

第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理

目 錄

第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理	8-1
一、 除污方式	8-1
(一) 除污範圍規劃	8-2
(二) 除污作業規劃	8-4
(三) 二次廢棄物管理規劃	8-20
二、 除役期間放射性廢氣、廢液之處理規劃	8-23
(一) 除役期間放射性廢氣處理規劃	8-23
(二) 除役期間放射性廢液處理規劃	8-27
三、 結語	8-33
四、 參考文獻	8-35
附錄 8.A 第八章除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理之重要管制事項	8-48

圖 目 錄

圖 8-1 核一廠系統除污之安裝位置及流程圖.....	8-37
圖 8-2 核一廠金屬類組件之化學除污作業流程示意圖.....	8-38
圖 8-3 核一廠金屬類組件之電化學除污作業流程示意圖.....	8-39
圖 8-4 核一廠金屬類組件之機械除污作業流程示意圖.....	8-40
圖 8-5 核一廠結構混凝土之機械除污作業流程示意圖.....	8-41
圖 8-6 設備洩水廢液處理系統流程圖.....	8-42
圖 8-7 地面洩水處理系統流程圖.....	8-42
圖 8-8 廢液中和槽與濃縮系統.....	8-42
圖 8-9 清潔劑廢水系統與雜項廢水收集系統之流程圖.....	8-43

表 目 錄

表 8-1 CORD D UV 及 DFD 系統除污技術於各國除役電廠之現況.....	8-44
表 8-2 除污方式要點彙整.....	8-45

第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理

本章針對核一廠除役期間污染範圍進行規劃，說明除污作業方式，包含除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護；並考量除污作業產生之放射性廢氣與廢液的處理規劃，以確保執行相關作業時能達到降低廢棄物污染程度、減少工作人員輻射曝露及廢棄物有效減量之目的。

本章參考本計畫第三章及第四章之內容，說明核一廠可能受污染的環境、系統、組件及結構，並針對除污作業，提出化學、電化學及機械除污技術之特性與適用範圍。除污作業期間將沿用核一廠原有之廢氣處理系統及廢液處理系統，並配合本計畫第五章規劃除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式，將廢氣及廢液處理系統規劃保留至除役拆廠階段後期；本章亦參考本計畫第六章之除役各階段執行目標、作業時程及拆除工法，進行一次系統除污、組件除污、結構除污及產生廢液廢氣處理與排放之規劃。本章所述之除污作業規劃場所，及後續產生低放射性廢棄物之減量、處理、運送、貯存及最終處置規劃，請參見本計畫第九章。

一、除污方式

參考國外核電廠之除役經驗，如美國 Maine Yankee 與 Connecticut Yankee 核電廠、德國 Wurgassen 核電廠、瑞典 Barseback 核電廠等，相關之除污作業大致在停機 1 至 2 年後開始進行。本公司於核一廠除役過渡階段執行除污作業前，將先進行下列之準備工作，並建立核一廠除役期間之除污計畫，據以執行相關除污作業。

- (1) 啟動除污計畫相關之規劃工作；
- (2) 準備除污計畫相關之工程規範及程序；
- (3) 準備除污計畫所需之設備；
- (4) 準備除污計畫所需之外包作業；
- (5) 維持除污計畫所需之系統運轉。

除污計畫內容包含：核一廠除污範圍規劃、核一廠除污作業規劃與除污作業可能衍生的二次廢棄物及其減廢措施規劃。

(一) 除污範圍規劃

本公司係依據本計畫第三章設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響之評估結果，以及本計畫第四章廠址與設施之特性調查與評估結果，進行除污範圍之規劃，未來將配合停機後現場輻射特性調查作業之結果確認/更新。

以下將分別說明，核一廠經評估後可能受到污染之環境、結構、系統、組件，以及可再除污之廢棄物。

1. 環境

依本計畫第三章廠址歷史評估結果，核一廠廠內可能受到污染之建物主要有：一號機聯合結構廠房與汽機廠房、二號機聯合結構廠房與汽機廠房、主煙囪與煙道、廢氣廠房、放射試驗室、洗衣房、27 號倉庫、28 號倉庫¹、29 號倉庫¹、廢棄物壕溝、一號低放射性廢棄物貯存庫及二號低放射性廢棄物貯存庫以及拆除舊洗衣房廢土掩埋場等。衛生下水道(原意為廠區雨水渠道)水樣曾於 78 年檢出少量放射性核種，但後續並無污染之情況發生；相關環境監測紀錄及訪談中，亦均未發現有地下水污染之情況。根據本計畫第四章特性調查之 R 類偵檢包，說明溪流與生水池等地表水體調查結果，其中乾華溪及其出水口區域之海水、溪水及下水道之水樣，其氬與總貝他均小於廠區地下水監測值。有關環境偵檢詳細結果可參考本計畫第四章、三、(五)節。本公司於進行除役活動時，將持續對影響電廠輻射狀態之資料進行收集與調查，包含廠址地下水調查及土壤污染評估。

未來，若偵測到地下水有污染時，則將於含水層及其週邊開挖取樣井及監測，以界定污染之程度，並確認污染物於土層中之垂直分佈及傳輸特性。另外，亦將配合水文地質資料之收集，建立污染傳輸模式，以瞭解放射性污染物質於地下水及土壤中之傳導及擴散特性，進一步確定污染範

¹ 核一廠內原屬於重機械房、28 號倉庫及 29 號倉庫之地點，已於 112 年 12 月新設核一廠離廠再確認中心。

2. 系統

依本計畫第四章輻射特性調查及評估結果，以及美國核管會於 1980 年所發表之 NUREG/CR-0672 核電廠除役研究報告，推估核一廠受到污染之系統彙整如下：

- 反應器冷卻水再循環系統
- 爐水淨化系統
- 緊急爐心冷卻系統
- 用過核子燃料池冷卻系統
- 餘熱移除系統
- 控制棒驅動液壓供水及排水系統
- 凝結水飼水系統
- 廢料處理系統
- 廢氣處理系統
- 主蒸汽系統
- 冷凝水除礦器系統
- 加熱器洩水排放系統

上述可能污染之系統，本公司將於除役過渡階段，執行停機後現場輻射特性調查作業時，再進行更詳細之輻射偵測，以確認應進行除污系統之範圍。

3. 結構、組件及可再除污的廢棄物

根據核一廠各建物結構/系統組件之地理位置與功能性，以及現場特性調查結果，推估核一廠可能污染之結構、組件及可再除污的廢棄物，包括下列各項：

- 圍阻體。
- 燃料池。

- 反應器壓力槽內部主要組件，包括爐心(含通道、控制棒葉片等)、爐心側板、頂部導板、爐心底板、汽水分離器與乾燥器、噴射泵、控制棒導管、飼水噴嘴、爐心噴洒噴嘴、爐心儀表、備用硼液控制，以及與反應器連接之主要設備(含主蒸汽管、反應器再循環管、飼水管控制棒驅動殼與噴洒管等組件)。
- 主汽機及附屬設備。主汽機包含高壓、低壓汽機、葉片、控制閥組、噴嘴室、汽水分離再熱器、再熱閥、中間閥等組件。附屬設備包含汽機洩水閥、汽機液壓頂浮泵系統、釋壓膜片等組件。
- 其它可能受污染之系統零組件，包括(1)廢棄物貯存容器與護箱表面；(2)抑壓池；(3)乾燥器及蒸汽分離器貯存池；(4)放射性廢棄物處理系統受污染之外表。
- 其它可能受污染之大型組件(屬低放射性廢棄物)，包括(1)低壓飼水加熱器；(2)高壓飼水加熱器；(3)儀用空氣乾燥器；(4)氧氣流量控制模組；(5)凝結水儲存槽(CST)。

結構、系統、組件及可再除污廢棄物可依材料特性可分類為金屬廢棄物(含活化金屬、污染金屬)、混凝土廢棄物、其他類型廢棄物(含乾性、濕性廢棄物)等三類，其類別可分為可外釋、A類、B類、C類及超C類，詳細污染程度及分類推估說明可參考本計畫第九章、一、(三節)。

(二) 除污作業規劃

污染系統、結構及組件之除污作業可採用現場除污、拆除後除污或拆除後直接貯存/處置等方式，或透過以上三種方式之組合進行，以達到降低污染等級、減少工作人員輻射曝露及二次廢棄物的產生。

本節將針對核一廠除役期間之環境、系統與結構，以及組件之除污作業規劃，進行原則說明。未來，本公司將配合停機後現場輻射特性調查之結果，於開始執行除污作業前，依下列原則，完成細部之除污作業規劃。

- 進行除污必要性之評估，以確認最佳之處理程序，評估項目包括：污染物種類、污染數量(範圍)、除污技術之有效性、工作人員之輻射劑量、除污時程、除污成本與效益分析、達到目標除污因子的可能性，以及除污時所產生的二次廢棄物等；
- 與用過核子燃料冷卻及貯存設施有關之系統或結構應進行隔離，以確保除污作業不會影響用過核子燃料池之正常運作；
- 除污作業產生放射性廢棄物，應依照放射性廢棄物相關管理計畫進行處理；
- 除污作業所產生之污染液體，應以廠內廢液處理系統或合適之廢液處理系統處理；
- 除污作業產生之氣體或空氣微粒應被適當收集、處理及監測；
- 利用現有或額外增加之隔絕設備，防止除污作業時，污染液體、氣體或粉塵之洩漏；
- 污染液體或氣體於排放前必須經過適當處理及分析，並依相關規定執行排放作業。

1. 污染環境之除污規劃

依據本計畫第三章核一廠運轉歷史及初步特性調查資料顯示，核一廠廠界內之地下水，未受到放射性的污染；未來於除役過渡階段及廠址環境輻射偵測階段，將會再進行更詳細之輻射偵測。若輻射偵測後，發現有土壤或地下水有受污染，則將視污染情況採用下列適當之處理方案，直至該區域輻射偵測值符合標準。

(1) 土壤復原(若需要)

本公司於除役期間進行特性偵檢時，將對該區域進行調查及取樣分析，以確認該區域之輻射特性。土壤復原標準，係以除役後廠址劑量限值（如限制性使用為 1 mSv/y，非限制性使用 0.25 mSv/y）為基準，採用合適之評估軟體，根據可能之曝露情節、途徑，模擬推估造成相當於劑量限值之放射性核種濃度，稱為導出濃度指引基準(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)。在除役過程中，藉除污等改善措施以降低土壤之污染核種濃度，再經最後輻射偵測，確認土壤污染核種濃度低於 DCGL 時，解除廠址的管制。若發現廠區有土壤受到放射性污染，本公司規劃將受污染之土壤移除，且以放射性廢棄物之方式處理，直至該區域輻射偵測值符合廠址輻射劑量非限制性使用標準為止；另挖掘過程中，將控制飛塵以避免污染範圍擴大，而受污染之土壤原則上會使用挖土機或鋤耕機移除。由於污染可能為非均勻分布，因此，必要時將透過減量方案，進行移除土方的篩選或處理，將量測或評估劑量率低於法規標準之土壤，經分離或分類後，回填至廠區土地，以減少放射性污染土壤的體積；量測或評估劑量率高於法規標準之土壤，則可視污染狀況，考慮以下方式處理：(1) 電動力學除污法-利用加入之化學藥劑及電場，將核種由污染土壤中脫除，進而達到分離的效果，該方法屬於化學處理技術；(2) 清洗法-於水溶液為主的系統中，利用污染土壤粒子的大小差別，藉由過濾方式，將附著在微細土壤粒子上的污染物與土壤分開，該方法屬於物理分離技術；(3) 高溫處理法-利用高溫，將污染泥土中之污染物氣化，再利用尾氣處理系統將揮發之污染物捕捉，該方法屬於熱處理技術。

(2) 地下水處理(若需要)

若發現有地下水污染時，本公司規劃以抽出法(Pump and Discharge)、抽出再處理法(Pump and Treat)、覆蓋封頂技術(Capping Technology)，或工程包封法(Engineered Confinement)等方式進行處理。

A. 抽出法

規劃適當的抽水井，深入至地下水層之飽和帶，利用泵浦將地下水抽至地表的監測槽(Monitoring Tank)。若無放射性污染，可循電廠原有的排水管線進行排放；若有污染則需貯存等待處理或以放射性廢棄物方式處理。透過抽水與排水系統之設計，可改變地下水的流向，避免位於高處之上游地下水流經污染區造成污染，以防止污染之擴散。若下游區域地下水已有污染狀況，則可於上游處持續將地下水抽出，以阻斷污染來源避免下游污染程度持續升高。

