姓名(2人以上，以1人為代表)                    | 職稱  | 服務單位                   |
| 黃秉修                                   | 核能工程監   | 台電公司核能發電處              |
| 出國類別                                  | <input type="checkbox"/> 考察 <input type="checkbox"/> 進修 <input type="checkbox"/> 研究 <input type="checkbox"/> 實習<br><input checked="" type="checkbox"/> 其他 <u>國際會議</u> (例如國際會議、國際比賽、業務接洽等)   |                        |
| 出國期間：101 年 08 月 31 日至 101 年 09 月 10 日 |   | 報告繳交日期：101 年 09 月 30 日 |
| 出國計畫書主辦審核意見                           | <input type="checkbox"/> 1.依限繳交出國報告<br><input type="checkbox"/> 2.格式完整(本文必須具備「目地」、「過程」、「心得」、「建議事項」)<br><input type="checkbox"/> 3.無抄襲相關出國報告<br><input type="checkbox"/> 4.內容充實完備.<br><input type="checkbox"/> 5.建議具參考價值<br><input type="checkbox"/> 6.送本機關參考或研辦<br><input type="checkbox"/> 7.送上級機關參考<br><input type="checkbox"/> 8.退回補正，原因： <input type="checkbox"/> 不符原核定出國計畫 <input type="checkbox"/> 以外文撰寫或僅以所蒐集外文資料為內容 <input type="checkbox"/> 內容空洞簡略未涵蓋規定要項 <input type="checkbox"/> 抄襲相關出國報告之全部或部分內容 <input type="checkbox"/> 電子檔案未依格式辦理 <input type="checkbox"/> 未於資訊網登錄提要資料及傳送出國報告電子檔<br><input type="checkbox"/> 9.本報告除上傳至出國報告資訊網外，將採行之公開發表：<br><input type="checkbox"/> 辦理本機關出國報告座談會(說明會)，與同仁進行知識分享。<br><input type="checkbox"/> 於本機關業務會報提出報告<br><input type="checkbox"/> 其他_____ |                        |
|                                       | <input type="checkbox"/> 10.其他處理意見及方式：  |                        |

說明：

- 一、各機關可依需要自行增列審核項目內容，出國報告審核完畢本表請自行保存。
- 二、審核作業應儘速完成，以不影響出國人員上傳出國報告至「政府出版資料回應網公務出國報告專區」為原則。

|             |  |             |                  |                       |                                 |
|-------------|--|-------------|------------------|-----------------------|---------------------------------|
| 報<br>告<br>人 |  | 審<br>核<br>人 | 單<br>位<br>主<br>管 | 主<br>管<br>處<br>主<br>管 | 總<br>經<br>理<br>副<br>總<br>經<br>理 |
|             |  |             | - 1 -            |                       |                                 |

## 行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：參加 2012 國際爐心營運與核燃料技術會議

頁數 33 含附件： 是 否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話：台灣電力公司/陳德隆/23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

黃秉修/台灣電力公司/核能發電處/核能工程監/02-23666239

出國類別： 1 考察 2 進修 3 研究 4 實習 5 其他

出國期間：2012/08/31-2012/09/10 出國地區：英國曼徹斯特

報告日期：2012/09/21

分類號/目

關鍵詞：國際爐心營運與核燃料技術會議

內容摘要：(二百至三百字)

- 一、國際爐心營運與核燃料技術會議共有約 200 人與會，本次會議地點選擇英國，乃因歐洲只剩英國不受福島事件影響，仍將持續推動新核能機組興建。英國計劃要興建新式的反應器機組 6~8 部，其中 AREVA 的 EPR 與西屋公司 AP1000 都是可能的選擇；福島事故後，沸水式核電廠顯然已不受青睞。
- 二、燃料乾貯安全議題在本次會議廣受討論，大規模的乾貯相關實驗已完成：在氬氣填充的儲存罐 (canister) 環境裡，燃料棒護套溫度只要能控制在 400 以下，燃料棒護套裡的沉積的氫氧排列不會轉成徑向排列，燃料棒護套的完整性不會有進一步劣化，相關實驗已證明燃料結構強度仍可滿足長期乾貯後的燃料吊運需求，但儲存罐 (canister) 的氣密性是否可以撐過 60 年，是待澄清之議題，超過 200 年的乾貯顯然是電力業者的期待。
- 三、用過燃料池內襯鋼板結構 (通常可能發生在焊接處) 有可能產生 IGSCC 裂縫，造成燃料池漏水，用過燃料池漏水止漏方法：以盤型鋼板配合特殊之抗輻射環氧樹脂塗料，黏著於用過燃料池內襯鋼板漏水處，裂縫漏水就會止漏；這類技術有必要積極開發或引進，有備無患。
- 四、全球原料鈾供應安全也是本次會議的專家討論主題：日本福島事故對全球原料鈾市場產生了需求下降的影響，原料鈾現貨價格下降了 30% 左右。而日本傾向 2030 年核能比重下降至 0~15%。原料鈾現貨價格可能持續下降，但就更長期鈾需求，中國積極拓展核能的態度是否改變是關鍵，所以建議公司可以在日本全面恢復核電前 (估 2015)，評估是否逢低買進。
- 五、AREVA 發表最新一代 11x11 BWR 燃料設計 (目前為 10x10 設計)，此種革命性的燃料設計可降低燃料成本 3%~6.5%，可思考未來引進用於龍門廠。

本文電子檔已傳至出國報告資訊網 (<http://report.nat.gov.tw/reportwork>)

## 目 錄

| 內容            | 頁次 |
|---------------|----|
| 壹、 出國目的       | 2  |
| 貳、 出國行程       | 4  |
| 參、 任務過程       | 5  |
| 肆、 結論、心得與建議事項 | 7  |
| 結論、心得         | 7  |
| 建議事項          | 30 |

## 壹、出國目的

參加「2012 國際爐心營運與核燃料技術會議」：

1. 「2012 國際爐心營運與核燃料技術會議」於 2012 年 9 月 2 日至 2012 年 9 月 7 日在英國曼徹斯特舉行，由歐洲核能協會(European Nuclear Society ENS)主辦，美國核能協會(American Nuclear Society ANS)、日本核能協會(JNS)協辦，共有 17 個國家，200 多名與會者參加。
2. 本次會議主題包括:核燃料供應安全、核燃料製造精進、核燃料績效、核燃料循環與爐心營運策略、爐心營運模擬程式集、爐心失水事件與反應度異常(控制棒掉落或射出)事件、進步型核燃料設計、核燃料高燃耗行爲、用過核燃料管理、核燃料破損防治。

|                         |   |
|-------------------------|---|
| Opening Session I:      | Opening Speech                            |
| Opening Session II:     | Future Trends in Nuclear Fuel             |
| Technical Session I:    | Security of supply                        |
| Technical Session II:   | High Burnup                               |
| Technical Session III:  | Fuel Performance                          |
| Technical Session IV:   | Fuel Cycle Strategies and Core Management |
| Technical Session V:    | LOCA & RIA Issues                         |
| Technical Session VI:   | Advance in Fuel Design                    |
| Technical Session VII:  | Fuel Manufacturing                        |
| Technical Session VIII: | Methods and Models I                      |
| Technical Session IX:   | Spent Fuel Management                     |
| Technical Session X:    | Generation III+ Reactor Development       |

3. 本次會議地點選擇英國，乃因英國不受福島事件影響，仍將持續推動新核能機組興建。所有核能界供應商、學界齊聚一堂，尤以 AREVA 與西屋公司在會議上，竭盡所能，展現其參與英國核能發展的決心。

福島事件後，英國政府發表了明確的核能政策，致力於核能發展，下一步要興建新式的反應器機組 6~8 部，其中 AREVA 的 EPR 與西屋公司 AP1000 都是可能的選擇，GE 公司的 ABWR 或 ESBWR 已被排除在選擇之列。

英國能源部長 Charles Hendry 也表示：核能發展必須建立在民眾信心上，並藉由明確

的科學證據證實其安全性，交由嚴格及獨立的監督單位控管。如果英國現階段放棄核能發電，至 2050 年全國能源費用增加多達 65 億英鎊。未來興建核電廠將有明確的時間排程，接下來的工作為評估 8 處核能電廠預定地點，及 EPR、AP1000 機組的初期設計評估審查。英國認為過去大力發展太陽能與風能是一項政策錯誤，太陽能與風能的穩定性與裝置容量都無法滿足電力的實際需求。

## 貳、出國行程

八月三十一日至九月十日(含往返程五日)共計十一日，於英國曼徹斯特，執行本項任務。  
詳細行程如下：

| 期 間                     | 工作內容摘要   |
|-------------------------|--|
| 08/31~08/31             | 往程-台北飛英國倫敦   |
| 09/01~09/01             | 往程-倫敦搭火車前往英國曼徹斯特   |
| 09/02~09/07 08:30~12:00 | 參加由歐洲核能協會(European Nuclear Society ENS)主辦「2012 國際爐心營運與核燃料技術會議」。<br>相關議程如附件 |
| 09/08                   | 返程-英國曼徹斯特搭火車前往倫敦   |
| 09/09~09/10             | 返程-英國倫敦飛台北   |

## 參、任務過程

1. 「2012 國際爐心營運與核燃料技術會議」於 2012 年 9 月 2 日至 2012 年 9 月 7 日在英國曼徹斯特舉行，由歐洲核能協會(European Nuclear Society ENS)主辦，美國核能協會(American Nuclear Society ANS)、日本核能協會(JNS)協辦。
2. 本次會議主題包括:
  - (1) 核燃料供應安全、
  - (2) 核燃料製造精進、
  - (3) 核燃料績效、
  - (4) 核燃料循環與爐心營運策略、
  - (5) 爐心營運模擬程式集、
  - (6) 爐心失水事件與反應度異常(控制棒掉落或射出)事件、
  - (7) 進步型核燃料設計、
  - (8) 核燃料高燃耗行爲、
  - (9) 用過核燃料安全管理、
  - (10) 第三代+輕水式核電廠前景

二、本次會議引進最佳核燃料使用策略、降低核燃料破損率與用過核燃料管理，這些議題為本公司長期精進追求目標，透過此次會議可就全球「核燃料最新設計與製程」、「核燃料營運策略」、「核燃料安全事件衝擊」、「用過核燃料管理」、「核燃料破損防治」等議題，獲得核燃料的最新資訊供本公司採行運用，進而「確保核燃料供應安全」、「確保用過核燃料儲存安全」、「降低核燃料發電成本」、「提高核燃料可靠度」、「增進核燃料營運實績」。



圖、2012 國際爐心營運與核燃料技術會議 Reception

圖、2012 國際爐心營運與核燃料技術會議 Reception 主席致詞



圖、2012 國際爐心營運與核燃料技術會議進行



# 肆、結論、心得與建議:

## ◎結論、心得

### 會議議題：核燃料供給、需求、未來趨勢與核燃料價格安全

#### 一、核燃料市場現況分析：

日本自 311 事件後，為不斷的關閉核能電廠(日本核電占比約 30%)，造成了日本石化燃料發電占比超過 9 成，不僅石油的使用量來到 4 年來的最高值，同時也使日本成為全球最大的天然氣消耗國(以今年 1 月份統計)。大量進口石化燃料已造成經濟上的衝擊，進出口貿易平衡也亮起了紅燈(註:2011 年收支出現 4 兆 4 千億之史上最大幅度赤字)，對此，日本政府正積極說服地方政府同意核能電廠的再起動，日本關閉核能電廠造成核燃料濃縮價格下跌，石化燃料上揚。

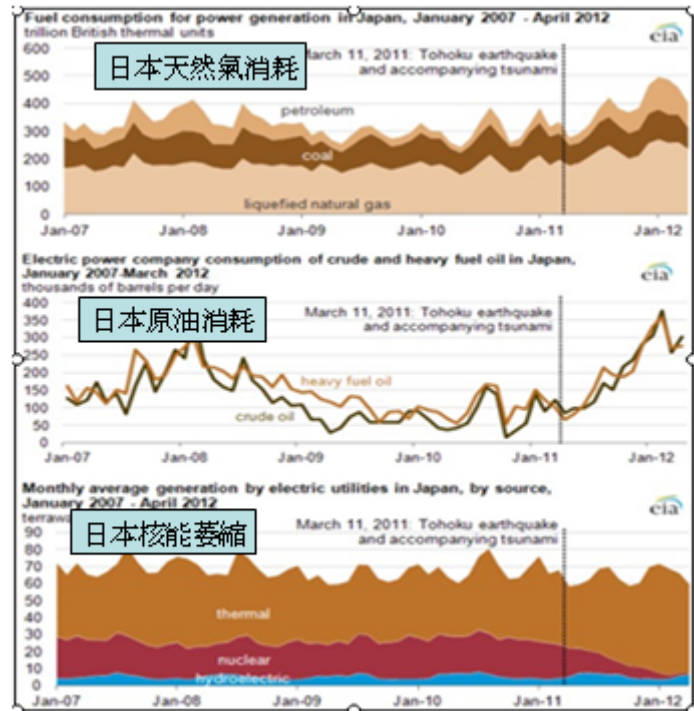
核能在確保能源安全和應對氣候變化方面具有不可替代的作用，安全高效地發展核電，是解決未來能源供應的

