

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

核能電廠除役廢棄物審查技術之研究

計畫編號：102FCMA006

執行單位：國立清華大學 原子科學技術發展中心

計畫主持人：裴晉哲

報告作者：裴晉哲、劉千田

報告日期：中華民國 102 年 12 月

(本頁空白)

# 目 錄

第一章	前言 .....	1
第二章	計畫目標 .....	4
第三章	國際間核能電廠除役廢棄物處理及處置概況 .....	5
3.1	除役廢棄物相關法規及資訊 .....	6
3.1.1	國際原子能總署 .....	6
3.1.2	美國 .....	7
3.1.3	我國 .....	25
3.2	放射性廢棄物 .....	26
3.2.1	廢棄物流特性調查 .....	27
3.2.2	除役廢棄物減量策略 .....	28
3.2.3	除役廢棄物減容 .....	29
3.2.4	大型組件 .....	29
3.2.5	用過核子燃料管理 .....	29
3.2.6	解除管制 .....	30
3.2.7	放射性固體廢棄物的處理及處置方法 .....	31
3.3	除役除污 .....	32
3.4	除役相關國際安全標準 .....	34
3.4.1	國際原子能總署安全標準體制 .....	34
3.4.2	除役規劃方法 .....	37
第四章	國際間核能電廠除役個案 .....	47
4.1	美國 .....	47
4.2	德國 .....	51
4.3	日本 .....	54
第五章	除役廢棄物審查技術之結論與建議 .....	58

# 圖目錄

圖 1-1 核設施除役示意圖 .....	3
圖 3-1 核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖 .....	27
圖 4-1 Yankee Rowe 發電廠廠址開放後的狀況 .....	49

## 表 目 錄

表 3-1 單一長半衰期低階放射性廢料核種濃度值 .....	8
表 3-2 單一短半衰期低階放射性廢料核種濃度值 .....	9
表 3-3 WS-R-5 之內容 .....	37
表 3-4 放射性固體廢棄物等的推估發生量 .....	42

# 第一章 前言

日本 311 福島一廠核災前核能界談論的是電廠延役及新建機組，一片欣欣向榮景象。311 福島一廠核災後，除了重創當地環境生態及居民生活，更加推升國際間檢討核能發電的聲浪，與日本同處地震帶的台灣，在政策上亦開始認真思考減核，甚至是廢核的可能性。政府在 100 年 11 月 3 日所宣布的新能源政策中，即提出「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳家園、逐步邁向非核家園」之能源發展願景，核能電廠即將面對的是減核政策、如期除役或甚至提前除役等迫在眉睫的重責大任。

有鑑於一座核能電廠除役後，將產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的策略、拆除及除污技術、物料回收標準及清潔標準劑量建議值有關。由電廠除役經驗顯示，最大宗的是廢混凝土塊與金屬，而廢混凝土塊中 95% 以上為受極低微或根本未受放射性污染，經簡單除污後，絕大多數的廢混凝土均可傾到於一般的垃圾場，或回收作為路基，甚至再作為骨材，廢金屬約 50% 經適當處理或除污後可再回收使用；故透過適當分類之程序，將可大幅降低人力、物力、與經費的花費。除役開始前所有廢棄物的處理、貯存及可能處置路徑均需備齊，方可達事半功倍之效。但實際除役時往往並非如此，結果導致更進一步延遲或無限期封存，因此廢棄物處理對除役各方面是一重大關鍵。對於除役廢棄物之審查管理，主要是依據放射性廢棄物分類及解除管制基準等相關法規，由於除役勢必衍生大量低污染放射性廢棄物，查明並引用適當放射性廢棄物分類與解除管制基準的法規，對精簡除役時間與有效管理是必要的步驟。

依據國際原子能總署安全導向的除役行為，定義為採取行政與技術行動，以允許核設施移除部分或全部監管控制，但放射性廢棄物最終處置設施除外，此乃因放射性廢棄物最終處置設施是封閉而非除役。核設施除役是大體上相同

於其他任何工業廠房，但核設施涉及放射性，衍生輻射、污染及廢棄物問題，尤其是動力用核子反應器更存在著中子活化爐心的特殊情形。

在核能機組正常運轉期間，多數焦點都集中在如何確保核能安全的研究區域上，而較忽略電廠除役方面的議題。然而，對於除役階段仍有許多新的課題需要面對，從國外核能電廠的除役經驗來看，一座核能電廠從確定停止運轉到完全除役可能耗時 20~30 年之久，期間電廠必須提出有關待拆除設施及拆除方法、核燃料物質管理、因核物料產生放射性廢棄物的處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能及性能的系統設備以及執行組織等資訊及計畫供管制單位審核，以確保整個除役工作能順利且安全地進行。

國內核一廠的除役日期逐漸逼近，對管制單位而言，除役審查工作的準備已是刻不容緩。雖然各國管制作法迥異，除役程序繁複，期望本計畫能夠從龐雜的資料中提供具體可行的建議。

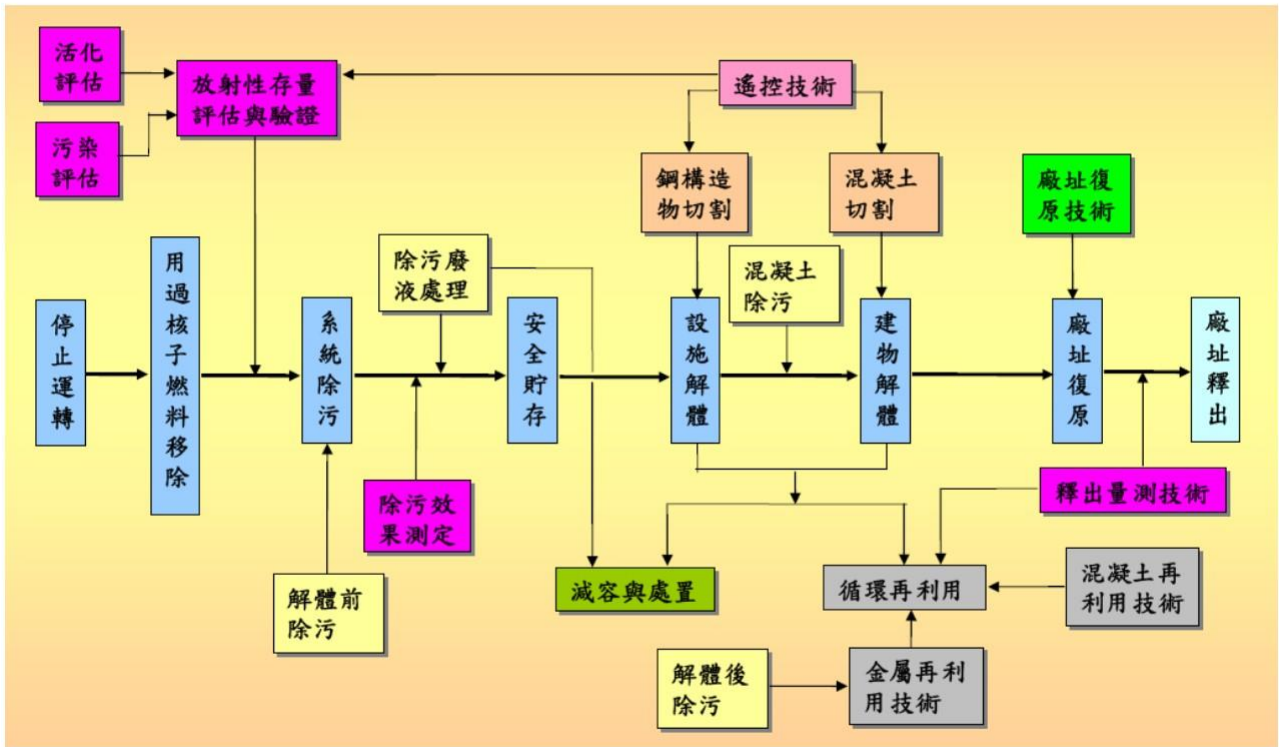


圖 1-1 核設施除役示意圖



## 第二章 計畫目標

因應新的能源政策在 100 年 11 月 3 日提出後，決定國內既有核能電廠不延役，並依規定展開核能電廠除役計畫。第一核能發電廠一號機組，將於 107 年底運轉到期，因此台灣電力公司應於 104 年 12 月底前提出核一廠除役計畫。主管機關原子能委員會基於管制機關角色，為合理與嚴謹審查經營者提出之除役計畫，應掌握各國核子反應器設施之除役法規、實務經驗及關鍵安全問題與評估技術，並建立一套完善之除役廢棄物審查機制及具有學術專長之審查團隊，以期協助審查與檢查各項除役作業計畫，期盼除役工作可依照除役計畫之規劃順利執行，並於預定期程內完成。實際除役時往往並非備齊所有廢棄物的處理、貯存及可能處置路徑，結果導致更進一步延遲或無限期封存，因此廢棄物處理對除役各方面是一重大關鍵。對於除役廢棄物之審查管理，主要是依據放射性廢棄物分類及解除管制基準等相關法規，由於除役勢必衍生大量低污染放射性廢棄物，查明並引用放射性廢棄物分類與解除管制基準的法規，對縮減除役時間與有效管理是必要的步驟。本研究計畫將協助物管局進行除役廢棄物審查前，擁有健全之審查技術與團隊，以利未來核能電廠除役管制作業之參考。

# 第三章 國際間核能電廠除役廢棄物處理 及處置概況

依據國際原子能總署統計資料，截至 2011 年 7 月 20 日止，全球有 129 部核能機組永久停止運轉，分布於 19 個國家，其中美國 28 部；英國 26 部；德國 19 部；法國 12 部；日本 9 部；俄羅斯 5 部；保加利亞、義大利與烏克蘭等國各 4 部；加拿大、斯洛伐克與瑞典等國各 3 部；立陶宛與西班牙等國各 2 部；阿美尼亞、比利時、哈薩克、荷蘭與瑞士等國各 1 部。

永久停止運轉原因中意外或嚴重事故占 10 部、政治決定占 25 部及其餘為已達原設定目標或繼續運轉不符經濟效益。截至目前為止，全球有 15 部核能機組完成除役，其中美國 11 部、德國 3 部及日本 1 部。

目前國際上有幾個國家具有核能電廠的除役經驗，包括美國、英國、法國、德國、義大利及日本等地，而日本由於地緣關係，其核能電廠的運轉經驗常成為我國的參考指標之一。美國及德國具有非常豐富的除役相關經驗，在其除役計畫和除役結果報告中均存有十分寶貴之資料與實作紀錄，可供我國核電廠進行除役作業時之參考。雖然各國電廠之設計與環境條件不同，除役計畫無法一體適用，需針對各電廠進行審慎評估與檢討，才能擬定最適用之除役計畫，但各國經驗仍有非常高度之參考價值，本計畫主要方法便是從已完成除役之核能機組之除役過程進行深入研究，而以除役核能電廠為主要範圍，作為未來主管機關審查核能機組除役計畫之依據。國內核能電廠為美系廠商建造，與美國已除役電廠之設計較為類似，加上美國有較多除役之記錄與經驗，故將先以美國方面的資料為藍本，再輔以德國及日本之經驗加以補充。依計畫時程，將先針對美國的已除役核能機組進行資料蒐集並進行研讀，並將研讀結果歸納整理作

為審查技術之主體架構，但在時間有限及研究人力較少之條件下，可能無法全部加以研讀，將先篩選環境條件較類似於我國核能電廠之已除役機組進行研讀，提出未載於各國除役計畫與報告書中之創新內容，供未來進行除役計畫審查之參考。

## 3.1 除役廢棄物相關法規及資訊

### 3.1.1 國際原子能總署

國際原子能總署「用過核燃料安全管理與放射性廢棄物安全管理聯合公約」已於 2001 年 6 月 18 日正式生效，該聯合公約主要目標包括：(1) 經由加強本國措施和國際合作，達成並保持符合全世界高安全水準之用過核子燃料與放射性廢棄物管理；(2) 在滿足當代人的需要和願望，而又無損於後代滿足其需要和願望的能力的前題下，確保在現在及將來都能有效地保護民眾、社會及環境，使能免於潛在游離輻射有害影響之危險；和(3) 防止任何階段有輻射傷害的事故發生，並且一旦事故發生時，能減輕其後果。

國際原子能總署訂定廠址釋出標準，對關鍵群體個人有效劑量小於  $10 \mu\text{Sv/yr}$  ( $0.01 \text{ mSv/yr}$ ) 的物質可解除管制，對關鍵群體個人有效劑量小於  $300 \mu\text{Sv/yr}$  ( $0.3 \text{ mSv/yr}$ ) 的廠址可解除管制，無限制使用。

使用放射性物質設施的除役 Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material (IAEA Safety Requirements No. WS-R-5) 是國際原子能總署所提出的重要報告之一，在上述報告中除役活動以最適當的方式來執行，逐步地達到減少放射性危害，並且根據規劃與評估來進行，以確保除役作業期間與之後工作人員及民眾的安全以及環境的保護。