B. 抽出再處理法

此法與抽出法原理相同，規劃適當的抽水井，深入至地下水層的飽和帶，利用泵浦將地下水抽至地表的監測槽，若有放射性污染則以離子交換樹脂設備進行除污，處理後的水樣經檢測後若符合法規要求，則可循電廠原有的排水管線進行排放。此法可減少液態放射性廢棄物的體積，但會產生交換樹脂等二次廢棄物，需額外進行處理。

C. 覆蓋封頂技術

覆蓋封頂技術係指阻礙或降低污染物藉由地表水滲透到地表下，造成地下水受污染之風險。惟覆蓋技術無法阻止污染物隨地下水流動所造成之水平遷移，故應搭配工程包封法，建立完整結構物以阻擋污染物之移動。

D. 工程包封法

此法將建立結構物用以阻擋地下水流體的移動，避免地下水流經污染區造成下游地區之地下水污染，以防止污染區域之範圍擴大。通常會與抽出法一起應用，於上游區域將地下水抽出，避免於包封結構處產生過大的水壓發生溢流，造成污染擴散的狀況。工程包封的結構體可分為以下幾種：

(a) 鋼板樁牆(Sheet Pile Walls)

將厚金屬鋼板打入土壤中，深及不透水之岩層，如黏土層或岩盤，才能有效阻擋地下水流。

(b) 薄泥漿帷幕(Grout Curtain)

在排列緊密的間隔處同時以壓力注射方式，注入薄泥漿至土壤中，固化後形成連續的帷幕，需深及不透水之岩層，才能有效阻擋地下水流。常見的泥漿材料種類有液壓水泥(Hydraulic Cement)、黏土質、火山灰質的膠土與二氧化矽，此外，亦可使用具不透水性之高分子聚合物漿。

(c) 泥漿牆(Slurry Walls)

於地面上挖掘溝渠，灌入泥漿材料，形成不透水之屏障層，包封受污染之區域或是將上游地下水導引至別處，建立之屏障需深及不透水之岩層，才能有效阻擋地下水流。

(d) 冷凍牆(Freeze Walls)

於土壤中插入成排的冷凝管路，透過冷媒的循環，將管路周圍土壤的溫度降低，進而結凍，形成一面與地表垂直的冷凍牆，阻擋地下水流流進污染區或自污染區內流出，達到阻隔包封的效果。若不透水之岩層之存在深度太深，其他工程結構體無法觸及或成本過高時，冷凍牆為唯一可應用之方法，而此法需要維持冷凍系統的運轉，運轉成本較高。

(e) 可透水反應障壁法(Permeable Reactive Barriers)

前述工程包封法係將地下水流阻隔或導引至不同方向，而此法則使用可透水材料，以物理、化學或生物方法使地下水通過時，將放射性核種吸附於材料之中。當污染源位於建物或設備底下無法立即被處理時，可應用此法減少污染物之擴散，然而若該區域於建物拆除後仍未衰變至廠址輻射劑量非限制性使用標準，則需進行土壤或岩層的挖掘移除。

2. 污染系統之除污規劃

核電廠運轉期間進行之系統除污，通常採取除污效果較溫和之化學試劑，以免金屬管線過度腐蝕而受損。本公司核一廠除役期間進行系統除污之目的為移除系統內部及管件表面之放射性污染物質，故必須移除可能含污染物質的表層氧化物，再移除材料表面層下方之污染物質，進而降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露，因此，採用除污效果較強之化學試劑。根據 IAEA 之建議，針對除役階段之系統除污，應選擇除污效果較好或除污因子(Decontamination Factor, DF)較高之除污技術，DF 值的要求至少須大於 10。

經評估，核一廠受污染或可能受污染之系統主要為金屬材質，其表面最上層通常是一些結構較鬆散之沈積物或污染物，接下來，由上往下分別有外層氧化層、內層富鉻氧化層、擴散層及金屬底材。

依據不同的除污方式，除污深度會有所不同，例如高壓水柱可以將金屬廢棄物中部份之外層氧化層去除，化學除污法可以將金屬底材表層去除，而機械剷除法之除污深度及效果最佳，但不適用於封閉系統。因此，對於封閉系統之除污，並且達到除役所需之 DF 要求，化學法是最佳的選擇，故本公司規劃將採化學除污方式，進行核一廠封閉之受污染系統之除污。除化學除污法外，目前國際上正開發電極法，屆時若技術成熟，亦可能考慮使用。

化學除污是一個多步驟的程序，其中包含氧化、還原、除污及淨化等階段。氧化階段主要是藉由氧化劑如高錳酸鹽，將鏽垢層(Crud)內部不溶於酸的三價鉻轉換成可溶於酸的六價鉻；而還原階段是將氧化過程中形成之副產物，轉化為可溶解除污劑的離子態；除污階段則是利用除污劑(一般為酸液)的腐蝕特性，將金屬氧化層及被污染的金屬層溶解，形成金屬離子；最後，淨化階段是利用離子交換樹脂，將溶解於除污劑中之金屬離子與剩餘之除污劑移除。在選擇合適系統除污技術之前，應先進行除污技術之可行性評估。評估的項目應包含該除污技術可減少之總輻射曝露、污

染系統之材質與該除污技術所需之化學藥劑、該除污技術可達到之除污因子與量測技術需求、除污產生之二次廢棄物產量，以及除污作業對工作人員與環境可能造成的衝擊等。

參考國外 BWR 核電廠除役經驗，如美國 Big Rock Point 核電廠、義大利 Caorso 核電廠、德國 Wurgassen 核電廠、瑞典 Barseback 核電廠等，本公司核一廠規劃未來除役需進行系統除污之系統，主要包括反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統；其中，反應器冷卻水再循環系統之除污，不包含反應器壓力槽主要是為避免除污劑腐蝕反應器壓力槽表面之活化物質，以致二次廢棄物之活度及數量遽增。惟若除役現場輻射劑量率過高，導致拆除作業不易執行時，仍將考量進行反應器壓力槽之除污作業。本公司仍將於除役過渡階段執行停機後現場輻射偵測，以進一步確認應進行除污系統之範圍。有關系統除污之詳細時程請參考本計畫第六章除役作業工法排程。針對 CORD D UV (Chemical Oxidation Reduction Decontamination for Decommissioning by Ultraviolet light) 及 DFD (Decontamination For Decommissioning) 系統除污技術，參考歐、美電廠除役之現況，各國電廠之裝置容量、系統設計、運轉過程及除役策略因廠址不同而有差異。因此，平均 DF 值及預估可能的除污效能各有不同，其範圍為 27~286，如表 8-1 所示。

本公司參考國外除役經驗，進行系統之化學除污程序，核一廠裝設臨時系統除污設備，該設備裝設之起始點入口選為冷卻水再循環系統，利用設備幫浦將化學除污試劑進行輸送。除污試劑於反應器壓力槽前端增設旁通(Bypass)管件，因此，除污試劑並未經過反應器，避免使得二次廢液活度過高，而增加放射性廢液處理成本及廢液處理系統之負荷。除污試劑旁通反應器壓力槽將進入餘熱移除系統及爐水淨化系統，並於冷卻水循環系統入口處裝設旁通管件，使除污試劑最後回到系統除污設備，並以上述輸送流程進行循環除污，該系統除污安裝位置規劃及流程圖如圖 8-1 所示。其中，實線表示原始之流動路線，而虛線表示裝設系統除污設備之除污路線規劃。本公司針對一次迴路(Primary Loop)之數個系統，包括冷卻

水再循環系統、餘熱移除系統、爐水淨化系統，目前規劃為同時進行系統除污。多系統同時進行除污將產生相對較多之二次廢棄物(因各系統的污染程度不同)，因此，實際之除污範圍仍需視環境與人員安全及現場系統狀況，經評估後再進行調整。

參考國際上系統除污相關的文獻及報告(NUREG/CR-0672, EPRI Report TR-112092)，核一廠在執行系統除污工作時，應考量之重點項目彙整如下：

- 一般來說，增加除污液輸送流速可減少除污循環次數、提高 DF 值、減少除污時間、減少化學藥劑用量、減少二次廢棄物的產生，因此，報告中建議最好的方式是使用廠內現有的泵(有較高的流速)，來進行除污液的輸送。
- 某些除污劑(如氟硼酸)具有較高的腐蝕性，因此，除污系統之管件必須具有耐腐蝕特性(如 Teflon 材質或 Teflon 處理過之管件)。另外，針對混合金屬材質(碳鋼、不銹鋼、Inconel)之腐蝕速率也較難控制。
- 可考慮以遠端輻射監測(Teledosimetry)評估系統除污效果，主要是將劑量偵測儀(Dosimeter)裝設在即將進行除污的系統周圍，目的在於量測系統除污前與除污後的劑量率，以估算除污因子，量測點與數量應謹慎評估，以取得有效數據。
- DF 值與二次廢棄物產量之間為正向關係，因此除污時必須考慮在可接受的 DF 值範圍內，儘量降低二次廢棄物產量，兩者取得平衡。
- 系統除污作業建議在電廠停機後儘快進行，以確保電廠具有適合的設備及相關經驗的工作人員，來支援除污作業。
- 除污前應詳細評估是否需要使用廠內現有的設備(Pump、離子交換床、加熱器等)來支援除污作業，如果需要，則必須於除污作業進行前，確保這些設備是否正常運作。

- 使用廠內既有設備的優點，包括：縮短設備運送及安裝時間、較高的除污流速、除污路徑較為簡單、離子交換管柱無須額外裝設屏蔽及成本較低。
- 使用廠內既有設備的缺點，包括：廠內離子交換樹脂床的處理量通常都小於除污的需求，因此，會增加離子交換樹脂更換的時間，由於廠內設備與各系統相連，發生問題時通常較難解決且設備使用彈性較低。
- 除污過程中可能會產生不溶解的微小顆粒，並累積於過濾器中，導致除污流速降低或管線阻塞，因此，必須選用合適孔徑的過濾器(建議20-50 μm)。
- 於除污管線中安裝流量計或壓力計，以隨時監控除污管線是否有洩漏的狀況；另外，因微小之洩漏狀況，通常無法由管線內液體體積或壓力的變化偵測；故將視狀況考慮於適當位置(可能洩漏之位置)裝設監視器，以監控微小之洩漏狀況。
- 如果除污過程中發現有超鈾元素(TRU)核種，則必須嚴格監測離子交換樹脂的活度，以避免超C類(GTCC)廢棄物的產生。
- 化學藥劑應妥善存放，並隨時監控存放之環境條件，以避免意外發生。

系統除污可透過化學試劑以一次性(Single-pass)或循環式(Recirculation)進行，以達到需要之除污效果。核一廠如採用一次性化學除污，適用之試劑通常為草酸銨及檸檬酸銨之溶液、磷酸溶液、鹽酸溶液或相關具有金屬除污之化學試劑。一次性化學除污所產生之廢液應視狀況需要，以氫氧化鈉進行酸鹼中和之預處理。一次性化學除污之化學試劑、金屬材質、操作時間、操作溫度等條件與除污效果有關。本公司將依現場量測狀況，評估所需採用之相關條件，以達到可接受之除污因子。

本公司核一廠之系統化學除污若採取循環式，有兩種試劑可選擇。第一種化學試劑通常使用過錳酸鹽類、檸檬酸、草酸溶液或相關具有金屬除污之化學試劑，數次循環方式除污，其除污效果良好，且對於組件不具傷害性。第二種循環式化學除污通常使用乙二胺四乙酸、檸檬酸、草酸溶液或相關具有金屬除污之化學試劑，通常循環時間可能數天，並於加熱條件下進行除污程序。循環式化學除污產生廢液，通常需要經過前處理，如過濾器、離子交換樹脂等，使其水質達到核一廠廢液處理系統之接收標準。

3. 污染結構及組件之除污規劃

結構及組件除污之主要目的為降低其污染程度，以達到廢棄物減量及再利用之目標，以及降低廢棄物處置壓力及成本。在選擇結構及組件除污技術之前，應進行相關成本分析，以決定採用該除污技術之必要性。