戰略選擇，而且中國也將廣泛推廣民用核能計劃。

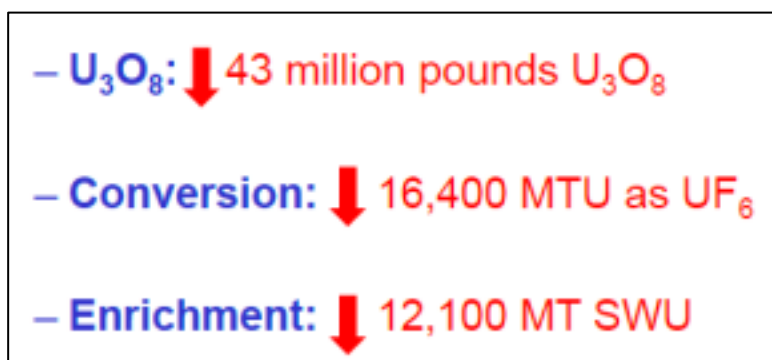
日本福島事故對全球鈾市場也產生了供大於求的影響。2011 年 2 月至 8 月，現貨指數下降了 30% 左右，現貨價格從每磅 72.63 美元降至 49.13 美元。福島地震和海嘯發生五天後，中國國務院暫停審批新建核電廠計劃，開始對正在運行和在建的所有新建核電廠計劃進行全面的安全審查，日本 54 部核電廠，4 部毀於福島事件，目前只剩兩部運轉。

根據世界核能協會 (WNA) 的資料，中國大陸目前有 15 座反應器正在運轉，另外有 26 座反應器正在建造，還有 124 座反應器列入規劃名單中；中國積極擴充核能發電的裝置容量，已從 2008 年的 9.1GWe，擴充到 2012 年的 11.88GWe，預料到 2020 年時，將會達到官方所設定的 60GWe 的目標，到 2030 年時，將會達到官方所設定的 200GWe 的目標，到 2050 年時，將會達到官方所設定的 300GWe 的目標。屆時，中國核燃料的需求量將會超過 30 倍的成長，但是中國國務院目前仍未恢復「暫停審批新建核電廠計劃」，是否代表中國核能政策有變?必須持續觀察。

而日本目前國內有三種核能政策選擇，第一為 2030 前完全廢除核能，第二為 2030 年核能比重佔 15%，第三為 2030 年核能比重佔 20-25%。分析家認為如果日本選擇 2030



前完全廢除核能，則未來幾年原料鈾現貨價格可能持續下降，根據 Stoller 顧問公司評估 2011- 2015 原料鈾，轉化鈾與濃縮鈾需求將下降



專家評估認為只要日本核能電廠全面恢復運轉，未來 20 年鈾需求將以年均 4% 的速度增長。鈾價格將回升至每磅 80 美元，所以本公司可以在日本全面恢復核電前(估 2015 年)逢低買進(目前每磅約 49 美元)。

## 二、中國核能政策左右 2015 後核燃料市場：

但就更長期鈾需求，將因為中國的積極發展核能中國本身鈾儲量非常有限的現實，會加劇未來中國對海外鈾供應的依賴，目前中國鈾供應的海外依存度已經不低了，中國為了保證安全發展民用核能，將必須加速購併「擁有鈾礦公司」或與「擁有鈾礦公司」合作。

目前在全球鈾市場中，國家間關係仍然扮演著非常重要的角色。例如，中國對投資中亞鄰國哈薩克和烏茲別克，就會感覺更舒服，因為這些國家之間已經建立起了長期而穩固的關係，而歐洲原料鈾進口國可能在和非洲出口國打交道上更有經驗(如法國 AREVA 公司)。既然目前全球鈾市場仍沒有其他商品市場透明，政府參與程度又較深，那麼鈾市場就會仍然受到歷史雙邊關係或地區政治的影響。中國公司也對不斷變化的形勢作出了積極反應，試圖通過重新談判來完成尚未確定的投資計劃。2011 年 5 月初，中國廣東核電集團 (CGNPC，下稱“中廣核”) 撤回了一項價值高達 12.4 億美元的試圖收購卡拉哈裏 (Kalahari) 礦業有限公司控股權的報價。雙方在 2011 年秋季重新談判，最終在 2012 年 2 月以近 10 億美元的價格達成協定。

## 會議議題：核燃料循環與爐心營運：

### 一、核電廠爐心設計變更所需之管理：

在許多的爐心變更管理案例中，努力想要獲得核燃料零破損，都已經失敗了。事實上，近年來在反應爐爐心營運的問題反而有增加的狀況，而從這些事件的分析可顯露出仍舊存在於下列情況中的缺失：

1. 爐心燃料佈局設計的改變，有時是在超出現有經驗下決定的，但卻沒有對這些改變會造成的潛在風險做出足夠考量。

2. 在實施爐心水化學上改變時，結果發生非預期且不利於爐心及燃料績效的狀況。
3. 爐心設計的廠商分析資料有時會發生計算或分析錯誤。
4. 事件預知能力的極限，沒有被確認或標明清楚；例如爐心功率提升。

這些問題是爐心燃料受損事件的前兆，但若仍持續下去，核燃料受損事件就可能發生。這都是因為負責執行及管理的階層對於核心及燃料設計變更採取寬容且無效率的管理方式，進而造成各事件的潛在風險大增。所以建議應加強反應爐爐心變化之相關風險的改進評估，並增加管理者對於審視及降低這些風險的關注；建議簡述如下：

1. 對相關資深管理者及相關工程師、爐心設計、操作及水化學員工，提供重大運轉經驗報告的訓練。
2. 當作出重要的爐心運轉制度或燃料設計的變更時，需執行相對的風險評估。此評估必須註記異常爐心現象的潛在原因，並確認相關的異常緊急事件處理計畫，還有用於監視狀況所需的需求。在重大的變更進行時，由資深的核能管理者再檢視風險評估的結果及監視計畫。
3. 同時評估水化學變化對於爐心績效的影響及燃料設計變更對於冷凝水水化學的影響。
4. 加強與燃料廠商的互動。
5. 在爐心性能預知工具上註明其功能限度。

## 二、核電廠反應爐功率提升所需之爐心設計管理：

美國反應爐進行延長燃料週期及反應爐功率提升時，也發生許多重大事件，下列建議值得思考：

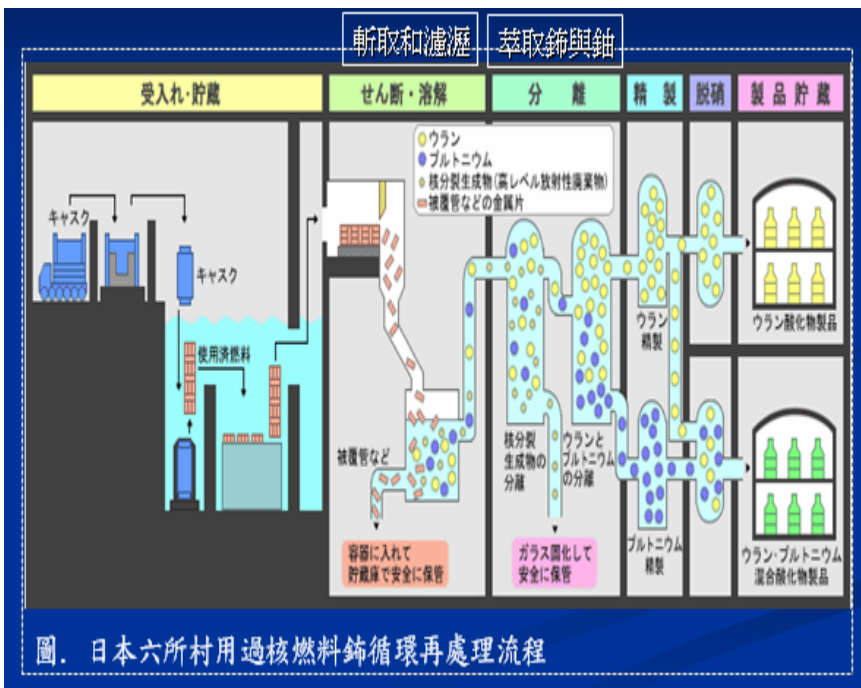
1. 重大的反應爐爐心設計及爐心運轉策略變更，要透過一位資深的核能工程師對所有關鍵變更進行差異性管理，同時與其他參與部門就「所有關鍵變更」，溝通差異性管理之預期目標。
2. 為爐心設計及再填裝分析制訂審查及驗證程序，並將參與人員之工作及責任清楚定義。
3. 替較無功率提升運轉經驗的電廠制訂廣泛的效能監督策略，內容針對新的燃料設計、爐心設計、運轉參數及運轉策略之差異性管理。

- 對於核子工程人員的角色與責任，以及控制室運轉人員適當的專業認知進行檢討、定義與溝通，如此一來核子工程師與運轉人員可以在反應爐爐心功率提升發展期間提供必要的技術支援。
- 提供適當滿足於爐心設計及運轉策略變更的初期訓練及持續訓練給電廠員工。
- 定期更新模擬訓練裝置以期在實際的變更爐心設計及運轉策略上給予支援運轉訓練。為反應爐爐心設計的變更提供課堂訓練給運轉員工，這些訓練也許是不能在模擬訓練裝置中被模擬的。

這些建議都是希望當核能工業致力於使燃料週期經濟效應更加完美及擴大電廠輸出功率時，能在反應爐爐心設計及燃料週期運轉策略上的變更採取較保守謹慎的態度，而且盡其可能的進行多樣的評估，期望能將爐心非預期事件發生機率降到最低

### 三、日本 MOX 核燃料製造與供應議題：

日本核燃料股份有限公司(Japan Nuclear Fuel LTD,JNFL)已進行 MOX 燃料製造廠的興建，將可完成日本輕水式反應器核燃料閉路循環的最後一鏈。預計此 MOX 燃料廠每年可提供相當於 100 束 BWR MOX 燃料的產量，興建經費為 23.7 億美金，預定 2016 年三月可以完成建廠。JNFL 並指定日立重工業以及富士電子為聯合廠家，提供 MOX 燃料製造廠的工程及組裝服務。每束 MOX 燃料含有 4~9%的 Pu-239，而每束用過的 UO<sub>2</sub> 燃料約有 1%的 Pu-239。



### 四、MOX (Mixed Oxide) 燃料使用技術資訊整理：

MOX 燃料為將再處理用過核燃料所得之鈾與耗乏鈾或自然鈾混合製成 (PuO<sub>2</sub>+UO<sub>2</sub>)，將 7~9%回收之鈾(含有鈾 239、鈾 240、鈾 241)與鈾混合後，可提供約相當

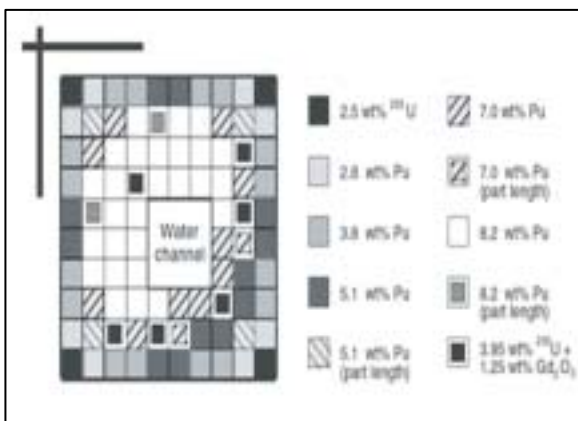


於濃縮度 4.5% 鈾 235 之二氧化鈾核燃料的能量。因部分鈾同位素之半衰期較鈾短，如：可分裂元素鈾 241 半衰期只有 14 年， $\beta$  - 衰變後所產生之銻「Am-241」為加馬放射源，導致 MOX 燃料在存放過程中，可裂原料「鈾 241」，比傳統燃料之「鈾 235」(半衰期 7 億年)更迅速衰變，造成 MOX 燃料反應度隨時間增加而降低；且新燃料輻射強度隨時間增加而遞增。故採用 MOX 燃料需掌握燃料出廠時間，需儘快置入爐心內使用，以免影響燃料品質。

