行政院及所屬各機關出國報告書

(出國類別:研習)

法國用過核燃料及廢料處理技術研習報告

服務機關：台灣電力公司第三核能發電廠

出國人　職　　稱：流體廢料課長

姓　　名：黃武穎

出國地區：法國

出國期間：99 年 09 月 17 日至 10 月 01 日

報告期間：99 年 10 月 31 日

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：**法國用過核燃料及廢料處理技術研習報告**

頁數 47 含附件：■是□否

出國計畫主辦機關／聯絡人／電話

台灣電力公司／人力資源處／陳德隆/（02）27757762

出國人員姓名／服務機關／單位／職稱／電話

黃武穎／台灣電力公司／核三廠／流廢課長／（08）8893470-2970

出國類別：□1 考察 □2 進修 □3 研究 ■4 實習 □5 其他

出國期間：99 年 09 月 17 日至 10 月 01 日

報告期間：99 年 10 月 31 日

出國地區：法國

分類號/目

關鍵詞：

EDF 法國電力公司（Électricité De France）、EPR 歐洲壓水式反應爐即法德合作之第三代反應爐（European Pressurized water Reactor,）、MOX 混合型氧化物核燃料（Combustible au plutonium pour les réacteurs à eau ordinaire (Mixed Oxide Fuel)、OCDE 經濟合作暨發展組織核能署(Organisation de Coopération et de Développement Economiques (in english : OECD)）、REP 壓水式反應爐（Réacteur à Eau sous Pression(in english :PWR)）、REB 沸水式反應爐（Réacteur à Eau Bouillante）, CEA 法國原子能及替代能源署(French Atomic Energy and Alternative Energies Commission), Generation IV RX「第四代反應器設計」，優先考慮快中子(Fast Neutron)及使用液態鈉或空氣冷卻的封閉燃料循環（Closed-Loop Fuel Cycle）系統。

內容摘要：

1、法國電力公司核電機組概況：900MWe PWR、1300 MWe 及 1500MWe PWR 現況及發展趨勢。

2、法國核燃料循環：循環各階段、現況及內容。

3、放射性**廢料**處理技術：廢料來源、分類及未來之最終處置規劃。

4、法國處理國外用過核燃料之實績及其運作方式

5、核能與核燃料之經濟性：西歐各國電價比較及法國核電之經濟優勢。

目 次

壹、出國緣起..... 1

一、任務..... 1

二、緣起與目的..... 1

三、行程..... 2

貳、研習內容與心得..... 4

一、法國核電概況..... 4

二、壓水式反應器核燃料循環..... 6

三、放射性廢料（廢棄物）管理..... 29

四、法國處理國外之用過核燃料..... 38

五、核能與核燃料之經濟性..... 41

參、感想與建議..... 45

一、感想..... 45

二、建議事項..... 46

三、致謝..... 47

附件 1：AREVA La Hague 歡迎台電公司參訪團首頁

附件 2：台電公司參訪 La Hague 用過核燃料再處理設施

摘要報告

附件 3：La Hague 用過核燃料再處理技術資料

壹、 出國緣起

一、任務

研習「**法國用過核燃料及廢料處理技術**」。

二、緣起與目的

（一）近年來我國用過核燃料及放射性廢棄物處理及處置上，於實務方面並無明顯之進展：核一廠用過核燃料中期乾式貯存設施建造計劃受阻；低放射性廢棄物最終處置場之場址選定因公投門檻過高，通過不易而遭遇阻礙。當下全球最熱門的議題是溫室效應，台灣該如何自處呢？台灣的每人二氧化碳排放量過高與其他各先進工業國相當，在風力發電、太陽能發電還不能大量發電的情形下，台灣與其他先進工業國一般還是要選擇核能發電以抑減二氧化碳排放量。因此核能發電在全世界已有復甦之現像。法國於核能發電領域從上游之核電廠興建及核燃料之製造到下游之用過核燃料及放射性廢棄物處理技術領先其他各國，值得學習其規劃內容與實務經驗，對於我國推動各項核能方案將有極大助益。

（二）法國 AREVA 核能集團於 2001 年 9 月 3 日由 CEA 工業集團（La Societe CEA-Industrie）整合原 COGEMA 及

FRAMATOME 兩家公司而成立，營業範圍含蓋核能發電業所有領域（核燃料產製、再處理及核電廠興建營運等），本次乃經各層級長官推薦與審核通過，得以赴 AREVA 研習用過核燃料及廢料處理技術，若能瞭解此技術領域之趨勢及相關問題與解決方案，對於國內用過核燃料及廢料處理規劃將有極大參考價值。

（三）研習內容概要：

瞭解法國 AREVA 公司之用過核燃料及廢料處理發展趨勢，用過核燃料再處理工廠之各項作業流程等。

三、行程

（一）研習日期：99 年 09 月 17 日至 99 年 10 月 01 日，共計 15 日。

（二）出國行程：

訓練進修日期及時間	訓練進修地點	實際訓練進修機構及訪談對象	訓練進修目的及討論主題
09/17（1 天）	高雄-桃園-PARIS	往程	
09/18-23（6 天）	PARIS	AREVA 總公司技術研習 Seminar& Lecture in Headquarters of AREVA Group Mrs. Martine VALLETTE-FONTAINE etc	AREVA 總公司會議室 核廢料處理及核燃料再處理研討 Seminar& Lecture: 1.the treatment of radioactive waste including the high level, the median level and the low level radwaste. 2.the nuclear fuel cycle management from fuel

訓練進修日期及時間	訓練進修地點	實際訓練進修機構及訪談對象	訓練進修目的及討論主題
			fabrication to spent fuel reprocessing
09/24（1天）	PARIS－ La Hague-PARIS	用過燃料再處理廠技術研習 Technique visit to the spent fuel reprocessing plant Mr Jean-Noël POIRIER	參訪核燃料再處理工廠，研習核燃料再處理技術及高放射性廢料萃取技術 Technique visit: Spent fuel reprocessing technique and the treatment of radioactive waste
09/25-30（6天）	PARIS	AREVA 總公司技術研習 Seminar& Lecture in Headquarters of AREVA Group Mr. Christophe PICARD etc	AREVA 總公司會議室 核廢料處理及核燃料再處理研討 Seminar& Lecture: 1.the treatment of radioactive waste including the high level, the median level and the low level radwaste. 2.the nuclear fuel cycle management from fuel fabrication to spent fuel reprocessing
10/01（1天）	PARIS－桃園-高雄	返程	

貳、 研習內容與心得

一、法國核電概況

一、 **法國核電之發展趨勢**:西元 1948 年首次組成核反應堆(La Pile ZOE)，1956 首次核能發電（2MWE 經 La Pile G1)，並經 CEA 研究所陸續發展出 G2 及 G3 核電站，並將此技術技轉 COGEMA 公司（1976 年由 CEA 建立)。

1956 年到 1970 年間曾嘗試各式核反應爐如氣冷式天然鈾石墨緩合劑反應爐、沸水式反應爐等；1970 年法國核能會議經審慎評估後，認為以法國之有限國家規模無法採取多樣性之核電設施，有必要採單一且標準化之核電設施，來建立自己自足之核能工業，因此 EDF 決定走向經西屋授權建照之壓水式反應爐（PWR)，1976 年起法國改良成自屬版權之 PWR，並不斷提升新機組之發電容量（由 900 到 1300 再增加到 1450MWE）如下圖所示：