為了達到預期之除污因子，除污程序必須根據該場址的特殊性而設計，並廣泛考慮核一廠現場實際狀況，列舉如下：(1)基底材質之種類：鋼、鋁合金、水泥等；(2)表面型態：粗糙、多孔性、塗佈面等；(3)污染物形式：氧化物、渣滓、污泥等；(4)污染物組成：活化產物、分裂產物、放射性元素；(5)內部或外部表面污染；(6)目標除污因子；(7)組件除污後之去處：處置、再利用；(8)所需之除污時間；(9)組件的形式：管線、桶槽；(10)除污設備的可利用性、成本及複雜性；(11)產生的二次廢棄物；(12)除污造成的職業及公眾劑量；(13)安全、環境及社會議題；(14)訓練良好的員工；(15)設施需要調整之程度：隔離系統，包圍與通風的空間；(16)除污方法的特徵及系統的複雜度。

核一廠除役期間進行除污作業時，採取之除污技術建議具有相當規模且發展成熟之技術，而非實驗室小規模之除污技術。核一廠除役所選擇之除污技術應選擇最為安全之作業方式，且除污之化學試劑應選用對人體健康危害、環境危害較低之試劑，並考慮以下準則：

- 安全性

採用的除污技術應預防避免工作人員遭受放射性危害。

- 效果

採用的除污技術應該能移除物件表面的放射性物質，有效達到除污效果。

- 成本

採用的除污技術的成本原則上不應超過該廢棄物原本所須處理及處置的成本。

- 廢棄物最少量化

避免大規模採用會產生大量二次廢棄物的除污技術，並配合適當的二次廢棄物處理區域及減容程序。

- 工業化可行性

由於除役期間可能需要處理大量的組件及結構，採用的除污技術應具有工業化的可行性。

本公司核一廠拆除之組件，包含熱交換器、汽機組件、泵、桶槽、閘件、管件、鋼材、電纜槽、電力組件、通風元件及雜項製程組件等各類材質廢棄物。另外，一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機廠房之結構、牆面、地面及天花板等混凝土材質亦可能受到污染。

以上待除污廢棄物，依種類材質可大致分為兩類，第一類為金屬材質廢棄物，規劃採用化學、電化學及機械除污技術；第二類為結構混凝土材質，規劃採用機械除污技術，分別說明如下：

(1) 金屬材質組件之除污作業程序規劃

- 化學除污：首先選取適當的化學藥劑，注入組件化學除污系統之浸泡槽，並以幫浦輸送使其槽體內部液體循環流動。再將拆除或切割之金屬組件置入浸泡槽中施以攪拌及溫控。歷經適合之反應時間後，將金屬組件以清水浸泡及人工潤(刷)洗，即可完成除污程序。化學除污作業之優點是所需時間較

短，並具有高的 DF 值，但須注意採用此程序的限制，即高濃度的腐蝕性化學試劑將對後續的廢液處理系統產生潛在的負擔，因此，將視情況規劃化學試劑進入廢液處理系統前先經過酸鹼中和程序。除污作業程序執行期間，溶液中的污染物濃度逐漸增加，可能使除污中的組件再被污染或污染的更嚴重。此問題可以透過兩個方式解決：(a)將污染程度最低的組件先進行除污，然後依序處理污染程度較高的組件；(b)當污染物濃度超過設定值時，將溶液進行清潔或更換程序。組件設備化學除污除了利用上述浸泡槽方式處理，亦可規劃採取移動式之除污設備，其中以遙控式操作單元包含循環幫浦、桶槽、電控加熱裝置及閥件，而以控制單元進行除污作業之控制。實際作業上，將可拆除之設備組件以軟管連結移動式除污設備，使其形成再循環之迴圈。再將化學試劑注入並啟動循環作業，在循環除污期間維持所需之溫度。上述化學除污作業規劃程序如圖 8-2 所示。

- 電化學除污：電化學技術可使表面金屬溶解，再與污染物混合後移除，可避免電解液的再污染問題，經淨水潤洗後完成除污。電化學除污技術僅能應用在具導電性表面，例如鐵基合金(包含不鏽鋼)、銅、鋁、鉛及鉬材質，除污前須清除附著在待除污組件表面的非導電性物質，例如油脂、潤滑油、氧化物(鏽)、塗料或其他附著物。本公司規劃電化學以浸泡(Soaking)方式處理，需要兩組不鏽鋼製的桶槽，其中一個桶槽盛裝電解液(通常為磷酸、硫酸)、電極及待除污組件。另一個桶槽則盛裝淨水，可供除污後組件潤洗。將待除污組件連接陽極浸泡於電解液池中，對於污染組件具有不易進入的

孔隙結構來說，適合採用電化學除污。上述電化學除污作業規劃程序如圖 8-3 所示。

- 機械除污：針對多孔性表面，化學或電化學除污技術並不適合，而可利用機械除污技術進行除污。本公司核一廠除役時規劃在聯合結構廠房、汽機廠房建立此類技術的使用設備，針對拆除或切割後之組件，進行表面除污程序。濕式噴砂研磨系統是屬於具封閉性迴路的液態研磨除污技術，採用此技術須合併使用水、磨料及壓縮空氣，於防漏的不鏽鋼隔離區內執行除污作業。除污作業現場應設置排氣設備及高效率過濾器，並在除污作業區內維持負壓，避免空污污染之情況發生。本公司亦規劃可採取乾式研磨噴砂技術，通常以壓縮空氣或噴射渦輪設備帶動研磨材料，對表面進行快速噴射研磨料顆粒的除污效果顯著，產生清潔、除鏽、除毛邊的作用，將金屬、塑膠或石造表面移除污染物質。噴砂技術可應用在平面開放式的表面，包含地板及牆面，也可應用在具有複雜表面的設備或組件。根據核一廠待除污之金屬廢棄物，可選擇各種適合的研磨材料，包含：(a)礦物類，如磁鐵礦或砂；(b)不鏽鋼顆粒或氧化鋁；(c)玻璃珠、玻璃融塊、碳化矽及陶瓷材料；(d)塑膠粒子及(e)二氧化碳乾冰。研磨材料具有不同型體(圓形、不規則狀、棱角狀)、硬度及密度，可根據待除污之金屬表面選擇適合之研磨材料。例如金屬表面的塗漆可選用圓形或低硬度之磨料，而單純金屬表面可選用棱角狀或高硬度之磨料，以達到除污效果。各項研磨材料之型態、硬度及密度等物理特性可參考 EPA-402-R-06-003 報告 Exhibit 3-23。上述研磨材料並不包含矽材，以避免作業人

員引發矽肺病。另一方面，本公司核一廠規劃採用高壓水除污技術，以高壓噴射水強力沖洗污染表面。可溶性的污染物會溶解，而鬆散未固著的顆粒則藉著水而被帶走。高壓水技術可以應用在金屬表面，亦可針對混凝土、磚材、磁磚表面進行除污，無論是多孔性或無孔表面都有良好的效果。不過此技術不建議使用在木材、纖維或相似的材質上。上述機械除污作業規劃程序如圖 8-4 所示。

(2) 混凝土材質之除污作業程序規劃：

- 機械除污：核一廠除役產生之建物結構廢棄物主要為反應器廠房與汽機廠房內受污染之混凝土結構(地面、牆面、天花板)、乾井與生物屏蔽。當建物結構進行除污時，規劃採取機械式表面移除技術。機械式表面移除技術可除去不同深度的表面污染物，使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物。本公司規劃採取簡易的人力手動作業程序執行，用來清潔少量受污染的油漆表面或平整表面，例如刷除、沖洗、擦除。針對結構混凝土較深之污染，本公司規劃採取具破壞性之機械除污程序包含研磨、破碎、鑽洞、高壓水噴射等技術，並考量污染程度、場地大小、除污面積、刨除深度、表面幾何結構及位置，選擇合適的手持型、推車型、遙控型等設備。上述機械除污作業規劃程序如圖 8-5 所示。

本公司核一廠除役期間須進行除污、拆除及切割等作業，應具有適合之設備及場地，以縮短時程、降低人員輻射曝露、防止污染擴散及作業方便性。有關除役期間低放射性廢棄物處理區域(包含汽機廠房及聯合結構廠房)之設置及規劃，請參考本計畫第九章、三節。

4. 除污之作業場所、作業安全及輻射防護

核一廠系統除污規劃以化學除污為主，利用化學試劑以密閉循環方式在系統中循環以達到除污效果，由於該除污作業是在系統拆除前進行，因此，作業場所是系統所在地。

核一廠金屬組件之除污可包含化學/電化學除污及機械除污技術，化學除污通常是在新增的除污桶槽內進行，主要是將切割組件浸泡在含有化學試劑的桶槽中，利用攪拌裝置使化學試劑與待除污組件充分接觸混合以達到除污效果。組件化學除污採用的桶槽為開口向上之容器，因此，必須加裝通風系統。此外，須避免操作人員接觸到具腐蝕性之化學試劑。由於化學反應是在高溫狀況下進行，須建立有效安全措施以應付突發狀況，如有毒氣體或爆炸性氣體的產生狀況，並裝設緊急排水系統、氣體偵測器及緊急排氣系統。電化學除污須採用至少兩個不銹鋼桶槽，第一個桶槽含有電解液、電極及待除污之切割組件。第二個桶槽盛裝潤洗用水以處理經電化學除污後之組件。為了控制電化學除污過程所產生的蒸汽，須沿著電解桶槽裝設排氣煙櫃，並提供桶槽加熱及攪拌裝置。化學及電化學除污設備將設置在核一廠除役作業規劃之廢棄物處理區域中，以方便集中管理，該廢棄物處理區域可規劃設置於聯合結構廠房或汽機廠房，相關細節請參考本計畫第九章、三節。

核一廠除役期間，系統之化學除污與金屬組件之化學/電化學除污作業，以及操作化學試劑相關設備，須符合相關健康及安全規定。工作人員須接受相關訓練課程，並視需要配戴防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具。此外，須根據污染物的毒性及待除污組件的類別，額外增加適當的安全設備。

組件之機械除污技術可分為表面清潔及表面移除兩大類，如同化學及電化學組件除污，組件之機械除污設備應設置在核一廠除役作業規劃之廢棄物處理區域中，以方便集中管理。組件機械除污時會產生懸浮粉塵污染，因此，須裝設防止污染擴散之設備及人員安全保護設備。採用濕式噴

砂研磨是屬於封閉迴路系統之技術，結合水、壓縮空氣及研磨料，在負壓狀態櫃體中進行除污動作，並須裝設含有高效率過濾器之空氣通風系統。放射性廢棄物以旋風/離心分離器進行篩選移除，而廢水則加以過濾並循環再利用。乾式噴砂研磨利用高壓空氣帶動研磨料對待除污組件進行衝擊研磨，除去組件表面材質達到除污效果。乾式噴砂研磨不適用於會被研磨料擊碎的材質，如玻璃或樹脂玻璃(Plexiglas)等，以免破碎造成危險。乾式噴砂研磨避免運用在鋁及鎂材質表面以降低導致粉塵爆炸的風險。採用乾式噴砂研磨技術之前，須先將可燃性污染物移除(如紙類、木質類等易燃物先予撕除或磨除)，以避免除污時污染物產生受熱燃燒或爆炸的風險。另外，乾式噴砂研磨除污過程中會產生靜電，須將待除污組件或設施裝設接地設備。

核一廠建物結構表面之除污，如混凝土牆面及地板等，可採用機械除污技術，因此，作業場所通常是在建物結構的所在地。在進行表面清潔或表面移除的活動前，須先採取表面準備工作及安全預防措施。表面須先處理為不具阻礙的狀態，如混凝土內的管件或支撐物預先拆除或移除，並裝設真空設備將懸浮粉塵釋出問題降到最小。當進行可能含爆炸物質之機械除污時，須採取預防爆炸之措施。故採用此技術之前，須先將可燃性污染物移除(如紙類、木質類等易燃物先予撕除或磨除)，以避免除污時污染物產生受熱燃燒或爆炸的風險。採用此技術須針對事業有害廢棄物，進行詳細考慮以避免造成傷害。此技術須裝設粉塵收集設備，小型操作工具可加裝真空式的清潔裝置及外部加裝高效率空氣過濾系統，以收集粉塵。大型操作之機械除污機具除需要粉塵收集設備，另應併入旋風式分離器處理較大粒徑之混凝土粉塵顆粒，並裝設含有可清潔前置過濾器及高效率過濾器之過濾系統。