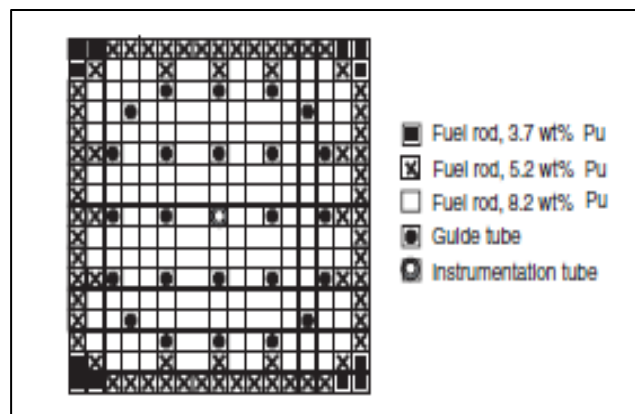
MOX 燃料使用約有 40 年的歷史，最早是在 1963 年開始使用，但直到 1980 年代才正式有商業反應器使用 MOX 的經驗。根據 WNA 資料顯示：在 2006 年約有 180 公噸之 MOX 燃料應用在歐洲超過 30 部核能機組（大部分為 PWR 電廠），至目前為止約已製造 2000 公噸的 MOX 燃料並放置於核反應器內使用，MOX 燃料已廣泛應用在歐洲之核能機組，日本也開始採用 MOX 燃料；美國則已計劃委託 AREVA 使用核武級的鈾製成 MOX 燃料，將使用在 TVA 電力公司。(註：核武級的鈾製成 MOX 燃料,成份只含鈾 239、少量鈾 240，但不含鈾 241，其安全性較高)。

| i     | Mean energy (MeV) | Delayed-neutron fraction (%) |                   |                  |
|-------|-------------------|------------------------------|-------------------|------------------|
|       |                   | <sup>235</sup> U             | <sup>239</sup> Pu | <sup>233</sup> U |
| 1     | 0.25              | 0.021                        | 0.0072            | 0.0226           |
| 2     | 0.56              | 0.140                        | 0.0626            | 0.0786           |
| 3     | 0.43              | 0.126                        | 0.0444            | 0.0658           |
| 4     | 0.62              | 0.252                        | 0.0685            | 0.0730           |
| 5     | 0.42              | 0.074                        | 0.018             | 0.0135           |
| 6     | -                 | 0.027                        | 0.0093            | 0.0087           |
| Total |                   | 0.64                         | 0.21              | 0.26             |

表 1 反應器延遲中子比率



圖、BWR MOX 燃料之燃料棒佈置圖

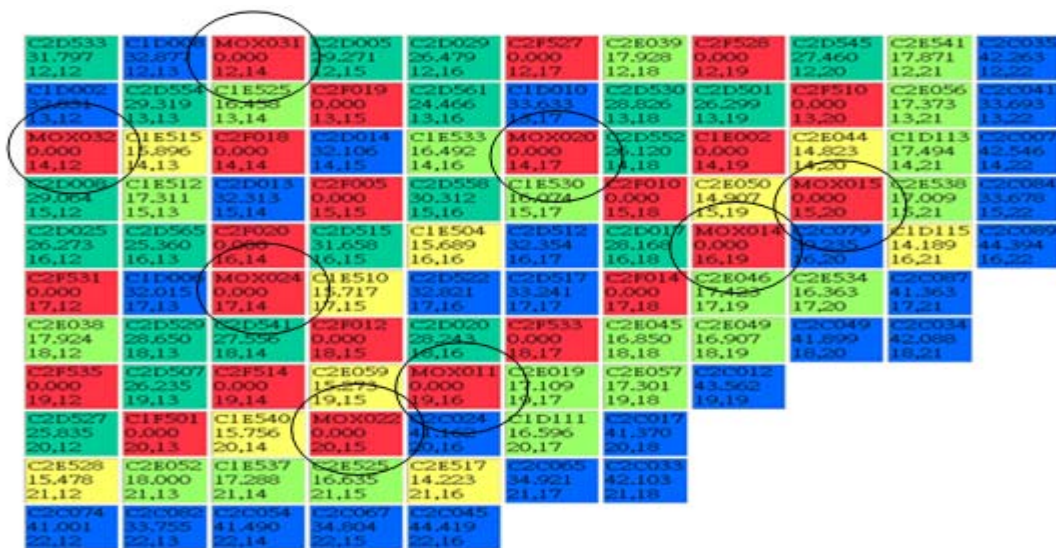


圖、PWR MOX 燃料之燃料棒佈置圖

MOX 燃料比傳統二氧化鈾燃料具有更大之熱中子吸收截面(中子吸收截面約 2:1，中子分裂截面約 3:2)，導致採用 MOX 燃料之機組爐心停機餘裕較小，需較強之控制棒本領或更高濃度硼酸系統解決。鈾的延遲中子比率(delay neutron fraction) 比鈾低很多，如下表(註：

鈾的延遲中子比率 0.65%，鈾的延遲中子比率 0.21%)，所以 MOX 燃料功率倍增時間相當短，傳統反應器爐心內使用之 MOX 燃料數量必須少於 1/2 的全爐心使用燃料數，否則爐心功率控制會出現困難。目前之爐心計算程式仍可正確模擬反應器的運轉特性，但需在爐心燃料佈局與燃料設計上進行調整。大部份的核能機組之經驗為 1/4~1/3 爐心燃料採用 MOX 燃料，但也有非常少數爐心使用 1/2 的 MOX 燃料。

鈾的中子吸收能譜很廣，爐心融毀後的重回臨界的「臨界質量」比傳統鈾燃料爐心融毀後重回臨界的「臨界質量」需求小很多；如果爐心融毀後重回臨界，餘熱產量會再次快速升高，放射性物質的外洩量也升高；日本福島事故後，MOX 燃料在嚴重事故中的行為，在本次會議也被討論。



圖、BWR 電廠爐心使用 MOX 燃料之分佈情形，圈圈處為 MOX 燃料(參考範例)

## 會議議題：高燃耗核燃料

為達高燃耗，目前使用的傳統 UO<sub>2</sub> 燃料束需要提高 U-235 濃縮度，同樣的 MOX 燃料束也要提高 Pu 濃縮度。因此燃料棒承受更高的熱功率，以使得同樣的時間內達到更高的燃耗。

- 一、以 MOX 燃料束來取代 UO<sub>2</sub> 燃料束，必需考慮反應度在整個運轉週期的變化將有所改變，如圖 1 顯示，MOX 燃料反應度從 BOC 到 EOC 的變化趨勢線，相較於 U-235 燃料來得更為平緩，因 U-235 燃料反應度在 BOC 時極大故需加入可燃毒物 Gd 來壓抑，圖中 MOX 燃料與 U-235 燃料 curve 的交叉點將取決於 U-235 與 Pu-239 的濃縮度。其中 Pu-239 的濃縮度提高將造成交叉點左移，造成 MOX 燃料在燃耗 20~30GWD/T-HM 以下承受更高的發熱量。

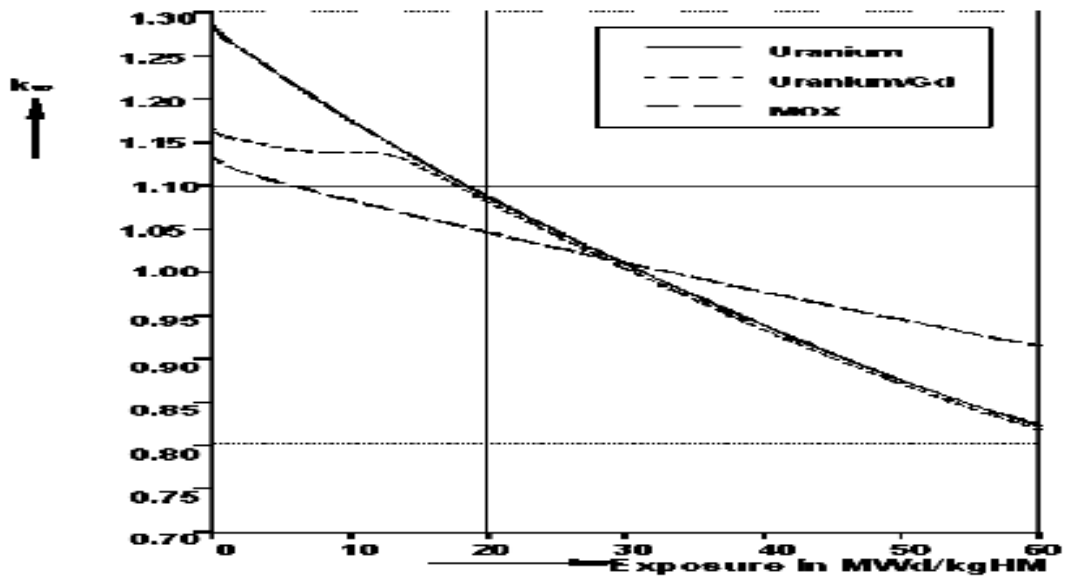


FIG. 1. Reactivity of MOX and  $UO_2$  fuel depending on burnup.

二、以乾貯時程受衰變熱的影響，並考慮中子活度(放射性強度)受燃料燃耗大小的影響，來評估乾貯護箱的耐受溫度以及屏蔽能力。以原本一束燃料最高燃耗限值自 55GWD/T-HM 提高到 69GWD/T-HM，大約 25%的提升，來進行討論。針對  $UO_2$  和 MOX 燃料在這麼高的燃耗提升下，因高燃耗使得長半衰期核種滋生量增加的緣故， $UO_2$  和 MOX 衰變熱提升的量接近。此外對於燃耗為 55GWD/T-HM 的  $UO_2$  與 MOX 燃料，分別要花 10~20 年和 100~200 年的時間讓燃料衰變熱衰變至 1 kw；如果提高燃耗至 69GWD/T-HM，則  $UO_2$  與 MOX 燃料分別得花 20~30 年和 200~300 年讓衰變熱衰變至 1kw(詳見圖二)。MOX 燃料等待放入乾貯時間約 10 倍於  $UO_2$  燃料束，所以用過燃料乾貯設施應用於 MOX 燃料，必須克服衰變熱與輻射屏蔽議題。