當達到一核准的結束狀態，設施就可被認定已經完成除役。此一結束狀態視國家法規與行政管理的規定，包含部分或完整的除污及/或拆除，以及有限制或無限制再使用廠址。

除役可以區分為準備與執行階段，除役的準備包括除役策略的發展、初始除役規劃及設施輻射特性調查。除役的執行包括最終除役計畫的準備及陳報主管機關來授權或核准、計畫的企劃與執行、廢棄物處理及證明廠址符合除役計畫所定義之結束狀態標準。

運轉組織應該要遵循國家的安全標準與規定來執行除役及相關的廢棄物處理活動，除役活動期間，運轉組織應該要負責所有方面的安全與環境保護。設施永久停止運轉前，運轉組織應該要通知主管機關。假如設施停止運轉且不再打算使用，應該在授權活動停止後的 2 年內陳報核准最終除役計畫，除非主管機關有特別核准替代的最終除役計畫陳報時程。在主管機關核准之前，運轉組織不應該進行除役計畫，任何對本計畫的變更也應該要陳報主管機關來核准。在除役計畫核准之前，運轉組織應該確保設施被維護在一安全的組態。

於延後拆除的情況，運轉組織除了要確保設施維持在一安全的組態，並且未來應該將適當地除役。為了提供一適當的安全水平，運轉組織應該特別要準備及進行適當的安全程序、應用良好的工程作業、確保工作人員經過適當的訓練及合格並可勝任其工作，以及依據主管機關規定來保留及陳報相關的紀錄與報告。

國際原子能總署亦提出資訊整合介面規範的觀念，若能落實此觀念便可以整合全國各低放射性廢棄物貯存單位。同時提出代理人低放射性廢棄物資訊整合架構，以作為未來整合全國低放射性廢棄物處理與貯存單位電腦資訊管理系統之基礎架構。

## **3.1.2 美國**

### **3.1.2.1 放射性廢棄物掩埋的執照要求**

美國法規中 10CFR Part 61 放射性廢棄物掩埋的執照要求包含四項功能性目標：

(一) Protection of the General Public (0.25 mSv/yr)保護民眾健康與維護環境安全

(二) Protection of the Intruder (based on 5 mSv/yr)保護入侵者安全

(三) Protection of the Worker (standard worker limits)保護現場工作人員限值標準

(四) Site Stability 設施場所安全無虞

放射性廢棄物掩埋的執照要求中 10 CFR 61.55 的現行放射性廢棄物分類準則最為重要，合法強制監管期間須建立運轉限制濃度值以達成 ALARA 目標。

表 3-1 單一長半衰期低階放射性廢料核種濃度值

核種	濃度值
C-14	296,000 MBq/m <sup>3</sup>
C-14 (活化金屬內)	2,960,000MBq/m <sup>3</sup>
Ni-59 (活化金屬內)	8,140,000 MBq/m <sup>3</sup>
Nb-94(活化金屬內)	7,400 MBq/m <sup>3</sup>
Tc-99	111,000 MBq/m <sup>3</sup>
I-129	2,960 MBq/m <sup>3</sup>
TRU (半衰期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	3,700 Bq/gram
Pu-241	129,500 Bq/gram
Cm-242	740,000 Bq/gram

表 3-2 單一短半衰期低階放射性廢料核種濃度值

核種	濃度值 MBq/m <sup>3</sup>		
	第一行	第二行	第三行
半衰期小於 5 年之所有放射性核種總和	25.9 X 10 <sup>6</sup>	n/a	n/a
H-3	1.48 X 10 <sup>6</sup>	n/a	n/a
Co-60	25.9 X 10 <sup>6</sup>	n/a	n/a
Ni-63	129,500	2.59 X 10 <sup>6</sup>	25.9X10 <sup>6</sup>
Ni-63 (活化金屬內)	1.30 X 10 <sup>6</sup>	25.9 X 10 <sup>6</sup>	259X10 <sup>6</sup>
Sr-90	1,480	5.55X10 <sup>6</sup>	259X10 <sup>6</sup>
Cs-137	37,000	1.628X10 <sup>6</sup>	170.2X10 <sup>6</sup>

A類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)表 3-1 濃度值之十分之一倍及低於(含)表 3-2 第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入表 3-1 及表 3-2 者。

B類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表 3-2 第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者。

C類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表 3-1 濃度值十分之一倍且低於(含)表 3-1 之濃度值者；或高於表 3-2 第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。

超C類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於表 3-1 之濃度值者；或高於表 3-2 第三行之濃度值者。

### 3.1.2.2 執照終止之放射性準則

10 CFR Part 20 主要是針對執照終止之放射性準則的相關規定，共有六個小節，其相關規定重點整理如下：

(一) 計算關鍵群體中平均個人總有效等效劑量 (Total Effective Dose Equivalent, TEDE) 時，設施經營者應決定除役後第一個 1,000 年間預期之最高年總有效等效劑量。(10 CFR Part 20.1401)

(二) 若其殘留之放射性活度對關鍵群體中平均個人之總有效劑量，每年不超過 0.25 mSv，則場所可考慮被接受為非限制使用。其途徑包括來自地下水之飲水，以及已經合理抑低後殘留之放射性活度所造成之劑量。決定合理抑低水平必須考慮任何危害，如來自運送事故造成之死亡，以及除污與廢棄物處置造成的潛在結果。(10 CFR Part 20.1402)

(三) 針對限制使用場址執照終止之條件為(10 CFR Part 20.1403)：

(1) 設施經營者能說明將進一步降低殘留的放射性活度，使達到合理抑低之要求。

(2) 合法強制監管期間，來自殘留放射性活度對關鍵群體中平均個人造成之總有效等效劑量，每年應低於 0.25 mSv。

(3) 設施經營者須提供足夠的財務保證，使獨立第三者能執行該場址任何必要的管制與維護。

(4) 設施經營者已向核管會提出除役計畫或執照終止計畫，說明其意圖按相關章節進行除役，且其準備以限制使用進行除役。

(5) 場址殘留的放射性活度已被確實減低，當設施不再進行有效監管時，殘留及背景之放射性活度對於關鍵群體所造成的曝露為合理抑低，且其平均個人總有效等效劑量低於 1 mSv/y；或是在設施經營者可以提供以下證明時，符合低於 5 mSv/y 之劑量限度。

A. 證明要降低殘留放射性活度至符合 1 mSv/y 之劑量限度有技術上的困

難、處理費用昂貴、或會造成公眾或環境的危害。

B.將採取持久的管理措施。

C.提供足夠的財務保證，使獨立第三者能定期執行至少每5年一次之監管系統檢查。

(四) 當設施經營者可以提供以下保證時，核管會得以大於 10 CFR Part 20.1402 之劑量限度來終止執照。(10 CFR Part 20.1404)

(1) 保證民眾健康與安全將持續被保護，且經由分析所有可能的曝露證明醫療曝露以外的所有人造射源所造成的劑量小於 1 mSv/y。

(2) 採用 10 CFR Part 20.1403 之降低曝露的方法，進行場址使用限制。

(3) 考慮例如運送事故造成之死亡、除污與廢棄物處置造成的潛在等危害後，降低劑量至合理抑低水平。

(4) 設施經營者已向核管會提出除役計畫或執照終止計畫，說明其意圖按相關章節進行除役，並以限制使用進行除役。

(五) 在接受設施經營者提交的除役計畫或執照終止計畫後，核管會應 (a) 通知民眾並處理來自地方與州政府、環保署之意見；(b) 公告在聯邦登錄並刊載於報紙。(10 CFR Part 20.1405)

(六) 設施經營者對於場址之污染儘量減低加以規範；應描述所申請之設施設計與操作程序、如何減少設施與環境之污染、以及減少放射性廢棄物之產生。

### 3.1.2.3 執照終止之相關規定

10 CFR Part 50.82 “Termination of License” 主要為針對執照終止之相關規定，摘錄針對動力用核子反應器之相關規定如下：

(一) 停機後除役活動報告(Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, PSDAR)

在核子反應器永久停止運轉前至永久停止運轉後兩年內，設施經營者應以



書面告知核管會並以副本的形式通知所在地的州政府。提出的內容應包括：

- (1) 除役計畫的方案及時程。
- (2) 預估支出費用。
- (3) 除役過程所造成的環境影響評估。

核管會在接收 PSDAR 後會先於聯邦登錄(Federal Register)公告已接收 PSDAR，並且在設施附近舉行公聽會以接受公眾的意見。

雖然 PSDAR 不須經過核管會的核准，但設施經營者在核管會收到 PSDAR 的 90 天內不得進行任何主要的除役活動。主要拆除活動包括：

- (1) 永久移除放射性組件，如反應爐壓力槽、蒸汽產生器、或其他較有放射性組件者。
- (2) 永久性改變圍阻體結構。
- (3) 拆除具超 C 類廢棄物(Greater-than-Class-C, GTCC)之組件。

經過此特定期間之後，若除役行動不會導致下列後果：

- (1) 導致場址無法為非限制使用釋出。
- (2) 導致重大環境影響。
- (3) 除役過程所需之經費不足。

則設施經營者可開始除役活動的進行。

## (二) 執照終止計畫(License Termination Phase, LTP)

應於預計終止執照的至少兩年前提出。根據 10 CFR 50.82 之規定：LTP 應為最終安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)之補充或相當於 FSAR 之計畫。

核管會及設施經營者應於執照終止計畫提出前，應針對計畫的內容及形式召開會議，以加速計畫的研擬及審議過程。

執照終止計畫的內容應包括：

- (1) 場址特性調查。
- (2) 剩餘拆除活動之確認。

- (3) 場址除污計畫。
- (4) 詳細的最終輻射偵測計畫。
- (5) 若為限制使用的狀況，其場址再利用的情形。
- (6) 剩餘除役費用。
- (7) 環境報告修訂。

若場址內沒有設置乾式貯存設施(Interim Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)，或乾式貯存設施持有 10 CFR Part 72 “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor Related Greater Than Class C Waste” 之特別執照，則除役計畫完成後，10 CFR Part 50 執照即終止。

除役計畫之完成應完成以下項目：

- (1) 證實所有管制物料（含廢棄物）均予以處置，並遞送登錄表格至核管會。
- (2) 已執行輻射偵測，並遞送登錄表格至核管會。
- (3) 已適當地執行管制物料處置。
- (4) 針對放射性污染，已做合理的除污。
- (5) 保證場址已符合除役計畫。
- (6) 完成輻射偵測或證實場址已適合釋出（根據執照終止計畫）。

依據聯想法規 10 CFR 50.82 執照終止的規定，核能電廠除役分成三個階段，分別為初始活動、主要除役與貯存活動及執照終止活動。

#### （一）初始活動

核能電廠一旦永久停止運轉，經營者必須在 30 日內向核管會提出永久停止操作書面證明，放射性核子燃料一旦永久移出反應器壓力槽，經營者必須向核管會提出另一書面證明放棄其運轉反應器或裝載燃料至反應器壓力槽的權利，此步驟可消除一些在反應器運轉期間所需的義務遵守要求。

經營者在提交永久停止運轉證明後兩年內必須向核管會提交停止運轉後除役活動報告(PSDAR)，此報告提供規劃的除役活動與完成除役活動時程及預期費用預估等的描述，PSDAR 必須討論就特定廠址除役活動相關環境衝擊已涵蓋於以往環境分析的理由，否則，經營者必須要執照修訂供活動核准，同時向核管會提交除役對環境額外衝擊報告。

在收到 PSDAR 後核管會在聯邦公報刊登收到通知，讓報告供民眾審查與建議，並舉辦公聽會並討論經營者意圖。

## (二) 主要除役活動

核管會接到 PSDAR 後 90 天在無具體核管會核准的情況下，經營者能開始主要除役活動，這些活動包括主要組件如反應器壓力槽、蒸汽產生器、大管線系統、泵與閥的永久移除。擁有者只能使用基金的 3% 來完成除役規劃，提交 PSDAR 後 90 天可使用基金另外的 20%，剩餘除役信託基金必須待擁有者人向核管會提交詳細的特定廠址費用估算後方可使用。

## (三) 執照終止活動

經營者必須在預期執照終止 2 年內提交執照終止計畫，該計畫涉及的項目包括廠址特性調查、剩餘廠址拆除活動確認、廠址復育規劃、廠址釋出最終輻射調查細部規劃、示範符合執照終止輻射標準的方法、更新特定廠址剩餘除役費用預估及將任何新資訊或與擁有者研擬廠址終止活動相關的重大環境改變補充至環境報告。

對民眾釋出廠址供無限制使用時任合殘留輻射必須低於核管會限制值 0.25 毫西弗/年，符合此條件的廠址核管會不再列為管制。擬釋出廠址供限制使用的任何計畫必須描述廠址終端使用、民眾諮詢文件、機構管制及財務保證等，這些需符合執照終止供限制釋出的要求。

美國核管會於 2011 年 6 月 17 日公布為改善除役計畫所作的法規修訂內容，修訂後法規要求經營者執行其運轉最小化殘留放射性引入廠址包括廠址地下土壤與地下水，經營者亦被要求執行廠址調查確定殘留放射性是否存在於地下

