

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

除役核能電廠特性調查之審查技術研究

計畫編號：102FCMA007

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：蔣安忠

報告作者：蔣安忠、林彥穎、林元堯

報告日期：中華民國 102 年 12 月

(本頁空白)

縮寫對照表

ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ATR	Advanced Thermal Reactor
BRP	Big Rock Point
BWR	Boiled Water Reactor
CASTOR®	Cask for Storage and Transport of Radioactive Material
CE	Consumers Energy Company
CERCLA	Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Act
CERCLIS	Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Information System
CS	Characterization Survey
DCGL	Derived Concentration Guideline Level
DCGL _w	wide-area DCGL
DOE	Department of Energy
DP	Decommission Plan
DQO	Data Quality Objectives
EnKK	EnBW Kernkraft GmbH
EURSSEM	Environmental Radiation Survey and Site Execution Manual
FSS	Final Status Survey
FSSR	Final Status Survey Report
HSA	Historical Site Assessment
IAEA	International Atomic Energy Agency
ISFSI	Independent Spent Fuel Storage Installation
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
JPDR	Japan Power Demonstration Reactor
KGR	Kernkraftwerk Greifswald
KKR	Kernkraftwerk Rheinsberg
KKS	Kernkraftwerk Stade
KKW	Kernkraftwerk Würgassen
KWO	Kernkraftwerk Obrigheim
MARSSIM	The Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual
MOX	Mixed Oxide Fuel
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Regulatory Commission
PNC	Pacific Nuclear Council
PRIS	Power Reactor Information System
PSDAR	Post-Shutdown Decommissioning Activities Report

PWR	Pressurized Water Reactor
RASS	Remedial Action Support Survey
RCRA	Resource Conservation and Recovery Act
RSSI	Radiation Survey and Site Investigation
SAR	Safety Analysis Report
SS	Scoping Survey
TEDE	Total Effective Dose Equivalent
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor
ZAW	Zentrale Aktive Werkstatt workshop
ZLN	Zwischenlager Nord – interim repository north

目錄

第 1 章	前言	1
第 2 章	計畫目標	2
第 3 章	國內外核能電廠除役作業概況	4
3.1	美國	5
3.1.1	Big Rock Point 核能發電廠	5
3.1.2	Yankee Rowe 核能發電廠	7
3.2	德國	10
3.2.1	Rheinsberg 核能發電廠	10
3.2.2	Obrigheim 核能發電廠	12
3.2.3	Würgassen 核能發電廠	13
3.2.4	Stade 核能發電廠	14
3.3	日本	16
3.3.1	東海核能發電廠	16
3.3.2	普賢核能發電廠	18
3.3.3	中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機	22
3.4	台灣	27
第 4 章	核能電廠除役特性調查計畫之構成說明	31
4.1	廠址特性調查簡介	31
4.2	輻射偵檢與廠址調查作業流程	35
4.2.1	廠址確認與歷史評估	35
4.2.2	輻射特性調查	37
4.3	與所產生放射性廢棄物之關聯事項	41
第 5 章	輻射特性調查之內容涵蓋範圍	42
5.1	輻射與污染物的風險性調查	42
5.2	輻射特性調查的取樣基準與範圍	43

5.3 設施系統、設備、組件與材料之輻射特性調查	44
5.4 廠址特性鑑定	45
5.4.1 核設施特性鑑定	45
5.4.2 放射性物質特性鑑定	46
5.5 除污作業與技術之選定及執行安全風險評估	47
5.6 廢棄物處置策略與方法	49
5.7 取樣與數據分析評估之認證與核准	49
5.8 成本估算與時程	49
5.9 資訊紀錄	50
第 6 章 審查重點建議與結論	52
6.1 除役核能電廠特性調查部分之審查重點	52
6.1.1 審查範圍	52
6.1.2 審查要點	53
6.1.3 相關法規與技術規範	55
6.1.4 審查導則與接受基準	56
6.2 建議事項與總結	58
重要參考資料	62

圖目錄

圖 3-1 Big Rock Point 核電廠（左：除役前之廠址，右：除役後之空照圖）	7
圖 3-2 Yankee Rowe 核電廠除役前的狀況.....	8
圖 3-3 Yankee Rowe 核電廠的 ISFSI（2012 年 4 月）	9
圖 3-4 Yankee Rowe 核電廠廠址開放後的狀況（2012 年 4 月）	9
圖 3-5 Rheinsberg 核能發電廠除役後的照片（2010 年 8 月）	11
圖 3-6 Obrigheim 核能發電廠的近照（2008 年 8 月）	13
圖 3-7 Würgassen 核能發電廠的近照（2010 年 4 月）	14
圖 3-8 Stade 核能發電廠於 2006 年除役進行時之近照	15
圖 3-9 東海核能發電廠除役中之近照（2009 年 5 月）	18
圖 3-10 普賢核能發電廠的空照圖（2013 年）	19
圖 3-11 中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機（2010 年 5 月）	23
圖 3-12 台電公司規劃之核電廠除役流程圖.....	29
圖 4-1 輻射偵檢與廠址調查（RSSI）作業流程	32
圖 4-2 廠址調查與輻射偵檢.....	34
圖 4-3 資料生命週期.....	35

表目錄

表 3-1 台灣現有核能電廠停止運轉年限	30
表 5-1 核種存量數據需求、使用及收集方法一覽表	47

第1章 前言

本計畫之目的為協助行政院原子能委員會放射性物料管理局進行核能電廠除役計畫審查前，針對除役計畫書中核能電廠之特性調查部分，擁有健全之審查技術，確保計畫書中所列各項技術與執行方式均為有效並能合理執行，以利未來核能電廠除役管制作業之參考。本計畫將蒐集國內外相關核電廠除役法規及除役審查案例，並評估我國學術機構與研究單位之專長，規劃合理之除役核能電廠特性調查之計畫審查技術，同時提出相關之重點和關鍵事項，協助行政院原子能委員會放射性物料管理局審查與檢查各項相關除役作業計畫，使除役計畫之規劃順利執行，並於預定期程內完成除役工作。

第2章 計畫目標

核能電廠的除役作業是有序的、階段性的，是核設施生命最後一個步驟，其兩個最主要的目的是讓廠址永久安全及恢復廠址盡可能再利用，按照法規規定，核電廠在運轉屆齡 3 年前，即需擬妥除役規劃書，向核安管制單位提報申請核准除役審查。若真如國家能源政策規劃，核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規畫階段，核一廠一號機組，將於民國 107 年底運轉到期，因此台灣電力公司應於民國 104 年 12 月底前提出核一廠除役計畫。主管機關基於管制機關角色，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。

在眾多除役過程中，特性調查被視為邁向廠址除役的初始步驟，其是疊代程序，用來界定工作範圍與準備廠址除役計畫，是核電廠除役最基本且最重要的開頭工作，而特性調查收集的數據需管制機關與利益相關者核准，由除役工作人員據以選擇除污與除役技術、發展廢棄物處置策略、細化成本估算與時程，並發展環境、安全與健康控制、決定釋出標準及提供最終狀態調查設計的輸入。

因此，核電廠除役前的特性調查必須妥善地進行，針對核電廠設施週邊環境做仔細的分析與鑑定，才能提供足夠資訊，作為後續選擇並執行除役相關技術之參考。

本計畫將蒐集國內外相關核電廠除役法規及除役審查案例，並評估我國學術機構與研究單位之專長，規劃合理之除役核能電廠特性調查之計畫審查技術，同時提出相關之重點和關鍵事項，協助行政院原子能委員會放射性物料管理局審查與檢查各項相關除役作業計畫，使除役計畫之規劃順利執行，並於預定期程內完成除役工作。

第3章 國內外核能電廠除役作業概況

依據國際原子能總署統計資料，截至西元 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。

美、德、日三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，本章節將針對國外核能電廠除役作業概況與相關規範，並對比台灣預計除役之核能電廠目前概況，作基本之分析探討。

3.1 美國

3.1.1 Big Rock Point 核能發電廠

消費者能源公司（Consumers Energy Company, CE）旗下的 Big Rock Point 核能發電廠（BRP）設置在密西根州夏利華縣（Charlevoix）。BRP 破土於 1960 年 7 月 20 日，耗資 27.7 百萬美元，歷經 29 個月建造完成，於 1962 年 8 月 29 日由美國 Nuclear Regulatory Commission（NRC）取得運轉執照，初次臨界達成於同年 9 月 27 日，1963 年開始進行商業運轉。是第 5 座以沸水式反應器（Boiled Water Reactor, BWR）型開始運轉、世界首次採用再循環幫浦的強制冷卻方式、並能實現高輸出密度爐心、留下長期穩定運轉實績的反應器，根據國際原子能總署（International Atomic Energy Agency, IAEA）的 Power Reactor Information System（PRIS）登錄值，其電力輸出為 71 MWe。該反應器的運轉執照到期日為 2000 年 5 月 31 日，且不再進行延役使用，然而該發電廠提前於 1997 年 8 月 29 日永久停止使用。其理由為：使命達成、電力輸出降低、運轉經費過高。

