

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

目 錄

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	1
一、 除役低放射性廢棄物類別、特性與數量	1
(一) 除役低放射性廢棄物來源、類別與型態	1
(二) 低放射性廢棄物數量及特性之推估方法	9
(三) 除役低放射性廢棄物推估	20
(四) 除役作業衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施	25
二、 除役低放射性廢棄物減量減容措施	29
(一) 廢棄物除污減量措施	29
(二) 配合設備拆除之減量措施	30
(三) 廢棄物減容措施	32
(四) 廢棄物外釋減量	33
三、 除役低放射性廢棄物處理規劃	34
(一) 固、液及氣體廢棄物處理技術	34
(二) 除役低放射性廢棄物處理設施規劃	43
(三) 低放射性廢棄物包裝容器規劃	44
四、 除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃	45
(一) 低放射性廢棄物運送規劃	45
(二) 低放射性廢棄物貯存規劃	46
(三) 低放射性廢棄物處置規劃	48
五、 用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃	48
(一) 用過核子燃料運送規劃	48
(二) 用過核子燃料貯存規劃	49
(三) 用過核子燃料再取出規劃	49
(四) 用過核子燃料處置規劃	50

六、 結語	52
七、 參考文獻	53
附錄 9.A 核一廠除役各廠房低放射性金屬組件之重量與活度估算結果	92
附錄 9.B 核一廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較	98
附錄 9.C 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之重要管制事項	101

圖 目 錄

圖 9-1 中子活化分析基本流程.....	55
圖 9-2 核一廠不同管徑接觸劑量率與內部表面污染程度之關係.....	56
圖 9-3 核一廠相同管徑不同管壁厚度接觸劑量率與內部表面污染程度之關係....	56
圖 9-4 核一廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係.....	57
圖 9-5 核一廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係.....	57
圖 9-6 待外釋暫貯倉庫(離廠再確認中心)及鋼筋混凝土塊分離場位置圖	58
圖 9-7 核一廠現有機械噴砂除污系統位置.....	59
圖 9-8 核一廠現有電化學除污設備位置.....	59
圖 9-9 汽機廠房機械切割間.....	60
圖 9-10 汽機廠房低放射性廢棄物處理區.....	60
圖 9-11 反應器廠房固封設備區.....	61
圖 9-12 反應器廠房切割/除污區.....	61
圖 9-13 聯合結構廠房除污區.....	62
圖 9-14 熱處理設施廠房地下二樓超高壓壓縮機規劃位置.....	63
圖 9-15 熱處理設施廠房一樓焚化爐設置位置.....	64
圖 9-16 除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃.....	65
圖 9-17 核一廠除役保留區平面圖.....	66
圖 9-18 低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程.....	67
圖 9-19 除役期間用過核子燃料廠內運送路線.....	68
圖 9-20 我國用過核子燃料最終處置全程規劃.....	69

表 目 錄

表 9-1 核一廠潛在輻射污染之系統.....	70
表 9-2 核一廠聯合結構廠房主要污染設備輻射劑量率.....	71
表 9-3 核一廠廢氣廠房主要污染設備一覽.....	73
表 9-4 核一廠汽機廠房主要污染設備一覽.....	74
表 9-5 核一廠廠房污染擦拭結果.....	75
表 9-6 單一長半化期核種濃度值.....	76
表 9-7 單一短半化期核種濃度值.....	77
表 9-8 核種分析方式.....	78
表 9-9 關鍵加馬核種列表.....	78
表 9-10 計算所得之比例因數.....	79
表 9-11 各污染系統設備及組件內表面積.....	80
表 9-12 各區域受污染混凝土表面積.....	80
表 9-13 一號機大修取樣樣品資料與核種分析結果.....	81
表 9-14 二號機大修取樣樣品資料與核種分析結果.....	82
表 9-15 核一廠除役廢棄物分類重量推估結果.....	83
表 9-16 核一廠除役廢棄物分類活度推估結果.....	85
表 9-17 核一廠除役放射性廢棄物總重量與總活度統計.....	87
表 9-18 金屬廢棄物盤點結果.....	87
表 9-19 其他區域金屬廢棄物盤點結果.....	88
表 9-20 系統除污後金屬廢棄物盤點結果.....	88
表 9-21 混凝土廢棄物盤點結果.....	89
表 9-22 核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果.....	90
表 9-23 除役時應申請執照之新建處理及貯存設施.....	91

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

本公司參考 NUREG/CR-0672、NUREG/CR-6174，以及西屋公司(Westinghouse)之除役經驗，進行核一廠除役期間各類放射性廢棄物產量之盤點，並依盤點結果及考量最終處置場之接收準則，進行放射性廢棄物減量措施(包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等)、貯存、運送，以及處置等整體規劃。依 NUREG/CR-0672 所述，除役所產生之低放射性廢棄物主要有受中子活化之反應器壓力槽與生物屏蔽，以及因活化腐蝕產物(CRUD)或分裂產物沉積造成污染之管路、設備與結構。

本章主要說明核一廠於執行除役作業時，低放射性廢棄物之來源、特性(包含主要核種、比活度、表面污染、中子活化程度與空間劑量率等)，以及低放射性廢棄物數量之估算方法及結果；並說明低放射性廢棄物之減量措施(包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等)，以及運送、貯存、處置等規劃；同時亦說明用過核子燃料之貯存及未來處置規劃。

一、除役低放射性廢棄物類別、特性與數量

本章所述之低放射性廢棄物數量，不包括核一廠於永久停機前產出之例行運轉廢棄物，以及自 104 年 5 月起至永久停機前，因改善工程所增加之除役放射性廢棄物。有關 104 年 5 月後，核一廠因改善工程所增加之除役放射性廢棄物之數量，本公司將於除役過渡階段配合現場輻射特性調查作業進行盤點。

3

(一) 除役低放射性廢棄物來源、類別與型態

本節主要說明核一廠除役期間低放射性廢棄物產生之來源，及推估有污染疑慮的系統(如反應器系統、蒸汽系統等)；而低放射性廢棄物之類別與型態(如金屬或混凝土等)，亦均有所描述。

1. 低放射性廢棄物之來源

除役期間可能產生之低放射性廢棄物，以其來源進行區分，可包括：中子活化廢棄物、放射性污染廢棄物，以及其他放射性廢棄物等，分述如下。

(1) 中子活化廢棄物

中子活化係指爐心周圍之組件受到中子照射後，於組件內部生成活化核種，這些活化核種之半化期或長或短，從幾秒鐘至幾十年皆有。受中子活化之系統主要為反應器壓力槽、反應器壓力槽保溫材(Insulation)、反應器壓力槽內部組件、反應器一次圍阻體鋼構及生物屏蔽等鄰近燃料爐心的部分；而常見之活化核種，則主要包含 Co-60、Fe-55、C-14、Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 等。

有關受中子活化組件之活度及其特性，可以藉由累積中子通量、材料規格與其相對應之中子截面等資料，以中子/加馬耦合遷移程式分析來進行評估；因此，組件之不同材料規格將反映活化核種之間的相對比例，例如不鏽鋼與低合金鋼之區別在於所含的鎳與鉬之比例不同，而此將影響到最終活化之結果。此外，由於這些組件材料接受核分裂反應產出之中子照射，故燃料爐心周圍大多數體積被活化，無法利用表面除污來降低其活度，故若中子通量較集中之部分爐心組件，可能會達到 C 類或超 C 類之低放射性廢棄物類別。

(2) 放射性污染廢棄物

放射性污染廢棄物主要來源為：因活化腐蝕產物或分裂產物之沉積而受到污染的管路、設備及結構。

反應器冷卻系統、冷凝系統及飼水系統之管路，因爐水日積月累之沖刷，造成管線系統內壁微量金屬粒子因沖蝕或腐蝕而剝落；之後再流經爐心受中子照射活化後而產生放射性腐蝕產物，隨後這些活化之腐蝕產物將會流經所有與反應器冷卻相連之系統。核一廠可能受活化腐蝕產物污染之系統包含：與爐水或蒸汽接觸之系統/組件/設備/管線之內表面，而活化腐

蝕產物主要核種為 Co-60。上述活化腐蝕產物於系統/組件/設備/管線中沉積之程度，與液體之流速、溫度及系統之幾何構造有關；此外，管線若有滲漏，則污染物將有可能散佈至廠房地板。

另一放射性污染源為燃料破損所造成之分裂產物釋放到反應器冷卻水系統，分裂產物之主要核種為 Cs-137 及 Sr-90，而反應器冷卻水系統之污染程度，則取決於燃料洩漏歷史及爐水或蒸汽之洩漏率。

綜上，核一廠除役放射性污染廢棄物之分布，可能涵蓋反應器廠房、廢料廠房與汽機廠房之管線、組件與設備，以及這些廠房結構進行表面除污所移除之受污染表面混凝土等。

(3) 其他放射性廢棄物

除中子活化及放射性污染廢棄物外，於除役作業期間所產生之二次廢棄物或無法按照系統或盤點表歸類之除役放射性廢棄物，則統稱為「其他類型廢棄物」，包含濕性、乾性與保溫材等除役廢棄物。

濕性廢棄物主要來源，為除污廢液(包含系統除污與組件除污)及系統洩水處理過程中所產生的放射性廢棄物。系統除污產生之廢棄物種類，視除污方式而有所不同，如採蒸發濃縮之除污方式，將會產生濃縮底泥；若採除礦器吸附方式處理廢液，則將產生離子交換樹脂。

而乾性廢棄物之組成主要為防護衣、除污抹布、擦拭紙、空氣呼吸器、牛皮紙、塑膠布、維修工具及實驗室固體廢棄物等。

2. 核一廠可能受輻射污染之系統

為確認各系統/組件/設備/結構受輻射污染之狀況，則須進行輻射特性調查，惟核一廠目前仍處於運轉狀態，系統/組件/設備/結構之輻射量測及污染取樣皆受到限制，現階段僅能執行部分之現場偵測，未來於核一廠除役過渡階段，本公司將進行細部之各項輻射調查作業，以再確認受輻射污染之系統/組件/設備/結構。

經輻射特性調查結果，核一廠兩部機組所在之聯合結構廠房及汽機廠房，分別為除役放射性廢棄物之主要及次要來源。核一廠受污染系統之推定係參考 NUREG/CR-0672，以及依據本計畫第四章輻射特性調查量測所得之劑量率對照所屬系統，研判該系統是否受污染。經評估核一廠潛在受污染之系統如表 9-1 所示。表 9-2 至表 9-5 所列為核一廠各系統主要污染設備之輻射劑量率與相關污染房間擦拭數據，詳細之輻射調查程序與結果，請參考本計畫第四章介紹。

以下係參照美國參考電廠除役研究報告 NUREG/CR-0672 附錄 C 之格式，簡述核一廠可能受污染或潛在受污染之系統。

(1) 反應器系統

本系統包括以下幾個子系統：

A. 反應器系統

此系統係利用核分裂反應產生之熱能，將液態水加熱沸騰轉換為蒸汽，作為推動汽機，進而帶動發電機產生電能之動力。根據國外核電廠除役經驗，反應器壓力槽與其內部組件佔全廠放射性廢棄物總活度約 95 %，較高活度濃度之 B、C、超 C 類廢棄物，絕大部分源自本系統。

B. 反應器再循環系統

用於控制爐心之冷卻水進而控制熱中子之數目，以達到控制爐心功率之目的。此系統包括反應器壓力槽外部兩個再循環水路，其流量供給反應器壓力槽內部噴射泵之驅動水流，再循環迴路皆位於一次圍阻體內，為系統操作屏障之一部分。

C. 控制棒液壓驅動系統

供給控制棒驅動系統操作所需之液壓與冷卻水源，使其能接收反應器手動控制信號後，將控制棒在爐心內抽插；亦可接受源自反應器

的保護信號，緊急停止。本系統主要包括主控制集管、急停排洩集管及液壓控制單元三個主要部分。

D. 備用硼液系統

做為控制棒操作系統失效的後備使用；當控制棒故障數目過多而無法控制反應器功率時，可用此系統來停機。運作方式是將備妥之硼液由反應器底部打入與爐水混合，充分吸收中子後可安全停機。

E. 用過核子燃料池冷卻過濾系統

本系統屬於反應器系統之附屬系統，利用熱交換器移除用過核子燃料池水之衰變熱，使池水溫度小於 52 °C，並以過濾器淨化池水，維持適當水質，減低放射性與腐蝕性產物濃度，減少燃料護套腐蝕機率。而為因應用過燃料池格架更換，核一廠增設新增燃料池冷卻系統，此系統分為一次側及二次側，以熱交換器作為分界。一次側系統從燃料池取水經本系統再循環泵，再經熱交換器冷卻後，進入燃料池冷卻；二次側系統由冷卻塔循環泵自冷卻塔取水，經熱交換器將燃料池熱量帶走，構成一個循環冷卻迴路。

F. 餘熱移除系統

保護反應器爐心，在異常狀況或發生冷卻水喪失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)時能提供足夠之冷卻水，避免其過熱而發生爐心熔毀。大修時，此系統可協助執行用過核子燃料池水之冷卻。依設計可分為(1)低壓注水；(2)圍阻體冷卻；(3)抑壓池冷卻；(4)停機冷卻；(5)試驗運轉等五種運作型態。

G. 爐水淨化系統

減少爐水中溶解性與非溶解性雜質，淨化爐水品質；並於停機、熱待機與啟動期間，提供途徑洩放過量爐水至主冷凝器或廢水處理系統。

此外，也能協助再循環系統於低流量期間，緩和再循環管嘴與爐槽間的溫度梯度。

(2) 蒸汽系統

與蒸汽相關之系統大部分位於汽機廠房內，主要包括以下子系統：

A. 主蒸汽系統

主蒸汽由反應器壓力槽產生後，經四條主蒸汽管進入主蒸汽集管，後分兩路進入高壓汽機，由高壓汽機排出之蒸汽，經由汽水分離再熱器(Moisture Separator Reheater, MSR)進入低壓汽機，藉汽機之轉動帶動發電機。

B. 凝結水飼水系統

凝結水及飼水系統，自主冷凝器熱井至反應器飼水口止，依次有凝結水泵、蒸汽抽氣器中間及廢氣冷凝器(Steam Jet Air Ejector Inter & Off-Gas Condenser)、汽封蒸汽冷凝器、凝結水除礦器組；洩水冷卻器、低壓飼水加熱器組、飼水泵、飼水流量控制閥、高壓飼水加熱器組等設備，連通管路、其他控制閥類和儀控系統，最後將飼水打入反應器內。本系統具有水處理能力和熱功功能，將主冷凝器熱井所聚集的凝結水加壓並處理和預熱，以供給反應器所需之額定流量、壓力和溫度之飼水，並且有充分的流量和壓力餘裕，足以因應各種預期之運轉情況。

C. 飼水加熱器洩水排氣系統

控制每一級加熱器之水位，以保持飼水加熱器之效率。正常運轉下，從再熱器開始，洩水經由重力方式從壓力較高之飼水加熱器洩放至壓力較低之加熱器。最後，低壓飼水加熱器之洩水經由洩水冷卻器後排

入熱井。啟動及運轉時的排氣，係藉由加熱器殼側至主冷凝器管路中間的洩壓閥操作。

D. 冷凝水除礦器系統

此系統作用為運轉期間降低冷凝水之放射性污染濃度，設有八個混合床式除礦器，其中七組為常態性使用，一組備用。本系統包含外部再生子系統(位於汽機廠房標高 17.25'處)，可將除礦器之樹脂進行再生以延期使用期限。

E. 飼水控制系統

此系統之作用在於利用一元水位訊號或三元(水位、蒸汽流量、飼水流量訊號)控制模式，以調節飼水控制閥之流量；使爐水之水位維持在設定範圍內，確保其安全運轉。

F. 凝結水除礦水輸送系統

本系統用於維持進入反應器壓力槽之冷凝水品質，並隨時監測並調節控制主冷凝器水位，使凝結水與飼水系統安全運轉。

(3) 緊急系統

A. 一次圍阻體氣體控制系統

利用氣體充氮系統與易燃氣體再結合系統，控制一次圍阻體之氫氣濃度在 4 %以下；並配備有易燃氣體偵測系統，可在反應器發生冷卻水喪失事故後，以自動偵測所得之氫氣與氧氣濃度做為緊急處理的參考。

B. 爐心噴灑系統

當反應器發生冷卻水喪失事故時，水位下降至-378.5 cm，本系統會自動啟動；反應器壓力槽壓力降至 500 psig 以下時，注水閥會自動

開啟補水入爐內。冷卻水由爐心燃料元件頂部上方噴灑而下，冷卻燃料護套，防止因過熱而熔毀。

C. 爐心隔離冷卻系統

當反應器與主冷凝器之間受到隔離，且飼水泵無法供給補充水時，此系統可利用反應器之餘熱蒸汽為動力，補充冷卻水至反應器，使其安全停機。

D. 高壓注水系統

高壓爐心注水(High Pressure Core Injection, HPCI)系統於緊急狀況時，可供給反應器之冷卻水，屬高壓設備。此系統利用反應器餘熱產生之蒸汽推動小型汽機，進而驅動水泵打水進入反應器；因此，無須仰賴外來電源或動力，即可消耗反應器之餘熱降低爐內壓力。

