

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

核能電廠除役計畫審查技術之研究

計畫編號：101FCMA007

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：白寶實

報告作者：白寶實、許文勝、李宜娟、楊雋之

報告日期：中華民國 101 年 12 月

(本頁空白)

# 目 錄

第一章	前言 .....	1
第二章	計畫目標.....	2
第三章	國際間核能電廠除役作業概況.....	3
3.1	東海發電廠 (Tokai Power Station) .....	3
3.1.1	簡介.....	3
3.1.2	除役基本導則 .....	4
3.1.3	放射性廢棄物 .....	4
3.1.4	安全評估 .....	6
3.2	普賢發電廠 (Fugen Nuclear Power Station) .....	6
3.2.1	簡介.....	6
3.2.2	除役計畫申請內容概述.....	7
3.2.3	放射性固體廢棄物的處理及處置方法.....	8
3.2.4	除役工程.....	9
3.3	中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機 (Hamaoka Nuclear Power Station) .....	9
3.3.1	簡介.....	9
3.3.2	除役計畫申請內容概述.....	9
3.4	美國除役概況.....	12
3.4.1	概況.....	12
3.4.2	發電用及非發電用反應器的除役措施.....	16
3.4.3	複合式廠址的除役 (NRC).....	16
3.4.4	其它非發電用設施的除役 .....	17
3.4.5	DOE 廠址的除役及除汙計畫 .....	17
3.5	英國除役概況.....	18
3.5.1	概況.....	18
3.6	法國除役概況.....	21
3.6.1	概況.....	21
3.6.2	核能設施的解體拆除.....	21
3.7	德國除役概況.....	23
3.7.1	概況.....	23
3.7.2	發電用反應器的除役狀況.....	24
3.8	義大利除役概況.....	26
3.8.1	概況.....	26

## 第四章 國際間進行核能電廠除役作業審查之相關規範與技術手冊 29

4.1 除役安全與管制.....	29
4.1.1 除役相關法規定位.....	29
4.1.2 除役管制制度之沿革.....	30
4.1.3 除役安全管理之現況.....	32
4.1.4 除役安全基本原則.....	34
4.1.5 除役相關學會標準.....	36
4.2 國外除役管制之現況.....	37
4.2.1 美國.....	38
4.2.2 英國.....	43
4.2.3 法國.....	46
4.2.4 德國.....	51
4.2.5 義大利.....	58
4.3 除役相關國際安全標準.....	60
4.3.1 IAEA.....	60
4.3.2 除役規劃方法.....	63
4.4 除役的準備.....	75
4.4.1 用過核子燃料的管理與轉讓.....	75
4.4.2 核子燃料的轉讓.....	76
4.4.3 系統除汙.....	76
4.4.4 安全貯存.....	77
4.4.5 解體技術（切割技術及遙控技術）.....	77
4.4.6 除役產生之廢棄物.....	82
4.4.7 除役時的安全管理及事故預防.....	87
4.4.8 除役時的設施維護.....	88
4.4.9 保安規定及保安檢查.....	89
4.4.10 除役實施之組織架構.....	89
4.5 除役作業完成.....	90
4.5.1 確認除役作業之完成.....	90
4.5.2 廢棄物處置.....	90
4.5.3 管制區之解除管制及廠址開放使用.....	91
4.6 除役之國際合作.....	114
4.6.1 IAEA.....	114
4.6.2 OECD/NEA.....	118
第五章 國內除役計畫審查團隊之規劃.....	121
第六章 除役計畫審查技術之結論與建議.....	124

附錄一 核燃料物質或核燃料物質污染物的廢棄物管理事業相關規則

附錄二 核燃料物質或核燃料物質污染物的第一類廢棄物掩埋事業相關規則

附錄三 核燃料物質或核燃料物質污染物的第二類廢棄物掩埋事業相關規則

附錄四 特定廢棄物掩埋設施或特定廢棄物管理設施的設計及工程方法的技術基準相關規則

# 圖目錄

圖 3-1 除役對象設施的推估汙染分布標示.....	5
圖 3-2 美國除役電廠所在的位置.....	15
圖 3-3 英國實施除役的核能電廠所在位置.....	20
圖 3-4 目前法國解體中的核能電廠所在位置.....	23
圖 3-5 德國國內運轉中及停止運轉核能電廠的地理位置(截至 2007 年 5 月).....	25
圖 3-6 義大利國內運轉中及停止運轉核能電廠的地理位置(截至 2007 年 5 月).....	27
圖 4-1 現行核子反應器設施除役的管制程序.....	32
圖 4-2 正常民眾曝露之基本觀念.....	35
圖 4-3 分別表示 5 個主要國家的除役管制制度的演進與流程之比較.....	37
圖 4-4 分別表示 5 個主要國家的除役管制制度的演進與流程之比較.....	38
圖 4-5 整體程序之組織圖.....	59
圖 4-6 組織圖.....	62
圖 4-7 日本核子反應器設施除役之分類方式與 IAEA 及美國之比較.....	66
圖 4-8 表示水中浮游物(溶解物)的產生/移轉行為.....	71
圖 4-9 假設放射性物質轉移環境的可能途徑.....	72
圖 4-10 除役完成用的設施及用地開放的確認流程.....	92
圖 4-11 Yankee Rowe 發電廠廠址開放後的狀況.....	97
圖 4-12 從 Rheinsberg 核能發電廠運送 RPV 至 ZLN.....	100
圖 4-13 利用起重船將蒸汽產生器吊裝至運輸船 MS Sigyn 的作業.....	103
圖 4-14 Kahl 實驗用核能發電廠原子爐建築的依序解體景況.....	104
圖 4-15 Gundremmingen 發電廠的外觀照片.....	106

圖 4- 16 藉由搬運建築擴充 AVR 原子爐建築 .....	107
圖 4- 17 除役前的 Vandellos 1 爐 .....	109
圖 4- 18 Vandellos 1 爐現在的廠址全景 .....	112

## 表 目 錄

表 3-1 放射性固體廢棄物等的推估發生量.....	5
表 3-2 除役期間的區分.....	10
表 3-3 美國完成除役的發電用反應器.....	13
表 3-4 美國除役中發電用反應器.....	14
表 3-5 美國目前作為除役對象的核能設施數量.....	16
表 3-6 英國自 2009 年 6 月到現在實施除役的核能電廠.....	19
表 3-7 目前法國解體中的核能設施一覽表.....	22
表 3-8 目前義大利解體中的核能設施一覽表.....	27
表 4-1 WS-R-5 之內容.....	63
表 4-2 日本核子反應器設施除役之分類方式與 IAEA 及美國之比較.....	65
表 4-3 反應器解體所需技術.....	78
表 4-4 解體廢棄物量的評估結果.....	84
表 4-5 分類別放射性廢棄物量.....	85
表 4-6 Vandellos 1 爐的各規格.....	110
表 4-7 Vandellos 1 爐除役實績及計畫.....	111
表 4-8 DDP 承認前的主要經過.....	112
表 4-9 認可所必須的提出文件.....	113



## 第一章 前言

有鑑於 311 日本福島發生大規模海嘯進而引發嚴重的核子事故，除了重創當地環境生態及居民生活，更加推升國內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。故政府在 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，宣示既有核電廠不延役，核四必須確保安全才進行商轉。

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，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、核燃料物質或因核燃料物質產生污染物的廢棄處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能系統及性能的設備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。

## 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計畫審查機制及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。可依照除役計畫之規劃順利執行，並於預定期程內完成除役工作。本研究計畫將協助物管局進行除役計畫審查前，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作業概況

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，其相關法規的制定常成為我國的參考指標之一，本研究根據日本獨立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）於平成 21 年 11 月（2009 年）所發行的核能電廠除役相關調查報告【附冊】除役手冊的內容中，針對有關 3 個日本電廠除役案例作以下重點摘錄，透過其在除役計畫申請書的內容說明，可以獲知日本核能管制單位對除役的相關審查項目與要求；此外，該手冊亦提及其他歐美國家之除役概況，其相關實務經驗均有助於我國未來進行除役審查之作法與制度擬定。

### 3.1 東海發電廠（Tokai Power Station）

#### 3.1.1 簡介

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 16 萬 6 千 kW）於 1966 年 7 月 25 日開始營業運轉，是日本最早的商業用發電廠。1998 年 3 月 31 日，結束了歷經 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，根據當時的反應器等反應器管理法，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。

### 3.1.2 除役基本導則

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等的拆除，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。

### 3.1.3 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。

除役對象設施的推估污染分布標示於圖 3-1，因除役而產生的放射性廢棄物之推估量則標示於表 1。

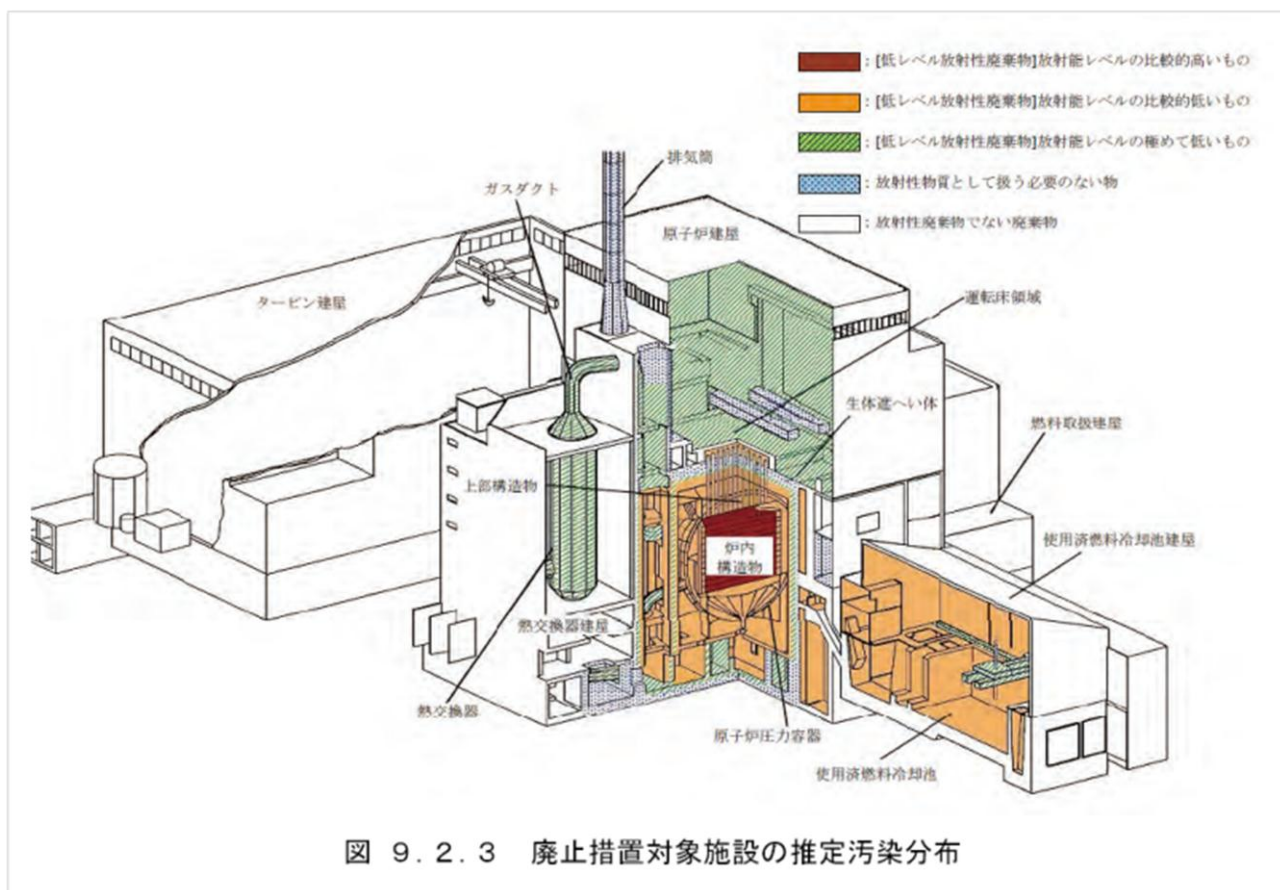


圖 3-1 除役對象設施的推估汙染分布標示

表 3-1 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。

### 3.1.4 安全評估

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。

## 3.2 普賢發電廠（Fugen Nuclear Power Station）

### 3.2.1 簡介

先進高溫反應器（ATR：Advanced Thermal Reactor）「普賢」（電力輸出 16 萬 5 千 kW）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，並正式利用鈾鈷混合氧化物燃料（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鈷，更以燃料再次使用的方式，實現了國內首創的核燃料循環等，率先帶動了國內的鈷利用技術。

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。

### 3.2.2 除役計畫申請內容概述

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，等拆除完所有污染機器設備，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污染的建築在內。

### 3.2.3 放射性固體廢棄物的處理及處置方法

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。

### 3.2.4 除役工程

根據除役計畫實施除役，並預定於 2028 年度前完成。

## 3.3 中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機 (Hamaoka Nuclear Power Station)

### 3.3.1 簡介

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

### 3.3.2 除役計畫申請內容概述

「濱岡核能發電廠 1、2 號機」的除役計畫申請概要如下。

#### (一) 除役對象設施

在除役計畫認可申請書中，除役的對象設施為 1、2 號機的反應器及其附屬設施等，但不包含今後將與 3~5 號機共用的設施及未遭放射性物質污染的地下建築、地下構造物、建築基礎。

#### (二) 除役對象設施中的解體對象設施及解體方法

##### (1) 除役對象設施中的解體對象設施

除役對象設施中，除了冷凝水排水渠要作為雨水等排水渠繼續使用外，其餘所有設施均列為解體對象。

##### (2) 除役的基本方針

除役實施時，應以安全確保為最優先，並符合相關法令之要求，除役期間整體如表 3-2 區分，除役作業依其順序實施。

表 3-2 除役期間的區分

區分	
第 1 階段	解體工程準備期間
第 2 階段	反應器區域設備解體拆除期間
第 3 階段	反應器區域解體拆除期間
第 4 階段	建築等解體拆除期間

主要的原則包括：

- 為安全、確實地實施除役，應適當維護管理必要設備。
- 採取放射性物質之設施內外的洩漏、擴散防止對策。
- 為降低工作人員的輻射曝露，須設定適當的安全貯存期間及系統除汙等作業。
- 為確保安全，將必要事項制訂在工安規定內，並在品質保證下進行適當的活動。
- 透過解體拆除工程，可以獲取解體拆除工程的相關資料、經驗與實際成果的累積。

本次申請中記載了整個除役期間的基本方針與解體工程準備期間中的實施事項，反應器區域設備解體拆除之後，應根據解體工程準備期間中所實施的設施污染狀況調查結果等，針對解體拆除工法與順序、放射性廢棄的處理與管理等進行探討，並在著手進行反應器區域設備的解體拆除之前，制定實施事項，同時接受除役計畫的變更認可。

### (3) 解體方法

#### 〈解體工程準備期間〉

實施燃料搬出、系統除汙、設施污染狀況調查的同時，開始進行管制區域外未污染設備、機器的解體拆除。

根據設施污染狀況的調查結果等，於解體工程準備期間，進行解體拆

除工程計畫的策劃及安全貯存期間的評估。

#### 〈反應器區域設備解體拆除期間〉

除反應器區域外，解體拆除設備、機器的同時，進行解體拆除物處理設備的設置工程等。

#### 〈反應器區域解體拆除期間〉

在安全貯存期間結束及設置解體拆除物處理設備後，進行反應器區域的解體拆除。

#### 〈建築等解體拆除期間〉

依序解除管制區域，並進行建築等的解體拆除。

### （三）核燃料物質的管理及讓渡

用過燃料（僅經驗過冷溫臨界試驗的燃料除外）在解體工程準備期間，由再處理事業者直接搬出，或是搬出至 4、5 號機，之後再搬出至再處理事業者進行再處理；僅經驗過冷溫臨界試驗的燃料則在解體工程準備期間，搬出至 5 號機，並制定處理方法。

貯存在 1、2 號機新燃料貯存庫的新燃料，應在解體工程準備期間，讓渡給加工事業者；貯存在 2 號機燃料貯存池的新燃料，則應在解體工程準備期間搬出至 5 號機，並且制定具體方法供濱岡核能發電廠的其他反應器作為燃料使用。

### （四）核燃料物質的污染除去

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

### （五）遭核燃料物質汙染的物質的廢棄

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。

#### （六）除役的工程

除役計畫認可以後，根據該計畫實施除役，預定 1、2 號機都會在 2036 年度完成除役。

### 3.4 美國除役概況

#### 3.4.1 概況

目前美國已有 28 座核能電廠(含小型發電用反應器)永久停止運轉，其中 12 座完成除役、10 座處於屏蔽隔離/安全貯存中、6 座進行除役中，其餘分別為廠址開放準備中或安全貯存準備中。

除役的方式，基本可分為「立即拆除 (DECON)」、「安全貯存 (SAFSTOR)」及「長期封存 (ENTOMB)」等 3 種。其中又以立即拆除方式(需要 5~10 年)或安全貯存方式(需要 30~50 年)為主流。就法令上原則而言，僅規定應於 60 年內完成除役，故可選擇 2 種方式。另外，從經濟的觀點來看，立即拆除方式較為符合效益，但亦有核能電廠考量到用過核燃料及放射性廢棄物的貯存地點、處置場尚未完備，而選用安全貯存方式。惟近年來，有部分的核能電廠為趕在熟悉電廠設備及操作方面的專業人員退休前，而決定提前除役。

表 3-3 為 2009 年 6 月時，美國完成除役的發電用反應器；表 3-4 為美國除役中發電用反應器，其具體位置如圖 3-2 所示。

表 3-3 美國完成除役的發電用反應器

施設名*4	州*5	炉型*4	電気出力(万kW)*4	運転期間*4	廃止措置の目標	PSDAR (DP)	LTP Sub.	LTP App.	完了	終了状態
ビッグロックポイント Big Rock Point	ミシガン	BWR	7.1	1963.03 1997.08	～ 解体撤去、サイト解放*3	1997/9 *10	2003/4 *10	2005/3 *10	2007/1 *12	解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存*5
ボーナス(ブエルトリコ) Bonus	ブエルトリコ	BWR	1.8	1965.09 1968.06	～ 遮へい隔離*6					DOE管理：燃料撤去、遮へい隔離*6
キャロライナ CVTR Carolinas-Virginia Tube Reactor	サウスカロライナ	BWR	1.9	1963.12 1967.01	～ 解体撤去*3					燃料撤去、解体撤去*5
エルクリバー Elk River	ミネソタ	BWR	2.4	1964.07 1968.02	～ 解体撤去				1974 *20	解体撤去
フォートセントブレン Fort Saint Vrain	コロラド	HTGR	34.2	1979.07 1989.08	～ 解体撤去、サイト解放*3				1996 *20	解体撤去、サイト解放*5
ハッドネック(コネチカットヤンキー) Haddam Neck Connecticut Yankee	コネチカット	PWR	58.7	1968.01 1996.12	～ 解体撤去、サイト解放*3	1997/8 *9	2000/7 *9	2002/11 *9	2007/11 *13	解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存*5
ハラム Hallam	ネブラスカ	SGR	8.4	1963.11 1964.09	～ 遮へい隔離*7					DOE管理：燃料撤去、遮へい隔離*7
メインヤンキー Maine Yankee	メイン	PWR	90.0	1972.12 1997.08	～ 解体撤去、サイト解放*3	1997/8 *16	2000/1 *16	2003/2 *16	2005/10 *14	解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存*5
パスマインダー Pathfinder	サウスダコタ	BWR	6.3	1966.07 1967.10	～ 密閉管理*3				1991 *19	燃料撤去、安全貯蔵*5
ピカ Piqua	オハイオ	OMR	1.2	1963.11 1966.01	～ 遮へい隔離*8					DOE管理：燃料撤去、遮へい隔離*8
ランチョセコ Rancho Seco	カリフォルニア	PWR	91.7	1975.04 1989.06	～ 解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存	1994/1 2	2006/4 *2	2007/11 *2	2009/10 *21	解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存
サクソン Saxton	ペンシルベニア	PWR	3.0	1967.03 1972.05	～ 解体撤去、サイト解放*3	1996 *9	2000/2 *9	2003/3 *9	2005/11 *15	解体撤去、サイト解放、燃料撤去*5
SHIPPINGPORT Shippingport	ペンシルベニア	LWR	6.8	1958.05 1982.10	～ 解体撤去、サイト解放				1989 *20	解体撤去、サイト解放*20
ショアハム Shoreham	ニューヨーク	BWR	84.9	1986.08 1989.05	～ 解体撤去、サイト解放*3				1994 *20	解体撤去、燃料撤去、サイト解放*5
トロージャン Trojan	オレゴン	PWR	115.5	1976.05 1992.11	～ 解体撤去、サイト解放*3	1996/4 *16	1999/8 *16	2001/2 *16	2005/5 *17	解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存*5
ヤンキーロー Yankee Rowe	マサチューセッツ	PWR	18.0	1961.07 1991.10	～ 解体撤去、サイト解放*3	1994/1 *10	2003/11 *10	2005/4 *10	2007/8 *18	解体撤去、サイト解放、乾式貯蔵施設残存*5

表 3-4 美國除役中發電用反應器

施設名*4	州*5	炉型*4	電気出力(万kW)*4	運転期間*4	廃止措置の目標(ライセンス状態)*3)	PSDAR (DP)*1	LTP Sub. *1	LTP App. *1	完了予定*2	現状*2
ドレスデン-1 Dresden - Unit 1	イリノイ	BWR	20.7	1960.07 1978.10	～ 密閉管理	1998/6	未定	未定	2036	安全貯蔵中
フェルミ-1 Fermi - Unit 1	ミシガン	FBR	6.5	1966.08 1972.11	～ 燃料撤去、即時解体	1998/4	2009(予定)	2010(予定)	2012	解体中
ハンボルトベイ Humboldt Bay	カリフォルニア	BWR	6.5	1963.08 1976.07	～ 即時解体	1998/2	2009(予定)	2010(予定)	2013	サイト解放準備中
インディアンポイント-1 Indian Point - Unit 1	ニューヨーク	PWR	27.7	1962.10 1974.10	～ 密閉管理	1996/1	2020(予定)	2022(予定)	2020	安全貯蔵中
ラクロス La Crosse	ワイオミング	BWR	5.5	1969.11 1987.04	～ 密閉管理	1991/5	未定	未定	2026	解体中
ミルストーン-1 Millstone - Unit 1	コネチカット	BWR	68.4	1971.03 1998.07	～ 密閉管理	1999/6	未定	未定	2056	安全貯蔵準備中
ピーチボトム-1 Peach Bottom - Unit 1	ペンシルベニア	HTGR	4.2	1967.06 1974.11	～ 密閉管理	1998/6	未定	未定	2034	安全貯蔵中
サン・オノフレ-1 San Onofre - Unit 1	カリフォルニア	PWR	45.6	1968.01 1992.11	～ 即時解体	1998/1 2	2025(予定)	2027(予定)	2045	解体中(他号機の解体待ち)
スリーマイルアイランド*2 Three Mile Island - Unit 2	ペンシルベニア	PWR	95.9	1978.12 1979.03	～ (密閉管理)	1979/2	未定	未定	2036	待機中(他号機の解体待ち)
GEバレットス Vallecitos	カリフォルニア	BWR	2.4	1957.10 1963.12	～ 密閉管理	1966/7	未定	未定	2019	安全貯蔵中
ゼイオン-1 Zion - Unit 1	イリノイ	PWR	108.5	1973.12 1998.01	～ 密閉管理	2000/2	未定	未定	2026	安全貯蔵中
ゼイオン-2 Zion - Unit 2	イリノイ	PWR	108.5	1974.09 1998.01	～ 密閉管理	2000/2	未定	未定	2026	安全貯蔵中

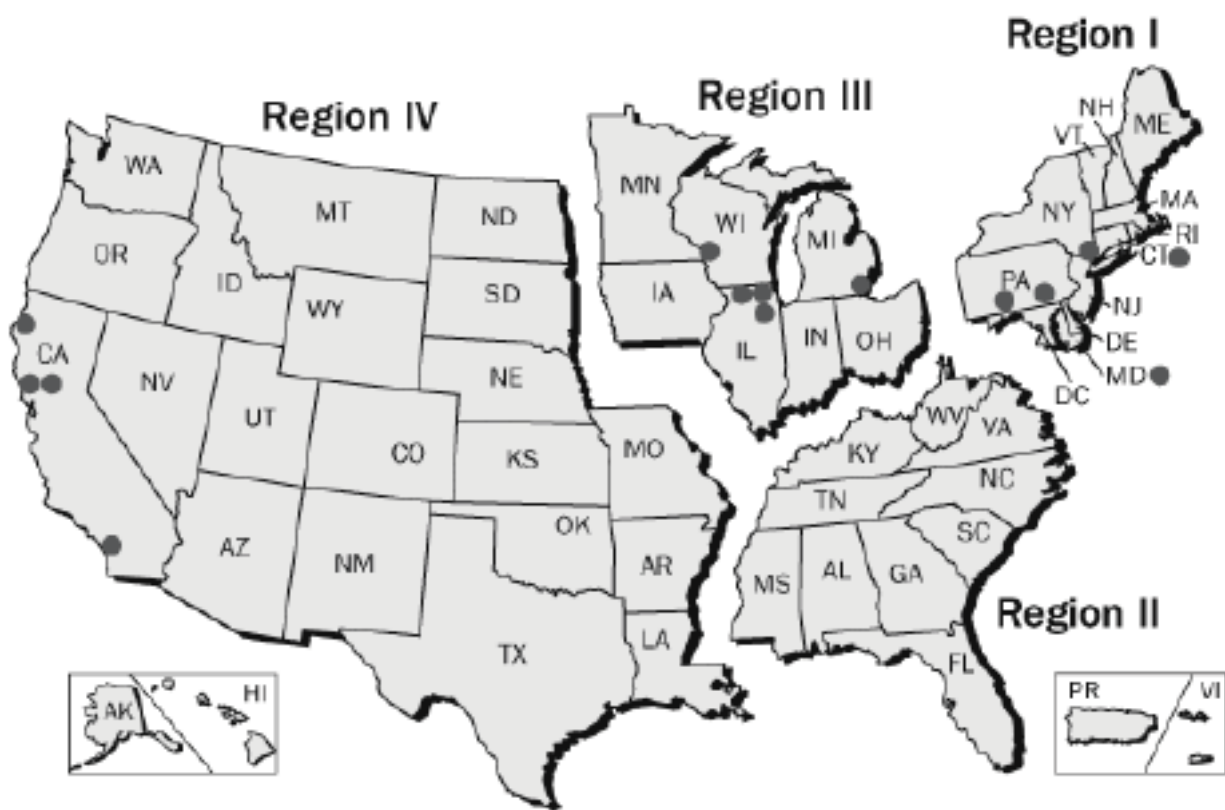


圖 3-2 美國除役電廠所在的位置

### 3.4.2 發電用及非發電用反應器的除役措施

2009 年 10 月時，美國核能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)肩負起法規制度的管理責任，進行 12 座發電用反應器的除役計畫，並監控核子動力貨輪 Savannah 號及 10 座研究用、實驗用反應器等除役狀況。此外，也正在進行核燃料設施、DOE 設施等多座設施的除役措施及環境復育計畫。

表 3-5 為美國目前作為除役對象的核能設施數量。

表 3-5 美國目前作為除役對象的核能設施數量

分野	種類	數
政府	廃止措置が進行中または未決定の DOE 原子力／放射線施設	912
政府/商業用	正式な修復活動計画の使用施設 (FUSRAP)	32
	NRC の廃止措置複合物質サイト	14
	NRC の合意州の廃止措置複合物質サイト	48
商業用	原子力発電所	14 (サバナンナ号含む)
	その他の非発電炉施設	10
	ウラン採鉱施設	11