此反應器之除役計畫（Decommission Plan, DP）於 1995 年 2 月 27 日被提出，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（Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, 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（Department of Energy, 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（Independent Spent Fuel Storage Installation, 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，已於 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 m²）的土地，部分開放為無條件的公共利用，NRC 已經批准了申請。圖 3-1 為 BRP 核電廠除役前與除役後實景照片。

BRP 核電廠的概要參數如下：

- 輸出：電力輸出 71 MWe（PRIS 登錄值）
- 爐型：BWR
- 永久停止：1997 年 8 月（1963 年開始商業運轉）
- 開放標準：250 μ Sv/y（含飲用水的曝露）+ ALARA（As Low As Reasonably Achievable）（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 Energy Nuclear 公司。
- 有無殘存的建築：ISFSI



圖 3-1 Big Rock Point 核電廠（左：除役前之廠址，右：除役後之空照圖）

3.1.2 Yankee Rowe 核能發電廠

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。核電廠的反應器為壓水式（Pressurized Water Reactor, PWR），1960 年初達到臨界，1961 年開始進行商用運轉。最高設計熱輸出為 485 MWt，之後於 1963 年增加輸出為 600 MWt。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 4,050 m²）的 ISFSI 腹地，則保留在 NRC 許可之下。圖 3-2~3-4 分別顯示了 Yankee Rowe 除役前、ISFSI、除役後的狀況

照片。

Yankee Rowe 核電廠概要如下。

- 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 25 mrem/年 (250 μ 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

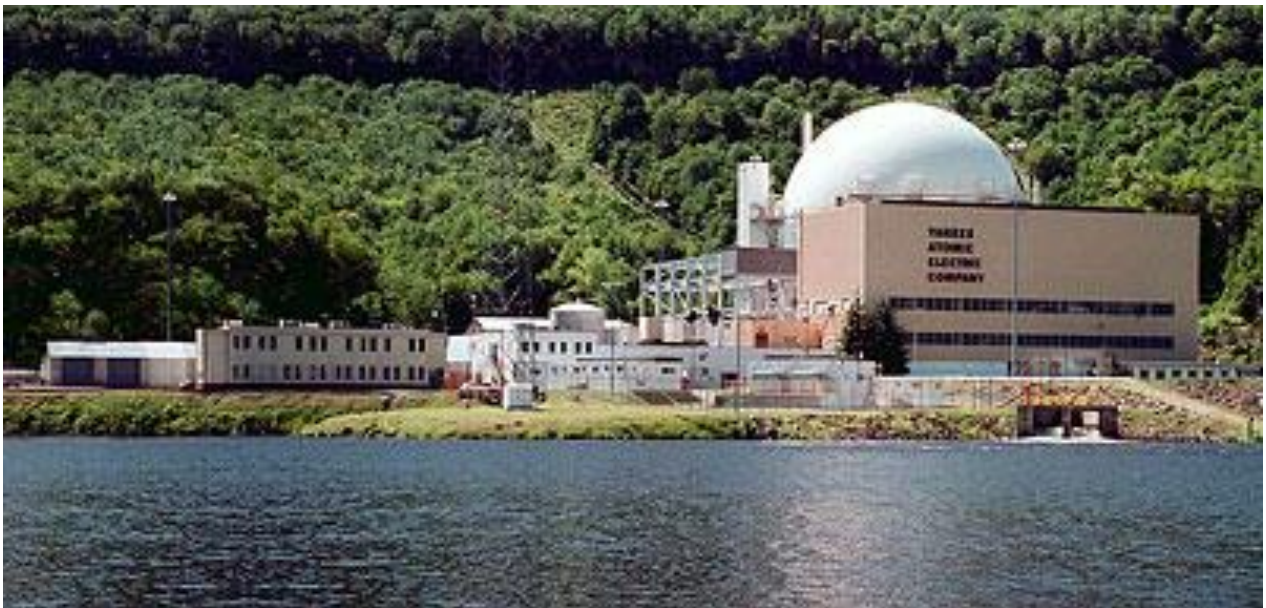


圖 3-2 Yankee Rowe 核電廠除役前的狀況



圖 3-3 Yankee Rowe 核電廠的 ISFSI (2012 年 4 月)



圖 3-4 Yankee Rowe 核電廠廠址開放後的狀況 (2012 年 4 月)

3.2 德國

3.2.1 Rheinsberg 核能發電廠

Rheinsberg 核能發電廠 (Kernkraftwerk Rheinsberg, KKR) 是舊東德繼 Rossendorf 研究用反應器之後第二部核子反應器，也是舊東德最早的核能發電廠，於 1956 年開始建造，是第一代展示發電用反應器其中之一。KKR 當中裝備有總計輸出 70 MWe 的 VVER (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor) 型壓水式反應器，從 1966 年 10 月 11 日開始運轉至 1990 年 6 月 1 日 (除役日) 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，整個除役活動共分數個許可階段執行。

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[®] (Cask for Storage and Transport of Radioactive Material) 乾式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。



圖 3-5 Rheinsberg 核能發電廠除役後的照片（2010 年 8 月）

KKR 的除役與 KGR（Kernkraftwerk Greifswald）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，其中主要是 ZLN（Zwischenlager Nord – interim repository north）、ZAW（Zentrale Aktive Werkstatt workshop）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。圖 3-5 為 Rheinsberg 核能發電廠除役後的照片（照片拍攝於 2010 年 8 月）。

KGR 及 KKR 的除役可說是典型且成功的大規模除役計畫，對位於中、東歐各國、以及獨立國協等擁有尚在運轉中之 VVER 型反應器的核能發電廠來說，這項計畫可對未來安全且有效之除役帶來相當寶貴的經驗。

3.2.2 Obrigheim 核能發電廠

Obrigheim 核能發電廠 (Kernkraftwerk Obrigheim, KWO) 是一座擁有電力輸出 357 MWe (總計) 的壓水式反應器，座落於德國 Neckar-Odenwald-Kreis, Obrigheim，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。圖 3-6 為 Obrigheim 核能發電廠的近照 (2008 年 8 月)。

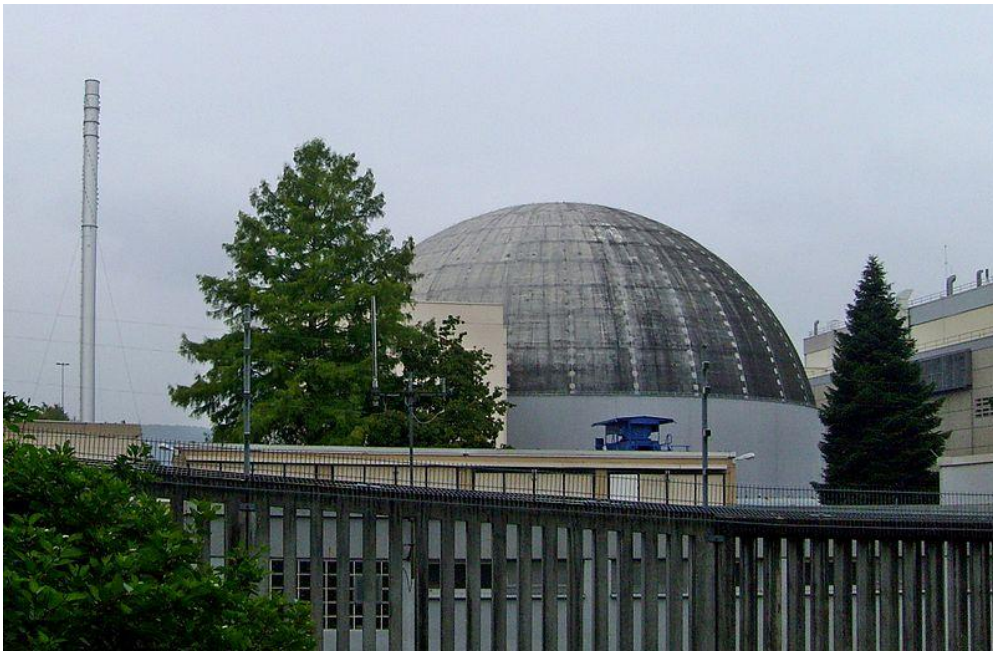


圖 3-6 Obrigheim 核能發電廠的近照（2008 年 8 月）

3.2.3 Würgassen 核能發電廠

Würgassen 核能發電廠（Kernkraftwerk Würgassen, KKW）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。圖 3-7 為 Würgassen 核能發電廠的近照（2010 年 4 月）。

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污。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。



圖 3-7 Würgassen 核能發電廠的近照（2010 年 4 月）

3.2.4 Stade 核能發電廠

Stade 核能發電廠（Kernkraftwerk Stade, KKS）備有輸出 672 We 的壓水式反應器，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 1967 年開始建造，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。