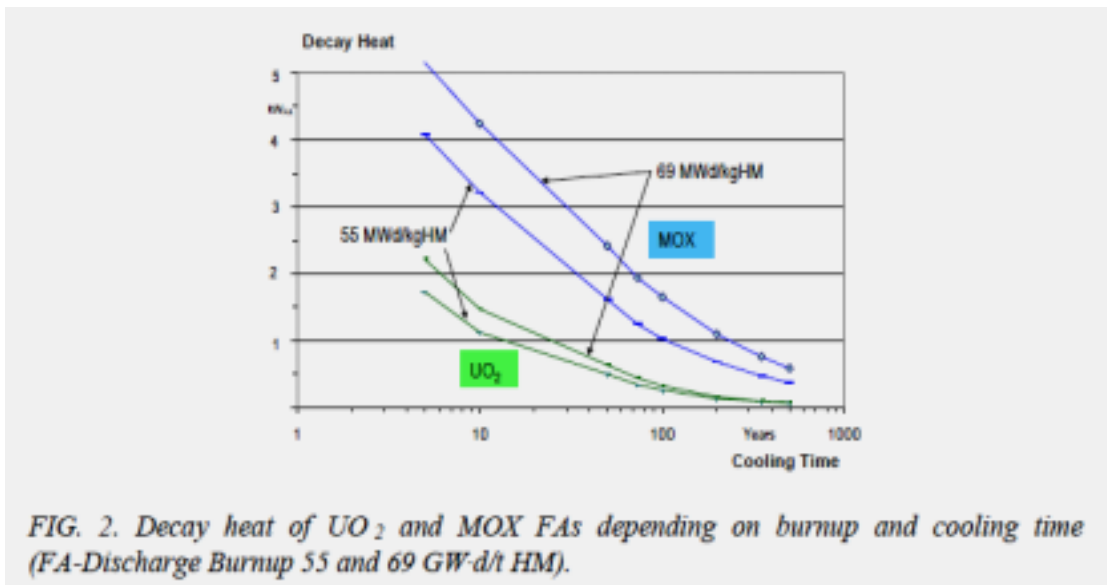
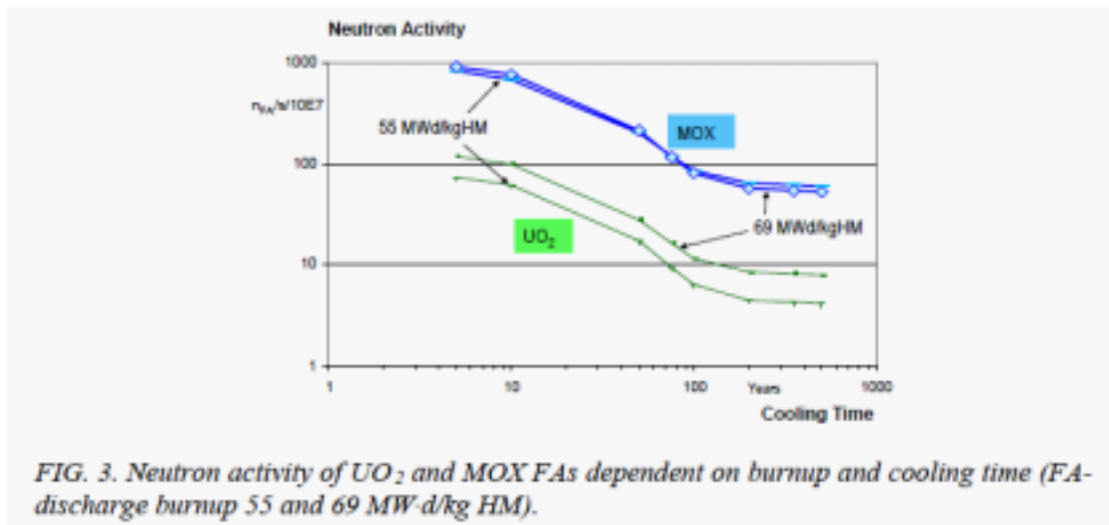


FIG. 2. Decay heat of  $UO_2$  and MOX FAs depending on burnup and cooling time (FA-Discharge Burnup 55 and 69 GW-d/t HM).

三、綜合燃料棒承受高熱功率以及影響乾貯進度的觀點來看，核能界並不建議提高燃耗限

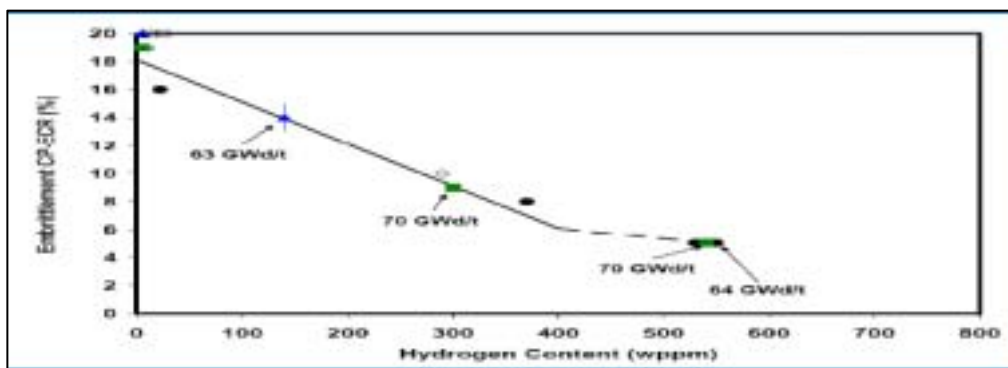
值到 69GWD/T-HM。



四、 上述研究之結論為：傳統 UO<sub>2</sub> 燃料和 MOX 用過燃料，分別要花 10~20 年和 100~200 年的時間讓衰變熱衰變至 1kw；MOX 用過燃料等待放入乾貯時間約 10 倍於傳統 UO<sub>2</sub> 燃料束，且 MOX 燃料輻射強度 10 倍於 UO<sub>2</sub> 燃料束，其輻射屏蔽需強化考量，所以 MOX 用過燃料顯然不適於在短期內進行乾式貯存，必須先利用燃料池儲存超過 60 年，所以公司若未來採取用過燃料再處理策略，亦不應引進 MOX 燃料置入爐心使用，否則除役工作無法依法規於 25 年內處理完畢。

### 會議議題：失水事件與控制棒射棒議題：

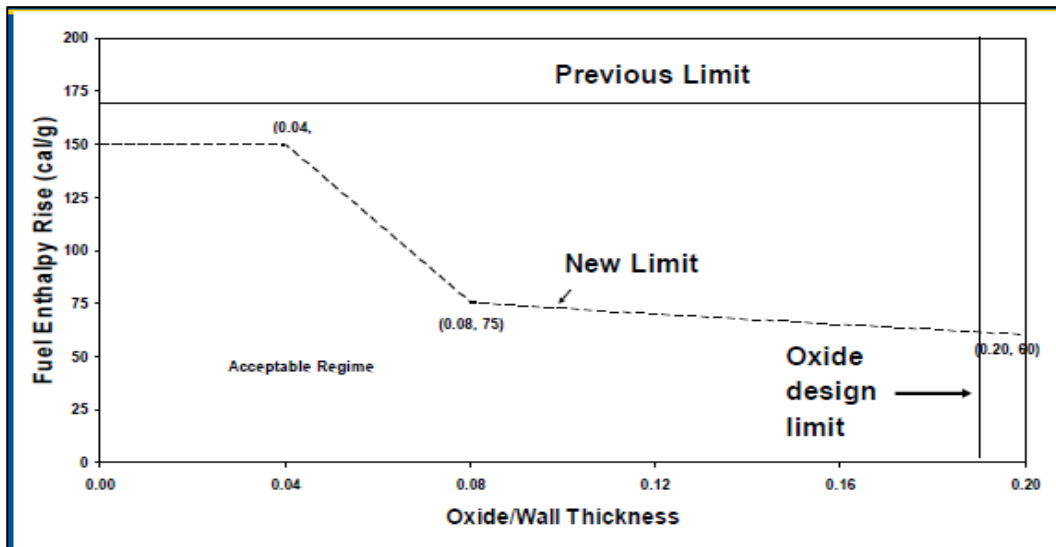
一、 美國 NRC 將於 2013 年要求，LOCA 分析，燃料氧化膜厚度不再是 17%，而必須根據護套已含氫量的多寡而調整，0% 含氫量可允許 18% 氧化膜厚度建立，但 500ppm 含氫量的護套，只允許 5% 的氧化膜建立，此一規範有可能衝擊到目前的安全分析結果，此一規範可能於 2013 年定案。



二、 NRC 將於 2013 年要求 PWR 控制棒射棒法規要求：從原先燃料熱焓必須小於 280cal/g，變更為：Zero Power condition；考量燃料會發生護套高溫軟化，燃料內壓過高導致護套



爆開，故但當燃料內壓小於系統壓力，燃料熱焓必須於射棒事件過程小於 170cal/g，當燃料內壓大於系統壓力，燃料熱焓必須小於 150cal/g；大於 5% rated power，任何大於 DNBR limit 燃料必須假設燃料已經破損，而累計廠外劑量需符合法規要求；台電核三廠目前可滿足要求。【註：低密度人口區內民眾全身劑量小於 60mSV(6 rem)，甲狀腺碘劑量 750mSV(75 rem)】。



三. 燃料公司，包括 AREVA 與西屋，都認為以 3-D Reactivity Insertion Accident (RIA) Model 分析取代原先 1-D (RIA) Model，其結果可滿足新射棒法規要求。

四. 冷卻水流失事故下，燃料棒護套最高尖峰溫度議題：

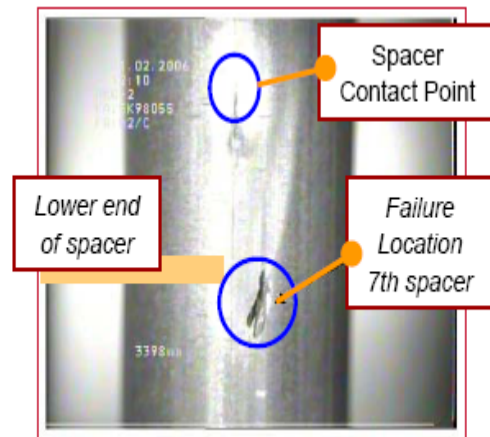
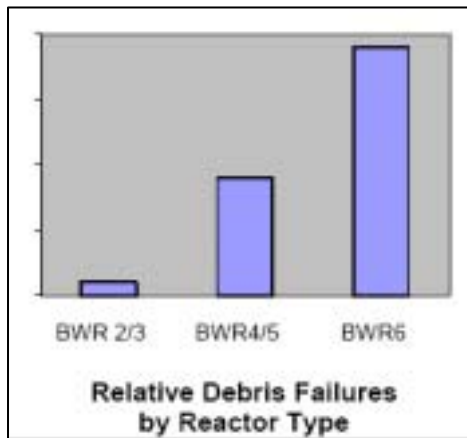
NRC 對燃料廠商 GE-Hitachi 和 AREVA，在模擬燃料棒的電腦程式計算分析，是否有充分考慮燃料熱傳導係數的減少；熱傳導係數的減少，代表燃料的熱移除能力將隨著燃耗下降。NRC 隨後又向使用西屋程式分析的十一家電廠提出要求，要能證明他們的燃料棒護套溫度於暫態事故不會超過法規限值，即根據 10 CFR 50.46 ECCS 聯辦法規文件中所規定在冷卻水流失事故下，燃料棒護套最高尖峰溫度不得超過 2200°F。據 NRC 指出這項漏洞將造成燃料棒護套最高尖峰溫低估至少 100°F，會造成使用其分析程式的各家電廠違反 10 CFR 50.46 之要求。因此 NRC 要求 GE 與 AREVA 針對燃料棒熱傳導係數在不同燃耗下將減少多少幅度，以及燃料棒中心溫度、燃料棒護套最高尖峰溫度、燃料棒內部壓力等等各重要參數去進行分析。同時使用這些計算程式的電廠也被 NRC 要求需針對燃料熱傳導係數隨燃耗之影響，將目前使用的計算模式進行修正。目前 NRC 已審查了十一家電廠的報告，如果機組本身違反運轉規範限值，則這些機組將面臨更多運轉條件的限制。

### 會議議題：進步型核燃料設計：

一. 包括 AREVA 公司發表燃料抗爐屑裝置「Improved Fuel-Guard」：

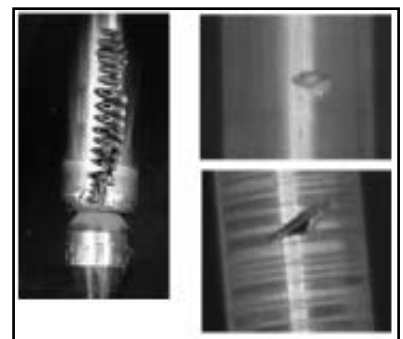
目前 Debris Failure 為全球 10x10 燃料破損的重要肇因，因為

- (1) 燃料陣列較密
- (2) 燃料雙相流區，冷卻水流速較高，導致爐屑快速擺動，使得燃料發生 Debris Fretting Failure。
- (3) 10×10 燃料 Spacer 較 9×9 燃料多一個，較容易卡住爐屑。
- (4) BWR6 的 Debris Failure 機率 > BWR 5/4 > BWR2/3，因為 BWR 6 的設計為 Pump Forward Drain，且燃料雙相流冷卻水流速較高，Debris Fretting 較嚴重，