1.6 部 PWR900「3 迴路 CP 0 型 西屋授權」

2.18 部 PWR900「3 迴路 CP 1 型西屋授權」

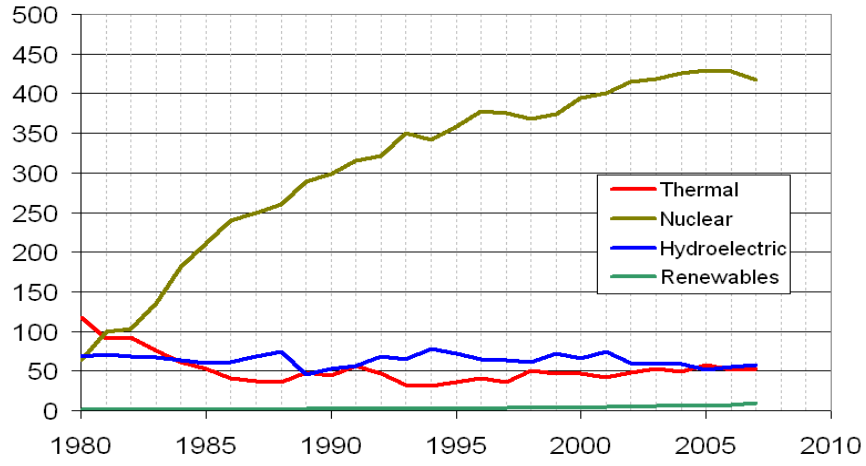
3.10 部 PWR900「3 迴路 CP 2 型法國設計版權」

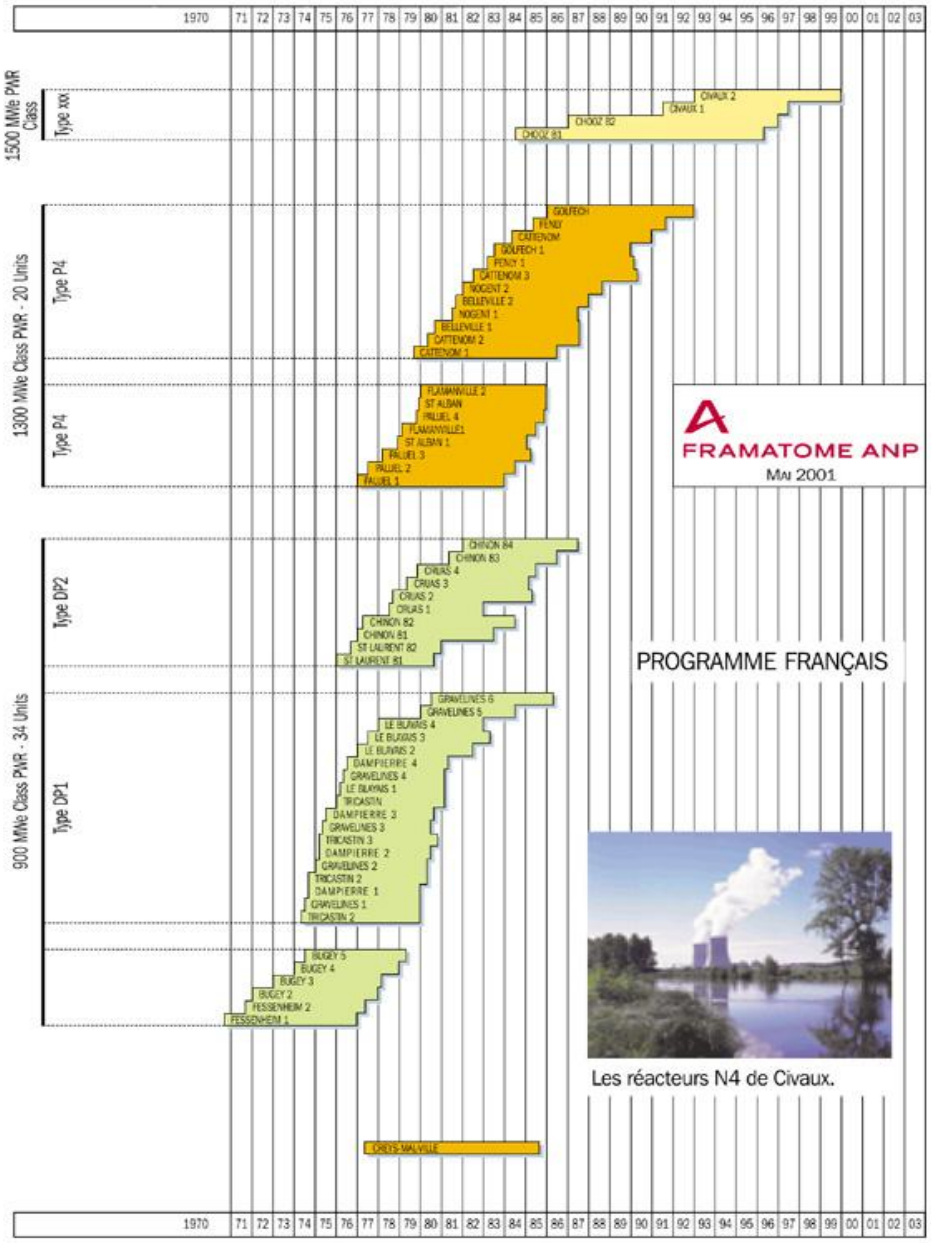
4.20 部 PWR1300「4 迴路 P4 型法國設計」

5.4 部 PWR1450「4 迴路 N4 型法國設計」

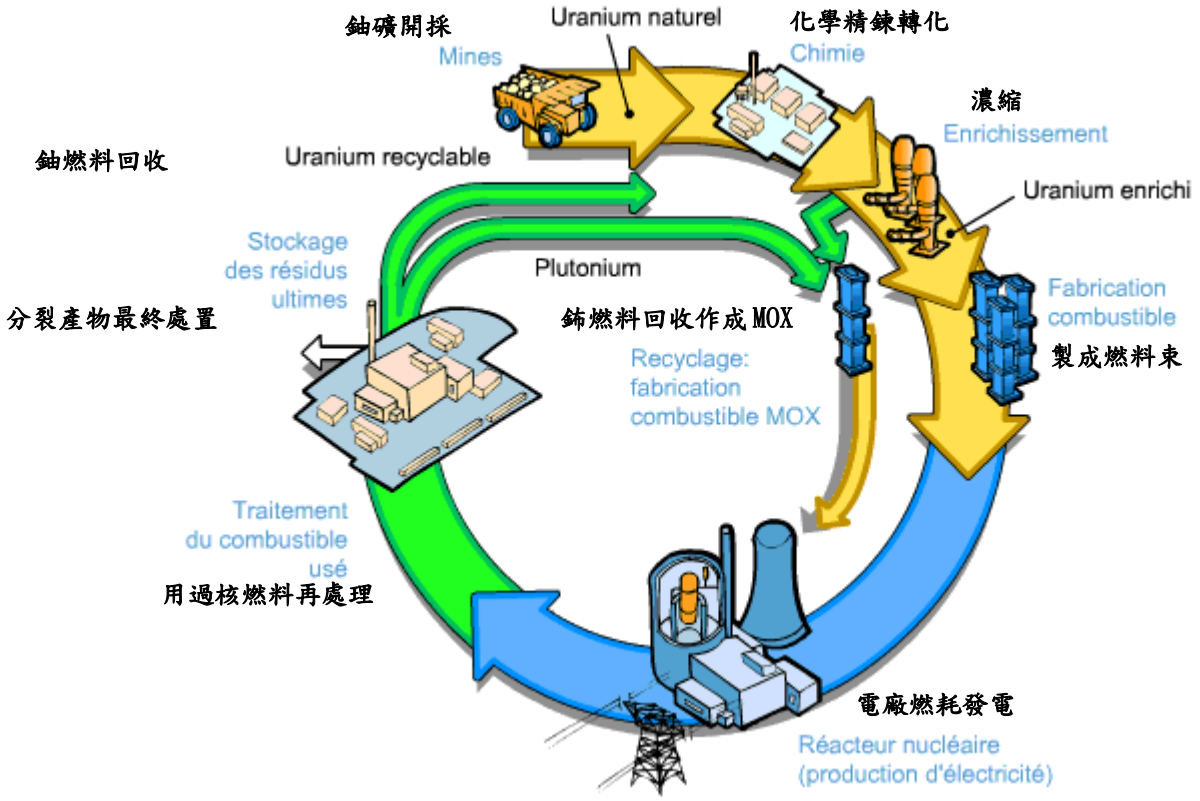
並曾經外銷比利時及中國,並計畫將分別於Flamanville 及 Penly 核電廠興建 1650MWe 之 EPR 各一部機組。

Electricity Production in France by Source
(TW-h)





二、壓水式反應爐核燃料循環



（一.）就如汽車非使用剛從油井取出原油作為燃料，核反應爐使用之鈾核燃料亦必須經過如下的階段程序，後方能形成核燃料：

1. 鈾礦開採：經露天開採或浸濾方式將地下鈾礦取出。
2. 精煉：由鈾礦（通常鈾含量小於 1%）精煉萃取得到黃色粉末狀鈾氧化物（U_3O_8），稱為「黃餅」。
3. 轉化：在進行濃縮的步驟之前，先使鈾氟化合成六氟化鈾（UF_6，室溫下為固態，60℃高溫為氣態）。
4. 濃縮：六氟化鈾經過濃縮（天然鈾中 U-235 約 0.71%），提高 U-235 濃度（3～5%）後即可成為核能電廠的燃料。
5. 轉化、加工製成核燃料：六氟化鈾濃縮後轉化為二氧化

鈾 UO_2，燒結成燃料丸，置入燃料護套組成核燃料原件。

6. 核電廠發電：核能發電廠以燃料原件為燃料，利用核分裂反應的能量產生電能（約於爐心使用 4 年）
7. 用過燃料池內暫放：水下儲放降溫並有輻射屏蔽效果。
8. 再處理（封閉式循環）或中期乾式儲放（開放式循環）：再處理為由用過燃料回收未燃耗的鈾和新產生的鈽，並將核分裂產物玻璃固化後備供最終處置；中期乾式儲放為暫時以金屬罐或水泥罐屏蔽貯存及利用空氣對流方式散熱，待最終處置方式明朗後再進一步處理。

上述各個階段間皆涉及緊密的控制及運輸，各階段之規模（如精煉、轉化、濃縮等）亦需達到足夠之跨國工業規模以供應數十個以上之核電機組所需方得有競爭力，故上述之工業集團接大多皆由多國企業合作組成(如 AREVA 即是)。目前美國核燃料循環採開放式（我國亦同），歐洲則以法國為主結合德國、瑞士、日本等採封閉式循環；封閉式循環之特色為：

1. 以化學處理方式回收可分裂物質（Fissle）如 Pu-239 及可孕物質材（Fertile）如 U-238 再置入核燃料循環中發電。
2. 回收之鈽元素組合成 MOX 混合型燃料，回收之鈾元素可進一步濃縮。
3. 分離出高放射性分裂產物，後經減容及玻璃固化此高放

射性廢棄物，置入標準不銹鋼型金屬罐備供最終處置。

4. 簡言之，開放式循環為將用過燃料視為廢棄物，直接裝罐後置入穩定之幾百公尺深地層掩埋處置；封閉式循環則將為用過燃料視為有用燃料，經再處理分離出有用材後，真正廢棄物再予以最終處置。

（二）法國選擇燃料再處理（封閉式循環）之源由

1. 用過核燃料之形成

核燃料於爐心內燃耗過程中，產生下列之現象：

①核分裂過程中，可分裂材(如鈾-235)之成份逐漸遞減。

②鈽（Pu）元素則隨核分裂之進行而產生，鈽元素中之 Pu-239 亦為可分裂材。

③母核分裂時，通常會產生 2 個碎片(放射性強之子核)，此兩碎片(原子)物理/化學性差異很大，分佈在整個原子週期表中。

④部份分裂之子核為中子毒素(會吸收爐心之中子)，使爐心燃料之反應度降低。

燃料元件中，隨著燃耗過程，可分裂元素受中子撞擊而分裂耗損，部份分裂之子核為中子毒素漸漸增加，因此燃料元件所產生的能量越來越少(反應度越來越小)。同時密封之燃料護套內亦有下列現象出現：

①部份分裂產物屬氣態元素，使燃料護套內之壓力隨爐心燃耗而增加。

②燃料丸內之化學成份亦逐漸的改變，可分裂元素漸減，分裂產物及鋼系元素(原子序 89 到 103 如鈽元素)漸增。

③爐心燃耗過程中，燃料護套之性質亦因腐蝕作用，中子照射及燃料丸與護套交互作用(Pellet-Cladding Interaction)而劣化；護套之完整性為防止放射性物質外洩之第一道防線。燃料更換前須確保護套足以承受高燃耗下功率之暫態變化，不會使燃料棒受損。

2.用過燃料之組成

用過燃料退出爐心不再使用時，內含有約 95%鈾元素、1%鈽元素及其他之分裂產物與少量鋼系元素。其扮演之角色不再是產生能量而是將上述的放射性元素含封在燃料護套內，避免放射性物質對大眾及環境之傷害，直到放射性物質衰變到無傷害之程度。若經再處理程序，分類出分裂產物及回收有用之可分裂元素，可達到最佳處理之效果。殘餘之鈾元素及鈽元素，經再處理程序後，轉化為核燃料之成份，其經濟性端視鈾燃料市場價格，若鈾燃料市場價偏高時，再處理之回收鈾、鈽元素更具經濟競爭性。

大部份之分裂產物屬高射性元素，亦即為高危險物質，但其半衰期亦較短暫(短時間即可由衰變釋放出放射線)，可快速轉化（衰變）成非放射性元素。假設此類元素之半衰期為 30 年，則用過燃料經冷卻 30 年後，此類元素只剩下 1/2，300 年後剩下 1/1000，1000 年後幾乎已不存在。1000

年看來是很長的時間，但依人類的智慧是可被合理性的考量與管理。

另一類之用過燃料成份則為放射性較弱但半衰期很長之元素(如鈰元素)，非高放射性雖非高危險物質，但其半衰期長即代表其危害期很長久(甚至可視為永遠)。鋦系元素(尤其是鈰元素)即為此類，因其放射性雖不強，但亦不可忽略，且危害期幾乎是永遠，使其成為最棘手之問題。

3. 用過核燃料之結構不適合直接永久處置

新核燃料之結構單純、強壯，然其主要之設計為作為爐心燃耗用(3 到 5 年之燃耗設計)，退出爐心之用過燃料不但已耗損其能量，其結構強度也已變得更為脆弱，但卻更須要包封住燃料丸內之各式不同化學性及物理性之放射性元素，尤其須長時間(數千年)的包封住此類物質；頗感力不從心下，更顯得用過燃料組件不適合以原來之結構形式來作長久貯存(即燃料組件之設計並無考量永久處置用)。

4. 如何處理用過核燃料（棘手物件）

（1.）第一個方法直接將用過燃料置入穩定的岩盤中永久貯存，亦即利用穩定的地下岩盤提供額外的保護，使放射性物質衰變到無害之前不會進入人類的生活圈，同時也像徵不再回收燃料中可用的化學元素(鈾、鈰元素)，且不將分裂產物核種穩定化處理。目前瑞典採用此方法，美國並已作相對應之研究。

（2.）第二項方法為採用燃料再處理之技術，分離出用過燃料內之不同化學成份，並分門別類予以不同之管理。此再處理操作程序屬高放射性/高危險作業，屬非常昂貴的高科技自動化重工業。簡言之，將用過燃料內之成份，分成有用之回收物(如鈾、鈽、未來甚至將包含鋦系元素)及最終之高放射性廢棄物。經有效分離後，高放射性廢棄物(半衰期相對較短)經適當的調製與玻璃混合成穩定之固化物，適合於最終處置，約幾百年後即不再有輻射危害。含封於固化玻璃體之放射物質，因玻璃之特性及特有之固化技術而能緊密含封放射物質，不易分解釋放。

回收之鈾元素，經調製成穩定之化學形式後暫儲放，待其市場價格有利潤時，再釋出市場獲利。在法國、部份之回收鈾經再濃縮後，製成新燃料於特別核准之 PWR 機組爐心內燃耗發電。

分離出之鈽元素，為最據長半衰期之核種，千年之後，未被再處理之用過燃料及再處理之玻璃固化高放射性廢料中，將也只剩此類之核種。法國乃將此鈽元素製成 MOX (混合型燃料)置入爐心內燃燒，減少濃縮鈾的使用量，然製造 MOX 燃料費用較傳統型濃縮鈾燃料費用高，因鈽具有放射性 MOX 製程中輻防考量及自動化成本較高。另一個好處為可避免鈽元素於用過燃料內無限制的累積(因中子吸收或鋦系元素衰變產生)，使廢棄物管理及處置上更為複

雜。未來也許有更經濟之商業型快中子反應器（FBR，即法國規劃中之第 4 代反應器)時，對鈽元素之使用及 U-238 轉化效能會更佳，這也是 AREVA 及其他核電業者所期盼的。

(三)、用過核燃料再處理操作程序

1. 水池內儲放
2. 切成小段管
3. 溶解
4. 萃取
5. 玻璃固化

1. 水池內儲放：核電廠內用過燃料池儲放約 6 個月到 1 年，使其活度降低。爾後再於 AREVA 之水池內儲放 3~4 年(實際平均值為 8 年)持續降低活度；剛退出爐心之前幾年，用過燃料活度衰減非常明顯；活度降低後有利於後續之再處理操作的安全。
2. 切成小段管：於切管前會先量取用過燃料之燃耗度，以確保後續的操作過程中不會發生異常的臨界意外，切管時會先將套頭部份切除，並倒入套管之清洗槽；而後將燃料棒切成 35 毫米之小段管，並經輸料管使每一小段管掉入溶劑槽內。
3. 溶解：溶解之操作包含下列子步驟：