區域，並保持這些調查紀錄，這些紀錄對除役非常重要。

修訂後的法規要求經營者須詳細報告其除役成本預估及消除代管帳戶與貸款額度作為認可財務保證機制與改善其他財務保證需求，同時亦要求除役中動力用反應器的經營者報告除役與用過核子燃料管理成本等額外資訊。

### 3.1.2.4 美國核子設施除役活動的概況

大致可分為三個階段（圖 1）：(1) 初期作業階段（Initial Activities Phase）：自決定永久停止運轉開始，至開始進行主要除役工作/安全貯存為止。其間主要活動包括永久停止運轉之聲明書(Certification)、永久移空燃料之聲明書、停機後之除役作業報告書、以及除役作業報告書之公開說明會。(2) 主要除役工作/安全貯存(Major Decommissioning / Storage Phase)：主要工作為除污、拆廠/安全貯存。其間應處理關於除役作業之人力規劃、運轉維護技術規範再評估、事故評估再分析、緊急計畫之修訂、安全防護計畫之更新、解除部份法規責任之要求、終期安全分析報告之更新、品質保證方案之更新、防火計畫之修訂、除役費用再評估、社區公共關係之建立等工作。(3) 執照終止階段：終止執照前尚需完成的剩餘工作。其間主要活動包括終止執照的申請作業、執照終止計畫的編訂、以及執照終止計畫之公開說明會。

在除役活動的過程中一般須歷經以下步驟：

- (1) 起始於設施經營者決定將核子反應器永久停止運轉；
- (2) 以書面告知核管會（另外在核子燃料永久移出反應器後亦須以書面告知核管會）；
- (3) 停機後除役活動報告的遞交與審查；
- (4) 執照終止計畫的遞交與審查；
- (5) 執行執照終止計畫；
- (6) 結束於完成除役。

NUREG-0586 “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities - Supplement 1” 此份導則所指的除役，包括將設施或廠址安全地由運轉中移除，並將殘餘放射性活度降低至某一水平，以允許將場址做無限制外釋使用，並結束運轉執照；或做有限制條件外釋，並結束運轉執照。

環境影響訂定為自小至大三種顯著水平：

- 1.小：對環境影響無法偵測且無法注意到其對資源有所改變。不超過法規之允許水平者，考慮為小。
- 2.中：對環境影響足夠大致可注意到改變，但不會對資源有影響。
- 3.大：對環境影響明顯，且足夠大致對資源有影響。

根據 10 CFR 50.82 (a)(6)(ii)的規定，若該活動會有顯著之環境影響且以往未曾審查過時，設施經營者不應進行任何除役活動。任何除役活動不能滿足該項需求時，設施經營者在執行前必須提出一份需求補充說明，以及有關額外影響之環境報告補充說明。核管會則會針對該環境報告補充說明，準備一份環境評估或環境影響聲明。

環境影響可以分為：

- (1) 廠內外土地使用
- (2) 水使用
- (3) 水品質
- (4) 空氣品質
- (5) 水域生態
- (6) 陸域生態
- (7) 受威脅及瀕臨危險物種
- (8) 放射性
- (9) 放射性事故
- (10) 職業問題

- (11) 成本
- (12) 社會經濟
- (13) 環境公義
- (14) 文化、歷史及建築資源
- (15) 美觀問題
- (16) 噪音
- (17) 運輸
- (18) 資源之不可逆及不可恢復

針對上述 18 個問題之相關活動如下：

(1) 移除燃料

- A. 吊運燃料至用過核燃料池。
- B. 一次系統洩漏。
- C. 廢液處理。

(2) 組織改變

- A. 減少員工。
- B. 外包或其他額外員工。
- C. 調整教育訓練內容。
- D. 根據執照內容的調整 - 隨不同廠區有不同的調整內容。

(3) 穩定化

- A. 系統洩漏及沖洗。
- B. 不再需要之系統、結構及組件隔離。
- C. 重新配置電廠電纜以減少電路。

(4) 停機後偵檢

- A. 為除污工作之基準線偵測。
- B. 連續偵測。

(5) 建立核島區 (Nuclear island)

- A. 建置用過核燃料池之電力供應。
- B. 將保安區縮減至剛好環繞燃料周圍。
- C. 改變保安功能。
- D. 建置或修改化學控制。
- E. 移除舊的或建置新的保安相關設備。

(6) 一次系統管路化學除污

切割、化學劑進、化學劑出、清洗/除污。

(7) 大組件移除

- A. 移除反應爐壓力槽而內部組件不動或切除。
- B. 蒸汽產生器及其他大型組件不動或切割移除。

(8) SAFSTOR 前貯存之準備工作

- A. 建立反應器冷卻系統通風管道。
- B. 建立圍阻體通風管道。
- C. 系統解聯，在需要的位置設置監測器。
- D. 完成放射性評估。

(9) 貯存(SAFSTOR)

- A. 監視各系統及輻射水平等。
- B. 對結構、系統、及組件(Structures, systems, and components, SSCs)進行預防及補正維護。
- C. 維持保安系統。
- D. 維持排放物及環境監測方案。

(10) DECON、SAFSTOR 及 ENTOMB1 之除污與拆除階段

- A. 化學除污(表面/特定組件)。
- B. 管線內壁除污。
- C. 高壓噴水表面除污。
- D. 自特定區域移除污染土壤。

E.對 SSCs 進行預防及補正維護。

F.維持保安系統。

G.維持排放物及環境監測方案。

(11) 系統拆除

A.切割污染管線。

B.自設施移除大、小型桶槽及其他放射性組件。

(12) 結構拆除

A. 敲碎。

B. 移除電廠運轉所需結構。

(13) 包封

A.建置工程障壁。

B.可操作系統解聯（如電氣及消防）。

C.移除所有圍阻體以外之放射性物質。

D.在圍阻體內置放材料。

E.降低圍阻體樓板高度。

F.將設施包封在混凝土內。

(14) 低放射性廢棄物（low level waste, LLW）包裝及貯存

(15) 運送

A.大型組件之運送。

B.LLW 之運送。

C.將設備運入廠內。

D.回填土運入廠內。

E.非放射性廢棄物之運送。

(16) 執照終止

A. 完成最終輻射偵測。

B. 部分廠址外釋。



設施經營者在決定除役之後，有以下三種選擇：

(一) 立即除污並拆除 (DECON)：

DECON 是在電廠永久停止運轉後，將受放射性污染的設備物、結構物、設施及土壤於短期內予以除污與拆移，使廠址殘留的放射性低於法規標準，而可終止電廠執照。

優點為 (a) 執照可迅速終止，以移做其他用途；(b) 停止運轉後隨即進行除污或拆除，可保有了解電廠之人力；(c) 拆除費用估計上面，DECON 由於不需要處理額外的低放射性廢棄物，因此所需要的費用估計較低；另外 DECON 需面臨的工作項目 SAFSTOR 亦皆須面臨，但較晚開始進行拆除者，由於貯存及通貨膨脹的因素，所需的費用將較高；此外 DECON 不需長期保安、維護及監測，亦是造成其所需費用較低的原因之一。

其主要的缺點則為 (a) 工作人員的劑量高；(b) 顯著之初始費用；(c) 以及需要較多的處置場空間。

DECON 一般的工作項目為：

- (1) 將污染系統之管路排盡 (可能經沖洗)，並將樹脂自離子交換器移除。
- (2) 建立監測站、設計製造特別屏蔽及界定污染管制範圍。
- (3) 減少保安區域 (建立新的安全監管站)。
- (4) 修改控制室或建立替代控制室。
- (5) 場區偵檢。
- (6) 污染組件除污，包括化學除污技術。
- (7) 移除反應爐壓力槽及內部組件。
- (8) 移除其他大型組件，包括主要之放射性組件。
- (9) 移除一次系統之管件 (注水系統、硼控制系統等)。
- (10) 移除其他顯著污染組件。
- (11) 除污且/或拆除結構或建築物。
- (12) 拆除組件廠內暫貯。

- (13) 低放射性廢棄物之運送及處理，包括廢棄物之壓縮及焚化。
- (14) 移送用過核子燃料及 GTCC 至乾式貯存設施 (ISFSI)。
- (15) 移除有害放射性 (混合) 廢棄物。
- (16) 更換管理方式及職員。

(二) 長期貯存一段時間後才進行除污及拆除 (SAFSTOR)：

SAFSTOR 是將核能設施長期安全貯存後，再進行除污與拆除的工作。其整置準備期約需二年，貯存期約需數十年。貯存期間，電廠設施大多原封不動，但核燃料由反應器移出，放射性液體由相關系統及設備處理與排放。經過放射性的衰減作用，長期貯存後，將大量減少污染物及放射性物質的體積。

優點為 (a) 由於貯存期間之衰減，將實質減少 LLW 處置量及降低工作人員與民眾之劑量；(b) 減少處置場所需空間；(c) 在第一年之所需費用上，亦低於 DECON，因為活動較少所需人力亦少。

缺點為 (a) 拆除時間拖得太久，了解電廠的人員將逐漸減少；(b) 貯存期間需維護、保安及監測；(c) 以及未來處置場收費與可用性之不確定，可能導致除污及拆除之經費升高。

SAFSTOR 一般的工作項目為：

一、準備期間：

- (1) 將污染系統之管路排盡 (可能經沖洗)，並將樹脂自離子交換器移除。
- (2) 用過核子燃料池冷卻系統重組。
- (3) 視需要對高污染高劑量區進行除污。
- (4) 完成放射性評估以做為貯存前之基準。
- (5) 移送準備運送之 LLW。
- (6) 運送及處理或貯存用過核子燃料與 GTCC 廢棄物。
- (7) 將設備及系統拔除電源或卸除動能。
- (8) 重組通風系統、消防系統及用過核子燃料池冷卻系統，以便在貯存期使用。

- (9) 建立檢查及監測計畫，以便在貯存期使用。
- (10) 對未來拆除時，任何屬重要系統者進行維護。
- (11) 更換管理方式及職員。

## 二、貯存期間

- (1) 對於在貯存期間需操作及/或能動的，執行預防及補正維護。
- (2) 維護以保持結構完整性。
- (3) 維護保安系統。
- (4) 維持輻射排放物及環境監測計畫。
- (5) 處理任何產生之廢棄物（通常是很少量）。

(三) 將放射性污染物包封在結構性長命材料(如混凝土)內(ENTOMB)：

ENTOMB 是將放射性結構物、系統以及設備封存於耐久性的圍阻屏障內(如混凝土)，並對屏障結構做適當的維護及監測，直到終止執照為止。但大多數的核能電廠，在一百年後的放射性強度仍高於法規的接受標準值。

分為兩種情節：(1) ENTOMB1 為進行有效的除污及拆除，並在包封前將含長壽命放射性同位素之所有污染與活化物移除；(2) ENTOMB2 則為進行較少的除污及拆除，因此需有較多的工程屏蔽，將長壽命的放射性同位素安置在廠內。二者均假設用過核子燃料已移往高放處置場或 ISFSI。

### 一、ENTOMB1 之一般工作項目為：

- (1) 規劃及準備。
- (2) 將污染系統之管路排盡（可能經沖洗），並將樹脂自離子交換器移除。
- (3) 減少保安區域範圍（非必須的）。
- (4) 支援系統去活化。
- (5) 放射性組件除污，包括化學除污技術。
- (6) 移除反應爐壓力槽及內部組件。
- (7) 移除其他大型組件，包括主要之放射性組件。
- (8) 自燃料池移送用過核燃料至 ISFSI。

(9) 拆除剩餘放射性污染結構物，並將拆除之結構物安置在反應器廠房。

(10) 建置工程障壁及其他管控物，以避免無心闖入致污染物散佈至包封結構外。

(11) 在原先反應器廠房結構內灌漿(混凝土)。

二、ENTOMB2 之一般工作項目為：

(1) 規劃及準備。

(2) 將污染系統之管路排盡(可能經沖洗)，並將樹脂自離子交換器移除。

(3) 減少保安區域範圍(非必須的)。

(4) 支援系統去活化。

(5) 自燃料池移送用過核燃料至 ISFSI。

(6) 拆除剩餘放射性污染結構物(反應器廠房以外者)，並將拆除之結構物安置在反應器廠房。

(7) 盡可能降低反應器廠房天花板至接近燃料裝填樓面(BWR)，或至接近壓力槽頂端(PWR)。

(8) 建置工程障壁及其他管控物，以避免無心闖入致污染物散佈至包封結構外。

(9) 將反應器廠房內空穴灌入低密度混凝土漿。

(10) 在墓封結構外安置工程覆蓋，以進一步將結構與環境隔離。

按照現行的法規，設施經營者若未經過允許，應於 60 年內完成除役。

NUREG-1700 “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plan” 此份導則主要在提供有關執照終止計畫(LTP)之標準審查程序(Standard Review Plan, SRP)及核准的標準，主要的審查項目包括：

(1) 場址概述：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)、10 CFR 50.82 (a)(10)以及 10 CFR Part 20, Subpart E 之相關規定。

(2) 場址特性調查：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(A)，核管會(NRC)將審視場址特性調查計畫以及場址歷史紀錄，以確保執照終止計畫中場址特性調查