E. 廠用冷卻水系統

供給冷卻水至聯合結構廠房有關正常及緊急運轉之設備，本系統包含兩支系統，各有一台容量 7,500 gpm 之聯合結構廠房冷卻水系統泵及熱交換器，並設置一個調節槽，以容納閉路冷卻水之熱漲冷縮與運轉狀況急變時之存水量變化。

(4) 低放射性廢棄物處理系統

A. 濕性與乾性廢棄物處理系統

本系統係用於收集與處理核一廠運轉過程(含除役作業期間)產生之液體及固體低放射性廢棄物。低放射性廢棄物處理系統之主要目的為：(1)不使電廠運轉或可用性遭受限制；(2)使大部分廢水經過濾除礦後可送回系統再使用；(3)減低並控制排放廢水之放射性；(4)供化學廢液除污或濃縮處理。此系統細分為固體處理系統與液體處理系統。

固體廢棄物處理系統的子系統包括：廢殘渣系統、爐水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、濃縮廢漿系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物桶輸送系統、水泥倉及鼓風機。

液體廢棄物處理系統共包括：設備洩水收集系統、地面洩水收集系統、廢液中和槽與濃縮系統、清潔劑廢水系統、雜項廢水收集系統、廢氣坑道滲水收集系統、海水集水池與無放射性化學洩水集水系統、聯合結構廠房夾層地下水收集系統、洗浴與雜項廢水(環保)處理系統等子系統。

B. 廢氣系統

此系統功能主要是去除核一廠欲排放廢氣中所含的放射性核種，包含惰性氣體、放射性碘及顆粒等，以減少電廠外釋到大氣中的放射性活度。本系統配合廢氣蒸汽稀釋系統使用，利用活性炭床來吸附廢氣中之放射性核種，以降低主煙囪之放射性廢氣排放濃度，達到法規的輻射要求。

3. 類別與型態

除役期間產生之低放射性廢棄物類別，依其材料特性主要可分為金屬廢棄物、混凝土廢棄物、其他類型廢棄物(含乾性、濕性與保溫材)等三類。而金屬廢棄物之型態依據西屋公司之核設施除役經驗，可再細分為多項類型，請參考本章、一、(二)、3.節「廢棄物盤點數量推估方法」。

(二) 低放射性廢棄物數量及特性之推估方法

核一廠除役產生之低放射性廢棄物數量及特性之推估，係參考美國核管會 NUREG/CR-0672 報告附錄 C、D、E 及西屋公司之經驗，本節內容包括中子活化推估方法、比例因數推估方法、廢棄物盤點數量推估方法及活度估算法。

1. 中子活化推估方法

核能電廠係採用中子照射鈾與鈾分裂產生能量，故即使在有效燃料區周圍具有反射體的設計下，燃料上方、下方與周圍的組件設備亦長期受到不同程度的中子照射，因為中子照射使得反應器壓力槽與其相關內部組件受到活化產生輻射污染。

美國核管會早期已提供有 NUREG/CR-0672 報告附錄 E，說明反應器壓力槽與相關內部組件之活化分析技術。國際原子能總署(IAEA)也於 1998 年發表了一篇技術報告(TRS-389)，說明與評估輻射特性調查以作為核設施除役的先期指引。其中特別針對除役評估中的爐心內部組件中子活化分析，提供方法指引及使用程式建議，其活化分析基本流程則如圖 9-1 所示。

TRS-389 附件提供 IAEA 會員國的一些經驗(以下針對沸水式反應器(BWR)型式電廠進行摘要說明)，例如芬蘭的 Olkiluoto 電廠，該電廠反應器機組是由 ABB Atom 提供的 735 MW(e) BWR，早期即是由 REPVICS 程式(此程式系統原始發展的目的在於評估 Loviisa 反應器壓力槽內的快中子通率)評估其中子通率分布後，輔以 ORIGEN-S 進行活化估量；後期亦更新 REPVICS(即具有新的 BUGLE-93 資料庫的 DORT 程式，以及 ORIGEN-S 程式)再進行活化估量。義大利的 Garigliano 與 Caorso 電廠分別為 160 MW(e)與 840 MW(e)的 BWR，在除役活化評估時即採用 DOT/DORT 3.5 二維遷移程式評估中子通率與能譜，在距離爐心較遠無法使用 DORT 的地方，則採用 SCALE 系統內的 XSDRNPM 一維分格座標遷移程式，以評估中子通率與能譜，最後，以 ORIGEN-S 進行活化估量。美國加州的 Rancho Seco 電廠，則採用 ANISN 與 ORIGEN-2 的組合進行活化估量。

一般而言，中子活化評估需先彙整系統內中子通量的空間與能量分佈。接著根據各個空間所在位置之核種組成、反應器運轉歷程及後續的衰減時間，進行活化與衰變計算，完成爐心內部組件活化評估。中子活化評估須包含：

- 運轉歷程；
- 中子能譜與通量資料；
- 燃料組件特性；
- 爐心內部組件幾何、組成(含微量元素)與重量；
- 停機後衰變時間。

若無法取得上述資料，應使用保守且合理之假設進行評估。

爐心與內部組件之幾何結構複雜多樣，幾何尺寸涵蓋範圍較大，甚至須將深穿透的遷移評估考量進去，結合了大尺度與複雜架構的複合型問題；核一廠反應器壓力槽與其內部組件及生物屏蔽之中子活化分析，即採用合成多維確定性方法(NRC R.G. 1.190 所提及之輕水式反應器壓力槽中子通量評估程式)，即混合一維(ANISN)與二維(DORT)資訊，合成出三維中子通量分佈。此方法亦常用於評估壓力槽的中子通量空間分布與能譜，如 NUREG/CR-6453 即採用本方法，針對 H. B. ROBINSON-2 電廠之反應器壓力槽進行分析；而 NUREG/CR-6115 則是評估與驗證，壓水式與沸水式反應器壓力槽案例的中子通量。

ANISN 與 DORT 為分格座標法計算機程式，可完整算出每一分格內之中子通量及其能量分佈。利用這樣的計算特性，本計畫使用三維合成法(Three Dimension Synthesis Method)進行核一廠反應器之中子通量計算。三維合成法顧名思義，係利用兩組二維幾何組態及一組一維幾何組態所計算出的中子通量結果，組合成完整的三維中子通量分佈。就徑向-圓周角-軸向的三維座標幾何而言，三維合成法中的兩組二維組態分別為徑向-圓周角幾何(Radial-azimuthal, R- θ)與徑向-軸向幾何(Radial-axial, R-Z)，一維組態則為徑向幾何(Radial, R)。分別使用該三組座標幾何所計算出之中子通量分佈結果，即可合成為三維組態之徑向-圓周角-軸向座標幾何之中子通量分佈。其計算公式(式 9-1)如下：

$$\Phi(R, Z, \theta, E_g) = \Phi(R, \theta, E_g) \times SF(R, Z, E_g) \quad (\text{式 9-1})$$

其中 $\Phi(R,Z,\theta,E_g)$ 為能量位於能群 g ，三維座標位於徑向 R 、圓周角 θ 、高度 Z 處之中子通量， $\Phi(R,\theta,E_g)$ 為能量位於能群 g ，二維座標位於徑向 R 、圓周角 θ 處之中子通量，而 $SF(R,Z,E_g)$ 則為能量位於能群 g ，二維座標位於徑向 R 、軸向高度 Z 處之校形因子 (Shape Factor)，其定義為：

$$SF(R,Z,E_g) = (\Phi(R,Z,E_g)) / (\Phi(R,E_g)) \quad (\text{式 9-2})$$

其中 $\Phi(R,Z,E_g)$ 為能量位於能群 g ，二維座標位於徑向 R 、軸向高度 Z 處之中子通量， $\Phi(R,E_g)$ 為能量位於能群 g ，一維座標位於徑向 R 處之中子通量。藉由式 9-2 之計算，即可將二維座標與一維座標之計算結果組合成三維之中子通量分佈。

實際評估時，則採用分格座標法為利用數值方式 (Numerical Method) 來求取波茲曼遷移方程式 (Boltzman Transport Equation) 的近似解。基於分格座標法的計算特性，不論使用二維或是一維分格座標法計算機程式，均需於建立幾何模型時將各座標 (就本計算而言，為 R 、 θ 、 Z) 切割成許多空間分格 (Interval)。分格完成之幾何模型將由龐大數量的網格 (Mesh) 所組成，每一網格均隸屬於某一物質區 (Material Zone)。在網格與物質區定義完成後，配合能群化 (Group-wise) 之射源項及射源項在每一網格之空間分佈等資訊，即可以分格座標法計算機程式進行疊代運算，以求得每一網格處之中子通量。

因此，在使用分格座標法計算機程式進行運跑前，必須備齊幾何模型的尺寸、模型三維座標的空間分格、射源項的能量與空間分佈，以及幾何模型的材料組成等資訊並製作成輸入參數。

最後將彙整各組件之中子資訊 (包含強度與能譜)，針對各組件選取一組保守具代表性之中子資訊，以 ORIGEN-S 進行活化與衰變計算，取得各組件活化分析結果，以利後續活化廢棄物估量與分類。

2. 比例因數推估方法

依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，低放射性廢棄物進行分類時，乃依據該規則內附表一(表 9-6)與附表二(表 9-7)共 16 項放射性核種之活度進行分類計算，相關核種活度大多數需要取樣，並送至實驗室進行放射化學分析才能取得。本公司參照國外除役核電廠經驗，以比例因數估算除役放射性廢棄物之活度，再依前述規則之規定進行分類。由於不同系統間污染及放射活度之沉積程度有所差異，故先依系統特性進行電廠分區，再參考本計畫第四章輻射特性調查結果，建立各分區之比例因數(Scaling Factor)。

建立比例因數時，將所欲量測的核種活度分為易測核種(Easy to Measure (ETM) Nuclides)與難測核種(Difficult to Measure (DTM) Nuclides)，加馬核種可以直接量測方式分析獲得定量活度，如 Co-60、Cs-137 等，故稱為易測核種；阿伐、貝他核種需取樣後透過化學前處理才能進行定量分析，因相對耗時而不易大規模進行，故稱為難測核種。電廠同一分區之污染應有近似的核種組成與比例，建立同一分區污染之難測核種與易測核種的關係式，即為比例因數。再配合分區批次抽測易測核種之加馬活度，利用比例因數計算出難測核種活度。

本公司按照「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」所列之長短半化期核種 C-14、Tc-99、I-129、Pu-241、Cm-242、TRU(半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)、H-3、Co-60、Ni-63、Sr-90、Cs-137、其餘半化期小於 5 年之放射核種等，建立核電廠低放射性廢棄物中阿伐、貝他與加馬核種活度量測方式，以及以加馬核種為基底的比例因數計算程序，供計算廢棄物中難測的阿伐、貝他核種活度濃度，以符合日後廢棄物最終處置接收要求。

針對關鍵加馬核種如 Co-60、Cs-137 之計測，乃採用加馬核種計測儀器度量，以純鍺偵檢器、核儀模組、計測軟體、標準射源等裝置，搭配鉛屏蔽等，加以組合連線，建立儀器操作步驟、計測無感時間(Dead Time)、電腦遙控指令計測等，以發揮計測功能。各樣品計測時應針對個別樣品的幾何形狀進行校正，計測期間則應針對屏蔽作背景、能量與效率校正，並以 Co-60、Eu-152 標準射

源，評估加馬能譜分析儀活度計測不確定度，每月進行一次校正作業，並將結果繪製成管制圖予以追蹤查核。

針對難測核種如 H-3、C-14、Sr-90、Tc-99、I-129、Ni-63、Pu-238、Pu-239/240 等，則依核種的化學與輻射特性進行分離並計測，核種分析方法則如表 9-8 所示。液體樣品可直接進行核種分離與計測，固體樣品必須先行壓碎研磨，並進行溶解萃取等前處理程序，再銜接分離與計測步驟，以建立分析技術。

分析結果依照各樣品之廢棄物源列表，並進行比例因數計算。計算時先將核種比活度轉換為相同單位，如 Bq/kg ($\mu\text{Ci/g}$)，再依表 9-9 所列關鍵核種設定進行計算，加馬基底核種為分母，難測核種則為分子，最後算出比例因數。若分析值為最低可測活度(Minimum Detectable Activity, MDA)，則以帶入分析極限值進行計算。

由於建立比例因數時仍需針對各分區進行小規模取樣，然而除役規劃期間核一廠尚在運轉，許多分區無法進行取樣。針對此類情形本計畫利用核一廠運轉歷史資料，如爐水淨化系統之過濾床於大修時均會進行樹脂更換，且用過樹脂均會進行完整的核種活度分析，此分析資料可作為建立該分區比例因數的基礎，將相關數據排序並採用狄克森規範(Dixon test，又名 Q-Test)針對偏差較大分析樣品(Outlier)進行例外排除後，以統計方式可算得幾何平均值。再將得到的幾何平均值與參考電廠數據比較，配合西屋公司提供參與國外除役作業所得到的經驗資料，可彙整出較為合理之比例因數。部分因除役規劃階段無法取樣故缺少比例因數的廢棄物源，可藉由本計畫現場輻射特性調查所取得的數值與參考電廠數值相比較，再將所缺少的廢棄物源自參考電廠數值依關聯性進行換算而得。

比例因數推估結果係依據前述比例因數與中子活化推估方法而得，請參考本計畫第四章介紹；本計畫於核一廠共取得 12 項樣品進行加馬及難測核種分析，樣品編號、取樣位置與樣品描述依照機組，分別詳列如表 9-13 及表 9-14。參考國際電廠除役之經驗，放射性廢棄物來源主要可分為五類，分別是爐心活化組件(Core support)、主冷卻水管路內表面(Primary Surface)、淨化系統

(Clean up System)、廢氣系統(Off-gas)及污染混凝土廢棄物(Concrete Waste)。由於除役規劃階段核一廠尚在運轉，僅能取得少量爐水、廢氣系統用過活性碳與主冷卻水管路閥件樣品，且分析結果僅測得加馬核種活度，難測核種活度均小於 MDA。分析其原因可能為取樣位置受限(需配合核一廠大修)，樣品數量不足，故無法完全代表相關系統污染程度。

考量取樣分析數據之代表性有所疑義，本公司彙整 77 年至 100 年之用過爐水淨化樹脂放射化學分析數據，並採用幾何平均法進行統計，得到一組代表淨化系統之比例因數(以下稱為「核一廠運轉歷史比例因數」)。另參考西屋公司根據參考電廠之比例因數及其除役經驗報告，以統計方式計算出另一套核一廠參考資料比例因數(以下稱為「參考資料比例因數」)，將其中屬於淨化系統之數值與「核一廠運轉歷史比例因數」比對，依其差異進行修正，再依照其修正的幅度，同步微調「參考資料比例因數」中其他系統之數值，得到主冷卻水管路內表面、廢氣系統及混凝土廢棄物之比例因數。而爐心組件與反應器壓力槽之比活度，則採用先前章節所說明之方法，利用評估軟體計算組件所在區域之中子資訊後，再依據組成與運轉歷程取得活化分析結果。各廢棄物源計算所得之比例因數，如表 9-10 所示。由於該表數據並非全由取樣放射化學分析取得，若國外電廠除役相關資料中並未有相關核種，彙整時則以 0 表示。

3. 廢棄物盤點數量推估方法

除役放射性廢棄物盤點數量推估是依據西屋公司之經驗，將電廠之除役廢棄物分類為 23 個盤點表，細分如下：

- (1) 電纜與電纜架(包含聯合結構廠房與汽機廠房之電纜及電纜架)
- (2) 電力組件(包含 I&C 組件、變壓器等)
- (3) 電力櫃(包含控制盤、配電箱等)
- (4) 吊裝設備(包含單軌吊車、小型吊具等)
- (5) 熱交換器(包含飼水加熱器、冷卻塔等)
- (6) 加熱及衛生用水處理組件(包含生水池、廢水過濾器)
- (7) 加熱及衛生用水處理管線(包含衛生用水及加熱設備之相關管線)
- (8) 其他汽機廠房組件(包含其他未被分類之汽機廠房組件)

- (9) 天車(聯合結構廠房與汽機廠房之天車)
- (10) 儀器管線(包含取樣及偵測管線等)
- (11) 內襯鋼板(包含燃料格架、乾井與濕井之內襯鋼板等)
- (12) 泵(包含反應器再循環泵、冷凝水泵等)
- (13) 反應器壓力槽(單指反應器壓力槽體、不含內部組件)
- (14) 反應器壓力槽內部組件(包含爐心側板、噴射泵等)
- (15) 鋼材(包含樓板、鋼架等)
- (16) 桶槽(包含廢污泥槽、冷凝水儲存槽等)
- (17) 汽機組(包含高低壓汽機與發電機等)
- (18) 廠房建材(包含混凝土、鋼筋等)
- (19) 雜項製程組件(包含空壓機、乾燥器、過濾器)
- (20) 管路連接件(包含 T 型管、彎管、漸縮管等)
- (21) 製程管線(包含與運轉系統相關之管線、地下管線等)
- (22) 閥件(與運轉系統相關之閥件)
- (23) 通風元件(包含寒水機、風管等)