圖 3-8 為 Stade 核能發電廠於 2006 年除役進行時之近照。



圖 3-8 Stade 核能發電廠於 2006 年除役進行時之近照

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。

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

3.3 日本

3.3.1 東海核能發電廠

日本核能發電（株）東海發電所（Tokai Power Station，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。圖 3-9 為東海核能發電廠除役中之近照（2009 年 5 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。

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。

除設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。



圖 3-9 東海核能發電廠除役中之近照（2009 年 5 月）

3.3.2 普賢核能發電廠

先進高溫反應器（Advanced Thermal Reactor, ATR）「普賢」（Fugen Nuclear Power Station、電力輸出 165 MW）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 Japan Atomic Energy

Agency, JAEA) 進行開發，於 1970 年 10 月開始建設，並正式利用鈾鈾混合氧化物 (Mixed Oxide Fuel, MOX) 燃料作為發電用熱中子反應器，於 1979 年 3 月 20 日開始正式運轉。圖 3-10 為普賢發電廠的空照圖 (2013 年)。



圖 3-10 普賢核能發電廠的空照圖 (2013 年)

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鈾，

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，率先帶動了國內的鈾利用技術。

另一方面，1998年 Pacific Nuclear Council (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。

「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污作業後，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。

而在「普賢」的除役計畫中，放射性固體廢棄物的處理及處置方法之內容

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、除污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。

整個除役工程，根據除役計畫實施除役，並預定於 2028 年度前完成。

3.3.3 中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機

濱岡核能發電廠(Hamaoka Nuclear Power Station)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。圖 3-11 為日本中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機於 2010 年 5 月所攝得之照片。



圖 3-11 中部電力濱岡核能發電廠 1、2 號機（ 2010 年 5 月）

「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，除役作業依順序實施：

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污等作業。
- 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、系統除污、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，實施系統除污。在系統除污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，除污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，並應用化學性除污法或符合需要的機械性除污法。

（五）遭核燃料物質污染的物質的廢棄

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 台灣

民國 100 年 11 月 3 日總統召開「能源政策」記者會，宣布將在「不限電、維持合理電價、達成國際減碳承諾」3 大原則下，積極實踐各項節能減碳措施，逐步達到穩健減核的目標，核一、核二與核三廠 3 座核電廠確定不延役。101 年 11 月 6 日經濟部部長於「日本革新能源環境戰略」會議中指示，「台電現有核一、二、三廠運轉滿 40 年不再延役之政策很明確，請台電公司及早日因應並進行各項準備」。101 年 12 月 10 日立法院第 8-2 會期教育及文化委員會要求行政院原子能委員會會同經濟部督促「台電公司研提核能電廠提前除役的可行性」。

由於核一廠一號機之運轉期限為 107 年底，因此台電公司應於 104 年底前提出「核一廠除役計畫」送請主管機關審查。目前各項除役先行工作正如火如荼的進行當中，包含主管機關、經營者、以及相關學術研究單位都大量投入人力與資金，以期順利安全且有效率地完成此項台灣核能界的重要工作。

依照台電公司初步規劃，於民國 101-107 年做為除役前置工作，於民國 108-132 年進行為期 25 年之除役工作，對於核能電廠除役進行長程規劃之原則，分成規劃階段、拆除階段與復原階段等三階段：

一、規劃階段：

核能電廠尚在運轉中，台電公司將依「核子反應器設施除役計畫導則」研擬「核一廠除役計畫」，並依照環境影響評估法之規定研擬「核一廠除役環境影響說明書」，分別提報主管機關審查及回答主管機關之審查意見，至審查同意後，取得除役許可止。

二、拆除階段：

依上述主管機關核定之除役計畫書，執行各項工作，包含

- (1) 停機過渡階段之運轉狀態轉換、除污工作、用過核子燃料轉移、人員訓練、設備採購...等。
- (2) 拆廠階段之拆除各項設備、拆除廠房...等。

三、復原階段：

執行廠址輻射偵測以進行土地釋出或再利用。

依據上述三階段的規劃，台電公司細部規劃之核電廠除役應辦理除役之設施其作業流程如圖 3-12 所示：

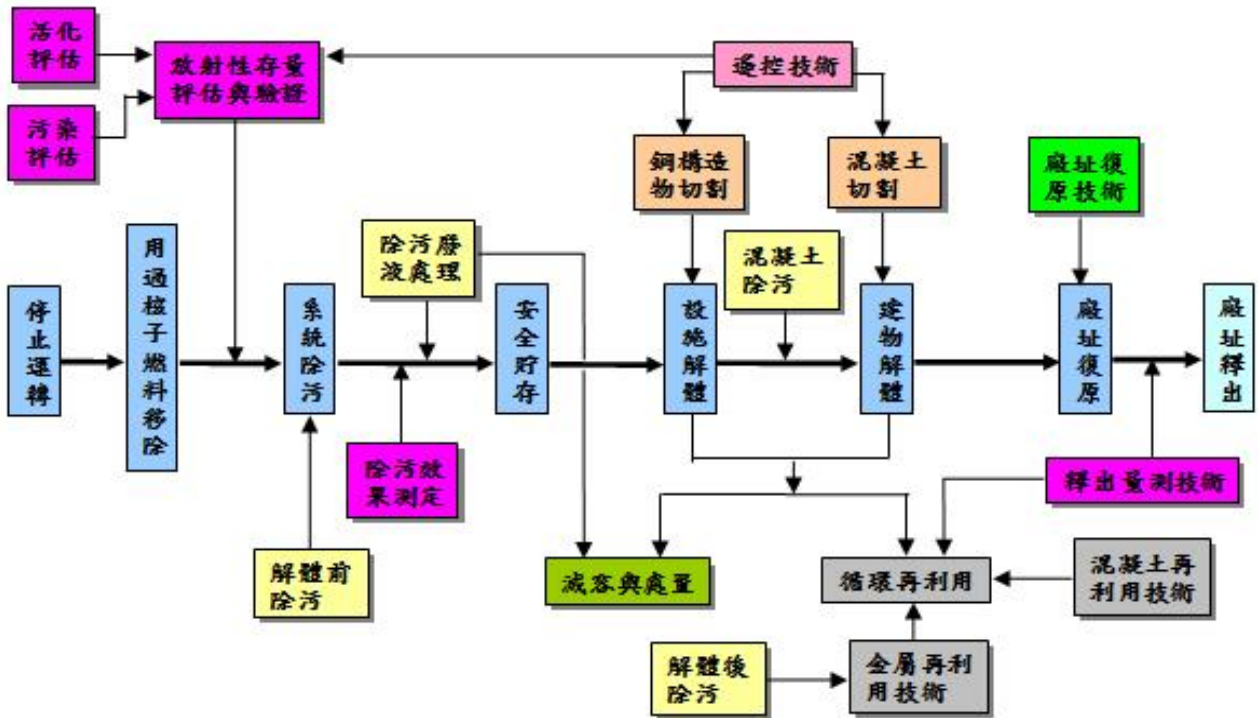


圖 3-12 台電公司規劃之核電廠除役流程圖

茲將其中的幾項重點工作條列如下：

1. 用過核子燃料移出。
2. 廠址調查：除役前廠址調查及放射性存量評估與驗證。
3. 系統除污：解體前後除污及建物除污、除污效果評估及除污所產生廢液之處
理技術。
4. 解體移除：鋼構及混凝土切割技術、殘留放射性之量測及大型組件移除技術。
5. 廢棄物管理：除役廢棄物減容、處理、處置及再利用技術。
6. 廠址復育及環境監測。

至於台灣其他核電場的機組與運轉年限也將隨之而來，表 3-1 也同時列出核

二和核三廠的停止運轉年限與應提報除役計畫之期限，目前當務之急則仍為針對最快到達停止運轉年限之核一廠進行除役工作之規劃，若能從中汲取相關經驗，相信之後的除役工作亦將能順利完成。

表 3-1 台灣現有核能電廠停止運轉年限

廠別	機組	停止運轉年限	應提報除役計畫之期限
核一廠	一號機	107年12月5日	104年12月
	二號機	108年7月15日	
核二廠	一號機	110年12月27日	107年12月
	二號機	112年3月14日	
核三廠	一號機	113年7月26日	110年7月
	二號機	114年5月17日	

第4章 核能電廠除役特性調查計畫之構成說明

4.1 廠址特性調查簡介

廠址特性調查是核能電廠除役過程中最先期的重要步驟，除役計畫內容與除役所採用之相關施工技術都將由廠址特性調查的結果中進行分析與研討，才能決定細部的流程與方法之選用。

由於核能應用已有數十年的歷史，除了核能電廠以外，全世界用以進行放射性物質生產、處理、使用以及貯存的廠址已有數千個，其中有許多廠址，曾經或目前為輻射污染的狀態，其中也有許多核電廠已除役、或正在除役以及規劃除役中，以改善污染廠址，並將核能電廠周邊區域之土地外釋供限制性使用或無條件使用等目的，作為除役作業的最終目標。