的部分足夠完整、用以進行場址特性調查之儀器適當，以及有適當的品質保證措施保證調查數據之真實性。

(3) 剩餘場址拆除活動之描述：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(B) 以及此部分描述之放射性污染的種類和程度，以及設備內放射污染的範圍，可提供核管會在審查除役過程中評估除役支出以及人員安全、健康的依據。

(4) 除污計畫：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(C)，以及 10 CFR Part 20, Subpart E，執照終止計畫應包括計畫針對場址內構造、系統和設備、表面、表土，以及地下水除污的方式進行描述，另外亦須遞送除役的相關時程表。

(5) 最終輻射狀況偵測：最終輻射狀況偵測為場址已經過完整特性調查、除污後，在場址要進行外釋之前進行，根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(D)、10 CFR 20.1501 (a)及(b)、以及 10 CFR Part 20, Subpart E，以最終輻射狀況偵測確認場址是否符合限制或非限制使用外釋的標準。

(6) 執照終止劑量限值之要求：設施經營者應根據場址為限制或非限制使用外釋，描述使場址符合 10 CFR Part 20, Subpart E、10 CFR 20.1403、10 CFR 20.1404、10 CFR 20.1301(a)(1)、10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(E) 相關規定之方式。並根據 10 CFR 20.1302(b) 之相關規定，評估關鍵群體之平均成員劑量。

(7) 特定場址除役費用之更新：執照終止計畫中應描述剩餘除役活動所需的費用估算，以及和目前除役基金的比較；但不包括建造、運轉、維護、以及除役用過核子燃料貯存設施的部分，相關規定根據 10 CFR 50.75、10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(F)。

(8) 環境影響報告之補充：設施經營者應根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(G)、10 CFR 51.53 遞交包含任何會影響環境之場址特定活動的環境影響評估。

美國核管會對核能電廠除役需求訂定相關法規與法規指引及出版 NUREG 報告，這些法規包括 10 CFR 20Subpart E, 10 CFR 50.75, 10 CFR 50.82, 10 CFR 51.53 及 10 CFR 51.95。法規指引主要包括 RG 1.179 與 RG1.184，RG 1.179 主要說明核能電廠反應器經營者提出執照終止計畫書標準格式與計畫書內容，RG

1.184 主要說明除役方法、除役階段及時程等規定。

NUREG-0586 補充提供核設施除役最終一般環境衝擊說明書，NUREG-1700 提供除役審查導則，NUREG-1757 總共分成三大冊，其內容提供了美國核管會的除役程序、方法、技術、財務規劃等。

依據美國核管會規定，當經營者決定永久停止運轉時除役程序開始，除役程序由數個主要步驟所構成，包括通知、停止運轉後除役活動報告(PSDAR)提交與審查、執照終止計畫提交與審查、執照終止計畫執行及除役完成。

### 3.1.3 我國

依據行政院環保署 2009 年 12 月 2 日修正的「開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準」第 31 條及 2010 年 2 月 26 日修正的「開發行為環境影響評估作業準則」第 46 條，核子反應器設施之除役應實施環境影響評估。

依據原子能委員會 2003 年 1 月 15 日發布的「核子反應器設施管制法」第 21 條，核子反應器設施之除役，應採取拆除之方式，並在主管機關規定之期限內完成。前項之拆除，以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。第 22 條規定核子反應器設施之除役，其拆除後之廠址輻射劑量，應符合主管機關所定之標準。

依據「核子反應器設施管制法」第 23 條，核子反應器設施之除役，經營者應檢附除役計畫，向主管機關提出申請，經審核合於下列規定，發給除役許可後，始得為之：

- 1.除役作業足以保障公眾之健康安全。
- 2.對環境保護及生態保育之影響合於相關法令之規定。
- 3.輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令之規定。
- 4.申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任除役之執行。

前項之除役計畫，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之三年前提出。

## 3.2 放射性廢棄物

放射性廢棄物（含運轉中會產生的物質）必須依照其性質及輻射等級，進行容積減少、固化等處理後，先臨時保管於貯存庫，待除役結束前再搬出廢棄設施；另外，必須在開始進行反應器區域解體拆除工程前，先確定棄置地點，若無法確定時，則應延長安全貯存期間，而不需以放射性物質處置的物質及非放射性的廢棄物，則應盡可能再次利用。

除役產生大量各式各樣物質類型，這些物質能被以放射性廢棄物處理與處置或被除污後作為非放射性物質釋出，因此核設施除役階段廢棄物管理比運轉階段更具有挑戰性。

缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是解體設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施，美國 Rancho Seco 核能電廠、德國 Greifswald 核能電廠及西班牙 Vandellos 核能電廠便是將除役所產生的低放射性廢棄物貯存於廠內貯存設施。

任何核設施類型整個生命週期所產生的放射性物質與放射性廢棄物可區分為三大類，分別為運轉廢棄物、維護廢棄物及除役廢棄物，前二者可利用既有處理設施處理，而除役廢棄物則需小心管理，以確保在環境與經濟適當條件下能夠供再利用、貯存或處置。

從輻射觀點而言，核設施除役程序所產生的物質除少量為高放射性和/或活化物質外，其餘大部分為非放射性，質量上亦相對大量與核種濃度解除管制基準接近，僅約 2~6% 需進行放射性廢棄物最終處置。

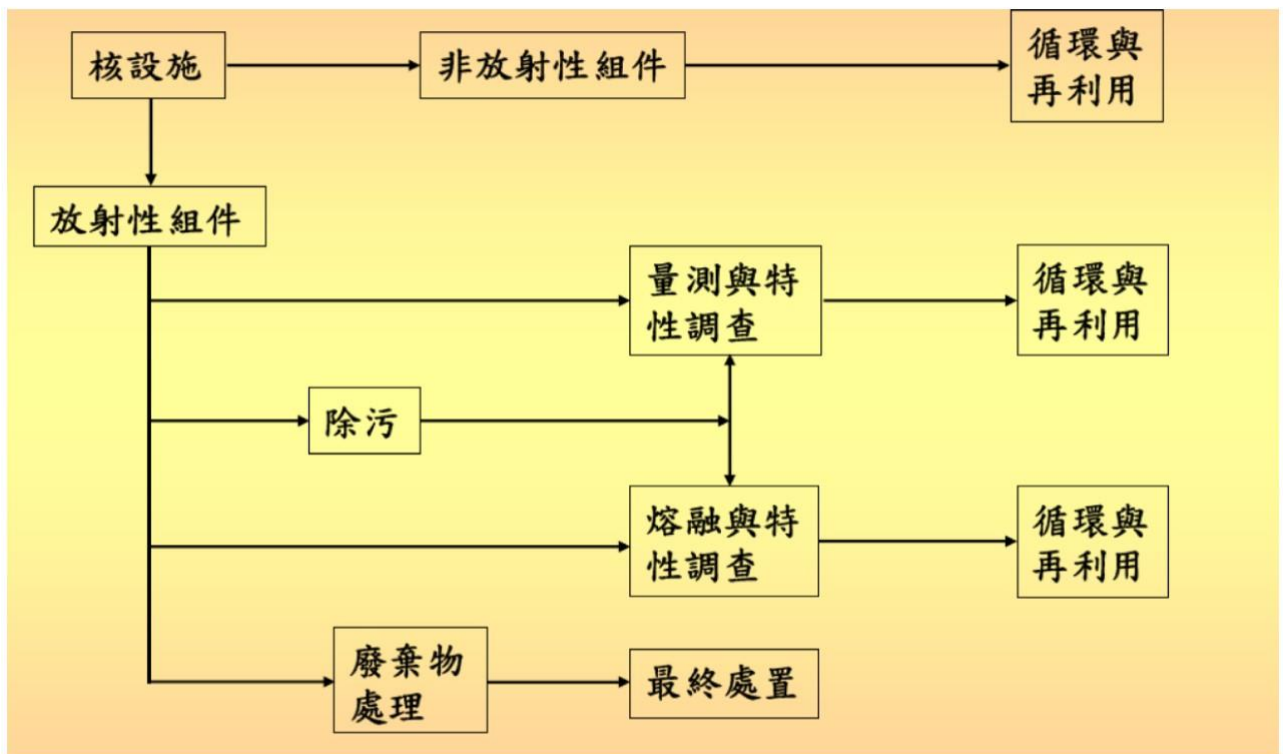


圖 3-2 核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖

### 3.2.1 廢棄物流特性調查

#### 3.2.1.1 廢棄物主要來源類型

廢棄物主要來源類型包括反應器內部與組件、中子活化組件、生物屏蔽壁、結構材料(如混凝土)、燃料池結構/系統、桶槽與熱交換器、機械/電氣設備、地面洩水溝與污水坑、上方與下方蓄水池、污染泥土等。

廢棄物主要來源類型多樣化，存在移除、包裝、減容與處置等挑戰。

源自輕水式反應器除役的物質類型如下所示：

- 1.反應器壓力槽與其內構物的活化與污染不銹鋼；



- 2.環路、系統與組件的污染不銹鋼；
  - 3.組件與結構元素的碳鋼；
  - 4.生物屏蔽與鄰近混凝土結構的活化與污染混凝土；
  - 5.建物結構的污染混凝土；
  - 6.電氣裝置與纜線；
  - 7.絕緣材料；
- 以及 8.各式各樣其他物質。

### 3.2.1.2 二次廢棄物類型

二次廢棄物類型包含：岩心鑽孔；土壤與水樣品；過濾器介質；潤滑油、流體與油；屏蔽材料；輻射控制帳篷；防護衣；污染的設備/工具；除污廢棄物流；除污設備；鷹架(scaffolding)/升降機；吊裝/索具項目；廢棄物包裝容器與其他殘留物質等。最小化二次廢棄物流產生的過程是減少總廢棄物體積重要部分。

### 3.2.2 除役廢棄物減量策略

除役廢棄物減量策略包括來源減量、防止污染擴散、循環與再利用及廢棄物管理最適化。任何廢棄物減量策略第一個步驟是使放射性廢棄物產生最小化，當產生放射性廢棄物無法避免時，應用適當廢棄物管理技術是最後一個步驟。放射性產生與擴散機會最小化可使放射性廢棄物產生最小化，減廢是核設施整個生命週期必須維持的活動，建立適當政策與文化以達到廢棄物減廢是電廠管理的主要責任。

放射性廢棄物管理優先順序依序為避免產生、減廢、再利用、循環、能源回收及最終處置。物質或廢棄物管理主要著重於隔離、除污及解除管制程序，若隔離、除污及解除管制程序適當作好，除役程序所產生的放射性物質需處理與處置於放射性廢棄物處置場的數量可大幅降低。

### 3.2.3 除役廢棄物減容

對可燃性廢棄物可利用焚化來減容。核設施運轉期間及除役時會產生放射性污染金屬零組件，尤其是除役時產生的量更大，一般採用的處理方法有化學除污、熔融、超高壓壓縮裝桶處置及切割裝桶安定化後處置等，經化學除污或熔融的金屬零組件，視殘留放射性比活度大小決定再利用或進行處置，其中再利用可依殘留放射性比活度是否符合無條件釋出標準，再區分為限制再利用及無條件釋出再利用。污染金屬熔融一方面可以減小體積，另一方面又可以去除一些污染的放射性核種，或將金屬表面的污染物「均勻化」到金屬錠中。

### 3.2.4 大型組件

美國早期可利用的商業化處置場允許大型組件如反應器壓力槽與蒸汽產生器完整移除。大型組件處置方式或切割裝桶處置或整體直接處置。美國部分除役中核能電廠為大幅降低職業輻射曝露、低放射性廢棄物體積、運輸期間民眾曝露及費用，將大型組件在不切割情況下直接運送至低放射性廢棄物處置場處置。

各核能電廠對反應器壓力槽作法不盡相同，Yankee Rowe 與 Saxton 核能電廠先將反應器壓力槽內部組件先移除再運送至處置場處置；Big Point Rock 核能電廠移除部分反應器壓力槽內部組件再運送至處置場處置；Trojan 核能電廠未將反應器壓力槽內部組件移除直接運送至處置場處置。

### 3.2.5 用過核子燃料管理

於反應器除役另一常常被忽略的基礎設施組件是用過核子燃料管理，自反應器移除燃料不是例行操作，停止運轉後移除燃料極可能屬於關鍵路徑，用過核子燃料管理路徑常常不是可立即利用，這可能導致用過核子燃料存在反應器一段很長時間。

目前全球尚無用過核子燃料或高放射性廢棄物深層地質處置場在運轉，除有些國家採用再處理外，大多數國家利用廠內乾式中期貯存設施貯存用過核子燃料，美國有 7 座已核准執照終止的核能電廠採用獨立用過核子燃料中期貯存設施貯存用過核子燃料。

### 3.2.6 解除管制

解除管制是放射性物質自法規管制移除，是除役重要層面，此乃因其會影響必須處置的廢棄物體積。

國際原子能總署於 2004 年 8 月出版安全標準系列第 RS-G-1.7 號報告，報告中公布解除管制基準，劑量標準為對民眾個人有效劑量低於  $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 。德國與日本依循國際原子能總署方式，均訂定法律規定解除管制基準。日本管制機關於 2005 年決定採用該基準作為立法依據。

廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查與偵測，以確定各物件的放射性存量，且可能已進行先期的除污或輻射熱點拆除，俾使拆除的廢棄物可經輻射偵檢後，符合輻防計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。

核種清潔標準的訂定主要關鍵有二個：劑量限值與核種曝露途徑的劑量轉換係數。目前世界各國多以關鍵群體中個人有效等效劑量不超過  $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$  為清潔標準評估的劑量建議值，另一方面日本也有建議採用自然背景輻射可接受的變動率(約為 1%)為劑量限度。若以我國背景輻射劑量年平均  $2 \text{mSv}$  而言，對應到清潔標準劑量限值可以考慮  $20 \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 。因此，對於除役放射性廢棄物的回收再使用作業，選擇與其他各國相同以  $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$  作為無條件清潔標準，完整的申請程序與良好的作業要求，另以  $30 \mu\text{Sv}/\text{yr}$  作為有條件清潔標準，應該是適當的選擇。ICRP 建議書的劑量分級  $30 \mu\text{Sv}/\text{yr}$  終身致死癌危險度  $10^{-5}$ - $10^{-6}$  對個人僅有極低微的危險。ICRP 103 建議書中最優化的輻射防護有排除(exclusion)和豁免(exemption)兩個概念。前者為不可限制的狀況，後者為不必限制的狀況。

### 3.2.7 放射性固體廢棄物的處理及處置方法

依物管法的放射性廢棄物分類，分為高、低放射性廢棄物二種。

高放射性廢棄物係指備供處置之用過核子燃料。核子反應器設施永久停止運轉後，用過核子燃料將從反應器移至燃料池內貯放，之後再移至「用過核子燃料乾式貯存設施」作中期貯存，最後才運至「高放射性廢棄物最終處置場」作永久處置。

低放射性廢棄物係指高放射性廢棄物以外的放射性廢棄物，依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 3 條規定，依其放射性核種濃度分類為：A 類、B 類、C 類、超 C 類。

有關「低放射性廢棄物」的分類，廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查、偵測或取樣分析，以確定各物件的放射性存量，作為分類(A 類、B 類等)的判定與管理依據。依分類的不同，對廢棄物固化、盛裝容器的要求亦有所不同。又「低放射性廢棄物」分類的關鍵在於「難測核種」的活度濃度，因此，如何決定各廢料源(Waste Stream)的射源項(Source Term)，或是如何運用比例因數(Scaling Factor)作估算，在核能電廠的除役計畫內必須有所交代。

其內容包括：

- 放射性固體廢棄物應根據相關法令等，依輻射等級及性質區分，利用適當方法進行處理，並且應在除役作業結束前，根據反應器等條例，在持有廢棄事業許可的廢棄設施進行廢棄。
- 進行放射性廢棄物的處理時，應透過分類、減少容積、除汙等廢棄物處理裝置等，努力且合理地減少放射性廢棄物之發生量，並應導入必要裝置，適當處理、管理解體拆除物及放射性廢棄物。
- 放射性固體廢棄物會隨著解體拆除的進行而產生，在廢棄物搬出廢棄設施的必要時期之前，應先確定棄置地點。
- 不需以放射性物質處理的物質，應經過反應器等條例所規定的指定手續及

確認從設施搬出，並盡可能再利用。

- 非放射性廢棄物的廢棄物，以產業廢棄物進行適當廢棄的同時，應盡可能致力於再利用。

### 3.3 除役除污

除污是利用清洗、加熱、化學或電化學作用、機械清洗或其他方法自設施或設備區域或表面將污染移除。於除役計畫，除污的目的如下所示：

- 1.降低輻射曝露；
- 2.挽救設備與物質；
- 3.減少需貯存與在有執照處置場處置的物質體積；
- 4.恢復廠址與設施或者因此部分至無條件使用狀況；
- 5.移除鬆散污染物與固定殘留污染於準備保護貯存或永久處置工作活動的地方；
- 6.降低殘留放射性的源項大小於保護貯存模式以確保民眾健康與安全，減少保護貯存期間或最小化長期監測與監管要求。

在選擇除污技術之前，必須進行其有效性及減少總曝露可能性評估，安全相關系統及結構必須評估其與除污溶液相容性，所採用除污程序必須確保不會降解及變成無效性，評估時所包括項目如下所示：

- 1.可能包含輻射劑量。
- 2.欲達到除污因素。
- 3.在期望費用下執行除污之輻射效益與廢棄物管理效益比較之成本與效益分析。
- 4.對有興趣組件達到目標除污因素現有技術可能性。
- 5.目標除污因素達到之量測能力示範。
- 6.對工作人員與環境可能衝擊評估。
- 7.除污產生一次與二次廢棄物評估，包括其處理體積、天然性及活度。

維護除污操作與除役除污操作不能混為一談，除役除污可採用更具破壞性技術，對組件破壞不是很重要，然而維護除污則不能採用會造成組件損壞的技術。選擇除污技術時須考量因素包括安全性、效率、成本效益、廢棄物處理及應用可行性。

除役除污技術可分為解體前除污、解體後除污及建物除污。解體前除污之目的是降低職業曝露。解體後除污之目的為污染金屬循環及減少放射性廢棄物體積。建物混凝土除污之目的為無條件釋出及減少放射性混凝土廢棄物體積，主要是針對混凝土表面。

美國 Yankee Rowe 核能電廠除役規劃在 1995 年費用預估時，假設蒸汽產生器混凝土表面污染只有 25% 且其深度只有 1/4 吋，其他表面可用擦拭清潔。由於塗料與混凝土輻射污染比預期嚴重，蒸汽容器內混凝土表面 100% 污染且深度為 1/4 吋，25% 混凝土表面污染深度達 4 吋，此範圍改變估算影響約為 2,310 萬美元。

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，應採取放射性物質設施內外的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。

解體工程準備期間所產生的放射性廢棄物（氣體、液體及固體）與運轉中相同，應視廢棄物的種類、性質等，進行適當的處理。反應器區域設備解體拆除期間之後所產生的放射性廢棄物（氣體、液體及固體），應在反應器區域設備著手解體拆除之前，制定處理的方法。放射性固體廢棄物應依輻射等級及性質區分及處理，並在除役結束前進行廢棄，且應於反應器區域設備著手進行解體拆除之前確定棄置場所。不需以放射性物質處理的物質應盡可能再生利用，非放射性的廢棄物應盡可能再生利用，或以產業廢棄物進行適當的廢棄。

## 3.4 除役相關國際安全標準

### 3.4.1 國際原子能總署安全標準體制

#### (1) 關於國際原子能總署安全標準體制之組織

國際原子能總署核能安全局，除了進行安全標準的制定，並透過以下委員會組織進行相關作業。其中，與安全標準相關之 5 個委員會及國際安全諮詢小組，如以下(2)~(5)所示：

#### (2) 安全標準委員會 (Commission for Safety Standards, CSS)

國際原子能總署國際安全標準文件，旨在取得各區域間的整合性，並成為具有國際公認性的文件。其在 1996 年時，變更了安全標準文件的體制架構，並成立 CSS 作為各區域的上級委員會。整合 CSS 的功用在於，在各區域將要開始制定新的安全基準文件時，進行審查在最初階段所製作完成的草案內容(DPP：Document Preparation Profiles)，並令其法制化(Endorse)。而後，當審查完最終草案，再向 IAEA 事務局長提出建言。CSS 是由高級政府官員所組成的委員會，負責制定加盟國的核能、輻射、廢棄物、運輸等安全相關標準，及其它的管制文件。

#### (3) 核能安全標準委員會 (Nuclear Safety Standards Committee, NUSSC)

國際原子能總署安全標準區域內的大多數文件是用於核能設施方面。雖然一開始是針對核子反應器，但目前則將範圍擴大，以核能設施為主要對象。處理項目方面，除了當初所設定的設計、運轉、設置地點的評估及品質保證外，還另外增加了研究用反應器及核燃料循環。

NUSSC，是由核能安全方面擁有專業知識的高級政府官員所組成的委員會。日本除了經濟產業省核能安全保安院有派遣委員過去外，如遇必要情形需要進行修訂作業等情況時，也會再派遣專家，為該活動作貢獻。

#### (4) 輻射安全標準委員會 (Radiation Safety Standards Committee, RASSC)

作為國際原子能總署輻射區域的國際安全標準 (Basic Safety Standards, BSS) 是從前就耳熟能詳的名稱，係以國際輻射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)的觀念為基準。因此，若當 ICRP 的觀念有進行變更時，BSS 也須依照該變更進行修訂。RASSC 認為輻射問題與核能設施及放射性廢棄物區域也有諸多關聯，故有必要取得彼此區域間的整合性，於是召開與 WASSC 的聯合會議。

BSS 現行的體制是在 1996 年時被確立下來的，隨著 ICRP103 勸告的出版，目前也正在進行修訂工作，以符合新的 IAEA 的文件體制。

#### (5) 運輸安全標準委員會 (Transport Safety Standards Committee, TRANSSC)

運輸安全區域的特點是，因國際間的物質移動是直接受到法律的管制，故其處理方式，也將在整個法律體系(包括國內的管制法令)下，接受檢討。國際原子能總署除了制定放射性物質的安全標準文件外，同時也進行修訂的工作。

#### (6) 廢棄物安全標準委員會 (Waste Safety Standards Committee, WASSC)

放射性廢棄物的區域，也有進行著各種安全標準文件的制定，其文件數量也逐漸增加當中。但因項目過於複雜，於是仿效 NUSSC 的文件體制，將其區分為：環境、排出、處置前、低放射性廢棄物及高放射性廢棄物的處置及除役等項目。並以成為一系列體制化文件為目標，自 1991 年開始制定 RADWASS(Radioactive Waste Safety Standards)文件。目前為配合 ICRP 的觀念，正在進行處理項目的變更，將被編列在 1996 年以後的體制下。

WASSC，是由放射性廢棄物方面擁有專業知識的高級政府官員所組成的委員會。

#### (7) 除役安全標準文件的現況

國際原子能總署將 2006 年所制定的安全基本原則奉為最高準則，依據安全管理文件之體制，進行安全要件(Safety Requirements)及安全指針(Safety Guides)的完備。其中，特別是與除役有關之安全要件及安全導則的文件體制，其現況