而後根據核一廠終期安全分析報告(FSAR)、核一廠竣工報告、歷年大修紀錄文件、核一廠運轉知識庫、6 in 以上管線、閥件及設備清單、各類圖面(平面配置圖、廠房剖面圖、P&ID 圖、ISO 圖)與核一廠 3D 模型等為基礎進行廢棄物數量估算，將廠內所有組件設備分類至上述 23 個盤點表中。若部分組件之重量或體積等相關資料難以取得時，則採用各種估算方法加以推估，例如：工程圖估算法、類似商用設備類比法、參考電廠類比法、實地量測估算法及工程經驗法判斷等。最後，建立廢棄物數量盤點資料庫，採用 EXCEL 軟體平台，並將蒐集之資訊按組件屬性分類，便於進行廢棄物管理與統計分析。廢棄物數量盤點資料庫的屬性欄位，則包含如下：

- (1) 廢棄物類別；
- (2) 組件名稱；
- (3) 組件所屬系統編號；
- (4) 組件所屬區域；
- (5) 組件幾何參數，包括重量、體積、尺寸、材質；

(6) 組件輻射資訊，包括核種組成、劑量率、比活度。

4. 活度估算方法

由於電廠運轉時會在管線與設備內部表面沉積一層放射性污染，因此，可藉由比例因數所提供之各系統放射性廢棄物的核種組成資訊，透過內部表面污染程度之模擬，即可進一步建立各系統污染設備及組件之接觸劑量率(mR/h)與內部表面污染程度(Ci/m²)之關係。根據西屋公司提供的參考電廠過去除役經驗，需依據核一廠實際管線的幾何尺寸進行內部表面污染程度之模擬；因此，本計畫利用加馬輻射屏蔽分析程式 MicroShield (Version 8.02)：此程式目前已被應用在許多座的新電廠，包括 EPR、APWR 及 AP1000 核反應器等的電廠申請審查評估，過去亦被用於許多電廠的除役評估；以表 9-10 之主冷卻水管路內表面污染核種組成，進行核一廠在不同管徑尺寸(管線直徑分別約為 760、560、360、150 mm)條件下，各類管件的接觸劑量率(mR/h)與內部表面污染程度(Ci/m²)之分析，結果如圖 9-2，橫軸代表各類管件在不同管徑尺寸條件下之內部表面污染程度，單位為 Ci/m²；縱軸代表各類管件在不同管徑尺寸條件下之接觸劑量率，單位為 mR/h。舉例來說，當縱軸的接觸劑量率固定在 1,000 mR/h 時，可發現所對應到橫軸的內部表面污染程度中，以管件外徑為 760 mm 的內部表面污染程度最高，而管件外徑為 150 mm 的內部表面污染程度為最低。故可以發現，接觸劑量率相同之管線，管徑越大其內部表面污染程度就會越大。除了管徑大小外，管壁厚度亦為控制因子，圖 9-3 為比較相同管徑尺寸但不同管壁厚度(以外徑為 760 mm 之管件為例，其管壁分別為 30.2 mm 及 9.5 mm)之情況下，管件的接觸劑量率(mR/h)與內部表面污染程度(Ci/m²)之關係，亦可發現接觸劑量率相同之管線，管壁越厚其內部表面污染程度就會越大。綜合結果可知，若保守推估內部表面污染程度，則需使用較大的管徑、較厚的管壁進行模擬；其原因為在相同的接觸劑量率下，大管徑及厚管壁所推估之放射沉積度較高、污染程度亦較嚴重，符合保守性的作為。

而實際以核一廠管線進行模擬，舉例來說，當管線的接觸劑量率在 10 mSv/h (1,000 mR/h)時，保守推估主冷卻水管路(Primary Surface)內表面污染程度約為 $3.50 \times 10^{10} \text{ Bq/m}^2$ ($9.47 \times 10^{-1} \text{ Ci/m}^2$)、淨化系統(Clean-up System)內表面污染程度約為 $2.69 \times 10^{10} \text{ Bq/m}^2$ ($7.26 \times 10^{-1} \text{ Ci/m}^2$)、廢氣系統(Off-gas System)內表面污染程度約為 $1.05 \times 10^9 \text{ Bq/m}^2$ ($2.83 \times 10^{-2} \text{ Ci/m}^2$)，其結果如圖 9-4 所示。因此，未來則可依據第四章輻射特性調查所量測之劑量率，來推估換算各系統組件之內部單位面積表面污染程度；最後，再與該設備及組件之內表面積相乘，即可估算該設備總活度；而各污染系統設備及組件之內表面積，係由 3D 繪製的各系統設備管件實際面積估算而來，結果如表 9-11 所示。惟由於本公司進行之核一廠各系統設備管件 3D 繪製，僅止於 6 in 以上管件，根據 NUREG/CR-6174 之盤點，6 in 以下管件約佔所有尺寸管件重量之 7.6 %，故在管件廢棄物盤點時，其重量與活度已平均攤入。

而對於污染混凝土之活度推估，根據參考電廠除役經驗，其外部表面污染程度之模擬是以半徑為 7 m 的面射源(Disk Source)，去計算空間劑量率與混凝土表面污染程度之關係；同樣的，利用加馬輻射屏蔽分析程式 MicroShield (Version 8.02)，以表 9-10 之污染混凝土廢棄物核種組成，計算空間劑量率(mR/h)與混凝土表面污染程度(Ci/m^2)之關係(如圖 9-5)，根據結果可發現空間劑量率與外部表面污染程度成正比。由於此部分難以定量區域，若以核一廠為例，污染結構之判斷主要可藉由台電公司「建立核能一廠放射性廢棄物數量評估期中報告」，歸納出聯合結構廠房、汽機廠房及廢氣廠房受到污染之隔間，並依其輻射程度分為極高輻射區(以距離輻射源或其表面 1 m 之偵測結果 $\geq 15 \text{ mSv/h}$)、高輻射區(以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果 $\geq 1 \text{ mSv/h}$)、輻射區(以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果 $\geq 0.05 \text{ mSv/h}$)，經換算後其相對應之沉積度分別約為 $1.22 \times 10^{11} \text{ Bq/m}^2$ (3.31 Ci/m^2)、 $8.14 \times 10^9 \text{ Bq/m}^2$ ($2.20 \times 10^{-1} \text{ Ci/m}^2$) 及 $4.07 \times 10^8 \text{ Bq/m}^2$ ($1.10 \times 10^{-2} \text{ Ci/m}^2$)，而後再與各區域受污染混凝土

之表面積相乘，即可估算得到活度；各區域受污染混凝土之表面積結果如表 9-12 所示。生物屏蔽則是藉由前述中子活化方法，來推估其活度。

對於低放射性廢棄物分類之判別，則係依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」所列之長短半化期核種參考濃度，以分率和方式計算，作為低放射性廢棄物 A、B、C 及超 C 類分類依據。

以餘熱移除系統主要污染設備「餘熱移除熱交換器」為例，依據核一廠輻射特性調查結果，該設備所量測之劑量率約為 2,000~2,800 $\mu\text{Sv/h}$ ，而本計畫為符合保守性的作法，係以劑量率最大值來推估換算內部表面污染程度；因此，利用圖 9-4 即可推得污染程度約為 $1.12 \times 10^{10} \text{ Bq/m}^2$ ($3.02 \times 10^{-1} \text{ Ci/m}^2$)。此外，依據該設備 3D 模型可估算其內表面積約為 455.85 m^2 ，最後，再將內部污染程度與內表面積相乘即可估算總活度，其值為 $5.1 \times 10^{12} \text{ Bq}$ ($1.38 \times 10^2 \text{ Ci}$)；而該設備重量為 15,195 kg，故比活度為 $3.35 \times 10^8 \text{ Bq/kg}$ 。接著根據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」規定，在判定廢棄物類別，需考慮所列之長短半化期核種；因此，根據表 9-10 即可回推個別核種的組成與含量。以本案例而言，C-14 為 $1.41 \times 10^5 \text{ Bq/kg}$ 、Fe-55 為 $1.15 \times 10^8 \text{ Bq/kg}$ 、Co-60 為 $1.41 \times 10^8 \text{ Bq/kg}$ 、Ni-63 為 $2.95 \times 10^7 \text{ Bq/kg}$ 、Sr-90 為 $1.04 \times 10^6 \text{ Bq/kg}$ 、Tc-99 為 $4.50 \times 10^2 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-238 為 $5.06 \times 10^4 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-239 為 $7.31 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-240 為 $1.25 \times 10^4 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-241 為 $7.74 \times 10^5 \text{ Bq/kg}$ 、Am-241 為 $8.58 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ 、Cm-242 為 $3.66 \times 10^4 \text{ Bq/kg}$ 、Cm-244 為 $3.09 \times 10^{-4} \text{ Bq/kg}$ ；根據結果可發現各核種濃度皆高於法規附表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值，同時各核種分率和計算也小於 1 (分子代表測得加馬核種活度或比例因數計算難測核種濃度，分母為法規濃度限值)，故可判定此廢棄物屬於 B 類廢棄物。

(三) 除役低放射性廢棄物推估

本節為依據上述廢棄物數量推估方法及活度估算方法，盤點包含聯合結構廠房、汽機廠房與其他可能受到污染區域(廢氣廠房、主煙囪及廠房其他部分)之金屬、混凝土與其他類型廢棄物的重量、活度，廢棄物分類重量與活度評估結果詳如表 9-15、9-16。由彙整表 9-15、9-16 之統計數據，可得到核一廠除役可能產生之低放射性廢棄物總重量約為 13,565 MT，總活度約為 2.60×10^{16} Bq；各廠房低放射性金屬組件重量、活度估算之詳細資料，請參考附錄 9.A。

1. 低放射性金屬廢棄物之估算結果

(1) 活化金屬

反應器壓力槽與其內部組件經中子活化所產生之金屬廢棄物重量約為 1,223 MT，活度約為 2.47×10^{16} Bq。活化金屬為除役金屬廢棄物活度的主要來源，其活度約佔除役金屬廢棄物的 95.6%，但重量僅佔 4.3%。本節結果係依據前述中子活化推估方法而得，分析反應器壓力槽內有效燃料區上方、下方與周圍環繞的組件所在區域的活化程度，其中頂端導板距離有效燃料區最為接近，活化程度最嚴重；而爐心側板也相當靠近有效燃料區，活化程度也相當高，上述兩組件即佔活化金屬總活度 90% 以上，且屬超 C 類放射性廢棄物；而其餘組件依據距離有效燃料區遠近及所在區域受緩和劑的影響，致使其受中子活化程度不一，但絕大部分的活化金屬皆屬於 A 類低放射性廢棄物。

(2) 污染金屬

污染金屬廢棄物之估算結果，總重量約為 8,933 MT，總活度約為 1.13×10^{15} Bq，另根據本章一、(二)、3.節除役廢棄物分類之 23 個盤點表，逐步估算各組件分類之重量與活度，盤點結果分述如下：

- 受放射性污染之閥件，總重量約為 542 MT、總活度約為 4.23×10^{12} Bq；
- 受放射性污染之熱交換器，總重量約為 3,526 MT、總活度約為 7.22×10^{13} Bq；

- 受放射性污染之泵，總重量約為 476 MT、總活度約為 1.07×10^{12} Bq；
- 受放射性污染之桶槽，總重量約為 507 MT、總活度約為 1.94×10^{13} Bq；
- 汽機廠房內的受放射性污染其他汽機廠房組件，總重量約為 34 MT、總活度約為 1.10×10^{10} Bq；
- 受放射性污染之製程管線，總重量約為 2,259 MT、總活度約為 1.43×10^{14} Bq；
- 受放射性污染之管路連接件，總重量約為 212 MT、總活度約為 1.81×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之儀器管線，總重量約為 3 MT、總活度約為 1.29×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之雜項製程組件，總重量約為 221 MT、總活度約為 2.35×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之燃料格架與乾井、濕井(抑壓池)、生物屏蔽與洩水集水坑等之內襯鋼板，總重量約為 1,111 MT、總活度約為 8.21×10^{14} Bq；
- 通風元件之活度主要是由分裂產物所造成之貢獻，主要包含風管、風門與其他相關設備等。推估受放射性污染之通風元件，總重量約為 42 MT、總活度約為 1.10×10^{13} Bq。

(3)初步研判無污染之金屬

位於核一廠管制區內初步研判確認無污染者，例如電纜與電纜槽、電力組件、電櫃、搬運設備、加熱與衛生用水處理組件與管線、聯合結構廠房與汽機廠房之橋式吊車、鋼材等，總重量約有 11,524 MT，不列計在受污染之金屬內。

表 9-17 說明上述核一廠金屬廢棄物之盤點數據，包括活化、污染及在管制區內但有可能外釋之金屬廢棄物，其總重量約為 28,379 MT、總活度約為 2.59×10^{16} Bq。另參考表 9-18，可得知聯合結構廠房的放射性污染金屬總重量約為 6,960 MT、總活度約為 2.58×10^{16} Bq，而汽機廠房的放射性污染金屬總重量約為 8,860 MT、總活度約為 2.58×10^{13} Bq；而針對核一廠其他區域(含廢氣廠房、

主煙囪及廠區其他部分)等，推估具放射性污染金屬之結果，如表 9-19 所示，其總重量約為 12,500 MT、總活度約為 3.13×10^{12} Bq。

此外，根據文獻及國際經驗，需要進行系統除污的系統主要包含反應器再循環水系統(系統代號 B31)、餘熱移除系統(系統代號 E11)與爐水淨化系統(系統代號 G33)；而對於其他系統，未來進行成本效益評估時，會進一步確認系統除污之必要性。依據本計畫第八章「除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理」之污染系統除污規劃，採用本計畫第八章所建議之除污因子 10 進行上述三系統(B31、E11、G33)之系統除污，結果金屬廢棄物活度約從 2.59×10^{16} Bq 降低至 2.58×10^{16} Bq，減少約 1.00×10^{14} Bq，其中 C 類廢棄物約減少 28 MT，B 類廢棄物約減少 196 MT，系統除污後之估算結果如表 9-20 所示。

2.低放射性混凝土廢棄物之估算結果

除役期間低放射性混凝土廢棄物之來源，主要是由反應器廠房與汽機廠房內受污染之混凝土結構(地面、牆面及天花板)及乾井及受到活化之生物屏蔽所組成。此類廢棄物數量之估算原則為：受污染之房間地面刨除 2.5 cm 厚之混凝土，牆面只刨除距離地面 2 m 高度內之混凝土，刨除厚度為 2.5 cm；天花板受污染之機率極低，不列入估算範圍；而乾井及活化生物屏蔽之混凝土則分別刨除 5 cm 及 30 cm。

放射性混凝土數量盤點結果如表 9-17 所示。其中，刨除之活化混凝土總重量約為 1,140 MT、總活度約為 1.14×10^9 Bq；刨除之污染混凝土總重量約為 1,545 MT、總活度約為 6.98×10^{13} Bq；所有混凝土廢棄物之總重量約為 2,685 MT、總活度約為 6.98×10^{13} Bq。另參考表 9-21，聯合結構廠房的放射性混凝土總重量約為 2,589 MT、總活度約為 6.92×10^{13} Bq，而汽機廠房的放射性混凝土總重量約為 96 MT、總活度約為 6.43×10^{11} Bq。根據估算結果，混凝土污染程度較嚴重之區域大部分集中於聯合結構廠房；而污染程度較低的區域則於汽機廠房，原因為這些區域並沒有直接與爐水接觸。

除污後剩下之聯合結構廠房與汽機廠房之混凝土結構，保留地表下 1 m 以下之結構，地表下 1 m 以上之部分將予以拆除，拆除之廠房建材(混凝土與鋼筋)重量約 220,500 MT。建物地表下 1 m 以下之空間，以拆除下來經過混凝土與鋼筋分離，且放射性比活度量測符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊，用適當之機具破碎至一定粒徑以下後進行回填。

3.其他類型低放射性廢棄物

於核電廠運轉期間，所有產出的二次低放射性廢棄物可分為乾性廢棄物(Dry Active Waste, DAW)與濕性廢棄物(Wet Solid Waste)兩大類。