核一廠除役期間，系統之化學除污、金屬組件之化學/電化學/機械除污，以及混凝土結構之機械除污等作業，應採用符合安全、經濟效益及有效的方法，並訂定該除污作業相關管理措施，以維護人員及作業場所之安

全。除污作業場所須符合「游離輻射防護安全標準」之相關規定，並採取適當措施以抑低與限制輻射工作人員職業輻射劑量限度。

(三) 二次廢棄物管理規劃

本節說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。

1. 系統除污二次廢棄物

系統化學除污技術所產生之廢除污液，一般是以離子交換樹脂來進行處理，因此，該程序所產生之二次廢棄物主要為離子交換樹脂，由於離子交換樹脂處理後之廢液通常活度不高，可直接傳送至廠內廢液處理系統進行處理，或經過新增之前處理設備處理後，排至廠內廢液處理系統進行處理。

針對廢離子交換樹脂之處理，國際上因各國的法規不同而有所差異。在美國，廢離子交換樹脂可於脫水後，裝入高完整性容器(High-Integrity Container, HIC)中，送至最終處置場。而西班牙核電廠之做法則是，先將廢離子交換樹脂脫水後裝入 55 gal 桶，再以水泥灌漿安定化後，送至處置場暫時存放。HIC 之說明，請參考本計畫第九章、三、(三)節。

有關核一廠廢離子交換樹脂處理方式之規劃，本公司將採用耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)盛裝。

2. 組件化學除污二次廢棄物

再生程序為組件化學除污的基本步驟之一，該程序可採取單獨或結合數種傳統處理方式使廢溶液進行再生，如離子交換、蒸發、蒸餾或電滲析等方式。例如，電化學除污過程會導致磷酸除污液中的鐵離子濃度持續增加，當鐵離子濃度超過飽和濃度時，磷酸鐵會析出而沉澱，因而降低除污的效率。因此，該技術之磷酸溶液必須定期的更換或再生，以降低二次廢棄物產生的數量。上述組件除污作業所產生之廢磷酸液，可加入草酸，形成草酸鐵析出並移除，經熱解處理。再生之磷酸可繼續重複使用。廢磷

酸液亦可添加鋇鹽，使其形成磷酸鋇沉澱物，經過濾後之廢液由廢液處理系統處理。

3. 組件機械除污二次廢棄物

噴砂研磨技術有乾式或濕式兩種方式。使用乾式噴砂研磨時，須在工作區域加裝粉塵控制系統及真空過濾系統，以降低粉塵污染狀況。使用濕式噴砂研磨時，會產生大量的廢水、磨料及研磨後的碎屑粉塵，過程中應採取適當的減廢措施，如磨料的回收及廢水(包含處理或未處理)的再循環等。上述組件除污作業所產生之廢棄噴砂可盛裝於 55 加侖桶或固化處理。

4. 結構機械除污二次廢棄物

進行結構混凝土除污技術時規劃以粉塵收集設備過濾收集殘礫及微小粉塵，避免減少交叉污染及污染擴散。針對較小型及手操作型的機械除污工具，採用處理量足夠之真空式的清潔裝置，並於外部加裝高效率空氣過濾系統，以收集粉塵。大型操作之機械除污機具，採用處理量足夠之真空式清潔裝置，併入旋風式分離器處理較大粒徑之混泥土粉塵顆粒、可清潔前置過濾設備及高效率過濾系統。

5. 除污作業之二次廢棄物處理及減廢

本公司規劃於除役階段，進行適當的除污作業，減少放射性廢棄物之數量及體積。例如系統、設備、組件、管件及混凝土之表面除污，使污染物質自物體表面移除，僅占原來整體體積之一小部分，以達到廢棄物減量。放射性廢棄物擴散的最小化是非常重要的，並藉此減少二次廢棄物的數量。除污作業過程採取預防污染擴散之措施，例如組件除污之浸泡槽，須加設通風設備及過濾設備，避免放射性粉塵擴散，混凝土之機械式除污亦需要抽氣及過濾設備，收集除污作業產生碎礫粉塵，避免使周遭環境遭受放射性污染而大幅增加須除污之區域。

除了減少放射性廢棄物的產生量以外，本公司規劃進行廢棄物減容程序。除役所產生的廢棄物可以藉由壓縮、焚化、過濾及蒸發進行減容。

本公司於核一廠除役時規劃減容處理設施，包含超高壓壓縮機及焚化爐設施，針對可壓縮性廢棄物進行減容處理；而針對可燃性的廢棄物，本公司則規劃在核一廠熱處理設施廠房內新建焚化爐進行減容。

本公司核一廠除役產生之二次廢棄物，建議將其進行分類，區分為可燃、可壓縮及不可壓縮性等三種類別。可燃性固態之二次廢棄物經過焚化(Incineration)處理後，可大幅地減少體積，並產生穩定的廢棄物產物灰燼(Ash)，該灰燼可透過混凝土或瀝青將其安定化，惟核二廠減容中心之灰燼(含飛灰)先前係採用瀝青固化，目前係採超高壓壓縮機壓縮再減容。可燃性之廢棄物主要為固態放射性廢棄物，如除污作業產生之二次廢棄物，包含手套、衣服、口罩、紙張及塑膠等，皆適合用於焚化法處理，以達到減容之目的。至於某些液態廢棄物，經過適當的前處理亦可以焚化法進行減容。例如，核一廠除役產生之廢油，可預先與吸油性樹脂或吸油性海綿混合吸附，待其形成膠狀體或固化狀態時，送入焚化爐焚燒。針對除污作業產生之含有機成分之少量廢液，可以利用吸水材料混合後焚化，或採取吸附或化學氧化方式進行預處理後，將剩下之無機廢液導入廢液處理廠進行後續處理。

針對可壓縮廢棄物，本公司規劃採取超高壓壓縮，以達到減容目的，包含除役期間除污作業過程產生之金屬、管件、砂礫碎塊等廢棄物。核一廠除役的過程中，化學除污試劑的回收循環利用，產生不可壓縮之廢離子交換樹脂，且核一廠運轉產生的放射性廢樹脂目前做法為暫時裝桶，均以暫時貯存方式處理。核一廠除役時規劃將廢樹脂預先脫水處理後，盛裝於耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)貯存。針對不可壓縮之廢噴砂可與其它裝桶之廢棄物填入，盛裝於 55 加侖桶或固化處理。本章針對環境、系統、組件及結構進行除污方式之說明，包含範圍、規劃、預期效果、二次廢棄物及程序等資訊，要點彙整如表 8-2 所示。

二、除役期間放射性廢氣、廢液之處理規劃

本節將依據核一廠 FSAR 與美國 Yankee Rowe 核電廠之除役經驗及實際作法，提出核一廠除役期間產生之放射性廢氣、廢液處理初步規劃，作為未來除役時放射性廢氣、廢液處理規劃之參考，並說明除役期間放射性廢氣、廢液產生來源與管理作業，包括放射性廢氣、廢液收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

(一) 除役期間放射性廢氣處理規劃

以下針對除役期間放射性廢氣處理，包括放射性廢氣產生來源、收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等，提出相關規劃與管控措施。

1. 廢氣來源與組成

核一廠除役期間放射性廢氣產生來源主要可分為二大類，一為反應器運轉時因核子燃料造成核分裂及活化產生之殘留放射性廢氣；二為廠房內因拆除切割產生之煙霧氣體、除污作業產生之氣體及一般管制區內氣體。由於反應器運轉時因核子燃料造成核分裂及活化產生之放射性氣體之半化期都很短，且停機後，核分裂反應立即停止。因此，除役過程主要之放射性廢氣來源，為用過核子燃料池運轉產生之氣體、拆除切割核設施產生之煙霧氣體及一般管制區內之氣體。除役期間產生放射性廢氣之氣體核種及預估活度，詳請參本計畫第十章之表 10-2。

2. 廢氣收集與輸送

核一廠執行除役時應先就拆除物之體積大小，決定採整體移除或就地拆除方式，採整體移除方式可大幅降低廠房空浮事件發生之機率，因此，如條件許可，應以整體移出為優先；若採就地拆除方式，切割組件時宜採大塊切割，並事先採取適當之除污方式以降低其污染及粉塵飛揚程度，並將開口處密封，避免工作人員於拆除切割作業時吸入煙霧氣體或一般管制區內洩露之氣體而造成體內污染；亦可利用具除污功能之可剝塗料於污染面形成薄膜層，藉剝離以去污；另執行拆除切割作業時，為了收集

廢氣，應搭建氣密式隔離帳篷避免污染擴散。廠區內可視實際需求架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備，並維持負壓梯度及設置防止回流裝置，將排風口導入廠房通風系統，以利廢氣之收集及輸送，最後經過過濾設備處理，透過相關空氣輻射監測及輻射防護管制作業程序(SOP)後排放。

放射性廢氣收集與輸送方法，可以下列五點作為規劃目標：(1)減少放射性廢棄物的產生量及易於處理；(2)減低操作人員輻射劑量及操作方便性；(3)使用經費低及後續維護容易；(4)相關設備可於國內製作；(5)空間使用不妨礙其他除役工作之執行。而須執行之工作內容包括：先期建置隔離帳篷、負壓通風系統、儀電控制系統、人員供氣淨化系統等興建工程，以及現場輻射防護人員應提供執行拆除工作人員，在輻射管制區內所需穿著之各式防護衣、佩戴面罩、供氣式面具及攜帶之個人操作與輻射防護裝備與工具等，並使其正確使用。

3. 廢氣處理方法

核一廠放射性氣體之處理方法大致可分為三種：(1)針對短半化期之氣體，可藉由延長其停留時間使其衰變；(2)利用高效率空氣過濾(High-Efficiency Particulate Air, HEPA)去除含放射性核種之微粒；(3)將氣體乾燥，再以活性碳吸附。處理後的放射性氣體經偵測後，符合排放標準，始得排放。基本上，除役期間，核一廠放射性氣體的處理方法會以方法(2)為主。

廢氣處理系統與通風過濾系統之功能，為防止放射性氣體污染擴散到工作區域中及廠房外圍空氣，避免空浮污染產生。由於除役過渡階段大部份短半化期之核種(如：I-131)其放射性均已衰變至可忽略微量，故處理短半化期核種之設備，如主冷凝器蒸汽抽氣器再結合器、機械真空泵、汽機汽封冷凝器、活性碳吸附床及滯留管等，應不需繼續運轉；惟因反應器永久停機 60 d 內，用過核子燃料池仍有用過核子燃料且執行燃料吊運作業時，備用氣體處理系統(SBGT)仍應需保持可用。因此，廢氣處理系統應部分保留(如：SBGT 及煙囪等)作為除役期間廠房放射性廢氣排放用

途。核一廠除役期間，通風系統仍維持運轉，直至除役拆廠階段後期停止運轉，其規劃時程，請參考本計畫第五章、二節及第六章、一節。

核一廠除役期間維持廠房通風之目的有二：(1)維持適宜之工作環境；(2)收集並處理除役產生之放射性空浮微粒，並設有連續式空氣取樣機，萬一污染超過預先設定的警報值，應能立即發出警訊。除役期間現場進行切割作業或臨時設置處理區域進行細切、除污或暫貯，可參考本計畫第九章、三節說明，而其通風系統視情況需要可設置雙重門，一扇與清潔區連接，另一扇則與污染區相連，且二門應互為連鎖(即一扇門關閉後，另一扇始能被開啟)。而氣流的方向應控制從低污染區或清潔區往高污染區移動，並藉由負壓梯度的維持，使空氣僅能朝高污染區洩漏，防止空氣逆流。一般而言，抽取的廢氣均經 HEPA 過濾器處理，有時為確保 HEPA 之功能，也在其前設前置過濾器。廢料處理區通風和空調系統供給過濾空氣，亦由低放射性區向較高放射區流動，出口排放處裝有高效率微粒過濾器，以減低空浮微粒分裂產物之釋放，並維持廢料處理控制室在適當的溫度及濕度，其他汽機廠房及各功能廠房內若發生空浮，亦可循廠房通風系統處理排放。另外，在廢氣處理系統之輻射偵測部份，其設計的目標有三：(1)由釋出環境流率計算出總排出釋出活度；(2)可明確讓工作人員知道作業有無超越限值；(3)可正確判斷正常運轉時超過限值之洩出流率。