組織圖如 4-2 所示。

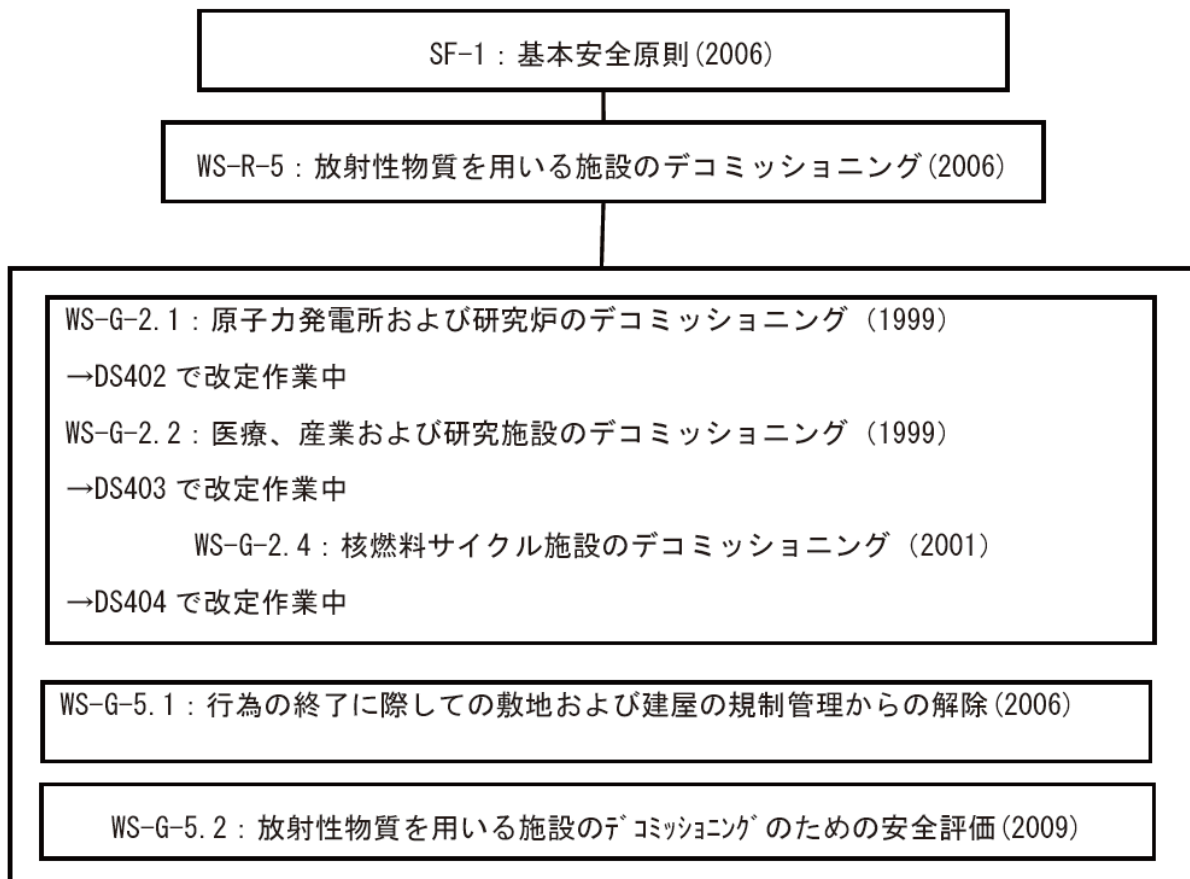
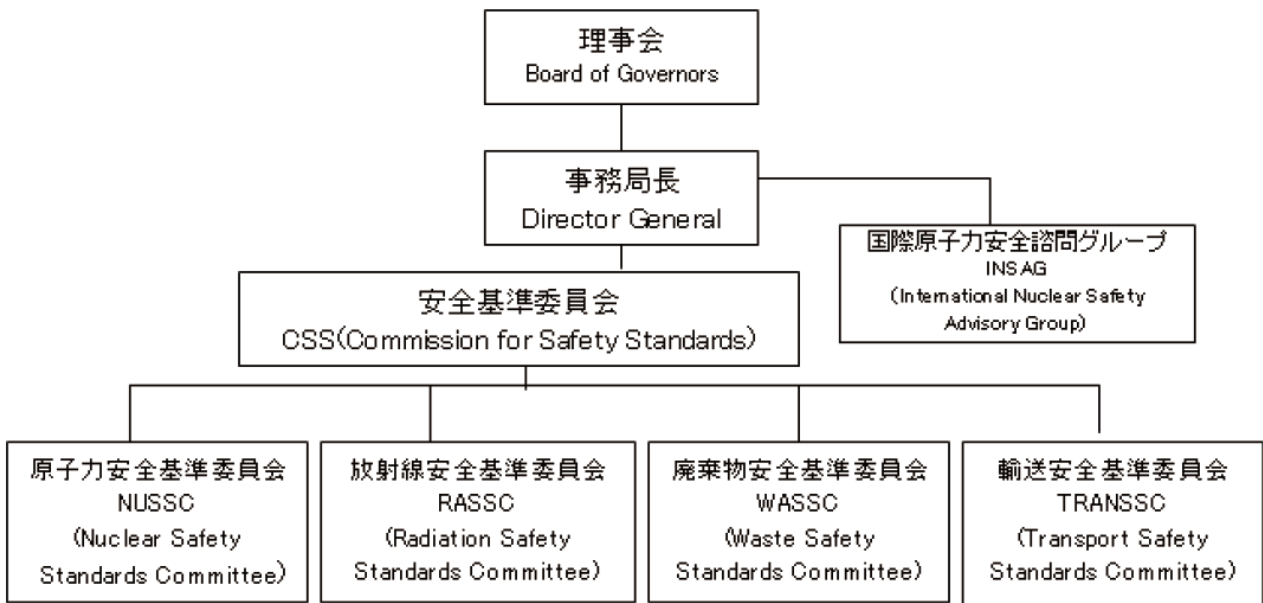


圖 4-2 除役安全標準文件組織圖

國際原子能總署因接受了除役安全要件 WS-R-5 的制定工作，目前也正進行除役安全導則 WS-G-2.1、WS-G-2.2 及 WS-G-2.4 的修訂。

WS-R-5 的主要內容如表 3-3 所示。

表 3-3 WS-R-5 之內容

項目	主な内容
1.はじめに	背景、目的、適用範囲、構成
2.人間の健康と環境の防護	BSS の参照、被ばく、安全文化、環境
3.廃止措置に係る責任	政府、規制機関、事業者の責任
4.廃止措置戦略	即時解体撤去が優先
5.廃止措置計画書	廃止措置計画の策定の考え方を示す。供用期間中からの計画を推奨
6.資金確保	制度としての資金確保の重要性を強調
7.廃止措置の管理	組織、体制、教育、手順書、品質保証、記録、プロジェクト管理など
8.廃止措置の実施	廃止措置実施時の安全性の確保など
9.廃止措置の完了	廃止措置の最終確認での重要事項

## 3.4.2 除役規劃方法

### 3.4.2.1 除役方式及策略

有關核子反應器除役之分類方式，國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)在 1975 年的「核子反應器除役技術報告」中，提案將除役分為三個階段，分別是：階段一，核子反應器設施之(監控貯存)、階段二，(有限制的開放廠址)、階段三，(無限制的開放廠址)。而最新的 IAEA 安全要件 (WS-R-5：放射性物質設施之除役)，則是分類：(1) 立即拆除 (核子反應器停機後，短期間內，即進行核子反應器的解體)、(2) 延遲拆除 (核子反應器停機後，

在適當的管理下，先保持在安全狀況一段時間，再進行核子反應器的解體)、(3) 固封除役 (核子反應器停機後，原則上先將燃料、控制棒及冷卻材料移出廠區，並在高輻射劑量設備附近設置屏蔽設施，原則上先不拆除附帶機器，直接關閉核能設施，亦稱為“屏蔽隔離”)。而第(2)及第(3)項，通常也被稱為“安全貯存”。

國際間是根據設施特徵、廢棄物處置場的整備狀況、經費、政府政策及管制等狀況，來決定除役的方式。例如，英國原本是想採用長期安全貯存期來應用於大部分的氣冷式石墨緩和劑反應器的除役措施上，但目前因為有設立英國核能除役署，其肩負著除役相關之責任，故還在對合理可行的除役方式進行探討。法國則認為長時間處於階段二狀態的話，將可能失去核能電廠的情報，產生極大的風險，故 2000 年的年底時，法國決定要提前解體。因此近年來，各國亦考量到技術傳承及人力資源的持續僱用等優點下，讓立即拆除方式漸漸蔚為主流。

德國方面，是為了不拖延僱用及確保人力資源等課題，原則上主張立即拆除方式，但還是有 2 座，如高溫氣冷式的反應器是選用階段二的除役方式。

而就美國目前的作法是，交由經營者自行從立即拆除(DECON)、安全貯存(SAFSTOR)及就地屏蔽隔離(ENTOMB、含廠內處置)當中，選擇一個合理可行的方式，只要不違背 60 年內完成除役的原則即可。不過，即使是處於安全貯存中的設施，也是可以變更計畫，再重新開始解體的。

截至 2009 年 10 月為止，全球有 122 座核能發電設施停止運轉(含小型發電用反應器)。其中，已完全解體的有：美國的 Shippingport、Troja、Yankee Rowe 核能電廠；日本的 JPDR；德國的 Niederaichbach 核能電廠等超過 10 座以上。現今有越來越多的除役計畫旨在完全解體，截至目前也已有累積相當之廠址開放經驗。

### 3.4.2.2 放射性物質總量評估

擬定除役計畫時，有必要對核能設施進行特性鑑定，尤其對放射性物質總

量的調查是非常重要的。由於該調查結果可反映出：作業人員的輻射曝露及對於民眾的影響評估、除役方式的選擇、具體的解體施工方法及時期的選擇、廢棄物管理等。

核能設施會因設施種類、核子反應器的型式、運轉歷史等的不同，而在放射性物質總量上看到明顯差異。該差異也會對除役計畫帶來重大影響。

特別是核能電廠在經過長期間運轉，停機後的核子反應器本體仍會存在著大量誘導輻射及二次污染輻射，讓拆除工作變得困難。若是核燃料循環設施還可忽略不計誘導輻射，但拆除過程中，阿伐核種的二次污染將會成為棘手問題，也因此可說由設施及核種造成的影響是最重大的。依日本法令之規定，應在除役計畫認可申請書的附件內，檢附「核燃料物質的污染分佈及其評估方法相關之說明書」。

如同上述，於解體時應考慮到的放射性物質總量，可區分為兩大類：(一) 因中子照射所導致的反應器內部建物結構活化及周邊設備內含的放射性活化物質的總量、(二) 由管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂生成物所導致的表面污染總量。

以下將舉例，對放射性物質總量的評估方法進行概述。

#### (1) 放射性活化物質的總量

核子反應器在運轉時，會因爐心的中子照射而導致反應器本體、周圍的結構材料及屏蔽設備的活化。該評估方法包括實際取樣法、測量法及分析法。

實際取樣法，是在反應器停機後，對結構材料進行取樣，再送到實驗室作輻射劑量的檢測。必要時，可進行放射化學分析，藉以詳細掌握放射性核種的種類及劑量。

測量法，是在反應器運轉時，利用中子量測儀器及活化箔等方式，進行中子束及能量分佈的測定。

不過一般而言，因直接測量及取樣會耗費過多人力，且難以充分掌

握輻射的分佈，故通常是配合分析法一起使用，將前者得出數據驗證之。

因此，從核子反應器到生物屏蔽為止的所有構造，有必要因應等級，予以標準模式化，並輸入各區域的組成物質，及運轉時由爐心計算結果得出的中子數據。根據此模式，例如，利用 1 次元傳輸計算碼 ANISN 程式計算中子的分佈、ORIGEN 程式進行核計算等，即可獲得整體的放射性物質量。

建物結構的物質密度很重要，應利用實際取樣法或從同樣材料進行推算，確保準確性。尤其需特別注意鋼筋內的微量元素 Co、Nb，以及混凝土中的微量元素 Eu、Co、Cs 等，因有可能受到活化關係，而對放射性物質量產生重大影響。同時，混凝土當中的水份含量，因有助於中子減速，故也有一定的重要性。

此外，由於核子反應器的構造或 Streaming 效果(串流效應)，可能導致中子束的分佈發生變化，故計算模式時，應加以注意。

要完成一整個大型核子反應器的精準評估，是件非常困難的事。因此，如同前述，先比較取樣及直接測量之結果，再來作最後的決定才較為務實。

另外，如有必要，解體過程中亦可進行放射性物質量的測定等，除了反饋以作為除役計畫的參考資料外，亦有需要反映廢棄物處置上之數據。

## (2) 表面污染總量

關於附著在管線或設備上的放射性核種，若是核子反應器的話，是經由結構材料的腐蝕生成物的活化或隨著核分裂生成物的液態化被搬運而出的。核燃料循環設施的話，則是直接受到處理物質的輻射影響。

核子反應器，其放射性核種的種類、附著量及分佈等，是依據核能電廠的型式、大小、構造材質、運轉歷史及燃料狀態等，而有不同。與放射性活化物質量相比，測量方式較為容易執行，故以測量為主，再配

合分析法來進行整體系統分佈之評估。

通常，是經由污染泥土等的樣本或直接測量，來整理核種的組成、確定與輻射劑量率之間的關係，並在電廠各處，從輻射劑量率去反推放射性物質的總量。在規劃核子反應器冷卻系統的拆除計畫時，有這些準備就足夠了。

此外，可根據核種的組成，去鑑定附著在管線或設備內部等的元素組成。關於運轉時的附帶機器及裝置，雖已有建立相關之物理性及化學性行為模式的評估方法，但還是有必要再加以驗證之。

核燃料循環設施，也大致相同。不過由於其阿伐核種數量多，且再處理設施又存在著各式各樣的污染物質，與輻射劑量率之間的關係也較為複雜之故，須十分注意。

此外，在運轉或保養維修過程中，也有可能因系統洩漏而造成混凝土等的污染。因此，像過去曾發生之事故狀況等歷史紀錄也變得重要。不過，此種污染有必要在解體或確認運轉結束時，就經由測量去加以鑑定。

### (3) 以輕水式反應器的放射性物質總量為例

舉例一座擁有 40 年運轉經歷的大型(100 萬 kWe 級)發電用反應器，在其核子反應器停機後，推測輻射強度約為  $10^{17}$  貝克 (Bq)；放射性物質總量也將集中於反應爐壓力槽，推測壓力容器及生物屏蔽等約佔有超過 99.9% 以上的放射性物質；而附著於其它設備或管線上的腐蝕生成物則為 0.1% 左右。

另外，關於核種組成，會隨著停機後的時間而發生變化。在反應器停機後 10 年，核種是 Fe-55，接著由核種 Co-60 主導，而後是核種 Ni-63。從輻射劑量率來看，雖然是由半衰期約 5 年的核種 Co-60 佔主導地位，但反應器停機 40 年過後，將剩 1/100。

表 3-4 放射性固體廢棄物等的推估發生量

(資料來源：核能電廠首頁)

[單位：噸]

輻射等級區分		運轉中的廢棄物*1	解體廢棄物	合計
低等級 放射性 廢棄物	輻射等級較高者 (L1)	30	1,530	約 1,600
	輻射等級較低者 (L2)	4,210	8,870	約 13,100
	輻射等級極低者 (L3)	—	13,080	約 13,100
	小計	約 4,300	約 23,500	約 27,800
無需視為放射性物質之物		—	40,160	約 40,200
合計		約 4,300	約 63,700	約 67,900