乾性廢棄物可分成：可壓可燃、可壓不可燃、不可壓可燃、不可壓不可燃等四類，可能包括：土壤、混凝土、各種金屬、木材、擦拭紙、塑料、橡膠、除污抹布、電氣導管、保溫材、焚化爐灰等。參考 NUREG/CR-0672、Vermont Yankee 除役成本估算報告與 IAEA-TECDOC-1572 等國外除役文獻後，發現核電廠除役乾性廢棄物(或稱為二次乾性廢棄物，Secondary DAW)的定義有別於電廠運轉期間，而將電廠既有之混凝土、組件金屬、土壤等排除於 DAW 定義之外，並專指工作人員進行除污與拆除工作所需的防護衣、除污抹布、擦拭紙與空氣呼吸器等。

參考 Vermont Yankee 除役成本估算報告，再經乘兩部機組校正後，推估減容後(減容比為 15：1)之總重量約 242 MT，而換算成裝桶數約為 2,420 桶；而推估減容前之總重量約 3,630 MT，而換算成裝桶數約為 36,300 桶。上述結果皆以兩部機組做估算，所使用之包裝因數皆根據核一廠大修經驗而得(乾性廢棄物：100 kg/桶)。由於乾性廢棄物之放射性污染程度屬低微，故其活度將忽略不計。

核一廠除役之濕性廢棄物主要來自除污廢液(包含系統除污與組件除污)及系統洩水處理過程，推估兩部機組之濕性廢棄物經固化後總重量約 452 MT，而換算成 55 加侖桶約為 1,003 桶。其總活度及廢棄物分類，係參考美國

Vermont Yankee 核電廠，針對立即除役之濕性廢棄物做推估，結果 B 類廢棄物約有 131 MT，活度約為 9.52×10^{13} Bq；而 A 類廢棄物約有 321 MT，活度約為 4.76×10^{12} Bq。

另核一廠除役期間所產生之低放射性保溫材廢棄物，其主要來源為包覆在反應器壓力槽外圍及製程管線表面之保溫材(如主蒸汽管路)，推估此類廢棄物之總重量約 30 MT，換算成 55 加侖桶約為 597 桶。其總活度及廢棄物分類，係參考瑞典 Oskarshamn 核電廠二號機，針對立即除役之保溫材做推估，參考電廠指出：保溫材總活度約佔反應器壓力槽總活度之 0.025%，據此推估我國核一廠，結果 A 類廢棄物之活度約為 1.63×10^{10} Bq。

4.除役作業低放射性廢棄物總量估算

核一廠除役低放射性廢棄物總重量與總活度估算結果，分別如表 9-15 與表 9-16 所示，各類別相對應的裝桶數則如表 9-22 所示。合計兩部機組於除役期間預估將會產生低放射性廢棄物約 13,565 MT，總活度約為 2.60×10^{16} Bq；若換算為 55 加侖桶計，則約為 61,791 桶¹。

低放射性廢棄物重量與桶數間之換算基準，係參酌以下資料或經驗：

- (1)日本原子力研究開發機構(JAEA)資料指出：每個 55 加侖桶(約 208 L)，約可盛裝 150 kg 至 250 kg 不等之金屬廢棄物。
- (2)西屋公司過去的除役研究報告指出：可假設所有低放射性廢棄物的處置效率(Disposal Efficiency)均為 1.1 MT/m³，故對 55 加侖桶而言，相當於 229 kg/桶。
- (3)對混凝土廢棄物而言，係參考日本原子力研究開發機構(JAEA)之經驗，

¹核一廠除役環境影響評估報告書為求保守，故將除役計畫廢棄物數量估計值，再加入適當餘裕後，以 65,000 桶作為環境影響評估承諾之上限值。未來核一廠執行除役作業時，仍以除役計畫所述之 61,791 桶為上限值。

保守以平均 200 kg/桶為換算基準，惟實際情況並不會裝入 55 加侖桶。

(4)對乾性廢棄物(減容後)而言，係參考核一廠最新的大修紀錄 EOC-26，以 100 kg/桶為換算基準。

(5)對濕性廢棄物(固化後)而言，係參考日本原子力研究開發機構(JAEA)之經驗，以 450 kg/桶為換算基準。

(6)對保溫材廢棄物而言，係參考核一廠最新的大修紀錄 EOC-26，以 49 kg/桶為換算基準。

此低放射性廢棄物推估結果與其他 BWR 電廠比較，包括與核一廠同型之美國參考電廠 Columbia Generating Station (Mark II/BWR 5，發電量 1,150 MWe)、Vermont Yankee (Mark I/BWR4，發電量 620 MWe)及 Millstone-1 (Mark I/BWR4，發電量 660 MWe)等除役研究報告結果比較，發現我國核一廠所估算出來的廢棄物桶數較國外參考電廠少，原因為國外參考電廠的估算方法非常保守，詳細的估算結果請參照附錄 9.B。此外，當電廠永久停機，桶槽內容物的排空與設備除污、放射性核種(主要是半化期 5.26 年的 Co-60)經多年衰減後，各項物件的活度值將大幅降低，甚至可達外釋標準值以下；再加上目前本公司尚未決定拆除執行團隊，無法完整考慮各設備組件拆除後之除污與減容減重處理外釋效果。因此，前述的數量估算值屬保守，未來在永久停機後執行的輻射特性調查與詳細盤點後，應還會進一步降低。但由於美國與瑞典多個核電廠的低放射性廢棄物數量推估，都是採用前述的保守推估方法，再隨著除役計畫的定期更新做階段性的精進改善；因此，本計畫的數量評估亦遵循採用。

(四) 除役作業衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施

除役作業不可避免的會衍生各種型態的二次廢棄物，對於此類廢棄物應採取妥善的管理措施，以期能達到廢棄物最大的減量減容目標。廢棄物管理措施是除役計畫的重要一環，主要是為了要妥善控管廢棄物，並盡可能減少廢棄物的產生，並考慮除役期間產生的不同種類的廢棄物管理方法，使其受到良好管

控，對於處理所產生的二次廢棄物，需要再予以安定化處理，形成穩定固體狀態，以確保二次廢棄物能安全貯存與管理。

原有的核一廠廢棄物處理系統可以保留，用來處理除役作業期間產生的二次廢棄物，但為配合整體除役策略及符合經濟效益，系統中的部分設備可能要先停止使用或拆除，改採新的處理設施或機動設備，用以處理二次廢棄物。例如沿用聯合結構廠房原有之負壓及高效率微粒空氣過濾器(HEPA)之廢氣處理系統、考慮新建低放射性廢棄物貯存庫、設置廢棄物處理切割區、新建超高壓壓縮機等減容設施，以因應二次廢棄物之減量、處理與處置。

核一廠除役期間會同時產生大量放射性廢棄物與非放射性廢棄物，本章以下之評估皆以放射性廢棄物為目標。至於非放射性廢棄物，則可依據環境部之「廢棄物清理法」將電廠產生之事業廢棄物，再細分為一般事業廢棄物及有害事業廢棄物；一般事業廢棄物可經主管機關認可之清理單位處理，而有害事業廢棄物則須依「有害事業廢棄物認定標準」，將非放射有害事業廢棄物，如廢酸液及廢鹼液等，經安定化處理。

1. 可能衍生之二次廢棄物

依據表 9-22 推估之核一廠於除役期間所產生之廢棄物總數量(桶)，其中二次廢棄物包括除役作業產生之乾性(如防護衣、除污抹布、擦拭紙與空氣呼吸器等)與濕性(如濃縮底泥及廢離子交換樹脂)廢棄物。這些因除役作業而衍生之二次廢棄物，於選擇拆解、切割、刨除作業技術方法作業時，需考量該技術所衍生之二次廢棄物多寡，以及與其相關之安全作業準則，以保護環境與人員安全及減低廢棄物產出。

設備、金屬管件或混凝土進行拆解、切割、刨除作業時，為管制作業環境及安全衛生條件，需裝設集塵設備(例如 HEPA)與廢氣吸附活性碳過濾材等，並依據廢棄物管理措施妥善處理、處置。當設備拆除後，如果需進行後續除污作業，會產生除污廢酸液及污泥等二次廢棄物；該除污設備完成處理作業後，本身亦會變成放射性廢棄物而需要後續處理。另全系統除污(Full System Decontamination)亦會產生核種吸附劑及用過廢酸液，詳細請參考本計畫第八章、一節說明。

貯存之液體及氣體廢棄物皆屬非安定化狀態，需再進一步處理。廢氣可採取活性碳吸附，配合 HEPA 移除放射性核種，再排放至環境，但相對地連帶產生廢活性碳與廢過濾器，需進行裝桶處理；而液體類二次廢棄物則可經現場評估後，進行中和沉澱、氧化分解、核種及重金屬吸附處理後，排放至廢液處理系統進行處理後排放；可燃性液體可隨可燃性廢棄物，進行高溫焚化處理，焚化後之灰渣予以安定化處理。各類廢棄物處理後相關資料如類型、數量、重量、核種資料與表面劑量率等，必須建立於數位資料檔案資料庫，確保後續之廢棄物管理與最終處置作業。

2. 廢棄物管理措施

除役作業所產生之各類低放射性廢棄物，需遵循廢棄物管理分類程序妥善歸類與處理，以確保儲運安全管控。廢棄物處理前先依其形態區分成液體類或固體類廢棄物，並按照其表面劑量率/比活度高低類別加以分類、記錄與管理，以方便後續各種處理技術、方法之實施。

參照表 9-22 之核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果，若未妥善做好廢棄物管理，有可能會對周遭環境造成影響；未來低放射性廢棄物之處置費用高，如能採取適當減量/減容等措施，不僅有利環境保護，且可降低處置的成本費用。可採取之因應策略包括：

(1) 控制低放射性廢棄物之產生

嚴格的管制與隔離各污染區，避免輻射污染之擴散到非管制區與交叉污染。建議於主要大型污染組件拆除後，採取逐室(Room by Room)拆除法，根據預先規劃的拆除程序，依序拆除每一房間之所有設備及管件，並將其污染混凝土刮除乾淨，在房間輻射偵測後若達到可外釋之程度，則劃分為清潔區並予以隔離，並避免任何污染物質再進入該房間。

(2) 執行廢棄物篩選及分類

拆除前依據估算產出之低放射性廢棄物，安排適合之時程表進行系統組件之拆除，拆除前要將各區域的拆除計畫書經相關單位審核通過；拆除後的廢棄物需要加以輻射量測分級，經過分類篩選以分開非放射性廢棄物及低放射性廢棄物。低放射性廢棄物亦應根據其性質分為乾性廢棄物(DAW)與濕性廢棄物，乾性廢棄物可再分為可燃與不可燃廢棄物、可壓縮及不可壓縮廢棄物等等。

(3) 廢棄物暫貯清單數位化

應建立低放射性廢棄物貯存清單，以詳實記錄每一廢棄物容器內容物之相關資料，包括其來源、物理特性、材質，以及各容器之表面劑量率、核種活度與類別等，建置數位特性資料報表予以管控，以追蹤每一批廢棄物從產生、中期貯存至最後處置之完整歷程。利用資料報表建立除役產生廢棄物資訊資料庫，可作為廢棄物處理、廢棄物管控與處置成本估算的基本數據，專業人員更可學習寶貴之除役經驗，作為其他核電廠除役之參考。

(4) 減容處理

低放射性廢棄物減容處理時，輻射防護須遵守合理抑低(ALARA)原則，當人員需進行曝露於輻射的活動時，應先作輻射防護計畫規劃，使工作人員的輻射曝露合理地減至最低；因此，規劃低放射性廢棄物除污時，就需考量該物件運用可取得之處理技術是否適當、合宜及可靠；並在除污過程中，即按照輻防法規要求減少輻射曝露，將這些因素考量進除污與否之決策中。並應在放射性廢棄物最少化目標、維持輻射劑量合理抑低精神及除役預算成本之間，達成一個最適化的結果，而不只以處理量減少之比例來評估除役成效。

(5) 回收使用

透過以上之行政管理與內部查核等方式，能夠大大減少放射性廢棄物的總量，而實施設備再利用及物料再回收的策略，則可減少須管理的低放射性廢棄物數量。於除役拆除時，將低於一定比活度或無污染之材料從管制中解除管制，並以一般性廢棄物處理，將能夠顯著減少低放射性廢棄物的數量。

二、除役低放射性廢棄物減量減容措施

對於核一廠除役拆廠階段產生的低放射性廢棄物，可同時採取多種合適的減容處理方式，以達到廢棄物減量之最大效益。規劃在廠內增設立減容設備，對於可燃廢棄物進行焚化方式處理，廢金屬則切割成適當大小後進行壓縮方式處理，粒狀廢樹脂採行濕式氧化方式處理或脫水後盛裝在耐100年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)內，使廢棄物容積減到最小，以節省放射性廢棄物之貯存空間，以下將詳細介紹各種處理的技術。

(一) 廢棄物除污減量措施

除污作業可分為設施拆除前作業與設施拆除後作業，設施拆除前之除污作業，主要目的在減低作業的輻射曝露劑量，保護工作人員；設施拆除後之除污作業目的在減少放射性廢棄物的數量與降低劑量率等級。

進行除污作業時，應優先對工作人員例行工作的地點進行除污，以避免增加防護衣物之需求與產生額外的乾性低放射性廢棄物，除污作業最好是在短時間內一次完成，避免長時間內的多次操作，對於已被認定為非污染區的清潔區域，需要定期檢視與確認。電廠工作人員對於運轉期間的除污作業已非常熟悉，多數為地面除污作業以及少量的機具除污作業。反之，除役期間之除污作業則主要是在機械組件，須儘可能達到可外釋標準，因此，要審慎檢視並評估標的組件之除污目的與成本。

從國際上核能電廠除役應用經驗，許多電廠於拆除前會施作系統除污作業，目前已商業化並實際應用到除役電廠的系統除污技術有：AREVA 公司的 HP/CORD® UV 技術及 EPRI 的 DFD 技術。兩者的方法皆為先選用合適的化學除污劑，大幅度移除系統上沉積或附著的放射性核種，以減少後續拆除時工作人員輻射曝露風險，並降低廢棄物的處理成本與處置數量。

在進行系統除污作業之前，先評估受污染或可能受污染的系統，判定施作除污的必要性，評估的項目包括：除污前後的污染程度、除污技術之有效性、系統污染對人員可能造成的輻射劑量、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量，系統除污的詳細敘述請參考本計畫第八章。

結構及組件的除污目的在降低廢棄物產量，減少未來貯存的空間與處置的費用。在選擇結構及組件除污技術之前，應先進行相關的分析包括：人員輻射曝露、除污之難易、處理設備之適用性、除污成本，以決定是否採用及選擇適合之除污技術。用於結構及組件除污的技術基本上分為有：化學除污、電化學除污及機械除污，可視現場情況及污染程度，選擇適合之除污技術，減少除污後低放射性廢棄物的數量與輻射劑量率，詳細除污技術之敘述，請參考本計畫第八章。

(二) 配合設備拆除之減量措施

拆除作業可採用拆解或切除方式進行，拆解是以非破壞性的方式，依順序移除扣件(如螺絲、螺帽等)與組件，可視為組裝的逆向操作；切除是以破壞零組件之原有的結合或幾何形狀，切除時可以手持操作或遙控操作進行。選用拆除技術需先進行評估：切割效能、現場狀況、安全考量及成本考量，詳細評估說明，請參考本計畫第六章。

切除作業方式可分為冷切割及熱切割，冷切割一般是刀具直接與工件接觸，例如：鋸切、剪切、研磨、鑽石索鋸、磨料水刀等；熱切割通常是在不直接接觸工件的情況下進行切割，例如：電漿火炬、氧乙炔火炬、放電加工、金屬破碎機等；各種切割之詳細介紹，請參考本計畫第六章、一節。

廢棄物減量在執行除役拆除作業時至為重要，考慮拆除方式與廢棄物減量間的關係，目的在降低放射性廢棄物的產出，各系統、結構、組件之拆除順序原則，依據本計畫第六章、一節之規劃。

原則上拆除時不破壞既有廠房結構與開口，避免破壞建築物結構，損及建物抗震能力；惟若因大型物件通行所需，不得不破壞建築物牆面、樓板，則需要事先評估結構。

反應器壓力槽及其內部組件因為活度較高，採謹慎處理方法規劃，儘早移除，避免冗長的前置作業，防止工作人員劑量超量，勿延遲其他組件的拆除及處置。

拆除工作需要考量廢棄物包裝、輸送、暫貯、處置等作業，因此，廢棄物源之相關作業將一併納入拆除規劃中考量。另廠務管理(Housekeeping)及分類收集廢棄物，亦是配合減量措施的重要方法之一。

大型設備拆除得設立切割工作區，架設包封帳棚，並建立負壓場所，在其內部進行切割及拆解，切割工作區之詳細說明，請參考本章、三節。

設置輻射管制區域時，儘量縮減使用之空間，避免污染擴散，但也需考量設備是否可被容納。拆解後之物件其搬運動線亦需在作業規劃中考量，許多大型設備進行搬運需較大之出入口，於地面架設軌道或空氣墊，可以方便大型物件的移動輸送。