### 3.4.3 複合式廠址的除役 (NRC)

NRC 為更有效地完成除役計畫，正進行妥適的規劃與行動，並針對處理上有困難之廠址，如：高度污染土壤或老舊的污染廠房，於 1990 年制定了廠址除役管理計畫(Site Decommissioning Management Plan, SDMP)，以達到即時清理之目標。

NRC 在 1997 年解除 SDMP 廠址的指定，基於除役計畫內容的廣泛，目前將原 SDMP 廠址作為「複合式廠址」進行管理著。此項綜合除役計畫，係採用輻射劑量作為管制基準，包括過去的認可廠址，如：SDMP 廠址、特殊/複合廠址、燃料循環廠址、實驗/研究用反應器、動力反應器等，其廠址的清潔化皆被



更為有效地管理著。

截至 2008 年 9 月 30 日為止，NRC 管轄的 14 座複合式設施，均已處於除役階段。在 2005 年 10 月至 2008 年 10 月間，NRC 總共完成了 19 座「複合式廠址」的除役。

#### 3.4.4 其它非發電用設施的除役

此外，NRC 還負責轉換處理廠、濃縮處理廠及加工處理廠等，燃料循環設施的認可監督及除役計畫管理，並為了管制沒有使用燃料循環設施部分的除汙，與其它各州及 EPA 合作，持續進行相關的作業。目前處於部分除役階段的燃料循環設施，僅有田納西州的 Erwin 核燃料服務(NFS)廠址。

#### 3.4.5 DOE 廠址的除役及除汙計畫

在美國，有過去 50 年以來，由政府活動及案件所產生的放射性廢棄物。高達 80 萬公頃土地，計 114 處廠址，被政府用於研究核能開發及製造核子武器。雖然這些廠址的大部分土地沒有遭受污染，但 114 處廠址的區域內，仍有不少輻射管制區(擁有數千個設施之規模)，及 10,500 處污染地(「停運廠址」)。其中，已完成除汙的停運廠址超過 6,500 處。在美國能源署(U.S. Department of Energy, DOE)管理的 108 處廠址中，亦有 85 處被淨化；計 435 座的核能設施及輻射設施進行了除役。

目前美國政府持續進行核物質的保障設施、廢棄物最終處置、大範圍地表及地下水的除汙、數千個高度污染設施的停用及除役措施。俄亥俄州的 Fernando 環境管理計畫(前防衛用處理廠)目前正進行除役中，包括關閉廠址內的廢棄物處置場(Disposal Cell)在內，於 2006 年完成。美國近 3 年間，已有俄亥俄州的 Ashtabula、Columbus 環境管理計畫、俄亥俄州的 West Jefferson，以及加州的 Lawrence Berkeley 研究所等完成除役。

預定今後至少將再完成 4 座以上廠址的淨化作業；而目前進行中的數個大

型除役計畫如下：

- Brookhaven 的石墨研究用反應器
- Hanford 廠址的鈾精製廠
- Hanford 廠址的高速中子束實驗設施
- East Tennessee Technology Park
- (前 Oak Ridge 氣體擴散處理廠)
- Oak Ridge Y-12 綜合設施的 Alpha-4 廠房

### 3.5 英國除役概況

#### 3.5.1 概況

英國最初採取至除役完成，長約 135 年的安全貯存策略，但後來認為應在可行情況下盡快實施除役，於是在 2005 年 4 月成立了英國核能除役署(NDA：Nuclear Decommissioning Authority)，係為管理核能設施除役的公家機構。NDA 為制定核能設施除役及淨化方面適用於全英國的重要導則，不隸屬於 2004 年依據能源法成立的保健安全管理局。NDA 的職責是適切地考量除役帶來的社會及經濟層面之影響，並考量英國民生用核能遺產設施的安全防護及成本效益下，以公正且資訊透明的方式，制定國際間通用的除役計畫。

此外，NDA 並提出縮短除役期間的策略，試圖在費用合理化的前提下，運用最新且最佳的技術。

表 3-6 為 2009 年 6 月時，作為英國除役對象的發電用反應器，其除役廠址如圖 3-3 所示。

表 3-6 英國自 2009 年 6 月到現在實施除役的核能電廠

施設名*1	炉型*1	電気出力 (万 kW) *1	運転期間*1	廃止措置方 針*2	完了予 定*3	廃止措置の現状*2
バークレー1 Berkeley-1	GCR	16.6	1962.06~1989.03	遮へい隔離	2083	1992年に燃料撤去し、セラフィールドに輸送済み。通常設備の多く、燃料設備、一次系ガスダクト、燃料池を撤去。
バークレー2 Berkeley-2	GCR	16.6	1962.10~1988.10	遮へい隔離		
ブラッドウェル1 Bradwell1	GCR	14.6	1962.07~2002.03	遮へい隔離	2103	燃料撤去済み。廃止措置実施中。断熱材撤去。冷却池の廃止措置を実施中。
ブラッドウェル2 Bradwell2	GCR	14.6	1962.11~2002.03	遮へい隔離		
コールドーホール1 Calder Hall1	GCR	6.0	1956.10~2003.03	遮へい隔離	2117	現在、燃料取り出しを準備中。セラフィールドの再処理問題のために遅れる可能性がある。
コールドーホール2 Calder Hall2	GCR	6.0	1957.02~2003.03	遮へい隔離		
コールドーホール3 Calder Hall3	GCR	6.0	1958.05~2003.03	遮へい隔離		
コールドーホール4 Calder Hall4	GCR	6.0	1959.04~2003.03	遮へい隔離		
チャペルクロス1 Chapelcross1	GCR	6.0	1959.03~2004.06	遮へい隔離	2128	燃料撤出路の安全性を大幅に改善するなど、燃料取り出しの準備中である。セラフィールドの再処理問題のために遅れる可能性がある。
チャペルクロス2 Chapelcross2	GCR	6.0	1959.08~2004.06	遮へい隔離		
チャペルクロス3 Chapelcross3	GCR	6.0	1959.12~2004.06	遮へい隔離		
チャペルクロス4 Chapelcross4	GCR	6.0	1960.03~2004.06	遮へい隔離		
ドーンレイ DFR Experimental Dounreay Fast-breeder Reactor	LMFBR	1.5	1962.10~1977.03	遮へい隔離	2036(サイト全体)	ステージ1を継続。液体金属の残渣除去技術を開発中。炉心部の材料除去設備を建設中。
ドーンレイ PFR Prototype Fast Reactor (PFR)	FBR	25.0	1976.07~1994.03	遮へい隔離	2036(サイト全体)	ステージ1を継続。炉心、二次系ナトリウムを除去。二次系は完全撤去。残留ナトリウムの除去設備を設計中。
ダンゲネス-A1 Dungeness A1	GCR	23.0	1965.10~2006.12	遮へい隔離	2111	燃料撤出路の主要な改修は約5年前に完了。現在、本格的な燃料取り出しを実施。セラフィールドの再処理問題のために、進捗度が落ちている
ダンゲネス-A2 Dungeness A2	GCR	23.0	1965.12~2006.12	遮へい隔離		
ヒンクレーポイント-A1 Hinkley Point-A1	GCR	26.7	1965.03~2000.05	遮へい隔離	2104	燃料撤去が完了し、廃止措置中
ヒンクレーポイント-A2 Hinkley Point-A2	GCR	26.7	1965.05~2000.05	遮へい隔離		
ハンターストン-A1 Hunterston-A1	GCR	17.3	1964.02~1990.03	遮へい隔離	2090	燃料撤去セラフィールドに輸送済み。カーボン鋼は解体済み。多くの通常設備も撤去。ガス冷却配管を試行的に解体中。
ハンターストン-A2 Hunterston-A2	GCR	17.3	1964.07~1989.12	遮へい隔離		

施設名*1	炉型*1	電気出力 (万 kW) *1	運転期間*1	廃止措置方 針*2	完了予 定*3	廃止措置の現状*2
サイズウェル-A1 Sizewell A1	GCR	24.5	1966.03~2006.12	遮へい隔離	2110	燃料搬出路の主要な改修は完了。2007年に、原子炉1基あたり5トンのウランの試験搬出が行われたが、近いうちに本格的な燃料取り出しを開始する計画はない。
サイズウェル-A2 Sizewell A2	GCR	24.5	1966.09~2006.12	遮へい隔離		
トローズフィニッド1 Trawsfynydd1	GCR	23.5	1965.03~1991.02	遮へい隔離	2096	1996年までに燃料撤去し、セフィートに輸送済み。通常の設備の多くを撤去。燃料設備を撤去。燃料池の設備を撤去。構造物は除染中。原子炉建屋を低くする工事の準備中。
トローズフィニッド2 Trawsfynydd2	GCR	23.5	1965.03~1991.02	遮へい隔離		
ウィンズケール WAGR Windscale Advanced Gas-cooled reactor (WAGR)	AGR	4.1	1963.03~1981.04	安全貯蔵/ 解体撤去	2065(サイト全体)	解体作業を実施中。炉心、圧力容器がほとんど撤去済み。
ウィンフリス SGHWR Steam Generating Heavy Water Reactor	SGHWR	10.0	1968.01~1990.09	安全貯蔵/ 解体撤去	2020	全燃料を撤去。二次的汚染物は撤去済み。炉心の完全解体撤去はペンディング。

\*1 PRIS<sup>(\*)</sup>  
 \*2 合同条約国別報告書(2008) <sup>(\*)</sup>  
 \*3 <http://www.nda.gov.uk/sites/>

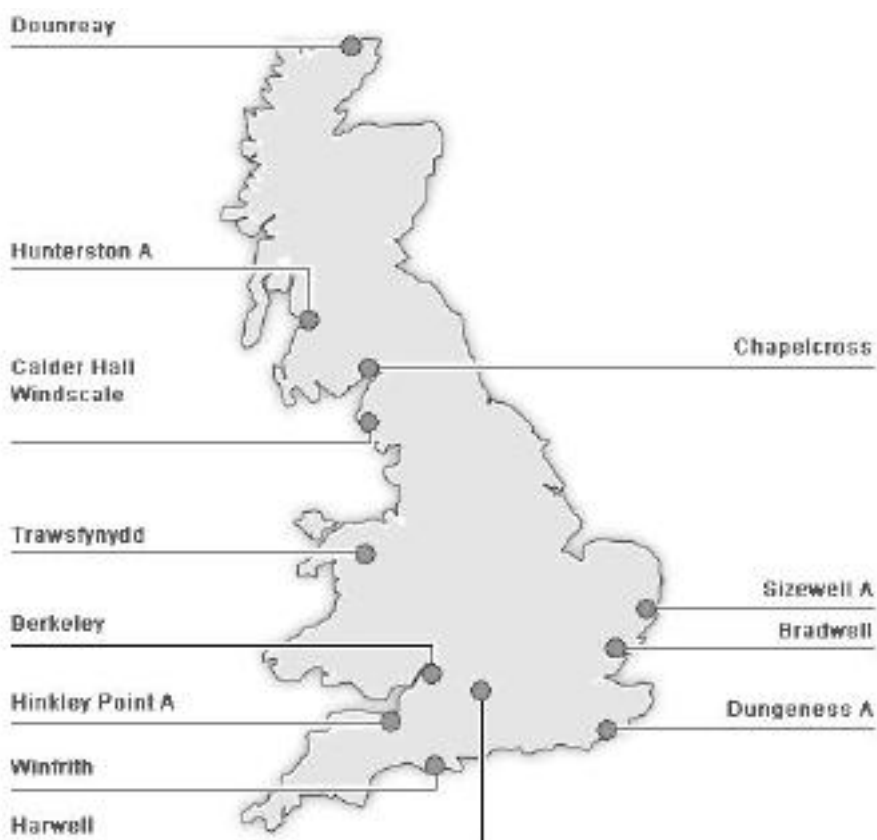


圖 3-3 英國實施除役的核能電廠所在位置

## 3.6 法國除役概況

### 3.6.1 概況

法國一開始採取的除役基本策略是，在核能電廠永久停止運轉後，即迅速進入「安全貯存」階段，並為使輻射等級降低，執行為期 50 年的安全貯存期間。不過，由於目前的管制當局認為，應在可行情況下儘快完全拆除核能電廠，於是法國電力公司(Électricité de France, EDF)在 2011 年時，決定將第一代核能電廠的除役時程縮短 20 至 25 年。EDF 並以 Bugey 核能電廠為除役的示範電廠，檢討高溫氣冷式反應器的拆除方法，從中汲取經驗與施工技術，應用於其它高溫氣冷式反應器的除役措施上，計畫在 2025 年以前將完成所有氣體反應器的拆除工作。

### 3.6.2 核能設施的解體拆除

迄至 2007 年年底，法國計有 30 座以上的設施正進行解體拆除或已完成解體工作。詳如下述：

- 9 座停止運轉的核能發電用反應器
  - 8 座實驗用反應器
  - 2 座加速器
  - 9 處目前沒在使用的研究所或核能電廠
  - 在 Marcoule 有 3 座停止運轉的發電用反應器(國家防衛計畫)正在進行拆解作業。其拆除廢棄物，正逐漸移交由民間機構管理。
  - Marcoule 的 UP1 用過核燃料處理設施，正在進行拆解作業(國家防衛計畫)。
- 表 3-7 為目前解體中的核能設施一覽表，其位置如圖 3-4 所示。

表 3-7 目前法國解體中的核能設施一覽表

施設名*1	炉型*1	電気出力 (万 kW) *1	運転期間*1	廃止措 置方針 *2	解体申 請 *2	解体計 画認可 *2	完了予 定	廃止措置の現状
ビュージェイ-1 Bugey 1	GCR	55.5	1972.07~1994.05	解体撤 去	2005/9		2020 *3	最終閉鎖作業中*2
シノン-A1 Chinon A1	GCR	8.0	1964.02~1973.04	遮へい 隔離	2006/9			一部解体、記念館と する*2
シノン-A2 Chinon A2	GCR	23.0	1965.02~1985.06	解体撤 去			2025 *3	一部解体、安全貯蔵 中*2
シノン-A3 Chinon A3	GCR	48.0	1966.08~1990.06	解体撤 去				一部解体、安全貯蔵 中*2
ショー-A (ARDENNES) Chooz A	PWR	32.0	1967.04~1991.10	解体撤 去	2004/11	2007/ 9	2019 *3	一部解体、安全貯蔵 中*2
モンドレー EL-4 Brennilis	HMGCR	7.5	1968.06~1985.07	解体撤 去	2003/7	2006/ 2	2015 *3	解体中*2
マルクール G-2 Marcoule G-2	GCR	4.3	1959.04~1980.02	遮へい 隔離				安全貯蔵中
マルクール G-3 Marcoule G-3	GCR	4.3	1960.04~1984.06	遮へい 隔離				安全貯蔵中
サンローラン A1 Saint-Laurent A1	GCR	50.0	1969.06~1990.04	解体撤 去	2006/10			最終閉鎖作業中*2
サンローラン A2 Saint-Laurent A2	GCR	53.0	1971.11~1992.05	解体撤 去				最終閉鎖作業中*2
スーパーフェニックス Creys-Malville	FBR	124.2	1986.01~1998.12	解体撤 去	2003/5	2007/ 9		最終閉鎖作業中、Na 処理中*2

\*1 PRIS<sup>(\*)</sup>

\*2 合同条約国別報告書(2008)<sup>(\*)</sup>

\*3 Nuclear Power Reactors in the World, IAEA (2008).



圖 3-4 目前法國解體中的核能電廠所在位置

### 3.7 德國除役概況

#### 3.7.1 概況

目前德國有 19 座核能電廠及原型反應器永久停止運轉，其中 2 座已完成解體拆除，並將廠址以「綠地 (Greenfield)」方式對外開放；另有 2 座處於安全貯存階段。

德國的除役措施是由業者決定其執行策略，州政府等管制單位則負責審查業者所提出的除役計畫內容，當業者的提案符合審查基準時，即予以除役許可。

德國的電力公司主要從經濟層面檢討除役措施，並從中選擇立即拆除方式或安全貯存後拆除方式。實際上，Lingen 核能電廠與 THTR 反應器是採用安全貯存後拆除方式；而其餘的核能電廠則考量到社會經濟層面之影響，並為有效利用電廠專業人員的情況下，選擇了立即拆除方式。

### 3.7.2 發電用反應器的除役狀況

目前德國正在進行除役措施或已提出除役申請等 17 座發電用反應器當中，除了 Greifswald (KGR)、Rheinsberg (KKR)、Würgassen、Mülheim-Kärlich (KMK)、Stade (KKS)，以及 Obrigheim (KWO) 等核能電廠外，還包括了 7 座原型反應器及實驗設施。此外，Niederaichbach (KKN) 核能電廠及高溫蒸氣反應器(HDR) 已完全拆除完畢，其整治乾淨的廠址，均可重新再利用。

Würgassen 核能電廠的拆解作業正遙遙領先進行；另一方面，Mülheim-Kärlich 核能電廠才正要開始進行拆除。此外，Stade 核能電廠分別在 2005 年及 2006 年獲得了 2 次廢爐許可。Obrigheim 核能電廠在 2004 年 12 月 21 日提出除役申請後，也於 2005 年 5 月 11 日關閉，目前處於停止運轉階段。

圖 3-5 表示，德國國內運轉中及停止運轉核能電廠的地理位置(截至 2007 年 5 月)。



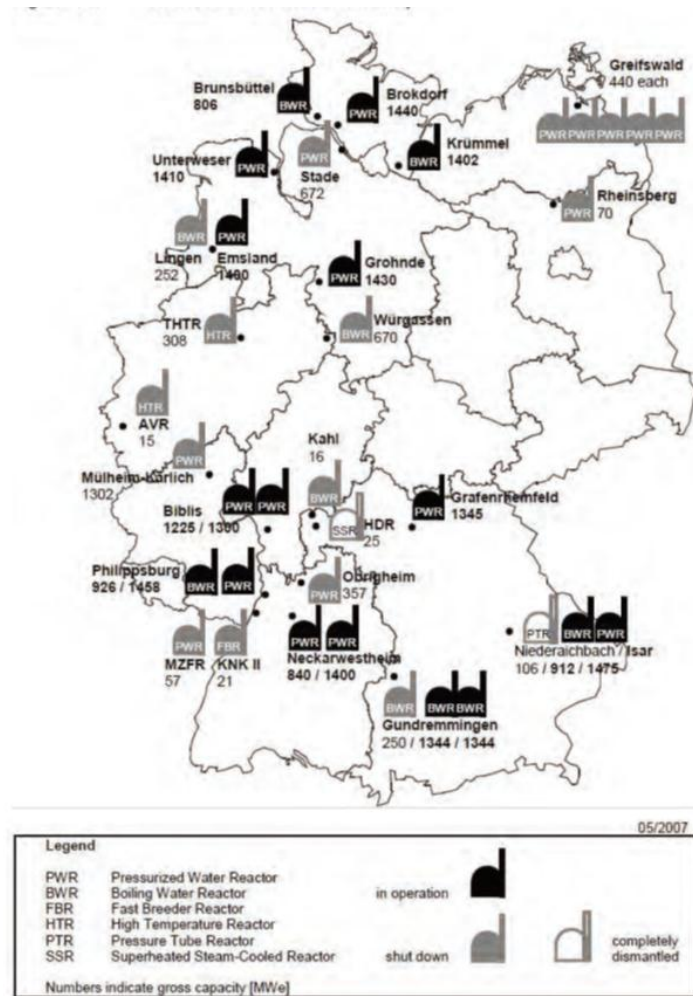


圖 3-5 德國國內運轉中及停止運轉核能電廠的地理位置(截至 2007 年 5 月)

1950 年代，西德在核能研究中心與業界的緊密合作下，獨立研發了核子反應器，並連帶興建了多座實驗用反應器。值得一提的是，Juelich 核能研究中心在 1958 年向 BBK/BBC 訂購輸出功率為 15 MWe 的共同研究實驗用反應器 (Arbeitsgemeinschaft versuchsreaktor, AVR) (高溫球床反應器)；並在 1961 年又向 Siemens 購買輸出功率為 52 MWe 的多功能研究用反應器(MZFR)(重水 PWR)。

60 年代初期，前 Karlsruhe 核能研究中心(Karlsruhe Nuclear Research Centre)開始了「快中子增殖反應器」的研發，並在隨後興建 2 座原型反應器，即以鈾為核燃料的石墨球床高溫氣冷反應器(鈾燃料高溫氣冷反應器-THTR-3000)與快中子增殖反應器(SNR-300)，其輸出功率皆為 300 MWe。

THTR 在運轉 6 年過後(1983-1989)停止了運轉，目前處於安全貯存階段。其

用過燃料束被保管於 Ahaus 運輸護箱貯存場中。另一方面，SNR 雖已興建完成，但卻不曾裝填過燃料束。其製造完成用於 SNR 的燃料束，目前則在法國國內被進行轉化成輕水反應器混和氧化物(MOX)的燃料束。

東德的 GDR 在 1955 年接受前蘇聯援助，開始著手和平用途的核能研發計畫。並在 1956 年於 Dresden 的郊區 Rossendorf 設立中央核能研究所 (Central Institute for Nuclear Research, ZfK)。而前蘇聯提供給東德的研究用核子反應器，也在 1957 年開始運轉。迄至 1991 年底，該設施的所有權才轉讓給 FZR Rossendorf Research Centre (現 Forschungszentrum Dresden-Rossendorf e.V. (FZD) 研究部門)，與 Nuclear Engineering and Analytics Rossendorf Inc. (Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e.V., VKTA 核能設施的運轉)。

東德最早的商用核子反應器是由前蘇聯所設計的 70 MWe 加壓水型核子反應器，該反應器建造於 Rheinsberg，於 1966 年達到臨界，並在 1990 年 6 月 1 日被廢爐。1973 年至 1989 年間，Greifswald 的 5 座加壓水型核子反應器開始了運轉，其中 4 座為 WWER-440/230 型；1 座為 WWER-440/213 型。然而東西德統一時，停止了上述 5 機組的運轉(目前正進行解體工作)，同時停止了正在 Greifswald 及 Stendal 興建中的 5 座 WWER 核子反應器。

目前德國總計有 19 座核能電廠分別處於除役中、解體完成或除役許可申請中。現行運轉中的 17 座核能電廠也在依據 2001 年 6 月 11 日聯邦政府與電力公司所簽訂的協議下，將預定於未來 15 年內陸續廢爐。

### 3.8 義大利除役概況

#### 3.8.1 概況

義大利的 Garigliano、Latina、Torino 及 Caorso 等 4 座核能電廠，在 80 年代中期時結束運轉，目前依據 90 年代後期時所制定的「1 步驟除役策略(解體拆除)」，處於除役階段。在義大利政府應進行管理的用過核燃料當中，絕大部分的放射性廢棄物，皆是來自於上述核能電廠的商轉及其它若干個循環設施。表 3-8

為目前義大利除役中的發電用反應器；圖 3-6 為核能電廠與其它設施的位置示意圖。

表 3-8 目前義大利解體中的核能設施一覽表

施設名*1	炉型*1	電気出力 (万 kW) *1	運転期間*1	廃止措 置方針 *1	解体申 請	解体計 画認可	完了予 定*3	廃止措置の現状 *2
カオルソ Caorso	BWR	88.2	1981.12~1990.07	解体撤 去			2016	認可待ち
ガリリアーノ Garigliano	BWR	16.0	1964.06~1982.03	解体撤 去			2015	解体中
ラティナ Latina	GCR	16.0	1964.01~1987.12	解体撤 去			2020	解体中
トリノ TRINO	PWR	27.0	1965.01~1990.07	解体撤 去			2014	認可待ち

\*1 PRIS<sup>(参6)</sup>

\*2 合同条約国別報告書(2008) <sup>(参8)</sup>

\*3 Luigi Noviello and Tripputi, "Italy's Shutdown Strategy", Nuclear Engineering International (December 2003)

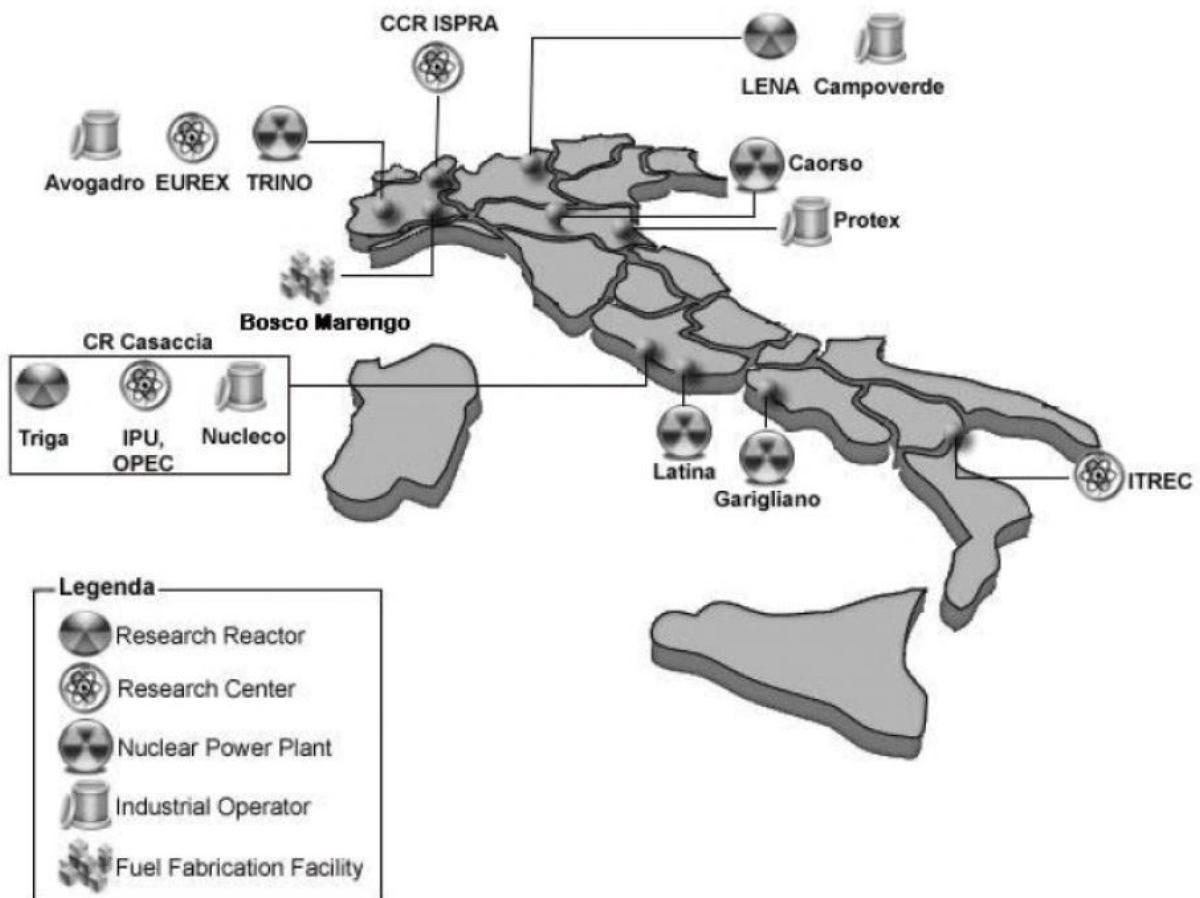


圖 3-6 義大利國內運轉中及停止運轉核能電廠的地理位置(截至 2007 年 5 月)

當初，義大利的核能設施是選用「安全貯存」選項，但後來由於產業商業工業省(現經濟開發省)為管理義大利政府在過去核能利用過程中所產生的負債，於是在 1999 年時出版了提供相關導則的策略書，並成立 SOGIN(Società gestione impianti nucleari：核能電廠管理公司)。此新政策的另一特點是，義大利國內所有停止運轉的核能設施，皆採用「1 步驟除役策略」(IAEA 第 3 等級)，也因此決定放棄先前所選擇的「安全貯存」選項。