4. 廢氣排放標準

依據游離輻射防護法第 8 條規定，設施經營者應確保其輻射作業對輻射工作場所以外地區造成之輻射強度及水中、空氣中與污水下水道中所含放射性物質之濃度，不超過游離輻射防護安全標準之規定。「游離輻射防護安全標準」對放射性廢氣排放之相關規定摘錄如下：第 12 條規定：輻射作業造成一般人之年劑量限度，依下列規定：一、有效劑量不得超過一毫西弗；二、眼球水晶體之等價劑量不得超過 15 mSv；三、皮膚之等價劑量不得超過 50 mSv。第 13 條規定：設施經營者於規劃、設計及進行輻射作業時，對一般人造成之劑量，應符合前條之規定。設施經營者得以下列兩款之一方式證明其輻射作業符合前條之規定：一、依游離輻射防護安

全標準附表三或模式計算關鍵群體中個人所接受之劑量，確認一般人所接受之劑量符合前條劑量限度；二、輻射工作場所排放含放射性物質之廢氣或廢水，造成邊界之空氣中及水中之放射性核種年平均濃度不超過游離輻射防護安全標準附表四之二規定，且對輻射工作場所外地區中一般人體外曝露造成之劑量，於一小時內不超過 0.02 mSv，一年內不超過 0.5 mSv。第 15 條規定：設施經營者於特殊情況下，得於事前檢具下列資料，經主管機關許可後不適用第 12 條第一款規定。但一般人之年有效劑量不得超過 5 mSv，且五年內之平均年有效劑量不得超過 1 mSv：一、作業需求、時程及劑量評估；二、對一般人劑量之管制及合理抑低措施。第 16 條規定：主管機關為合理抑低集體有效劑量，得再限制輻射工作場所外地區之輻射劑量或輻射工作場所之放射性物質排放量。

依據前原子能委員會 77.5.24 (77)會輻字第 2428 號函，訂定放射性氣體排放輻射劑量限值，釋出放射性氣體造成非限制區任一民眾之全身劑量限值規定：惰性氣體造成非限制區任一民眾之全身劑量不得超過 0.05 mSv/y/機組，空氣中加馬輻射不得超過 0.1 mrad/y/機組，貝他輻射不得超過 0.2 mGy/y/機組。放射性碘、氬及微粒(半化期大於 8 d)造成非限制區民眾之任一器官輻射劑量值不得超過 0.15 mSv/y/機組。季劑量限值為年劑量限值之半。

6

5. 廢氣監測方法及排放管控

除役期間產生之放射性氣體應盡可能保持在系統中去除，廠房及煙囪須設置連續式空氣輻射偵測器及收集空氣樣品取樣器或以濾紙收集空氣中懸浮性微粒，空氣取樣視可能之放射性核種而定，包括：收集空氣樣品或濾紙收集空氣中懸浮性微粒，以評估輻射工作人員及一般民眾健康與安全，並確保排放之氣體符合游離輻射防護安全標準。在廠房執行切割拆除作業時，應視需要架設移動式空氣輻射偵測器或連續式手提空浮輻射監測器，另備有緊急空氣除污措施，以防止異常狀況發生，減低污染微粒之擴散。並依現場輻射防護人員管制作業，以確保輻射安全，所有空氣輻射

監測器皆須通過定期校驗，並依照操作程序書(SOP)進行操作，亦須定期保養或更換濾紙以確保儀器可正常使用。

核一廠除役期間產生之放射性廢氣須符合「游離輻射防護安全標準」規定之放射性廢氣排放標準始可排放，排放之廢氣須經過空氣過濾器及連續性空氣輻射偵測器監測，若不符合排放標準則不予排放。所有被釋放在環境中的廢氣體總 β 、 γ 活性和微粒活性，必須被監測及記錄。相關管控措施必須符合核一廠之標準作業程序書(SOP)、放射性廢料釋出運轉規範、緊急應變措施、緊急通報程序及相關標準作業程序書規定辦理。

(二) 除役期間放射性廢液處理規劃

除役期間放射性廢液處理，包括放射性廢液產生來源、收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等，相關規劃與管控措施，分述如下：

1. 廢液來源與組成

核設施除役產生之廢棄物，依物理性質可分為固體、液體及氣體等三類，其中放射性廢液依性質可初略分為無機廢液及有機廢液二大類。主要廢液為無機廢液，包括：系統/組件除污作業所產生之除污廢液、牆面/地面清洗與槽溢流等所造成之地面洩水、切割作業所產生之二次廢水、系統運轉時所產生之設備洩水、放射化學分析實驗所產生之實驗室廢液、廢水處理系統過濾器與離子交換樹脂之反洗廢液。系統運轉產生之廢液指的是設備洩水，系統在進行系統除污或拆除前，必須將部分或所有系統內原有因運轉所需之液體排出，這些系統包含反應器飼水系統(Reactor Feedwater)、爐心隔離冷卻系統(RCIC)、用過核子燃料池系統(SFP)、抑壓池系統(Suppression Pool)、主冷凝器(Main Condenser)等。除了無機廢液之外，還有極少量的含有機成分之廢液，包括：系統除污作業所產生之有機酸與螯合劑、放射化學分析實驗所產生之有機溶劑、系統泵使用後產生之廢油(例如：機油、潤滑油)及輻射防護衣物與除污工具之清洗劑等。另外，針對系統或組件除污作業產生之廢液，可能含有螯合劑，如乙二胺四乙酸

(ethylenediaminetetraacetic acid, EDTA)。因螯合劑與水泥中的鈣離子可能產生結合，使得水泥之水合反應受到影響，不利於水泥之固化程序，因此，不建議直接將該廢液以水泥固化。含螯合劑之廢液可預先進行前處理，例如物理性的分離程序或化學性的氧化程序，轉化成為無機廢液後再進行後續固化處理。

2. 廢液收集與輸送

除役中產生的廢液，大部分為除污過程中所產生的化學除污廢液與機械除污過程中所產生的廢水；化學除污主要應用於系統除污與組件除污，系統化學除污產生的化學除污廢液活度較高。因此，原則須預先經由系統除污本身之淨化系統處理後，再排放至廠內高活度廢液集水池或槽，並輸送至廢液中和槽(Waste Neutralizer Tank)進行處理；雖然組件化學除污所產生的除污廢液活度較低，其產生之化學廢液亦須輸送至高導電度設備集水池或槽，後續再進行處理；以組件機械除污所產生之廢液主要為水，且大部分活度較低，因此，可輸送至設備洩水集水池或槽進行處理。不過以上原則仍需視每批次廢液個別特性加以調配。此外，除役期間所產生之廢油應避免與無機廢液混合。核一廠反應器停機後產生之廢油可先暫儲在汽機廠房地面一樓內現有的潤滑油儲存區(Turbine Lube Oil Storage)。由於預期核一廠除役時產生的廢油量不多，且機油、油脂幾乎密封於機械設備內部，受污染之機率較低，因此，大部分廢油屬於無放射性污染之廢油，可先將其收集裝桶，再由核一廠委託合格的清除處理業者代為處理，其餘少量具放射性之廢油，可藉由焚化法進行減容處理，實際作業上可規劃利用油脂吸收粉體或油脂吸收海綿，與廢油先行混合，使廢油滲入粉體或海綿內部再送往焚化爐處理。

3. 廢液處理方法

核一廠除役階段產生之廢液可能含有無機強酸、有機酸、鹼類、鹽類、油脂、有機試劑、界面活性劑及雜質等成分，其處理方式須視廢液本身特性而定，可先透過預處理設備進行處理(如吸附、過濾、除礦、pH調整)，再排入核一廠廢液處理系統進行後續處理。廢液大致上是透過物理、

化學及加熱方式進行處理。除役中所產生之廢液主要為低活度放射性廢液，經過處理後，將大部分放射性核種移除，使處理後之廢液可達到排放標準。放射性廢液之處理方法，包括化學沉降法(Chemical Precipitation)、過濾(Filtration)、蒸發(Evaporization)及離子交換(Ion Exchange)技術，對於數量較少之有機廢液(如油類、廢溶劑萃取劑、閃爍劑等)一般採取焚燒方式進行處理。

- 化學沉降法：放射性廢液中，含放射性核種的氫氧化物、碳酸鹽、磷酸鹽等化合物大多是不溶性的高濃度鹽類，可於放射性廢液中放入凝聚劑，通過化學反應後，形成細小分散狀態的膠體顆粒；各細小的膠體顆粒逐漸凝聚形成大的絮團而逐漸沉澱，絮團的沉澱過程中，會有物理吸附、化學吸附或是生成晶體，進而將放射性廢液中的離子態或是膠狀態的放射性核種一起沉澱，而達到除去核種目的。化學沉降法之成效取決於攪拌速度、添加凝聚劑、膠體凝聚、廢水 pH 值、沉澱、靜置、過濾等條件，最後，分離下層沈降污泥與上層清液，進行後續沈降污泥濃縮及固化。
- 過濾：此技術是用來去除廢液中所含懸浮固體物的過程，屬於物理性的固液分離技術，腐蝕產物如 Co-58、Co-60、Cr-51、Ni-58、Fe-59 及 Mn-54 等(尤其是鎳)中很多以懸浮微粒存在廢水中，故移除懸浮固體不但可以減輕後處理(蒸發器或除礦器)的負荷，同時兼具去除放射性核種功能。過濾器視情況可單獨使用或作為前處理設備，並依廢液特性選擇適合孔徑規格與材質。
- 蒸發：藉熱交換器將溶液加熱使之沸騰，使揮發性物質透過蒸發過程移出，因此溶液中所含的不純物(非揮發性部分)濃度會增加而達到濃縮目的。蒸發程序所殘留於蒸發器內的高濃度廢液即稱蒸發底泥(Evaporate Bottom)或濃縮廢漿(Concentrated Sludge)，須再經過固化處理，以利後續運輸、貯存及最終處置。

- 離子交換：放射性物質如以溶解狀態存在於溶液中，可透過離子交換器或稱除礦器(Demineralizer)移除溶液中的離子。離子交換材料包含無機及有機二種，其中無機交換材料如天然的黏土、沸石、鈦鹽之氧化物或氫氧化物、過渡金屬六氰合鐵(Hexacyanoferrate)等皆可以用來移除銫、鋇或阿伐放射性核種。有機交換材料包含強/弱酸型陽離子交換樹脂、強/弱鹼型陰離子型樹脂等。操作離子交換樹脂床應注意樹脂之交換能力，可藉由自動警示裝置，提醒操作人員進行更換。

核一廠目前廢液處理系統，根據 FSAR 共可分為四大系統，包含設備洩水廢液處理系統、地面洩水廢液處理系統、廢液中和與濃縮系統、清潔劑廢水系統與雜項廢水收集系統，廢液依其特性分類後由不同廢液處理程序處理，處理原則說明如下：

- 設備洩水廢液處理系統(圖 8-6)：主要是針對低導電度、高放射性、高純度、乾淨廢液進行處理，根據核一廠 FSAR，設備洩水廢液處理系統，包含廢液收集槽(Waste Collector Tank)、廢液調節槽(Waste Surge Tank)、廢液取樣槽(Waste Sample Tank)、樹脂除礦器(Waste Demineralizer)等單元。一般低導電度與高活度廢液會被收集於廢液收集槽或廢液調節槽；廢液收集槽之廢液時可經中和及濃縮處理後，再導入廢液調節槽，經過濾器，去除非可溶性分裂產物和活化腐蝕性粒子；過濾後廢液則導入除礦器(混合離子交換床)，以移除可溶性分裂與活化產物，使導電度降低。經處理後之廢液最後送至廢液取樣槽經取樣分析，若其純度品質放射性符合要求，則回收至凝結水儲存槽(CST)；若不符合要求，則送回廢液收集/調節槽再處理，或排放至廠區洗浴及雜項廢水處理系統作放流前之處理，使經處理後之放流水質符合行政院環境部放流水標準。
- 地面洩水處理系統(圖 8-7)：主要是針對低純度、低放射性、高導電度之廢液進行處理，根據核一廠 FSAR，地面洩水廢液處理系統包含地面洩水收集槽(Floor Drain Collector Tank)、雜項廢水收集槽

(MISC Drain Collector Tank)、地面洩水取樣槽(Floor Drain Sample Tank)等單元。地面洩水廢液被收集於地面洩水收集槽，可經中和及濃縮處理後，再導入廢液調節槽；地面洩水廢液被收集於雜項廢水收集槽，則依雜項廢水收集系統再行處理。