- 廢棄物量顯示為解體後除汙處理後的物量。
- 包含已發生的隨附廢棄物 (伴隨工程發生的廢材)。
- 除役期間中所發生「非放射性廢棄物之廢棄物」的量約 128,700 噸。
- 小計值與合計值為無條件進位至百噸 (因進位處理，而有小計值與合計值不同的情況)。
- \*1：顯示運轉中發生的保管量，目前顯示於發電廠保管的放射性廢棄物量。
- 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。

低等級放射性廢棄物			
核種	濃度上限值(Bq/ton)		
	輻射等級較高者(L1)	輻射等級較低者(L2)	輻射等級極低者(L3)
Co-60	-	10 <sup>15</sup>	10 <sup>10</sup>
Cs-137	-	10 <sup>14</sup>	10 <sup>8</sup>
Sr-90	-	10 <sup>13</sup>	10 <sup>7</sup>
Ni-63	-	10 <sup>13</sup>	-
C-14	10 <sup>16</sup>	10 <sup>11</sup>	-
Tc-99	10 <sup>14</sup>	10 <sup>9</sup>	-
Cl-36	10 <sup>13</sup>	-	-
I-129	10 <sup>12</sup>	-	-
α核種	10 <sup>11</sup>	10 <sup>10</sup>	-

### 3.4.2.3 安全評估

為了表明能安全地執行除役措施，除役計畫須對下列事項進行評估：除役核能設施附近的民眾曝露評估、核能電廠從業人員的曝露評估、當發生異常狀況時的事故評估等。

#### 3.4.2.3.1 除役核能設施附近的民眾曝露評估

在除役計畫認可申請書之附件「除役伴隨的輻射曝露管理相關說明書」中，應說明於除役一般正常拆除時，隨著放射性物質被排放至環境，對於該設施附近的民眾劑量評估。

具體而言，主要是進行以下兩項評估：(一) 隨著解體施工而被排放至環境的氣體廢棄物及液體廢棄物，由於其放射性核種所造成之附近的民眾曝露劑量、(二) 除役時所保管的燃料體、核燃料物質或放射性廢棄物，由其散發的直接輻射線或經由 Skyshine 輻射線(宇宙射線)所造成之附近的民眾曝露劑量。

在正常情況時的環境影響評估，應考量到的放射性物質來源有：氣體廢棄物方面，切割或拆除污染物等解體作業時所伴隨的粉塵、或由於二次廢棄物的焚化／壓縮處理所產生的粉塵；液體廢棄物方面，系統保有水的排水廢液、解體前後的系統除汙廢液、水中切割金屬的廢液、濕式切割混凝土的廢液，及清潔工作人員衣物等的洗滌廢液。

關於氣體廢棄物的廢棄物轉移模式，在解體建築物的放射性物質量方面，應考量：切割／拆除作業的粉塵／空氣中的浮油粉塵移動比例／過濾器排氣系統的過濾效果，及空氣浮游物的產生／移轉行為。

關於液體廢棄物的廢棄物轉移模式，在解體建築物的放射性物質量方面，應考量：假設切割／解體伴隨的水中浮游物(水中溶解物)的產生比例，及該設施的液體廢棄物處理設備的性能。



在環境影響評估方面，何種轉移途徑之影響較大，將依據被釋出的廢棄物的核種組成而定。因此，像活化金屬、活化混凝土及污染建物結構等，將對每一項解體施工時的環境影響，進行轉移環境途徑的貢獻比例之評估。在「發電用輕水式核子反應器設施的安全審查相關之一般民眾曝露劑量評估」中，考慮最主要的曝露型態及其途徑的貢獻比例，再選定整體拆除工程中所佔曝露貢獻比例最大的轉移途徑，當作典型的轉移環境途徑(曝露評估途徑)，並將與之對應的解體對象建築物，選定作為評估對象。

不過，假如是因核分裂生成物核種而造成污染過多的電廠，或是有大量使用特殊材料的電廠，其排出的放射性物質的核種組成，有可能會非常的不同，須特別注意。

並以被選作為典型的轉移環境途徑(曝露評估途徑)為準，對各曝露評估途徑的每一項評估解體對象建築物，進行解體施工時的環境影響評估。

除役時所保管的燃料體、核燃料物質或放射性廢棄物等散發出的直接輻射線，或經由 Skyshine 輻射線(宇宙射線)所造成之附近的民眾曝露劑量，應考量核燃料物質的處理設施及貯存設施，及與此相關之廢棄設施或固體廢棄物貯存設施的設計條件及與廠址邊界之距離，並以此為設定條件，經由驗證過後的計算碼評估之。

### 3.4.2.3.2 放射性工作從業人員的曝露評估

除役過程中，對放射性工作從業人員的曝露評估，須依各工程假設的人員數量，透過評估施工地點的代表劑量當量率，算出總曝露劑量(體外曝露)；另一方面，關於體內曝露，因認為可經由實際的輻射管理加以控制，故不以評估為主，而是著重於對策方面之檢討。

### 3.4.2.3.3 事故評估

在除役計畫認可申請書中，檢附「當除役過程中發生人為疏失、機器或裝

置發生故障、地震、火災時，針對可能引發的事故種類、程度及影響相關說明書」作為附件，並加以說明。

具體而言，即使是除役過程中的假想事故，但為了確保不會發生任何意外狀況，須確實預防輻射可能引起的損害，進行事故時除役對象設施附近的民眾曝露劑量評估。

關於事故評估，當除役施工過程中發生操作上的疏失、機器或裝置發生故障、地震、火災或由其它災害可能引發的核子反應器事故時，考量事故種類、程度及影響等，去假設發生事故的起因現象。

據過去的檢討所得之經驗，將事故起因現象整理如下，並選定影響最大的事故，進行評估。

- 火災
- 爆炸
- 掉落
- 衝撞
- 運轉中機器停止功能
- 誤操作閥門開關
- 不正常切斷電源
- 外部電源喪失
- 海嘯或洪水
- 地震

關於核燃料設施，因應必要情況，考量因化學物質所引發的災害或臨界等問題。同時，在現行的制度方面，即使用過核燃料還殘留在廠址，但為了執行除役措施，也需要考慮於核子反應器設置許可申請書所記載的燃料處理事故。

關於這些事故，以事故對象設施的放射性物質總量為準，因應必要情況，廠房或排氣系統的過濾器，預防放射性物質釋出的設備功能效果，大略評估被釋放出的放射性物質的量，也要考慮到發生頻率，再選定典型的情節。

轉移環境途徑包括：隨放射性氣體釋放的短期曝露途徑，及放射性氣體釋放後的長期曝露途徑。事故時，關於長期曝露途徑(由地表沉積物的體外曝露或因食物鏈的體內曝露)，認為透過對附近進出之管制、土地表面之除汙及限制農業和畜牧業產品等的出貨，能適切地加以管制。因此，事故時的曝露途徑評估，假設短時間會受到影響，評估無法控制的輻射雲的體外曝露，及因輻射雲而經由呼吸攝取所導致的體內曝露。此外，依必要情況，去篩選對曝露影響較大之典型評估對象的核種。

而作為評估時的天氣條件，通常是使用與核能電廠正常服役期間一樣的條件。

# 第四章 國際間核能電廠除役個案

## 4.1 美國

美國：Big Rock Point (BWR,71MWe)

消費者能源公司(Consumers Energy Company)旗下的 Big Rock Point(BRP)核能發電廠設置在密西根州夏利華縣(Charlevoix)。BRP 在 1962 年初臨界，1963 年開始進行商業運轉。是第 5 座以 BWR 型開始運轉、世界首次採用再循環幫浦的強制冷卻方式並實現高輸出密度爐心，留下長期穩定運轉實績的反應器。該反應器運轉至 1997 年截止，並在該年 8 月 29 日被永久停止。使命達成，電力輸出 71MWe (PRIS 登錄值) 和輸出縮小，且運轉經費過高是其關閉的理由。

除役計畫在 1995 年 2 月 27 日提出，燃料在運轉停止後的 1997 年 9 月 20 日搬出貯存池。消費者能源公司在 1997 年 9 月 19 日提出停止後除役活動報告書 (PSDAR)，之後於 1998 年 3 月 26 日提出 PSDAR 的修正版，並預定於 2005 年 8 月完成除役活動。另外，燃料貯存是仰賴美國能源部的收容，但收容預定至 2012 年截止。從燃料池將燃料搬至用過核燃料獨立貯存設施 (ISFSI) 的作業，在 2003 年 3 月 27 日完成。

至於反應器容器的拆除方面，已經在 2003 年 10 月 7 日搬出反應器容器，並在 2003 年 10 月 31 日移到了班威爾(Barnwell)。2006 年 4 月，所有的設施解體拆除作業完成，廠址依照恢復「自然狀態」計畫，於 2006 年 8 月 28 日在當地舉辦紀念植樹活動，消費者能源公司發表了廠址更地化。2007 年 1 月 8 日，消費者能源公司要求將相當於 BRP 腹地的大半約 435 英畝(176 萬 m<sup>2</sup>)的土地，部分開放為無條件的公共利用，核能管制委員會已經批准了申請。

核電廠概要如下：

- 輸出：電力輸出 71MWe
- 爐型：BWR

- 永久停止：1997 年 8 月（1963 年開始商業運轉）
- 開放標準：250 $\mu$ Sv/y（含飲用水的曝露）+ALARA（無條件開放）
- 開放型態：部分開放。在廠址內設置用過核燃料獨立貯存設施（ISFSI）並運轉。現在該 ISFSI 的運轉認可已轉移至 Entergy Nuclear 公司。
- 有無殘存的建築：ISFSI

美國：Yankee Rowe（PWR,180MWe）

Yankee（洋基）核能發電公司旗下的核能發電廠設置在麻薩諸塞州的 Rowe（羅威），因而被稱為 Yankee Rowe（洋基羅威）核能發電廠。核能廠的反應器為 PWR，1960 年初臨界，1961 年開始進行商用運轉。最高設計熱輸出為 485MWt，之後於 1963 年增加輸出為 600MWt。1992 年 2 月，停止 31 年間的商業運轉，並開始除役活動。

2006 年 9 月，設施的解體拆除完成，解體廢棄物的發送也於 9 月完成。剩餘的主要作業是建造用過核燃料獨立貯存設施，以作為貯存長期用過核子燃料以及運轉管理之用。最終狀態輻射偵檢（Final Status Survey, FSS）活動於 2006 年 9 月完成，並在 2006 年 12 月提出 FSS 報告書（Final Status Survey Report, FSSR）。NRC 許可終結計畫在 2007 年夏天實施，並於 2008 年在 NRC 的網站上揭示管理解除。另外，約 1 英畝（約 4,050m<sup>2</sup>）的 ISFSI 腹地，則保留在 NRC 許可之下。

核能廠概要如下。

- 輸出：180 MWe（PRIS 登錄值）（600 MWt）
- 爐型：PWR
- 永久停止：1992 年 2 月（1961 年開始商業運轉）
- 開放標準：總有效等效劑量（Total Effective Dose Equivalent, TEDE）對關鍵群體不超過 25mrem/年（250 $\mu$ Sv/年），以及 ALARA。
- 開放型態：殘留 ISFSI，全面開放（ISFSI 在 NRC 許可下）。
- 有無殘存的建築：ISFSI



圖 4-3 Yankee Rowe 發電廠廠址開放後的狀況

美國：Maine Yankee (PWR,860MWe)

Maine Yankee核能電廠乃為新英格蘭10個電力公用事業組成的聯盟所擁有的，坐落在Maine Wiscasset，核能電廠的反應器為PWR，1972年初臨界，同年開始進行商用運轉，最高設計熱輸出為運轉執照修訂之後的2700MWt。在90年代中期，Maine Yankee遇到的各種操作和法規監管上的難題。1995年，電廠為了修復蒸汽產生器管幾乎整年關閉。因各種問題於1996年12月6日最後一次關閉，這些問題包括：不適當的電纜分離、更換洩漏的燃料棒以及需要檢查電廠的蒸汽產生器。這次停機持續到1997年8月。1997年5月，董事會宣布，因經濟因素的考量及核能電廠運作的不確定性，Maine Yankee考慮永久關廠，停止25年間的商業運轉，並開始除役活動。

1997年8月27日Maine Yankee特有的PSDAR提交到NRC，認為終止執照和場址整治，應在停止運轉7年內完成。1997年8月Maine Yankee終止運轉，PSDAR表明Maine Yankee除役將於2004年8月完成。於1997年10月中旬開始場址特性調查的工作，工作在1998年4月完成，並在1998年4月29日發表報告。"Cold and Dark"是一個用語，用來描述一個設施其含流體的系統幾乎都排乾了且電力組件已被移除，Maine Yankee決定使用"Cold and Dark"方法因下列三個主要因素：1. 可提供最大核安全（一旦用過核燃料是適當地孤立），排水/斷電系統，可能與用過核燃料池交互作用；2. 可提供最大的工業安全，並且確認人員開始除污或拆除活動前，移除所有的電源；3. Cold and Dark的方法是除役作業包商投標者進行評估和投標的最簡單的一個，結果可能會從潛在的除役作業包商得較低報價。2000年7月1日Maine Yankee開始除役活動的管理，主要側重於乾式貯存系統實施和反應器容器內部切割，獲取專案管理的經驗。2001年1月，董事會指示Maine Yankee繼續管理直到完成整個計畫。