針對廠址特性調查的相關步驟，歐盟參加國際原子能總署、英國 SAFEGROUNDS 學習網路、美國 MARSSIM (The Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual) 等組織已產出的重要文獻，編撰環境輻射偵檢與執行手冊 (Environmental Radiation Survey and Site Execution Manual, EURSSEM)，提供一致的準則與最佳實踐方式。

其中 MARSSIM 建議之核設施除役作業的輻射偵檢與廠址調查 (Radiation Survey and Site Investigation, RSSI) 作業流程如圖所示，調查過程採用循序法，首先進行廠址歷史評估 (Historical Site Assessment, HSA)，之後再進行各項輻射

偵檢，包括範圍輻射偵檢（Scoping Survey, SS）、特性輻射偵檢（Characterization Survey, CS）、改善措施輔助輻射偵檢（Remedial Action Support Survey, RASS）以及最終狀態輻射偵檢（Final Status Survey, FSS）。

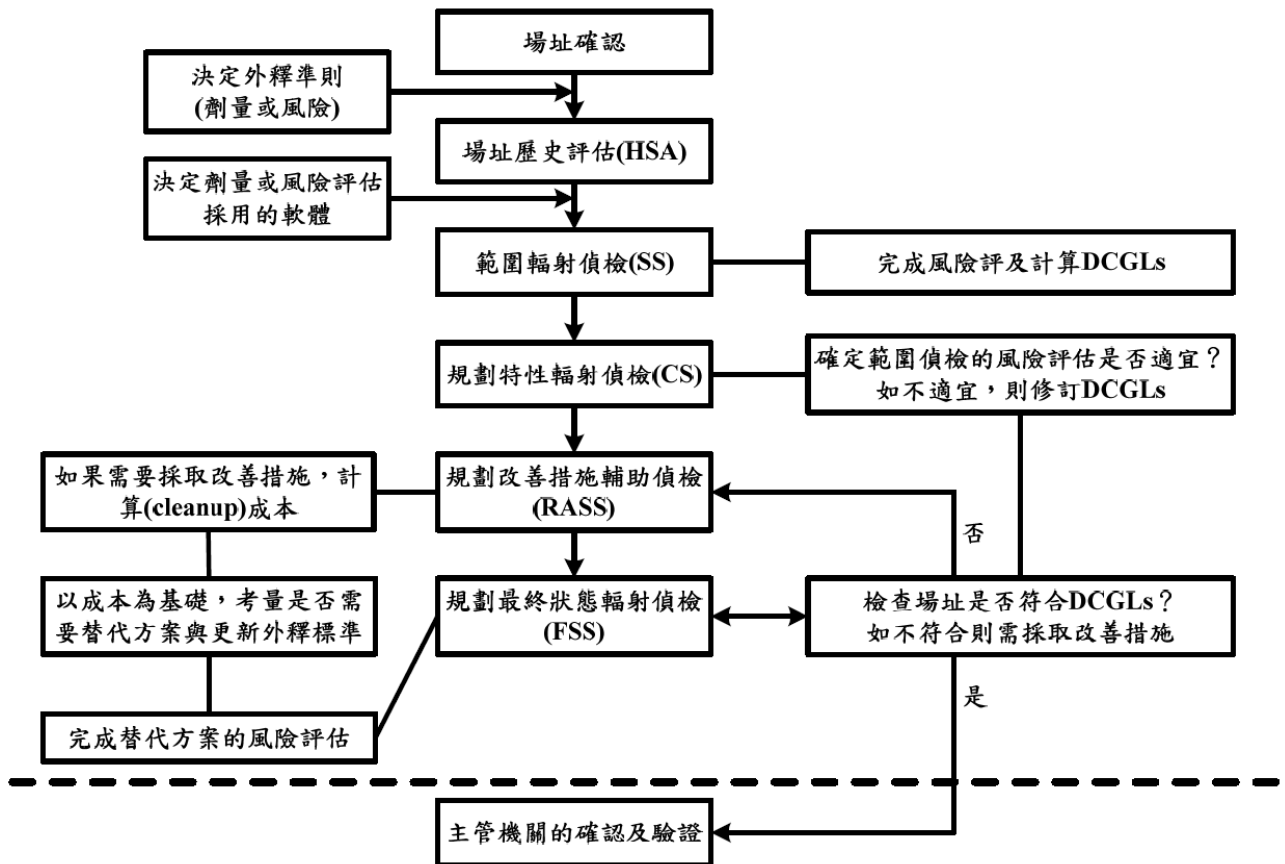


圖 4-1 輻射偵檢與廠址調查（RSSI）作業流程

廠址輻射特性調查之輻射偵檢作業主要是根據歷史資料將待偵檢地區分為「受影響區」與「未受影響區」二類。未受影響區是指在除役早期便已被確認沒有來自廠址操作的放射性影響的地區，而受影響區是指可能有殘餘污染潛力的地區。針對受影響區依據可能污染的程度再做分級，分為 1、2、3 級地區，各級之可能污染情形說明如下：

第 1 級地區

現在或是曾經進行改善措施的地區，由廠址歷史紀錄可知其放射污染可能性或者根據先前的輻射偵檢結果，已知污染值高於導出濃度指引水準(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)的區域。第 1 級地區的例子有：

- (1) 廠址地區先前曾進行改善行動者；
- (2) 已知有滲漏或溢出情形發生的地區；
- (3) 早前用於廢棄物掩埋或處置的廠址；
- (4) 廢棄物儲存的廠址；以及
- (5) 含有不連續的固體塊狀物質其上有污染物與高比活度的區域。

第 2 級地區

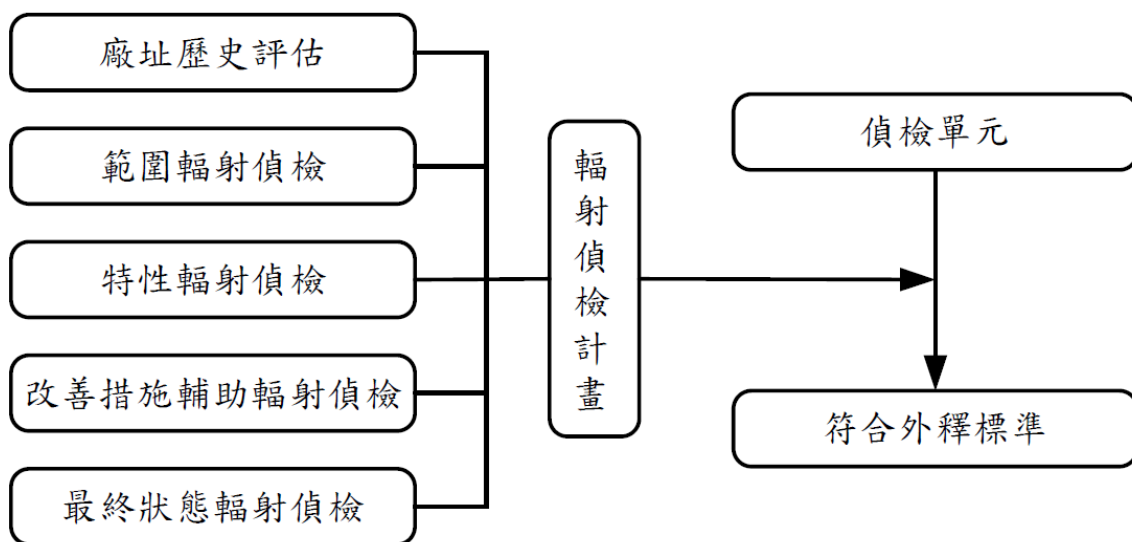
現在或是曾經進行改善措施的地區，由廠址歷史紀錄可知其放射污染可能性或者根據先前的輻射偵檢結果，已知有污染但並未超過廣域濃度指引水準(wide-area DCGL, DCGL_w)的區域。第 2 級地區的例子有：

- (1) 放射性物質以非密封形式出現的地區；
- (2) 可能有污染物移行的路徑；
- (3) 排放點的下風地區；
- (4) 易吸附放射性浮塵的建築物或房間上方的牆壁和天花板；
- (5) 處理低濃度放射性物質的地區；
- (6) 從前污染管制地區的周邊地區。

第 3 級地區

依據廠址運轉歷史與先前的放射性輻射偵檢結果，不預期含有任何殘餘放射活性，或者殘餘放射活性遠低於 DCGL_w 值的地區。包括第 1 級與第 2 級地區周圍的緩衝地帶，或受放射性核種污染的可能性很低但無充份的資訊來證明其為「未受影響區」。