依據義大利經濟開發省的指示，是將除役活動完成的參考期限定為 2020 年。

隨著此新政策的宣布，義大利經濟開發省在 2000 年 1 月 26 日頒布的省令中，確立了核能設施除役相關之經費供給、解體、廢棄物管理，以及包含最終處置在內的計畫與程序。

此外，在 1999 年 12 月省級文件中的特定策略，也是為了安全管理基於乾式貯存策略的用過核燃料，其在 2001 年 5 月 7 日予以 SOGIN 指示的省令中，有更為詳細的記載。

而後，義大利經濟開發省又接著在 2004 年 12 月 2 日頒布的省令中，重新更新了分配給 SOGIN 的策略目標，若結果能確保有適當的容量予以貯存除役產生廢棄物的話，則預計 20 年期限內，將進行所有核能電廠及核燃料循環設施的除役措施。不過實際上，管制機關：ISPRA(前 APAT)在核能電廠除役計畫認可過程中的立場是，若核能設施的拆除作業開始前，還無法使用政府最終處置場的話，則 ISPRA 將必須核准現行經營者於廠址內的暫時保管能力。

此新脈絡下，以利用 20 年時間，進行核能電廠的建物結構及機器設備的拆除工作為基礎，透過 SOGIN 向經濟開發省申請 Garigliano、Caorso、Torino 及 Latina 等核能電廠的綜合除役計畫。此亦是符合 1995 年 3 月 17 日所頒布法令之第 230 條規定，而獲得的綜合除役許可。

## 第四章 國際間進行核能電廠除役作業審查之相關規範與技術手冊

除了前述章節彙整 JNES 除役手冊中有關國際間電廠申請除役時，提出供管制單位審查的除役計畫書，以及其它歐美國家目前的除役現況外，本研究亦完整翻譯該手冊，除可一窺日本對整個除役法規的沿革及發展，亦包含其它國家相關的除役管制法規及審查作業規範，本研究第四章內容均摘錄自 JNES 除役手冊。

除役期間必然會涉及到核子廢棄物處理的相關議題，藉由蒐集並翻譯下列四項日本方面對於核燃料或其污染物質的廢棄物掩埋相關規則（均收錄於附件中），亦可作為日後國內訂定相關法條之參考依據，包括：

- (一)核燃料物質或核燃料物質污染物的廢棄物管理事業相關規則
- (二)核燃料物質或核燃料物質污染物的第一類廢棄物掩埋事業相關規則
- (三)核燃料物質或核燃料物質污染物的第二類廢棄物掩埋事業相關規則
- (四)特定廢棄物掩埋設施或特定廢棄物管理設施的設計及工程方法的技術基準相關規則

### 4.1 除役安全與管制

#### 4.1.1 除役相關法規定位

核子反應器設施經營者需依核子反應器相關管制規定，向主務大臣提出「設置許可」申請，經審查認可後，始得為之。另一方面，「除役措施」則被定位為，是使核子反應器設施「設置許可」失效之手續。

就法令規定之具體的除役措施有：「設施解體」、「核燃料物質轉讓」、「核燃料物質污染移除」及「因核燃料物質產生污染物的廢棄處理方法」等。

核能電廠除役之申請程序，核子反應器設施經營者應向主務大臣提出除役計畫申請並取得許可。其次，經營者依據該除役計畫執行完除役措施後，若經由主務大臣認定除役的結束，則該核子反應器設施的「設置許可」將會失效。

此項「除役措施」規定，不僅適用核子反應器，也適用於其相關事業，如：製鍊業者、加工業者、用過核燃料貯存業者、再處理業者、廢棄業者和核燃料物質使用者等，其手續之細節皆規定在各主務省令。

除役計畫作為政府的政策，亦如核能大綱裡所示：「係以安全為首要前提，核子反應器設施經營者的責任是依據核子反應器相關管制規定，在政府的安全管制下，致力謀求當地社會的理解與合作，並加以推動政策的執行」。其中，尤其是實用反應器的除役措施需要龐大資金以為支應，基於不造成後代子孫的財務負擔及確保所需經費之考量，於是在電器事業法下，制定「核能發電設施解體準備金制度」。

#### 4.1.2 除役管制制度之沿革

關於核子反應器設施的除役政策，原子力委員會「廢爐對策專門部門」在1982年(昭和57年)3月16日公佈「核子反應器除役措施」的研究報告中表示，核子反應器設施除役相關之基本觀念與應對措施的重要性。並在1982年(昭和57年)的長期核能計畫中表示了除役措施的執行情序。

此外，日本經濟產業省綜合能源調查會原子力部門也在1985年(昭和60年)7月15日公佈「商用核能發電設施除役」的研究報告中，分別針對合理化工程(標準工程)、經費對策、廢棄物最終處置及技術研發等方面進行說明，並隨後開始了JPDR解體的實證試驗。

迄今，日本有關核設施解體及除役管制法規的檢討有：「核子反應器設施解體安全之基本觀念」(1985年12月 原子力安全委員會訂定，2001年8月修訂)、「實用發電用核子反應器設施除役安全及安全管制的觀念」(2001年8月 原子力綜合資源能源調查會安全保安部門除役安全小組)等。根據上述之檢討，在進行實用發電用核子反應器設施除役時，應妥適運用核子反應器管制法所規定的申請辦法(提出解體申請、變更保安規定)，並為確保經營者能確實執行安全對策，同時實施了相關的管制規定。迄今為止，除了有獨立財團法人日本原子力

研究開發機構的動力實驗用反應器(JPDR)及日本原子力發電公司的東海核能電廠等除役案例之經驗回饋外，於除役解體的技術研發及現場試驗等過程中，也逐漸累積了不少除役的相關專業知識與技術。

此情況下，2004年(平成16年)10月14日，日本原子力安全委員會在彙整有關核子反應器設施停止運轉後的安全管制制度的調查結果中指出：「核子反應器設施停止運轉後的保安措施，主要包括用過核燃料管理、拆除施工與其伴隨的輻射管理，以及放射性廢棄物處理在內，並根據以往累積的實驗研究用核子反應器的解體及除役相關管制經驗，依照各個拆解作業的進展情況與施工安全度，有必要檢討並建立不同階層實施的安全管制制度」。

另外，除役安全小委員會也在依據現行核子反應器設施除役的相關管制經驗下，將法令修訂納入考量，並以確保安全為首要前提，檢討如何落實管制的透明化及適用於各個除役階段的管制制度，同時並針對核設施除役管制制度的課題與今後應有的除役法規制度加以研討，以因應各個設施的多樣性及今後的除役經驗積累和技術發展(「核子反應器設施的除役」，2004年12月9日)。當今後正式迎接除役的到來時，以確保所需安全為優先考量，該研究報告係針對適合政府參與的除役階段及包括經營者責任在內所應有的管制制度，進行再次檢討，如：(一) 明訂除役的管制基準、(二) 加強經營者申請程序的透明化、(三) 取信於民眾及周邊居民對於除役管制制度的理解是很重要的認知下，認為應有的除役管制制度應是以政府「核准」除役計畫取代以往的解體「申報」，並以取得除役許可，使計畫進入除役階段。而除役活動結束時，再經由管制機關檢視經營者所採取的除役措施，並確定除役工作的完成，則核子反應器的運營、指定及設置許可，即失效。此外，建議除役中的安全管制(設施的定期檢查及保安檢查等)，係依照除役的進展情況，配合設施所需之功能及保安措施，進行分層階段性的管制。

基於上述觀念，日本政府在2005年5月進行了核子反應器相關管制法規的修訂，並再次對核子反應器除役相關安全管制法規進行檢討。而2005年11月

時，又修訂了核子反應器相關管制法規的施行令與省令，其中包括：製鍊規定、實驗用反應器規定、實用反應器規定、開發反應器規定、加工規定、貯存規定、再處理規定、廢棄物掩埋規定、廢棄物管理規定、使用規定等，已自同年12月起正式生效。

經由上述法令的修訂，經營者應檢附載明下列事項在內的除役計畫，以供管制機關審查：待拆除設施及拆除方法、核燃料物質管理及拆除方法、核燃料物質污染移除、核燃料物質或因核燃料物質產生污染物的廢棄處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能系統及性能的設備、財務規劃、執行組織等，待管制機關審核合於技術標準後，發予除役許可。

最後，當除役執行結束時，經營者應呈交確認除役終了之申報，其內容須包括：拆除作業的執行情況、核燃料物質的讓渡狀況、核燃料物質污染移除狀況、核燃料物質或因核燃料物質產生污染物的廢棄處理狀況、最終核燃料物質導致的污染分佈情形等，其次，再經由管制機關檢視該核能電廠已可解除輻射防護，並完成了核燃料物質污染物的廢棄處理後，即除役完成。

### 4.1.3 除役安全管理之現況

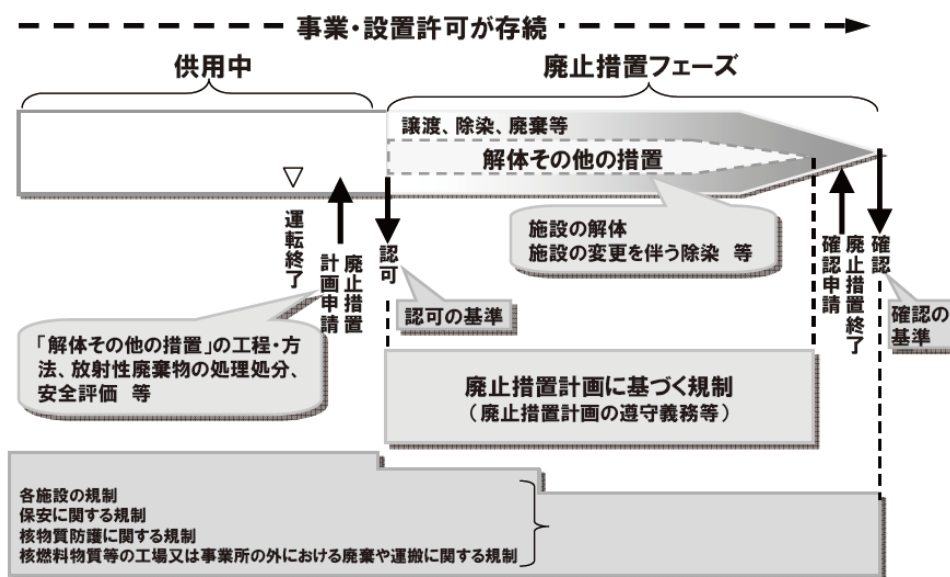


圖 4-1 現行核子反應器設施除役的管制程序



圖 4-1 為現行核子反應器設施除役的管制程序除役期間，核子反應器設施的「事業與設置許可」仍有效。但取得除役計畫認可後，將開始分階段解除運轉時的部分管制，進行除役措施。

其分階段解除管制的項目，主要有：設施定期檢查、選任技術人員、保安措施及保安檢查的次數等。具體而言，一旦除役計畫獲得認可，並自反應器內移出核燃料後，設施即不再需要定期檢查與選任技術人員，而設施保全及保安監測也將交由業者自行管理。同時，設施內的巡邏次數也由每天 1 次以上改為每週 1 次以上；檢查業者保安措施的次數也將配合設施除役狀況，由運轉時的一年 4 次改為不到 4 次。

除役計畫之記載事項，具體已明訂於依設施類別的各政省令內。其中，特別是與確保安全有關之事項，如下所示：

(1) 待拆除設施及拆除、除汙方法

(2) 核燃料物質導致的污染分佈及評估方法

(3) 除役伴隨的輻射曝露管理

(核能電廠附近的民眾曝露評估及放射性從業人員的接受劑量等)

(4) 假設除役過程中有發生人為過失、機器設備故障或地震、火災等情況時，針對事故的種類、程度及影響等進行說明。

(5) 除役時應維持功能系統及性能的設備，以及應維持性能的期間

(6) 核燃料物質或因核燃料物質產生污染物的廢棄管理方法

基於確保上述事項之安全，管制當局將對除役計畫進行審查工作。

另外，關於待拆除設施的保安規定也是一樣，變更應反映在除役計畫內容裡，管制機關將同時進行審查。除役計畫及保安規定獲得認可後，於除役實施階段時，經營者將依保安規定進行管理，管制機關也將依必要情形，掌握保安檢查之狀況。

最後，當除役執行結束時，經營者應呈交確認除役終了之申報，並經管制機關審查：核子反應器設施之拆除作業的執行情況、核燃料物質的讓渡狀況、

核燃料物質污染移除狀況(已解除廠址土壤及輻射防護措施)，以及最終核燃料物質導致的污染分佈等情形後，即除役完成。

誠如上述，除役安全管制規定並不是維持運轉時的管制，而是配合實際的除役情形，適用於不同管制階層之制度。

#### 4.1.4 除役安全基本原則

確保核設施除役安全之方法，依據日本國內外核能電廠過去的除役經驗，進行了相關資訊的蒐集、歸納與彙整。例如，原子力安全委員會所整理的〈核子反應器設施解體相關安全確保基本觀念〉。

如圖 4-2 所示，除役中的核能設施不再需要運轉時基於安全所需而要求的停止及冷卻功能，而是著重於設施內殘留的放射性物質，以避免其對周邊環境造成影響為重要對策。

雖然將用過核燃料及核燃料移出後，輻射值會隨之降低，但拆除受污染設備時，還是須特別留意污染物質的動向。即，有需要注意：防止放射性物質向外擴散，選擇適當的施工方法、善用既有的間隔牆壁及過濾器設備、以及充分運用設備以防止污染擴大等。

另外，對於設施內從業人員的輻射防護，應考量反應器內具高放射性濃度設備的拆除作業，實有必要採取適當的輻射防護措施。

拆除作業開始前，也應先評估分佈於設施內的放射性物質，並依據放射性物質的劑量，分別進行正常拆除時與事故發生時的民眾曝露評估，並加以確認其安全性。尤其是核子反應器設施，因放射性物質大多會集中在反應器本體與其周圍附近，故有必要在確保安全的情況下，進行評估拆除的方法，這點非常重要。關於曝露評估，則參考原子力安全委員會以使用中設施作為評估對象的導則。

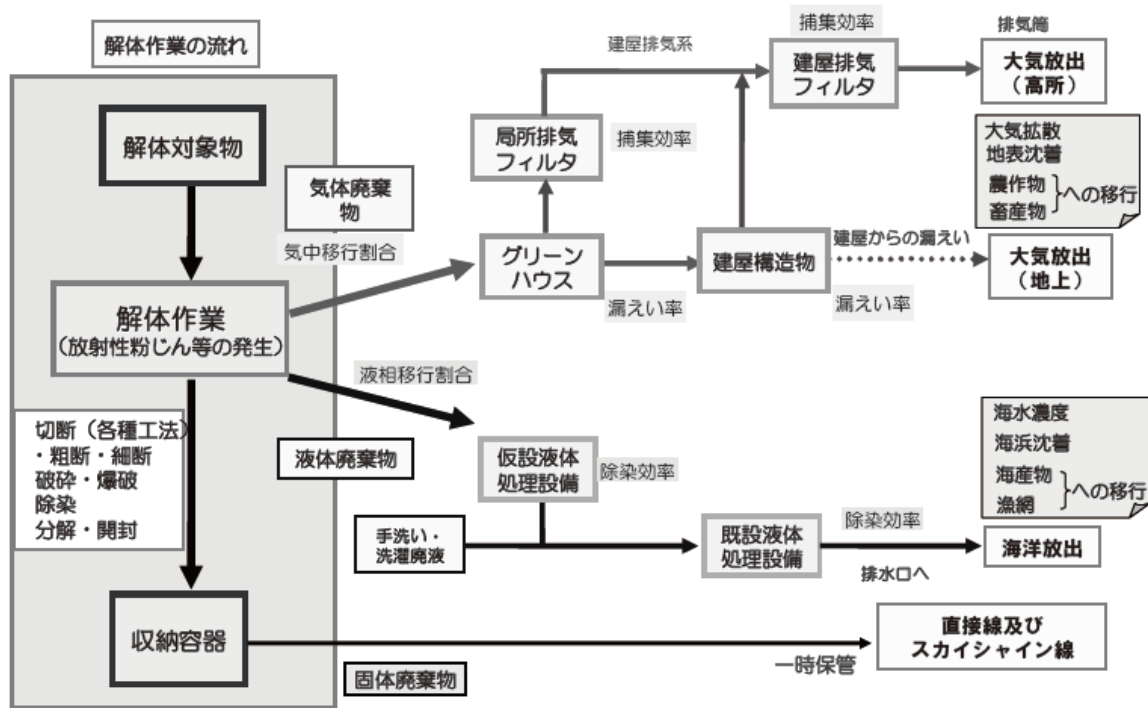


圖 4-2 正常民眾曝露之基本觀念

隨著解體與拆除工程的進行，會產生放射性廢棄物，故事前需先規劃好具體的處理與處置方法，以及事後的處置場及保管所等。進行拆除工程時，也應依廢棄物的放射性物質濃度、特性等區分作適當處理、處置，並確實掌握其流程。

不過，由於核子反應器設施分有許多類型，如實驗用反應器等，污染程度及範圍不盡相同。因此，屏蔽、換氣設備及污染防護牆等方面，其確保安全程度也大不相同。此外，製鍊、加工及再處理設施等所謂的核燃料循環設施亦有許多類型，其輻射種類(Inventory)也多，故有必要針對每一個設施的種類，考量確保安全的對策。尤其是含有長半衰期的核種，特別需要考慮到拆除時，於反應器內部的曝露等。

不光是針對輻射安全，例如：高處作業對策、石棉及 PCB 等有害廢棄物、防火對策、觸電防護對策，以及粉塵干擾對策等，於一般安全方面亦需有充分考量。

處理解體中放射性物質，以及進行各項作業時，基於確保安全，應維持並管理必要廠房、設備及機器之所需運轉期間及系統功能，這點非常重要。另外，放射性物質會隨著施工的進行而移動到過濾器，故須試圖維持及管理包括過濾器等在內的換氣設備及輻射管理設施等。

#### 4.1.5 除役相關學會標準

2003 年(平成 15 年)，日本原子力學會以實驗研究用核子反應器設施為對象，制定了<研究用核子反應器除役相關基本觀念:2003>。當時，因還未有研究用核子反應器安全執行除役計畫相關導則存在的關係，故該目的在於表明民間基準的導則，以供參考。

而後，也逐漸實踐了比研究用核子反應器具有更大規模的核能發電設施及循環相關設施的除役計畫，並在 2005 年進一步修訂核子反應器相關管制法規，重新檢視核子反應器設施除役相關安全管制制度。並且，由於政府核准除役計畫取代了以往的解體申報，故依據修訂過後的核子反應器相關管制法規，有必要彙整與省令對應的民間規格。

由此可知，日本原子力學會重新檢視既有研究用核子反應器的標準，並將適用範圍擴大到包括核燃料循環設施在內的所有核設施，以制訂電廠除役之技術基準。

經過上述背景，又過了一年多的研討時間，2006 年 7 月時，制訂了日本原子力學會基準 AESJ-R0033:2006<核設施除役計畫與實施: 2006>。

日本原子力學會進一步針對此項學會標準中的除役計畫申請書之申請相關第 4 項規定，依據迄今為止的東海核能電廠、普賢核能電廠、JAEA、大學及企業等實驗研究反應器的除役計畫，進行了內容的修訂。

具體而言，是將除役計畫申請書制定成可明確表達所需之技術性要件，同時明確指出如何記述才能滿足技術基準與基本觀念的審核重點(至少需要記載什麼樣的內容或希望記載的內容，以及應需記載到什麼程度等)。

此次之內容修訂，係針對實用發電用核子反應器設施等(實用發電用核子反應器設施及尚在研發階段的發電用核子反應器設施)，判斷是否達到性能規定化之技術基準，並以政府的技術評估為最終目的。在除役計畫申請書之申請規定方面，將實用發電用核子反應器設施等與其它設施，分述於不同章節內。

## 4.2 國外除役管制之現況

### (1) 概要

核子反應器設施之除役管制制度，以下是參考國外主要國家的實施狀況：

- 除役為「許認可制」，並已完成相關法令之制定
- 具備廠址解除管制標準的實務經驗，亦完備了相關法令

圖 4-3 及圖 4-4 分別表示 5 個主要國家的除役管制制度的演進與流程之比較，並針對 5 個國家的管制狀況進行概述。

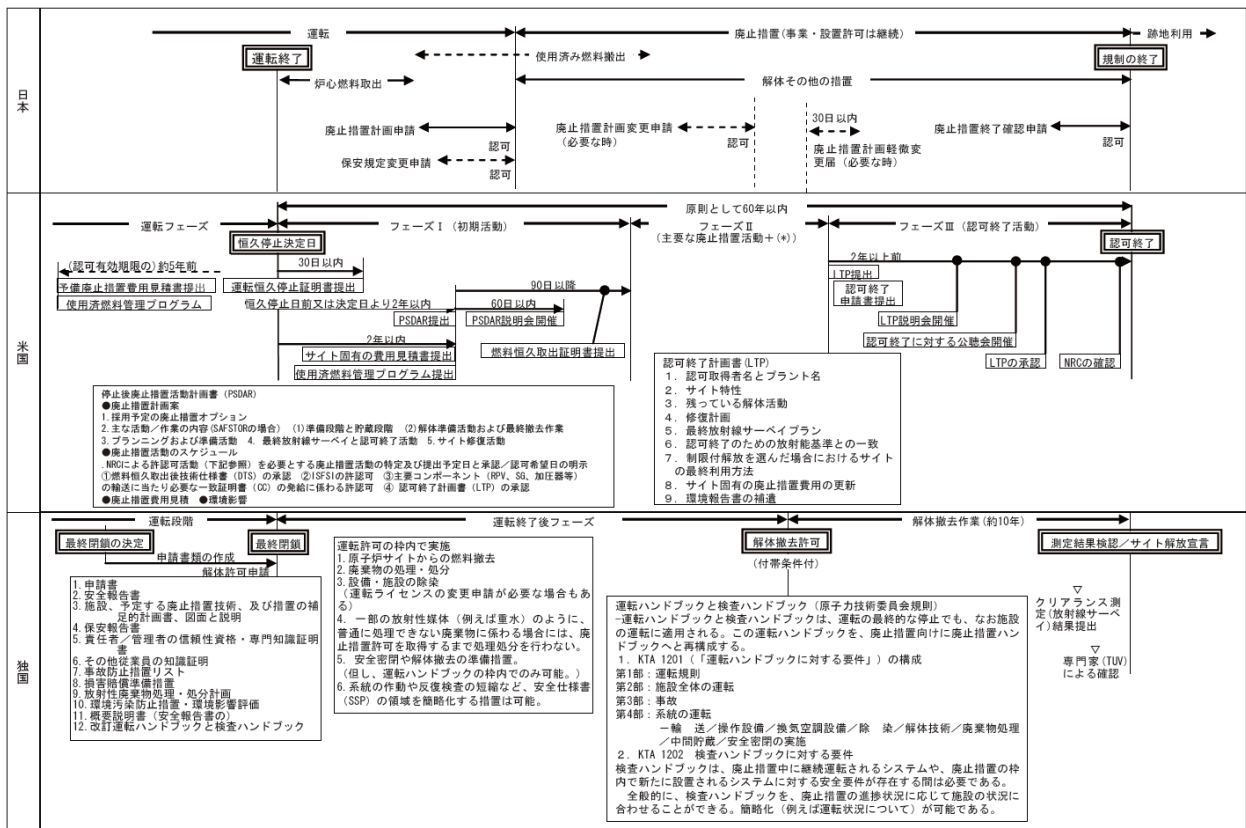


圖 4-3 分別表示 5 個主要國家的除役管制制度的演進與流程之比較

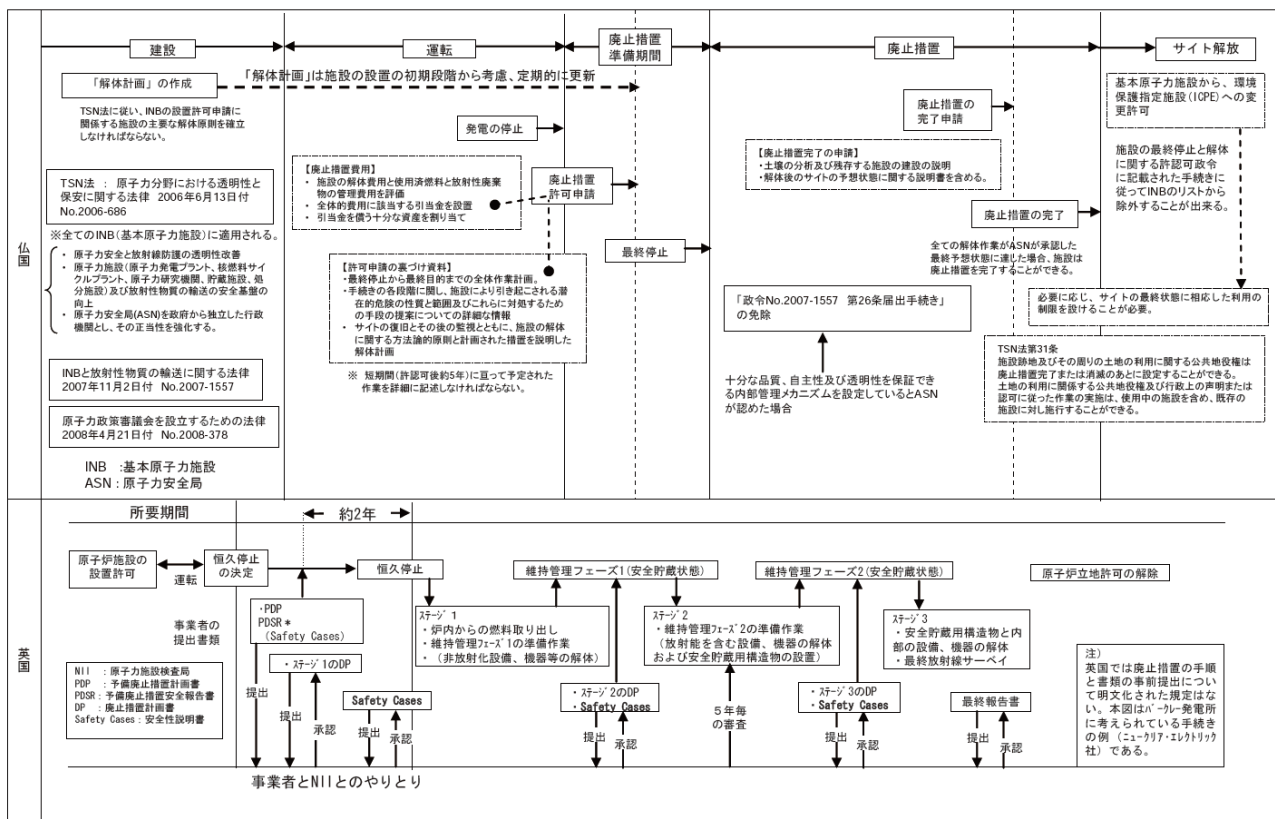


圖 4-4 分別表示 5 個主要國家的除役管制制度的演進與流程之比較

## 4.2.1 美國

### (1) 美國的管制法規

美國核能管制的聯邦法規是將權限授予各州的聯邦政府及機關，以一般規定的形式，通過立法(聯邦規定)施行法令。核物質處理與利用之相關的聯邦法規，即核能法(AEA)是將許認可權限授予核能管制委員會(NRC)，其遵照聯邦規定法令之第 10 項(10 CFR：NRC 規定)，經由各項管制的實施，施行法令。這些 NRC 規定並透過 NRC 所出版的法規指引(RG)、NUREG 等管制導則，以及業界出版的國家工業規格等，進行了內容上的補全。

美國聯邦規定中與核能發電設施除役有關的法規包含：第 10 項(10 CFR：能源)、第 29 項(29 CFR：勞工)、第 40 項(40 CFR：環境保護)，以及第 49 項(49 CFR：運輸)。10 CFR，一般稱作 NRC 規定，是規定許認可基準(含安全基準)的施行法。核能法依此規定，透過 NRC 所進行的諸多管制，施行法令。

這些規定中確立了所有與除役相關的規定，包括：除役許認可、輻射防護、副產物物質許認可、低放射性廢棄物的包裝、運送及處置等。訂定核能設施除役一般要件的相關規定之<除役措施規定(Decommissioning Rule)>，其 Part 30、40、50、70 及 72 係以適用於取得 NRC 許認可的核設施，為其制定目的。依除役規定之要求，制定適當的除役計畫，並經由實施該除役計畫終止執照，使得廠址解除管制，得以無限制使用。

## (2) 法規指引

NRC 為補全聯邦政府法規條例，出版了 (RG：Regulatory Guide)及 NUREG 法規指引。RG 履行 NRC 的特定條例外，還是一份詳細記載 NRC 人員使用手法的導則書，以評估讓 NRC 人員能接受的具體方法、界定問題及假想事故；NURGE 則是記述與管制問題相關之技術性準則的報告書。

下列敘述與除役有關所出版的法規指引：

Regulatory Guide 1.184 Decommissioning of Nuclear Power Reactors, July 2000.