①分離小段管殼及套頭部份

②溶解燃料丸及清洗小段管殼

③清洗套頭

④處理分裂氣體及回收硝酸

⑤澄清溶液

⑥移除細微顆粒

⑦量測各項成份

溶劑槽內備有間格之轉盤，一次轉動 30°使其能 8 個小時內連續運轉，經轉動攪拌後 2 個小時轉盤內之每一間格會陸續倒出其內含物，並經給料槽傾斜滑入清洗槽內。套頭部份經酸洗、水洗後，與管殼會同置入倉儲暫存，準備壓縮後裝桶(1995 年之前，採用水泥固化，之後使用 2500 公斤之壓扎器壓縮減容成原體積之 1/5)，溶液部份批次式地餵入離心機內，分離成不溶解之顆粒部份及澄澈溶液。清澈溶液之組成為鈾 200，鈰 2.5 克/公升，硝酸 3.5 莫耳/公升及分裂產物 6~7 克/公升。

分裂氣體之處理分成下列步驟：

①補捉住驕帶出之粉塵

②捕捉住硝酸氣，冷凝後置回硝酸溶液中，回收於溶劑槽內。

③經液鹼噴灑槽捕捉碘核種，含碘之溶液經稀釋後，排入大海，以稀釋長半衰期之 I-129 核種活度。

4.萃取

①第一道萃取為再處理程序之主要核心部份，此程序實現了

分離可回收之物質，並予以純化(鈾及鈽)；此程序只使用單一的溶劑，由 TBP(三丁基磷酸鹽)稀釋於碳氫化合物溶劑中(類似煤油成份)。此溶劑屬商業型產品，易於市場上取得。此分離階段分成兩個步驟，混合及澄淅，於混合相時分裂產物之水溶液含豐富的鈾、鈽元素，並與有機相(TBP)攪拌形成乳化漿液(類似油醋混合物美乃茲)。鈾、鈽親合於有機相內，分裂產物與鋼系元素則親合於另一相。(因此分離出鈾、鈽與分類產物、鋼系元素兩大類)。第二步驟為澄析分離油、醋之部份，重複此步驟多次而從 TBP 中萃取出鈾、鈽元素。

直至目前經從上一階段所萃取之鈾及鈽元素混合物中，再萃取出鈽元素，也就是使用還原之方法，使鈽溶入水溶液相中而分離出。最後之步驟為使用稀硝酸溶液萃取出鈾元素。

②第二道再萃取與第一道程序類似，最主要是要純化鈾及鈽元素，達到可回收製作新燃料的純度。使用之化學程序中亦是 TBP 此項溶劑。鈾元素將轉化為硝酸鹽被純化回收，部份鈾被再次濃縮製成新燃料，部份則暫時儲放。鈽則會轉化成氧化物後製成 MOX 燃料。

5. 玻璃固化：

分裂產物與鋼系元素使用玻璃固化法，予以固化及穩定化處理(使物理及化學性質穩定)。此固化玻璃廢棄物約含 95%

之用過燃料總活性，且不帶有可回收之有用物質，即為真正的最終廢棄物。

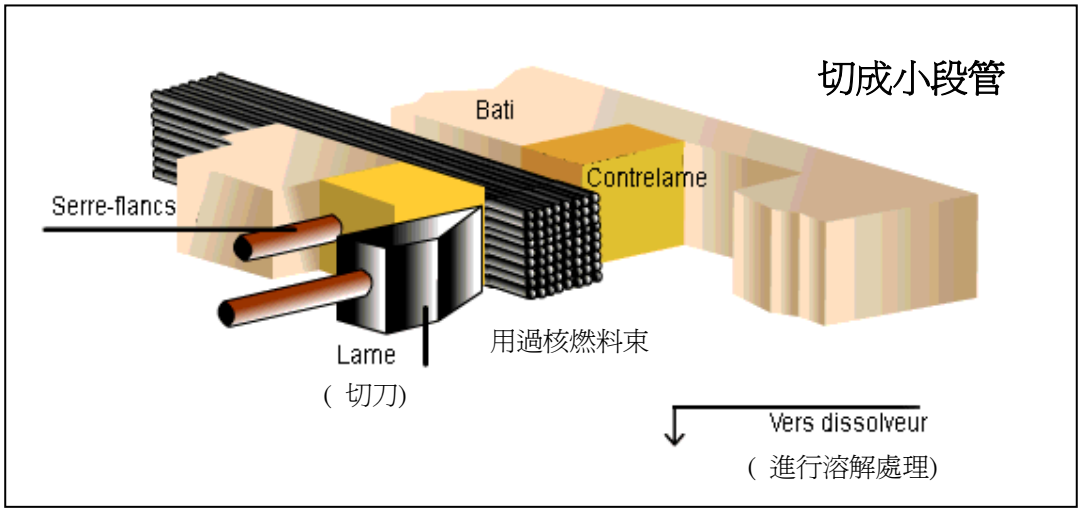
玻璃固化廢棄物有下列之廢料源：

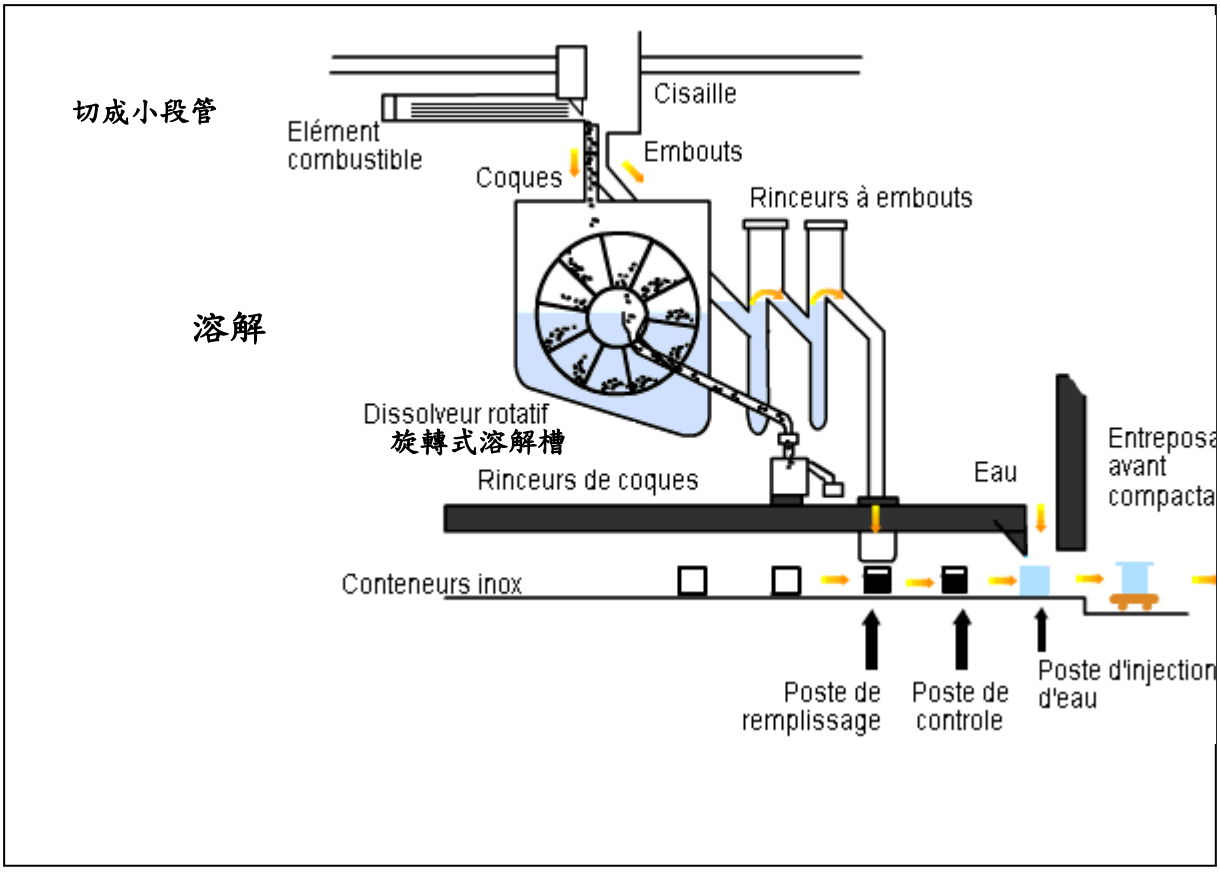
①經濃縮後之分裂產物溶液

②經離心機分離出之顆粒型廢棄物

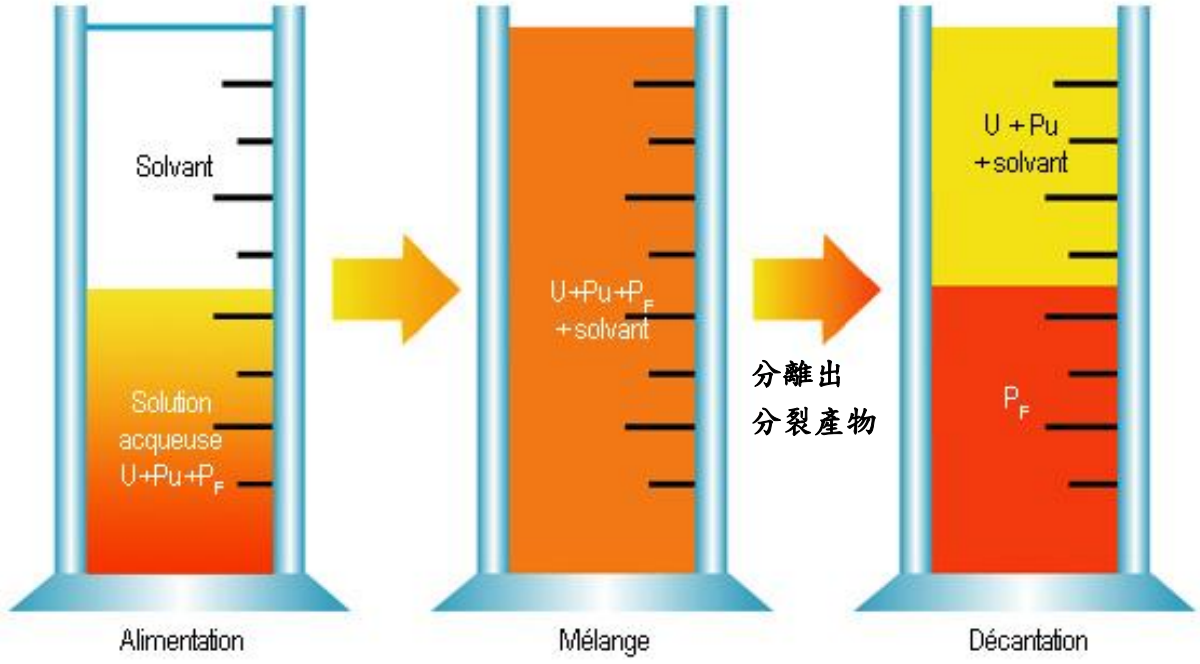
③各項工作溶劑中，再經濃縮之廢棄物

上述三項廢料源先被送往廢液飼入槽，並計算最佳之各項成份配比例，及玻璃添加劑之適當成份(經研究訂定)，使玻璃之熔融含封性達到最佳的效果。





萃取過程



當備好進料時，將上述流質之廢料飼入金屬鍛燒管，鍛燒管外側維持於 600℃，使管內流體廢料中硝酸鹽被高溫熱解，剩下

被燒結之鈣石塊；鈣石塊與玻璃條基材(玻璃基材主要為氧化矽硼，鋁及鈉等成份)同時被倒入高於 1050℃融爐內。

熔爐填滿後，再經 12 個小時的連續高溫(高於 1050℃)，使鈣石與玻璃完全均勻熔合；當熔合完成後，熔爐約有 200kg 的流體型玻璃廢棄物，後將被倒入一標準型不銹鋼桶中(180 公升裝)，約二個批次可達適當的滿度(約 150 公升)。

150 公升(400~500kg)之玻璃固化廢棄物內含約 84kg 之分裂產物及錒系元素，相當於發電 360 百萬度所產生的廢料量(法國家庭平均 1 年用電 1 萬度)。

作成此廢棄物桶成品後，須再自然冷卻 24 小時並確認表面無污染後，送至倉庫窖中暫存。最終將送回原用過燃料國家(如日本)，或是送往法國高放射性廢棄物最終處置場(待法國國會立法通過)。