AREVA 公司 第三代 BWR 燃料抗爐屑裝置剖面圖

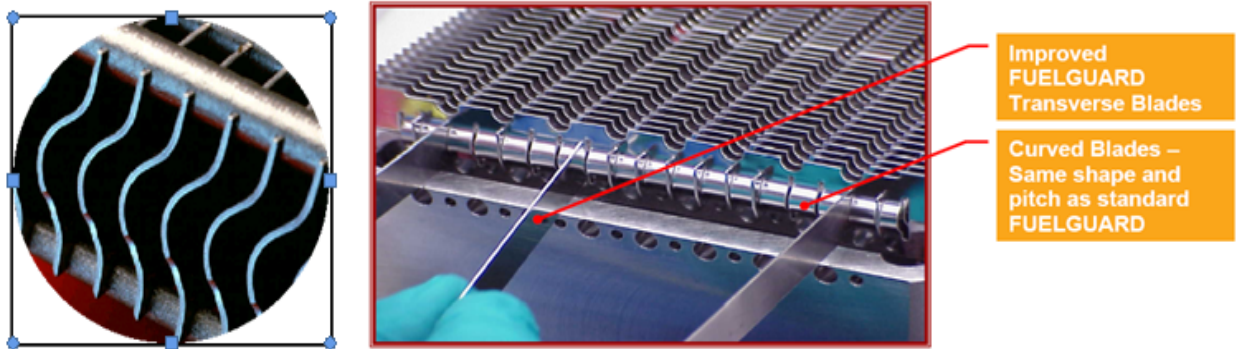
- (5) 根據美國 Electricity Power Research Institution(EPR)的評估發現，2012 年後，全球核電廠若要達到或維持「核燃料 0 破損目標」，「燃料爐屑破損防治」將會成為本目標是否成功的關鍵因素，燃料廠加有必要提出更進一步的防範作法。



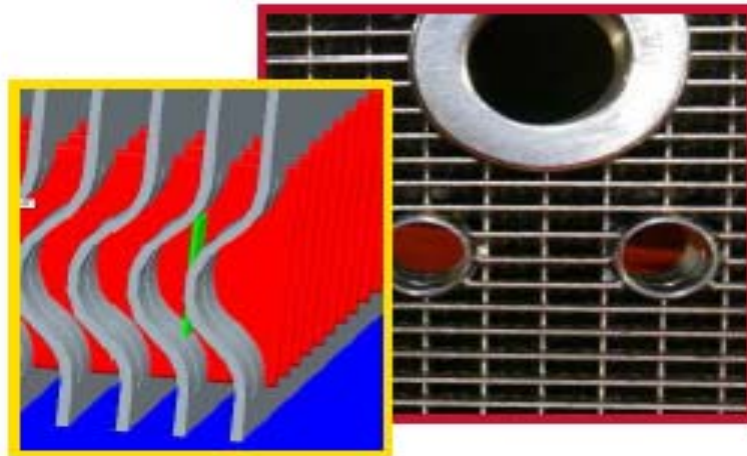
- (6) 本公司核二廠為 BWR6 機組，功率密度較 BWR4、5 電廠高(不計周圍燃料出力)，功率運轉時，燃料上部之雙相流流速較高，流速較高的雙相流會引發小爐屑更激烈的擺動或振動，且 10×10 燃料棒間距較短、燃料護套(Fuel Cladding)厚度較薄，燃料上部更容易受到爐屑刮傷，核二廠過去深受「核燃料爐屑破損」之困擾，此為可能

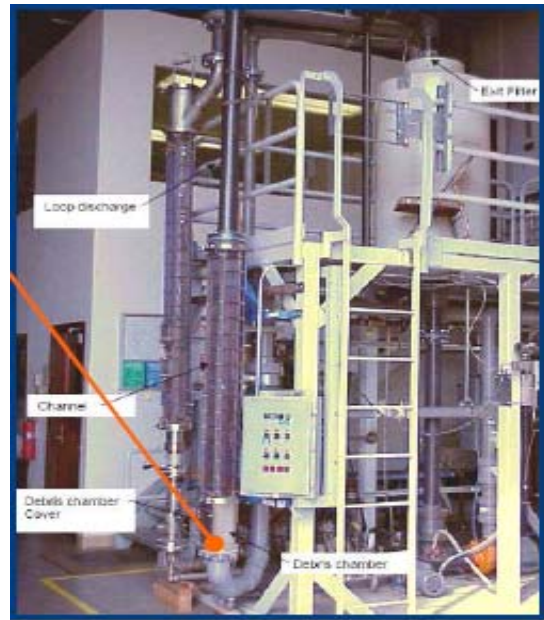
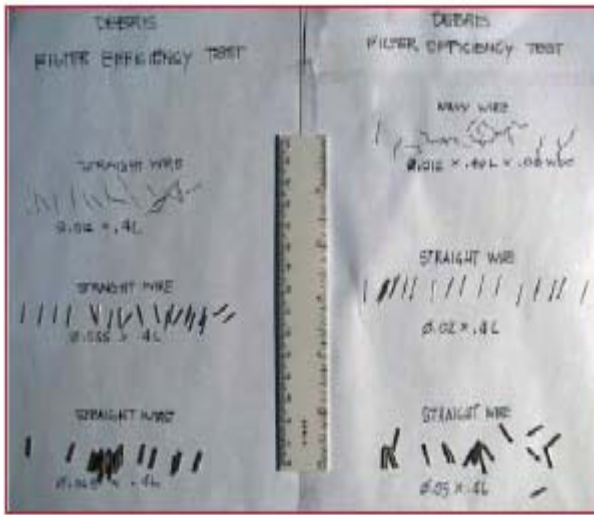
原因之一。

- (7) 核一、二廠預計於 2012、2014 年後，將執行中幅度功率提升，預期功率提升後，核一、二廠燃料雙相流流速也將提高，燃料爐層破損的風險將可能升高，要儘早規劃並精進「燃料爐層破損防治」。
- (8) 目前燃料製造廠家及國外使用經驗，未有因加裝 Improved Fuel-Guard 抗爐層裝置而導致之負面影響，且廠家說明加裝 Fuel-Guard 抗爐層裝置之熱流壓力降未有明顯改變，故應可順利取得原能會使用執照。

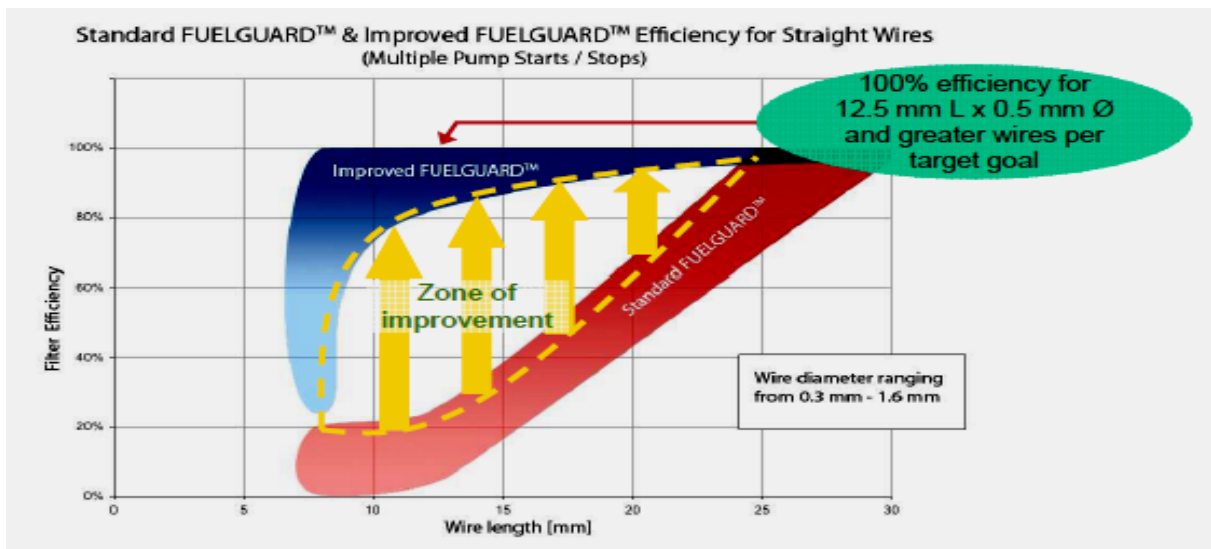


圖、AREVA 公司「Improved FuelGuard」





圖、AREVA Improved Fuel-Guard 抗爐屑裝置進行測試



圖、Improved Fuel-Guard 抗爐屑裝效率改善區塊

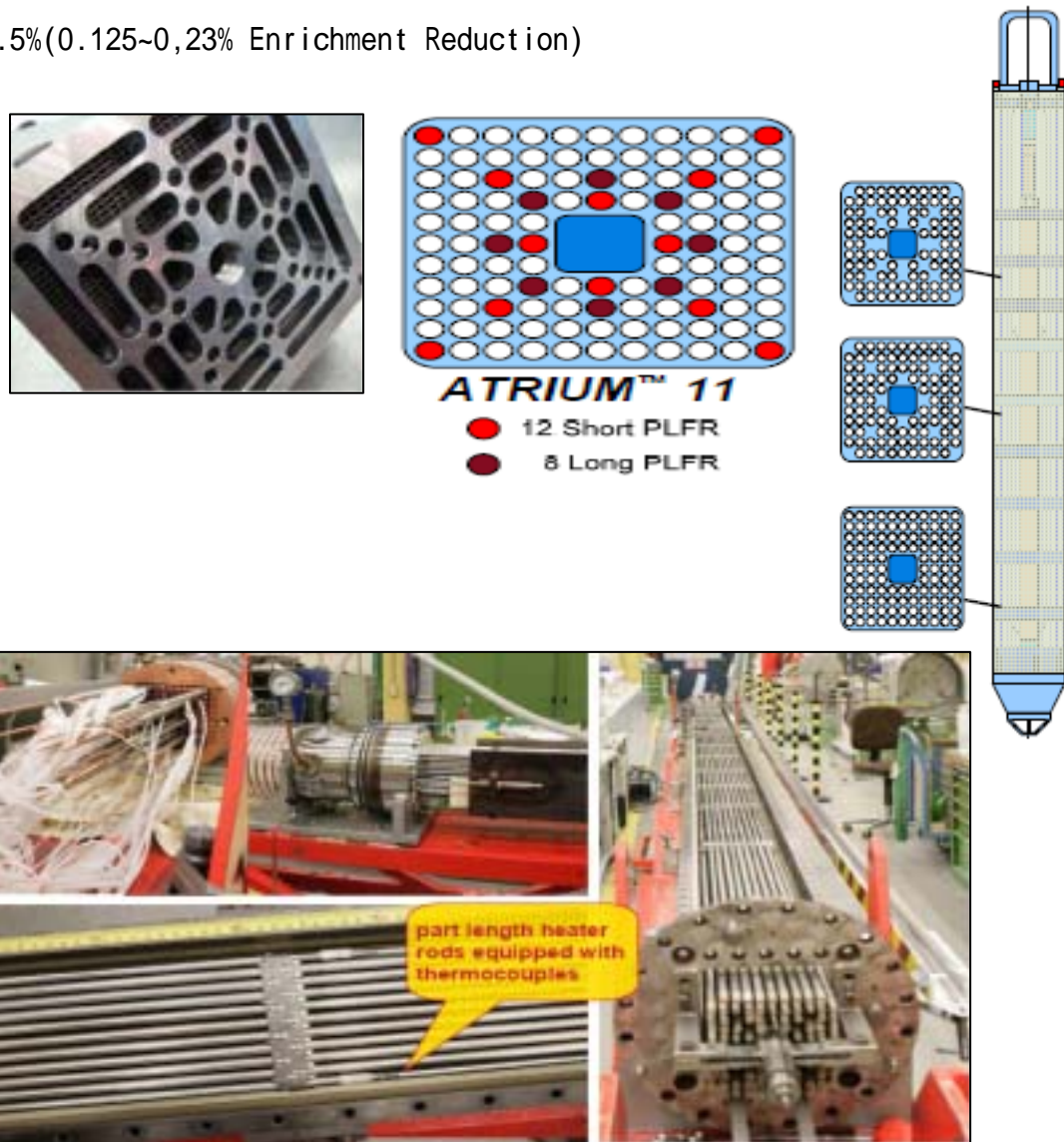
- (9) 目前 Improved Fuel-Guard 裝置成本約僅佔燃料總成本千分之七~九左右，成本不高，相對於每次燃料破損之替代電力損失（以停機 10 天進行破損檢查及更換燃料計算），核一廠為 3 億台幣、核二廠為 4 億台幣。