- Regulatory Guide 1.185, Standard Format and Content for Post-shutdown Decommissioning Activities, July 2000.
- Regulatory Guide 1.179, Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors, January 1999.
- NUREG/CR-5512, Residual Radioactive Contamination From Decommissioning Parameter Parameter Analysis, April 1996.
- NUREG/1556, Consolidated Guidance About Nuclear Materials, Vo1 1-20.
- NUREG/1700, Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans, April 2003.
- NRC Regulatory Issue Summary 2002-02, Lessons Learned to Recently Submitted Decommission Plans and License Termination Plans, January 2002.
- NRC Regulatory Issue Summary 2004-08 Results of the License Termination Rule Analysis, May 28, 2004.

- NUREG/1575, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, Revision 1. August 2001.
- NUREG/1757, Consolidated Decommissioning Guidance, (綜合除役導則) Volumes 1-3.
- Action Plan to Ensure Timely Cleanup of Site Decommissioning Management Plan Sites, 57 FR 13389 April 1992.
- NUREG/CR-6477, Revised Analyses of Decommissioning Reference –Non-Fuel-Cycle Facilities, December 2002.
- NUREG/1682, Staff Responses to Frequently Asked Questions Concerning Decommissioning of Nuclear Power Reactors, June 2000.
- NUREG/0586, Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities (also NUREG/0586, Supplement 1, Vols. 1 & 2)
- NUREG/1496, Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for license Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities, Vols. 1-3 U.S.Nuclear Regulatory Commission

### (3) 發電反應器的許認可之申請手續概要

#### 1. PSDAR 階段

發電反應器執照經營者一旦決定永久停止運轉反應器，即須在 30 天內向 NRC 提出永久停止操作的書面證明。而反應器永久停止運轉後 2 年內，反應器執照經營者也應向 NRC 提報停止運轉後的除役活動報告(PSDAR)。在 NRC 受理 PSDAR 未滿 3 個月前，或是反應器執照經營者尚未提交永久停止運轉及永久移空燃料的書面證明之前，反應器執照經營者不得執行任何主要除役工作，但允許進行與永久停止運轉相關次要除役工作。之後，反應器執照經營者為順利取得 PSDAR，會在廠址附近舉行公聽會。根據本研究報告顯示有關反應器執照經營者所規劃之除役事項內容、主要里程碑的時程表、預估花費之估計及考量對環境所產生之影響等相關文件。NUREG-1700 修訂 1，是核能電廠執照中止計



畫的除役審查導則，並記載執照終止計畫之資訊要件。

反應器執照經營者須於預定的執照終止日期前 2 年或 2 年之前向 NRC 提出執照中止計畫書。此計畫書內容主要包括：可滿足最終廠址殘留輻射基準的詳細計畫、廠址特性評估、剩餘除役費用之估算及相關的最新資訊等。在核准執照中止計畫書前，會安排在廠址鄰近區域召開公聽會，提供大眾公開評論之機會。

反應器執照經營者係由下述除役方式中，擇一採行。

- (1) DECON(立即拆除)方式：永久停止運轉核能設施後，立即將受到放射性污染的機器設備、建物結構及部分設施予以拆除，或進行資產讓渡，實施除汙工作直到廠區內殘留的放射性低於 NRC 的等級標準(根據 10 CFR Part 20、Subpart E)為止。
- (2) SAFSTOR(延遲拆除)方式：在輻射衰減的狀態下，維持電廠設備的安全貯存條件及監測作業。然後，接著再進行拆除工作。

上述，無論哪一個皆是合法的除役方式，係交由反應器執照經營者自行選擇(SAFSTOR 或 DECON)。但若發生下列任一缺失事項，NRC 將要求反應器執照經營者進行重新評估：(1)無法完成如記載所述之除役工作、(2)無法在核能電廠停止運轉後的 60 年內完成、(3)超出 NRC 健康與安全的管制範圍外，而危害到民眾健康與安全的除役活動、(4)恐對環境帶來重大的影響。

管制機關不限定反應器執照經營者只能選擇 SAFSTOR 或 DECON，亦可合併運用 SAFSTOR 及 DECON 兩種模式的組合。反應器執照經營者因計畫目的，亦可將核能設施安全貯存一段時間後，再進行拆除大型機器設備，如：蒸汽產生器、加壓器及反應器內部組件等。接著將機組設備安全貯存約 30 年時間，然後再完成整個除汙及除役程序。然而，因現行法規規定除役須在停止運轉後的 60 年內完成，故只有在必須保護大眾健康與安全的情況下，才會考量追加除役時間。

在地下處置場興建完成到可供使用狀態之前，可先將用過核燃料繼續貯存於用過燃料池或乾式貯存護箱內。另外，在規定方面要求要設計成 ISFSI(用過核燃

料獨立貯存設施)，以供除役之用。而 ISFSI 永久停止使用前，也應做好事前準備工作，使放射性廢棄物及受污染設備減至最少，以便輕易除去放射性廢棄物及污染物質，進行結構物及受污染機器設備的除汙工作。

## 2. 執照終止階段

執照終止階段是自 NRC 受理執照終止申請書及執照終止計畫書(LTP)的時間點開始起算。上述的執照終止申請書及執照終止計畫書(LTP)有規定須於預定的執照終止日期前(載明於 PSDAR 及補充說明書內)2 年或 2 年以上提出。其內容應包含以下幾點：

- 廠址特性
- 界定尚待拆除工作項目
- 廠址復育計畫
- 詳細的最終輻射偵測計畫
- 有限制的開放使用時，敘明廠址最終用途
- 剩餘除役作業所需經費之估計
- 依 50.13 之規定，提交一份環境報告的補充。其補充需描述因反應器執照經營者所提之執照終止活動而發生的任何新資訊或重大環境變動。

NRC 規定必須提出這些書面證明是為了依照 1988 年的 DP 之要求，而需對下列事項作出決定。

1. 確保有足夠的資金，可供最終廠址開放之用途
2. 輻射曝露殘留濃度合於相關法規基準
3. 最終廠址調查合於廠址開放基準

NRC 公開發佈 LTP，提供民眾參與公開說明會之機會。若此計畫書可證明剩餘之除役作業均依照相關法規執行，並不對民眾健康與安全構成危害，則 NRC 將批准 LTP 的執行。

反應器執照經營者執行該計畫，並經 NRC 檢視並核可下列事項後，終止核能電廠的執照。

1. 已確實依照認可的 LTP 執行完剩餘拆除工作
2. 藉由最終廠址輻射監測及相關文件，證實廠址已適合開放

## 4.2.2 英國

### (1) 英國的除役管制

英國的情形與其它核能利用國家不同，不針對核能設施，而是採取對廠址利用發予執照(即，廠址執照)的方式(1965 年核能設施法第 1 條之 1)。管制機關在廠址執照上附加「條件：conditions」，並透過條件中規定的：承諾(consent)、承認(approval)、指示(direction)、同意(agreement)、通知(notification)、規定(specification)等管制權限，以及 NII (英國核能設施督察局)在 licensee(被授權者)活動計畫中所設定的各個「hold point」，管制著建於廠址內核能設施，其從“搖籃”到“墳場”的整個生命週期(1965 年核能設施法第 4 條)。換言之，即採用 1 張執照便管制了包括除役措施在內一核能設施的一生。

在英國獲得廠址執照的核能電廠的除役措施，係在核能電廠許認可制度下，由 HSE(英國衛生安全局)進行管制。廠址執照上附帶的所有條件，皆適用於除役措施活動。除役措施的必要條件是須擬定一份策略性計畫。審查條件 35 中，對於可能危及安全的核能電廠之除役措施，向除役申請人要求需具備適當的計畫與執行能力之外，並要求需持有詳細的除役計畫。HSE 有權命令除役申請人以安全性觀點來著手除役計畫。

在 HSE 尚未判斷該核能電廠已無游離輻射危害之前，核能電廠不得取消執照。除役，即是為達成此目的而進行的過程。

### (2) 環境影響評估

以核能電廠從業人員及一般民眾安全為對象的主要法令是：勞動安全衛生法及其相關規定。如上述法規中之一的(修訂)核能設施法，即是管理核能電廠的核能安全及放射性廢棄物為主的固有法規。放射性廢棄物的處置及取得設置許可的核能電廠等設施中排放至空氣中的浮游物質，以及隨液體排放而出的放射

性物質，皆受於放射性物質法的權限管制。

根據能源法所設立的 NDA(英國核能除役局)，係承接除役責任、並在民生用核能設施等待除役的這段時間，與相關經營者簽訂民間合約。由於此 NDA 的創立，上述的管制架構並不會被改變。但能源法(2004)卻帶來了兩項重要的修訂。第一項是建立一套合理的程序，將放射性物質的認可權限轉讓至環境署與 SEPA(蘇格蘭環境署)。此種轉讓能夠避免與 NDA 產生競爭，對於英國民間核能產業而言至關重要。第二項的修訂是，在定期修正認可限制與條件時，採納了環境署及 SEPA 的意見。

### (3) 核子反應器(因應除役的環境影響評估)相關規則

1999 年核子反應器(關於除役的環境影響評估)之相關規則中，將履行由特定公共性及民間項目影響評估相關的理事會指令 85/337/E.E.C，當中所衍生的核能電廠及核子反應器除役相關之環境影響評估要件。反應器執照經營者在執行核子反應器或核能電廠的除役措施或拆除前，必須向 HSE((英國衛生安全局)提交申請認可、環境影響評估的執行狀況，以及環境報告書。而環境報告書中，必須記載規則行程 1 中所提及的規定資訊。

保健安全委員會在 2005 年 8 月 1 日公佈了揭示 E.IADR99 的修訂提案概要之諮詢文件。其提案中有 2 項主要的變更。

- 將履行 E.IADR99 的上級單位之 E.C 指令中所追加的變更
- 簡化許可核能廠址除役地點的周邊準備

協議於 2005 年 10 月 31 日結束，所修訂之‘核子反應器相關(因應除役的環境影響評估)(修訂)規則 2006 年’，於 2006 年 4 月 6 日開始實施。

核能設施的認可體系適用於安裝、試運轉、運轉，及包含除役措施之民生用核能廠址的全部壽命期間。反應器執照經營者之廠址相關認可，若是經由其它組織所發行時；或只有當 EHS 認定該廠址內所有物件中將不因游離輻射引發危險時，可依據核能設施法免除廠址之相關責任。

為了健全地確保因應環境之變化，在與環境署的協議之上，政府的導則是

要求 HSE 每 5 年檢討(QQR)一次反應器執照經營者的除役策略。HSE 要求評估反應器執照經營者的除役策略並給予指導。當 HSE 判定 QQR 完成時，在與環境署的協議之上，將建立公開聲明並發表。此外，EIADR99 向 HSE 要求在認可發電用反應器的解體及開始除役措施之前，應先聽取大眾的意見。

#### (4) 英國核能除役局

英國核能除役局(NDA)為了制定適用於全英國有關核設施除役及淨化方面的重要導則，依據 2004 年能源法案在 2005 年 4 月成立，是不隸屬於保健安全管理局轄下的公家機關。NDA 的職責是以公正且資訊透明的方式，適切地考量除役帶來的社會及經濟層面的影響，並考慮到英國民生用核能遺產設施的安全防護與成本效益下，制定國際間適用的除役計畫。

NDA 進行公開協議，並取得英國政府的認可，在 2006 年 4 月時公佈了從 2006 年到 2011 年為主的初次導則。根據 2005 年的能源法案，有必要每 5 年重新檢視一次導則。

NDA 所承繼的核能遺產設施約占了英國關閉的民生用核能設施中的 85%，皆在政府的責任之下，包括了以下設施：

- 從 1940 至 1960 年代，為了英國政府的研究計畫所建造的核能電廠及設施，以及由其計畫而產生的廢棄物、物質及用過核燃料。
- 在 1960 及 1970 年代所建造的一系列之鋁鎂鈹合金反應器(Magnox)型核能電廠、再處理鋁鎂鈹合金燃料和氧化物燃料的 Sellafield 工廠及設施，以及上述所有設施附帶的廢棄物及物質。

NDA 將負起這些廠址所有除役相關的資金調度及導則之責任，於執行除役措施業務相關之職權內，與廠址經營者及廠址運轉執照公司(SLC)締結合約。由於 NDA 與 SLC 締結管理、運轉合約之故，基於廠址的生涯計畫及短期業務計畫，就必須執行除役措施業務，也就是說這些 SLC 將持續性地接受環境關係省廳、運輸省(DfT)、OCNS(民用核能保安處)的管制。作為 NDA 對於除役的一項新戰略及帶來革新的手段，這些 SLC 的所有權將交予競標。NDA 負責其廠址

上的商用業務及廢棄物管理業務之責任，以及這些廠址最終將面臨廢爐的責任。NDA 不僅需承擔這些廠址的商轉及廢棄物管理活動之責任，同時也擔負著廠址最終除役的責任。這部分的財源，一方面來自政府的供應，一方面是由 NDA 廠址的商業活動所得支付。NDA 將大部分的經費列在除役及除汙方面，並以此部分的費用為優先，進行風險管理的同時，也承擔著降低風險的責任。

### 4.2.3 法國

#### (1) 法律架構

2006 年時，法國的核能安全管理方面有了重大變革：係採用核透明與核能安全之 2006 年 6 月 13 日第 2006-686 號法令。而後，並將此法稱為“TSN 法”(Loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire – Loi TSN)。此法令適用於所有的 INB，不論其是否有包含核子反應器、用過核燃料管理設施或放射性廢棄物管理設施，是屬於核能安全及輻射防護相關的新規定。

此法令於以下三個方面顯示了重大進展：

- 經由此法令，將給予民眾得知核能運轉機關及其職員所擁有資訊之權利，以改善核能安全及輻射防護的透明化。
- 經由此法令，將提升核能設施(核能電廠、燃料循環廠、核能研究機關、貯存設施、處置設施)，及放射性物質的運送安全。
- 經由此法令，將使法國核能安全委員會 (Autorité de sûreté nucléaire – ASN) 從政府單位獨立而出，成為獨立的行政機關，強化其正統性。

另外，此法令中也包含了「罰則制度」等其它的條例。

此後，法國政府緊接著頒布 INB 和放射性物質的運送相關之 2007 年 11 月 2 日第 2007-1557 號法令，以及為設立核能政策審議會之 2008 年 4 月 21 日第 2008-378 號法令等的施行令。

依據 TSN 法，空氣污染及臭氣管理相關之 1961 年 8 月 2 日第 61-842 號法令(之後稱為“1961 年法”)被廢除了。與 INB 相關的此法令，或依據施行管制文

件所交付的所有許可及要件，基於新法律是具有許可及要件之效力的，但依此法或其施行文件所規定的條件，還是可進行修訂。

核能設施相關之 1963 年 12 月 11 日第 63-1228 號法令，以及有關 INB 的液體、氣體排放物的排出、取水相關之 1995 年 5 月 4 日第 95-540 號法令也因第 2007-1557 號法令而被廢除了。

## (2) 設施的分類

當輻射的含有量超出特定的門檻值(數值)時，該設施被稱為「基本核能設施」(INB)，由 ASN 管理。在此門檻值(數值)以下的相關設施，按照放射性物質以外目的之等級外設施的定義，將被視為”由於環保理由而被劃分之設施”(installation classée pour la protection del’environnement – ICPE) ”由環境署管理。

## (3) 設施的除役及公共地役權

當所有的拆除作業皆達到法國核能安全委員會(ASN)認可的最終預期狀態時，設施即可宣告完成除役，並依照設施的最終停止運轉及拆除相關之許認可政令所記載手續，得以從 INB 的名單中排除。

申請除役的結束，須檢附含有土壤分析、殘留設施之建設的說明，特別是關於解體後廠址的預期狀態等內容的說明書。

保存受指定的 INB 廠址在過去的紀錄，並因應必要，若有需要事先預設未來設施的利用方式時，將可根據 TSN 法第 31 條規定，於除役措施完成或執照失效後，進行設定設施的實際事蹟及其周圍土地利用之公共地役權。

土地利用相關之公共地役權及依照行政聲明或認可所實施之作業，根據 TSN 法第 31 條，包含使用中的設施，將可對既有設施予以執行。

## (4) 有關 INB 的 ASN 要件

### (1) 一般觀點

法國在 1950 年至 1990 年間以來，陸續興建了許多的 INB，但其中大多數已在過去 15 年間停止運轉或進入解體階段。計有超過 30 座以上的設施，包括核能發電用反應器、研究用反應器、研究所、燃料再處理廠、廢棄物管理設施

等，已於 2007 年時停止運轉或進行解體中。因此，與此相關之拆除作業的安全及輻射防護也漸漸成為了 ASN 的重要課題。

IAEA 對於核能電廠除役，制定了以下 3 項主要的國際等級的除役方案：

- 延遲拆除：核能設施關閉後，即進行拆除工作，先將含有放射性物質之設備或設施，安置在安全穩定的狀態下，維持數十年的安全貯存條件，直至隨後的拆除作業開始為止。
- 安全固封：核能設施關閉後，即進行拆除工作，將含有放射性物質之設備或設施，封存於強固耐久性的固封結構內，直至廠區內的殘留輻射低於放行外釋制度的等級標準為止。
- 立即拆除：無等待時間，停機後，即開始拆除工作。

ASN 聽從 IAEA 的建議，選擇了立即拆除方案。此方案的特點是可避免帶給未來世代於拆除作業之技術性及財務上的負擔。現今法國當前的所有主要運轉機關，也保證對目前預定解體的設施，將採取立即拆除方案。

根據 TSN 法，運轉機關必須確立有關申請 INB 設置許可設施的主要解體原則。另外，政令第 2007-1557 號之施行，也規定在許可申請的附件中，須涵蓋廠址復育、事後監測，及說明設施解體相關方法論原則和規劃措施之解體計畫。

並且，經由 2006 年的計畫立案法，運轉機關被要求評估設施的拆除費用、用過核燃料及放射性廢棄物的管理經費。其次，運轉機關還須設置足以符合整體經費支用的準備金，並配予足夠資金以為所用。為確保這些要件能被遵守，藉由此法令規定了特別的管理。

基於避免解體計畫的分割，並因應全體之整合性的改善，在運轉機關所提出的許可申請的附件中，必須敘述從永久停止運轉開始至欲達成預定最終目標為止的整體工作計畫。關於各階段的手續，對於由設施所引起之潛在性危險的性質及範圍，以及因應處理方法之提案，也須提供詳細的資訊。永久停止運轉及解體的階段，可在最初運轉許可的管制架構下，一直執行到準備停機為止。這段準備期間是特別為了消除部分或全部的輻射源項(Source Term)，以及為了準



備解體作業(配置廠房、準備現場作業、訓練團隊等)而設置的。

在運轉機關所提出的附件資料中，必須詳述短期(即許認可後約 5 年)內預定的作業內容。但其後的運轉，只需概述即可。

因此，永久停止運轉及解體的政令，主要是關係到剛關閉後的期間。對於之後的階段，政令中僅敘述主要義務，以及為了展開特定的重要安全相關任務時，需要哪些特定的認可。這樣的認可是根據運轉機關所提出的詳細申請書，由 ASN 所發行的。

若作業未對設施安全產生顯著的損害，並且運轉機關具有充分的品質、亦設置了自主性及透明性的內部管理機制的話，ASN 將可免除運轉機關提出設施改造時所需的呈報手續。而這樣的可能性也已編列在現今之第 2007-1557 號法令。但是對於將會為設施的安全報告書帶來重大影響、或對人們及環境之影響有可能會大幅增加之作業(特別是許認可政令中提及之作業)，則須向 ASN 提出申請。或者有如上述情況時，該作業必須經由檢附資料或必要的更新版本以利正當化。

結束解體後，INB 將被分類為管制對象外，並從 INB 名單中排除，不再適用於 INB 的法律及行政系統。但是，即使被分類為管制對象外，仍需保存所有 INB 在過去的存在紀錄，並依情況所需，須制定符合廠址最終狀態的使用限制。過去 ASN 與相關的地方政府單位協議，為了國家管理上的方便，確立了舊有的地役權，並將其登記在不動產產權記錄內，以證明實質的存在性。近年也隨著 INB 被分類為管制對象外，而被有系統地確立下來。自此之後，依據 TSN 法，有關解體設施及除役廠址所殘留的潛在風險，在 INB 被分類為管制對象外之後，將可能被認可得設定為公益事業地役權。依據這些新條例，將要求舉行公聽會，也適用於新的管制對象外之分類。

在 2003 年的 ASN 指引中，詳述了因應 INB 解體的管制架構。2007 年時，ASN 又修訂了此指引，為了增編由 TSN 法、政令第 2007-1557 號及 WENRA(歐洲核能安全總會)作業之結果所產生的管制上的變更，擬定了補充指引的草案。

針對所有的解體作業，由 TSN 法所帶來的補充內容，特別是以下相關之課題，經過 ASN 指引的制定與修訂後，有了增編與詳盡的敘述。

- 不論該設施之性質為何，對於所有的解體，公開諮詢在現今已被體系化了。
- 將解體的問題制作成一份名為“解體計畫”的資料，並定期更新，從設施的設置初期階段開始，即加以考慮除役需求，透過該運轉機關作追蹤調查。
- 依據最終達成狀態及解體後廠址的狀況，可於解體後確立公益事業地役權。
- 在 INB 被列為管制對象外後，ASN 可介入。

ASN 以明確性及總括性為目標，致力於完成由法律、規範、指引及管理措施所制定的管制架構。同時對於許多的課題，如以下所示，進行考察中。

- 在與 DGEMP 合作之下，並在 2006 年計劃立案法的架構下，為解體作業及相關廢棄物管理調度資金
- 有系統性的重新檢視運轉機關所執行的解體方案
- 解體實務(Practice)的標準化(解體後設施的最終狀態、設施或土地的再利用等)。
- 將 INB 列為管制對象外的手續

ASN 認為解體廢棄物管理，是一項有助於執行中解體計畫能否順利推動的關鍵措施(系統の利用可能性、廢棄物的流程管理)。因此，在檢視運轉機關的整體解體方案時，其廢棄物管理手續也將受到系統式的評估。同時，解體作業的開始時間，與有無適當利用消除系統進行可能殘留物質之清理，有著密切關係。

為確保進行中的作業能與最優秀的國際性實務(Practice)整合，ASN 將積極參與 IAEA、OECD/NEA 及 WENRA 等，有關 INB 解體及列為管制對象外相關分類措施的國際工作小組。

## 2. 內部認可

當運轉機關具有充分的品質、並設有自主性及透明性的內部管理機制的話，ASN 對於安全相關的簡易作業(風險程度較低之作業)，可免除其遵守政令第 2007-1557 號第 26 條所規定之申請手續。

此可能性最初因 CEA(法國核能委員會)而適用。EDF(法國電力公司)則對於預定解體的設施遵照先例(ASN 的許可已於 2004 年 2 月交付)。這目前被編列在政令第 2007-1557 號。

ASN 以這樣的可能性是可以被中斷或終結的理解下，管理著運轉機構的內部認定機制。

例如，ASN 認為 EDF 的內部認定系統的營運大致上是令人滿意的。但也針對此區域的中央部門與廠址間的相互關係，指出了幾點應改進的事項。

### 4.2.4 德國

#### (1) 法規依據

德國的除役措施，包含了核能電廠從最終停止運轉、轉讓期、解體，以及核能電廠或廠址解除核能管制前的所有措施。

在德國，對於核能設施除役的許可程序，是以核能法(AtG)、及根據 AtG 的法規及一般性行政規定作為法規上的依據。AtG 第 7 章第 3 條中，包含了除役之許可基本要件。該要件是根據 AtG 第 7 章第 1 條，針對所有被許可的設備，規定必須取得停機後，該設備或組件拆除、安全封存或解體方面的許可。在此同時，也應考慮以最先進之科學技術加以執行，此為應被遵守的原則。

核能設施除役之許可程序，是根據核能法第 7 章之“設施許可手續相關法規 AtVfV” (Atomrechtliche Verfahrensverordnung, AtVfV) 來規範。該法規中，關於除役的管制，特別包含了第三方的參與及環境影響評估(EIA)的相關規定。

發佈除役許可所須滿足的前提條件列於 AtG 第 7 章第 2 條。如同 AtG 第 7 章第 3 條中規定的，那些前提條件是因應該核能電廠的建設及運轉相關的除役

措施。制定法律者稱此為第 7 章第 2 條(限於 AtG 第 7 章第 2 條的前提條件被滿足時，才發予執照)。在符合 AtG 第 7 章第 2 條的條件下，根據 AtG 第 7 章第 1 及第 3 條來發行許可。這不僅僅只是由法律制定者所制定的核能設施除役、安全封存及解體而已，更強調對建設及運轉賦予其特別的重要性。根據能源法(例如，AtG 第 5 及第 6 章)或輻射防護法 StrlSchV(第 7 及第 9 章)所規範的其它執照，並沒有賦予這樣的限制(當滿足「前提條件」時，即給予執照)。

進行核分裂物質或其它放射性物質的處理或貯存時，在取得運轉執照的核能設施廠址內，所有建築物或廠房的拆除，將在 AtG 第 7 章第 3 條的範圍內執行。

其它的核能設施除役，除了 AtG 外，與輻射防護法也有相關。這是因為輻射防護法是為了預防因游離輻射所引起的損害，而在技術性及操作面、程序和預防措施上所作的規定。當中包含了：輻射防護原則之相關定義、放射性廢棄物的運送及跨國界運輸之相關規則、放行外釋基準(Clearance)、輻射防護相關知識、核能電廠內部的輻射防護單位、以及物理性監控輻射防護區域內之個人保護、一般民眾及環境的保護，針對安全相關之重大事項的防護，以及放射性廢棄物的相關事項等。

通過核准的核能設施的除役活動，將由監督機關進行監控。

## (2) 核能設施除役之風險

核能設施除役的特點，主要是經由移除燃料束、最終移除超出解除管制基準 (Clearance Level)的殘留放射性核種，以及透過解除核能管制，持續地減少核能電廠的放射性核種的總量(Inventory)。並且，當設施處於冷卻狀態，壓力也被除去時，與運轉階段不同，可說如放射性物質總量會擴散那樣的潛在性能量已幾乎不存在。大致而言，隨著拆除作業的進行，將同時持續地降低危險性。在以法令為準的管制架構中，藉由除役相關之具體管制及勸告、適用既有的管制架構及配合降低可能風險，以及在辦理許可手續或監督手續的過程時，經由廢除監督規則及要件，證明其危險性確有持續降低。

### (3) 核能設施除役之安全對策

這些資訊也同樣適用於核能設施的除役。關於前述的條例，在本研究報告中所作的解說，也同樣適用於部份或全部核能設施的除役。一般而言，適用於核能設施運轉階段的一般性安全基準，也同樣適用於除役措施。但其部分細節方面則有重大差異。例如，