(四)、鈽製成 MOX 燃料置入輕水式反應爐內燃燒

1. 回收鈽元素之原因

核燃料於爐心內燃燒產生能量(即為核分裂反應)，分裂反應產生之快中子會被鈾-238 原子核補獲，後再經 2 次 β 衰變成鈽-239（此為可分裂材與鈾-235 相同），部份鈽-239 於爐心內持續分裂反應產生能量，另一部份鈽-239 會再補獲-快中子，而形成鈽-240(可孕材)，鈽-240 亦會再補獲-快中子形成鈽-241(可分裂材)。其後再補獲快中子則會陸續形成鈽-242，鎇 Am-243 及鋦 Cm-244 等錒系元素。因此

鈽等同位素為鈾核分裂反應之副產物。

鈽為爐心核分裂之必然副產物，含鈽-238~鈽-242 之混合型同位素。各同位素之比例端視爐心內新燃料的組成，及於爐心燃耗的時間(燃耗程度)。同位素中 Pu-239、241 於輕水式反應爐中為可分裂材，Pu-238，240，242 則不足。比喻來說，壓水式反應爐之新燃料約含有 4%之 U-235 濃縮鈾，於燃耗結束時會產生約 1%之鈽(其中 Pu-239，Pu-241 約占 65%)，U-235 只剩不足 1%。因此在燃耗末期能量的主要來源為 Pu 之核分裂(比 U-235 還多)，此狀態已類似 MOX 燃料。若此用過燃料不作再處理，此鈽元素將成為最終高放射性廢棄物之一部份，並於幾百年衰變後，因其長半衰期之特性，而成為主要之放射性毒害。反觀，此鈽元素尚隱存眾多的能量(1 克之分裂反應產熱大於 1 公噸燃油的產熱)。若於快中子滋生型反應器中鈽元素能被更佳的運用，同時能引燃耗乏鈾(濃縮鈾之殘餘成份，將 U-238 轉換成 Pu-239。)然此型快中子反應器屬原型階段，尚未商業化（屬第 4 代反應器預估 2050 年可商轉)。

目前，法國將鈽元素製成 MOX 燃料重新回收使用於輕水式反應器(壓水式或沸水式，占全世界核電機組之最大宗)。因此可同時節省濃縮鈾使用量，並避免回收鈽於倉儲窖內無限的累積。

結合處理並回收之操作製程，可同時顯著減少池內用過核

燃料倉儲數量，進而減少最終處置之高放射性廢棄物量。

MOX 核燃料乃由二氧化鈽及二氧化鈾(耗乏鈾)組成，即由 PuO_2 取代濃縮之 UO_2，其組件結構、間距、燃料棒、護套、間隔板、彈簧組皆相同。

燃料丸的外觀及大小亦相同，唯有燃料丸之成份不同，因此燃料丸之製程亦有不同。

於輕水式反應器中，MOX 燃料內之鈽元素尚含部份同位素屬非分裂材，故 MOX 中鈽之比例須約為 8%(即為傳統濃縮鈾燃料中 4% U-235 之兩倍)，才能燃燒出相同的熱質。因此 MOX 燃料為 8%之 PuO_2 及 92%之耗乏 UO_2 所組成。於爐心燒耗結束時剩下約 4%之 Pu(即包括爐心開始燃耗時新 MOX 燃料 8%Pu 之燃耗及爐心內燃耗並自產 Pu 之同時燃耗)也就是有 Pu 之淨消耗（約 4%），進而得以控制再處理燃料回收 Pu 之存量(不會無限累積)。

MOX 燃料於輕水式反應爐內燃耗發電，由比利時先行示範完成，而後推廣於德國、瑞士、於 1985 年法國亦開始商業化運用，如今日本亦使用於其國內之壓水式及沸水式反應爐內。

法國 EDF(法電)已決定漸進式的推廣於 28 座壓水式 REP900(PWR900)型機組中，於每批次新燃料填換時，將有約 30% MOX 燃料(即約 1/3 MOX 及 2/3 濃縮鈾燃料)。目前約有 20 座機組已 MOX 化，其他機組亦在申請官方核准中；

當 20 座 PWR900 採行 1/3 新燃料 MOX 化之後，法國核電所增產及消耗的鈽元素可達到平衡(即法國 MOX 燃料消耗 Pu 元素量同等於爐心燃料產生之 Pu 元素)。

至於用過 MOX 燃料之再處理，目前法電尚無此須求(因早期之濃縮鈾型用過核燃料尚未處理完畢)；然而 AREVA 已示範進行二次的用過 MOX 燃料再處理，超過 10 公噸 MOX 燃料已於 La Hague 工廠完成再處理示範操作，顯示在無重大改變現有再處理製程情況下,即可處理 MOX 用過燃料。

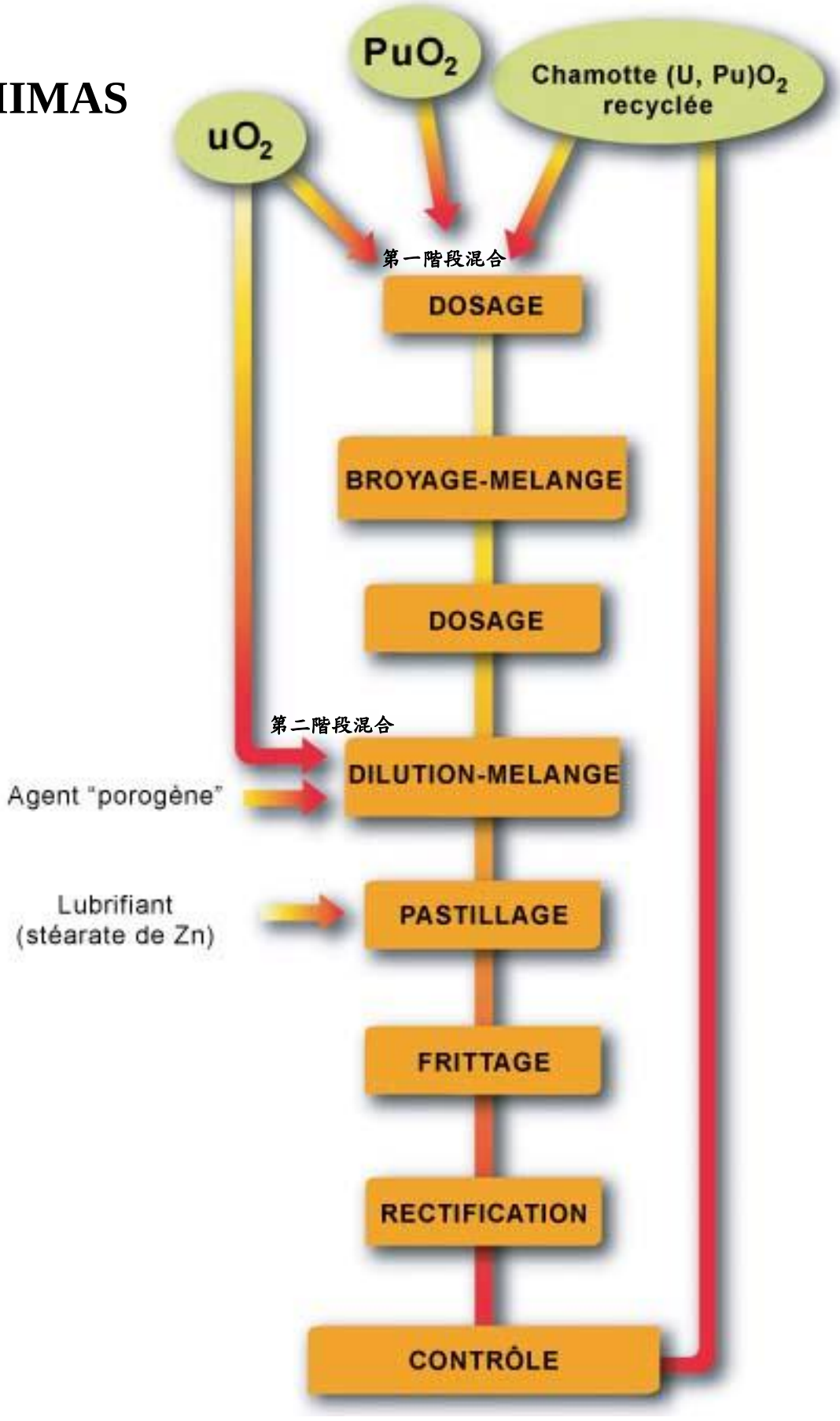
2. MOX 燃料之製造

MOX 燃料製造與傳統濃縮鈾燃料之差別，唯有燃料丸製造之階段，因 PuO_2 及 UO_2 之組成中，Pu 含有放射性，此製程階段須有特殊的防護(使用手套箱及自動化)。

於 PuO_2 及 UO_2 混合階段時，PuO_2 可添加約 3~12.5%(依據爐心所須，平均約為 8.0%)，其他則添加耗乏型 UO_2。混合過程中須遵守兩項限制：①確保 MOX 燃料丸特性相似於傳統燃料丸。②避免 MOX 燃料丸混合不均，避免局部 PuO_2 過量或燃料丸尺寸過大。

AREVA 之 MELOX 燃料製造廠採用 MIMAS (MIcronized Master Blend)工業製程，混合分成二步驟，如下圖所示：第一階段將 PuO_2(20%左右)與耗乏 UO_2 及品管不合格之燃料丸充分擣碎，均勻混合；第二階段再加入其餘之耗乏 UO_2 混合成最終所須之濃度(3~12.5%)。

PuO_2 之 MIMAS 混合程序



3.MOX 燃料之各項性能

①技術性：MOX 於爐心內之燃耗行為，與傳統濃縮鈾燃料相近，唯 MOX 燃料丸較有韌度，熱膨脹時對套護之應力影響較小，但因功率及發熱量較高，釋放出的分裂氣體較多，於爐心末期燃料棒內壓會較高。

②法規性：MOX 燃耗的累積經驗尚不足，於法國無法獲得等同傳統濃縮 UO_2 燃料之法規許可，同時燃耗度亦較受限制。

③經濟性：MOX 經由減少鈾原料使用及鈾濃縮費用來彌補其較高之燃料製造費。最終是否較為經濟性，端視 MOX 所被允許的燃耗度(可置入爐心使用的時間)。MOX 燃耗後之餘熱高於傳統型鈾燃料，MOX 燃料再處理所產生的最終廢棄物因含較多鋂(Am)、鋦(Cm)元素，其放射性亦較高(較熱)，須作更長的監管處置。此將增加後續最終處置的成本。然而一束 MOX 燃料之運用，等同減少 8 束的傳統用過濃縮鈾燃料，是故以廢料量之觀點，還是值得。(1 束 MOX 代替 8 束 UO_2 燃料是基於需處理 7 束 UO_2 用過燃料，方可取得足夠的鈰來產製 1 束 MOX，同時 1 束 MOX 置入爐心，亦代替 1 束傳統 UO_2 新燃料

之使用）。

（五）鈽元素在各階段之特性

鈽元素於 1941 年 2 月 23 日由三位美國科學家於實驗中使用氘原子撞擊鈾-238 而發現，其原子序為 94，於天然鈾礦中有極微量的存在（100 噸天燃鈾中約含有 10^{-6} 克的鈽），因此在 Okloa au Gabon 的天然反應爐（已存在 20 億年）亦可發現極微量的鈽（因大部份已衰減掉）。工業界可運用之元素中，唯此鈽元素重於鈾，其後於各項實驗中也驗證出部份鈽（Pu-239，Pu-241）為可分裂材，並開始運用於反應爐內核分裂連鎖反應的計算。

1. 物理性質

鈽為重金屬，外表類似白銀（會發光），可導熱、導電，不可焊接。其金屬密度為 19.86g/㎤（即 1 公升約有重量 20 ㎏），於不同溫度下有 6 種固態結晶型態（密度差別不大），粉末狀態於室溫下會自燃，於各別不同狀態下燃燒溫度範圍為 300~520℃（塊狀時最低燃點為 420℃）。另金屬鈽之熔點為 640℃，沸點為 3460℃。

2. 化學性質

金屬鈽之工業製程中最常於氬氣的環境（不含氧的水蒸氣環境）下氧化成的氧化物（帶 3~6 架正電）。若於含氧的空氣中，氧化速度會較慢，其氧化物之形態為 PuO、Pu_2O_3 及 PuO_2，氧化鈽之性質與金屬鈽相異，其熔點為 2300℃以上，並且幾乎不溶於水中。於工業用途中，最常使用 PuO_2 型態（如 MOX）。

3. 核子特性：鈽元素之放射性及核分裂性為其重要核子性質。

（1） Pu 的同位素

Pu 的同位素家族，共有 16 位（從 Pu-232 到 Pu-247），然工業界中，唯有 Pu-238~Pu242 等 5 同位素被運用到。其中 Pu-239 於反應爐之產量為最大宗，Pu-241 亦會於爐內生成，並帶有β 放射性，因此於 MOX 製程中，須特別防備輻射意外。

	Activité spécifique(活度) Ci/g(17)	**Activité spécifique(活度) Bq/g**	**Puissance thermique（衰變熱功率） W/g**	**Fission spontanée** 自發性分裂 **g/s**	**Masse (g/t MLI(18))**
^{238}Pu	17,4	$6{,}44\ 10^{11}$	0,570(19)	2 600	162
^{239}Pu	0,062	$2{,}30\ 10^{9}$	0,00191	0,02	5 723
^{240}Pu	0,23	$8{,}52\ 10^{9}$	0,0071	910	2 215
^{241}Pu	112	$4{,}14\ 10^{12}$	0,106	0,05	1 190
^{242}Pu	0,0038	$1{,}48\ 10^{8}$	0,000113	1 700	491

(17) L'activité spécifique de Pu des réacteurs civils est de 10 Ci/g (3,7 1011Bq/g), compte tenu de sa composition isotopique.