二. AREVA 最新 11x11 BWR 燃料已完成設計，將於今年進行熱-水力測試

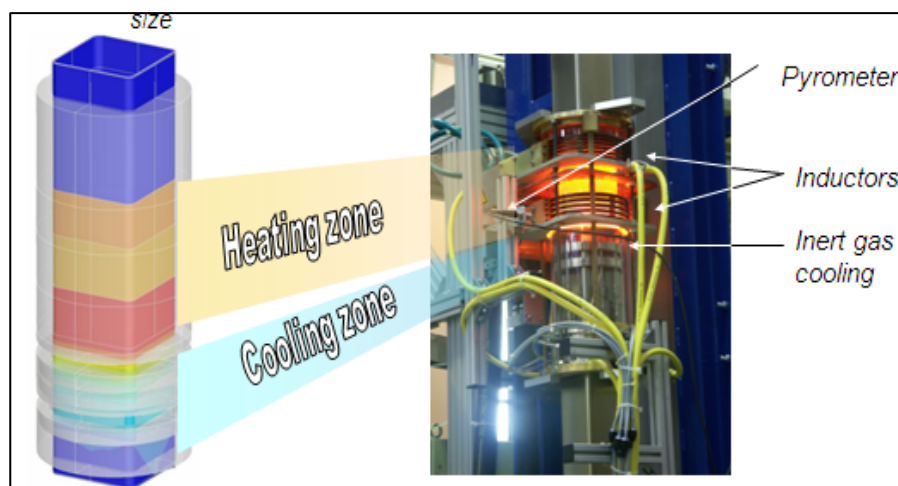
(Thermal-Hydraulic)，2012 先導燃料使用(在 Susquehanna 電廠)，預期於 2017 年商業

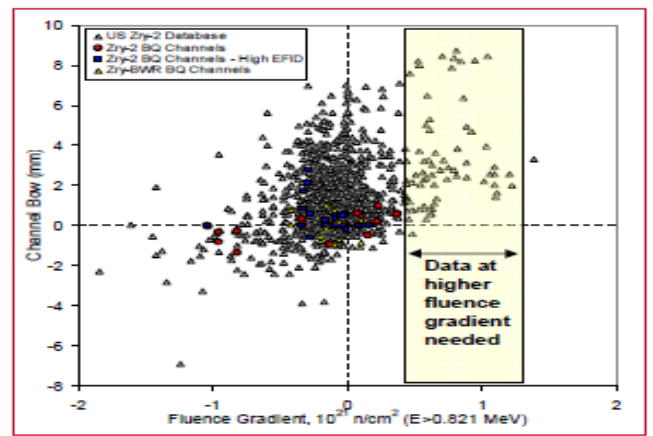
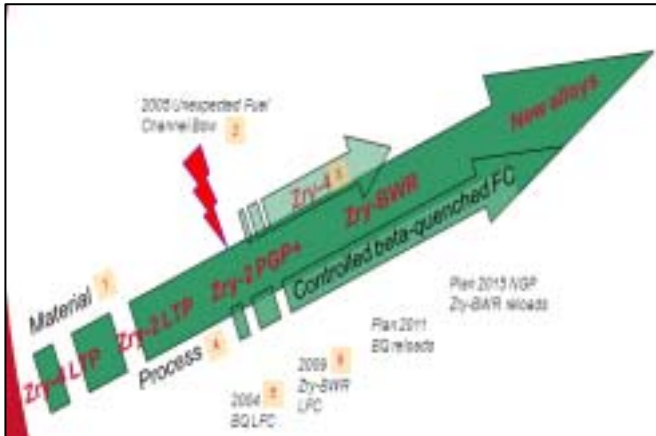


化,相較於目前本公司使用的 ATRIUM-10A 可節省燃料成本可達 3%~6.5%(0.125~0.23% Enrichment Reduction)



三. 新一代 Areva 燃料匣材料:「Zr-2 Beta-Quench 合金」(如下圖)與「Zry-BWR 合金」(在 Zr-4 合金中添加鉻與鐵)已開始測試使用(在 LaSalle 電廠),預期於 2019 年商業化使用,新一代燃料匣材料在抑制中子照射成長表現較優,可以抗中子通量梯度產生的燃料匣彎曲現象。





## 會議議題：用過核燃料儲存安全與管理：

### 一、用過燃料池池水洩漏：

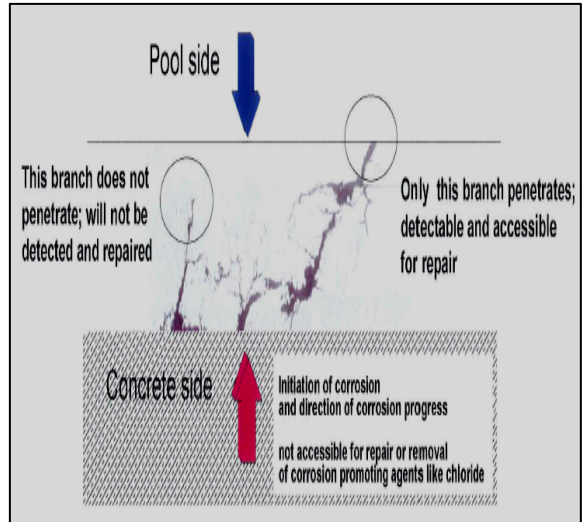
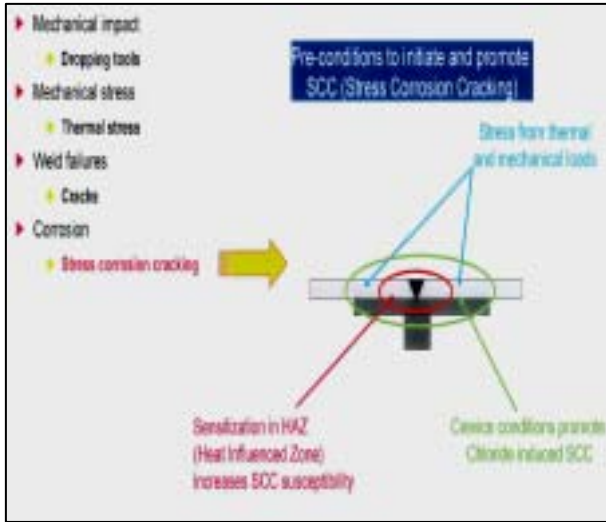
用過燃料池池體為抗震 1 級(Category I) 鋼筋水泥結構凹槽，內襯鋼板；結構體下方無管線佈置，其耐震設計應可以抵抗設計基準地震，如果內襯鋼板結構產生裂縫，其冷卻水仍可包容於水泥結構凹槽內，對用過燃料池裡的燃料無損；如果水泥結構凹槽底座因強震產生裂縫，內襯鋼板亦可以包容冷卻水免於流失，兩者皆發生裂縫，則緊急「結構裂縫止水」與「補水措施」必須應用，此情況經評估極不可能發生，但當冷卻水位降到燃料有效高度 (TAF ; Top of Active Fuel, 距燃料底部約 14 呎) 上之 10 呎位置時，燃料射出之 輻射會與用過燃料池周邊空氣、水泥牆產生「康普敦散射」效應，使得用過燃料池周邊輻射劑量將達到 2~20 mSv/hr，為正常人所能承受的上限，但如果水位續降，將使得任何搶救人員都無法接近。根據美國聖地亞國家實驗室(Sandia National Laboratory) 研究顯示，用過燃料池水位降至有效燃料高度時，放射性活度上升，所造成劑量之高將造成人員只要在用過燃料池周圍進行作業，不及 1 小時就會死亡。而本公司保健物理部門亦估算池水完全乾涸情形下，池邊之輻射劑量可能高達 40,000 Sv/hr (4,000,000 rem/hr 遠高過瞬亡劑量)，人員根本無法接近進行救災工作。而在燃料已裸露情況下，護套完整性極可能已遭到破壞。

2006 年 12 月美國核管會採用美國核能協會(NEI)發行之 NEI 06-12(第 2 版)【B.5.b Phase 2&3 Submittal Guidance】，此導則文件提供在火災或爆炸而喪失大範圍廠區時，維持爐心冷卻、圍阻體、及用過燃料池冷卻等能力的施行策略。此導則亦指明電廠需要思考哪些資源，可用來減少或阻止 SFP 的洩漏。AREVA 公司於會議中說明已發展用過燃料池止漏技

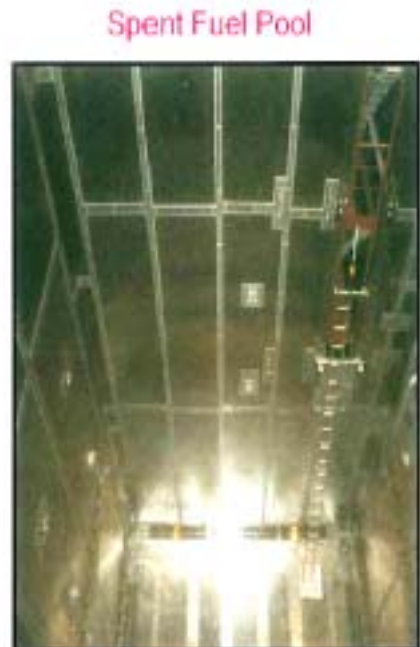
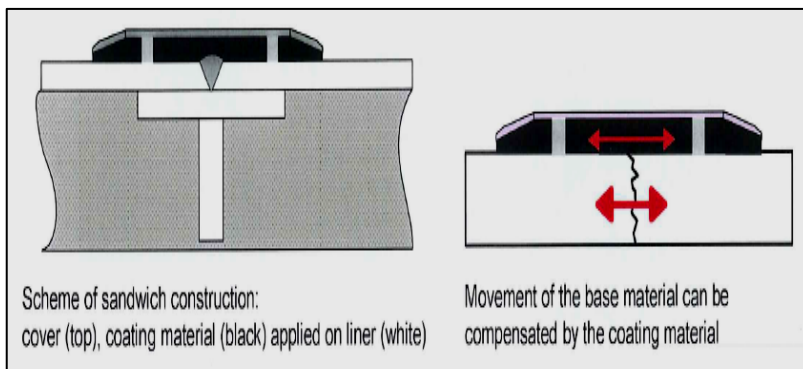
術。

茲將以圖解方式說明 AREVA 公司用過燃料池止漏技術：

(1). 用過燃料池漏水肇因：用過燃料池漏水肇因：用過燃料池內襯鋼板結構(通常可能發生在焊接處)產生 IGSCC 裂縫，同時水泥結構因劣化產生裂縫，燃料池漏水就會發生，用過燃料池水泥結構產生裂縫目前止漏處理上較為困難，但從內襯鋼板結構裂縫止漏相對較易。



(2).用過燃料池漏水止漏方法：以盤型鋼板配合特殊之抗輻射環氧樹脂塗料，黏著於用過燃料池內襯鋼板漏水處，施壓於盤型鋼板上兩個小時，裂縫漏水就會止漏。





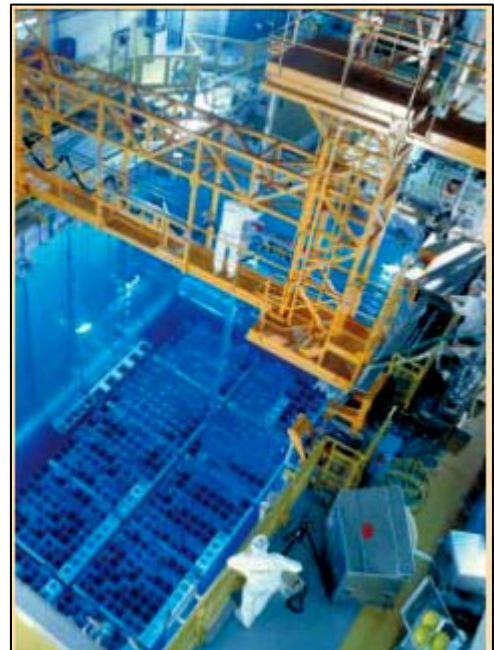


## 二、用過燃料之安全儲存議題

### 1. 用過核燃料乾式貯存發展現況：

到 2010 年，全球約有 32 萬束 BWR 用過核燃料及 48 萬束 PWR 的用過核燃料等待處置，但全球第一座最終核燃料貯置設施設立最快也要到 2020 年在瑞典完成。由於大部份核能電廠未使用 MOX 燃料，傳統 UO<sub>2</sub> 用過燃料適合進行乾式貯存，故乾式貯存設施將在未來的 100 年內承擔核燃料過渡處置的重責。

目前用過燃料乾貯設備商，考量承重限制，大都生產可容納 68 束 BWR 燃料或 32 束 PWR 燃料，貯存罐的直徑約 2.5m，高度約 4.5~6m，重量約 100~120 噸，外加水泥或金屬屏蔽，並以特殊的運輸系統進行傳送。