從核能電廠移出所有燃料束後，針對核子反應器的臨界選項已不再適用，且在取得許可後，經由液體及氣體的排出，排放至環境的輻射等級通常是非常低的。與安全相關的要件及其實施，將於第 4 條注釋裡作說明。

核能設施的除役過程中，若有產生需要興建新的放射性廢棄物管理設施之需求時，在進行設施的安全性評估、興建動工及試運轉前，環境影響評估之第 15 條要件，同樣適用於核能設施除役期間內，所興建的放射性廢棄物處理設施。

根據核能法(AtG)第 7 章之設施除役的相關指引，於除役措施的許可程序過程中，為促進更有效且協調的合作，以往皆以聯邦政府與州政府雙方所同意事項為採用對象。該指引旨在追求以下目標：

- 除役措施手續中，將整合與許可及監督相關之事項
- 對於除役措施手續的實施方式，將加強聯邦政府與州政府之間的共識
- 將盡量協調雙方之意見與合作方法

特別是在此指引中，除了許可及監督外，並對於法令上所適用的管制架構、除役的計畫提案及準備、在根據 AtG 第 7 章提出了有關核能設施的除役、安全封存及解體之實踐性合作方式的提案。

以核能相關規則及管制來說，是平等地看待立即拆除與安全封存後再予以拆除，這二種除役選項。聯邦政府及州政府則支持立即拆除方式。經營者同樣對於這二種除役選項有選擇的空間。

### (4) 除役相關的法令條例

將除役相關之核能法規類的條文條例，摘要如下。

1976 年以前的核能法(AtG；核子反應器相關之最基本法律，有制定核子反

應器設置許可的必要性、許可要件等)，對於法律上應如何管理設施的除役措施並無任何的規定。因此，為了闡明管制體系上對於除役的定位，透過 1976 年的第 4 次法案修訂，在核能法第 7 條之設施許可規定中，追加了第 3 項的”除役事前須先取得許可”，其規定應取得以下取可：(一) 核子反應器設施的停止運轉及廢止(Stillegung)、(二) 最終除役設施之安全貯存(sicherer Einschluß)、(三)設施或部分設施解體(Abbau)。為了取得上述之取可，同時對於核能法第 7 條第 2 項所揭載之要件，說明其適用的要點。(第 7 條第 3 項 2 段)

此要件原本是核子反應器的設置許可所適用的許可要件，具體如下：

1. 申請人及設施的設置、運轉和監控負責人均具有充分的可靠性，且具備履行職責所需的專業知識。
2. 運轉人員及其它工作人員均對於安全運轉及防護措施具有必要知識
3. 根據目前的科學及技術水平，採取足夠的防災措施
4. 將可能履行損害賠償義務
5. 針對第三方的妨礙，採取足夠的防護措施
6. 設施的立地位置不會對自然環境產生負面影響

可證明得以滿足上述要件的申請文件，列於核能法手續令第 3 條。該手續令中，主要將申請文件分為申請書及其附件等 2 大類。

1. 根據手續令第 2 條規定，申請書內應明載申請人之姓名、住址及設施相關之文件等。
2. 根據手續令第 3 條規定，附件內應提出安全報告書及其補充說明書(含圖)、第三方對於設施的防護措施，以及負責人的能力證明等。

另外，除了手續令所規定的文件外，亦要求提出，在輻射防護令、核能法填補準備令、聯邦環境污染防止法及水管理法中所規定之文件。

對於申請許可的範圍，並沒有具體的規定；但依法律之定義，可交由申請人自行裁量「部份許可」。(核能法手續令第 18 條)

有關除役廢棄物處理及處置相關之條例，列於核能法第 9a 條及第 2 條第 2

項。核能法第 9a 條認為，與其將殘留物質及解體廢料當成放射性廢棄物進行分類或處置，還不如在不帶來損害的形態下，進行再利用。因此，除役伴隨的大量金屬及混凝土，已按照此基本觀念進行再利用。核能法第 2 條第 2 項則是適用於不可能回收，而必須被當成廢棄物處置之物件，但僅限於輻射等級極低時，基於核能法，可在許可官署發下許可證明後，當成一般廢棄物處置。

- 核能法第 2 條第 2 項(一般廢棄物的移除)
- 核能法第 7 條第 3 項(除役許可)
- 核能法第 7 條第 2 項(許可要件)
- 核能法第 9a 條第 1 項(放射性物質的再利用及移除)
- 核能法第 9a 條第 2、3 項(放射性廢棄物的轉讓)
- 核能法手續令第 2 條(申請認可的形式及內容)
- 核能法手續令第 3 條(審查必備附件)
- 核能法手續令第 4 條第 5、2 項(民眾參與)
- 放射線防護令第 8 條(放射性廢棄物的輸送)
- 放射線防護令第 28 條第 1 項(曝露劑量之極小化原則)
- 放射線防護令第 45 條(核能設施附近所允許的曝露劑量)
- 放射線防護令第 49 條(職業曝露劑量的容許值)
- 核能填補準備令第 12 條(賠償金額)

#### (5)管制機關對除役活動的監控 (德國)

根據核能法，雖然監督官署有責任去監控(經營者)是否有遵照除役許可書上之基本條件，但許可(審查)的對象只是一個概略的計畫。故經營者應將實際進行的除役活動，製作成一個具體且詳細的作業計畫接受審查。並且，除役的執行也將接受相關的檢查及現場勘查。

許可發放後，為了確認除役措施是否有遵照許可書上的來執行，將透過 TÜV 與經營者持續的密切聯絡及適時的討論修正，進行監督的工作。

TÜV 的權限，是因為許可書而有了保證。換言之，在許可書的附帶條件中，

有規定經營者在什麼時間點、執行什麼樣的作業、程序和方法，都應在事前先通過 TÜV 的審查及認可，或是否要接受現場勘查等。當有下達這樣的指示時，經營者應檢附作業計劃(方法及日程表等)，TÜV 將依據這些計劃，訂定審查及檢查的日程表。

申請除役相關的許可時，由於申請人所提出的計畫相對較為簡略，故詳細的計畫，將視情況，交由 TÜV 來進行審查。並且，每完成一項機器、建築結構或設備的拆除工作時，就要製成報告書。在此報告書中，應敘述作業人員的曝露預測值及廢棄物的產生量，TÜV 將對此進行審查。

由於 TÜV 並沒有檢查及監控相關的標準手冊，故也將依每座電廠的不同而有差異。

TÜV 需一年一次向政府提出報告書，內容應描述經營者是否有遵照許可書上的附帶條件，確實執行作業及管理(輻射防護、廢棄物管理、防災及教育訓練等)。一座核能電廠的除役，需 2 至 4 人的 TÜV 檢察官參與，計一年需花費 3,000 小時左右。

若有需要變更許可書上經營者所提出的文件內容的話，必須要呈報給的管制機關州政府。若在技術方面有變更的話，需要呈報給 TÜV，再進行審查確認該變更是否是必要的。若當判斷是必要的變更的話，則需取得新的許可。

#### (6) 除役認可程序的解說 (德國)

德國的除役認可程序的特點之一，是先將停機及除役許可發給前的時期，視為「運轉終了後階段」，並可在此期間內，於現行運轉的許可架構下，進行除役的準備作業。例如，取出核子反應器的燃料並運往廠外，廢棄物的處理及處置、設施及設備的除汙等。其次，像安全貯存及解體準備的作業，無論是否有在運轉許可範圍內，只要不是需要獲得許可那樣的重要程度之作業，即可進行(不過，後者有必要在事前向管制單位提出申請)。

必要情況時，可申請運轉許可的變更，獲得許可後，即可實施(雖然自核子反應器取出燃料後，將不再適用。但若能提供更好的運轉手冊或檢查手冊的條



例，或當有不需要的人員出現時，即有必要變更運轉許可)。以德國的除役認可程序來看，有立即拆除及安全貯存後解體之二種選項。

### 1. 進行申請的時期與提出書面之關係

依據日本現行的核子反應器管制法，針對除役整體程序，只有規定應在事前提出一次申請；但是，德國方面則規定，除了應在事前先取得管制機關的許可外，還須明載申請時期及申請對象。換言之，即不論在什麼時期、進行什麼樣範圍的除役工作，皆係交由經營者自行斟酌與決定。例如，Rheinsberg 核能電廠，僅利用一次的許可，即完成所有除役程序；另一方面，Gundremmingen 核能電廠則是分 3 次取得許可(到核子反應器廠房內部拆解為止)。

### 2. 申請書類的概要

申請許可時所應提出的文件，列在核能法手續令第 3 條。其條項中，雖無規定各文件的記載樣式等規則及技術基準存在，但除役使用手冊中，則有明確說明各文件的名稱及其功用。

申請文件的整體結構，首先，最重要的就是作為審查對象的「許可申請書」。此申請書內容約 2 到 3 頁，應簡明扼要，記載申請人的地址、姓名、許可申請對象的除役措施範圍及申請理由等。其次，將除役之範圍、方法、程序及其安全性等主要的審查事項，彙整成一份 10 到 20 頁左右的「安全報告書」，同時歸納詳細圖片及補充數據等，整理成一份約數百頁的「補充說明書」。此外，申請時，還須向管制機關提交，類似日本「保安規定」及「運轉程序書」兩者合併的「運轉(解體)手冊」文件，其亦是發給許可時所審查之對象。

### 3. 申請書類的審查程序

認可的權限在於州政府。首先，申請人向州政府提出申請文件。接著，州政府再將文件交由第三方機關—TÜV 技術專門團隊，進行技術方面的審查。

然後，TÜV 再將文件審查結果的報告書，提交給州政府。該報告書中，還有提供州政府於發給許可時，所應附加的條件的草案。

州政府參考 TÜV 的審查結果的同時，也進行審查的動作，最後再下達最終

決定。然而，在州政府下達最終決定前，都有可能要求申請人重新填寫不齊全的資料。

審查時間會依個案不同而有差異，並無時間上的限制。例如，Gundremmingen 核能電廠 A 號機的 3 次許可，即是從開始申請一直到執照發放為止，各花費了 2.5 年、2 年及 1 年的時間。

#### 1. 聯邦政府的參與

雖說認可權限已交予州政府，但申請時，還是需要向聯邦政府提出主要的文件。聯邦政府再指示聯邦的檢查機關，即核子反應器安全委員會(RSK)進行審查工作。聯邦政府的功用，主要是負責各州政府之間的協調，以及進行法律定義的標準化。

#### 2. 許可書的發放

審查結束時，與「許可申請書」相對應，會發放「許可書」。許可書通常會比「許可申請書」的頁數來得厚，其內容主要是因應除役活動而設的管制框架。雖然除役活動在此框架範圍內就得以進行，但有附加條件：(一) 進行安全程度較高之作業時，須向 TÜV 提交具體的步驟說明書，經由 TÜV 核准後，始得為之、(二) 針對有需要進行安全實證之作業，須經由實證測試確認其安全性後，始得為之、或者(三) 針對可能超出輻射曝露劑量標準以上之作業，須進行輻射曝露劑量的檢測並提交檢測結果。然而，因普遍都會被這樣地要求，故無硬性規定非得一定要在許可書發放前，就確立好所有除役活動的細節及取得許可。許可書基本上也就是決定大致框架的文書，記載了執行作業時所應遵守的條件、取得 TÜV 認可所需之必要作業、應報告項目等的內容。

### 4.2.5 義大利

#### (1) 管制狀況

義大利的除役相關管制可見於 Legislative Decree 230 第 95 條，特別是其中的第 55 條至 57 條。有關取得除役認可之手續，申請人應提交數份包含整體除

設計畫在內的文件，內容描述除役之整體工程。這些文件，主要是由審核所需之基本項目構成，包括了於安全上所要求的全部數據及分析。同時，在執行解體階段時，如有特別的拆除活動，也須提出一個詳細的設計報告。

經濟開發省根據 ISPRA 的建議，(集結環境省、內務省、勞動健康社會省及當地政府的看法)，將必須核准這些活動的實施。當整體計畫被提出後，主要的認可也會在單次或數次的階段時，通過核准。

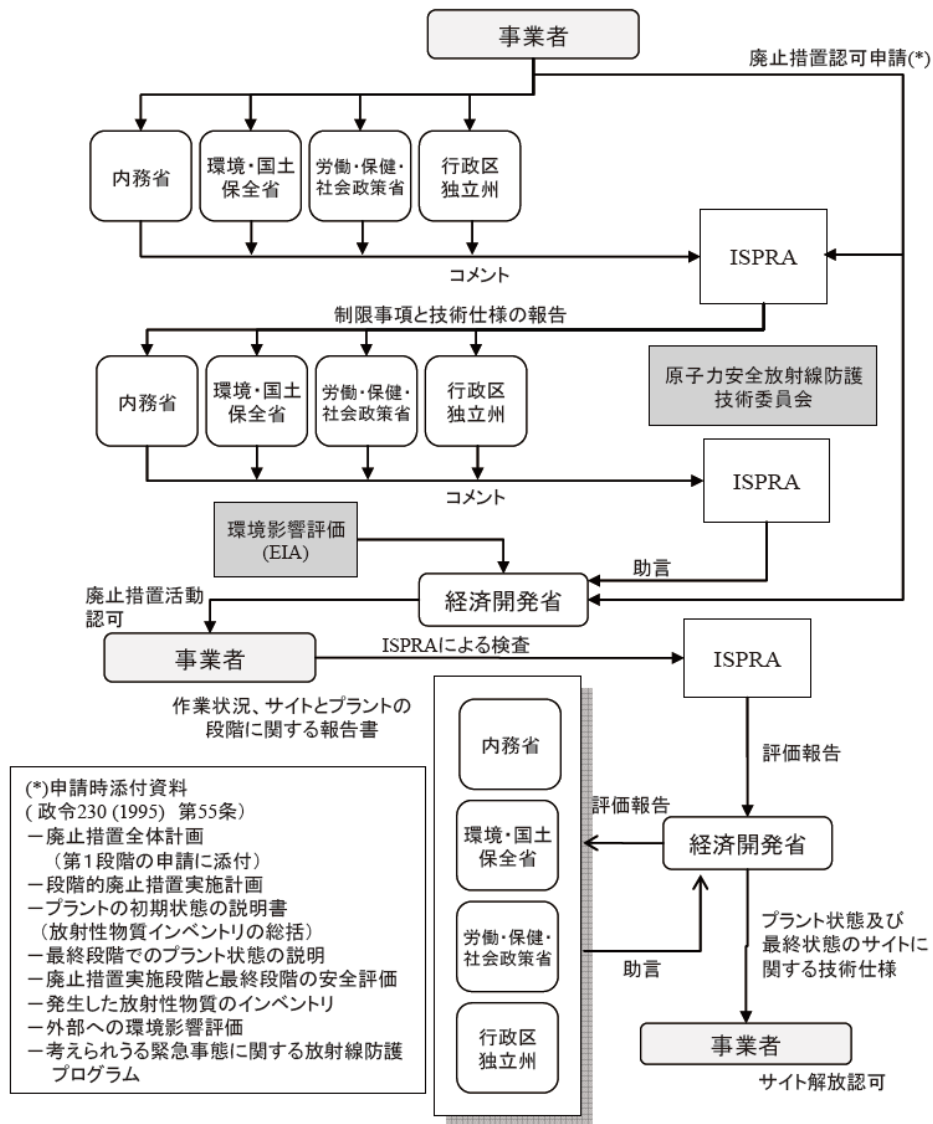


圖 4-5 整體程序之組織圖

## 4.3 除役相關國際安全標準

### 4.3.1 IAEA

#### (1) 關於 IAEA 安全標準體制之組織

IAEA 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)

IAEA 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)

IAEA 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 IAEA 輻射區域的國際安全標準 BSS(Basic Safety Standards)是日本從前就能耳熟能詳的名稱，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。

BBS 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。IAEA 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 NUSS 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。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。

#### (7) 除役安全標準文件的現況

IAEA 將 2006 年所制定的安全基本原則奉為最高準則，依據安全管制文件之體制，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 4-6 所示。

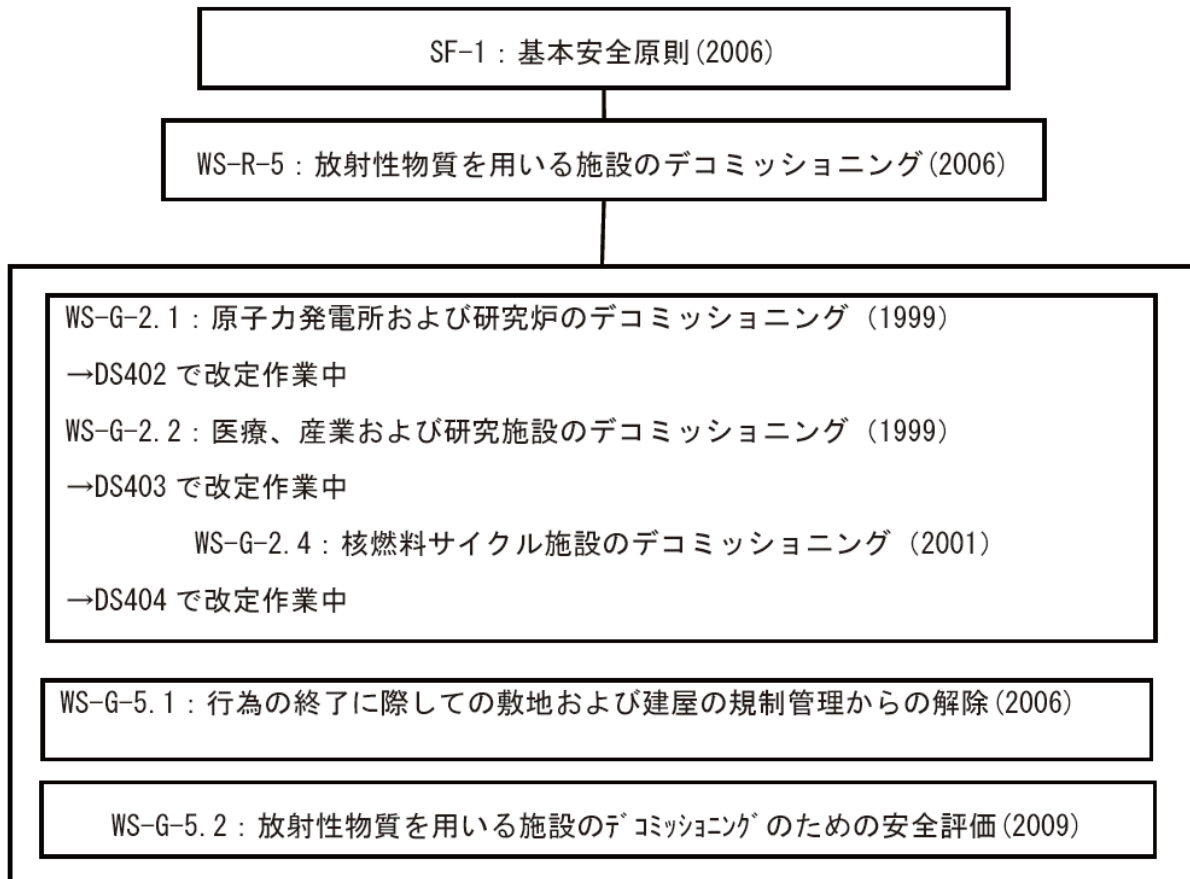
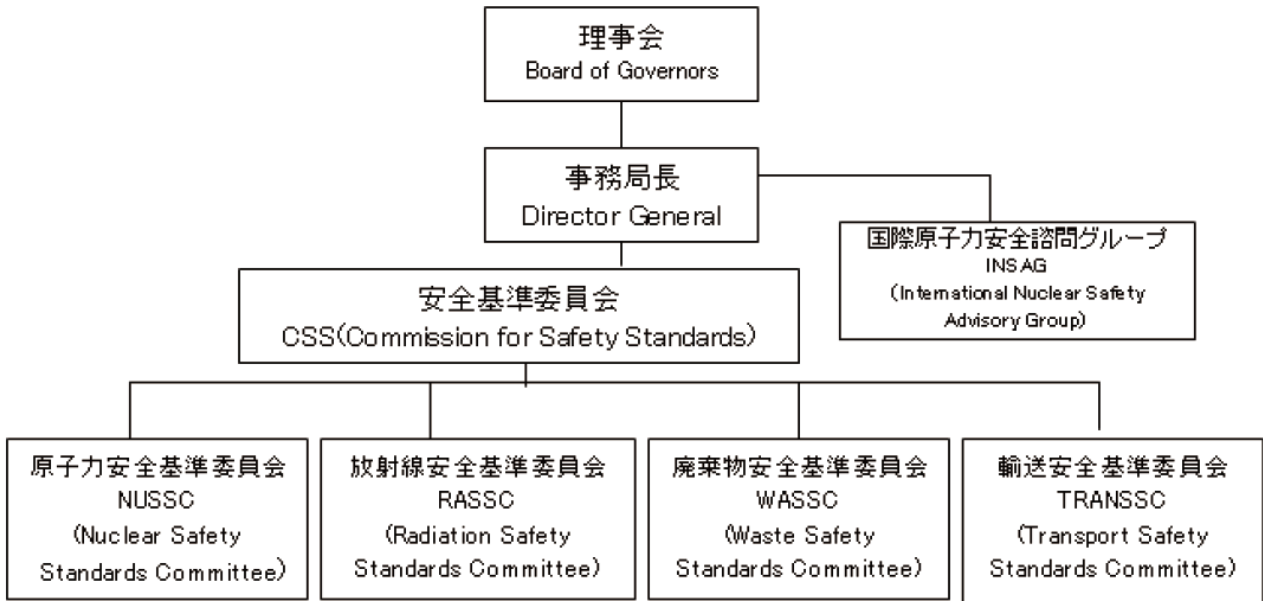


圖 4-6 組織圖

IAEA 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。

然而，因日本現行的除役管制制度，是在 IAEA 制定安全要件「核能設施除役 WS-R-5」的時期所進行的修訂，故以當時的草案及安全導則「核能電廠及研究用核子反應器之除役安全導則(WG-G-2.1)等」進行比較評估，並已確認所要求的事項符合現實需求。

WS-R-5 的主要內容如表 4-1 所示。

表 4- 1 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

## 4.3.2 除役規劃方法

### 4.3.2.1 除役方式及策略

有關核子反應器除役之分類方式，國際核能總署(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”。

關於日本商用核能發電設施之除役，在綜合能源調查會核能部門 1985 年(昭和 60)年 7 月 15 日所彙整的「商用核能發電設施的除役」報告書中，將除役方式分類為固封除役、屏蔽隔離及解體拆除。並以「透過固封除役的安全貯存-解體拆除」作為除役標準作業程序，考量到安全貯存期間時作業人員的輻射曝露，認為應需要 5 至 10 年的安全貯存期。不過，在此的固封除役是相當於 IAEA 的延遲拆除，須特別留意雙方名詞定義的差別。

將日本核子反應器設施除役之分類方式與 IAEA 及美國的作比較，如表 4-2 及圖 4-7。

國外是根據設施特徵、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(NDA)，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。法國則依據 ASN 的建議，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。

表 4-2 日本核子反應器設施除役之分類方式與 IAEA 及美國之比較

	日本の分類	IAEA のかつての分類 *1	IAEA の現在の分類*2	米国の分類*3
基本的分類	密閉管理（安全貯蔵）	ステージ 1 （監視付き貯蔵）	Diferred dismantling: 遅延解体(安全貯蔵)	SAFSTOR （安全貯蔵）
	遮へい隔離（安全貯蔵）	ステージ 2 （制限つき敷地解放）	Entombment: 密閉管理	ENTOMB （遮へい隔離）
	解体撤去	ステージ 3 （制限なし敷地解放）	Immediate dismantling: 即時解体	DECON （即時解体）

\*1 IAEA T.R.S. No351、\*2 IAEA WS-R-5 \*3 Regulatory Guide 1.184

方式 内容	① 密閉管理方式	② 遮蔽隔離方式	③ 解体撤去方式
概 要 図			
概 要	使用済燃料等の搬出、系統除染の後、原子力発電施設全体を閉鎖して適切な管理下に置く方式。	使用済燃料等の搬出、系統除染の後、原子炉建屋内の放射能の高い部分を遮蔽隔離（開口部はコンクリート等を充填し封鎖する。）して適切な管理下に置き、他の部分は解体撤去する方式。	使用済燃料等の搬出、系統除染の後、原子力発電施設のすべてを解体撤去する方式。

(注) [---]は、解体撤去する範囲を示す。

圖 4-7 日本核子反應器設施除役之分類方式與 IAEA 及美國之比較

#### 4.3.2.2 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(FP)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。

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。

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。

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 FP 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  $10^{17}$  貝克勒爾(Bq)；放射性物質總量也將集中於核子反應器，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。

#### 4.3.2.3 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務評估等。

#### 4.3.2.4 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。空氣浮游物的產生／移轉行為。如圖 4-8 所示。

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。

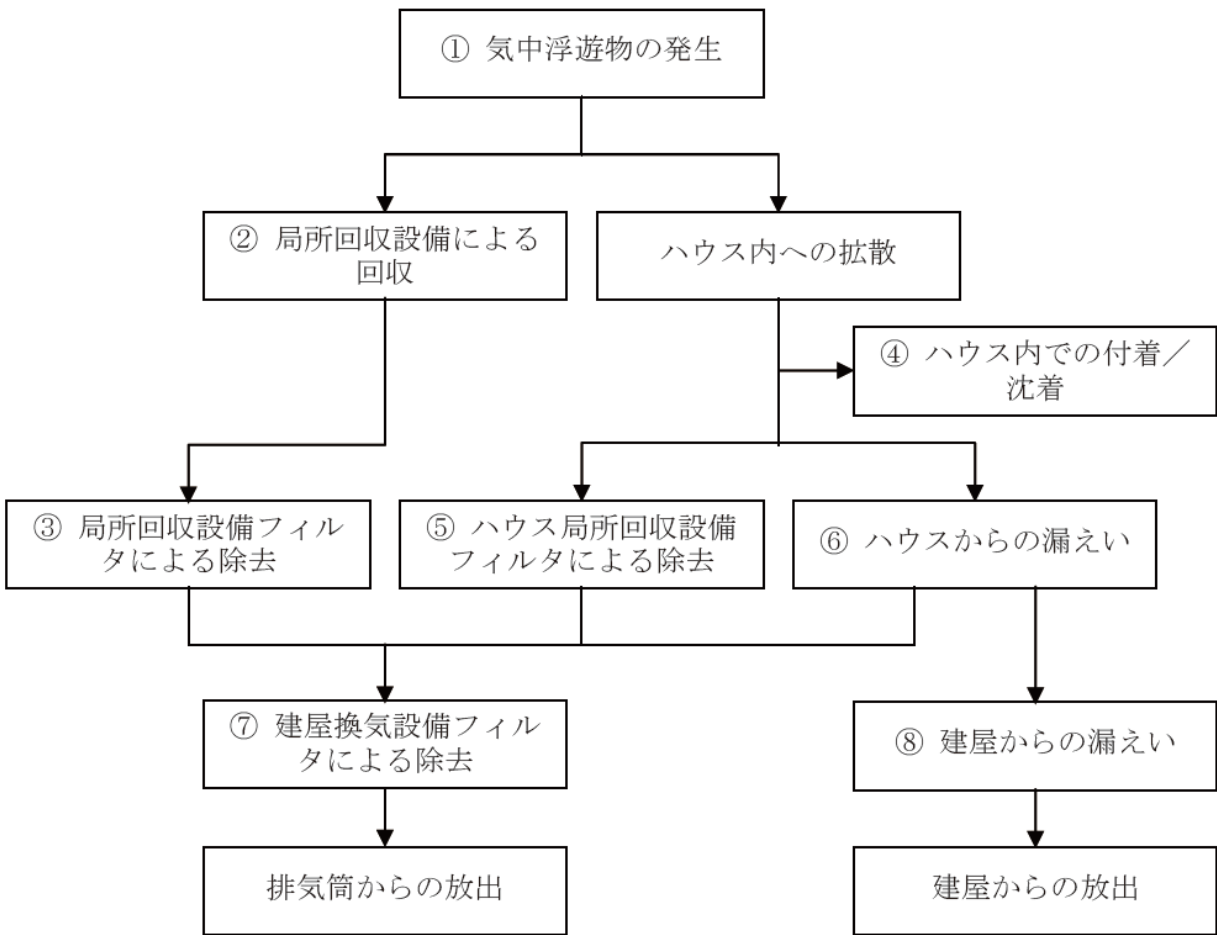
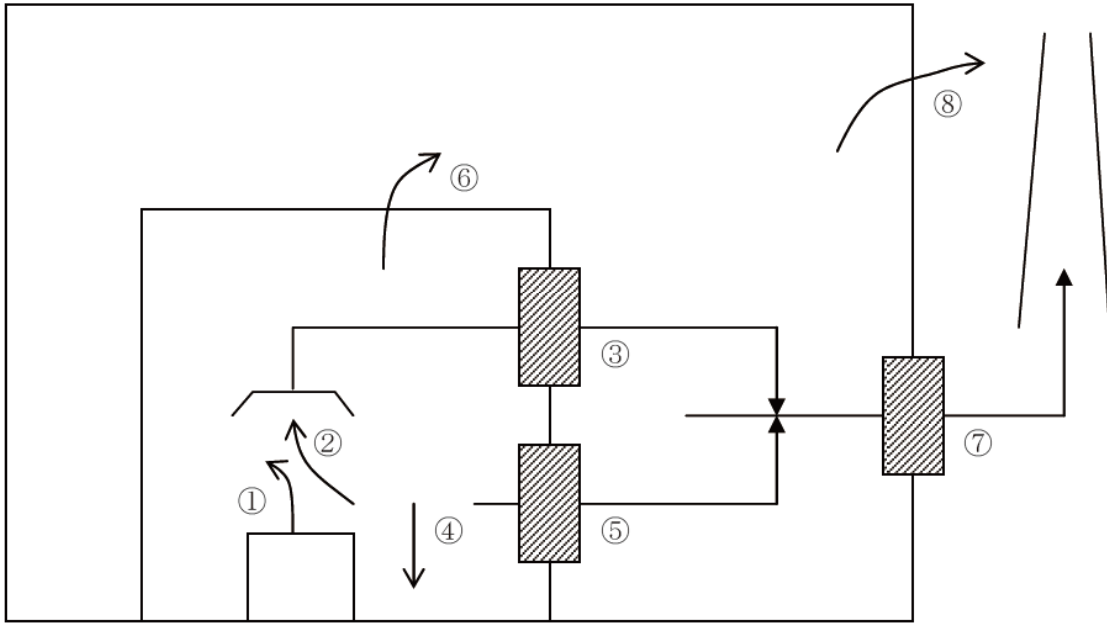