(18) Quantité d'isotope du Pu formée dans un combustible à base d'U enrichi à 3,5 % en ^{235}U et irradié à 33 000 MWj/t dans un réacteur REP (MLI : masse d'U initiale dans le combustible avant introduction dans le réacteur).

(19) Le ^{238}Pu émet de l'ordre de 0,5 W de chaleur par g. Le Pu semble chaud au toucher. La chaleur dégagée permet de nombreuses applications : batteries nucléaires transformant la chaleur en électricité (utilisées à bord de satellites ou de sondes spatiales), stimulateurs cardiaques (abandonnés aujourd'hui).

（2） 鈽元素之產生

鈽之產生肇始於 U-238 吸收熱中子後之一系列反應

$$^{238}U_{92}\ (n,\gamma) \rightarrow {}^{239}U_{92} \xrightarrow{\beta^-} {}^{239}Np_{93} \xrightarrow{\beta^-} {}^{239}Pu_{94}$$

（3） 核分裂：

對快中子而言，所有鈽同位素皆為可分裂材，然對熱中子而言唯有 Pu-239 及 Pu-241 才是，因此在輕水式反應爐中唯有 Pu-239、Pu-241 才是可分裂材。其中 Pu-241 較不穩定，會以每年 5%衰變成鎇（Am-241），鎇為中子毒素。Pu-238 及 Pu-240 為可孕材，經補捉中子後可轉化為 Pu-239 及 Pu-241（可分裂材），Pu-240 為自發性分裂材（即會自發分裂 Spontaneous Fission，無須中子引發），Pu-242 為中子毒素。

（4） 臨界特性

經自續連鎖核分裂反應會使爐心（或燃料堆）達到臨界狀態（釋放巨大能量、輻射線及分裂產物），當 Pu-239 聚集達 500g 即可能引起臨界現象，須特別預防。

（5） 鈽之放射性

除了自發性之核分裂外，大部份的鈽同位素會 α 及 γ 放射。Pu-241 則會 β 放射衰變成鎇（Am-241，本身會 α 放射及自發性核分裂）。

4. 毒性

鈽為重金屬，所有重金屬皆對人體有害（化學性毒害）；鈽同位素為放射性核種，故亦有放射性毒害。

（1） 經口食入之毒害

鈽於空氣中很快會被氧化，且氧化鈽幾乎不溶於水。

人體只會吸收很微量（約 10^{-3} 到 10^{-6}）的氧化鈰，大部份於數小時後會自然排出體外。同理動植物亦不大會吸收及累積氧化鈰成份。

（2） 傷口污染毒害

鈰可能經傷口滲透進入人體，唯有傷口附近有鈰或氧化鈰存在才可能發生，比如提煉鈰元素工廠內之手套箱操作環境下，方可能發生；實際上對一般大眾則幾乎為不可能的途徑。

（3） 經呼吸之毒害

此為最危險之可能滲入途徑，雖鼻子可過濾大顆粒之鈰物質，小顆粒仍可能進入肺部，並被血液吸收，此途徑為緩慢的情節：約 4 年方能吸收 50%之鈰物質，之後其中之 45%會被肝吸收(生物半化期約 4 年)，45%被骨頭吸收，直到生命期結束。α 放射於器官組織附近，有可能會導致癌症（如鈰元素被肺吸收後之情節），然單一鈰元素核種被吸入後之熱點引發癌症之風險估算，目前被質疑其可能性。經量化估算，如果 100 毫克的鈰經核電廠意外釋出，於 500 米外個人之有效劑量為 1 毫西弗。

若以輻射活度比較，鐳(Ra-266)為 Pu-239 的 20 倍強；相同重量的鉰（Rn-222，半衰期為 3.8 天）為 Pu-239 的兩百五拾萬倍。實際上，核子武器測試中，Pu 會蒸

發於空氣中，其輻射強度只約為天然輻射的 1/100，儀器可測得之範圍內，附著於蔬菜約低於 1mBq/kg、於土壤約為幾佰個 mBq/kg、及青苔上約為幾個 Bq/kg。

5. 國際標準

ICRP（國際輻防協會），制定之空氣及水中 Pu-239 許可含量如下表所示：

	Inhalation（呼吸道）	**Ingestion（食道）**
$^{239}Pu\ O_2$	0,02 µg/an	86 µg

對工作人員之輻防保護法規，亦依不同鈽化學型態有如下之法規限制值：

	L.A.I.（吸入劑量限值） Limite d'incorporation annuelle par inhalation (Bq)	**L.D.C.A.（工作環境限值）** Limites dérivées de concentration dans l'air pour une exposition de 2000 h/a (Bq/m^3)
$Pu\ O_2$	500	0,2
Autres composés	200	0,08

6. 核電廠中之鈽含量

在 1000 型（1000MWE）壓水式反應爐中，每年可產生 710 kg 之 Pu，其中 440 kg直接參予核分裂反應而發電，餘 270 kg存於用過燃料內，通常燃料於爐內燃燒 3 到 4 年，達到燃耗值約為 35Gwd/MTU，此用過燃料每 1000kg 中，含 10kg Pu（Pu-239 占 5kg），950kg U（U-235 約 0.9%），也就是尚有 960kg 之有用物質。

Formation de Pu/an en kg (ordre de grandeur)每年 Pu 元素產量		
	710	
REP de 1000 MWe(PWR-1000MWE)	Pu fissionné	Pu déchargé
	440(爐內燃耗)	270（退出爐心）

法國每年約再處理用過核燃料 850 噸，也就是約有 10 噸的鈽會以 MOX 之型式重回爐心使用。若於快滋生（中子）反應器中，其對鈾原料的使用效率會更高於輕水型反應器（約 60 倍效率），因快滋生反應器會轉化更多 U-238（可孕材）成為 Pu-239（可分裂材）元素。

	U résiduel (kg)殘餘鈾重	**Formation de Pu** (kg)生成之鈽重			
1 000 kg de combustible usé après trois ou quatre ans en réacteur（約 35GWD/MTU 燃耗後之 1000 公斤用過燃料））	^{238}U ~ 940 ^{235}U ~ 10 (teneur en U fissile 0,9 %)	~ 10 (dont Pu 239, 240, 241…)			
		^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	Autres Pu
		5,5	2,5	0,8	1,2

三、放射性廢棄物管理

（一） 放射性廢棄物之來源

輕水式反應爐中當中子誘發重核（如 U-235 或 PU-239）核分裂成二個不同大小的子核，並散發出大量的能量及擊發出二到三個快中子，這些中子將引發核分裂的連鎖反應，這些分裂產物在燃料丸內彈跳，將動能轉化為熱能，燃料丸導熱至護套，再由護套外的冷卻水帶走熱量，帶動蒸汽汽機發電。

不幸的是，這些分裂產物幾乎都不是穩定核種，須經多次或快或慢地輻射衰變，後方成穩定核種。放射性的衰減速度，端視其半衰期（一半的母核衰變成子核所須的時間）長短，半衰期可能只有幾微秒（10^{-6}sec）或是幾拾億年（10^{9}year），如自然界的天然核種其與地球等行星同時被創造，經過這幾拾億年的衰變，仍未完全的消失。最佳的例子就是鉀- 40（K-40），其存在我們的骨架中，構成人類的 50%天然放射強度，因此我們亦是帶有放射性的，卻非廢棄物。深究之，所謂的穩定核種，只是其半衰期為無限大而已。

通常分裂產物為最強的放射性廢棄物，然而部份重核吸收中子後，並未產生核分裂，亦被中子活化為放射性核種（且通常其半衰期較長，如 Pu-239），此更增加用過燃料內放射性毒素危害期。

試問用過燃料是否即為放射性廢棄物呢！

通常我們定義廢棄物為民生或工業製程中之副產物或殘渣，不

再使用，並須將其適當處置，使其遠離人類生活圈。然而用過燃料尚存超過 90%的可回收物質（未燃耗之鈾及新產生的鈽元素），如果將用過燃料內之上述有用物質與真正的廢棄物分開（此即為 AREVA La Hague 再處理廠為核電業者提供之服務），則用過燃料非廢棄物，相反的若不分離燃料內之有用物質及分裂產物，則整束用過燃料變成廢棄物，並須作適當的後續處理，使其遠離人類生活圈。

（二） 法國放射性廢棄物的分類（與本國分類相似）

依據廢棄物放射性的二項特性分類之：

1. 放射強度：其涉及放射之防護

2. 核種之半衰期：其涉及放射性危害之時間長短

對單一核種而言，上述的二項特性呈相互矛盾；也就是強放射度核種，即代表其衰變快速釋放能量，半衰期較短（放射性強但危害干擾期較短）。然真正放射性廢棄物中往往含有多種不同類別的放射性核種，此更增加廢棄物管理的複雜度。

A 類放射性廢棄物：半衰期短（約 4 到 30 年）且為中度或輕度之放射強度，其放射強度（β 及 γ）於 300 年後，將趨近於天然背景輻射。此廢棄物的來源有核電廠、醫院、實驗室及工業界。

B 類放射性廢棄物：長半衰期（幾千年或更長），輕度或中度放射度，如切成小段管之燃料護套（已與

燃料丸分離，並經洗淨）。

C 類放射性廢棄物：高強度放射性，幾百年內皆將放出餘熱（以 β 、γ 放射之方式），例如未經再處理之用過燃料或經玻璃固化之分裂產物。

與其分為 A、B、C 類，法國核廢料管理當局（L'ANDRA），依 A、B、C 類放射性廢棄物不同的長期專業處置設施分類如下：

放射性強度	**Vie courte（短半衰期）**	**Vie longue（長半衰期）**
Très faible activité (TFA) 非常弱度	(Morvillies 最終處置場)	(Morvillies 最終處置場)
Faible activité (FA)弱度	CSA（L'aube 盧伯最終處置場）	Stockage dédié à l'étude（研議中）
Moyenne activité (MA)中度	Loi de 1991 及 2006(依據 2006 制訂之法律,預計於 2025 年開始最終處置…	
Haute activité (HA)強度		

（三） 放射性廢棄物量的考量：

在法國有 75%電力來自核能，其計算考量每一國民平均分攤放射性廢棄物量為每年小於 1 公斤。相當於法國高毒性工業廢棄物（100kg /年/人）的百分之一。

此一公斤包含 900 克的 A 類廢棄物（放射性只占 5%），90 克的 B 類及 10 克的 C 類廢棄物。

A 類廢棄物的年產量約為 20,000m^3/year，並因產生者（EDF）源頭減廢措施，而逐年遞減中，A 類廢棄物經適當處理後，送往盧伯最終處置場（CSA）作最終處置（置入水泥屏敝單元區塊中，並覆土數公尺覆蓋），CSA 之總容量約為 10^6m^3（約 50

年的處置量）。

La Hague 廠 B、C 類廢棄物年產量約為 1600m^3/ year，其中玻璃固化廢棄物占約 200 m^3，目前此類廢棄物暫存於 La Hague（國外的此類廢棄物則依法送回原擁有國）。

（四） B、C 類廢棄物之未來：

於 2005 年，L’ANDRA（法國核廢料管理局）已確認 B、C 類放射性廢棄物深地層處置之可行性，並於 2006 年 6 月 28 日由法律授權 L’ANDRA 構想建造此最終處置場，且訂定此設施於百年內可將此類廢棄物重新取出（Reversible）之條件。此深地層處置場被設計成可永久含封住此類廢料（HA 及 MA-VL）為確保能含封住所有核種，主要須依賴黏土岩層的基本特性（微透水性，均勻及黏密度佳），如此可延緩及限制放射核種之擴散，此特性經地質研究及法國實際深地層實驗室（Meuse/Haute-Marne）之實驗數據獲得驗證，法律明定 2025 年開始接收此類廢棄物，重要規劃旅程碑如下：