(三) 廢棄物減容措施

放射性廢棄物處理作業對於廢棄物減容方法較為常見的是桶內壓縮(In-Drum Compactor)，將擬壓縮之廢棄物放置在 50 加侖桶(180 L)之壓縮桶內，進行液壓式的垂直升降操作，壓縮後廢棄物的減容比約達 4:1 至 6:1。

拆除所產生之金屬管線、金屬管件、金屬罐等廢棄物屬於可壓縮廢棄物，若除污後無法達到解除管制標準，可將其切割成適當大小，用壓縮機或超高壓壓縮設備予以壓縮減容後裝桶貯存。

另外，不適合進行壓縮之廢棄物，例如：佔除役廢棄物的最大重量佔比的反應器壓力槽及其內部組件、冷凝器殼、冷凝銅管、鋼筋、混凝土及閥等，約佔總廢棄物體積 50%，將切成適當大小後裝桶貯存。

其他固體廢棄物，如保溫材料、建材、紙張、木材、塑膠、彈性材料及燃燒殘留灰渣、混合廢棄物(玻璃、損壞組件及過濾套筒)等，將相同物料盛裝於壓縮桶內，再施以壓縮減容，以得到較佳的壓縮效果。

廢棄物壓縮過程需特別注意以下兩點：(1)若盛裝容器盛裝量未達額定量時，其壓縮頭(Ram)必須持續停留在容器中壓縮的位置，以避免廢棄物回脹的情形發生；(2)抽氣系統後段需設置 HEPA，避免發生空浮污染事件。

乾性廢棄物，如塑膠、人員衣物、紙類、木材、橡膠及廢油等，可運送至位於核二廠減容中心的，或在核一廠熱處理設施廠房新建的焚化爐，進行高溫焚化處理，將其減容後裝桶貯存。低放射性用過粒狀樹脂，可考慮使用濕式氧化程序將其分解後減容裝桶固化，或直接脫水後盛裝在耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)內。

以上減容措施之設施規劃與詳細說明，請參考本章、三、(二)節。

(四) 廢棄物外釋減量

依照國際經驗，除役產生的可外釋廢棄物數量約為全部產生廢棄物數量的 90 % 以上，故考量資源再利用，採取外釋處理，回收有用資源廢棄物，可有效減少低放射性廢棄物產出。

外釋計畫將依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」、「放射性物料管理法」及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」等規定辦理。核一廠之「一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」之適用廢棄物，主要以金屬類為大宗，包括：碳鋼、不鏽鋼、鑄鐵、銅及鋁等；其他還有磁磚、水泥塊、建築廢棄物、瀝青、保溫材(真珠岩、保溫棉)、活性炭、樹脂、廢乾燥劑、清潔廢棄物焚化灰渣及廢砂土、礫石等。

執行外釋計畫時，應規劃各專責部門，進行分工及監督，進行廢棄物分類及核種與活度分析。量測儀器可使用箱型活度偵檢器(例如:WCM-10PC)、加馬能譜分析儀、手提污染偵測儀(如 Ludlum 177 + 44-9)、大面積($\geq 100 \text{ cm}^2$)污染偵檢器(如 Ludlum 177M2241)、低背景污染拭跡計測系統(如 LB-4110)及環境級之輻射劑量率儀器(如 RADEYE)等，各型量測儀器涵蓋不同適用範圍。

其他還需遵循的法律規定，例如：環境部之「廢棄物清理法」、「事業廢棄物貯存清除處理方法及設施標準」、經濟部之「經濟部事業廢棄物再利用管理辦法」及其相關規定。

每批次核准外釋之廢棄物，將由讓售合格廠商進行回收再利用。若經量測及分析後，未符合外釋限值或輻射劑量率限值之固體廢棄物，則暫貯於核一廠低放射廢棄物貯存庫及/或材料倉庫，待其放射性核種衰變後再重新執行外釋作業流程。

此外，被放行廢棄物是指全新的材料、進入管制區施工後剩餘的下腳料，以及固定設備汰換後之廢棄物等。依據核一廠放行作業計畫，這些材料被視為小型廢棄物；經過儀器嚴格偵測後，若其加馬輻射劑量率 $< 0.2 \mu\text{Sv/h}$ (含背景輻射)、總加馬比活度 $< 80 \text{ Bq/kg}$ 或最低可測比活度 $< 10 \text{ Bq/kg}$ ，則可視為清潔廢棄物並予放行。

大型廢棄物如無法置入箱型活度偵檢器又不宜切割者，則依其污染狀況分為：(1)非固著性污染及(2)固著性污染，當非固著性污染其阿伐污染值 < 1

Bq/100 cm²、貝他/加馬污染值<2 Bq/100 cm²，或固著性污染以手提式污染偵測儀(圓餅型蓋革偵檢器)檢測，其總污染值<80 Bq/100 cm²，如果廢棄物量測結果符合上述限值，則可視為清潔廢棄物進行放行。

離廠前之廢棄物偵檢設備設置於低背景量測區(如：離廠再確認中心)內，並依據離廠偵檢作業計畫/方案進行量測，廢棄物偵檢後，暫貯於核一廠規劃之貯存區內，等待離廠作業。拆除後得到之建築物鋼筋混凝土塊，擬規劃於核一廠乾華區停車場與貨櫃區，將現場切下來、無污染及未分離之鋼筋混凝土塊進行敲除及分離作業。符合外釋標準之鋼筋擬暫貯於核一廠既有倉庫或改建之廠房內，等待外釋作業。符合外釋標準之混凝土塊，再以適當之機具破碎至一定粒徑以下，等待回填至拆除建物地表下1m以下之空間。待外釋廢金屬暫貯倉庫及鋼筋混凝土塊分離場之位置圖，如圖9-6所示，該設施應為除役期間之處理設施，除役完成後即應撤除。

另針對比活度大於100 Bq/kg且小於500 Bq/kg之低微污染廢金屬，經實務操作無法有效經除污程序使之降低為可外釋時，則選擇國外具有低放廢棄物處理證照的廠家進行境外處理，亦為本公司的選項之一；屆時，均將按相關法規向主管機關申請。

三、除役低放射性廢棄物處理規劃

低放射性廢棄物處理之主要目的，是為改變廢棄物化學特性，使其達到安定化以避免輻射污染擴散，保障操作人員及環境之安全，並兼顧經濟效益之考量。

低放射性廢棄物處理包括前處理、處理、安定化及包裝程序。低放射性廢棄物處理的基本原則為：(1)減少體積；(2)移除放射性核種及(3)改變廢棄物特性，使低放射性廢棄物能達到安定狀態。

(一) 固、液及氣體廢棄物處理技術

不同類型的低放射性廢棄物處理應配合適當之處理程序，經核種分析及活度鑑定後，先予以分類，再進行後續處理。固體廢棄物處理程序方法包括金屬設備組件拆除、切割、高壓水柱與/或噴砂除污技術、化學除污技術、高溫焚化處理、超高壓壓縮減容處理及固化處理。液體廢液方面，可採取蒸發濃縮、過

濾、離子交換移除放射性核種、液體酸鹼中和、沉澱或凝集化學成分進行處理；處理方法可同時採取幾個程序組合，提供有效的處理效率及適用性。氣體廢棄物於除役期間主要來自除污或拆除作業產生之空浮污染，利用靜電集塵器或 HEPA 予以過濾處理。

低放射性廢棄物處理過程，須對於可能會產出二次低放射性廢棄物，加以管理及考量。處理後應使氣體與液體廢棄物達到排放標準，而固體廢棄物則應能符合最終處置場之廢棄物接收準則(Waste Acceptance Criteria, WAC)。

挑選核一廠除役期間所產生廢棄物之處理技術，需考量下列因素：

- (1)減容效率：廢棄物的類別是影響減容效率的主要因素之一，減容效率直接影響廢棄物最終產量、安定化處理方式及後續貯存處置管理成本。
- (2)技術成熟度：針對特定廢棄物的處理方式，從處理技術的商業運轉考量可能有多種方法，因此，優先考量採用經過實地驗證、使用經驗豐富、建置成本低及操作簡易之成熟技術。
- (3)二次廢棄物產量：選用不同廢棄物處理技術可能產生不同樣式、數量的二次廢棄物；因此，也要考量二次廢棄物處理之難易度、成本及適用性。若是委外處理電廠除役期間的廢棄物，則必須預先規劃二次廢棄物的處理成本與責任歸屬。
- (4)現場空間及暫貯容量：除役期間所產生的廢棄物在運送至處理設施或最終處置地點以前，需要有暫貯的場所。由於現場的空間有限，需評估拆除現場與廢棄物處理設施周邊可供的暫貯空間及容量(室內或室外)，再據此規劃廢棄物處理系統的容量與操作流程。
- (5)運送與暫貯：運送需要考量的因素包括廢棄物盛裝容器、運輸路線、交通運輸工具等，在選用廢棄物處理技術前均須納入考量。而對於暫貯期間的廢棄物，需以數量單位統計(例如 55 加侖桶數)，每月需備置月報表、證明文件等品保文件以供稽查。
- (6)最終處置：選用廢棄物處理技術時，需將預定之最終處置場所接收標準(WAC)納入考量，包含數量、重量、體積、物理性質、化學性質及放射性特性，以能配合相關規範。

1. 固體廢棄物處理技術

固體廢棄物的處理技術可概分為機械處理、熱處理、化學處理、生物處理等四大技術領域。考量減容效率、技術成熟度、商業化程度等因素，機械處理、熱處理及化學處理較具有可行性，其中，生物處理技術係依據處理標的物的不同，應選擇合適的菌種，且此技術須要較長處理時間及較大的場地，故於核一廠除役期間並不適合使用。核一廠除役期間可能採取、應用於固體低放射性廢棄物之處理技術，分別概述如下：

(1) 機械處理

機械處理的目的將整個廢棄物帶有輻射污染部分與未受污染的部分分離，以達到廢棄物減容的目的。針對低放射性固體廢棄物，可應用之機械處理技術包括物件拆除、切割、機械除污等。

物件拆除指的是將設備組件移出或拆卸至廠房外，在廢棄物處理程序中為優先執行步驟。拆除時須考量設備組件的體積、運送及高輻射劑量率之因素，故需以適當的大型吊運或拆除機具進行此項工作。

切割技術用於從廠房拆卸下來的大型金屬組件，以降低不必要的空間佔用率，經切割後，適當的尺寸有利於後續除污、處理、包裝、貯存的工作效率。常見的切割方法包括：鑽洞、鋸切、剪切、高壓水刀切割、電漿及雷射等，關於拆除技術與切割技術，請參考上節或本計畫第六章之說明。

機械除污可採取研磨、刮除、切除及震落等技術進行表面除污，並搭配超高壓縮技術，以達到廢棄物減容及減量。

A. 機械除污

核一廠除役產生之具放射性之金屬類廢棄物，可以運用機械除污方式將表面除污，惟除污表面須具備易接近性(Accessibility)，如大面積區域的表面。但若遇到機械設備較難以接近之除污表面，如裂縫或轉角結構表面，則須採取其他適當方式進行除污。

設備組件的機械除污可分類為表面清潔(掃除(Sweeping)、擦拭(Wiping)、刷洗(Scrubbing))及表面移除(噴砂(Grit Blasting)、割除

(Scarifying)、鑽孔(Drilling)、剝除(Spalling))兩大方法，可根據核一廠除役所產生廢棄物污染程度，決定採取機械除污之方式，或兼併兩者方法進行除污。

表面移除之機械除污，進一步可分為濕式及乾式噴砂研磨除污技術。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。此系統是合併使用水、磨料及壓縮空氣，通常在防漏的不鏽鋼隔離區內進行除污作業，最廣為應用的是高壓水柱除污。乾式的噴砂研磨技術，又稱為噴砂(Sand Blasting)或研磨料噴射(Abrasive Jetting)。通常以壓縮空氣或噴射渦輪設備帶動研磨材料，除去表面之污染，被移除的表面材料與磨料收集在適當的容器以便進一步的處理或處置，再循環利用研磨材料可使二次廢棄物產生最小化。

核一廠現有之乾式除污噴砂設備，設置於汽機廠房(標高 73.83 ft)處，相對位置如圖 9-7 所示，利用磨料進行物件之表面除污，其砂料重複回收使用。依據核一廠的空間，可將噴砂研磨除污區域設於聯合結構廠房，如有需要則可搭配廠內原有廢液及廢氣處理系統，進行二次廢棄物之處理。機械除污區域必要時應裝設獨立式(Self-Contained)排氣設備及 HEPA，並在作業區內維持負壓，避免空污污染的情況發生。具放射性的廢棄物以機械式的方式分離(如旋風分離、離心或過篩)收集，而廢水可以過濾並循環利用。

B. 粉碎

此技術主要用於衣服、塑料、紙張、輕金屬及玻璃等體積較小的廢棄物，以及部分不可燃且會回脹而難以壓縮處理的物質，例如橡膠軟管/聚氯乙烯(PVC)管，就必須利用粉碎處理技術來達到處理及減容的目的。

C. 填充

以體積較小之廢棄物填滿盛裝容器的空間，通常用於不可壓縮且不可焚化之難處理廢棄物，例如可填充小孔隙的廢棄物如研磨料，金屬碎屑或小零件，塵埃，塗裝碎片，受污染的細土或砂石等，或是可填充較大孔隙的廢棄物，如橡膠、電纜線或水泥碎塊等，藉此增進盛

裝容器的盛裝效率。以容器盛裝固體廢棄物時，容器內部仍有空隙存在，採取填充作法可善加利用空間，達到減容之目的。

(2) 熱處理

熱處理技術包含焚化、熱解及金屬熔融等，基於成本與安全考量，規劃於核一廠除役期間採取焚化法處理可燃性廢棄物。

焚化法為廢棄物處理設施中最常見的熱處理策略，絕大多數的可燃性廢棄物均可採用這種方式處理，操作容量依焚化爐建置的設計值而決定。一般焚化爐的設計包含爐本體(通常又分成主燃燒室與二次燃燒室)、進料系統、廢氣處理系統、排氣系統、燃料供應系統。廢棄物經過焚化處理後，所剩餘的產物有飛灰與底渣，飛灰經收集後裝桶貯存，底渣則可直接裝桶、壓縮減容或固化，再送至貯存庫貯存。

焚化法在操作上，必須注意下列各點：(1)不可用焚化處理含 PVC、鹵素成分及輻射劑量太高的低放射性廢棄物；(2)採傳統焚化的燃燒對濕性廢棄物或是活性碳效率不佳；(3)如用來處理可燃性液體廢棄物，其進料系統應朝避免積料或堵塞的方式設計。

(3) 化學處理

化學處理可應用之技術包括化學除污、電化學除污及溼式氧化。化學除污及電化學除污主要處理對象為金屬廢棄物，例如主蒸汽系統相關組件設備，而濕式氧化主要為處理有機物質之廢棄物。

A. 化學除污

化學除污是使用稀釋或高濃度的各種化學試劑來處理污染表面，可溶解金屬基底或其表面的污染層。由於化學除污技術過去在電廠運轉期間與國外除役經驗已經被證實具有效果，對於大面積表面可達到活度降低、部分或全部的活性物質被移除。化學除污方法也可應用在複雜幾何表面及套管之內外面。

與電廠運轉期間採用溫和式的化學除污程序不同，除役期間化學除污採用強力具侵略性的化學除污，是因為除役產生之已除污的

設備或組件多已不會再使用，而僅為了達到外釋之目標。為達到除污的目標，可採用連續操作的程序執行，但須確保被除污之桶槽或管路的壁面避免過度腐蝕而被穿透破損。

考量二次廢棄物方面，此類技術需要將仍具反應性的化學藥劑有效的進行循環回收，若化學除污藥劑循環回收效率不足，則會產生大量且很難處理的二次廢棄物，這一點在選擇化學除污時必須審慎考量。

將於聯合結構廠房或汽機廠房設置化學除污設施，接收處理拆除、切割後之金屬設備組件及管件進行除污，而所產生之二次廢棄物(廢液、廢氣)可經由廠內現有處理設施處理，或增設新的可移動式處理設備，詳細介紹及相對位置於下節說明。

B. 電化學除污

電化學除污亦可稱為電化學拋光，可以視為由電廠輔助的化學除污技術，用來移除金屬或合金的表層使其產生平整且光滑的表面。電化學除污的作法有兩種方式，第一種為將待處理表面浸泡於電解液中；第二種為利用襯墊刷過待除污表面，通過的電流造成陽極解離反應使得金屬及氧化層被移除。電解液則透過循環回收再生。

電化學除污技術具高效率及高除污因數(DF)值之優點，惟由於技術方面之限制，僅能用於具導電性的表面；且需考量電解槽的體積(採用浸泡方式時)、待處理表面的幾何形狀及清潔程度的需求(採用襯墊刷方法時)。

電化學除污技術無法應用在具有複雜幾何形狀之表面。雖然採用電化學除污產出最少的廢液排放量，但使用襯墊及組件的浸泡處理將導致操作者接受額外劑量的曝露。

核一廠現有電拋光除污設備，設置於汽機廠房(標高 39.83 ft)處，相對位置圖如圖 9-8 所示，利用 20 %磷酸電解液配合 6~12 V 電壓對金屬組件進行除污。除役期間可於聯合結構廠房或汽機廠房設置電化學除污設施，接收處理拆除、切割後之金屬設備組件及管件，