核設施除役作業的廠址調查、輻射偵檢與結果判定可以圖 4-2 表示，在執行輻射偵檢計畫期間應適當的使用品管程序，以發現與控制重大的誤差來源，並且在使用數據以支持決定之前，先仔細的分析其不確定度。相關品管程序則可分為規劃、執行、評估、決定四階段依序進行，亦即所謂之資料生命週期（Data Life Cycle，如圖 4-3 所示）以達成。



分級作業

圖 4-2 廠址調查與輻射偵檢

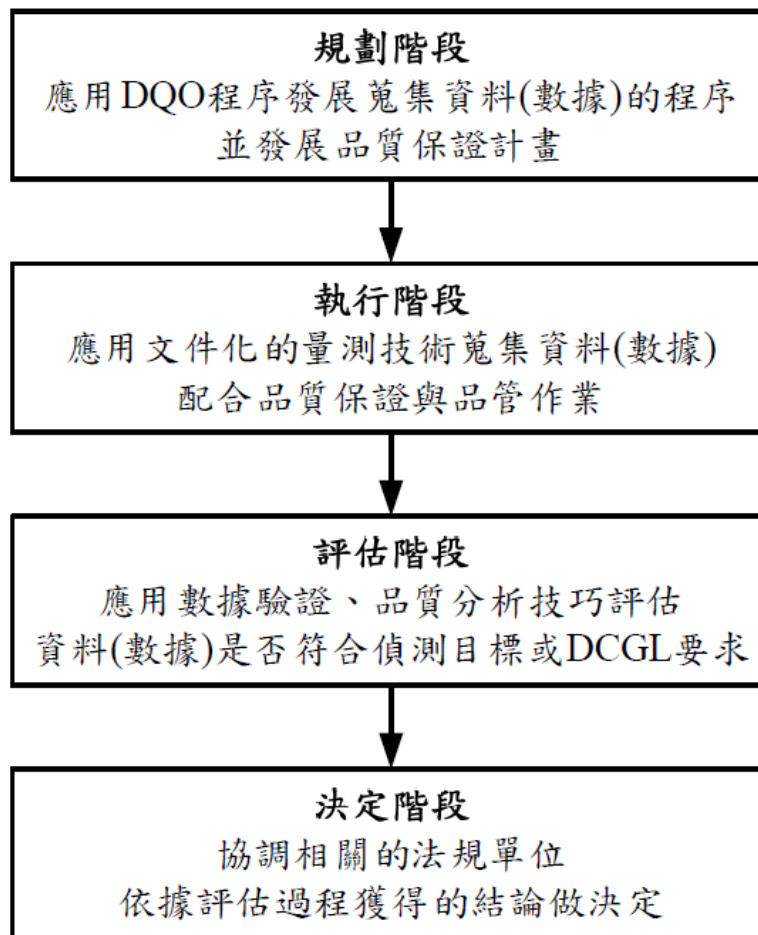


圖 4-3 資料生命週期

4.2 輻射偵檢與廠址調查作業流程

針對前述之輻射偵檢與廠址調查作業流程，主要區分為廠址確認、廠址歷史評估、輻射特性調查（範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢、改善措施輔助輻射偵檢與最終狀態輻射偵檢）等項目。以下章節將針對這些項目之目標做簡要說明。

4.2.1 廠址確認與歷史評估

已知或者有可能受到污染的廠址，一般在開始除役之前便已完成廠址確認

工作，而廠址歷史評估的目的是為了收集和廠址與其環境相關的資訊，其主要目標如下：

- 確認污染的潛在來源
- 判定廠址是否對人類的健康有威脅
- 區別受影響與未受影響的區域

根據國際經驗，廠址歷史評估應包含過往的資料、輻射偵檢記錄、區域使用報告、稽核與監督基準，而計畫取樣須包含土壤、地下水、地表水、建築與設備以及相關的有害物質。

因此，一份完整之廠址歷史評估報告，內容應包含下列項目：

-
1. 專業用語、字首縮略語與縮寫字
 2. 執行概述
 3. 廠址歷史評估的目的
 4. 特性確認

4.1 物理特性

名稱 – CERCLIS ID# (假如適當)、持有人/操作者姓名、住址

(CERCLIS: Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Information System)

位置 – 街道名、城市名、縣市名、州名、地理/GPS 座標

地形圖與地層圖

4.2 環境背景

地質/水文/氣象

5. 廠址歷史評估方法

方法與原理/廠址邊界/受審查的文件/特性檢驗/人員面談

6. 過去與現在的用途

6.1 過去的歷史 – 操作的年代、設施的類型、操作描述、相關法規、許可證與執照、廢料處理程序

6.2 現在的用途 – 設施的類型、操作描述、可能的射源類型與尺寸、濺灑或外釋、廢料清單、放射性核種清單、緊急或除污作業

6.3 鄰近土地的用途 – 敏感地區，例如溼地或幼稚園

7. 發現

7.1 可能的污染物

7.2 可能的污染區

 受影響區 – 已知的與可能的

 不受影響區

7.3 可能污染介質

7.4 相關的環境事項

8. 結論

9. 參考文獻

10. 附錄

A. 概念模式與顯示分類的廠址圖

B. 文件清單

C. 照片文件紀錄 – 廠址的原始照片與貼切的廠址特徵

4.2.2 輻射特性調查

輻射特性調查應著重在針對環境、設施等之調查取樣「方式」之描述。我們在本研究報告中將輻射特性調查分為範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢、改善措

施輔助輻射偵檢、以及最終輻射偵檢四個細項加以說明。

4.2.2.1 範圍輻射偵檢

如果在 HSA 期間收集的數據指出某地區有受到輻射影響，則將執行範圍輻射偵檢。範圍輻射偵檢依據有限的量測結果提供特定廠址的資訊，其主要目標如下：

- 執行初步的有害性評估
- 支持將所有或部分的廠址分類為「第 3 級地區」的決定
- 評估輻射偵檢計畫是否能有效地在特性或最終狀態輻射偵檢中使用
- 提供完成廠址優先處理的資訊（只有 CERCLA 與 RCRA 廠址）
- （如果需要的話）提供作為特性輻射偵檢的輸入數據

CERCLA: Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Act

RCRA: Resource Conservation and Recovery Act

依據 HSA 結果，判斷那些地區需做範圍輻射偵檢。如果 HSA 的結果顯示某地區沒有污染，該地區可分類為第 3 級，按第 3 級分類要求執行最終輻射偵檢。如果範圍輻射偵檢測出有污染，該地區可能考慮視為第 1 級（或者第 2 級），以執行特性與最終狀態輻射偵檢。應該收集足夠的資訊，以確認需要密切注意有污染的位置。

4.2.2.2 特性輻射偵檢

依據 HSA 與範圍輻射偵檢的結果，如果某地區被分類為第 1 級或第 2 級地區需做最終狀態輻射偵檢，則有必要執行特性輻射偵檢。特性輻射偵檢係依 HSA 與範圍輻射偵檢結果來規劃，並針對污染區做詳細的放射性環境特性調查。特性輻射偵檢的主要目的如下：

- 決定污染的本質與廣度。
- 收集數據以支持選擇改善方法與技術之評估。
- 評估輻射偵檢計畫是否能有效地使用於最終輻射偵檢。
- 支持改善措施調查/可行性研究需求（只有 CERCLA 廠址）或設施調查/矯正量測研究需求（只有 RCRA 廠址）。
- 提供最終狀態輻射偵檢設計的輸入數據。

4.2.2.3 改善措施輔助輻射偵檢

如果某一地區完成特性偵檢後，污染值超過 DCGL 時，應準備除污計畫。改善措施輔助輻射偵檢是在執行除污過程中即時執行的輻射偵檢，以達到真正清潔的目的。執行改善措施輔助輻射偵檢在於：

- 支持改善作業的圓滿性。
- 決定廠址或偵檢單元是否已準備好做最終狀態輻射偵檢。
- 提供最終狀態輻射偵檢時，評估特定廠址的最新參數數據。

4.2.2.4 最終輻射偵檢

完成除污與拆解等程序後，調查廠址周圍殘餘放射性物質是必要的，最終輻射偵檢的目的便是確保欲除役設施於除役完成後可供無限制使用，用來證明是否符合法規要求，是 MARSSIM 最重視的偵檢方式。最終輻射偵檢的主要目標如下：

- 選擇/證實輻射偵檢單元分類。
- 驗證每一輻射偵檢單元殘餘污染的潛在劑量或者風險低於外釋標準。
- 驗證每一輻射偵檢單元內小地區高活度造成的潛在劑量與風險低於外釋標準。

最終輻射偵檢結果所提供數據，用以驗證所有的放射性參數滿足所定的法規導則值與條件。在 RSSI 過程中，範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢與措施輔助輻射偵檢階段所產生的數據，都能夠對最終狀態輻射偵檢規劃提供有價值且具品質的數據。