（1）2013 年舉行民眾公聽會

（2）2014 年底申請建照許可

（3）2014～2016 年接受主管機關審查及彙總大眾之意見

（4）2014～2016 年經法律程序，制定重新取出（回）此類廢棄物之條件及條款

（5）2016 年獲准建照

（6）2017 年開始執行處置場之建置施工

1. 重新取回性（Reversibility）

最終處置場設計成可重新取回，主要為保留讓未來的子孫可選擇其他的處置方式（當未來科技進步帶入新的技術時）。因此法律明定重新取出此廢料之各項條件及條款。

2. 建置處置場之主要階段

獲准建照後，首先會建置地表的相關建物，而後為地表設施與深地層聯接之機構（升降機、深坑、軌道）等，而最終為陸續開挖深地層儲放單元（各個蜂洞）；若運轉核可過程順利（須經政府當局及核安委員會等單位審查通過），預計將於 2025 年開始接收 B、C 類廢棄物。

3. 整個開發經營期（含施工建置、廢棄物接收營運）約為 100 年（1 個世紀），現場工作人力約為幾百人，作為漸次開挖新的蜂巢式貯存洞穴，處理及儲存運入之 B、C 類廢棄物，結束開發階段後，處置場將被封閉及監管。

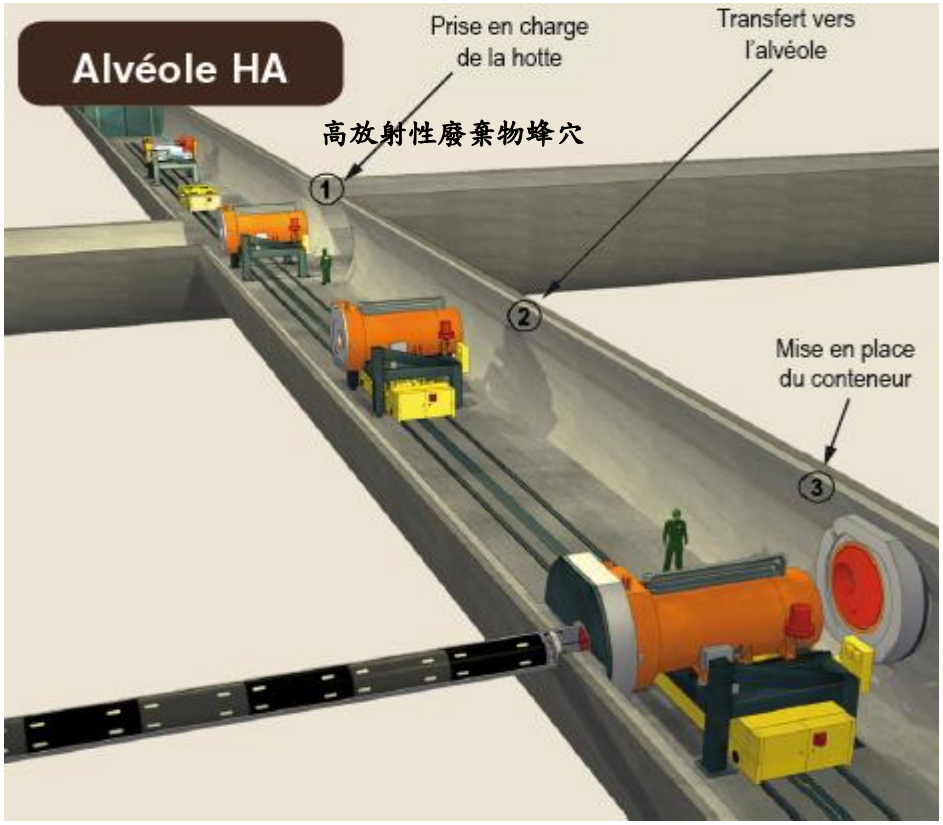
（五）B、C 類廢棄物處置步驟

1. 步驟一：接收及調控廢棄物包件

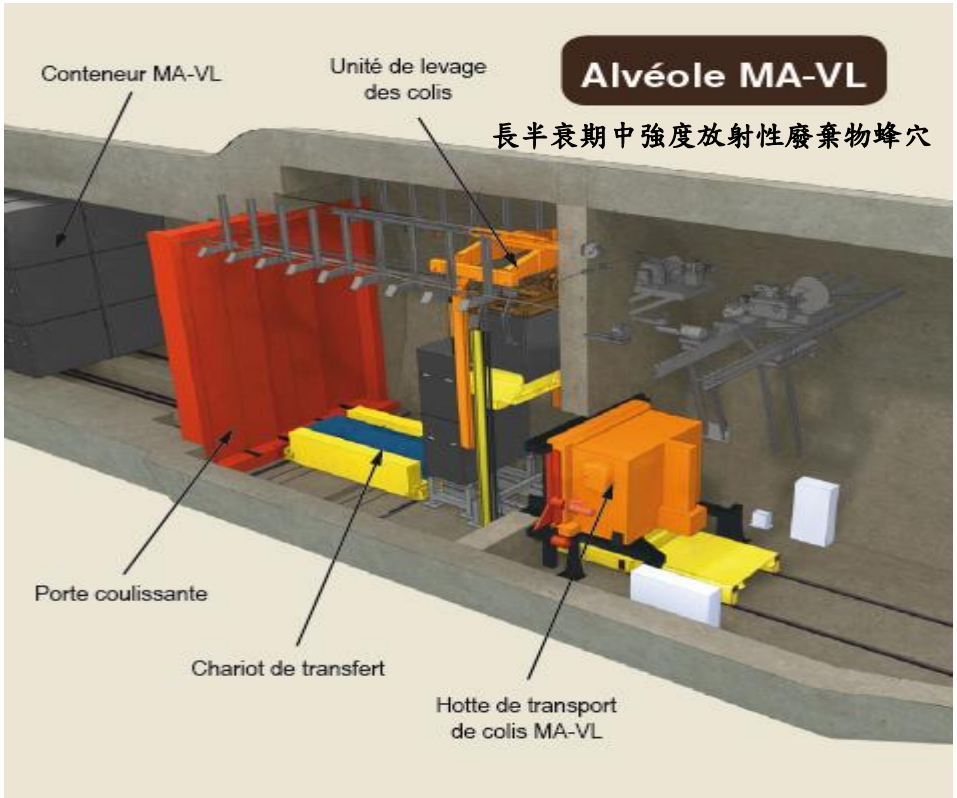
B、C 類廢棄物於產生地被包裝成包件（含包裝材料+包容物），此包裝材料（容器）可能為水泥材、不銹鋼材或鋼材等，後再置入特殊之運輸容器（合於運輸法規要求），經馬路或鐵道運至最終處置場，於處置場中再將包件置入處置專用的特殊容器及地下輸送外框（便於與設施內之倉管運輸設備結合及深地層處置之輸送）置入蜂穴中。

2. 步驟二：

（1） C 類廢棄物：每一 C 類處置用特殊容器被置入輸送外框後，可確保地下操作人員之輻射防護安全，輸送外框可與儲放之蜂巢貯存穴門密合後，自動裝置引導穴門及運輸外框開啓，特殊容器被推送進蜂巢穴內定位儲放，穴門及外框門隨即關閉，完成處置程序。



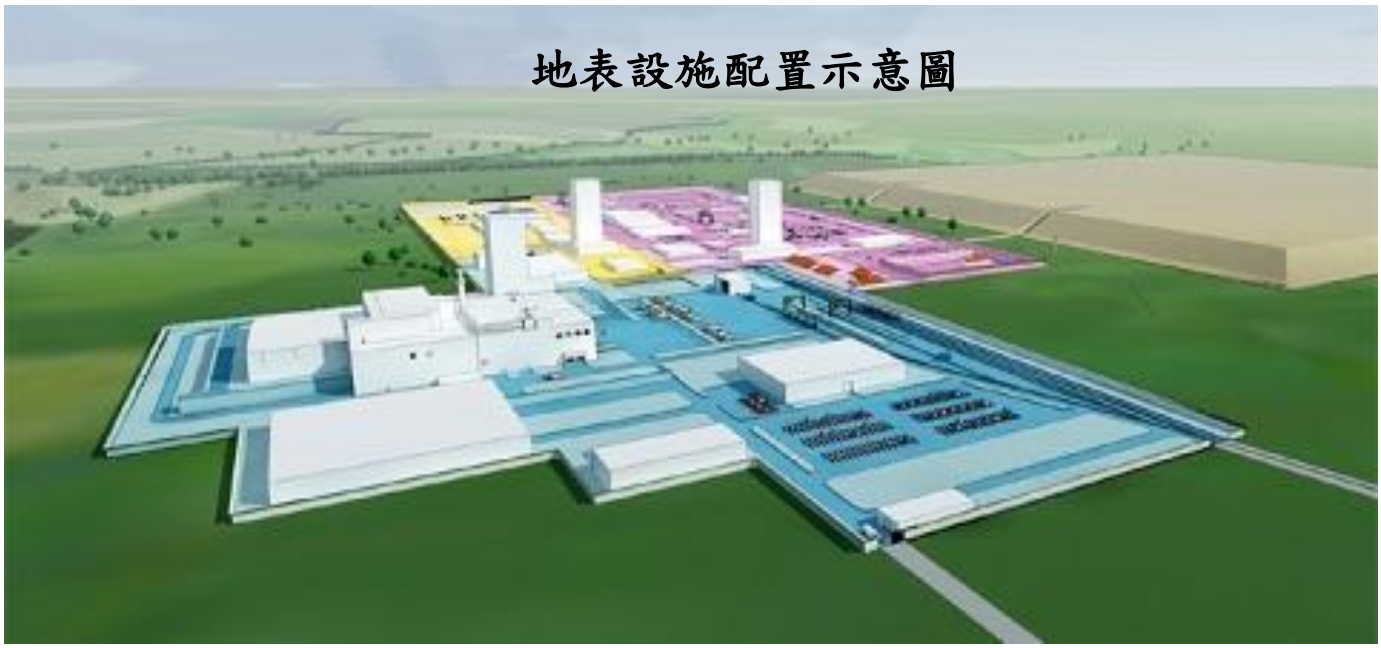
（2） B 類廢棄物：運儲程序與 C 類相似，經輸送外框運抵蜂巢穴後，自動裝置導引完成定位儲放。



（四）地表設施配置

1. 核能設施區（下圖藍色區域）作為接收包件用，並予以調重包裝備置入儲放用之特殊容器中。
2. 維護工廠區（下圖粉紅區域）深地層作業機械維護區及挖掘作業支援中心。
3. 行政區（下圖黃色區域）
4. 棄土區(下圖褐色區域)會保留 40%之棄土供作回填用。