進行除污，所產生之二次廢棄物(廢液、廢氣)可經由廠內現有處理設施，或增設新的可移動式處理設備進行處理。

C. 濕式氧化

核一廠除役期間進行全系統除污時，會產生廢樹脂之二次廢棄物，可採取廢樹脂濕式氧化暨高效率固化方式進行處理及安定化，約有 40 %之減容效果，同時可避免直接將廢樹脂以水泥固化時，其固化體品質不佳；或脫水後盛裝在耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)內處理。

(4) 固封處理

欲放置於最終處置場之 B 類、C 類及超 C 類固體廢棄物，為避免放射性核種的遷移及考量貯存之穩定性，包裝容器內之廢棄物表面施以水泥或其他的適當材料澆注使其固定，以加強其結構穩定性，避免經過長時間放置後，結構物中的空隙加上可能的腐蝕現象，使整體結構變得不穩定。

除役期間之切割作業儘量在設備現場附近進行，以縮短時程、降低人員輻射曝露，但對於大型物件，移至臨時設置之處理區域做進一步細切、除污或暫貯時，須先考量防止污染擴散；除污作業所需之設備及場地須獨立設置，可避免人員於拆除場所之輻射曝露，亦方便除污作業之執行。臨時設置之處理區域共有五處(一號機及二號機分別設置)，兩處位於汽機廠房、三處位於聯合結構廠房，分別具有不同之功能性，達成任務後可隨時拆除並清理該區域，甚至隨時配合除役需求變更其功能性。

汽機廠房機械間(Machine Shop Area, EL. 39.83')在除役前為機械修護間，將其轉換成除役初期所需之機械切割間，可節省設置之時間與成本；另汽機廠房作業樓層區(Operation Floor Area, EL. 73.83')，該處原為一、二號機之主汽機，於除役初期即將該主汽機移除，移除後該區域空間大，且原本即配有天車起重機及噴砂房，除役期間所需之大型切割或除污設備可放置於此區域，做為切割、處理或暫貯區域，惟須考量地板承載能力及廢棄物運送到此區之動線。其相對位置分如圖 9-9 及圖 9-10 所示。處理區容量至少需可容納完整

之汽水分離再熱器(長 14.5 m、寬 3.5 m、高 3.5 m、重量 141 MT)，以及其他大型物件之完整或部分組件，如主冷凝器、高壓加熱器及熱交換器等。另需考量吊車負荷重量及廢棄物處理時程之安排。

在聯合結構廠房之反應器廠房(Reactor Building 5F area, EL.137.50')設置固封設備區域，該區域於反應器壓力槽(RPV)拆除作業進行前或進行中設置完成，將來自反應器壓力槽或其內部組件之 B、C、超 C 類廢棄物，裝於 3 m³ 鋼箱後固封，確保裝桶後之穩定度；另於反應器廠房(Reactor Building 4F HP area, EL.110.00')規劃切割/除污區域，該區域為大修時 HP 放置防護衣物區域，於除役時可馬上轉換功能，進行廢棄物之細切、包裝或除污處理；第三處於聯合結構廠房(HPCI room & Chiller area, EL.-0.83')設置除污/暫貯區域，此空間原配置高壓注水系統與四部寒水機，於除役過渡階段後期拆除，拆除後該區域可設置移動式廢水收集系統或除污設施，因應除役期間或廢液處理系統拆除後，零星少量廢液之收集與處理，上述三處之相對位置分別如圖 9-11、圖 9-12 及圖 9-13 所示。

運送時以使用現有通道，不破壞主要廠房結構為原則，廢棄物之搬運動線應考量產生位置與移置地點間之障礙。作業期間切割區域應維持密閉及負壓狀況，通風系統之出風口處將配置 HEPA 以過濾切割期間所產生的懸浮粒子，所產生的廢水將先收集後，再送至移動式廢水處理設施處理，或續用地板洩水系統，將廢水送入廢液處理系統。

上述處理區域之設置時間點依據本計畫第六章時程規劃，而實際設置地點由本公司核一廠與相關得標廠商，進行討論評估後，分別選擇性進行設立，並不侷限於上述所述地點及方法。

固體處理時可選擇設置乾式噴砂研磨設備、固定或移動式機械切割工具、包裝設備、化學及電化學除污設備；大型物件於原地進行大致切割後，再送至處理間進行細部切割或除污。

液體處理以使用原廢液處理系統為原則，無機廢水就近排入原廢液處理系統，視需要可增設移動式廢液處理裝置，有機溶劑可先用暫貯容器裝桶貯存，以後使用高溫焚化爐混燒處理。

水泥固化系統可沿用核一廠既有設施，但須考量廢棄物動線之安排；或者如西班牙 Zorita 電廠於廠房內新建處理設備，以就近固化廢棄物後送貯存庫暫貯，設置位置宜靠近廢液收集槽附近，減少廢棄物之運送。液體研磨除污設備及乾冰除污設備，可沿用除役前核一廠既有設施，或視需要於除役現場另外設置。

2. 液體廢棄物處理技術

液體廢棄物可區分為無機液體廢棄物及有機液體廢棄物。

無機液體廢棄物處理技術，包括酸鹼中和、化學沈降、過濾、離子交換、蒸發濃縮及固化等常見而具可行性之技術。對於除役期間產生放射性無機廢液之處理規劃，廢液處理系統可由原有運轉期間廢液處理設施負擔，包含設備洩水廢液處理系統(Equipment Drain Processing System)、地板洩水廢液處理系統(Floor Drain Processing System)、化學廢液處理系統(Chemical Waste Processing System)與洗滌廢液處理系統(Detergent Waste System)。處理廢液產生之廢液過濾殘渣、爐水淨化殘渣、濃縮廢漿、清槽淤泥、除污廢液等濕性污泥，集中後採用水泥固化後貯存。另外，尚有薄膜分離、溶劑萃取、生物技術、電化學等技術可選用，但考量技術成熟度及商業化程度，不常被採用。

有機液體廢棄物處理技術包括：焚化、水解、相分離、蒸餾、酸化分解、濕式氧化、電化學氧化、超臨界水氧化、光化學氧化、固化等處理方法。電化學氧化法及濕式氧化法，對特定有機物具有不錯的處理效果，但其處理對象具特定性，且設計、建造及操作流程較為複雜。

對於除役產生低放射性有機廢液之規劃，將以焚化法為主要技術，與其他可燃廢棄物參混裝箱後，送入核二廠減容中心的焚化爐，或在核一廠熱處理設施廠房新建的焚化爐，進行焚化處理。

3. 氣體廢棄物處理技術

核一廠除役期間產生之廢氣，可能來自於拆除、切割、除污及廢棄物處理過程，氣體廢棄物主要處理方法為活性碳核種吸附為主，將氣體內之放射性核種，利用活性碳、靜電集塵器或 HEPA 予以過濾吸附處理。作業區需設置 HEPA 過濾設備，避免空浮污染產生，廠房內部可利用既有的 HEPA 過濾

設備確保廢氣之排放安全，亦可採取污染隔離罩及移動式空氣除污裝置，以避免污染擴大的現象。

(二) 除役低放射性廢棄物處理設施規劃

設置減容設施以減少除役期間產生之大量低放射性廢棄物之貯存壓力，設置之減容設施包括超高壓壓縮機及焚化爐，此兩設施均設置於熱處理設施廠房內。相關的設計規劃說明如下：

1. 超高壓壓縮機

超高壓壓縮機為處理可壓縮低放廢棄物減容方式之一，經壓縮後可節省除役廢棄物之貯存空間及最終處置衍生之相關成本。可進行壓縮之低放射性廢棄物包括金屬管線、金屬管件、金屬罐、保溫材、建材、玻璃及爐灰等。壓縮過程中，受壓而釋出之氣體經通風系統排出，通風系統應包含 HEPA 單元，以移除可能之粒狀污染後排放至大氣。

設置位置：超高壓壓縮機之預定位置為熱處理設施廠房地下二樓，如圖 9-14 所示，該壓縮機本體所需空間長寬約 1.8-2.1 m、高度約 4-4.6 m，附屬設備可增設輸送帶約 5.3 m。

操作方式：批次式處理，處理速度約為 10-15 桶/h，每天 8 小時約可處理 60 桶，視需要增加操作天數。22 in 以下多數的管線材料(如碳鋼及不鏽鋼等)，可符合壓縮要求。

處理時程：管線或其他可壓縮材料之壓縮作業，兩部機組預估要操作約 16,000 桶次，僅需設置一部超高壓壓縮機，即可提供核一廠除役所需。

參考機型：核二廠減容中心已設有一部 1,500 MT 的超高壓壓縮機，可作為未來設置核一廠超高壓壓縮機的細部規劃參考。

2. 焚化爐

對除役所產生之可燃低放射性乾式廢棄物將以焚化方式處理，以達到減容之目的。可燃之廢棄物包括塑膠(含聚乙烯、聚氯乙烯等)、人員衣物、紙類、木材、橡膠及廢油等，依照國內外低放射性廢棄物焚化設施的處理經驗，將採用控氣式焚化爐，可同時達到減容及降低放射性核種排放目標。

控氣式焚化爐處理容量規劃為不超過 100kg/hr，運轉視需要增減時間。該爐體可分為主燃燒室及二次燃燒室，主燃燒室溫度控制在 850 °C~950 °C 之間，而二次燃燒室溫度控制則需在 1000 °C 以上。廢棄物先在主燃室裂解，缺氧裂解之廢棄物氣化至二次燃燒室，並於二次燃燒室將可燃物質完全焚化。燃燒後氣體經驟冷器降溫至 200 °C 以下，經袋式集塵及高效率過濾器去除 99.95 % 以上粒徑大於 0.3 μm 之粒狀物，最後，以填充塔降溫並洗滌酸氣，經監測系統監測符合法規標準後排放至大氣。

焚化後主燃燒室之底渣及二次燃燒後產生之飛灰為主要燃燒生成物，其中又以主燃燒室所產生之底渣比重占大多數，飛灰由集塵器下灰後收集。洗滌廢液部分因排放氣體已經通過袋式集塵器及 HEPA 去除大部分核種，待確認其放射性物質濃度符合排放標準後，即可放流。

考量焚化爐設置需經過環境影響評估等作業，故除役拆除前就應詳細評估興建與否，設置焚化爐位置為熱處理設施廠房一樓，如圖 9-15 所示，但不侷限於上述所述地點及焚化爐規格。

(三) 低放射性廢棄物包裝容器規劃

依據除役廢棄物的盤點結果，除役過程所產生之低放射性廢棄物，主要為金屬廢棄物、混凝土廢棄物以及其他如乾性廢棄物、溼性廢棄物及保溫材等之廢棄物。擬利用下述如 55 加侖桶、3 m³ 鋼箱、7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱及 20 ft 半高貨櫃等類型廢棄物容器或其它未來經評估適用的廢棄物容器產品盛裝暫貯，並在法規規定的除役年限內，裝桶(箱)備妥以便外運至處置場，說明如下：

1. 55 加侖鋼桶或其他容積金屬桶及混凝土桶

55 加侖鋼桶規劃用來盛裝如下各類之廢棄物：

- (1) 壓縮/未壓縮乾性低放射性廢棄物；
- (2) 固化/或未固化(未固化僅限 A 類)之焚化灰渣；
- (3) 固化之脫水濃縮液及污泥。

2. 3 m³ 鋼箱、7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱或其他類型的廢棄物箱或廢棄物內襯桶

暫時規劃 3 m³ 鋼箱使用於 B、C 或超 C 類之金屬類廢棄物，7 m³ 鋼箱用於裝載反應器壓力槽及爐內組件中屬 A 類的活化金屬廢棄物，B-25 鋼箱則規劃用於裝載聯合結構廠房內除反應器壓力槽及爐內組件外的 A 類金屬廢棄物。

3. 20 ft 半高貨櫃或其他尺寸貨櫃

主要用來盛裝汽機廠房內之 A 類的乾性低放射性廢棄物或不適合裝太空包的可外釋廢棄物，如管、泵、閥、槽板等金屬廢棄物。

4. 太空包

規劃用於盛裝可外釋的混凝土、泥土、粉末等散裝廢棄物。

5. 耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)

本容器可規劃用於盛裝不適合固化或固化後之 B 類、C 類或超 C 類之廢棄物。

6. 乾式貯存系統

按國外之處理經驗，部分反應器壓力槽超 C 類內部組件，係以用過核子燃料乾式貯存護箱進行貯存，為提供多方案供未來選用，本系統若需要時，可作為貯存部分反應器壓力槽超 C 類內部組件之選項。

未來這些低放射性廢棄物暫貯容器如需進行最終處置，外運之盛裝容器要符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」之規定。我國主管機關現今已核准使用的盛裝容器有：55 加侖金屬桶、3 桶裝重裝容器、12 桶裝重裝容器、低放射性廢棄物高性能混凝土盛裝容器、超鈾(TRU)鉛屏蔽容器(金屬桶)及 55 加侖不鏽鋼桶等。

四、除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃

(一) 低放射性廢棄物運送規劃

除役產生之低放射性廢棄物經除污或包裝處理後，裝入合格之運送容器(上節所述包裝容器皆為合格之運送容器)，運送至既有或新建低放射性廢棄物貯存

庫進行貯存。廠內運輸運送作業依據核一廠既有之「低放射性廢棄物廠內運儲程序」之運輸作業程序書辦理，路線規劃如圖 9-16 所示，運送容器須符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」之規定。

低放射性廢棄物廠外運輸將根據廢棄物擬運往之目的地(例如低放射性廢棄物最終處置場或其他廠外之低放射性廢棄物處理及貯存場所)所在位置，規劃運送路線，可能採用陸上或海上運送，均須符合「放射性物質安全運送規則」之要求。

除役作業期間低放射性廢棄物運送、處理與貯存可能導致的作業人員與民眾之曝露劑量，於本計畫第十章「輻射劑量評估及輻射防護措施」做整體考量。

(二) 低放射性廢棄物貯存規劃

貯存設施須遵照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及各種營建及水土保持相關規定，貯存設施規劃的內容應包括使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

核一廠目前既有之低放射性廢棄物貯存設施，包括有一號及二號低放射性廢棄物貯存庫，與廢棄物壕溝（另案辦理清除作業）。依據核一廠 99 年至 103 年各種廢棄物五年平均量：固化廢棄物為每年 100 桶、脫水樹脂每年 275 桶、可燃廢棄物每年 429 桶、可壓廢棄物每年 208 桶、其他廢棄物每年 172 桶；依此推估核一廠除役前運轉期間，低放射性廢棄物產量每年約為 1,184 桶，且由 104 年至運轉執照屆滿總產量約為 5,028 桶。

核一廠現有之低放貯存設施其總貯存容量為 101,204 桶，至 103 年底的貯存桶數為 44,285 桶，再加上至運轉執照屆滿(二號機 108 年 7 月 15 日)之推估產量 5,028 桶，則於核一廠除役時，仍可約有 51,891 桶的貯存空間。

依據表 9-22 預估之除役產生廢棄物數量，除役所產生的低放射性廢棄物(含經減容後之乾性廢棄物)保守估算約 61,791 桶¹。考量一號低放射廢棄物貯存

¹ 核一廠除役環境影響評估報告書為求保守，故將除役計畫廢棄物數量估計值，再加入適當餘裕後，以 65,000 桶作為環境影響評估承諾之上限值。未來核一廠執行除役作業時，仍以除役計畫所述之 61,791 桶為上限值。

庫設計容量為 23,390 桶，至 103 年底貯存量已達 20,363 桶，因此，暫不規劃貯存除役產生之低放射性廢棄物。而除役產生之低放射性廢棄物，依本章三、(三)節之低放射性廢棄物包裝容器規劃原則，準備將相當於約 23,292 桶 55 加侖桶之數量貯存於二號低放射廢棄物貯存庫，故還需要約 38,499 桶(61,791-23,292)的額外貯存空間容量，以容納其他容器所盛裝之低放射性廢棄物；然而，為滿足低放射性廢棄物貯存空間之保守度，另將廢棄物盤點總量提升約 15 % (亦即：總量約為 $38,499 \times 1.15 = 44,274$ 桶)，以作為新建低放射性廢棄物貯存庫之總量估算，故保守規劃再興建貯存容量高限為 50,000 桶(實際所需容量，將俟永久停機後詳細輻射特性調查後再定)之新建低放射性廢棄物貯存庫。