圖 4-8 表示水中浮游物(溶解物)的產生／移轉行為

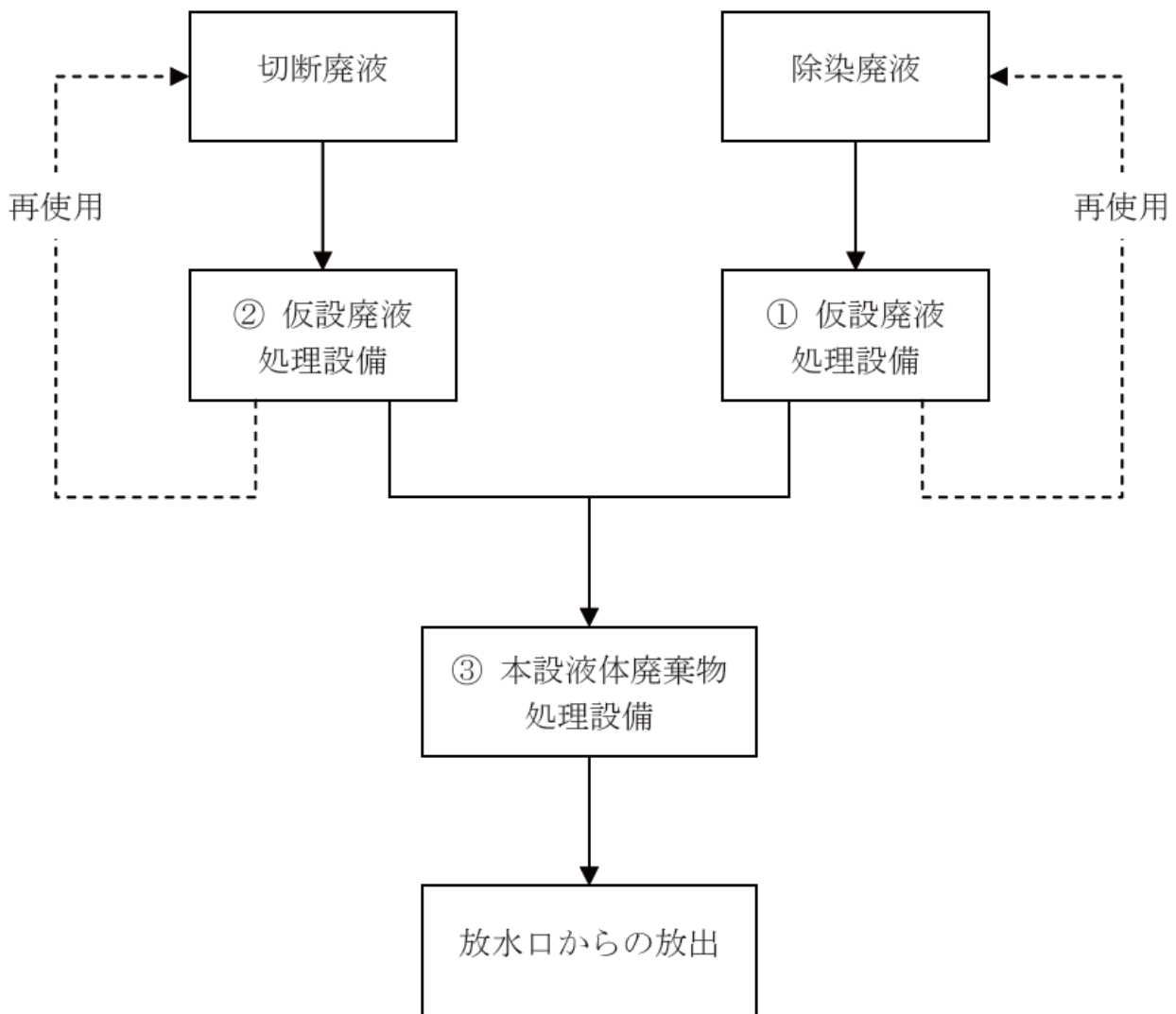


圖 4-9 假設放射性物質轉移環境的可能途徑

有關轉移環境的途徑，圖 4-9 是假設放射性物質轉移環境的可能途徑。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 FP 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。

#### 4.3.2.5 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。

#### 4.3.2.6 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之附件十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。

#### 4.4 除役的準備

用過核子燃料搬出後的除役各工程分割（也就是詳細計劃的區分）著重於放射化、汙染程度較高的設備，基本的工程分割分為系統除汙、安全貯存、解體拆除 3 項工程。

在現在的制度中，就算已用盡燃料位於廠址中，仍可進行除役計劃的認可申請。以下，針對實際解體拆除開始前的準備期間進行說明。

##### 4.4.1 用過核子燃料的管理與轉讓

在除役計劃認可申請書中，必須以「核子燃料之管理與轉讓」作為本文事項進行說明。具體來說，應標示核子燃料之各存放場所的種類及數量、核子燃料的管理、核子燃料的轉讓。

因此，制定除役計劃時，應明確標示貯存或保管核子燃料的各存放場所、數量以及數量，同時對於反應器中作為燃料使用的核子燃料，則應在各存放場所進行新燃料與用過核子燃料的分類管理。另外，除役開始後，全新的核子燃料不可攜入除役對象設施內。

在核子燃料的處置及貯存或保管方面，應在期間中維護並管理可提供必要性核子燃料之臨界防止、衰變熱去除、遮蔽及閉鎖之各項機能的設備，以確保安全。具有必要機能的這些設備，應隨著貯存或保管的核子燃料數量或核子燃料衰變熱的減少而縮小。

#### 4.4.2 核子燃料的轉讓

核子燃料會根據反應器等條例，轉讓給核能事業者等企業或海外。用過核子燃料的轉讓，則依反應器設置許可申請書等文件中用過核子燃料之處置方法為準。

在海外除役方面，也有在相同腹地之貯存設備中持續管理核燃料的事例。另外，國內可能也有利用除役對象外之貯存設施、其他號機之貯存設施持續管理的情況。

#### 4.4.3 系統除汙

所謂的系統除汙是指針對反應器一次冷卻系統般的系統構成機器、配管系統或系統的部分機器、配管，進行解體或不分解的除汙。除汙方法為採用一般藥劑的系統化學除汙。

除役中的系統化學除汙是為了降低輻射曝露，讓設施的解體作業更容易。若是在提供使用中，則是以降低運作中保養、補修時的輻射為目的，以優先確保機器之健全性，而以較安定的條件進行除汙，但就解體前除汙的情況來說，大多適用金屬氧化物的溶解力較強，且汙染等級降低效果較大的除汙法。不論是何種情況，除汙作業都是在除汙對象與除汙設備之間構成循環，並讓除汙液循環，進行除汙。

目前開發並實施的除汙方法有 CORD 法、DFD 法等各種方法。在海外，德勒斯登 1 號爐 (Dresden-1) 的全系統汙染、佛蒙特洋基 (Vermont Yankee) 爐的再循環系統除汙、蒙蒂賽洛 (Monticello) 爐的反應器水淨化系統除汙等多種實施案例皆有報告。國內則以動力示範爐 (JPDR) 的再循環系統、反應器水淨化系統為對象，透過各系統不同的除汙法，實施解體前除汙。另外，「普賢 (Fugen)」也於除役準備期間，實施了反應器冷卻系統的除汙。

#### 4.4.4 安全貯存

根據 JIS 核能用語，所謂的安全貯存是指「又稱為密閉管理及遮蔽隔離。就是將反應器的周邊機器除汙或視必要進行部分性拆除後，減輕監測等方面的管理，同時進行保管」。

東海發電廠就以反應器為對象，在反應器本體解體之前，實施安全貯存。具體來說，輻射等級較高的反應器區域侷限於包含反應器本體、生物屏蔽及生物屏蔽內的氣體導管在內的區域。因此，為了讓輻射量衰減，反應器區域必須將連接於反應器本體系統的所有閥門等關閉，進行約 10 年期間的安全貯存。

另外，在反應器區域安全貯存期間，會進行熱交換器解體拆除等較中規模的解體拆除工程，安全貯存期間所實施的工程，必須在不影響安全貯存中設備、建築物的情況下實施。

就「普賢 (Fugen)」的情況來說，是針對反應器區域實施必要性的排水，並設定反應器解體前的衰減期間，但由於反應器區域還有重水系統的乾燥等作業，所以並未進行如東海發電廠那樣的明確性隔離措施，無法稱之為安全貯存。因此，必須持續採取巡視檢查等安全上的必要性管理。

#### 4.4.5 解體技術（切割技術及遙控技術）

除役時所需要的解體技術是根據過去的設備改造經驗、除役經驗，開發、應用多項技術，並提出實績。當中，反應器解體所需的技術如表 4-3 所示，在各國、各機關皆有實用性的開發，且大多都已經在實用發電用反應器上實用化。

表 4-3 反應器解體所需技術

(資料來源：核能發電技術機構：實用發電用反應器廢爐設備確證實驗之相關報告書)

必要技術	國內外的開發技術	實用／開發
切割技術／遙控操作技術	電漿電弧切割技術	實用發電用反應器的實績技術
	粉末氣體切割技術	
	砂輪切割技術	
	帶鋸切割技術	
	鑽石複線切割技術	
	手持碎石機剷除技術	
	圓盤切割技術	
	放電熔融技術	
	通用氣體／機械切割技術	
	通用作業監視系統	
	控制爆破技術	
鑽石刀具切割技術		
磨料水噴射切割技術		
鋼筋通電加熱混凝土剝離技術		
冰鋸切割技術		
回收技術	通用汙染擴大防止技術	實用發電用反應器的實績技術
一般混凝土構造物解體技術	控制爆破／碎石技術	
	鑽石複線切割技術	

日本國內也於核能發電技術機構（下稱 NUPEC）中，以實用化適用於輕水爐的技術為目的，透過技術的確證、實證試驗，進行實用化的技術開發。其研究開發的技術有反應器壓力容器的解體技術、建築混凝土（生物遮罩牆）的解體技術、反應器遙控解體系統技術、把持技術等。

特別是反應器壓力容器已呈現嚴重放射化，難以接近，而且容器又屬於厚實的金屬構造物，因此必須利用遙控操作裝置應用特殊的解體工法、機器。其開發出的技術舉例來說，有電弧氣刨和氣體切割相互搭配的工法、水中的低合

金鋼一體化切割、水中 ITV 攝影機＋機械手的遙控切割等技術。

#### 4.4.5.1 反應器本體之解體方法

如上述，在反應器本體的解體中，首先輻射等級是依爐內建築物、較厚構造物的反應爐壓力容器的順序增高，且必須特別考量的是輻射集中於爐內建築物的問題。另外，位於其周圍極為堅固的鋼筋混凝土的生物屏蔽呈放射化。爐心部的解體方法分成細小切割的解體與一併拆除。

例如，1986 年中，研究用反應器舊 JRR-3 爐體（重量 2200 噸）就以反應器更換工程的一環，進行了世界首次的一併拆除工程。

另外，美國的 Shippingport（西賓堡）爐在 1989 年進行了一併拆除工程，Trojan（左勁）爐則在 1999 年進行了含爐內建造物之反應器壓力容器的一併拆除工程。甚至，Maine Yankee（緬因州楊基）、San Onofre（聖翁費瑞）1 號機、Big Rock Point、Connecticut Yankee 四座，也在基於處置場的要求排除 GTCC 廢棄物（美國的廢棄物處置標準等級 C 以上）的條件下，藉由一併拆除反應器壓力容器的工法，於 2001 年到 2004 年間達到了拆除處置的實績。因為可做出這樣的處置，所以，美國大多傾向於採用反應器壓力容器等的一併拆除工法。

細切工法是將輻射等級最高的爐內構造物零散解體並進行拆除，就案例而言，最早的實績是美國的 Erik River（ERR），另外，還有日本的 JPDR 等的應用實績。JPDR 是透過遙控技術，採用水中電漿電弧切割。

關於反應器壓力容器的切割方面，110 萬 kW 級的壓力容器有重量 400 噸（PWR 型）到 800 噸（BWR 型），各自的主體厚度也有 230mm、170mm 的區別，是解體最困難的構造物之一。JPDR 是採用擁有旋轉刀片的電弧鋸進行切割。比利時的 BR-3 於 2000 年所進行的細切作業，是先以旋轉鋸切割成環狀，再使用帶鋸。而德國的多目的反應器 MZFR，是將反應器壓力容器下方氣體切割成環狀，其環狀的細切則是採用線鋸（Jig saw）。

葛蕾福沃得（Greifswald）核能發電廠廠址是推行將 5 座舊蘇聯型 PWR 依

序解體的世界最大型計劃，其作法是盡可能減少熱切割工法，並多採用機械切割（帶鋸等）。在最近的技術開發之下，由於二次廢棄物的回收、處理等較為容易，所以鋼構造物的解體大多傾向於機械切割工法或磨料噴射等方式。

#### 4.4.5.2 生物屏蔽之解體施工方法

反應器設施的混凝土構造物解體技術分為破碎工法（控制爆破、破壞等）、塊狀切割工法（鑽石刀具、線鋸等），以及以表面除汙為目的的表面剝離工法（鏟除法、噴砂法、刨削法等），開發使用了各種工法。

破碎工法是以採用利用衝擊力的巨型碎石機等機械，效率很高，但會發生噪音、震動、粉塵。JPDR 實驗性使用了解體效率極高的控制爆破工法，顯示出效率性的成果。

輻射等級較高部分的解體等方面，採用大型塊狀解體的工法較為合理。在美國的高溫氣體爐中，就有利用鑽石線鋸將生物屏蔽切割為塊狀後再進行拆除的實證案例。

另外，還要考量解體後的廢棄物等級分類，採用適當工法的組合搭配。

#### 4.4.5.3 移除污染混凝土

對於非放射化且表面污染的混凝土，要採用剝離表面的技術。藉由剝離表面的方式，就可以將混凝土軀體視為非放射性廢棄物處理。在 JPDR 中，就根據污染水滲透入混凝土的深度為 Co-60 數釐米、Cs-137 為 10 數釐米以內的調查結果，效率性的將污染混凝土分離。除汙方法有鏟除法、噴砂法以及乾冰噴砂法等。

#### 4.4.5.4 解體後的除汙技術

解體後的除汙目的，與降低系統除汙之主目的的曝露不同，主要是為了降低廢棄物的輻射等級。輻射等級降低就可降低廢棄物的等級，減少處置費用。



依情況的不同，有時也可能因低於清潔標準而作為資源再利用。

解體後除汙法有浸漬性化學除汙、噴砂除汙等的機械性除汙、電解研磨等方法。電解研磨除汙法是將汙染金屬連接於直流電源的陽極，並在與陰極一起浸泡在電解液的過程中，施加固定的電流、電壓，溶解並除去附著在金屬表面的放射性物質。JPDR 的解體計劃也做過試驗。化學除汙則是採用比系統除汙更具強力除汙效果的藥劑。例如，使用硝酸（Nitric acid）和鈾（cerium）的方法、使用強酸的方法等。至於機械除汙法，除了使用鋼或鋁等研磨劑的噴砂法之外，還有高壓水噴射法，或者是將研磨粒混合於水或空氣並進行除汙的研磨方法等。其他還有超音波除汙法、雷射除汙法等。

另外，關於解體後除汙的方式，必須配合廢棄物的降低效果，考量手法的費用、經濟性，加以綜合性判斷適用何種手法。

#### 4.4.5.5 測定技術

除役時，必須依照除役的階段，實施解體前的殘存輻射測量（殘量評估）、廢棄體的輻射測量、清潔測量、建築與土地開放前的最終確認測量等各種測量。

特別是反應器除役所產生的廢棄物，是以金屬廢棄物及混凝土廢棄物為主體，並且會產生比較大量的低標廢棄物。處置的廢棄物，會特別以測量等方式進行適當的分類，而清潔對象物方面，由於會因再利用等原因而被發放至市內，所以適當的測量便更加重要。而且，除役具有極短期間內產生大量廢棄物的特徵，所以也就更需要快速且適當的測量法。

在 JPDR 的解體實地試驗中，就實施開發了配管系統內部之輻射汙染的非破壞測量技術，以及非破壞性定量測量反應器壓力容器內的放射化構造物等比活度的望遠測量法。

另外，NUPEC 針對建築物及土壤的放射性物質濃度測量技術（接觸掃描測量、統一分布測量、設置型測量等）及清潔對象物的測量技術實施了確證實驗。甚至，2007 年及 2008 年度時，JAEA 的核能科學研究所也實施了以廠址開放為

目的的測量試驗。

另外，在清潔方面，東海發電廠的除役以解體廢棄物為對象，於 2007 年 6 月，首次經過國家確認檢查，將對象物從反應器中搬出。

#### 4.4.5.6 其他技術

除前述外，還必須有合理、安全實施除役的安全評估技術、工程支援系統等技術，這些技術在各機關皆有開發且應用。

### 4.4.6 除役產生之廢棄物

#### 4.4.6.1 廢棄物管理

設施的各個場所會隨著核能設施之解體工程的進行，而產生大量輻射等級不同的解體廢棄物。由於工程多且複雜，所以利用設施內的有限空間分類、管理解體廢棄物，是相當重要的一環。另外，若以處置上的分類來看，則必須將運轉中所產生的廢棄物加以分類，並採取適當的管理。特別是若考量列為清潔對象的廢棄物，解體廢棄物的分類、管理就更為重要。

關於除役上的廢棄物管理，特別重要的事項如下列所示。

- 擬定除役計劃時，應根據處置計畫依放射性物質的濃度、性狀等加以分類後評估產生量，並於事前確保臨時保管的必要空間。
- 實施除役時，應努力減少廢棄物的產生量，並注意避免發生物流延誤。
- 依照放射性廢棄物的分類，進行符合搬出端之處置場等收容標準的必要處理。
- 在進行臨時保管、除汙或固化等處理、容器填裝等過程中，應進行管理，避免混入其他分類的廢棄物。
- 應針對廢棄物制定管理單位，並明確分類、數量、處理經過、輻射等測量與評估方法、紀錄項目等，並進行有系統的履歷管理。

另外，為適當執行這些事項，在各核能設施制定保安規定之必要事項，並根據品質保證考量確實實施，都是相當重要的作業。例如，對於清潔對象的廢棄物，就必須採取防止遭其他分類之廢棄物污染與防止污染物混入的對策，以及履歷管理、測量紀錄的管理。

另外，核能設施會排放出石棉（Asbestos）及 PCB 等有害廢棄物。對於這些有害廢棄物，也必須進行與放射性廢棄物相同的處置，並確保安全。

#### 4.4.6.2 廢棄物的分類及數量

除役所產生的放射性廢棄物可概略分別為金屬類與混凝土類，特別是在反應器設施中，更有高低不同的輻射等級分布。因此，依照輻射等級分類，採取安全且合理的處置，是最基本的做法。

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。必須依各自的性狀調整，進行於容器固型化、封入等適當處理。除外，還有不需以放射性物質處置的廢棄物（清潔物）、非放射性廢棄物（NR）。

以東海發電廠的情況而言，解體廢棄物的實量是 19.2 萬噸，當中 L1 至 L3 放射性廢棄物約占 10%。另外，以 110 萬 kWe 級輕水爐發電廠情況來說，其總量約 50-55 萬噸左右，當中的放射性廢棄物則有 1-2%。

另外，解體廢棄物量的評估結果標示於表 4-4，表 4-5 則是標示現狀國內的放射性廢棄物的分類別量。

表 4-4 解體廢棄物量的評估結果

(取自電氣事業聯合會,2007.3.14\_綜合資源能源調查會電氣事業分科會核能發電投資環境整備小委員會\_第6屆、資料3 「核能發電設施除役費用的過與不足」(補充資料))

表 1 大型示範廠之解體廢棄物的物量

【單位：噸】

	現行的解體準備金制度		依輻射濃度確認規則標準分類的情況	
	BWR 大規模 (110 萬 kW 級)	PWR 大規模 (110 萬 kW 級)	BWR 大規模 (110 萬 kW 級)	PWR 大規模 (110 萬 kW 級)
L1 廢棄物	80	200	80	200
L2 廢棄物	850	1,720	850	1,720
L3 廢棄物	7,110	3,140	11,810	4,040
清潔標準 以下的廢棄物	528,610	489,860	523,910	488,960
合計	536,650	494,920	536,650	494,920

\*尾數處理是將 1 噸單位四捨五入。

表 2 中型示範廠之解體廢棄物的物量

【單位：噸】

	現行的解體準備金制度		依輻射濃度確認規則標準分類的情況	
	BWR 大規模 (80 萬 kW 級)	PWR 大規模 (80 萬 kW 級)	BWR 大規模 (80 萬 kW 級)	PWR 大規模 (80 萬 kW 級)
L1 廢棄物	70	190	70	190
L2 廢棄物	830	1,230	830	1,230
L3 廢棄物	4,870	2,290	6,750	2,570
清潔標準 以下的廢棄物	232,060	224,110	230,180	223,830
合計	237,830	227,820	237,830	227,820

\*尾數處理是將 1 噸單位四捨五入。

表 3 小型示範廠之解體廢棄物的物量

【單位：噸】

	現行的解體準備金制度		依輻射濃度確認規則標準 分類的情況	
	BWR 大規模 (50 萬 kW 級)	PWR 大規模 (50 萬 kW 級)	BWR 大規模 (50 萬 kW 級)	PWR 大規模 (50 萬 kW 級)
L1 廢棄物	50	120	50	120
L2 廢棄物	760	710	760	710
L3 廢棄物	3,730	1,560	5,530	1,860
清潔標準 以下的廢棄 物	142,130	191,420	140,330	191,120
合 計	146,670	193,810	146,670	193,810

\*尾數處理是將 1 噸單位四捨五入。

表 4-5 分類別放射性廢棄物量

			發生量	保管量	處置量	
高標 放射性 廢棄物	日本核能研 究 開發機構 東海事業所	玻璃固化體 (120 公升)	6 支	247 支	—	
		液體	15m <sup>3</sup>	404m <sup>3</sup>		
	日本原燃	玻璃固化體 (120 公升)	收容量 0 支	總收容量 1,310 支	—	
低標 放射 性 廢棄物	TRU 日本核能研 究 開發機構 東海事業所	高放射性固 體	147 支	約 6,500 支		—
		低標固體	300 支	約 75,200 支		
	日本原燃		4,500 支	約 20,600 支		
發電 所 廢棄 物	實用發電用核能		約 57,200 支	約 602,700 支	1 號：約 139,000 支 2 號：約 62,000 支	
	研究開發反應器	普賢	約 500 支	約 18,900 支	—	
		文殊	200 支	約 3,600 支		
	鈾	5 家公司 6 間事業所		約 3,600	約 44,100 支	

				支	
	廢棄物 管理設施	日本原燃	120 支	784 支	
		日本核能研 究開發機構 大洗研究所	35 支	553 支	
RI、研 究所 等廢 棄物	RI	JRIA 協會		約 102,200 支 <sup>1)</sup> (內、醫療 RI： 2.0 萬支)	—
		舊原研		約 39,000 支 <sup>2)</sup>	
		舊回收機構		約 1,000 支 <sup>2)</sup>	
	研究所等	舊原研		約 107,000 支 <sup>3)</sup>	
		舊回收機構		約 22,000 支 <sup>4)</sup>	
		其他		約 3,000 支 <sup>3)</sup>	

- (1) 關於日本 JRIA 協會的 RI 廢棄物支數，是研究 RI 廢棄物約 8,2000 支、醫療 RI 廢棄物約 20,000 支。(截至 2004 年度年底)
- (2) 舊原研及舊回收機構的 RI 廢棄物支數，是以從僅持有 RI 法許可的設施產生，且可證實、區別的廢棄物為對象。原研的 RI 廢棄物幾乎都是由外部機關委託處理的廢棄物。(截至 2003 年度年底)
- (3) 適合 TRU 廢棄物及鈾廢棄物的研究所等廢棄物除外。(截至 2003 年度年底)
- (4) 普賢發電廠及文殊建設所產生的廢棄物，且 RI 廢棄物除外。(截至 2003 年度年度)

**【資料來源】**

(高標放射性廢棄物、低標放射性廢棄物)

- 「2007 年度核能設施的放射性廢棄物管理狀況及輻射業務從業者的劑量管理狀況」經濟產業省 核能安全、保安院 2008 年 6 月

(RI、研究所等廢棄物)

- 「社團法人日本 JRIA 協會的 RI 廢棄物管理狀況」  
社團法人日本 JRIA 協會 2006 年 1 月 17 日

- 「研究所等產生的放射性固體廢棄物之近地表處置的安全規制之基本思考」

核能安全委員會 放射性廢棄物、除役專門部會 2006 年 3 月 31 日

#### 4.4.6.3 廢棄物再利用

隨著除役而產生的廢棄物，會針對 L1、L2、L3 放射性廢棄物進行掩埋處置，但占絕大部分的清潔物、非放射性廢棄物，則是經由規定手續，以一般廢棄物搬出發電所外，進行處置或再利用。