最終輻射偵檢的調查行動應遵循主管機關所制定的準則，同時調查行動的監督單位亦應經由主管機關授權，且主管機關經常需要確認廠址的輻射水平是否可接受而免除管制，確認的動作是由主管機關或由公正第三者來完成。確認與證實所需的大部分工作在於審查與評估輻射偵檢活動的文件與數據。評估過程中可能包含廠址的訪查，了解輻射偵檢的量測程序或了解實驗室樣品分析方

法；必要時可能需要執行一些實際量測的工作，某些事件中改善措施後的取樣與分析可委由第三公正的團體執行。輻射偵檢結果的審查包含證實能達成資料品質目標，證明分析結果數據符合驗證承諾，與證實統計檢定結果足以做出廠址免除管制的決定。

4.3 與所產生放射性廢棄物之關聯事項

除役所產生的放射性廢棄物（含運轉中會產生的物質）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。

此外，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）。放射性廢棄物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。

第5章 輻射特性調查之內容涵蓋範圍

除役核能電廠特性調查報告為總除役計畫之前期重點工作之一，其主要工作為針對欲除役之核能電廠進行特定規模之輻射特性調查，在經營者提出計畫書送審時，所應進行之輻射特性調查應包含本章節所述之各項內容，或以附錄型式將相關文件項目與調查報告一併送交審查機關。廠址輻射特性調查報告的重點項目在於確保除役執行過程中的安全性，因此放射性物質與非放射性物質的危險性應當先予以調查，而放射性物質與其他危險物質的清單與位置，在各項工作展開前即應標示或規劃相關配套，同時善用現存記錄與運轉經驗使各項前置作業得以順利進行。

5.1 輻射與污染物的風險性調查

輻射與污染的調查將有助於確認放射性核種、最大平均劑量率、結構與廠區設施表面與內在的污染程度。有些設施或結構，如管路與水泵之污染程度可能會被錯估，應該強化對這些易低估污染程度設施之調查。此外，滲入性的深度污染將適用於一些特殊的調查，這有助於降低除污或拆卸作業的潛在風險。而對於一些活化組件，在計算活度時應有樣品試驗作為對照。

對於非放射性化學物質的危險性，也應當與予以考量，因為這些物質對人體的健康也會造成危害，甚至較放射性核種更加危險，各種除役技術中所額外加入的化學物質，同樣也應進行調查分析，進行風險評估與調查，建立相關應

變措施，就能避免意外事故的發生。

5.2 輻射特性調查的取樣基準與範圍

應詳細說明輻射特性調查的範圍，包括廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等，詳見 5.3 節）。

土壤取樣會受到核子武器落塵之影響，須先行了解當地土壤型態、深度以及相關歷史資料，根據位置、地點、深度、濃度來統計 Cs-137 及 Sr-90 的濃度，地表土壤是否受到翻動也會影響取樣量測的結果，因此取樣記錄時亦應包含動與不動之地區。此外，核種有可能會遷移至取樣深度 6 英吋以下，達到 12 英吋，土壤內含有機物與體積特性也會造成取樣差異，植被和林地分布都會對土壤取樣造成特定的影響，須妥善評估之，才能取得較為客觀之輻射特性調查結果。

地表水之取樣相對較為單純，使用標準容器及避免取樣污染即可。

在地下水方面，應確認表土層是否遭受何種污染以及地下管路或水槽有否污染及洩漏核種至表土層，若能先行確認上述情況均未發生，通常可忽略地下水之危害，以減少時間和成本之花費。另外，不需考慮深度超過 100 英呎（或 30 公尺）以上之地下水，此部分取樣分析之重點在加馬核種（如：Sr-90、C-14、Fe-55、H-3 等核種）。觀測井之取點在上坡道處以避開擾動地下水流動之區域影響，且保持在相同含水層或流域下進行量測，並根據專業環工經驗訂定取樣之地理條件，以確保相同之量測條件。大部分的核種在地下水內移動緩慢，主要是因為溶解度低、原子半徑大、以及離子帶電等特性所致，所以大部分會利用

H-3 來對地下水流域示蹤。

5.3 設施系統、設備、組件與材料之輻射特性調查

在廠址特性調查的過程中，應建立以組件為單位之組件性質資料庫，包含建築物、結構、系統、設備、與重要組件，資料庫內亦應明確標示該組件之材料、重量、位置、以及輻射特性。

以建築物來說，分為一般性物質（如：木頭、鋼筋、鋁材、石灰牆板、玻璃、塑膠、橡膠、地毯等物品）與非一般性物質（如：花崗岩、板岩、混凝土、柏油、瓷材、磚頭、屋瓦、磁磚等物品），依據分類將各建築物結構組件調查並妥善記錄，根據所量測之最大及平均輻射核種之活度，統計該核種於建築材料內之比例。

對於受到污染之結構、系統、與設備，應記錄下列事項：

1. 超出背景值之運轉產出殘留放射性物質說明
2. 已判定不受運轉影響之結構、系統、設備及其研判理由
3. 受污染結構中每個房間、區域、設備之說明
4. 受污染之工作區域或房間之圖及說明
5. 表面污染模式及滲透情形說明

5.4 廠址特性鑑定

5.4.1 核設施特性鑑定

在核設施特性鑑定方面，必須進行輻射與非輻射之有害調查，作為除役安全評估及除役工作期間執行安全之重要輸入。調查時須確認放射性物質及其他有害物質之存量與位置，規劃與執行調查時要利用既有紀錄及運轉經驗。特性鑑定程序期間所得資料與數據必須文件化成特性鑑定報告。

核設施除役所需之運轉及技術資料主要為兩大類：

第一類：核設施設計、建造及修改資料。

第二類：運轉、停止運轉及停役期間之營運資料。

核設施設計、建造及修改資料包括廠地特性、地質、及背景基礎輻射數據；完整的設施工程圖件、技術資料、及計算資料；及重要的設備材料數據。運轉、停止運轉及停役期間之營運資料包括環境釋放監測記錄、異常事故紀錄及系統設備修改停用紀錄。上述資料未能彙整，對於除役工作有極大影響，最嚴重的影響當然是對環境及工作人員安全之衝擊，其次為對於除役管理及經費之影響。

廠址歷史資料評估數據來源包括設計與竣工圖；設施修改；執照、申請與通訊；例行調查；其他操作記錄與文件；訪問操作人員與支援人員；事件日誌-意外與未規劃事件；照片；及建造材料。依據所收集資訊進行廠址評估，確認潛在污染物、污染區域與污染介質，發展廠址概念模式，進行專業判斷，作成廠址歷史資料評估報告。

輻射調查方法包括掃描、量測及取樣，掃描是移動偵測器橫跨或通過區域偵測輻射存在，量測是基於偵測系統直接反應測定某一地方輻射或放射性物質數量（與品質），取樣是選取部分待評估分析物質。

5.4.2 放射性物質特性鑑定

廠址內放射性物質之特性鑑定是除役計畫內最關鍵的元素，尤其是放射性累積存量評估，放射性累積存量數據及輻射分布圖由除役方式決定、解體順序確定、解體時輻射曝露劑量預估、解體廢棄物處理處置方法決定、除役費用掌握等之主要基本數據。利用精確評估污染可很有信心的規劃需清除區域，減少處置費用。不正確的特性鑑定會導致高估存在污染量，使得花費昂貴費用處理不必要處理之物質；反之，亦可能低估污染導致殘留放射性。核種存量數據需求、使用及收集方法如表 5-1 所示。

依據日本動力展示反應器(Japan Power Demonstration Reactor, JPDR)除役計畫經驗，輻射特性鑑定及最後輻射調查是費時與高費用的活動，為此日本原子力研究所發展適用於低放射性量測的輻射偵檢器與自動移動單元。新偵檢器於 60 秒計數最小可偵測水平可達到約 0.1 Bq/cm^2 。

以美國 Trojan 核能電廠為例，其廠址特性調查計畫包括範圍調查/廠址特性調查、輻射調查及最終輻射調查等三個階段。範圍調查/廠址特性調查目的包括決定設施停止運轉後輻射狀態、估計廠址的源項與同位素混合物以支援除役費

用估算與作決定及輻射管制區外任何污染位置與範圍，此階段亦收集背景資訊，以用於決策包括設施回歸至無限制使用。輻射調查執行以支援設施解體。最終輻射調查執行以驗證設施可供無限制使用。

表 5-1 核種存量數據需求、使用及收集方法一覽表

數據需求	數據特定用途	數據收集方法
輻射劑量或曝露率	確認輻射危害與通行限制、指定除役手續與方法、估算廢棄物體積	直接輻射量測、篩選水平、空氣監測
表面鬆散與固著污染物量	除污前評價有效性、空浮釋出防護規劃、確認個人防護對策	擦拭樣品分析及有相互關係的輻射量測
輻射源與污染（熱點）位置	評價設計除役動作順序、指定除役手續與方法	直接輻射掃描、程序歷史知識
污染物滲透至牆壁與地板	設計除役動作順序、指定除役手續與方法	掃描與鑽心樣品分析
設施下面與附近土壤污染水平	指定除役手續與方法、評估基礎移除與開挖危害	土壤樣品分析、力使土壤樣品數據