擬規劃位緊鄰第一期用過核子燃料乾式貯存設施，建造 5 層樓鋼筋混凝土造建物，地下 2 層及地上 3 層，設施面積約 6,000 m² (長 100 m x 寬 60 m)。本公司參照國際經驗暫時選擇 3 m³ 鋼箱、7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱、55 加侖桶及 20 ft 半高貨櫃等，作為未來除役低放射性廢棄物盛裝用的容器(未來有可能會視實際細部計畫而變更)。其裝載之低放射性廢棄物，依據本章、一節之盤點種類，將 B、C、超 C 類廢棄物裝於 3 m³ 鋼箱，A 類廢棄物裝於 7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱與 20 ft 半高貨櫃內，放置於新建低放射性廢棄物貯存庫；其他等同約 23,292 桶 55 加侖桶裝之廢棄物，則放置於二號低放射性廢棄物貯存庫；惟若實際需要時，亦可能放置於一號低放射性廢棄物貯存庫。

新建低放射性廢棄物貯存庫為封閉式建築物，耐震能力須符合現行內政部最新耐震設計規範之「建築物耐震設計規範及說明」之要求。建物外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射，大門需可供卡車進出。屋頂除防水處理外，雨水均以集水管導入水溝，貯存庫四周布置地面雨水排水溝，收集地面逕流雨水，排入附近排水系統內。

新建低放射性廢棄物貯存庫入庫貯存作業與出庫外運作業，將儘量採遠端遙控或自動作業，廢棄物容器運至廢棄物貯存庫後，以遙控式吊車作業，將其吊卸至檢查區，進行廢棄物容器檢查作業：包括編號確認、外觀檢視、稱重、容器表面拭跡及自動化表面劑量率量測。貯存作業可規劃以無人操作之自動搬運車執行，出庫作業則在外運檢整區及廢棄物桶裝櫃區執行。

廢棄物容器貯存區採中央式空調設計，控制貯存區環境的溫度與濕度，以確保貯存廢棄物容器之完整和環境安全。另還需設置給水、排水、消防、電氣、輻射偵測等系統與控制室及資料貯存設備，維持廢棄物貯存環境最佳化，以達成「降低對環境安全影響」的設計準則，並遵循合理抑低(ALARA)原則，降低作業人員接受的輻射劑量。

本公司未來將視除役作業進度與最終處置場選址、施工與運轉時程，檢討是否需在核一廠新建低放射性廢棄物貯存庫。

綜合第三、(二)節處理設施規劃及本節新建貯存設施規劃，本公司應申請執照之新建處理或貯存設施如表 9-23 所列之名稱、數量及時程規劃。

(三) 低放射性廢棄物處置規劃

低放射性廢棄物最終處置場接收我國所有的低放射性廢棄物，包括核一、二、三廠等 6 部機組之運轉廢棄物、本公司所有相關核設施除役所產生除役廢棄物、國原院及清華大學之研究或教學用反應器除役產生之除役廢棄物，以及國原院接收全國小產源低放射性廢棄物等。低放射性廢棄物處置場時程規劃如圖 9-18，於取得運轉執照後，即開始接收低放射性廢棄物。

若我國低放射性廢棄物最終處置設施無法於核一廠除役拆廠階段前完成設置，並開始接收低放射性廢棄物；廠內既有貯存庫容量(一號及二號低放射性廢棄物貯存庫估計尚有 51,891 桶)，再加上所規劃之新建低放射性廢棄物貯存庫(50,000 桶容量)，未來核一廠各低放射性廢棄物貯存庫之容量，仍可足以貯存除役產生之低放射性廢棄物廢棄物。

五、用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃

(一) 用過核子燃料運送規劃

現行之用過核子燃料處理方案為先在廠內乾式貯存 40 年後，再運送至廠外的最終處置場，因此，在核一廠除役期間用過核子燃料之運送包括廠內運送與廠外運送，且以廠內運送為主要考量，用過核子燃料之運送須遵照「核子燃料運作安全管理規則」相關規定。

用過核子燃料廠內運送是將用過核子燃料裝填於乾式貯存密封鋼筒，置入混凝土護箱後，以多軸油壓板車搭配氣墊系統，從反應器廠房移出，送至用過核子燃料乾式貯存場，路線如圖 9-19 所示。相關規劃已於核一廠第一期用過核子燃料乾式貯存計畫，向主管機關申請。(第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，預定規劃於現有氣渦輪機廠房及日用油槽區；新建低放射性廢棄物貯存庫則緊鄰第一期用過核子燃料乾式貯存設施。)

(二) 用過核子燃料貯存規劃

核一廠兩部機組若在運轉滿 40 年即永久停機並進行除役，估計將有約 7,000 束用過核子燃料。本公司原已完成第一期核一廠用過核子燃料乾式貯存設施計畫之規劃，以開關場以南、乾華溪以西區域規劃為第一期用過核子燃料乾式貯存設施，設計容量可放置 30 個混凝土護箱共貯存 1,680 束用過核子燃料；以現有氣渦輪機廠房及日用油槽區規劃為第二期用過核子燃料乾式貯存設施(含再取出單元)用地，設計容量可貯存約 7,400 束用過核子燃料，用過核子燃料室內乾式貯存設施預定地如圖 9-17 所示。現依政策指示，第二期用過核子燃料乾式貯存設施將採用室內貯存方式，並將「室內貯存方式」之評估結果提送主管機關核准後實施。規劃已建置完成之第一期室外乾式貯存設施少量使用。先將反應器爐心內用過核子燃料移出進行乾式貯存，待未來第二期室內乾式貯存設施完工啟用後，再將第一期室外乾式貯存設施少量使用部分，一併移入第二期室內乾式貯存設施內存放。詳請參考本計畫第十章、一、(三)、3.(3)節。

貯存設施及運轉作業須遵照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。未來乾式貯存設施在取得運轉執照後，須依據主管機關已審定之安全分析報告，據以實施。

(三) 用過核子燃料再取出規劃

核一廠運轉期間係規劃使用其用過核子燃料池進行再取出作業，在除役第一階段除役過渡期，因用過核子燃料池仍被保留，供用過核子燃料的存放，故仍可沿用原有之用過核子燃料池進行再取出作業。到了除役第二階段中段，用過核子燃料完全移出用過核子燃料池之後，因用過核子燃料池循環水系統

會停止運轉，池底燃料置放格架拆除，並會被用來作為水下切割場所，故需先完成再取出單元的興建。詳請參本計畫第十章、一、(三)、3.(3).節。

除了上述除役作業需求外，乾式貯存之用過核子燃料需執行再取出之時機有二：其一為進行用過核子燃料最終處置，需更換為最終處置廢棄物罐；其二為發生假設性意外事故，需將用過核子燃料取出，更換新的乾式貯存密封鋼筒；或是僅將密封鋼筒吊出，更換新的混凝土護箱。

乾式貯存設施除役時所執行之再取出作業，視對用過核子燃料之處置方式而有不同。參考國際現況，若對用過核子燃料之處置係採最終處置之政策者，其用過核子燃料最終處置之規劃為：將已裝填用過核子燃料之密封鋼筒由混凝土護箱取出，轉移至運送護箱(Transport Cask)內，再運送至最終處置場進行用過核子燃料重新分類、以最終處置廢棄物罐裝填，進行最終處置作業。

另需執行再取出之假想情境為發生假設性意外事故，造成混凝土護箱喪失屏蔽能力，經評估需執行密封鋼筒之再取出；或發生假設性意外事故，密封鋼筒之密封性雖不受影響，但經評估可能影響原設計使用壽命時，則將視需要執行自密封鋼筒將用過核子燃料之再取出。

(四) 用過核子燃料處置規劃

本公司現行規劃用過核子燃料經由冷卻水池及乾式貯存後，將以最終處置之方式將用過核子燃料永久深埋於深層地質中，以確保人類生活環境之安全。因此，依據「放射性物料管理法」與其「施行細則」之相關規定，於 93 年底提出「用過核子燃料最終處置計畫書」，經奉主管機關前原能會於 95 年 7 月核定，必須確實執行各階段規劃之相關研究工作，並每四年檢討修正。

依據 104 年 3 月經前原能會核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2014 修訂版)」，國內最終處置計畫將於 144 年完成「處置場建造階段」之工作，屆時將以完成運轉執照之申請與取得為目標，詳如圖 9-20 所示之用過核子燃料最終處置全程規劃。整個最終處置設施是以四座電廠均運轉 40 年所產生的用過核子燃料預估，總數量合計約為沸水式反應器 BWR 19,132 束組件、壓水式反應器 PWR 3,912 束組件、進步型沸水式反應器 ABWR 14,744 束組件，合計相當於 7,714 MT 鈾燃料重量(tU)進行處置之概念設計。

6

6

目前最終處置計畫正進行「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，並於 98 年 9 月 30 日提報「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2009 報告)，初步確定國內具有可做為處置場之潛在母岩。此階段並將於 2017 年提出 SNFD2017 報告，此報告將說明國內用過核子燃料處置計畫的三項階段性目標，包括：(1)能否找到合適的花崗岩進行地質處置；(2)地質處置工程技術能力是否完備；(3)地質處置設施長期安全性之評估。

此目標時程距今仍有 40 餘年，依核一廠乾式貯存計畫，用過核子燃料將在廠內貯存 40 年再進行最終處置。用過核子燃料運送至處置場前，先將用過核子燃料先由混凝土護箱取出，轉移至運送護箱內，再運送至最終處置場進行用過核子燃料重新分類、以最終處置廢棄物罐裝填，進行最終處置作業。

有關用過核子燃料處置規劃詳細內容，可參閱最新一次修訂之「用過核子燃料最終處置計畫書(2014 修訂版)」。

六、結語

本章估算出核一廠除役期間預計產生之低放射性廢棄物類別、數量及其特性，依據核一廠各種運轉資料及廠址調查結果，對各個系統進行評估，估算除役期間可能產生之廢棄物總量及活度，提供除役作業規劃之重要參考。針對反應器壓力槽與其內部組件及生物屏蔽模擬中子活化，計算可能之主要核種、比活度，可提供拆除時人員劑量曝露之重要依據，也可針對 C 類或超 C 類廢棄物進行事前規劃，包括切割方法、包裝容器及貯存方式及位置等，提供除役作業重要參考數據。

除役作業除了拆除電廠產生之廢棄物外，在進行系統、結構及組件除污與廢棄物處理時，亦會伴隨產生二次廢棄物，這些廢棄物必須依照貯存或最終處置之要求，進行安定化處理。而除役期間首重廢棄物減量，須嚴格執行廢棄物管理措施，避免產生太多低放射性廢棄物，同時也減少工作人員之輻射曝露。

核一廠除役產生的固體廢棄物，可分為乾性及濕性兩大類，乾性廢棄物又分為可壓縮性、可燃性及其他等三類廢棄物，目前規劃於熱處理設施廠房設置超高壓壓縮機，並利用核二廠減容中心之焚化爐或亦在核一廠熱處理設施廠房新建的焚化爐，可分別針對可壓縮性與可燃性廢棄物進行壓縮及焚化等減容處理，以減少低放射性廢棄物總量；其他類廢棄物，則選擇適用之方式進行安定化處理。濕性廢棄物包含粒狀廢樹脂、過濾殘渣、濃縮廢漿，可選擇採用水泥固化、濕式氧化、脫水後盛裝於耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)內等方式處理。

於汽機廠房設置切割區域、聯合結構廠房設置切割/化學除污設備，執行進一步的切割與化學除污，並進行後續裝桶貯存。符合外釋或放行之廢棄物，規劃於除役期間執行外釋放行，運送至廠外，由合格之廠商接收後執行回收再利用，達到資源永續之目標。

由於國內低放射性處置場尚未設置，故目前皆規劃於廠內低放射性廢棄物貯存庫暫貯，如現有之貯存庫不敷使用，亦於適當地點規劃了容量足夠之新建低放射性廢棄物貯存庫，以容納除役產生的廢棄物。針對用過核子燃料，亦妥善規劃了用過核子燃料乾式貯存設施(含再取出單元)，待高放射性最終處置場建造完成或啟動用過核子燃料境外再處理計畫，將用過核子燃料進行最終處置。

七、參考文獻

1. 台灣電力公司，「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」，核能後端營運處，2012。
2. 台灣電力公司，「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，核能後端營運處，2008。
3. 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫書(2010 修訂版)」，核能後端營運處，2010。
4. 台灣電力公司，「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」，核能後端營運處，2010。
5. 邱太銘，「國外核子動力反應器設施除役概況」，核能研究所所內報告，2011。
6. 黃慶村，「放射性廢離子交換樹脂減容與安定化技術之建立」，核能研究所所內報告，2011。
7. Michael I. Ojovan, Woodhead Publishing Series in Energy: Number 12 “Handbook of advanced radioactive waste conditioning technologies”, 2011.
8. Helena Larsson, Åke Anunti, Mathias Edelborg Westinghouse Electric Sweden AB, “Decommissioning study of Oskarshamn NPP”, 2013.
9. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”.
10. 益鼎工程股份有限公司，「建立核能一廠放射性廢棄物數量評估」，2011。
11. 益鼎工程股份有限公司，「核能一廠除役規劃及作業研究」，2007。
12. 台灣電力公司，「核電廠除役資訊蒐集及分析計畫-除役系統除污綜合報告」，核能後端營運處，2012。
13. 台灣電力公司，「核電廠除役資訊蒐集及分析計畫-除役廢棄物處理與處置綜合報告」，核能後端營運處，2012。

14. 台灣電力公司，「第一核能發電廠一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫(第一版)」，2010。
15. 台灣電力公司，「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫」，2010。
16. 核子反應器設施管制法，中華民國 92 年 01 月 15 日總統華總一義字第 09200005480 號制定公布。
17. 游離輻射防護法，中華民國 91 年 1 月 30 日總統華總一義字第 09100019000 號令制定公布。
18. 台灣電力公司，「核能一廠用過核子燃料乾式貯存設施第 2 期興建計畫投資可行性研究技術服務案期末報告(定稿版)」，102 年 7 月。
19. Electric Power Research Institute, “Decommissioning Waste Management Strategy and Experiences”, 2012.
20. 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)」，2015。
21. TLG Services, Inc., “Vermont Yankee Nuclear Power Station Decommissioning Cost Analysis”, Document E11-1643-001, Rev.1, 2012.
22. IAEA, “Disposal Aspects of Low and Intermediate Level Decommissioning Waste”, IAEA-TECDOC-1572, 2007.