在東海發電所的案例中，解體機器類等機械的金屬類採用與一般廢料相同，以電熔爐等處理後，加工成鋼筋、鋼架、鑄物等再利用的計劃。可是，現狀則是加工成加速器的屏蔽、長凳、桌子、鐵塊等物品，然後在自家公司內或是核能產業內利用。

#### 4.4.6.4 產業廢棄物及有害物

在日本國內，廢棄物處置及清潔的相關法律與其隨附的政令中，廢棄物大略分成產業廢棄物和一般廢棄物，當中並不包含放射性廢棄物，並不適用於廢棄物清理法，所以應遵從核能等規則進行處置。另外，關於清潔物、非放射性廢棄物方面，經過規定手續及確認，從設施搬出後，採取與一般物品相同的處置，進行處置處理時，則適用於廢棄物清理法。

在這些廢棄物中，不再利用的瓦礫類、有害物質等，則必須依各自的性狀，以產業廢棄物進行適當的處理。另外，有害物質透過解體作業、容器封入、保管、搬運等處理時，必須謹慎處理。

#### 4.4.7 除役時的安全管理及事故預防

就除役的安全管理來說，作業者有關於輻射安全及一般安全相關的安全管理。就輻射安全而言，基本上和提供使用中的管理手法並沒有差異，但解體時

產生的粉塵造成內部曝露的對策等部分則必須加強。

另外，就一般安全來說，基本上是根據勞動安全衛生法進行管理，但和使用火的切割作業、高處作業、重量物的搬運、石棉的處理等提供使用相比，仍要考量作業內容的差異。甚至，這些事故可能造成放射性物質的釋放意外，必須徹底採取考量此點的對策。

同時，由於會利用與提供使用不同的解體設備，所以亦必須確保這些設施的安全。

#### 4.4.8 除役時的設施維護

在除役計劃中，以「除役期間中應維護機能的設施及其性能，以及應維護其性能的期間」作為附件，進行說明。

就算設施的運轉停止，設施內仍有運轉過程中所產生的輻射殘存，所以必須依照安全貯存及解體的各階段，注意該設施所要求的性能，並採取安全管理。

例如，核子燃料的處置設施、貯存設施、放射性廢棄物的廢棄設施及輻射管理設施等，都要進行必要期間、性能的均衡管理，但應管理的設施會依照解體的進度而減少。

另外，除役時，放射性物質會隨著工程而移動至濾器或廢棄體等，所以管理含濾器在內的換氣設備、廢棄體的貯存設施，仍必須依照其變化，謀求設施維護。

還有，關於住家、建築物部分，在放射化及遭污染的機器拆除之前，為了防止污染朝外部擴大，都會在除役的最終階段之前，採用障壁及輻射屏蔽，所以必須採取適當維護管理。

甚至，在除役時的電源設備、照明、防火設備、升吊設備等，是持續進行安全性解體作業的重要設備。由於從提供使用開始所利用的這些設備，必須進行長期間的利用，所以必須特別就設備維護採取充分考量。



#### 4.4.9 保安規定及保安檢查

保安規定制定了為安全執行除役用的規定。其內容涉及相當廣泛，包含了遵守保安規定用的體制、促成安全文化用的體制、品質保證、職務及組織、保安教育等。

另外，關於操作、維護、輻射管理、廢棄物管理等，除了與提供使用中相同的規定外，也有制定除役管理相關的規定。

再則，國家會透過檢查（保安檢查），確認上述保安規定的遵守狀況。保安檢查的次數是每年進行四次以內的檢查。

#### 4.4.10 除役實施之組織架構

在除役計劃認可申請書的附件中，針對「除役中的實施體制」進行了說明，計畫書上必須記載技術者的確保及技術者的教育與訓練。

另外，在附件中，也針對「品質保證計畫」做了說明，具體內容制定於保安規定。

除役期間中的紀錄應以運轉階段的紀錄為準，並且有保存設備檢查紀錄、輻射管理紀錄等的義務。

甚至，實用爐規則等方面，規定應將解體紀錄作為除役特有的紀錄，並且有義務在每次各工程結束時，紀錄並保存除役相關工程方法、時期及對象反應器設施的設備名稱等。

透過這些，在保存除役適當執行紀錄的同時，就可以基於在無安全疑慮下達成除役及除役計劃，確認除役完成。

#### 5.2.2.6.4.5 教育及知識之保持（參考 OECD/NEA 資料）

除役是以老舊設施為對象，歷經長時間所實施的計畫。因此，在實施之前必須挖掘設施過去的知識加以整理，同時在企劃期間加以保持，並在世代之間持續傳承。

知識的傳承也與教育問題有關。為確保除役時的安全，運轉時實施的基本教育當然是必要的，但為了在除役中有效利用過去的有用知識，仍必須採行有系統的教育。

就知識的保持來說，以除役活動為計畫時，設施設計文件的詳細變更經過、過去的現象紀錄，在設施的特性調查作業上，都是相當有用的資料。

雖然與除役的規則沒有直接關連，但在運轉階段，是否有保持那種紀錄的必要性仍被視為運轉時的正式要件。同樣的，解體的後期階段，以及為了預防電氣設備的事故、建築物的意外崩塌、火災等一般產業事故，設施解體時的持續性紀錄仍是安全確保除役活動的必要資料。

關於短期契約者或承包契約者的管理方面，應在相關的計畫管理系統中受到擔保，但事業者本身也必須多加注意。

另外，執行除役活動的計畫時，操作員的知識很重要，但問題是那些知識會隨著時間的流逝而逐漸減少。而且，資訊的優先度在過去和現在中會有所差異。特別是在初期核能開發時所獲得的資訊往往都會流失，但就現在來說，這些資訊或許仍很重要。因此，初期操作員所擁有的知識是相當珍貴的資料。

## **4.5 除役作業完成**

### **4.5.1 確認除役作業之完成**

根據法令，除役結束時，事業者應提出除役完成的確認申請書，且該申請書會以完成確認的標準審查。其標準有核子燃料的轉讓完成、除役對象設施的用地相關土壤及該用地所殘存的設施，沒有因輻射而必須採取危害防止措施的狀況、核子燃料或遭核子燃料汙染的物品廢棄完成等。

### **4.5.2 廢棄物處置**

在上述中，關於「核子燃料或遭核子燃料汙染的物品廢棄完成」部分，具體來說，在除役完成之前，放射性固體廢棄物必須交給廢棄事業者，或是持有

廢棄事業者以外之輻射危害防止效果的廢棄設施業者，進行廢棄。可是，也有計畫時未明確廢棄端的情況，但在完成時期之前，則必須確定廢棄端，當有廢棄物殘存時，即無法判定除役完成。

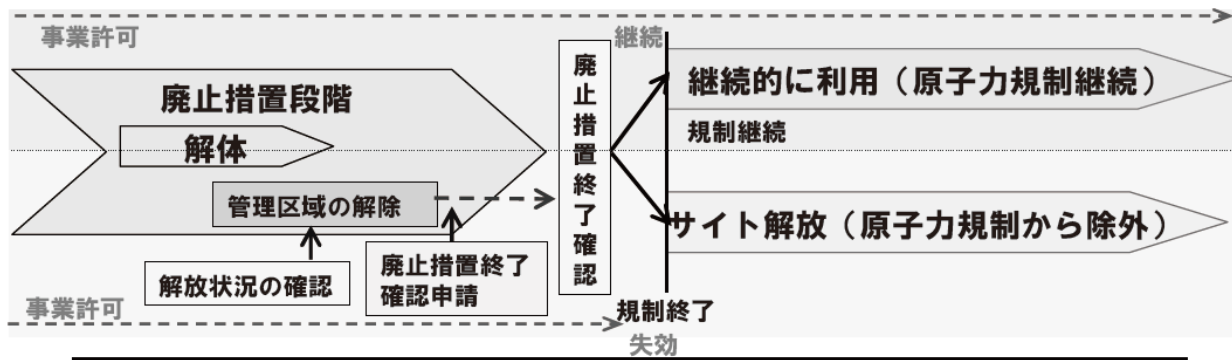
### 4.5.3 管制區之解除管制及廠址開放使用

#### 4.5.3.1 概述

上述列有「除役對象設施的用地相關土壤及該用地所殘存的設施，沒有因輻射而必須採取危害防止措施的狀況」的審查標準，現在並沒有制定濃度及曝露相關的具體性標準，這部分是今後應探討的課題。

基本上，日本國內的商業用發電爐之除役基本方針的原則，是應在反應器運轉結束後，於盡早的時期進行解體拆除。解體拆除後的用地應作為核能發電廠用地繼續有效利用。除役完成用的設施及用地的開放確認流程，標示於圖4-10。

現狀由於除役需耗費相當長的時間，確認除役完成的技術標準並非馬上需要，但為了未來的順暢流程，仍必須事先探討出詳細的制度。特別是關於用地開放的問題，正式的解體實施時，有可能會讓廠址遭到污染。因此，除役實施時，必須進行適當的用地監控、防止污染擴大的管理等。



再使用形態		例
継続的利用		同一の許可区分の下、同様の施設をサイト内に建設・運転、又は、残存する施設について、別の許可区分の下で規制が継続。
サイト解放	条件付	用途を限定した上で解放 (立ち入り及び滞在時間の限定)
	無制限	制限なく、自由な用途に利用可能

廃止措置の終了を前提とした廃止措置時の管理区域の解放の確認基準整備とその確認方法、廃止措置終了時に規制・利用形態に応じた終了（サイト解放）確認基準とその確認方法の整備が必要

圖 4- 10 除役完成用的設施及用地開放的確認流程

#### 4.5.3.2 國外廠址解除管制之現況

日本過去曾有過將數間大學、研究機關及製造商的研究設施等所有的核能設施除役的案例，但未曾有過將商業規模的發電用核能設施除役的事例。另外，大學及研究機關等所實施的除役，是進行主要核能設施的建築及構造物的解體、拆除，因此，廠址處於輻射防護相關規制管理上，尚未達到將廠址從法規管理中排除，可無條件利用的狀況。

各外國之廠址開放狀況的概要如下列所示。

##### (1) 美國

發電用反應器的除役設施有 PWR 11 座、BWR 9 座、高溫氣體冷卻爐 (HTGR) 2 座、快中子增殖反應爐 1 座及各種小規模試驗廠 5 座。這些設施幾乎都是選擇即時解體拆除或安全貯存方式。美國在 1990 年代前開放了 Shippingport 發電廠 (LBWR、72MWe)、Shoreham 發電廠 (BWR、84MWe)、

Fort St. Vrain 發電廠 (HTGR、342MWe) 的廠址。最近，則在 2005 年時開放了 Saxton 發電廠 (PWR、17Mwe)、Maine Yankee 發電廠 (PWR、900Mwe) 及 Trojan 發電廠 (PWR、1155Mwe) 的廠址。另外，Connecticut Yankee 發電廠 (PWR、587MWe) 與 Yankee Rowe 發電廠 (PWR、185MWe) 於 2007 年開放，Rancho Seco-1 發電廠 (PWR、917 MWe) 於 2009 年開放了廠址。同時，Big Rock Point 發電廠 (BWR、71MWe) 在 2007 年進行部分開放，並預定在完成燃料貯存的 2012 年時解除規制。

## (2) 德國

發電用反應器的除役設施有各種小規模試驗廠 7 座、BWR 3 座、PWR 3 座及舊蘇聯製 PWR (VVER) 6 座。全都採用即時解體拆除。截至目前，Niederaichbach 發電廠 (HWGCR、106MWe) 及 Karlstein (Grosswelzheim HDR) 發電廠 (BWR、25MWe) 分別於 1995 年及 1998 年開放了廠址。現在，Würgassen 發電廠 (BWR、670MWe)、Greifswald 發電廠 (VVER、440MWe) 等 11 座則以建築物之再使用為目標進行解體中。另外，Jülich AVR (高溫氣體爐、15Mwe) 正在進行除役，計畫在 2015 年之前修復廠址，進行綠色田野化。

## (3) 法國

發電用反應器的除役設施，有二氧化碳冷卻爐 (GCR) 8 座、PWR 1 座、重水減速二氧化碳氣體冷卻爐 (HWGCR) 1 座及快中子增殖反應爐 1 座。關於這些設施，目前尚未有廠址開放的報告，但關於除役完成後的殘地再利用，推測將會無條件開放或者是轉用為核能設施等。

## (4) 英國

發電用反應器的除役設施有 CGR 18 座、改良型氣體爐 (AGR) 1 座、重水減速輕水冷卻爐 (SGHWR) 1 座，以及快中子增殖反應爐 2 座。溫士蓋 (Windscale)

的 WAGR 正在進行即時解體拆除中，預定於 2006 年完成解體作業，其他的 21 座則正處於長期安全貯存中或準備進行長期安全貯存中。

#### (5) 西班牙

Vandellos 1 發電廠（黑鉛減速氣體冷卻爐、電力輸出約 500MWe）正在實施除役當中。現在除反應器本體外，大部分的設施都已經解體拆除，已開放的廠址有 80%。反應器本體預定在 2027 年之前於安全貯存後進行解體，再將廠址全面開放。

#### (6) 比利時

歐洲最早建設的實驗用發電爐 BR3（PWR、12MWe）正在實施除役當中，預定在 2009 年完成解體。燃料加工設施方面，則將進行 Eurochemic 再處理設施的除役和廠址的部分開放。

### 4.5.3.3 國外除役案例

#### 4.5.3.3.1 美國：Big Rock Point (BWR,71Mwe)

消費者能源公司 (Consumers Energy Company CE) 旗下的 Big Rock Point 核能發電廠 (BRR) 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閉鎖的理由。

除役計畫 (DP) 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。CE 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 DOE 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，CE 發表了廠址更地化。2007 年 1 月 8 日，CE 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 (NRC) 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

#### 4.5.3.3.2 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羅威（Rowe），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（Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI），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（250μSv/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- 11 Yankee Rowe 發電廠廠址開放後的狀況

#### 4.5.3.3.3 德國：格賴夫斯瓦爾德（KGR）（VVER,440MWe5）

蘇維埃所設計的 8 座電力輸出 440MWe 核能發電爐，被規劃提供給位於格賴夫斯瓦爾德（KGR）近郊的盧布明（Lubmin）核能發電廠複合設施使用。最初設置的 4 座（WWER-440/W-230 型）從 70 年代開始（1 號機是從 1974 年開始）進行商業運轉，在 1990 年進行最終停止。另一方面，第 5 座爐（WWER-440/W-213 型）在 1989 年被停止時，正處於歷經數個月的試運轉中。第 6 座至第 8 座的爐則尚在建造當中。複合設施和反應器不同，複合設施有「用過核子燃料臨時貯存設施」（ZAB）和「中央放射性作業廠」（ZAW）。

KGR 之所以做出「停止既設的所有爐，甚至連剩下的試運轉也停止」這樣的決定，主要是基於財政上的考量。因為在聯邦原子能法基礎下，如果要讓這些設備繼續運轉，就必須進行大規模的構造變更。在準備除役和解體的概念時，必須考量核電廠的特徵。根據原子能法（AtG）的第 57 章，截至 1995 年 6 月

30 日發行除役許可之前，舊 GDR 發行的運轉許可仍屬有效。

預估複合設施的完全解體約需 18 年的時間，設施屆時才會從原子能法的適用範圍被開放。選擇直接解體是基於避免必須因技術性、法律可行性、盡可能多量的工作維護（因此需維持該核電廠相關的可利用專門知識），及安全圍籬（safety enclosure），而必須採取大規模重建工作等種種原因。

為了有效應用專門技術及核電廠的相關知識，KGR 的大部分廢爐及解體作業都是由運轉期間值勤的專職工作人員親自執行。

廢爐相關之整體性概念所不可欠缺的部分，其中之一是建造於 KGR 廠址內的北側臨時貯存設施（Zwischenlager Nord, ZLN）。ZLN 內有原子爐建築內的冷卻池、ZAB 及 Rheinsberg（KKR）的核能發電廠所產生的用過核子燃料束。甚至，ZLN 更具有在安置於處置場之前，臨時貯存 KGR 及 KKR 所產生的放射性廢棄物的作用。藉此，就可以在不超過 Konrad 處置場運轉期間結束的數十年間，一邊利用放射性衰變，一邊貯存 KGR 的 1~5 號機及 KKR 的不分割反應器壓力容器（RPV）與反應器內部的零件。對於不分割的 RPV 從原子爐建築搬運至 ZLN 的物流作業，要求因而變得嚴格。這些搬運作業都是採用行駛於腹地內道路的重量貨物搬運車。因此，RPV 的中央部分周邊必須採用追加性的阻隔手段。

如蒸汽產生器（Steam Generator）般的大型構成機組件可藉由細分化的方式，從核電廠的剩餘部分解體進行切割。因此，透過前處理及細分化用的設備，ZLN 及 ZAW 在管理 KGR 廢爐所產生的大量物質上，也具有相當大的作用。大型構成機組件的解體與衰變貯存的分離是，KGR 整體性物質概念上所不可欠缺的一部分。

前次的視訊會議後，核燃料從 ZAB 輸送往 ZLN 的作業已經結束。ZAB 的除役已經於該作業結束後開始執行。

因為用地是以工業或商業目的而開發，所以不需要的零件已經清除（若有必要，則於除汙後進行清除），或是準備清除。核能廠址的剩餘部分則可以在除役作業結束後進行整理。屆時，受許可的廠址便僅限定於 ZLN 和 ZAW。

#### 4.5.3.3.4 德國：Rheinsberg (KKR) (VVER,70MWe)

Rheinsberg 核能發電廠 (KKR) 是舊東德最早的核能發電廠。KKR 當中裝備有輸出 70MWe(總計)的 VVER 型壓水式反應器，從 1966 年開始運轉至 1990 為止。布蘭登堡 (Brandenburg) 的舊環境自然保護地區計畫省，以合法性聯邦國家主管當局，於 1995 年 4 月許可了 KKR 的除役及部分解體。除役活動分成數個許可階段執行。

解體從 1995 年開始。主要作業是將設置蒸汽產生器及主循環幫浦的場所清空，以作為 CASTOR® 貯存桶輸送準備的必要空間。這個作業於 1998 年 8 月結束。之後，一次迴路的主要構成機組件及補助系統與渦輪機建築內設備的解體，除 2、3 系統外，其餘都已經完成。總計，含補助系統在內的二次迴路整體，以及一次迴路的構成機組件及系統的 80% 以上都已經拆除。甚至，固體廢棄物及液體廢棄物的貯存設施也已開始完全解體。固體廢棄物的貯存設施已經完全拆除。現在，液狀廢棄物貯存設施的建築則是採用暫設的圍牆進行解體。

必須理解，KKR 的除役與 KGR 具有直接關聯。因為放射性廢棄物、反應器壓力容器及對應拆除的部分材料，都會在 KGR 廠址的設施中進行處置或貯存 (主要是 ZLN、ZAW 及拆除用的測量設備)。材料採用大型卡車搬運至盧布明，大量運輸時則採用貨物列車。未分割的反應器壓力容器採用重量貨物輸送用的鐵路貨車運送往 ZLN，已經於 2007 年 10 月 30 日完成 (參考圖 4-12)。



圖 4- 12 從 Rheinsberg 核能發電廠運送 RPV 至 ZLN

KGR 及 KKR 的除役可說是典型且成功的大規模除役計畫。對於中、東歐各國，以及擁有 CIS 運轉之 VVER 型反應器的核能發電廠的安全且有效除役來說，這項計畫可帶來相當寶貴的經驗。

#### 4.5.3.3.5 德國：Obrigheim (KWO) (PWR,357MWe)

Obrigheim 核能發電廠 (KWO) 擁有電力輸出 357MWe (總計) 的壓水式反應器，於 1968 年開始運轉。這個核電廠在 2005 年達到原子能法規定的分擔電量，並於 2005 年 5 月 11 日停止發電。之後，擬定核電廠的除役及解體計畫後便開始進行準備。

除役及解體的許可申請已經提出。一般市民的相關手續已經完成，並且沒有任何異議。2007 年 1 月 1 日以後，KWO 和 Neckarwestheim 及 Philippsburg 兩處的核電廠，都是由 EnBW Kernkraft GmbH (EnKK) 營運。EnKK 的主要股東

是 EnBW Kraftwerke AG。

KWO 選擇的除役戰略是早期解體。這種方式計劃分成 3 個階段，並持續進行至 2020 年止。然而，除役戰略會因各種不同的廠址固定主因而影響。當中，尤其是在除役的初期階段中，用過核子燃料束的貯存是最重要的主要原因。現在，貯存在廠址中可利用之濕式燃料貯存設施的燃料，已經被移往相同廠址中，正在進行建造的乾式貯存設施。這種貯存設施的建設及運轉許可，已經根據原子能法的第 6 章，向管轄機關聯邦輻射防護局 (BfS) 提出申請。15 座 CASTOR® 貯存桶與核能發電廠的貯存設施相同，垂直貯存在建築內。

#### 4.5.3.3.6 德國：Würgassen (KWW) (BWR,670MWe)

Würgassen 核能發電廠 (KWW) 是電力輸出 670 MWe (總計) 的沸水反應器，1971 年開始運轉。1994 年進行維護作業時，發現爐心出現龜裂，因此在 1995 年 5 月底決定除役。

除役的方法選擇了直接除役。除役分成 6 個階段，各個階段都需要許可。這種階段性的執行方法，是縮短最初的許可通過前所需的時間，同時實施已經獲得許可的階段，再進行下一個階段的準備，藉以讓之後的手續最佳化。

目前除役作業正在進行反應器壓力容器、生物屏蔽及洩壓系統的解體。不久的將來，若有必要，會將剩餘的記述性裝置從建築內拆除，以便可以進行建築物的輻射表徵及建築表面的除汙。建築的拆除是除役程序的最終階段，之後進行一般的拆除作業。預估這項作業將於 2014 年結束。在廢棄物被運送至 Konrad 處置場進行最終處置之前，設置了放射性廢棄物臨時貯存設施的建築會維持完整。

一般來說，金屬屑、建築的殘骸等殘存物質都會依照輻射保護法規 (StrlSchV) 第 29 章所概說的拆除手續進行除汙。這項拆除手續結束於最終檢測，同時根據其結果決定拆除。以經驗來說，這種物質幾乎大部分都可以拆除，需要以放射性廢棄物進行處理與處置的部分，通常只有全質量的一小部分。

#### 4.5.3.3.7 德國：Stade (KKS) (PWR,672MWe)

Stade 核電廠 (KKS) 備有輸出 672MWe 的加壓水式反應器，除此之外還有提供給礦鹽作業場的遠距離暖房設備。這間發電廠於 1972 年開始運轉，2003 年 11 月 14 日停止運轉。除役戰略選擇早期解體。除役、殘留物作業、解體階段 1 及放射性廢棄物的臨時貯存設施相關許可，在 2005 年 9 月 7 日發行。解體階段的整體，預定從 2005 年開始持續至 2014 年左右。解體方式和 Würgassen 核能發電廠的情況相同，分成多個階段。核能監測結束後，進行建築的一般解體作業，並在 2015 年底之前將跡地綠地化。

燃料束已經在開始除役之前完全拆除，並出貨進行再處理。2005 年 4 月 27 日進行最後的運送。放射性廢棄物在可移送至處置場的期間，貯存於 KKS 廠址的貯存設施。

目前為核電廠除役的第 2 階段，在這個階段要進行圍阻體容器內的大型構成機組件的解體。這項作業的相關許可，已經根據原子能法於 2006 年 2 月 15 日發行。

大型構成機組件拆卸的一部分，由於總質量達 660Mg 的 4 座蒸汽產生器屬無害性回收資源，因此已經於 2007 年 9 月發送至瑞典。圖 4-13 是準備將蒸汽產生器發送至瑞典，利用起重船將 1 座蒸汽產生器吊裝至運輸船 MS Sigyn 的景況。



圖 4- 13 利用起重船將蒸汽產生器吊裝至運輸船 MS Sigyn 的作業

之後的階段如下列計畫。

第 3 階段：拆除反應器壓力容器及生物屏蔽

第 4 階段：剩餘的受污染構成機組件的解體、無污染的實證、剩餘的構造物依調查進行開放

第 5 階段：建築的一般解體作業

#### 4.5.3.3.8 德國：Kahl 實驗用核能發電廠（VAK）（BWR,16MWe）

Kahl 實驗用核能發電廠（Versuchsatomkraftwerk Kahl, VAK）採用電力輸出 16 MWe（總計）的沸水式反應器，於 1960 年開始運轉。1961 年 6 月 17 日，這間核能發電廠首次將核能所製造出的電力送電給公共電力網。

歷經 25 年期間的運轉後，VAK 於 1985 年 11 月 25 日停止運轉。最初的廢爐作業從 1988 年開始。核電廠各個部分的除役根據原子能法（AtG）第 7 章，在 4 項除役許可條件下執行。另外，這項作業同時也使用了核能發電廠的解體

技術試驗及開發。就核電廠最引人注目的部分，就是 2007 年 7 月解體高度達 53m 的煙囪。另一方面，VAK 的解體已經達到最終階段。殘留在管制區的建築物，特別是為了拆除多目的建築及放射性廢棄物建築用的測量作業也都幾乎完成。拆除的建築物從原子能法的規定被解放後，要依一般的步驟進行解體。舉例來說，土壤樣品的採集、嚴密的調查、由操作者進行鋪設路面及未鋪設路面測量的那種開放 VAK 廠址用的測量都還沒有完全結束。反應器被依序解體的情況標示於圖 4-14。



圖 4-14 Kahl 實驗用核能發電廠原子爐建築的依序解體景況

#### 4.5.3.3.9 德國：Gundremmingen 核能發電廠 A 號機（KRB-A）（BWR,250MWe）

Gundremmingen 核能發電廠 A 號機是德國最早的沸水式商業反應器。1967 年 4 月開始營運。General Electric（GE）公司／Ruhrstahl Apparatebau GmbH 製 BWR 的實證爐（反應器壓力容器為 Uddcomb AB 製：25.0 萬 kW、3 迴路）電力輸出為 250MWe（總計），從 1966 年運轉至 1977 年。該發電廠基於經濟性理由，於 1980 年 1 月 8 日決定關閉。

Gundremmingen A 是採用雙重循環方式的 3 迴路 BWR，各循環系統中安裝有大型幫浦與蒸汽產生器。該發電廠於 1977 年 1 月因異常現象（反應器壓力容器的過壓情況）而停止運轉。在這個事態之下，又加上主蒸汽安全閥門打開，



大量的蒸汽洩漏，並使原子爐建築內部的廣大範圍遭到污染。該發電廠的所有者 RWE-Bayernwerk 核能發電公司（KRB：Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH）雖曾考慮重新開放該發電廠的運轉，但最後仍於 1980 年 1 月 8 日決定關閉。決定關閉的最大理由，是因在無法確實保證可獲得重新開放運轉許可的狀況下，極為高額的修復費用將無法合理化。

解體作業從 1984 年開始。除役許可於 1983 年 5 月 26 日發給。解體分成數個階段進行除汙及解體，階段 1 是渦輪機建築，階段 2 是原子爐建築內受汙染的系統，階段 3 是原子爐建築內的放射化機器（反應器壓力容器及生物屏蔽等），階段 4 則是建築相關部分。除役的程序從很久以前便開始。反應器壓力容器的細分化已經完成，細分化的金屬零件被放入鑄鐵容器，貯存於米特泰希（Mitterteich）臨時貯存設施。生物屏蔽被細分化進行處置。放射化的混凝土則和反應器的金屬零件一起捆包置入最終處置用的容器。放射化的所有構成機組件已經以上述方式運出原子爐建築，並開始建築物的除汙作業。