5.5 除污作業與技術之選定及執行安全風險評估

對於核能電廠的除役來說，除污是相當重要的一項工作，其主要工作包含在核能設施中對於設備、結構與材料表面上的輻射污染進行直接的移除。除污作業也包含對於組件、系統與工具的內部與外部表面放射性物質的排除，在除役中的拆解作業執行前、過程中與拆解後，除污作業需要謹慎小心地於以執行。

在除污技術的選定方面，應以減少除役活化產物造成的曝露、減少固體放射性廢棄物的體積、並能增加設備與材料回收及再使用的可能性為目標。

在除污技術的選定方面，當以上述三大目標為基礎，並根據廠址特性調查之結果，對其有效性及減少總曝露之可能性進行評估，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，最終選定最妥適的除污作業技術，可依賴的評比項目如下：

1. 對於除污目標欲達到的除污水平；
2. 對於工作人員的劑量貢獻；
3. 考慮空浮微粒的可能產生量；
4. 考慮特殊組件達到目標除污水平的可能性；
5. 檢測除污目標是否達到預定除污水平的能力；
6. 在最終除役前，該設施所能提供的除污能力；
7. 考慮花費與除污造成風險的最大純益；
8. 對於會產生的廢棄物與二次廢棄物的體積、活度、與產量等；
9. 考慮與現有的廢棄物處理、貯存、或處置的系統搭配的可能性；
10. 對於除污的設施與系統帶來的其他相關安全考量；
11. 除役過程中，對於廠內與廠外危險度的考量；
12. 非放射性物質的潛在危險（如除污過程中毒性物質的使用）。

5.6 廢棄物處置策略與方法

此部分非廠址特性調查報告所著重之章節，但因在進行輻射調查之過程中即可理解除役過程可能產生之放射性物質，故仍可於廠址特性調查之相關章節中簡易說明廢棄物處置策略與方法，於文中建請參考總除役計畫中廢棄物處置部分之章節。

5.7 取樣與數據分析評估之認證與核准

在廠址特性鑑定報告中的各項取樣與數據分析評估，均應經過專業實驗室之認證，確保評估結果的可信度和正確性。

行政院原子能委員會放射性物料管理局於 2002 年 12 月 25 日發佈「放射性物料管理法」，其中第 21 條規定所訂定之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章中規定，低放射性廢棄物處置、貯存必須說明廢棄物來源及核種與活度，依核種與活度分為 A、B、C 及超 C 類，再依類別處置。由此可知廢棄物之核種及活度是廢棄物分類的重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度有賴良好認證制度之運作維持，放射性廢棄物量測追溯與認證對於廢棄物產生單位量測能力與公信力的展現、主管機關的有效管制及增進民眾對於廢棄物處置的接受度，扮演舉足輕重的角色。

5.8 成本估算與時程

由於高放射性廢棄物或用過核子燃料深層地質最終處置尚未商業化運轉，

使得核能電廠除役費用預估困難，除役費用隨電廠類型與運轉時間不同而有所不同，相較於整體除役之進程來說，除役核能電廠特性調查階段的成本估算較為單純，若不包含後續放射性廢棄物之處理費用，可以明確進行整體成本估算和時程規劃，除役作業為一整體性的整合工程，仍須參酌總除役計畫中的其他項目，才能編列及設計較為經濟且有效率的預算成本。

然而不同費用估算方法需不同的數據，所有未來費用估算均有不確定性，且各種不同估算方法也各有其優缺點。目前已有商業化電腦程式可用以估算核能電廠的除役費用，可加以參考使用。

5.9 資訊紀錄

在除役作業品質管制計畫中，資訊的收集與記錄是十分重要的，完整的資訊記錄將有助於除役工作的進展，廠址特性偵檢產生的資訊與文件，應做成一份記錄廠址輻射狀況的完整且明確之紀錄。除此之外，說明污染範圍與可能受到影響的環境介質等特性資料，要充分提供在報告中。此報告亦應對廠址須選擇除污作業所採取的方式是否合理，提供充分的說明資料。除役過程中所應記錄的內容應包含下列資訊：

1. 廢棄物與其他物質的記錄（包含產源、特性、輸送等）；
2. 除役過程中使用的準則與標準；
3. 設備與步驟使用的細節；
4. 建議、查核報告、修正行為、同意書與其他等同效力的文件；

5. 所有安全評估文件；
6. 獨立的審查資訊及相關文獻；
7. 除役時使用的相關相片、圖像；
8. 最終輻射調查報告與細節。

第6章 審查重點建議與結論

6.1 除役核能電廠特性調查部分之審查重點

廠址輻射特性調查有三個主要任務和目的：

- 量測調查結果之描述及判定（範圍、方法）
- 殘留核種濃度量測結果之統計圖表（量測結果）
- 廠區、建築之圖及說明顯示分類判定及判定之考量（安全評估）

主管機關進行除役計畫相關章節之審查時，應著重於上述三項任務與目的是否達成。

6.1.1 審查範圍

就審查範圍來說，應從特性調查範圍的描述、輻射特性調查的過程與步驟、放射性存量評估的結果等三個部分加以逐步進行審查。

(1) 調查範圍

說明輻射特性調查的範圍，包括廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。

(2) 輻射特性調查

說明調查項目、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）；調查方

法包括：歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。

(3) 放射性存量評估結果

提供廠址環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）污染或活化之程度及範圍的評估結果。

6.1.2 審查要點

在審查要點方面，條文撰寫原則：先審有沒有/夠不夠，再審對不對/好不好
=充份完整，正確合理，除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能審查同意：

(1) 調查範圍

- A. 審查是否詳實說明輻射特性調查的範圍，包括廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。
- B. 調查範圍為評估曾經污染、仍有污染、或有潛在污染之廠區設施範圍，宜至少包括廠區建築結構、系統、組件、殘留物、土壤、地表及地下水。

(2) 輻射特性調查

- A. 審查是否詳實說明調查項目、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）；調查方法包括：歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。

B. 前項調查為考慮潛在的危險，如有些設施或結構、管路、水泵其污染程度可能被錯估，某些滲入性的深度污染宜作特殊的調查。

(3) 放射性存量評估結果

A. 審查是否詳實說明廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）污染或活化之程度及範圍的評估結果。

B. 設施場地輻射背景值調查方面，宜包含（a）最大及平均輻射核種之活度、（b）放射性核種之比例。

C. 結構、系統、設備輻射污染調查，宜包含（a）超出背景值之運轉產出殘留放射性物質說明、（b）已判定不受運轉影響之結構、系統、設備及其評估理由、（c）受污染結構中每個房間、區域、設備之說明、（d）受污染之工作區域或房間之圖件及說明、（e）表面污染模式及滲透情形。

D. 廠址輻射特性評估方面，宜包含（a）量測調查結果之描述及評估、（b）殘留核種濃度量測結果之統計圖表、（c）廠區、（d）建築之圖件及說明顯示分類判定及判定之考量。

E. 表面及次表面土壤污染方面，宜包含（a）列示說明含有超出輻射背景值殘留放射性物質之表面及次表面土壤位置、（b）地圖以顯示表面及次表面污染土壤之位置。

F. 地表及地下水方面，宜包含殘留放射性物質超過輻射背景值之地表及含水土層。

G. 前述說明宜檢附圖表以利審查。

6.1.3 相關法規與技術規範

(列審查委員可參考的法規與規範為原則，含 IAEA、NEA、NRC 等的技術報告。但電廠的安全分析報告 (Safety Analysis Report, SAR)、竣工報告等不予列入。)

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則，第 17 條輻射劑量限值之規定。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則 (研議中)。
- (5) 10 CFR 20 Subpart E.
- (6) 10 CFR 50.83 Release of part of a power reactor facility or site for unrestricted use.
- (7) NUREG-1575, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), Revision 1.
- (8) NUREG-1575, Supplement 1, Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME) .
- (9) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.
- (10) NUREG-1757, “Consolidated NMSS Decommissioning Guidance,” Vols. 1 and 2, September 2002) .

(11) EPRI TR-111277, 1999.

(12) EPRI 1000908, 2000.