- 廢液中和與濃縮系統(圖 8-8)：主要處理低純度、高導電度、高放射性廢液，如除污廢液、實驗室與冷凝除礦器的化學洩水、高導電度且高放射性地面洩水；廢液中和槽之廢液會被輸送至廢液濃縮器(Waste Concentrator)進行濃縮處理，經濃縮處理產生之蒸餾水，若具高純度與高活度時，可輸送至廢液收集/調節槽，依設備洩水廢液處理系統再行處理；若是蒸餾水具低純度與低活度時，則可輸送至雜項廢水收集槽，依雜項廢水收集系統再行處理。
- 清潔劑廢水系統與雜項廢水收集系統(圖 8-9)：主要處理低放射性、高導電度廢液，如除污廢液、管制站人員除污廢水、汽機廠房地面洩水；清潔劑廢水槽(Detergent Drain Tank)及雜項廢水收集槽水位高度達設定值時，依程序書 912 排放程序經取樣分析符合排放標準後，再將廢液經清潔劑廢水過濾器或雜項廢水過濾器過濾後，送至廠區洗浴及雜項廢水處理系統作放流前之處理，使經處理後之放流水質符合行政院環境部放流水標準。上述廢液排放操作為持續監控，當監測數值超過預先設定值，可自動關閉處理流程之排放泵及隔離閥，以避免未達標準廢液流出處理系統而排放至外界。

除役中產生的廢液可視廢液處理情況經回收再使用，作為地板清洗、固化、除污所需之用水。除役產生之廢水可藉由移動式前處理系統(如需要)處理廢液至廠內廢液處理系統可接收之水質後，再排至廠內廢液處理系統處理。同時根據第五章評估及廢棄物處理需求，現有核一廠廢液處理系統可繼續留用於除役期間進行廢液處理，不作變更設計。此外，除役中之系統除污、大型物件拆除切割、組件除污等工作，皆會產生廢液；因此，本公司規劃待核一廠系統設備組件拆除、切割及除污程序等作業完成後，才會拆除機組內既有放射性廢液處理系統。後續保留

區內所產生之廢液，則輸送至新廢液處理系統進行處理。新廢液處理系統擬規劃於新設貯存庫、用過核子燃料二期乾式貯存(含再取出單元)及洗衣房…等擇一設置，待評估後選定；依現階段工程規劃約於除役拆廠階段後期(122年12月)設置申請提報主管機關核備。如拆除後仍有少量廢液及廢氣產生時，則可採用移動式處理設備進行後續處理。為避免產生額外二次廢棄物，廢液處理系統於拆除後，以切割裝桶方式處理，必要時可搭配超高壓壓縮機處理。

4. 廢液排放標準

放射性液體廢料處理系統主要功能為收集、處理、儲存及處置核一廠所產生之放射性廢水，使其減低並控制外釋廢水的放射性不超過法規的限制值，且後續須以洗浴及雜項廢液處理系統再處理前述收集的廢水，使處理後的放流水之水質符合環境部放流水標準及水污染防治相關法規。

6

處理後之廢液欲排放，必須符合相關法規，包括：放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定(原能會 77.5.24)、游離輻射防護安全標準(原能會 94.12.30)，以及環境部所規定之法規「放流水標準(103.1.22)」，暨水污染防治相關法規。法規要求之相關管制值如下：(1)依據前原能會(77)會輻字第 2428 號函「放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定」，外釋放射性液體造成非限制區之任一民眾之全身劑量值不得超過三毫侖目／年／機組，任一器官不得超過十毫侖目／年／機組。(2)核電廠各排放口釋放之廢液放射性濃度，須符合「游離輻射防護安全標準」第 13 條規定，設施經營者得以下列兩款之一方式證明其輻射作業符合前條之規定。第一，依附表三或模式計算關鍵群體中個人所接受之劑量，確認一般人所接受之劑量符合前條劑量限度。第二，輻射工作場所排放含放射性物質之廢氣或廢水，造成邊界之空氣中及水中之放射性核種年平均濃度不超過附表四之二規定，且對輻射工作場所外地區中一般人體外曝露造成之劑量，於一小時內不超過 0.02 mSv，一年內不超過 0.5 mSv。

6

為確保核一廠排放至環境之廢水的放射性核種濃度符合游離輻射防護安全標準，對於排放之廢水均予以取樣、分析、記錄與統計，並於各排放口設置具有警報功能之流程輻射監測器，以確實掌握放射性廢水的實際排放濃度。另依廢水排放實績，利用計算模式進行廠外民眾輻射劑量評估，以證明放射性廢水排放造成之廠外民眾輻射劑量符合法規。

5. 廢液監測方法及排放管控

放射性廢液監測方法有兩種，一者是在放流口設置即時輻射偵測，另一者是定期於放流口取樣分析檢測。排放廢液時，必須遵守以下之規定：(1)在廢液排放前，需確定排放來源；(2)每批排放前先取樣分析放射性活度，再按當時欲排放量計算預估排放活度(Bq)；(3)放射性廢液釋出監測儀須預設警報值，若排放中超過此限制值時，系統出口閥立刻自動關閉並停止排放，排放監測管段廢液洩回地面洩水收集槽，該批廢液應靜置俟衰變或做其他處理，已排放部份仍按規定核算呈報；(4)放射性廢液釋放時，應連續監視並記錄液體廢料之活度與流量。

核一廠除役期間產生之放射性廢液，須符合游離輻射防護安全標準規定之放射性廢液排放標準始可排放，皆應符合核一廠針對廢液處理後之相關管控標準作業程序書(SOP)、放射性廢料釋出運轉規範、緊急應變措施、緊急通報程序及相關標準作業程序書規定辦理。

除役期間廢液排放口稀釋水迴路，依據核一廠程序書 912 與程序書 308，處理後之廢液已達排放標準，須再經循環水稀釋後排放，除役期間無循環海水，須使用緊要海水系統或增設引水道與核一廠現有之廢液排放口連結，使除役期間廢液仍可經稀釋後排放。若緊要海水系統之海水有海生物孳生時，將採用適當方法處理以維持水質穩定性。

三、結語

核一廠除役期間主要產生放射性廢氣來源，為拆除切割核設施產生之煙霧氣體及一般管制區內的氣體，為避免放射性廢氣產生污染擴大可採取之措施包

括：(1)事先採取適當之除污方式以降低欲拆除之核設施污染程度；(2)避免粉塵飛揚與先期建置氣密式隔離帳篷；(3)靈活使用污染隔離罩及使用局部排氣過濾設備與移動式空氣除污裝置等方式。並可運用廠房既存的隔牆、過濾器、通風等設備，維持廠房內照明、負壓、空調、廢棄物處理、輻射監測等系統皆依照原有之技術規範正常運作，利用既有的 HEPA 過濾設備可有效減少放射性廢氣的排放；在廠房內進行拆除及除污工作時，維持廠房內通風系統及輻射監測系統照常運作，可確保放射性廢氣排放正常。並應視情況增加臨時通風系統及架設移動式空氣輻射偵測器、連續式手提空浮輻射監測器及緊急空氣除污措施，以防止異常狀況發生。相關管控措施亦必須符合核一廠之標準作業程序書(SOP)規定，以確保其輻射作業對輻射工作場所以外地區造成之輻射強度與空氣中所含放射性物質之濃度，不超過游離輻射防護安全標準之規定。

核一廠除役期間主要放射性廢液來源為(1)無機廢液：系統/組件除污作業所產生之除污廢液、牆面/地面清洗與槽溢流等所造成之地面洩水、切割作業所產生之二次廢水、放射化學分析實驗所產生之實驗室廢液、廢水處理系統過濾器與離子交換樹脂之反洗廢液；(2)有機廢液：系統除污作業所產生之有機酸與螯合劑、放射化學分析實驗所產生之有機溶劑、系統泵使用後產生之廢油(例如：機油、潤滑油)及輻射防護衣物與除污工具之清洗劑等。除役期間產生之廢液以系統化學除污與組件化學除污無機廢液為最大宗，所產生之廢液視需要先行淨化處理後，再採用廠內現有的廢液處理系統處理。

核一廠除役所產生之放射性廢液先經廢液處理系統處理，使其廢液的放射性濃度不超過法規的限制值。該廢液視需要後續可藉由洗浴及雜項廢液處理系統再處理，使處理後的放流水之水質符合環境部放流水標準及水污防治相關法規後排放。依核一廠程序書 912「放射性物質外釋管制程序」3.6.1 之規定，電廠各排放口釋放之廢液，排出渠道經海水稀釋後之放射性濃度，不得超過「游離輻射防護安全標準」之水中排放物濃度限值及單次累積排放總活度或每季累積排放總活度之限值。

四、參考文獻

1. 核一廠 FSAR，94 年 9 月版。
2. Yankee Atomic Electric Company, Yankee nuclear power station decommissioning plan, Revision 0.
3. Gaseous Radioactive Waste Processing Systems, Westinghouse Technology Systems Manual, Section 15.3.
4. IAEA, “Design and Operation of Off Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radioactive Material”, TRS-292, 1998.
5. Millstone Nuclear Power Station DSAR, Stack Gas Monitors (4.6.1.2.2), June 2000.
6. NUREG/CR-6174, "Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station", July 1996.
7. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, June 1980.
8. 台灣電力股份有限公司，「核能後端營運處核能一廠除役規劃及作業研究期末報告」，98 年 5 月。
9. Safety Classification of Systems Manual, Appendix A, Component, Equipment, and System Classification at YNPS for the Permanently Defueled Condition, Revision 70, June 1, 1991.
10. Nuclear Energy Agency, Advanced Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste Management, OECD/NEA, Paris, 2006.
11. Evaluation of the Decontamination of the Reactor Coolant Systems at Maine Yankee and Connecticut Yankee, EPRI Report TR-112092, Final Report, January 1999.
12. Decontamination of Reactor Systems and Contaminated Components for Disposal or Refurbishment, EPRI Report TR-1003026, 2001.

13. IAEA, Innovative Waste Treatment and Conditioning Technologies at Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1504, Vienna, 2006.
14. IAEA, Treatment of Low and Intermediate-Level Liquid Radwaste. Technical Report Series No. 236, 1984.
15. IAEA, Application of Ion Exchange Process for the Treatment of Radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchanger. IAEA Technical Series No. 408, Vienna, 2002.
16. IAEA, Application of Membrane Technologies for Liquid Radioactive Waste Processing. Technical Reports Series No. 431, Vienna, 2004.
17. Procedures, Techniques and Results of Decommissioning of Würgassen NPP, Helmut Sander and Ethwart Pollmann, Würgassen Nuclear Power Plant, Germany.
18. Review of Experience With the EPRI DFD Process: Decontamination for Decommissioning of Reactor Coolant Systems and Plant Components, EPRI Report TR-109036, Technical Report, January 1998.
19. IAEA, State-of-the-Art Technology for Decontamination and Dismantling of Nuclear Facilities, IAEA Technical Series No. 395, Vienna, 1999.
20. Full System Decontamination for Decommissioning: Experiences at NPP Barseback Units 1 and 2 Applying the AREVA NP GmbH HP CORD UV/AMDA Technology, Ashim Basu, Carl Lindvall, Thomas Aberg, Thomas Tingfors, Christian Topf.
21. IAEA, Methods for the Minimization of Radioactive Waste from Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facility, IAEA Technical Series No. 401, Vienna, 2001.