地表設施配置示意圖

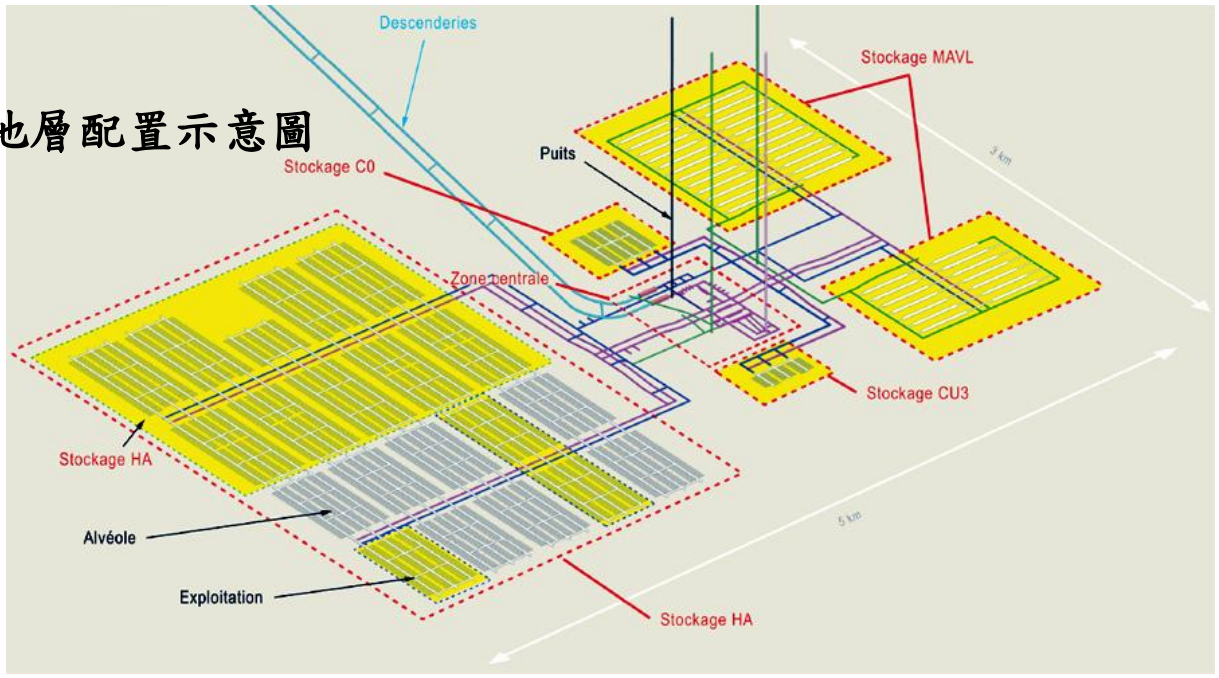


（五） 地表及深地層連接設施

連接地表及深地層工作區的基本設施，如深井、礦通道、斜溜道及通氣井等，使能輸送廢棄物特殊儲放容器，人員及挖掘用重工具等。

（六） 深地層區設施（如下圖所示）

深地層配置示意圖



此區位於地表以下約 500 公尺深之地層，總面積約 3km x5km（約為 15 平方公里），並隨著廢棄物之接受儲放漸進式的開挖達到此規模，並採用標準模組式地挖掘蜂穴孔洞，漸近地成一特定儲放區（依廢棄物之活性或化學性質）。

C 類廢棄物儲放區於 2005 年之設計概念文件中，約含 5,000 孔蜂洞，每一蜂洞中可置入 6 到 20 只儲存容器，並規劃有二個較小區塊

1. CO 區（含 200 孔蜂洞）規劃作為法國最早期 C 類廢棄物之儲放。
2. CU3 區（約含 100 孔蜂洞）作為儲放研究用途及核子潛艇燃料之用過燃料。

B 類廢棄物儲放區約含有 40 孔蜂洞（洞較大且深），廢棄物特殊容器採用堆疊好幾層的方式置入蜂洞中。

四、法國處理國外之用過核燃料

（一）處理國外用過核燃料開始於民間用途（非軍事用途）；AREVA 馬庫爾（Marcoule）肇始於處理西班牙石墨型氣冷式反應爐 Vondellos1 核燃料，然真正大量再處理作業開始於拉阿格（La Hague）廠，處理高放射性氧化型核燃料（二氧化鈾燃料），1976 到 1989 年間即於 La Hague UP2 廠處理好幾噸之國外用過核燃料。1989 年後則啟用新的 UP3 廠專責處理外國用過核燃料（本次參訪即是 UP3 廠），下表即為到 2000 年之實績：

Tonnage traité à UP2（UP2 廠處理噸）		Tonnage traité à UP3（UP3 廠處理噸）
Allemagne 德國	1 643	2 806
Japon 日本	151	2 793
Suisse 瑞士	132	460
Pays-Bas 荷蘭	8	141
Belgique 比利時	139	488

於 2000 年結束"Service Agreement "合約後，開啓了另一個服務合約"Post 2000"。

（二）1989 到 2000 年之"Service Agreement"合約

Service Agreement"合約主要於UP3廠執行國外再處理用過核燃料作業，其中主要條款為：

1. 原 AREVA 老客戶將成為"基礎負載"客戶，並獲得再處理業務之優惠價。
2. 回收之可用物質，依處理時回收之未燃耗材（硝酸鈾及氧

化鈽）相對比例，奉還國外客戶。

3. 廢料將依 AREVA 之規範，調製成符合客戶國內安全法規之成品，並歸還客戶國。

4. 廢料量的計策也依所有國外客戶用過燃料內分裂產物量比例，依不同百分比分送各國（原則上 UP3 皆處理國外客戶之用過燃料，國外客戶間攤分可回收物質及放射性廢棄物，後按相對比例送回各國，釐清法國與國外客戶之權責)。

（三）可回收物質分配

因製程中無法百分百分離鈽及鈾元素，經客戶間同意，依等量比例關係，配回所有 UP3 可回收物質。

1. 鈾元素依等量濃縮度分配

2. 鈽元素依等量可分裂材含量分配

（四）再處理後放射性廢棄物分配

首先須規範不同類別之廢棄物，如玻璃固化物、瀝青固化物、水泥固化物及燃料護套金屬壓縮體等，經所有國外客戶同意分配的方式（依用過燃料的量，燃耗度等因素釐定)；而 UP3 再處理廠除役後所產生的廢棄物則由 AREVA 自行吸收。

此分配方式由代表國外業者的公正單位（Bureau Verities）及法國公正單位(1'APAVE)相互監督執行，以符合法國 1991 年制定的法律（Loi Bastille)：國外之核廢料須回歸原國

度。

（五）送放射性廢棄物回原國度

雖有某些反核人士的示威抗議，AREVA 仍持續將國外放射性廢棄物依合約運回所屬國,從 1995 年到 2001 年已有約 1000 只的玻璃固化體運輸容器運抵各國（德國、日本、比利時、瑞士)，此措施已漸形成基礎常態之作業。

（六）送回鈽元素

鈽元素以兩種形態（1.氧化鈽 2.MOX 燃料）送回原屬國，從 1992 年起，曾安排一船次的氧化鈽運回日本，之後皆以 MOX 之型式運至客戶電廠(機組已備妥要置入爐心使用)。自 1988 年起已有超過 400 噸的 MOX 燃料運回各國並置入爐心使用。

（七）2000 年後之新合約（POST 2000）

2000 年後的新合約為考量客戶的整體燃料循環營運計畫，其內容包括：

1.爐心核燃料營運及廢棄物營運

2.MOX 之製造

3.運輸---等。

五、核能及核燃料之經濟性

1. 電力價格.

法國電價與其他週邊已開發國家比較，是否較為昂貴呢？其實影響電力價格有多種不同的因素（如發電、供電等成本），其中一項為用電費率的分配，對於工業大用戶皆比民生用戶享受更佳之費率（工業用電較民生用電便宜），發電成本（電力出電廠之成本）約占 30~50%的發票價。法國核電占 75~80%，因此法國電價比其他核電比例較低的國家更便宜；與其他鄰國比較如下：

Les prix de l'électricité en Europe pour une consommation moyenne, en euros pour 100 kWh hors taxes, janvier 2000 (source Eurostat) :（每 100 度電之售電平均價格：歐元）

	Ménages 民生用電 Prix moyen	**Industrie 工業用電** Prix moyen
Allemagne 德國	12	6,5
France 法國	9	5,5
Italie 義大利	15	7
Finlande 芬蘭	6,5	4

2. 全球概況

法國核電計劃之總投資額於近 20 幾年約為 1200 億歐元，法國的各項經濟指標（個人或團體）皆受惠於此投資，如下所示：

（1） 個人：每度電的價格，低於歐洲各國

（2） 國家：每年度增加之稅收約為 15 億歐元

（3） 股票上市公司持有人：含公股部份如 EDF、AREVA 及 FRAMATOME ANP

（4） 貿易順差：於 1998 年，EDF 外銷售電 24 億歐元，AREVA 20 億，FRHMATOME ANP 15 億歐元

（5） 直接雇用人數約 10 萬人及非直接雇用人員更多（電廠及再處理廠的建築、營運、維護及廢棄管理及研究等。）

除上述之指標外，尚可加入核電價格穩定性之優勢，實際上法國經濟受石油及天然氣波動影響甚巨，如公元 2000 年的能源價格波動，使法國當年能源花費成倍數成長(110 億增加到 220 億歐元)，惡化當年之貿易平衡，然若非有此高比例之核電，當年之能源花費將達 340 億歐元。此核電之受益是長久的，因目前已提列未來核電設施除役及核廢料最終處置之費用（此代受益不會拖累後代子孫)。

3. 產電成本分析：

評估各種不同發電成本之方法，是使用折現成本計算法（現金之時間價值:如預計之年報酬率為 5%,則今年的 100 萬與明年的 105 萬是相同價值)。電廠規劃之運轉期間內所有收入與支出經折現（依評估之折現率）後所計算出之每度電成本。

以 1998 年 OCDE/AEN 所作之產電成本分析比較，依 5%及 10%折現率計算，將煤電/核電及燃氣電/核電之比值如下所示：

Rapports de coût (en 1998)	**Charbon/nucléaire** 煤電/核電	**Gaz/nucléaire** 燃氣電/核電
Actualisation 5 %折現率		
États-Unis（美國）	0,75	0,7 - 0,8
France（法國）	1,45	1,47
Japon（日本）	0,97	1,37
Actualisation 10 %折現率		
États-Unis（美國）	0,75 - 0,78	0,51 - 0,59

France（法國）	1,2	1,09
Japon（日本）	0,96	1,06

由上述資料顯示法國核電價格仍優於其他選擇（煤或燃氣）。

（1） 核電是否仍是法國未來能源的選擇。

法國能源管理局會定期評估產電成本,最近之評估顯示核電成本仍低於燃氣電成本（即使兩者差距並不大），核電與其他發電比較之經濟結論如下：（不同政治立場之經濟專家之共識）

A. 核能產業之投資使法國核電更具競爭力。

B. 核電之投資報酬率與電廠運轉壽命長短成正比關係。

C. 核電後端處理之方式，幾乎不影響核電之投資報酬率，然核燃料再處理對生態環境有很大之正面益處。

D. 提出懷疑核電成本計算是否正確之疑慮。

E. 由時間發展趨勢，驗證過去之核能選擇是正確的。

F. 確認核電成本是低廉的（甚至較 20 年前降低 20%）並已含蓋外部成本（如污染環境等）。

G. 確認核電對減緩溫室效應之正面貢獻。

H. 提出核電對貿易平衡的正面貢獻，能源供給面及使用性的安全保障（因核燃料易於庫存，可視為自給能源，不受制於國外進口如燃氣）。

I. 總結：核能為法國不可放棄之經濟選項。

核電之外部成本相對較低，因其放射性物質排放及嚴重事故之風險，經陸續之重大改善及國際經驗分享已明顯降低；反觀其他電力選項，其外部成本主要為大量毒性氣體

（SO_2及NO_X），粉塵及溫室氣體（CO_2）之排放（其外部成本難以估算）。

4. 核燃料成本

法國核電中核燃料費用約占每度電 20%之成本，以 5%之折現率計算，封閉式燃料循環之燃料成本如下所示：

Uranium（鈾礦）	0,15
Conversion（轉化）	0,03
Enrichissement（濃縮）	0,12
Fabrication（燃料製照）	0,14
Traitement（在處理）	0,09
Stockage（最終處置）	0,05
Total	**0,58 centime d'euro par kWh（歐元分/度）**

試問核燃料是否加重每度電的成本？

依 AREVA 廠家計算（考量部份基本成本的不確定性及退出爐心用過核燃料處理的選擇性）：

①封閉式燃料循環（燃料再處理並回收有用物質）：核燃料成本約 0.47~0.65 分歐元/度。

②開放式燃料循環（直接最終處置）：核燃料成本約 0.44~0.662 分歐元/度。

然法國認為上述之成本差距，並非選擇採封閉式或開放式循環之關鍵因素。

參、感想與建議

一、感想

（一）法國為西歐第二大國（緊次於德國），人口約 6 仟 1 百萬人（台灣 2 仟 3 百萬人），面積 551,602 平方公里（台灣 36,191 平方公里），因其自產能源不足，而不得不長程規劃其國家安全能源發展的走向，自 1970 年開始訂定的核電發展政策（全力發展 PWR 壓水式核電廠），以國內法電 EDF 的市場培養法國核能產業（如 AREVA FRAMA TON），再加上其核能研究單位（CEA）之研發技轉，使法國之核能工業漸次的自主茁壯；法國 18%核電外銷西歐各國，核能基礎工業從上游核電廠的設計、施工建造及核燃料開採製造，到下游之用過核燃料再處理、核廢棄物營運處置及核設施之除役樣樣皆為世界的頂先產業。

（二）法國訂定長遠的核能政策後，並逐步完成各階段的旅程碑，值得我們敬佩與學習；台灣雖是一個小國家，但不乏聰明睿智的個人（科學家、律師、工程師、政治家等），國家大政策的訂定與實務的付諸實現要有連貫性，才不會迂迴多作虛工；上位者追尋國家整體的利益，整合聰明睿智的族群完成國家級的大建設，台灣方能維持其國際間的競爭力。核四廠停運與復建過程就是一個前車之鑑，當我們未握上國家方向盤時，可以批評駕駛員的技術是何等的低劣，然有朝一日握上方向盤就要理性的駕駛，因為這輛”國民車”是累積我們數拾年的積蓄所購得，方向要正確，速度要調配好，才能領先國外的車手通過崎嶇山路的考驗登頂。