各廠商生產的設備大致可分成下列 3 類：

- (1) 垂直站立之直接存放的金屬容器(本體已具屏蔽功能)。
- (2) 垂直站立之金屬容器(Canister)外加水泥屏蔽(Cask)。
- (3) 水平置放之金屬容器(Canister)外加水泥屏蔽(Cask)。



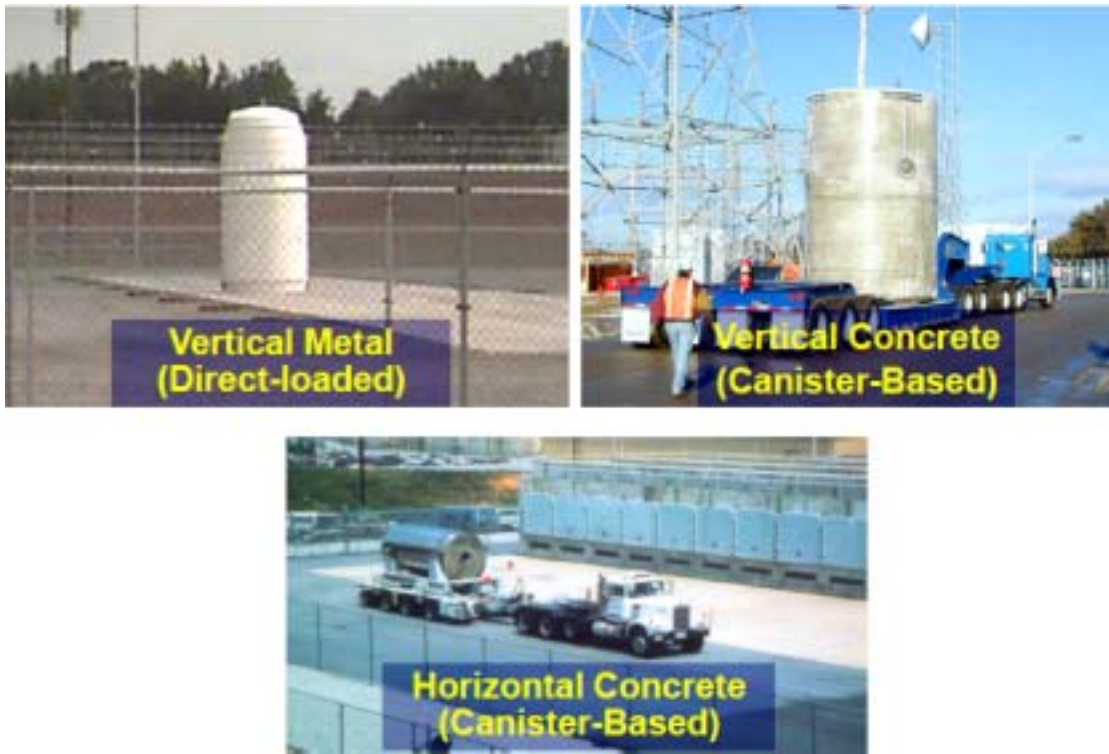


圖 3 大類用過燃料乾式貯存設施

目前全球乾貯三大供應商，分別是 Transnuclear 公司、Holtec 公司、NAC international 公司，其設備分類以圖片介紹如下：

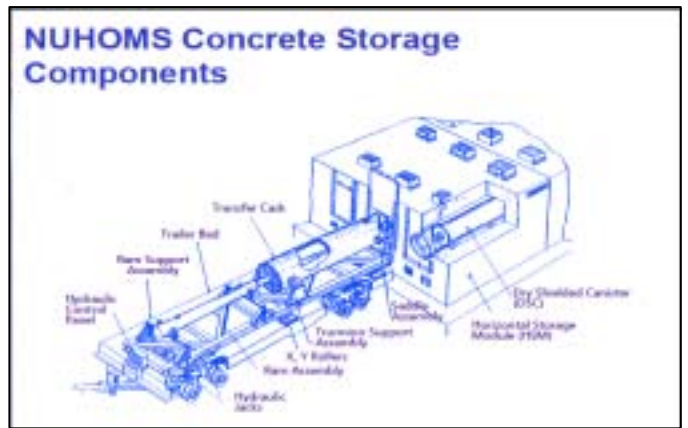


圖 Transnuclear 公司，乾儲設施水平置放之金屬容器(Canister)外加水泥屏蔽(Cask)

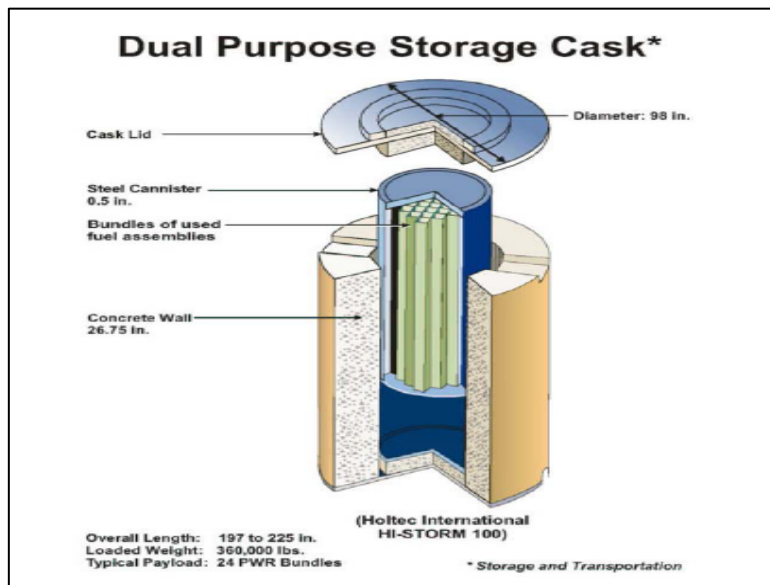


圖 Holtec 公司乾儲設施: 垂直站立之金屬容器(Canister)外加水泥屏蔽(Cask)

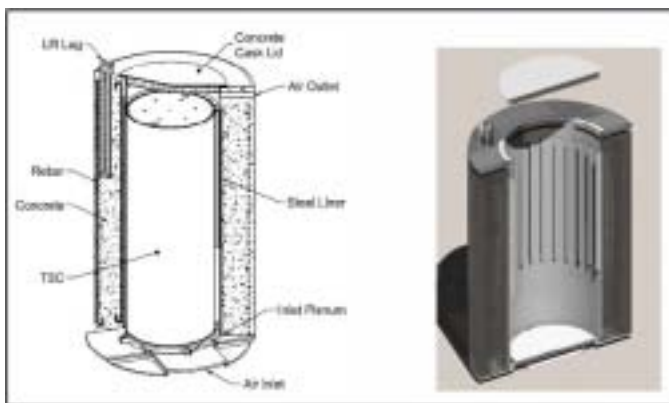


圖 NAC 公司乾儲設施: 垂直站立之金屬容器(Canister)外加水泥屏蔽(Cask)

## 2. 核燃料乾式貯存可能劣化之機制，與貯存年限議題：

傳統 UO<sub>2</sub> 用過燃料，大規模的乾貯相關實驗已完成；用過燃料在氮氣填充的儲存罐(canister)環境裡，燃料棒護套溫度只要能控制在 400°C 以下，燃料棒護套裡的沉積的氫氧排列不會轉成徑向排列，燃料棒護套的完整性不會有進一步劣化，雖然仍有極小機率可因沿晶應力腐蝕(IGSCC)引發燃料棒護套針孔破損，但放射性氣體已大幅衰變，其外釋氣體已不構成威脅，最重要的是相關實驗已證明燃料結構強度仍可滿足長期乾貯後的燃料吊運需求。

## 3. 40~60 年燃料乾式貯存，重要的核燃料完整性考量包括下列議題：

- (1) 燃料棒內部壓力導致的護套持續潛變 (Creep)。
- (2) 燃料護套的氧化。
- (3) 燃料護套受內部放射性核種(如碘、銻)的影響，是否發生進行 IGSCC。

(4) 護套中「氫脆化」引發的護套破損。

本次會議，經過一些實驗機構的研究，獲得下列結論：

- (1) 燃料棒內壓導致的護套潛變，對護套完整性的影響有限，在燃料進行乾貯期間，由於護套溫度介於 300~400°C，在此溫度下發生的潛變 Creep，不會產生太大的應力。
- (2) 由於分裂核種碘的半衰期很短(平均半衰期小於 8 天)，所以由碘引發的護套腐蝕 IGSCC 現象並不存在，且燃料護套內壓(<850psi)，所導致的應力並不高，所以 IGSCC 現象即時存在，其沿晶裂縫成長的速度極小，在 40~60 年左右的乾貯期間 IGSCC 引發之針孔破損應不致於發生。
- (3) 持續發生的 IGSCC，即使導致燃料破損，則會以針孔破損的方式形成，不致於造成燃料棒斷裂。
- (4) 由於乾貯金屬罐(Canister)內，必需填充氮氣，所以在燃料進行乾貯時，燃料表面氧化的現象不再進行。

| Noble Gases |           | Iodines |           |
|-------------|-----------|---------|-----------|
| Isotope     | Half-life | Isotope | Half-life |
| Xe-133      | 5.3 days  | I-134   | 53 min    |
| Xe-135      | 9.2 hrs   | I-132   | 2.3 hrs   |
| Xe-138      | 14 min    | I-135   | 6.6 hrs   |
| Kr-87       | 1.3 hrs   | I-133   | 21 hrs    |
| Kr-85m      | 4.5 hrs   | I-131   | 8 days    |

表 主要核分裂氣體半衰期

- (5) 一般退出之核燃料，其護套氫含量約 160PPM，雖然氫的沉積會導致燃料氫脆化，但燃料進入乾式貯存，因為氫脆而導致的燃料破損，在乾儲或燃料池濕式儲存的實驗中並沒有被觀察到。
- (6) 對於在運轉中已破損的用過核燃料，目前核工業界傾向建議將其獨立放入一容器內，再進行乾式貯存，以避免燃料結構因嚴重二次氫脆裂化，不足以支撐未來的燃料吊運，進而發生燃料棒斷裂事故。

#### 4. 長期燃料乾貯(超過 60 年)議題，重要的安全考量包括下列議題：

- (7) 燃料狀況將會如何？
- (8) 乾貯金屬罐(Canister)頂蓋封焊情況如何？是否洩漏？
- (9) 長期乾式貯存後重新裝填的可能性如何？在沒有濕式燃料池的情況下(電廠已除

役)，如何重新進行裝填?亦或直接以新金屬罐包封舊金屬罐解決？

5. 有關超長期(超過 200 年)乾式貯存安全議題，美國能源部 DOE 相當重視，認為就下列議題必需進行研究與發展 R&D，包括：

(10) 燃料完整性、護套材料，乾貯材料的老化、潛變、脆化

(11) 金屬罐頂蓋封焊完整性情況如何？如果乾貯設施是以螺栓封裝，則螺栓完整性如何？

(12) 乾貯設施燃料屏蔽之水泥 Cask 之完整性如何？是否龜裂？

美國 Nuclear Energy Institute Dry Storage Task Force(DSTF)，已開始運作，希望能在未來，藉由研究與發展 R&D 釐清有關超長期乾式貯存議題。

6. 核燃料於反應爐中使用之壽命最長可達 12 年，但受限於

(1).護套內壓依現行法規須小於 850psi、

(2).護套氧化膜厚度須小於 10%原先厚度（註：原先厚度介於 0.8－0.9mm）與

(3).護套平均氫含量小於 500ppm 等條件下，

核燃料實際於爐心約只使用 6-7 年。在前三項條件的限制保護下，用過核燃料在水質受控制之環境條件下置入用過燃料池，其護套之完整性經實驗室的評估，應可獲得至少 200 年的確保，如果放置於充氮密封的乾式貯存罐，則其護套之完整性經工程判斷，可長於用過燃料池之存放年限。

但是電廠裡的濕式用過燃料池或乾式貯存的設施，是否能承受超過 60 年的長期使用？核工業界必須審慎思考超過 60 年的長期使用，有沒有特殊的安全議題，例如電廠裡的濕式用過燃料池是否有漏水的疑慮？乾式貯存的設施是否有 Air-tight 密封失效的可能？