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。

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，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。

## 4.2 德國

德國：Niederaichbach（重水式核反應器，電力輸出 106MWe）

Niederaichbach 核電廠在 1973 年開始運轉，已於 1995 年完成除役工作，且電廠已被核監管機構解除管制。該核電廠乃是當時世界上第一座完成除役之大容量核電廠。目前該廠址已完成除污綠化工作並達到“綠地 (greenfield)”狀態，因此，沒有對其未來之使用設定任何限制。

德國：AVR 實驗用核能電廠為石床式高溫氣冷式反應爐 (pebble-bed high-temperature gas cooled reactor, HTGR 電力輸出 15MWe)

運轉期間為 1967-1988 年，1994 年開始除役，預計 2015 年完成除役。反應爐已經過一段安全貯存期，規劃將 RPV 連同內部組件灌漿，然後整體放入金屬護箱移至廠內新建的暫貯設施存放。近期已完成金屬護箱建造、包封內部分設備拆除，包封圓頂部分拆除和 RPV 內以低密度多孔性混凝土灌漿等；準備存放 RPV 的暫貯設施亦正在興建。後續將建造吊升搬運系統，將 RPV 整體由反應器廠房運至暫貯設施存放，然後拆除廠房內剩餘設備，廠房將清潔除污至可解除管制的程度。

安全貯存時間規劃為 60 年，最後亦將拆除分解。至 2011 年 5 月，已經完成 RPV 包封、臨時圍阻隔離設施拆除、RPV 周圍大型組建拆除、RPV 長期暫貯廠房整建等主要準備工作。

德國：Brunsbuttel KKB 核電廠

位於北德的 Brunsbuttel KKB 核電廠係在 1977 年 6 月 23 日開始運轉，屬於沸水式反應爐，發電量 806MWe，自 2007 年 7 月 21 日停止運轉，並於 2011 年 8 月 6 日依據法令永久停機，並由 BU 核能公司負責 Brunsbuttel 核能電廠在營運後之除役計畫工作。

(1)背景說明



在除役概念上 KKB 核電廠採用緩衝貯存廢棄物方式，再將廢棄物送至處理中心進行處理，並在場址內設置低階及中階放射性廢棄物，最後再送至 Schacht Konrad 最終處置場。對於除役許可採用 2 階段申請方式，第 1 階段除役許可係於停止運轉後自建營運系統，在反應器廠房及機械廠房之個別區域進行拆除作業，第 2 階段係指由核能監管至外釋的改變，即在監測及控制區域內完成所有系統的拆除作業，最後是與核能法規無關的建築結構拆除作業。

KKB 核電廠在 2012 年 11 月 1 日正式提出除役許可之申請，且相關申請已公開在網路上，申請重點包括：

- 1.採直接拆除
- 2.採 2 階段許可之說明
- 3.退出用過核子燃料、損壞燃料棒的檢查狀態
- 4.電廠準備工作情形
- 5.廢棄物中期貯存新建築物興建可行性探討
- 6.新營運系統之介紹
- 7.承諾符合核能許可相關法令要求之說明

在申請文件經主管機關批准前，會先進行意見交換協商動作，且在申請文件中，提供作為公眾聽證會的文件包括：

- 1.申請函
- 2.安全分析報告
- 3.環境影響評估之基本文件
- 4.主體描述
- 5.放射性廢棄物說明
- 6.除役監測規劃說明
- 7.提交之文件列冊

除此之外，在申請文件中尚包括：

- 1.執行計畫、設施圖面與描述、以及規劃之除役計畫和步驟程序

- 2.許可可能附加條件或修訂之細節說明
- 3.環境影響評估文件
- 4.財務安全規劃
- 5.相關安全監測列冊說明
- 6.技術品質及專利依賴度
- 7.法規要求相關文件
- 8.操作手冊及測試手冊之適合性
- 9.保健物理報告

KKB 核電廠在停止運轉後之過渡期的最適安排計畫裡，包括拆除作業一般性的準備工作、營運中廢棄物的移除作業、不再使用輔助系統的停機作業、週期性檢查作業頻率的降低、變更要求的刪除、防火負荷的降低作業、降低輪班的功能與值班人員、系統除污工作準備、以及訓練資格能力。

在 BU 核能公司除役規劃裡，將整體除役管理程序畫分成六項連續階段，第 1 階段為計畫分析階段、第 2 階段為計畫規劃階段、第 3 階段為計畫建立階段、第 4 階段為計畫了解階段、第 5 階段為計畫遞交階段、第 6 階段為計畫結束階段。在每個階段裡，每一項決定都可能關係到計畫的執行，且關係到計畫範圍內的可能風險，進一步使風險持續減少。

## (2)現況說明

在 KKB 核電廠提出之第 1 階段除役許可的規畫裡，其關鍵里程碑如下說明：

2012 年 11 月 1 日提交第 1 階段除役許可申請

2013 年 6 月與管制機關就除役安全分析報告內容意見交換

2013 年 9 月意見交換結果提交管制機關

2014 年 12 月舉辦公眾聽證會

2017 年年中取得第 1 階段除役許可核准同意

在第 1 階段除役文件申請許可中，2013 年亦開始進行環境影響評估工作。

向主管機關申請除役許可之官方文件已提交，整合計劃管理商用系統也已開發完成，並接近啟用階段，但現階段可能的障礙關鍵是拆除和廢棄物處理所面臨的挑戰。

## 4.3 日本

日本：東海發電廠

日本核能發電（株）東海發電所（石墨減速二氧化碳冷卻反應器、電力輸出 166MWe）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，結束了歷經 31 年 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%，該年 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，將反應器內全燃料完全取出，同年 6 月完成了將全燃料搬入英國再處理工廠的作業，同年 10 月 4 日，根據當時的反應器管理法，向經濟產業省提出「反應器解體申請」，並於同年 12 月 4 日展開除役工程。

2006 年 3 月 10 日，隨著反應器等條例的修正，經濟產業大臣認可除役計畫的申請，於同年 6 月 30 日認可了除役計畫。

其除役概要包括：

- (1) 解體拆除東海發電廠的反應器、附屬設備及建築；
- (2) 反應器區域於約 10 年期間的安全貯存後，進行解體拆除；
- (3) 反應器區域以外的附屬設備等，含安全貯存期間在內依序解體拆除；
- (4) 各建築除去污染後，解除管制區，進行解體拆除；

除役工程的全工期約 17 年，在這當中，將 2001 年度算起約 10 年的期間，設定為反應器區域的安全貯存期間，並將反應器區域解體拆除及建築等解體拆除設定在 2011 年度起約 7 年的期間，預定結束時期則設定在 2018 年 3 月。

東海發電廠的除役，基本工作就是分解並移除反應器及其附屬設備與建築，並將土地恢復至未建廠的狀態。除役期間，輻射等級較高的部分侷限在反

應器區域；因此，必須事先進行約 10 年的安全貯存期，讓反應器區域的輻射衰減，藉此可讓執行除役作業的拆除人員所接受到的輻射劑量，抑制到與運轉期間之運轉人員一樣的程度。在安全貯存期間的先行解體方面，第 1 期是進行附屬設備等的拆除，第 2 期則是進行熱交換器等拆除，以確保第 3 期反應器區域的解體廢棄物搬出路徑、資材放置場，以及作業量的均衡化。

除役計畫書應記載電廠區域之公眾承受劑量的安全評估，在平常隨放射性氣體廢棄物、液體廢棄物釋放的劑量中，電廠區域之一般公眾有效承受劑量值：氣體廢棄物 1 年約為 0.002 毫西弗、液體廢棄物則是 1 年約 0.006 毫西弗，遠低於一般公眾每年 1 毫西弗的劑量限度。

此外，事故對一般公眾所造成的有效劑量最多約 0.007 毫西弗，因此不會對其造成顯著性的放射線曝露風險。

#### 日本：普賢發電廠

先進高溫反應器（ATR：Advanced Thermal Reactor）「普賢」（電力輸出 165MWe）是以重水減速沸水式壓力管型的自主開發動力爐，從 1967 年開始由動力爐、核燃料開發事業團（現在的 JAEA）進行開發，於 1970 年 12 月開始建設，並正式利用鈾銻混合氧化物燃料（MOX 燃料）作為發電用熱中子反應器，於 1979 年 3 月開始正式運轉。

在 2003 年 3 月 29 日運轉結束時，「普賢」開始正式運轉以來，總發電量約 216 億 kWh、發電時間約 13 萬小時、平均設備利用率約達到 62%。這段期間，MOX 燃料使用了 772 具，並以平均 1 座熱中子反應器的 MOX 燃料使用規模，達到了世界最大規模的實績。另外，從「普賢」的用過核子燃料中回收的銻，更以燃料再次使用的方式，實現了日本首創的核燃料循環等，率先帶動了日本的銻利用技術。

另一方面，1998 年 PNC（動力爐・核燃料開發事業團）改組為新法人時，為了讓停止運轉後的除役工作能順利進行，而針對「普賢」電廠發佈特有之除役技術的開發、研究等實施方針，藉此，「普賢」電廠於 2002 年 3 月 20 日彙整

「先進高溫反應器普賢發電廠運轉結束後的事業發展方法」，並根據其方法開始進行除役的準備及技術開發，其後，於 2003 年 3 月 29 日運轉終止，並於 9 月 30 日結束了先進高溫反應器開發業務。

「普賢」在 2006 年 11 月 7 日提出除役計畫的認可申請，並於 2008 年 2 月 12 日獲得認可，就「普賢」的情況來說，因這段期間用過核子燃料還殘留在貯存池，故在進行正式解體的技術開發、研究的同時，還實施了利用實績的解體試驗等作業，這些相關作業均記載於除役計畫中。

此外，用過核子燃料及重水的運輸結束後，除了維護管理所需的設備外，則預定先拆除反應器區域已停止運轉的設備，而後再進行反應器本體的解體、拆除以及建築的解體拆除。

根據核能電廠的網站，「普賢」的除役計畫概要如下。

#### (一) 除役對象設施

除役對象設施的範圍是具備核子反應器設置許可或設置變更許可的核子反應器及其附屬設施等，包括核子反應器本體、核燃料物質處理設施及貯存設施等，但未受污染的所有地下建築及構造物與基礎除外。

#### (二) 除役對象設施的解體方法

根據用過核子燃料的貯存、除役工程相關經驗與實績的累積、為降低曝露，考量輻射衰減的解體時間等，將除役期間分成 4 個階段，並依序實施：

##### (1) 用過核子燃料搬出期間

在運出用過燃料及重水的同時，亦應維持用過燃料的相關貯存安全確保措施，在不影響其機能的範圍內，將已使用完且輻射等級較低或無污染的設施、設備等進行解體拆除。

##### (2) 反應器區域設備解體拆除期間

拆除反應器用的遠端遙控裝置設置範圍內，若有會對該設備運作造成障礙的機器、設備等，應在此階段予以拆除。

##### (3) 反應器本體解體拆除期間

考量需減少放射性工作從業人員的總曝露劑量，應等於或小於在定期檢查時的運轉中核子反應器的曝露劑量。並且活用上述（1）、（2）期間所累積下來的除役工程相關數據資料、經驗與實際成果，進行較高放射性核子反應器區域的解體拆除工作。另外，等拆除完所有汙染機器設備，以及完成各廠房和建物結構的除汙作業後，將會依次解除所有的管制區域。

#### （4）建築解體期間

進行除役對象設施的解體，包含管制區域內的建築及未受汙染的建築在內。

# 第五章 除役廢棄物審查技術之結論與建

## 議

國內核能電廠很快將面臨除役作業，因此進行除役廢棄物回收再使用之相關技術標準與法規研究是一重要課題。本研究之結論與建議主要包括：

- (一) 核種清潔標準的訂定主要關鍵有二個：劑量限值與核種曝露途徑的劑量轉換係數。目前世界各國多以關鍵群體中，個人有效等效劑量不超過 10  $\mu\text{Sv}/\text{y}$  為清潔標準評估的劑量建議值，不過也有建議採用自然背景輻射可接受的變動率（約為 1%）為劑量限值。若以我國背景輻射劑量年平均 2  $\text{mSv}$  而言，對應到清潔標準劑量限值可以考慮 20  $\mu\text{Sv}/\text{y}$ 。因此，對於除役放射性廢棄物的回收再使用作業，選擇與其他各國相同以 10  $\mu\text{Sv}/\text{y}$  作為無條件清潔標準，另以 30  $\mu\text{Sv}/\text{y}$  作為有條件清潔標準，應該是適當的選擇。
- (二) 低放射性廢棄物係指高放射性廢棄物以外的放射性廢棄物，依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 3 條規定，依其放射性核種濃度分類為：A 類、B 類、C 類、超 C 類。
- (三) 放射性廢棄物掩埋的執照要求中 10 CFR 61.55 的現行放射性廢棄物分類準則最為重要，合法強制監管期間須建立運轉限制濃度值，以達成 ALARA 目標。