二、建議事項

（一） 台灣的放射性廢料（廢棄物），主要由公用事業體（台電）發電產生，是屬於國家及每位國民的，以目前我國國力及國際公約規範下，不可能作境外處置；即是如此，不妨學習法國設立類似放射性廢棄物處置專責機構(ANDRA)，在國會監督下集合眾人的智慧及力量，擬定完善的政策，逐一的付諸實現完成放射性廢棄物的境內最終處置。

（二） 以 A 類放射性廢棄物（約占放射性廢棄物的 90%）而言，工程技術已屬非常成熟，法國早已建立兩座最終處置場予以處理(韓國亦於 2007 年開始施工建造'月城處置場')，台灣實有必參考國際經驗，經理性的溝通與充分的教育宣導，突破國內民眾心理障礙，完成此國家級廢棄物處置的任務。

（三） B 類及 C 類放射性廢棄物的處理（即燃料再處理）及最終處置（深地層洞穴掩埋），是全球性的重大議題，核能大國（如法國、美國）於競爭與合作後會引領走出一條明確的大道；依目前法國此領域的成果，La Hague 廠經再處理回收燃料中鈽、鈾等有用物質，並將核分裂產物予以安定化及玻璃固化；達到此類廢棄物分類回收，減容減量的成效，確實展現了對地球環保的正面貢獻。也許在經濟利益考量面上，用過燃料是

否再處理尚無分軒輊，然對廢棄物（無論是否含放射性）經分類回收達到減容減量的效果，可縮小最終處置的規模，達到小而美、美而好的最佳境界，當是正確的方向。核能小國（如台灣）須掌握此領域的動態發展，於恰當時機作出最佳的選擇以獲得國家最佳利益。

三、誌謝

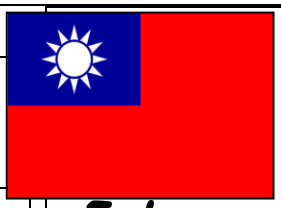
本次研習承蒙經濟部國際合作處全額補助來回機票及食宿膳雜費，方得順利成行圓滿完成任務，謹此申謝。此外感謝台電核三廠前任廠長陳布燦先生提報參與此次赴法研習，及現任廠長林則棟先生引薦法方原廠高階負責人員，經AREVA在台代表黃小琛先生及法方Mrs. Martine商務經理積極、熱心居中協調法國AREVA各子公司的研習細節，使此次研習得以實際參訪用過燃料再處理廠La Hague 及拜會許多關鍵單位與負責人員，獲得非常好的研習成效，謹在此深致謝意。

附件 1

La Hague 再處理廠歡迎台灣電力公司參訪首頁

Le

24/09/2010



Taiwan

Délégation

Taiwan power company

M. Wu-Ing HWANG,
Chef de la section Déchets de la centrale nucléaire Taipower Maanshan.
M. HWANG sera accompagné de représentants de l'Ambassade de Taiwan à Paris et d'un consultant de la Division Radioprotection et Management des déchets nucléaires de l'OCDE.

Type de visite	Commerciale

AREVA	**Accompagnateurs AREVA**	**M. Jean-Noël POIRIER,** Directeur Adjoint, International et Marketing. **M. Martine VALLETTE FONTAINE,** Responsable Commerciale, BG Aval.

Contexte de la visite

TAIPOWER (TPC) est l'électricien national de Taiwan. Cette entreprise publique a en charge la gestion des combustibles usés à ce jour entreposés dans des piscines situées près des réacteurs. Taiwan n'a pas encore envisagé de solution durable pour sa gestion à long terme tout en étant ouvert à l'option du traitement recyclage.

La centrale de Maanshan comprend deux réacteurs PWR chacun d'une puissance de 951 MWe mis en service en 1984 et 1985. Elle est située à l'extrémité sud de l'île de Taïwan.

En 2008, AREVA a signé avec TAIPOWER un contrat portant sur la fourniture d'assemblages de combustible destinés aux unités 1 et 2 des centrales nucléaires à eau bouillante de Chinshan et Kuosheng.

La visite a pour objectif de présenter l'expérience du traitement recyclage d'AREVA La Hague à la délégation taiwanaise et du Ministère des Affaires Etrangères (MOFA)

Le nucléaire à Taiwan

La production électrique de Taiwan est aujourd'hui assurée à 74,5% par des centrales thermiques, à 21,5% par ses trois centrales nucléaires en activité et à 3,9% par des usines hydroélectriques.	
L'île de Taiwan possède trois centrales nucléaires toutes exploitées par TPC et comprenant chacune deux réacteurs (4 réacteurs BWR et 2 PWR). General Electric -HITACHI construit deux réacteurs ABWR de 1350 MWe (centrale de Lungmen) pour une mise en service respective prévue en 2011&2012.	
Ateliers visités (journée)	**T0 - bord piscine D - ACC - T7 - SDC UP3 - PC Environnement - AT1**

附件 2

台電公司參訪 La Hague 用過核燃料再處理設施摘要報告

台電公司參訪 AREVA La Hague 用過核燃料再處理設施

摘要報告

時間：99 年 9 月 23-24 日

訪問人員名單：

黃課長武穎（台電公司核三廠廢處組）、

吳組長文桂（駐法科技組）、李秘書青青（駐法科技組）、

古組長文劍（駐法業務組）、羅秘書偉華（駐 OECD/NEA 顧問）

AREVA陪同人員：

Mr Jean-Noël POIRIER Vice President, External Relations, International & Marketing

Mrs Martine VALLETTE-FONTAINE Business Manager, Back-End Business Group

參訪摘要：

此次 AREVA La Hague 用過核燃料再處理設施含往返旅程共計 2 天。行程如下:

日期(星期)	行　程　概　要
9/23(四)	去程 (Paris St Lazare 火車站-> Cherbourg 火車站-> La Hague)
9/24(五)	08:00 Transfer to AREVA La Hague Recycling Plant 08:15 Welcome at AREVA La Hague Recycling Plant 08:30 General Presentation of La Hague activities 簡報 09:45 Visit of the Plant 廠區參觀 *Changing clothes is required to get into the plant* dry unloading facility (T0) storage pool D of spent fuel ACC vitrification facility (T7)

	control room of UP3 Plant 13:00 Lunch on the site 午餐 14:30 Visit 廠區參觀 Environmental Monitoring Building AT1 16:00 End of visit & transfer to Cherbourg train station
	返程（La Hague -> Cherbourg 火車站-> Paris St Lazare 火車站）

9月23日

下午於 Paris St Lazare 火車站搭乘 17:10-21:00 Intercités 火車前往 Cherbourg，

再轉乘 Bus 前往 La Hague，

晚間住宿 BEAUMONT-HAGUE: Les Moulinets Guesthouse。

9月24日

一、參訪行程

08:00 搭車前往 AREVA La Hague 用過核燃料再處理廠
08:15 抵達廠區
08:30 歡迎及廠區簡報
09:45 廠區參觀(一)
用過核燃料卸載廠房（T0）
用過核燃料儲存池（D）
壓扎器壓縮廠房（ACC）
玻璃固化設施 （T7）
UP3 廠房控制室
13:00 午餐
14:30 廠區參觀(二)
環境監測設施
設施除役廠房（AT1）
16:00 搭車前往 Cherbourg 火車站

二、心得

1. 事實上，用過核燃料中尚存在有原來 96%的可用核子能量，可藉由再處理技術提取其中有用的鈾和鈽來製作濃縮之新燃料，但由於國際情勢的約束，我國目前不被允許進行用過核燃料再處理相關技術之研究，因此唯有尋求獲得送往先進國家代為處理的機會。法國自 1976 年起便開始對該國核能電廠的用過核燃料進行進行再處理，從用過核燃料中回收可再利用的核能物質(約 96%, 多為未燃燒的鈾-Uranium 與鈽-Plutonium)以便進行重新利用，而這些鈽與再處理後的鈾將成為新的核燃料(MOX 燃料 及 *Rep*-UO_2 燃料)被壓水式核能電廠(PWR)再利用。至於剩下 4%的高放射性核廢物則被立即玻璃固化儲藏起來，等候於未來永久貯存於地質深層處置設施。

2. 用過核燃料再處理程序

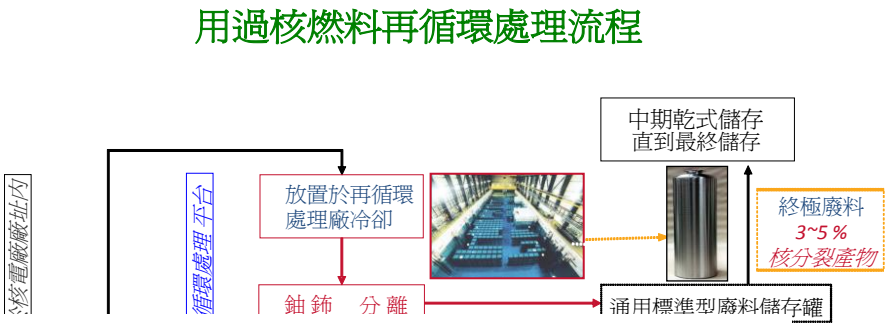
   (1)水池內儲放（冷卻)*

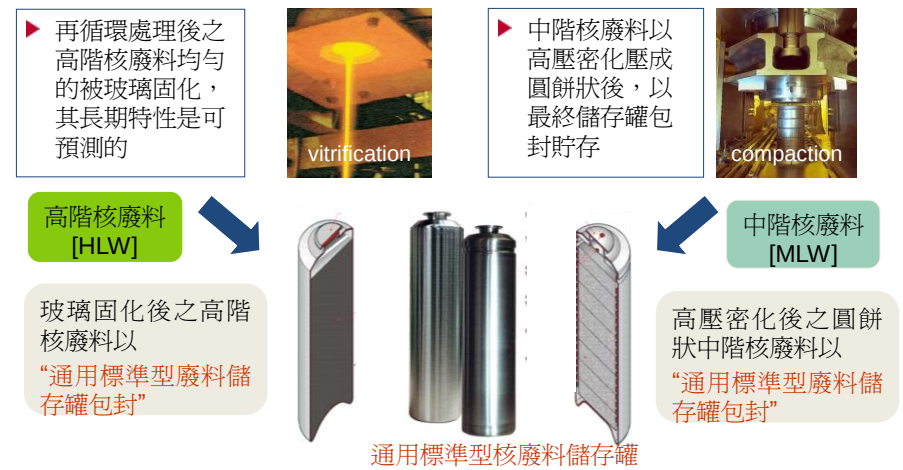
   (2)切成小段管*

   (3)溶解*

   (4)萃取*

   (5)玻璃固化*





3. 資訊公開與民眾參與

環境輻射監測資訊透明公開: AREVA La Hague 用過核燃料再處理廠周圍區域的環境均被廣泛地採樣，俾進行環境輻射監測，每年約採集 20,000 個樣本，進行約 70,000個樣本分析，包括空氣、水、草和土壤中的樣本，地面上的牲畜如牛、羊、豬、雞及乳品，以及海岸的魚、蝦、貝類以及海藻等。化驗分析結果歷年來均遠低於環境背景輻射值，並經輻射安全主管機關檢驗及驗證，與核能安全相關資訊均對民眾公開，並公告於 AREVA La Hague 網頁，隨時提供民眾諮詢。

提供民眾參與機會: AREVA La Hague用過核燃料再處理廠提供了 5000 個就業機會，其中有 3100個正式員工職務，以及1900 個外包工作人力，除400位核能相關科技專業人力由全法國各地招募外，其餘之就業機會均開放給當地居民申請並聘用之。此外，AREVA La Hague 廠每年在當地採購物資的金額約 350M歐元(約14億新台幣) ，2010年就已投資了90M歐元(約3.6億新台幣)於地方建設 ，每年繳交給地方的稅金約 175M歐元(約 7億新台幣)。加上附近有一座法國核子潛艇製造廠亦提供當地居民許多就業機會，幾乎當地社區的每一戶人家都有子弟在核能設施就業。由於核能工業與設施提供的穩定工作機會與對當地社區的投資及建設，大大提升了當地居民的生活品質，因此當地社區的居民均對核能工業表示歡迎，且態度非常友善。

附件 3

La Hague 用過核燃料再處理技術資料