### **會議議題：第三代+輕水式核電廠前景：**

#### **一、歐洲第三代輕水式核電廠前景：**

(1).AREVA 的 Evolutionary Pressure Water Reactor (EPR)在 2014 年以前不大可能獲得美國核能管制單位的設計認證。AREVA 是在 2007 年 12 月提交 EPR 設計認證，以訴求 EPR 能在美國任何地區建廠，包括各廠執照申請程序、各廠的建廠和運轉執照(COL, construction and operating license)。四份 COL 已提交至 NRC，2010 年 7 月，NRC 表示關注 EPR 設計兩個領域，集中在 4 串安全系統設計的複雜性和獨立性問題：每個系統內的安全設備必須能夠獨力執行其功能，且不能受到外在不利因素的影響。NRC 已發布新的審核程序，讓 Areva 可依循，以針對 NRC 先前所提出技術性議題，和福島事件後新增的要求項目，能提供更多的所需資訊、文件。





(2).芬蘭 Teollisuuden Voima Oyj (TVO) 電力公司宣布，位於 Olkiluoto 正在建廠階段的法國 EPR 機組，原訂商轉運轉日將再延後，無法在 2014 以前正式商轉；由 Areva 與西門子兩間公司組成，負責建廠的聯合廠家，則指稱 TVO 電力公司未將重要議題提出並即時解決。目前機組的土木結構已完工，而最主要的核島區包擴反應器壓力槽 RPV、調壓槽、蒸氣產生器等也已經安裝完成。各主要冷卻管路通道也已完成焊接，RPV 內部組件的承裝以及壓力槽蓋的裝置仍在進行中。TVO 強調，機組自動化設備相關執照和文件都尚未完成，且 Areva 和西門子並未照供應商擬定的時程進行各自工作。依 Turn-Key 合約，Areva 和西門子應自行訂定進度時程，而非僅是等待供應商去更新時程或提供解決方案，但 Areva 和西門子則認為掌控專案進度應該是 TVO 的責任。目前因商轉時程延後而增加的花費經雙方爭論後，敲訂為 17 億美金，原合約為 39 億美金，總價追加為 56 億美金。

## 二、日本第三代+輕水式核電廠前景：

美國核管局已通知三菱公司(MHI, Mitsubishi Heavy Industries)，其 APWR 設計認證的最後核定將由原本預定的 2014 年延至 2015 年，時程延後的主因來自於三菱對 APWR 結構設計的變更。三菱於 2007 年 12 月提交 US-APWR 的設計認證申請予 NRC，NRC 於 2008 年接受了三菱的申請。三菱在進行 US-APWR 設計變更後，將針對 US-APWR 進行地震分析，目前 NRC 正在審查三菱提交的相關技術性報告，三菱除進行電廠設計的變更外，亦改變了幾個分析的方法論，於 2012 年 5 月到 8 月間，將提交 5 份全新或修改過後的技術性報告給 NRC，內容包含計算分析結果以及設計報告。

此外，目前正申請 APWR 建案的有 Luminant 電力公司位於德州的 Comanche Peak 3、4

號機組(1700Mwe 的 APWR)，以及維吉尼亞州的 North Anna 3 號機，這些機組的建廠執照申請審核，因 MHI 對 APWR 的設計變更，將延後 18 個月，但福島後，這些機組的實際興建是否實施，不無疑慮。



日本 APWR 模擬配置圖

三菱公司的 歐洲 EU-APWR 為全球最大核能機組 1700 MWe，2008 年曾在德國、捷克與斯洛華克推銷過，但 2011 福島後，整個推展工作已停頓。

### 三、美國第三代+輕水式核電廠前景：

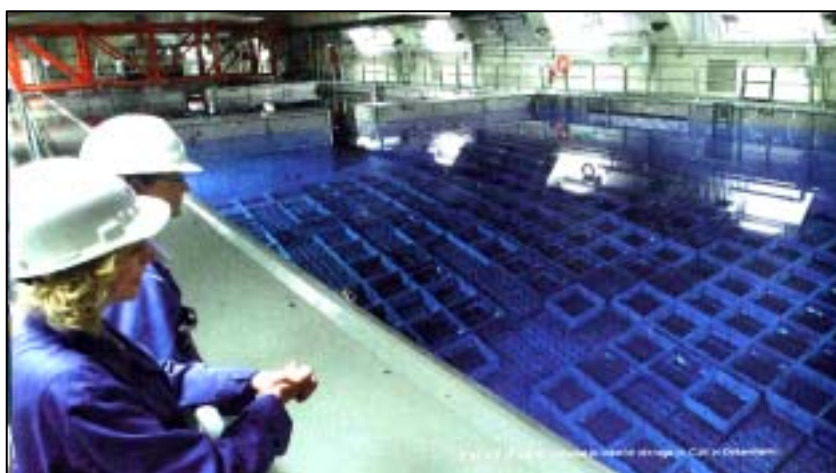
美國核能管理委員會(NRC)以多數贊成批准新建南卡羅來納州的 VC Summer 核電廠新建 1100MWe 級 AP1000 型 2、3 號機組。美國才在今年(2012 年) 2 月批准新建喬治亞州的 Vogtle 電廠新增 1100MWe 級 AP10003、4 號機，距離前次批准新機組已隔 34 年之久。如今 VC Summer 2 座新機組也已正式拿到建造和運轉許可(construction and operation licenses, COLs)。新機組將在 2020 年之前加入商轉。而有鑑於日本福島事故的教訓，新批准的核電廠被要求加強在嚴重自然災害造成電源失效時的應對措施，同時亦要求對爆破釋壓閥進行詳細的測試與檢查，因這些爆破釋壓閥對被動式安全系統而言是極重要的組件。





## ◎建議事項

- 一、根據顧問公司評估，2015 年以前，日本應無法全面恢復核電，所以 2011- 2015 原料鈾，轉化鈾與濃縮鈾需求將下降，原料鈾、濃縮鈾現貨價格可能持續下跌，本公司應思考可以逢低買進，此時降低核燃料庫存是否明智，值得探討。
- 二、核電廠反應爐進行功率提升，應進行深入的爐心設計與運轉之差異性管理，同時應積極參與國際會議，大量吸取並分析國外功率提升的經驗；不要短視或只專注於核電廠功率提升後之獲利而忽略風險；萬一發生中規模的燃料破損或設備可靠度下降，則得不償失；且須針對新的燃料設計、爐心設計及運轉策略之變更，制訂廣泛的效能監督與安全審查流程。
- 三、核一、二、三廠預計於 2012、2014、2015 年後，將執行中幅度功率提升，預期功率提升後，預期核一、二廠 BWR 燃料雙相流流速也將提高，燃料爐層破損的風險將可能升高，要儘早規劃並精進「防止異物入侵」與「燃料爐層破損防治」。加裝 Improved Fuel-Guard 抗爐層裝置為建議思考方向。
- 四、傳統 UO<sub>2</sub> 燃料和 MOX 用過燃料，分別要花 10~20 年和 100~200 年的時間讓衰變熱衰變至 1kw；MOX 用過燃料等待放入乾貯時間約 10 倍於傳統 UO<sub>2</sub> 燃料束，且 MOX 燃料輻射強度也 10 倍於 UO<sub>2</sub> 燃料束，其輻射屏蔽需強化考量；所以 MOX 用過燃料適於放在中央儲存池進行中期儲存，利用燃料池進行 60 年冷卻儲存，所以本公司若未來採用用過燃料再處理策略，擬建議不應引進 MOX 燃料置入爐心使用，否則除役工作無法依法規於 25 年內處理完畢。



圖、瑞典中央集中濕式中期貯置燃料池

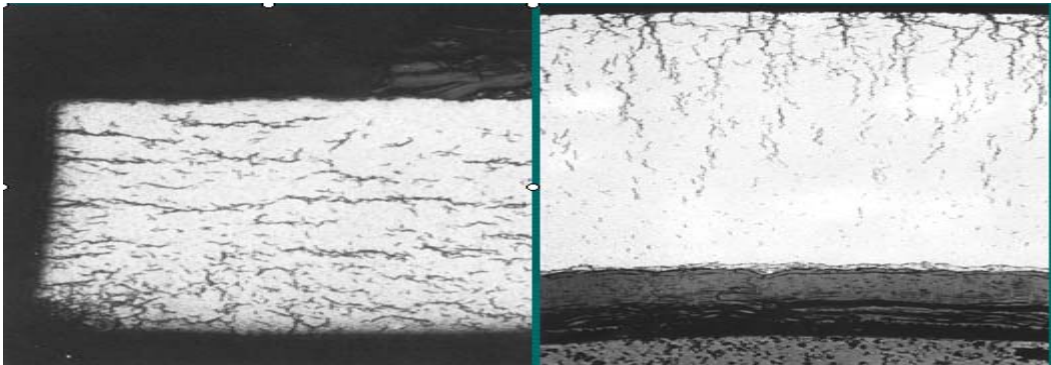
- 五、過燃料池內襯鋼板結構(通常可能發生在焊接處)產生 IGSCC 裂縫，同時水泥結構也可能因劣化、地震而產生裂縫，造成燃料池漏水，用過燃料池水泥結構產生裂縫之止



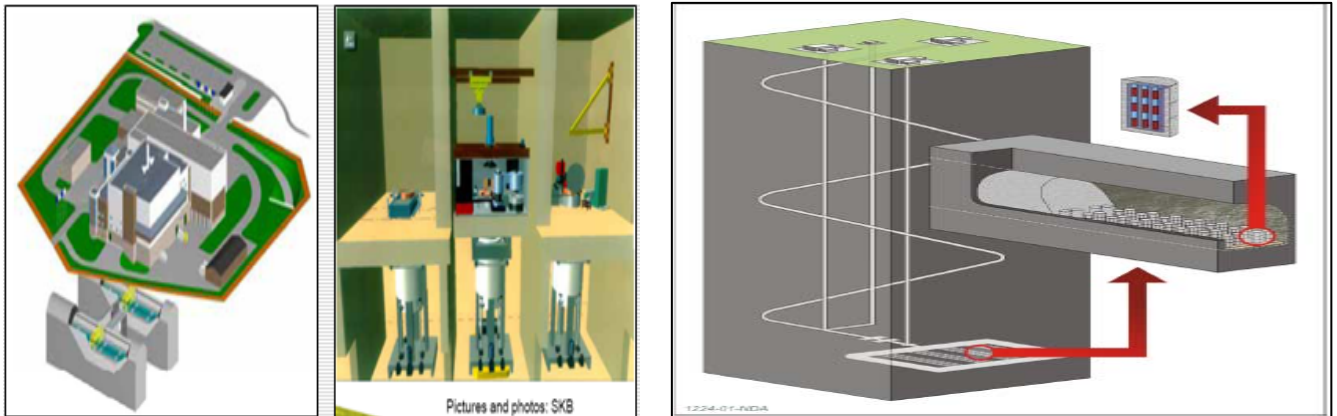
漏處理較為困難(施工困難)，但從內襯鋼板結構裂縫止漏相對較易。用過燃料池漏水止漏方法：以盤型鋼板配合特殊之抗輻射環氧樹脂塗料，黏著於用過燃料池內襯鋼板漏水處，施壓於盤型鋼板上，裂縫漏水就會止漏；這類技術有必要積極開發或引進，有備無患。

六、可考慮引進 AREVA 最新 11x11 BWR 燃料設計，此設計預期於 2017 年商業化，相較於目前本公司使用的 ATRIUM-10A 可節省燃料成本可達 3%~6.5%(0.125~0.23% Enrichment Reduction)，應思考引進用於龍門廠。

七、電廠以最終地質處置解決用過燃料長期處置問題時，燃料最終地質處置場旁邊需興建燃料重裝填廠，所以燃料結構強度必須仍可滿足長期乾貯後的燃料吊運需求。傳統 UO<sub>2</sub> 用過燃料，大規模的乾貯相關實驗已完成：用過燃料在氬氣填充的儲存罐(canister)環境裡，燃料棒護套溫度只要能控制在 400 以下，燃料棒護套裡的沉積的氫氧排列不會轉成徑向排列，燃料棒護套的完整性不會有進一步劣化，相關實驗也已證明燃料結構強度仍可滿足長期乾貯後的燃料吊運需求，但是企圖使用乾貯設施超過 60 年甚至達到 200 年，則仍有其他安全議題必須考慮解決，尤其氬氣填充的洩漏議題，所以電廠仍應以最終地質處置或燃料再處理解決用過燃料長期處置問題。



圖、燃料棒護套裡的沉積的氫氧周向(左圖)與徑向(右圖)排列



圖、瑞典燃料重裝填廠與最終地質處置