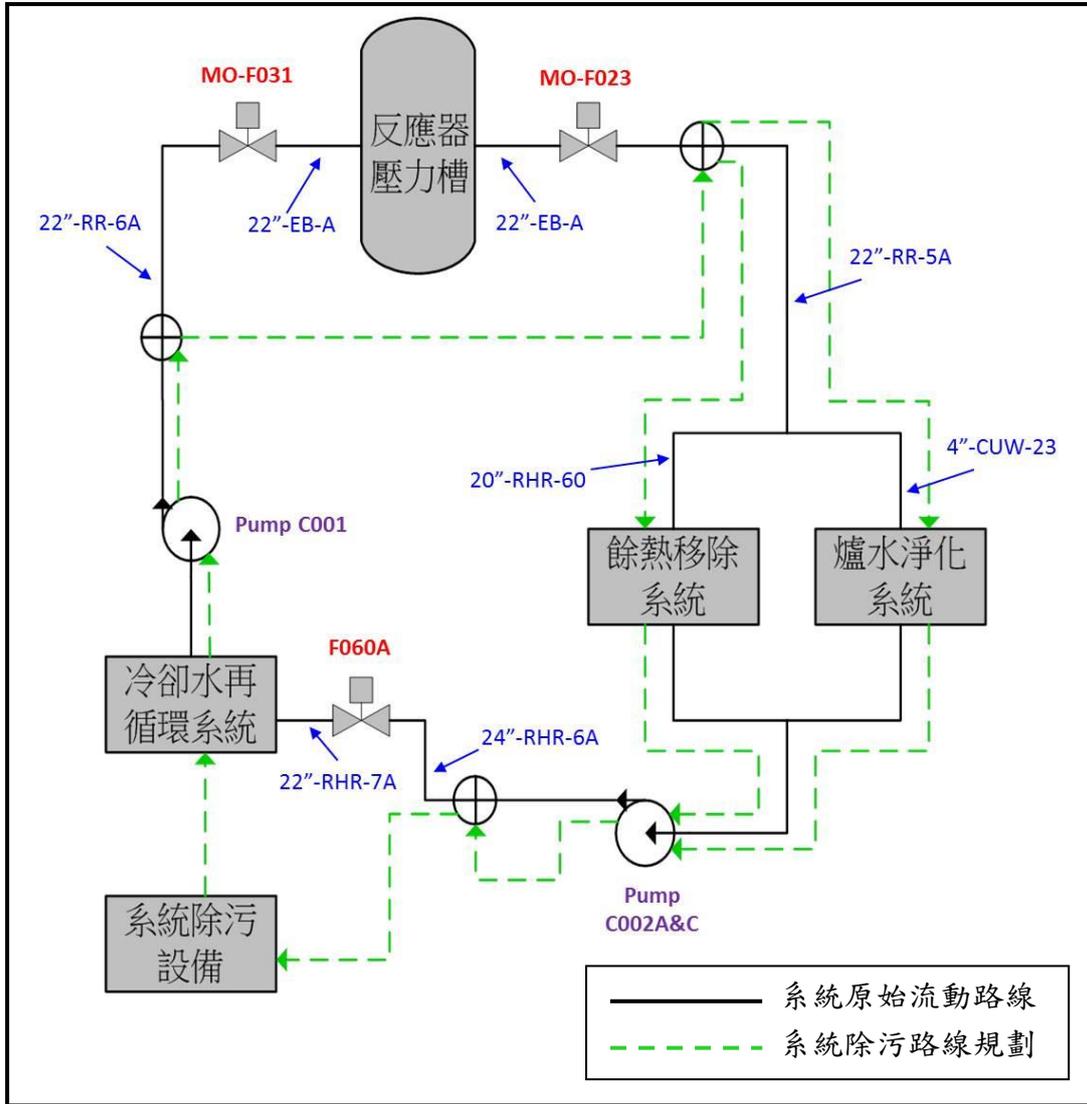


圖 8-1 核一廠系統除污之安裝位置及流程圖

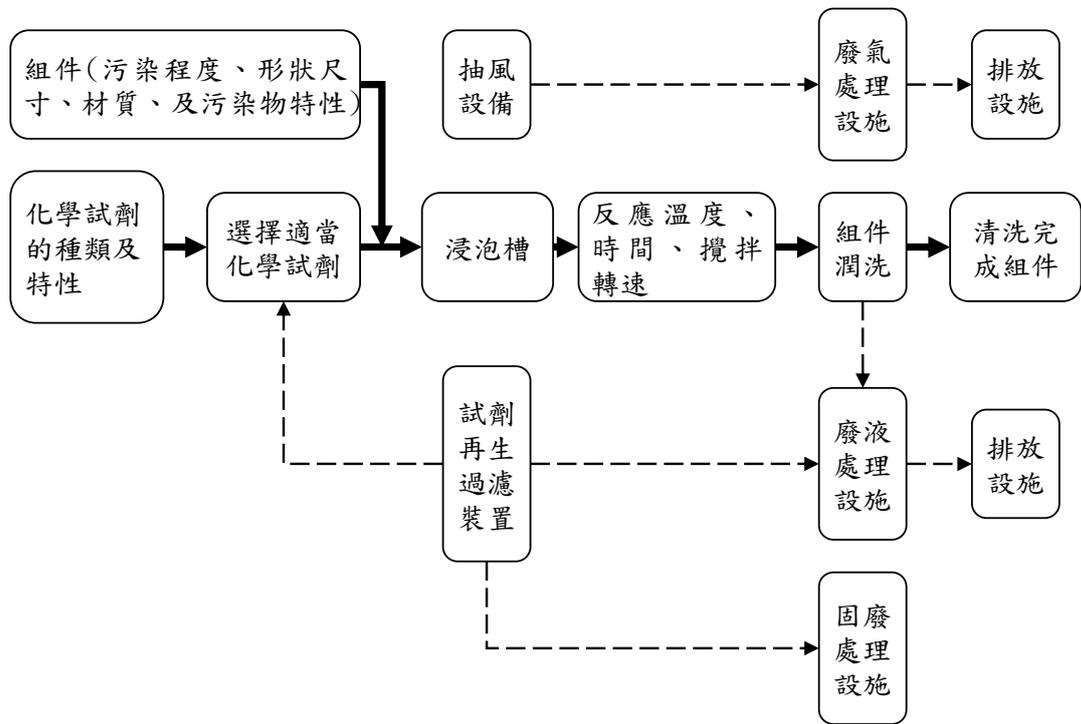


圖 8-2 核一廠金屬類組件之化學除污作業流程示意圖

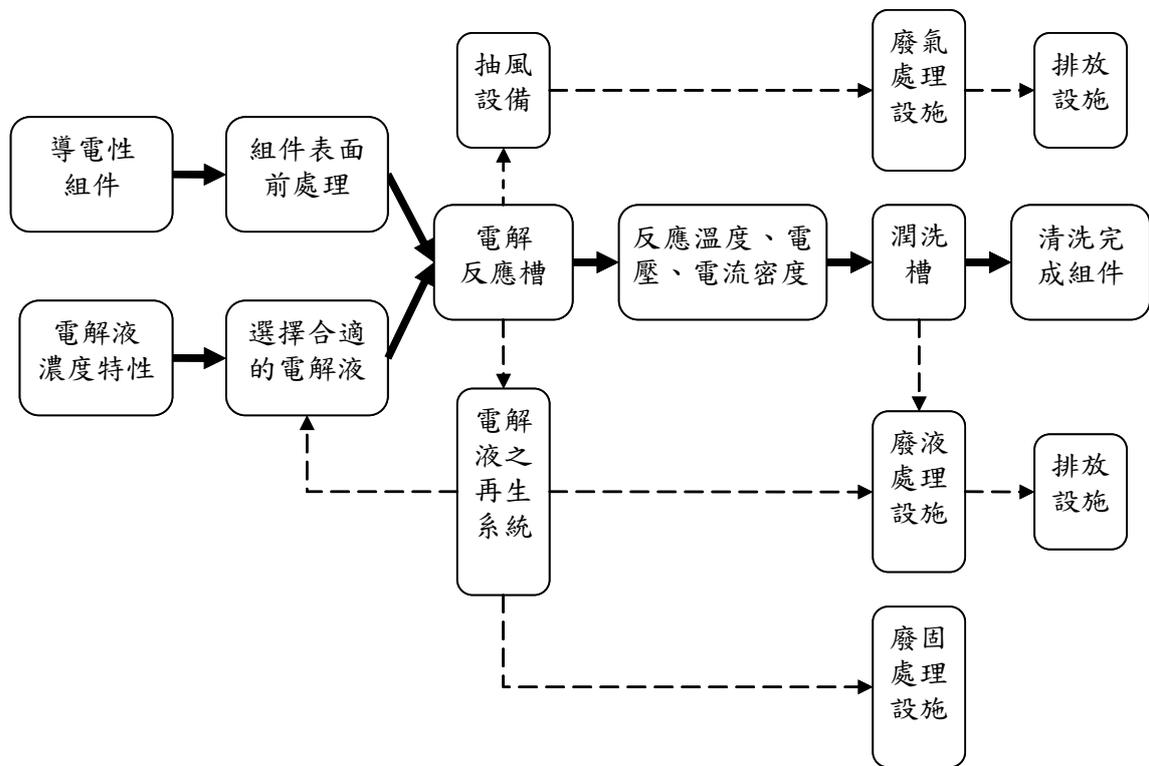


圖 8-3 核一廠金屬類組件之電化學除污作業流程示意圖

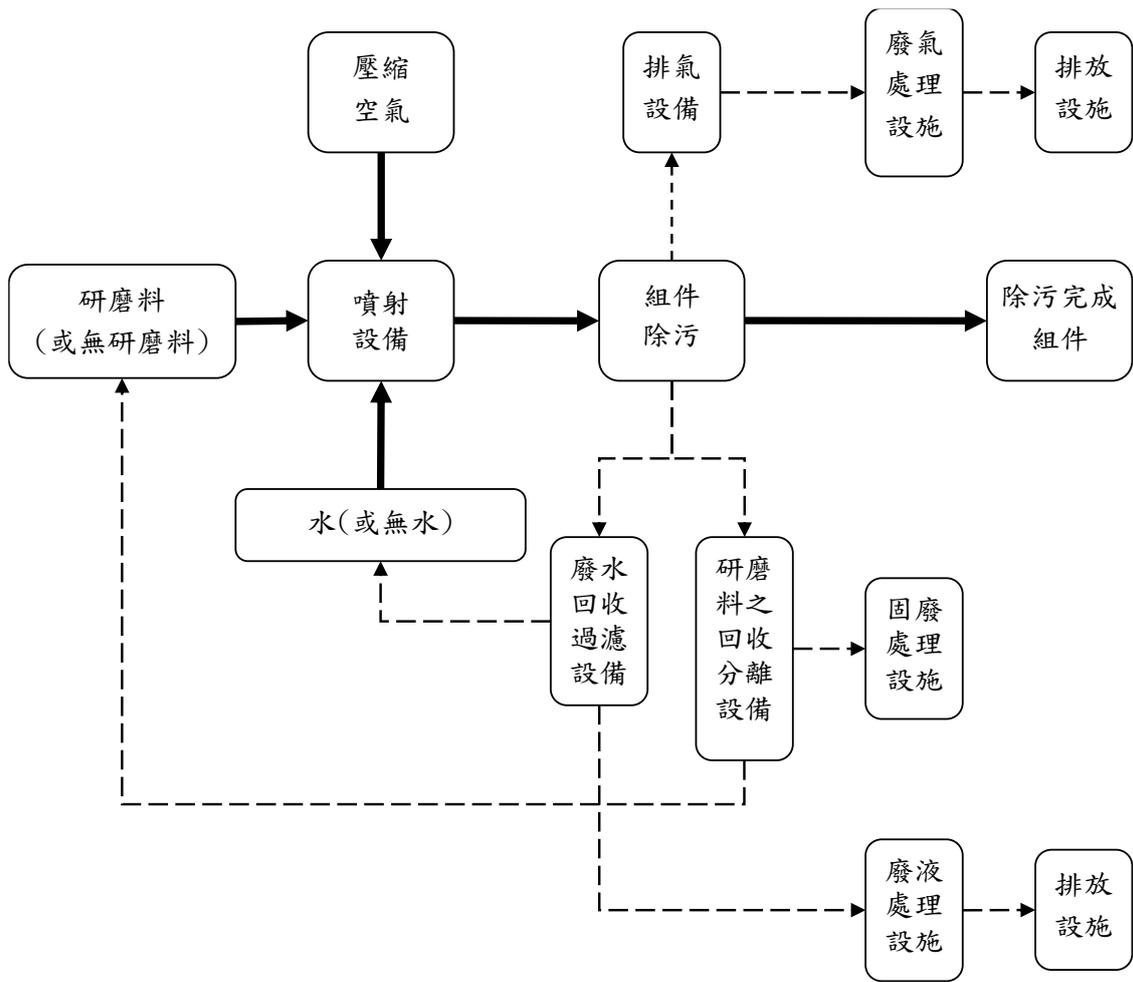


圖 8-4 核一廠金屬類組件之機械除污作業流程示意圖

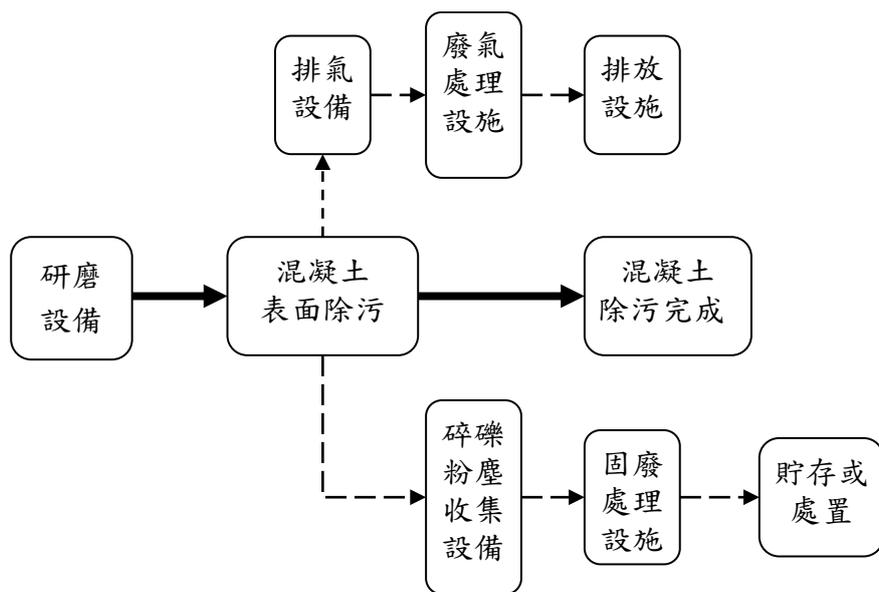


圖 8-5 核一廠結構混凝土之機械除污作業流程示意圖

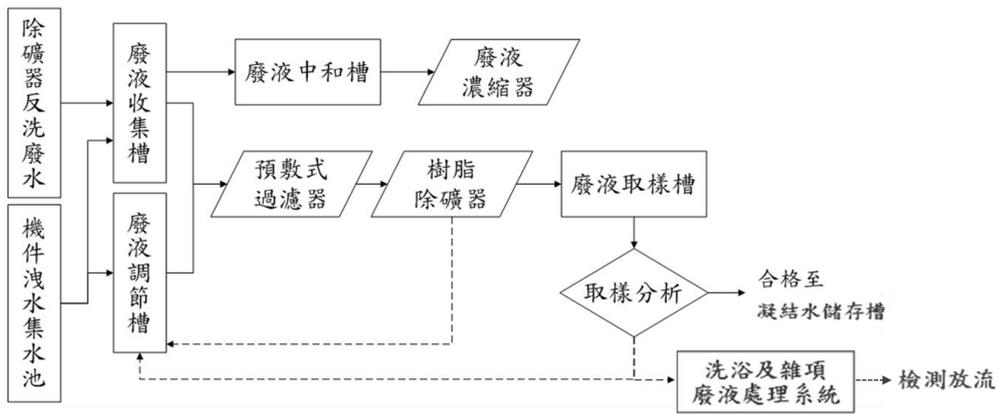


圖 8-6 設備洩水廢液處理系統流程圖

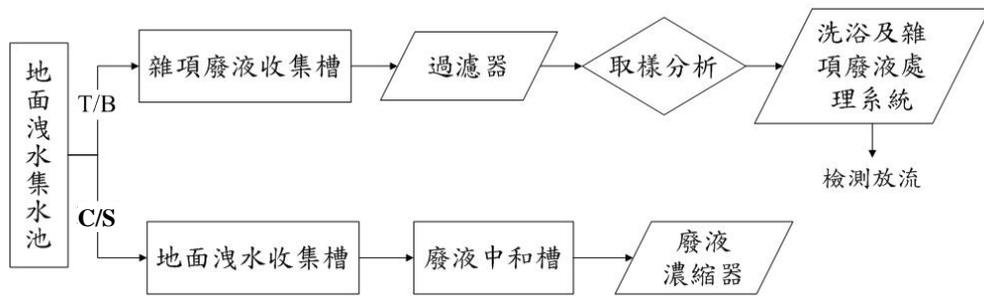


圖 8-7 地面洩水處理系統流程圖

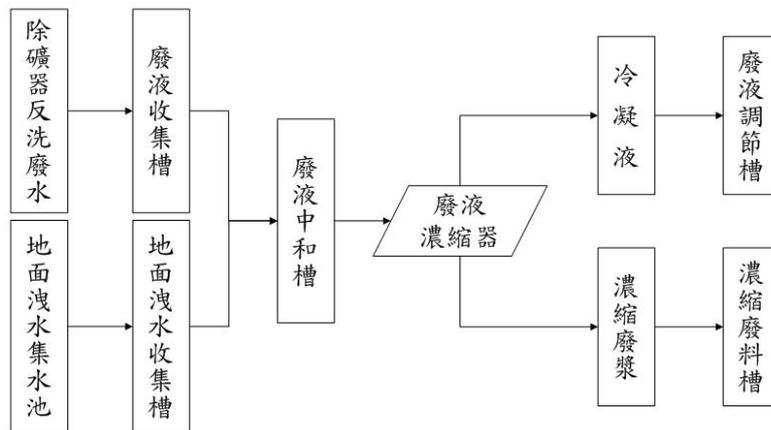
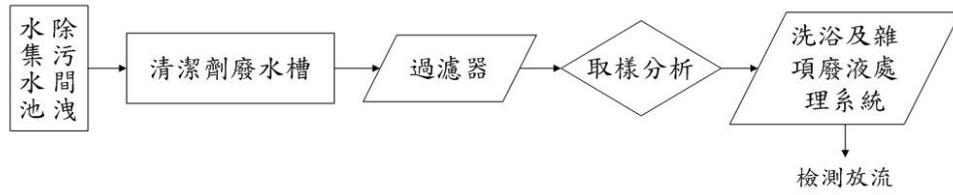
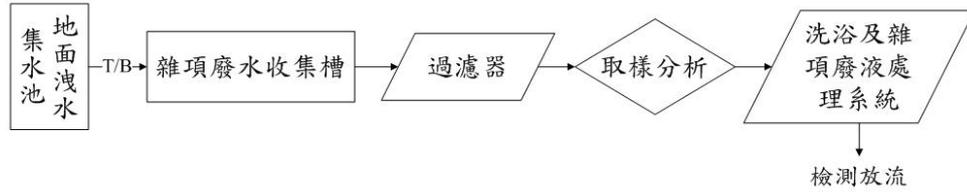


圖 8-8 廢液中和槽與濃縮系統



(a)清潔劑廢水系統



(b)雜項廢水收集系統

圖 8-9 清潔劑廢水系統與雜項廢水收集系統之流程圖

表 8-1 CORD D UV 及 DFD 系統除污技術於各國除役電廠之現況

國家	電廠名稱	停機時間	裝置容量 (MW)	系統除污技術	除污範圍	平均 DF
德國	KRB-A	1977-1	237	CORD D UV	反應器冷卻再循環系統	94
	Wuergassen	1994-8	640	CORD D UV	反應器冷卻再循環系統、餘熱移除系統、爐水淨化系統	86
義大利	Caorso	1990-7	860	CORD D UV	反應器冷卻再循環系統、餘熱移除系統、爐水淨化系統	204
瑞典	Barseback-1	1990-11	600	CORD D UV	反應器冷卻再循環系統、餘熱移除系統、爐水淨化系統	286
	Barseback-1	2005-5	600	CORD D UV	反應器冷卻再循環系統、餘熱移除系統、爐水淨化系統	93
美國	Dresden-1	1978-10	197	DFD	爐水淨化系統	50
	Big Rock Point	1997-8	67	DFD	反應器冷卻再循環系統、餘熱移除系統、爐水淨化系統	27

表 8-2 除污方式要點彙整

除污範圍	環境	系統	組件	結構
範圍說明	土壤/地下水	反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統、(RPV)	熱交換器、汽機組件、泵、桶槽、閥件、管件、鋼材、電纜槽、電力組件、通風元件及雜項製程組件	核一廠受污染建物/一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機廠房之結構、牆面、地面及天花板等混凝土材質