由於 Gundremmingen 廠址現在仍有兩處持有運轉中沸水式反應器的核能發電廠，因而決定將 A 號機的建築作為廠址運轉上所需的技術中心使用。這間技術中心的事業許可已經在 2006 年 1 月 5 日發行。除原子爐建築外，除了可藉由這項許可，使用放射性廢棄物建築外，為了進行拆除用的物質處理、放射性廢棄物的前處理、構成機器的維護、工具的製造及保管、已完成前處理及未處理之廢棄物的運送準備，以及處理或出貨前的貯存之用，渦輪機建築、服務建築、工廠及貯存建築、緊急用柴油引擎建築與貯存建築都可以使用。



圖 4- 15 Gundremmingen 發電廠的外觀照片  
(左端爐為 A 發電廠，右邊 2 座反應器則為 B、C 發電廠)

#### 4.5.3.3.10 德國：尤利希 (Jülich) (AVR) (HTGR,15MWe)

位於北萊因－西發里亞州尤利希 (尤利希 (Jülich) 研究中心附近) 的 Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR) 之尤利希實驗用反應器，是電力輸出 15 MWe (總計) 的球床式高溫反應器，從 1966 年開始運轉至 1988 年。除役許可的最初申請包含了「安全圍籬 (safety enclosure)」的期間。在德國，安全圍籬期間是指幾乎不進行維護作業之核能設施的安全狀態，同時必須在最終運轉停止及燃料抽出後進入這種狀態，在解體前的固定期間維持這種狀態。可是，核電廠內部的空間非常狹窄，這也是除役比當初的計畫產生更多延遲的主要原因，可見這項許可的實施非常困難。

2003 年 5 月，EWN GmbH 成了 Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR) 的獨佔所有者。這項轉讓生效後，戰略從「安全圍籬的實施」變更為「解體綠地化」。這項變更同時也引起了除役步驟的修正。目前計畫將整個反應器容器搬出，貯存於尤利希研究中心腹地內的建築，並利用放射性衰變。反應器壓力容器中充滿了輕量發泡混凝土。藉此使處理變得容易，放射性存量（內部及石墨粉塵）會被固定。

為了達成反應器容器的搬出，而建造了搬運建築，作為原子爐建築的擴充（參考圖 4-16）。這棟附屬建築比老舊原子爐建築明顯高出許多，之後可能會為了大型構成機組件（以反應器容器為主）的搬出、反應器容器的升降及適合運送反應器容器的橫向傾倒作業，而將原子爐建築的建築物構造打開。透過防止污染擴散的適當處置，防止搬運建築的構造造成汙染。其結果可能造成必須在之後拆除搬運建築，同時防止放射性廢棄物的增加。



圖 4-16 藉由搬運建築擴充 AVR 原子爐建築

#### 4.5.3.3.11 德國：Lingen 核能發電廠（KWL）（BWR,252MWe）

停止運轉的 Lingen 核能發電廠（KWL）位於 EMSLAND 核能發電廠附近，發電廠廠址內備有用過核子燃料的臨時貯存設施。KWL 是電力輸出 252 MWe（總計）的沸水式反應器。1968 年開始運轉。因為有多項的技術性缺陷（主要是燃料要素的損傷），最後於 1977 年停止了運轉。取出用過核子燃料後，RWE Power AG 的 100% 子公司 Kernkraftwerk Lingen GmbH 為了針對渦輪機建築及其他冗長性一般輔助設施的解體，和調查中的 KWL 殘存部分，進行歷時 25 年的安全圍籬，已經申請了許可。而該申請已經在 1985 年 12 月 21 日獲得了許可。

根據 1997 年 11 月 14 日的許可通知，KWL 為了處置主要殘留於 KWL 內部的運轉廢棄物，並將安全圍籬進行最佳化，已經獲得了在核電廠改造、安全圍籬及在安全圍籬條件下進行運轉的許可。

根據現在的許可狀況，Kernkraftwerk Lingen GmbH 必須依照原子能法的第 7 章，申請 KWL 核電廠的解體許可。因此，最遲必須於 2013 年開始進行解體作業。

2004 年 12 月 21 日，Kernkraftwerk Lingen GmbH 在聯邦處置場開始業務之前（但不超過 2040 年 12 月 31 日）的期間，依照原子能法的第 7 章提出了繼續進行安全圍籬的申請。根據 2007 年 9 月 19 日的公文，該申請已經遭到撤銷。

#### 4.5.3.3.12 西班牙：Vandellos -1 （GCR,496MWe）

##### (1) Vandellos 爐的特徵與原委

西班牙共有 9 座核能發電爐在運作，提供主要的電源。

Vandellos 1 核能發電廠（下列略稱「Vandellos 1」）的反應器有法國原子能署（CEA）和法國電力公司（EDF）所設計的天然鈾石墨減速二氧化碳冷卻反應器，採用與法國 Saint-Laurent 發電廠的 1、2 號機相同的設計。

Vandellos 1 位於加泰隆尼亞地方的塔拉戈納省，距離巴塞隆納南西約 120km 的地方。反應器為電力輸出 49.6 萬 kW，1972 年 6 月開始進行商業運轉。之後

在 1989 年，渦輪機的機械性故障成為導火線，引發了重大事故（火災）。雖然渦輪機發電機等設備在這場火災中造成了損傷，但其他部分則沒有嚴重性的損傷，同時也沒有輻射釋放。可是，該發電廠仍基於修復需耗費大量成本為由，決定進行關閉。

之後，便開始進行安全貯存反應器的工程，2003 年 6 月，除反應器本體外，其餘的設施幾乎已經拆除，反應器本體已經被安全貯存在全新建造的反應器貯存建築內。今後，將以這種狀態進行安全管理，並於 30 年以內將反應器完全解體，同時將建地進行綠地化。圖 4-17 是該核能設施的全景。另外，各規格則標示於表 4-6。



圖 4- 17 除役前的 Vandellos 1 爐

（引用自「Vandellós I NPP Decommissioning Report (1998-2003)」(檔案名稱：Vandellos I memoria proyecto 1998-2003 ingles.pdf)。該檔案公開於 ENRESA 門戶網站 (<http://www.enresa.es/>) 的 Document Store — Institutional Reports 。)

表 4-6 Vandellos 1 爐的各規格

反應器規格	歐洲型 GCR
燃料	天然鈾
熱輸出	1,670MWt
電力輸出	500MWe
建設期間	1967~1972 年
運轉期間	1972~1989 年
總發電量	55,647GWh

## (2) 除役計畫

### Vandellos 1 爐除役計畫的概要

運轉許可取消後，當時的管制機關產業省（Ministry of Industry）（現在的產業觀光通商省）做出了下列指示。

- Vandellos 1 爐的運轉事業者從運轉停止後的廠址，將用過核子燃料搬出的同時，應針對石墨等運轉廢棄物採取適當的處置
- ENRESA 應針對 Vandellos 1 爐的除役對策進行探討評估，選擇適當的對策，並進行計畫的技術設計

上述活動已經在 1990~1997 年進行（等級 1 除役）。之後，1998 年 2 月，廠址的所有權已經轉移給 ENRESA。

1998 年 2 月~2003 年 6 月，由 ENRESA 實施等級 2 除役，除反應器本體內部及原子爐建築基礎的一部分外，大部分的建築都已經破壞完成。

預定在今後 25 年內的安全貯存期間，等待反應器的輻射衰減至現狀的 5% 左右，再進行反應器的解體（等級 3 除役）。表 4-7 為 Vandellos 1 爐的除役實績及計畫。

表 4-7 Vandellos 1 爐除役實績及計畫

除役	期間	內容
等級 1	1990~1997 年	燃料搬出、DDP 計畫 立案
等級 2	1998~2003 年	反應器本體以外的解 體
安全貯存期間	2003~(25 年預定)	輻射衰減
等級 3	(安全貯存期間以 後)	反應器解體

#### Vandellos 1 爐除役方針的探討

如前述，ENRESA 根據產業省的指示，進行了除役方針的探討。就那時的評估內容而言，就是要按照 IAEA 所標示的等級 3 除役對策，針對下列方針進行探討。

- 繼續初期狀態的維護（最終決定的延期）
- 實施部分解體，並經過 20~30 年間的安全貯存期間，進行最終（反應器）解體
- 即時的完全解體

針對 ENRESA 所提出的方針檢討書，1992 年 11 月，產業能源省（Ministry for Industry and Energy）的前身 DGE（Directorate General for Energy），決定進行除反應器覆蓋層（Shroud）以外的設施即時解體（廠址的約 80%），並在 25 年左右的的安全貯存之後，實施反應器覆蓋層的解體，進行剩餘廠址的開放，以作為 Vandellos 1 爐的解體方針。圖 4-18 為現在的廠址全景。



圖 4- 18 Vandellos 1 爐現在的廠址全景

( 引用自 「 DESMANTELAMIENTO DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS I memoria de actividades 2002 」 ( 檔案名稱：Vandellos I Memoria de Actividades 2002[1].pdf) 。該檔案公開於 ENRESA 門戶網址 ( <http://www.enresa.es/> ) 。 )

#### Vandellos 1 爐除役的認可手續

表 4-8 是主要認可手續的經過。於 1994/5/25 由 ENRESA 向產業能源省提出了 DPP 案。同時，也向 CSN (核能安全委員會) 提出。實際進行評估的則是法令基礎上的委任者 CSN。

同時也進行了與自治體之間的協議。甚至也同時實施了歐洲原子能共同體條約 37 項遵守的確認。表 5-19 是認可所必須提出的文件等。

表 4- 8 DDP 承認前的主要經過

認可種別	開始	結束	探討期間 (月)*	備註
除役對策的決定	1991/10/13	1992/11/27	13	由省承認
環境評估				
• 評估探討	1993/11/05	1995/06/23	19	國民評估
• 說明	1995/07/07	1997/09/22	26	



歐洲原子能共同體 條約規定	1996/03/06	1996/09/06	6	與各國間的協 議
地方議會承認	1996/12/2 7	1998/12/2 7	14	與自治體之間 的協議
DDP (除役計畫書)	1994/05/2 5	1998/01/2 8	44	由 CSN 評估

※：ENRESA 內部的探討期間，認可的開始—結束期間未必相符合。

表 4-9 認可所必須的提出文件

	提出文件	內容等
1	DDP (除役計畫書)	解體計畫 (包含安全性評估)
2	事業規定	包含組織案、職務的記載
3	技術規格書	運轉限制、必要的系統機器
4	輻射防護手冊	
5	環境輻射試驗計畫案	
6	廠址外輻射評估手冊	
7	DDP 工程表	
8	品質保證手冊	
9	廢棄物管理計畫書	
10	緊急事態對策	
11	安全計畫	
12	環境影響評估書	
13	醫療、安全、衛生計畫	

## 4.6 除役之國際合作

### 4.6.1 IAEA

#### 4.6.1.1 活動概述

IAEA 正在進行除役相關技術及條例等各種探討。IAEA 的除役相關活動有原子能局的核能設施除役相關技術性探討，與原子能安全局的除役安全標準的加強等。在這當中，原子能局負責推動應用除役、環境修復、殘存放射性物質除去的技術及應用方法的相關資訊提供、意見提供、支援、設施除役所需的技術轉移、汙染廠址修復所需的技術。另一方面，原子能安全局負責加強除役及放射性廢棄物處理處置相關的安全標準。(參考 3.7.1 的 WASSC 活動)

IAEA 在 1980 年初開始進行除役相關活動，主要內容是除役計畫及除役所需技術開發的相關資訊交換。現在，正積極推動提出除役及放射性廢棄物處理處置相關的主要課題，透過各國專家的討論及國際會議上的議論，彙整成報告書的活動。例如，下列標示的 DeSa 計畫及 FaSa 計畫，是針對除役的安全評估手法，進行國際性手法的加強與實證。另外，提出課題的探討已經透過各國專家的討論及國際會議(柏林(2002 年)、哥多華(2004 年)、雅典(2006 年)等)的議論等，彙整成 IAEA 的報告書。

在推廣方面，更有下列標示的國際除役網路 (IDN : InternationalDecommissioning Network) 在 2007 年開始活動，並多方面推行資訊交換。

另一方面，加盟國所屬的除役相關具體性課題的支援相關活動也正在推行，目前正在協助伊拉克舊核能設施的除役、菲律賓研究爐的除役等活動。

#### 4.6.1.2 DeSa 及 FaSa

##### (1) DeSa 計畫

2002 年，在柏林的除役安全相關國際會議上，根據加盟國的要求，IAEA 以開發融合評估並實證核能設施除役安全之手法為目的，在 2004 年到 2007 年間

實施了「核能設施除役上的安全評估手法之加強與實證 (DeSa)」的計畫。這項計畫進行了以核能發電廠、研究用反應器，以及 Pu 研究設施為試行對象的評估，並製作出下列以 4 冊所構成的安全報告書 (Safety Report)。

① 確立融合的安全評估手法

② 上述安全評估手法在核能設施 (核能發電廠、研究爐、RI 處理設施) 除役上的應用

③ 加強除役安全評估上之 Graded Approach 應用的相關勸告

④ 加強除役安全評估之管理當局的審查程序

日本方面也參加了該項計畫，在收集除役安全評估手法相關之國際性動向相關資訊的同時，日本在除役相關的安全研究上，根據實績反映了彙整的知識，並做出了國際性的貢獻。

尤其在①方面，反映了核能安全・保全院委託的事業 (除役工程環境影響評估調查及除役標準化調查) 的成果。另外，在②方面，則在同事業整頓的除役上，將曝露劑量評估代碼 (DecDose) 應用於核能發電廠測試案例，並藉由 DecDose，將周邊公眾曝露劑量的評估內容列在報告書上。

2007 年的最終會議共有 66 名 27 個加盟國的管理當局、研究機構、核能事業者等各種立場的代表者出席參加。全體會議與 5 個工作小組 (WG) 針對發放給參加者的報告書案，實施了各章節的檢視。本會議上所提出的建言等，預定在 2008 年 1 月前彙整成 4 冊構成的最終報告書案之後，接受上位委員會的諮詢，接受加盟國的檢視。

## (2) FaSa 計畫

FaSa 計畫是，採納 2004 年開始至去年為至共實施 3 年期間的 DeSa (確立與實證核能設施除役上的安全評估手法) 計畫，以進一步確立詳細安全評估的實施，以及對應除役計畫之時期分割申請的安全評估方法等為目的，花費 3 年期間，重複全體會議、工作小組 (WG) 會議，彙整安全報告書 (Safety Report)。

首次會議有以美國 NRC、英國 HSE 為首的管理當局相關者、核能事業者、除役關係的技術者及研究者等，來自 30 個國家計約 65 名人員出席參加。

第一年度，以各自設置的 WG 彙整除役在計畫、實施、結束各階段上的安全評估結果之利用方法，同時在測試案例 WG 上，把利用 DeSa 強化的安全評估手法，應用於志願設施的各種設施型態，計算出曝露劑量等數值，並實施歷時 3 年的綜合性安全評估。第 2 年以後，預定提出安全評估結果的實行 WG 及限制審查 WG，彙整出融合了事業者、管理當局雙方的有利資訊。

#### 4.6.1.3 IDN

IAEA 的國際除役網路(IDN:InternationalDecommissioning Network)於 2007 年 9 月設立 IAEA 總會，2008 年 11 月開始舉行全體會議。

IDN 被稱為「網路的網路」，是專為核能設施除役的專家所設立的資訊交換場所。

IDE 的目的如下。

- 促進參加者間的資訊交換，也就是促進擁有廣泛除役經驗與希望學習該經驗的人們之間的相互交流。
- 促進除役技術、計畫、專案管理，以及放射性廢棄物管理的最佳事例應用
- 支援 IAEA 的「除役實行計畫」所設定的課題
- 針對老朽化或關閉設施的除役相關支援，回應參加國之要求，提升品質或適時性
- 支援從初期性計畫開始到理論性展開般的戰略性且系統性的計畫立案，以協助完全實行除役 IDN 的活動公開給所有的 IAEA 加盟國。

#### 4.6.1.4 廢棄物安全聯合條約

##### (1) 概要

這項條約的正式名稱為「用過核子燃料管理及放射性廢棄物管理的安全相關條約」，條約內容主要制定放射性廢棄物管理的安全相關基本原則，由前文、本文 44 項目及末文構成。條約規範簽約國應遵守（1）在用過核子燃料管理設施、放射性廢棄物管理設施的立地、設計、建設、安全評估、使用的各階段上，應採取適當的安全確保措施；（2）為擔保條約義務履行之必要法令上、行政上、其他措施的實行與法令上的結構，設置管理機關；（3）從自國移動用過核子燃料、放射性廢棄物跨越國境時，應加強確保事前通報、發送國之同意取得等必要手續的措施；（4）根據條約提出義務履行用之措施的報告等。

## (2) 條約擬定的經過

1994 年 9 月，IAEA 第 38 屆總會決議盡早開始探討，以制定放射性廢棄物管理之安全相關基本原則為目的之條約。根據該決議，1995 年 7 月開始召開了 7 次擬定條約的專家會議，進行議論後的結果，在 1997 年 9 月於維也納舉辦的外交會議上被採用，並於 2001 年 6 月 18 日起生效。

## (3) 日本加入條約的經過

2003 年 6 月 11 日 第 156 屆國會認可

8 月 26 日 內閣會議決定，將相同日期之條約加入書委託給國際核能機構事務局長

11 月 24 日於日本生效

簽約國數（2009 年 10 月 21 日現狀）：51 個國家 1 個機關

參考

[http://www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/jointconv\\_status.pdf](http://www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/jointconv_status.pdf)

## (4) 國別報告書的建立與評估會議

根據條約的規定，簽約國應針對履行條約義務所採取的措施，於每 3 年提出 1 次國別報告。國別報告是依照條約事務局 IAEA 所發行的「國別報告的格式與構成相關指南」製成。

國別報告提出後，各簽約國應相互評估他國的國別報告書，並在探討會議

的 3 個月前向條約事務局提出評論或質問。評論時，會預先在組織會議上將簽約國以數個國家單位分組，所屬的組別應詳細進行適當評論。

各簽約國應進行簡報，作為綜合報導。簡報的評論由組織會議所決定的各組進行，並以國別報告及相關問題、回答為概要，以口頭進行報告。各組的評論結果由報告員於全體會議上進行報告，在全體會議上討論，由主席總結文件進行彙整。

第 3 屆國別報告的探討會議是在 2009 年 5 月 11 日～22 日舉辦。

## 4.6.2 OECD/NEA

### 4.6.2.1 除役合作計畫 (CPD)

#### (1) 概要

OECD/NEA (經濟合作開發機構／核能機關) 是以相互交換各國所進行的各種核能設施除役計畫所獲得的技術資訊與經驗為目的，於 1985 年 9 月簽訂為期 5 年的「核能設施除役計畫相關的科學技術資訊交換協助計畫協定」(Cooperative Program on Decommissioning: CPD) 所開始的活動。

當初的參加成員有 8 個國家，主要有試驗研究階段的核能發電廠及再處理設施的除役計畫 10 件參與活動。之後，協助協定每隔 5 年延長一次，截至 2007 年 9 月共有 43 個計畫 (27 座原子爐與 16 座核燃料循環設施)、11 個 NEA 加盟國與 1 個非加盟地區 (台灣) 參加，進行範圍更廣的資訊交換。參加計畫當中，包含研究用核能設施、商業用核能發電廠、因事故而提早除役的設施、舊蘇聯製的核能設施等各種計畫。

日本方面，JPDR、「普賢」、東海發電廠、JAEA 的鈾燃料製造設施及再處理特別研究棟 (JRTR) 解體計畫都被登錄為參加計畫。

資訊交換方面，主要是進行 1 年舉辦 2 次的技術諮詢會議 (TAG: Technical Advisory Group)。會議舉行的同時，也會進行舉辦地除役廠址的參觀。影響參加國所有利益的除役相關資訊，都會在會議上進行交流。

另外，為了深入具體性技術課題方面的討論，還設置了作業部會，由各國的專家進行技術性的探討。最近，與 WPDD 合作的具體性探討則移往 WPDD。

#### 4.6.2.2 WPDD

##### (1) 概要

以除役的政策、規範、技術等相關綜合性探討為目的，在 OECD/NEA 的放射性廢棄物管理委員會（RWMC）旗下，於 2001 年設立了除役及解體工作小組（Working Party on Decommissioning and Dismantling：WPDD）。成員由管理者、事業者、研究者等所構成，IAEA 也有參與計畫。

WPAA 的活動如下。

- RWMC 制定的活動計畫實施與監督
- 除役政策的主要問題（廢棄物回收、處置及廠址開放等）的分析
- WPDD 成員間的資訊交換等

參加的會議為探討 OECD/NEA 的除役與解體相關技術、經濟性、政策、管理等，因此每年舉辦 1 次。

##### (2) 專題會議：除役經驗對新核電廠設計、運轉的適用性

2008 年的專題會議標題是「除役經驗對新核電廠設計、運轉的適用性」，主題討論分成「設計與運轉面」及「政策與管理面」。

在「設計與運轉面」方面，有來自歐洲電氣事業者要件團隊（EUR）、加拿大（AECL）、歐洲核能設施安全標準團隊（ENISS）及 IAEA 的報告。EUR 的標準是設計新核電廠時，會要求探討廢棄物的產生與除役，同時會以低鈷化作為放射化降低的考量。AECL 的 ACR-1000 是採 GenIII+ 的設計，會考量材料的選擇、除役時的廢棄物貯存。ENISS 報告了捷克的核電廠事例，表示運轉中的核電廠已經維持並更新除役計畫。另外，IAEA 方面，除發行核電廠設計時，反映放射性廢棄物管理的相關技術報告外，也進行了可能反映於設計的除役相關知識的彙整作業。

在「政策與管理面」方面，法國（ASN）、芬蘭（STUK）、美國（NRC）、英國（NII 與環境省）及西歐核能管理者協會（WENRA）以管理機關的身分進行了報告。法國最新的行政命令（Décret）規定，即便是初期認可，仍必須擬定除役計畫，除役計畫仍會審查 EPR 的安全評估書。另外，芬蘭則規定，包含既有的爐在內，都須有擬定新爐除役計畫及定期性更新的義務。具體來說，就是反映資金、輻射防護、材料選定、放射性廢棄物最少化等事項。美國方面並沒有明確規定從設計階段開始的除役，而是重視除役知識的集結，並了解反映這些知識的重要性。英國方面則是探討新核電廠的導入，以除役的知識，考量廢棄物的最少化、輻射的減低、處置的考量、再利用等，但具體性的對應則是之後才要開始擬定。WENRA 於 2007 年發行了除役安全參照等級的報告書，表示將針對瑞士的新核電廠實施初期性探討。

彙整上述，反映於現狀設計後，可列出下列幾項設計重點，①放射性廢棄物的最少化、為此所做的材料選定考量（鈷的減低等）、②貯存及處置的考量、③輻射防護的考量、④更換的考量（解體也會變得容易）。

在管理面上，法國、加拿大、芬蘭、捷克等各國，都是從設計階段就開始準備除役計畫，但英國、美國則沒有規定。可是，IAEA 的 WA-R-5 及歐洲標準的 EUR 則有初期除役計畫的必要條件，還沒有規定的各國也指出反映除役知識的重要性，今後各國的管理端針對新核電廠進行具體審查時，將反映除役知識的考量納入審查的情況，勢必將形成趨勢。



## 第五章 國內除役計畫審查團隊之規劃

清華大學在核能區域上長期投入學術研究工作，不僅培養核工方面的專業人才，亦經常關注國內外重大核能議題，並與核能管制單位維持良好的溝通及交流管道。在參與除役審查作業方面，為了因應即將公告之「核子反應器設施除役計畫導則」共 17 章之審查項目，本研究徵詢相關區域的專家學者之後，初步擬定下列名單：

姓名	任職單位	職稱	專長	審查章節
李境和	義守大學醫學影像暨放射科學系	助理教授	輻射劑量評估、輻射屏蔽、輻射安全防護	第二章 設施及廠址環境說明
潘欽	國立清華大學核子工程與科學研究所	教授	熱流、水力	第一章 綜合概述
周懷樸	國立清華大學核子工程與科學研究所	教授	儀器控制、輻射測量	第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
蔣小偉	國立清華大學動力機械工程學系	教授	熱流、水力、機械使用	第十五章 品質保證方案
洪祖全	國立臺北科技大學機械工程學系	教授	熱流、水力、數值計算	第五章 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式
王曉剛	國立義守大學機械與自動化工程學系	教授	熱流、水力	第七章 除役期間預期之意外事件安全分析
劉文仁	國立義守大學材料科學與工程學系	副教授	材料、結構	第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序
朱鐵吉	國立清華大學生醫	教授	保健物理	第十七章 廠房

姓名	任職單位	職稱	專長	審查章節
	與環境工程			及土地再利用 規劃
林唯耕	國立清華大學核子 工程與科學研究所	教授	熱流、水力	第三章 設施運 轉歷史及曾發 生之重大事件 與其影響
劉明樓	國立義守大學土木 與工程學系	教授	材料、結構	第五章 除役期 間仍須運轉之 重要系統、設 備、組件及其運 轉方式
王本誠	國立清華大學工程 與系統科學系暨研 究所	助理 教授	放射化學、廢料處理	第八章 除污方 式及除役期間 放射性廢氣、廢 液處理
裴晉哲	原科中心	副主任	中子計算、屏蔽	第十四章 保安 措施
蔣安忠	原科中心	三等 核能師	電子儀控	第八章 除污方 式及除役期間 放射性廢氣、廢 液處理
許芳裕	原科中心	二等 核能師	保健物理	第十章 輻射劑 量評估及輻射 防護措施
陳宗源	原科中心	三等 核能師	保健物理	第十三章 核子 保防物料及其 相關設備之管 理
陳永泰	原科中心	技士	保健物理	第十章 輻射劑 量評估及輻射 防護措施
王美雅	原科中心	助理 研究員	中子計算、水化學、 廢料處理	第十一章 環境 輻射監測

姓名	任職單位	職稱	專長	審查章節
趙德勝	原科中心	技士	儀電、中子計算、廢料處理、保健物理	第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃
劉千田	原科中心	技士	中子計算、熱流	第十六章 意外事件應變方案
蘇永仁	核研所	副研究員	法規、熱流、廢料處理	第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序
黃昱翔	原科中心	二等核能師	中子計算、屏蔽	第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理
李進得	原科中心	三等核能師	中子計算、屏蔽	第十二章 組織及人員訓練
陳德照	原科中心	技士	保健物理	第十一章 環境輻射監測

## 第六章 除役計畫審查技術之結論與建議

由於核能電廠除役之相關議題，近幾年才開始逐漸受到國內的重視與討論，尤其 311 福島事故後，更加速推升國內核一、二、三廠的除役腳步，藉由本計畫蒐集國外電廠的除役經驗，可以瞭解各國在審查方面都各有不同的組織、程序和作法，難以一概而論，經彙整及內部討論後，初步針對未來國內管制單位進行核能電廠除役計畫在審查方面的初步建議，包括：

- (一) 截至目前為止，國內從未進行過核能電廠除役的相關實務作業，因此在技術上勢必高度仰賴國外曾經有過除役經驗的專家，且屆時核一廠作為國內首座面臨除役的電廠，其動見觀瞻必定更受外界矚目，故在將來必須組成審查團隊時，建議應同時納入國外專業顧問團隊及國內核能相關區域的學者共同參與審查，此舉不僅更能涵蓋審查項目的重點，並能將國外的除役經驗充份回饋運用，同時亦有助於提升國人對整體除役作業的安心感。
- (二) 上述提及應搭配國外專家共同組成審查團隊，而考量到台電公司亦可能委託國外專業顧問負責規劃並撰寫核一廠之除役規劃書，為避免將來在審查單位及送審單位中，因各該國家所採取的除役措施迥異，而出現溝通上之困難，故建議在組成審查團隊時，至少要有一位專家熟悉該外國顧問公司當地的除役管制作法，以便使審查委員內部的溝通工作更加順暢。
- (三) 除役工作必須完全依照除役規劃書及相關之法規規定來進行，此外，管制單位所組成的審查團隊應除了專業代表性之外，亦應考量其立場的客觀性。