6.1.4 審查導則與接受基準

經營者必須在除役計畫中明確具體說明或承諾下列事項，方能審查同意：

(1) 調查範圍：

設施經營者必須詳實說明輻射特性調查的範圍，包括廠區環境（如土壤、地表水及地下水等）及設施（如建築結構、系統、設備與重要組件等）。

(2) 輻射特性調查：

設施經營者必須提供有關以下項目的詳細資訊（可參照 MARSSIM 第 5.3 節）：

A. 調查項目

宜至少包括廠區建築結構、系統、組件、殘留物、土壤、地表及地下水的資訊，也應有足夠的廠址物理特性資料，包括表面形態、天候與氣象、地表水文、地質、人口統計、土地利用狀況與水文等資料。

B. 評估方法

歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等，其輸入資料應根據廠址特性調查資訊。

C. 使用儀器

說明現場及實驗室量測所使用到的儀器和方法，並提供這些儀器和方法的敏感度資料。此部分可參照 MARSSIM 第 6 章、附錄 E 及附錄 H。

對於某些設施或結構、管路、水泵，宜對滲入性的深度作特殊的調查。

(3) 放射性存量評估結果：

設施經營者必須對下列項目的污染或活化之程度及範圍作詳實說明：

A. 對於設施場地輻射背景值的調查，宜說明：

- a、放射性核種的最大活度、平均活度。
- b、放射性核種的比例。
- c、背景放射性核種濃度的變異性（MARSSIM 第 4.5 節、NUREG-1501）。
- d、曝露率。

B. 對於結構、系統、設備輻射污染的調查，宜提供：

- a、超出背景值之運轉產出殘留放射性物質的說明。
- b、判定不受運轉影響之結構、系統、設備及其評估理由。
- c、受污染結構中的各房間、區域及設備的說明。
- d、受污染之工作區域或房間的圖件及說明。
- e、表面污染模式及滲透情形。

C. 對於廠址輻射特性評估，宜提供：

- a、量測調查結果之描述及評估。
- b、殘留核種濃度量測結果之統計圖表。
- c、廠區建築圖件。

d、顯示分類判定及判定考量的說明。

D. 對於表面及次表面土壤污染，宜包含：

a、列式說明含有超出輻射背景值殘留放射性物質之表土及亞表土位置、深度與形式。

b、受污染之表土與亞表土的位置圖示。

E. 對於地表及地下水及沉積物，宜包含：

a、地表水與底泥是否可能受到污染的幾項考量因素（包括地表水體到廠址的距離、排水流域的大小、總年降雨量、地表水流動速率與體積、與其在空間與時間的變異性）。

b、經混合而具代表性的地表水分析數據；底泥的污染垂直分佈，以及懸浮性沉積物與河床底沉積物的成份與比例關係。

c、以參考座標系統或地表水體、觀測井的比例圖標示的取樣位置。應提供觀測景的施工規格（例如海平面高度、內徑與外徑、護套形式、濾網形式、位置、鑿孔尺寸等資料）。

F. 可提供其它環境介質（如蔬菜、空氣樣品）的分析資料。

上述項目要要轉換成與 DCGL 表示的相同單位，且宜檢附圖表以利審查。

6.2 建議事項與總結

除役核能電廠特性調查之審查，範圍較大且多與除役計畫書其他部分相互重疊，在審查過程中常因範圍未能明確界定，造成事倍功半或重覆消耗資源，

經研讀國內外相關資訊後，我們認為特性調查的範圍應明確加以界定，再由此明確界定之範圍下，一步步處理其中的分項事務。

本研究報告第 4 章對廠址特性調查作了簡介，該章節將輻射偵檢與廠址特性調查的作業流程區分為廠址確認、廠址歷史評估、輻射特性調查（範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢、改善措施輔助輻射偵檢與最終狀態輻射偵檢）等項目一一加以簡介與說明；第 5 章則詳列輻射特性調查報告的各項細部說明，可作為訂定除役計畫書規格及進行審查時之參考，在內容撰寫前須詳實說明調查範圍，然後再細部分項進行內容的陳述；在審查過程中可參考本研究報告 6-1 節所彙整之審查重點與審查方法，從該章節所述之三個面向來審視該除役計畫書之內容是否完整且合乎規範。

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，又因民情、時機之不同，較難一概而論，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，有下列數點：

- (一) 國際間進行除役核能電廠之工程公司或相關組織具有特定的專業技術，其中不乏商業機密或不公開之消息，此部分有不少是相當寶貴之除役經驗，由於國內從未有過核能電廠除役的相關實務作業，在技術上勢必仰賴國外專家學者，不只是台電經營團隊方面需如此，在主管機關進行審查時，也可能因資料之缺乏而有所遺漏，此部分建請納入國外專家與國內學者共同進行審查，以增進審查之效益，並能更加確保除役過程之安

全性。

(二) 除役時程的規劃通常為 30 年以上的長期規劃，然而依照現行法規，除役計畫書的提出為預定除役之 3 年前，在除役開始時，可能因為技術之改善或時局之演變，導致計畫書的內容有更動之必要，國外核電廠的除役有很多案例是透過受政府委託的第三方公正集團加以監督，以台灣的狀況來說原能會是主要的主管機關與監督機構，可能不熟悉各項工程與施作方式的改動，因此仍須商請專業人員協助進行評估，建請主管機關進行相關研究，釐清未來除役進行中時除役計畫書更動的檢討時機與頻率，並設定相關審查機制，以減輕主管機關之負擔。

(三) 自日本福島事件發生後，民眾對於核電廠的關心已與日俱增，清大原科中心的研究用反應器繼 2010 年開放辦理公眾參訪之業務以來，申請前往參觀的人數與日俱增，其中不乏對核子反應器完全沒有概念的一般民眾，中心接待人員乃一一對其進行導覽與基礎核能教育，成果相當不錯。在社群網路上，常常有看到錯誤的核能/輻射相關資訊在大量流傳，其實有必要讓民眾對核能電廠的運作與除役有基礎或更進一步的正確認識，建請主管機關能藉著此次核能電廠的除役，保留或歸納一部分資料公開給民眾取用，減低民眾對除役電廠的疑慮，也能更客觀看待未來電廠的興建或拆除，減少不必要之紛擾。

(四) 原能會的委託研究計畫有不少由清大原科院相關單位(工科/核工/原科中心)執行，某些計畫執行人同時也與台電方面有合作計畫，為顧及學術

中立性及避免球員兼裁判等不必要之問題，多半不會同時執行原能會與台電的委託案，同理，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，才能確保審查過程的合理與公正。

重要參考資料

1. “Final Generic Environmental Impact Statement (GEIS) on Decommissioning of Nuclear Facilities”, NUREG-0586
2. “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors”, Regulatory Guide 1.179
3. “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”, NUREG-1700
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995)
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste Including Decommissioning, Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety Standards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
7. FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996)

8. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
10. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996)
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Design, Safety Series No. 35-S1, IAEA, Vienna (1992) °
12. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Operation, Safety Series No. 35-S2, IAEA, Vienna (1992) °
13. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, Vienna (1999)
14. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluents into the Environment, Safety Series No. 77, IAEA, Vienna (1986)
15. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, Safety Standards Series No. RS-G-1.5, IAEA, Vienna (1999)
16. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant Decommissioning, Technical Reports Series No. 249, IAEA, Vienna (1985) °

- 17.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Reducing Occupational Exposures During the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 278, IAEA, Vienna (1987) ◦
- 18.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management, Technical Reports Series No. 230, IAEA, Vienna (1983) ◦
- 19.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Remotely Operated Handling Equipment in the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 348, IAEA, Vienna (1993) ◦
- 20.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334, IAEA, Vienna (1992) ◦
- 21.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, Safety Series: A Safety Guide, No. 50-SG-O12, IAEA, Vienna (1994) ◦
- 22.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Power, Safety Series No. 75-INSAG-5, IAEA, Vienna (1992)
- 23.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna (1996)
- 24.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Staffing of Nuclear Power Plants and the Recruitment, Training and Authorization of Operating Personnel: A Safety Guide, Safety Series No. 50-SG-O1 (Rev. 1) , IAEA, Vienna (1991) ◦
- 25.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Management for

Radioactive Effluents and Wastes Arising in Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-SG-O11, IAEA, Vienna (1986)。

26.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Standards Series No. ST-1, IAEA, Vienna (1996)

27.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Physical Protection of Nuclear Material, INFCIRC/225/Rev. 2, IAEA, Vienna (1989)。

28.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Agency's Safeguards System (1965, as provisionally extended in 1966 and 1968), INFCIRC/66/Rev. 2, IAEA, Vienna (1968)。

29.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Structure and Contents of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/153 (corrected), IAEA, Vienna (1972)。

30.核子反應器設施管制法。

31.核子反應器設施管制法施行細則，第 17 條輻射劑量限值之規定。

32.核子反應器設施除役許可申請審核辦法。

33.核子反應器設施除役計畫導則（研議中）。

34.“核子反應器設施除役廠址特性調查研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：101FCMA006，民國 101 年 12 月。

35.“核能電廠除役計畫審查技術之研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理

局委託研究計畫研究報告，計畫編號：101FCMA007，民國 101 年 12 月。

36.“核子反應器設施除役審查規範技術建立”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，計畫編號：932004FCMA001，民國 93 年 12 月。

37.邱太銘，“國外核子動力反應器設施除役概況”，行政院原子能委員會核能研究所，民國 100 年 8 月 3 日。