除污規劃	<p>進行除役活動時，將持續對影響電廠輻射狀態之資料進行收集與調查。</p> <p>土壤： 若偵測到受污染之土壤，將進行移除，且以放射性廢棄物之方式處理，並進行減量、分類及除污。土壤除污技術如下： (1) 電動力學除污法 (2) 清洗法 (3) 高溫處理法</p> <p>地下水： 若偵測到地下水有污染時，開挖取樣井及監測，以界定污染之程度，並確認污染物於土層中之垂直分佈及傳輸特性、建立污染傳輸模式，進一步確定污染範圍。地下水除污技術如下： (1) 抽出法</p>	<p>進行系統化學除污以移除系統內部及管件表面之放射性污染物質。本公司將於除役過渡階段執行停機後現場輻射偵測，以進一步確認應進行除污系統之範圍。系統除污技術可參考 CORD D UV 及 DFD 之國際案例，或透過化學試劑以一次性或循環式進行，以達到需要之除污效果。</p>	<p>金屬材質廢棄物，規劃採用</p> <p>(1) 化學除污 選取適當的化學藥劑，注入組件化學除污系統之浸泡槽，將拆除或切割之金屬組件置入浸泡槽中施以攪拌及溫控。將金屬組件以清水浸泡及人工潤(刷)洗，即可完成除污程序</p> <p>(2) 電化學除污 以浸泡(Soaking)方式處理，需要兩組不鏽鋼製的桶槽，其中一個桶槽盛裝電解液(通常為磷酸、硫酸)、電極及待除污組件。另一個桶槽則盛裝淨水，可供除污後組件潤洗。</p> <p>(3) 機械除污技術(乾/濕式研磨噴砂技術、高壓水柱) 濕式噴砂研磨系統須合併使用</p>	<p>結構混凝土材質，規劃採用機械除污技術。當建物結構進行除污時，規劃採取機械式表面移除技術。本公司規劃採取簡易的人力手動作業程序執行，用來清潔少量受污染的油漆表面或平整表面，例如刷除、沖洗、擦除。針對結構混凝土較深之污染，本公司規劃採取具破壞性之機械除污程序包含研磨、破碎、鑽洞、高壓水噴射等技術，並考量污染程度、場地大小、除污面積、刨除深度、表面幾何結構及位置，選擇合適的手持型、推車型、遙控型等設備。</p>

	(2)抽出再處理法 (3)覆蓋封頂技術 (4)工程包封法		水、磨料及壓縮空氣，於防漏的不鏽鋼隔離區內執行除污作業。乾式研磨噴砂技術，通常以壓縮空氣或噴射渦輪設備帶動研磨材料，對表面進行快速噴射研磨料顆粒的除污效果顯著。高壓水除污技術，以高壓噴射水強力沖洗污染表面。可溶性的污染物會溶解，而鬆散未固著的顆粒則藉著水而被帶走。	
預期效果	使全廠區輻射偵測值符合廠址輻射劑量非限制性使用標準。	降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露。根據 IAEA 之建議，針對除役階段之系統除污，應選擇除污效果較好或除污因子較高之除污技術，DF 值的要求至少須大於 10。	結構及組件除污之主要目的為降低其污染程度，以達到廢棄物減量及再利用之目標，以及降低廢棄物處置壓力及成本。	機械式表面移除技術可除去不同深度的表面污染物，使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物。
二次廢棄物	抽取之污水、清洗後之污水、廢棄過濾裝置、核種吸附劑或樹脂	離子交換樹脂 除污後之廢水	化學廢液、廢水、廢研磨料、碎屑粉塵	粉塵顆粒、濾材、廢水
除污程序	土壤 輻射資料調查→ 移除→減量→分 類→除污 地下水 偵測地下水→開 挖取樣井→監測	圖 8-1	圖 8-2、圖 8-3、 圖 8-4	圖 8-5

	→界定污染之程度→確認土層之垂直分佈及傳輸特性→建立污染傳輸模式→確定污染範圍→除污			
參考 文獻	參閱 第八章第四節	參閱 第八章第四節	參閱 第八章第四節	參閱 第八章第四節

附錄 8.A 第八章除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理之重要管制事項

項次	內 容	管制時程
8-1	系統除污作業計畫提報主管機關審核。	116.05 (執行系統除污作業前 1 年)
8-2	新設除役放射性廢液處理系統設置申請。	122.12 (機組廢液處理系統拆除前 3 年)

3 | 5 | 6
| 6