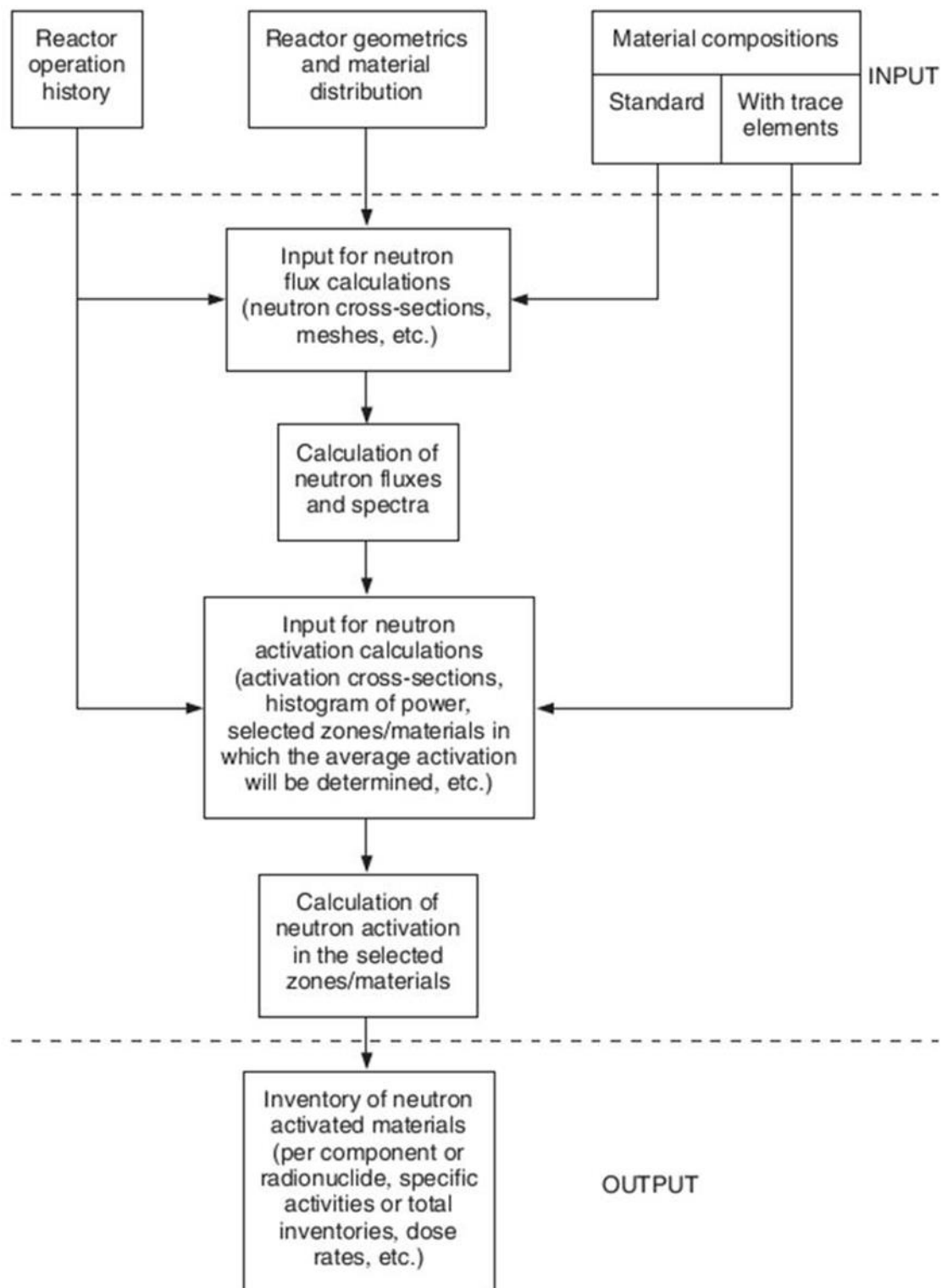


圖 9-1 中子活化分析基本流程

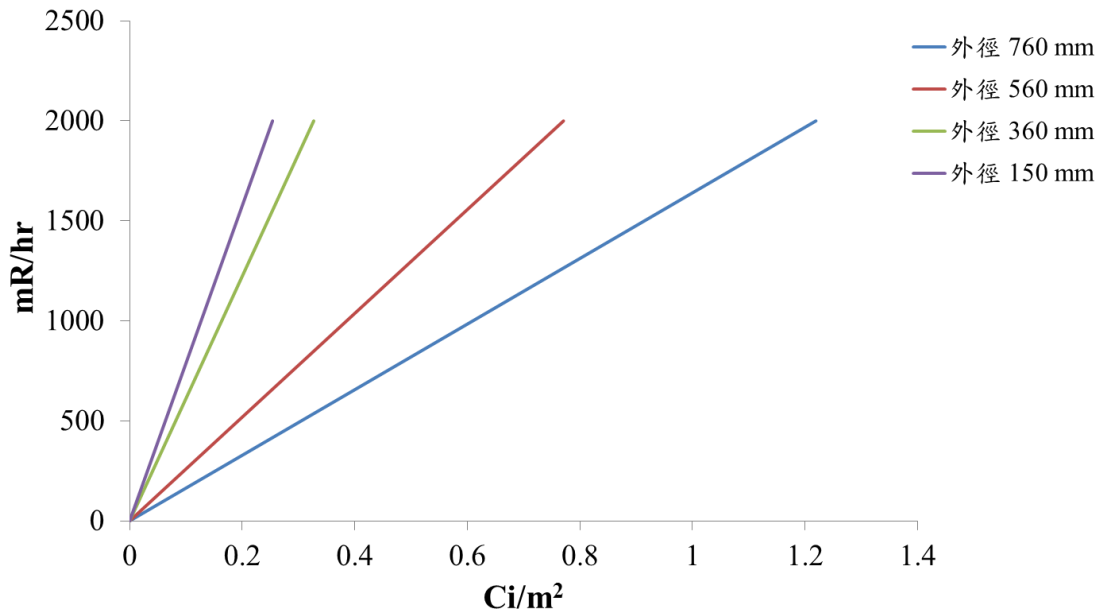


圖 9-2 核一廠不同管徑接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

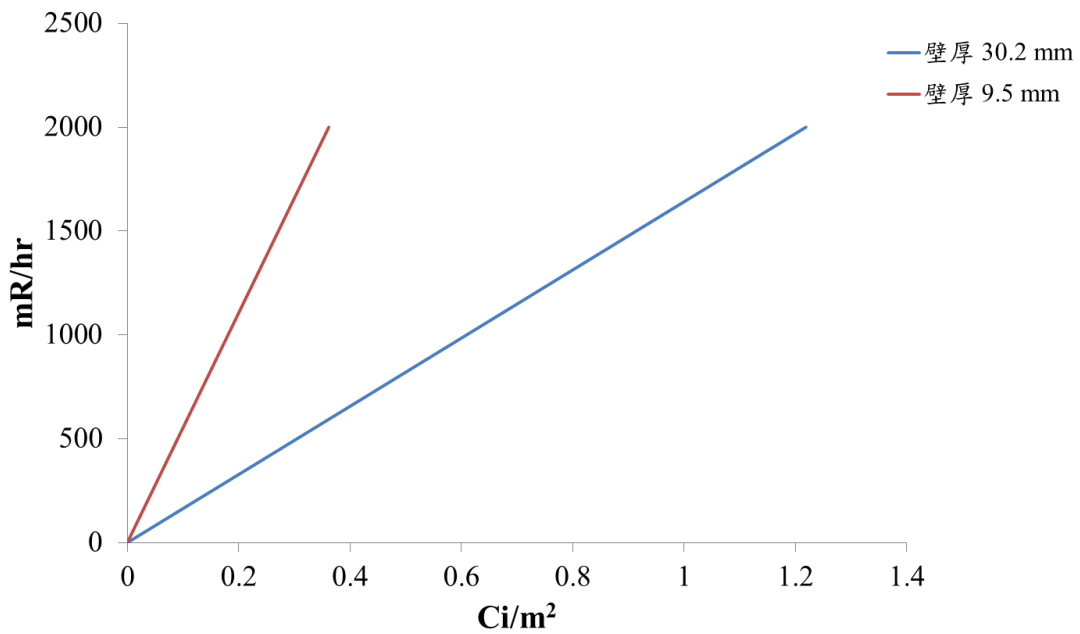


圖 9-3 核一廠相同管徑不同管壁厚厚度接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

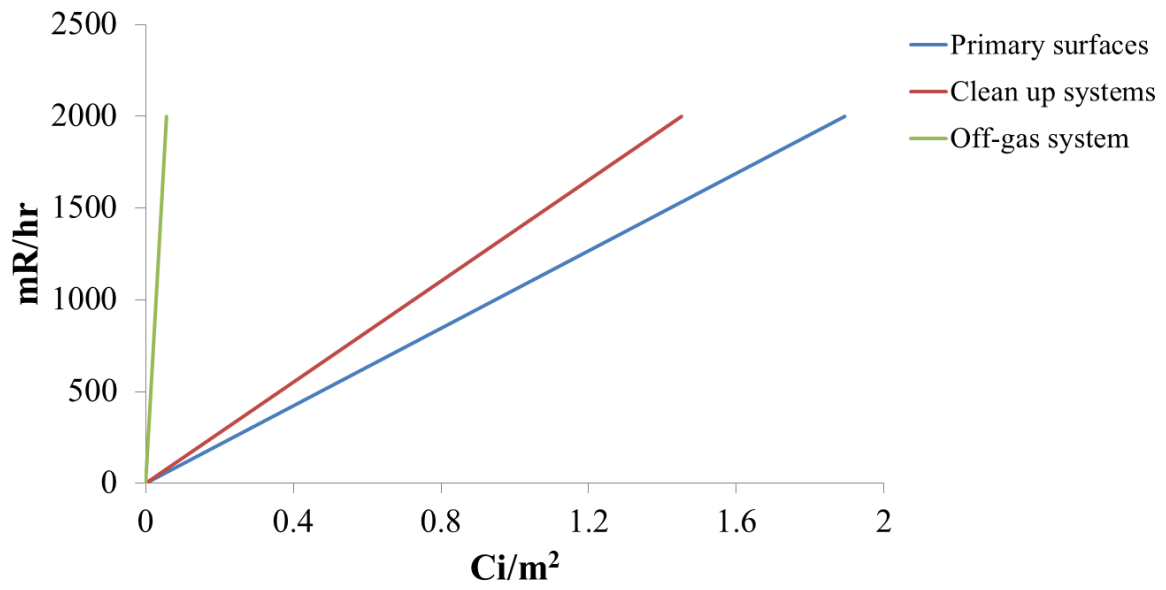


圖 9-4 核一廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係

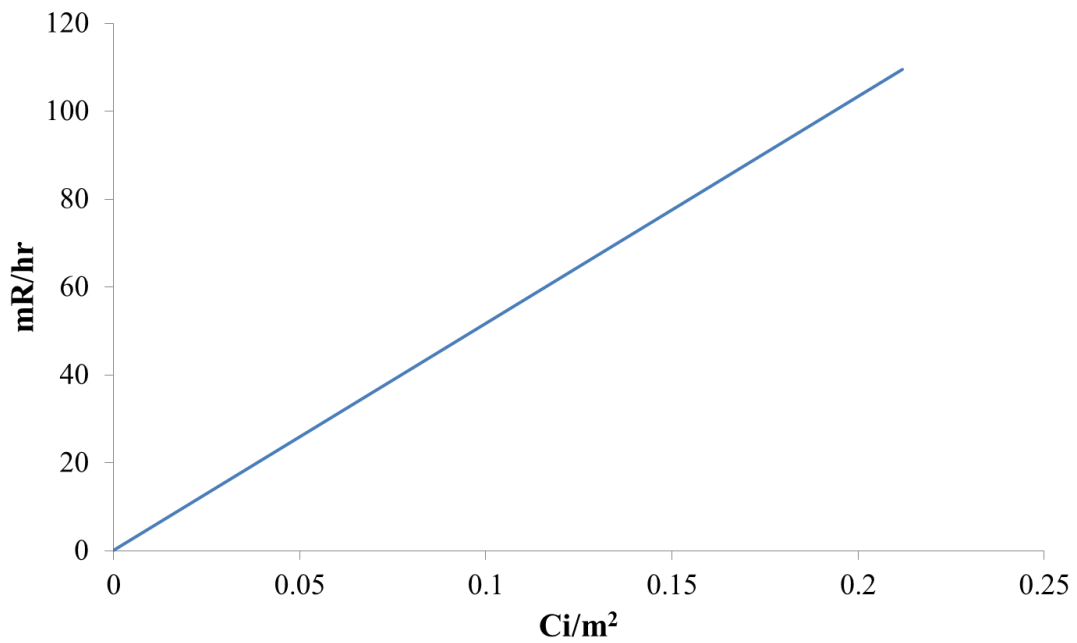


圖 9-5 核一廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係

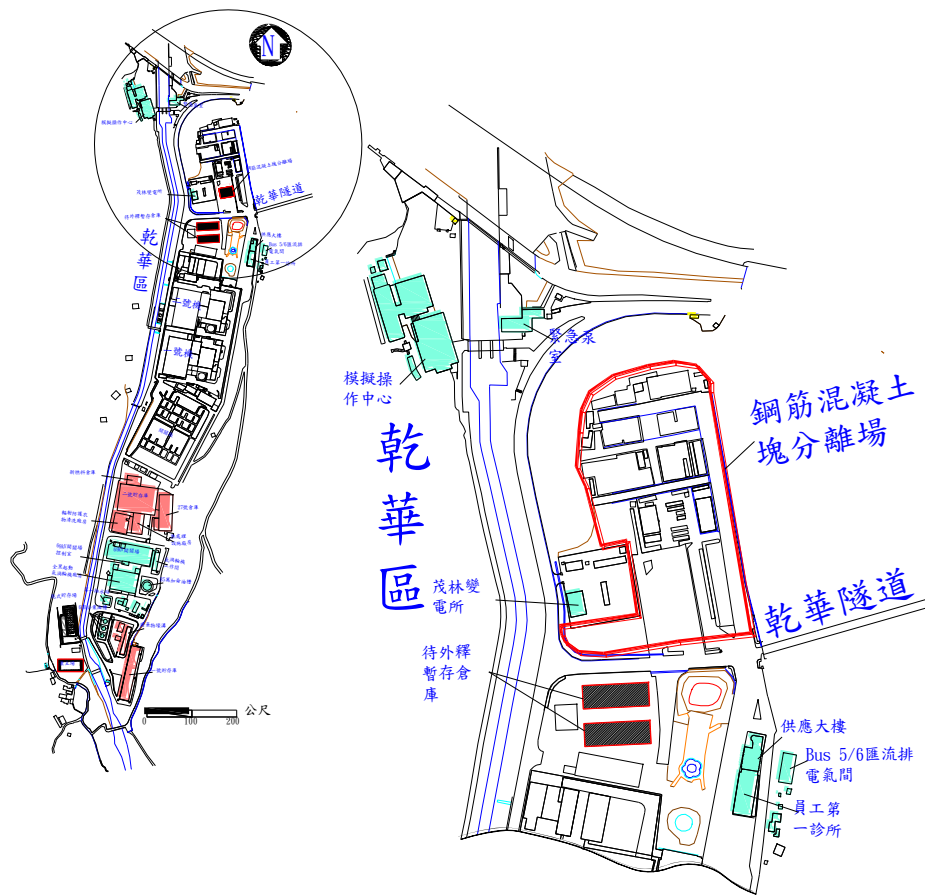


圖 9-6 待外釋暫貯倉庫(離廠再確認中心)及鋼筋混凝土塊分離場位置圖

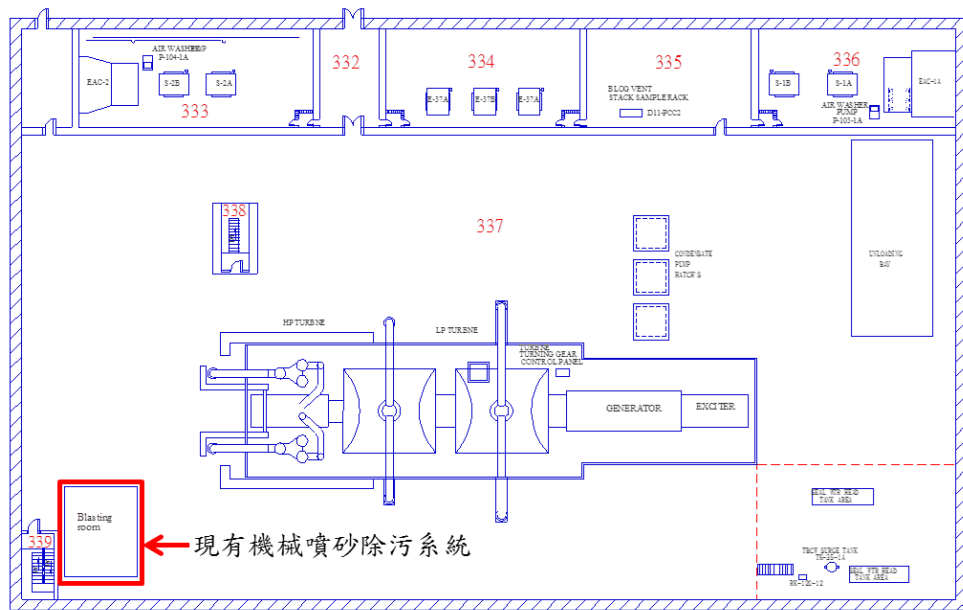


圖 9-7 核一廠現有機械噴砂除污系統位置

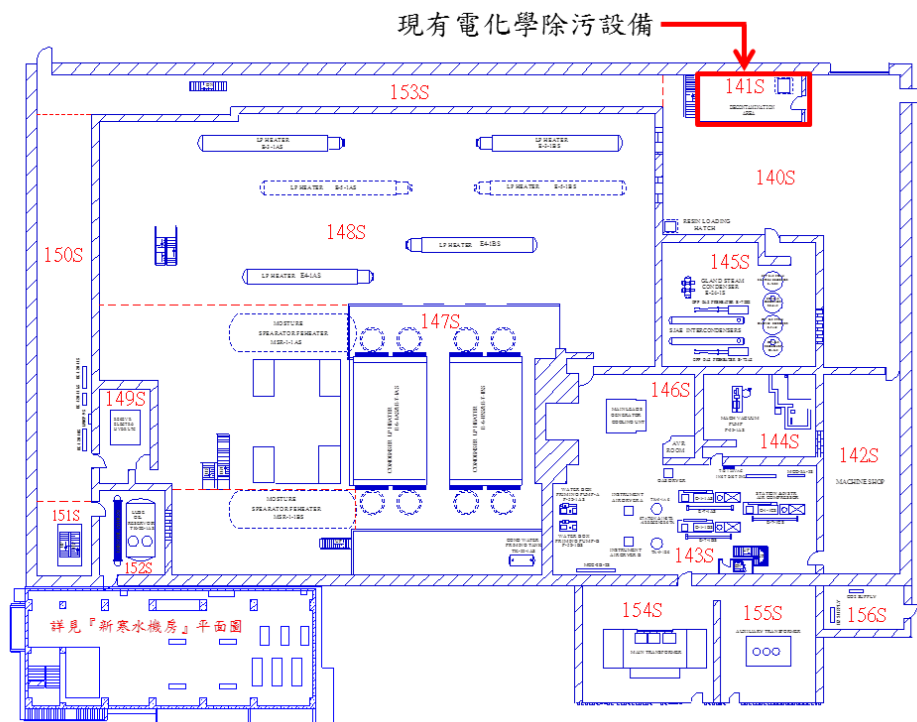


圖 9-8 核一廠現有電化學除污設備位置

N

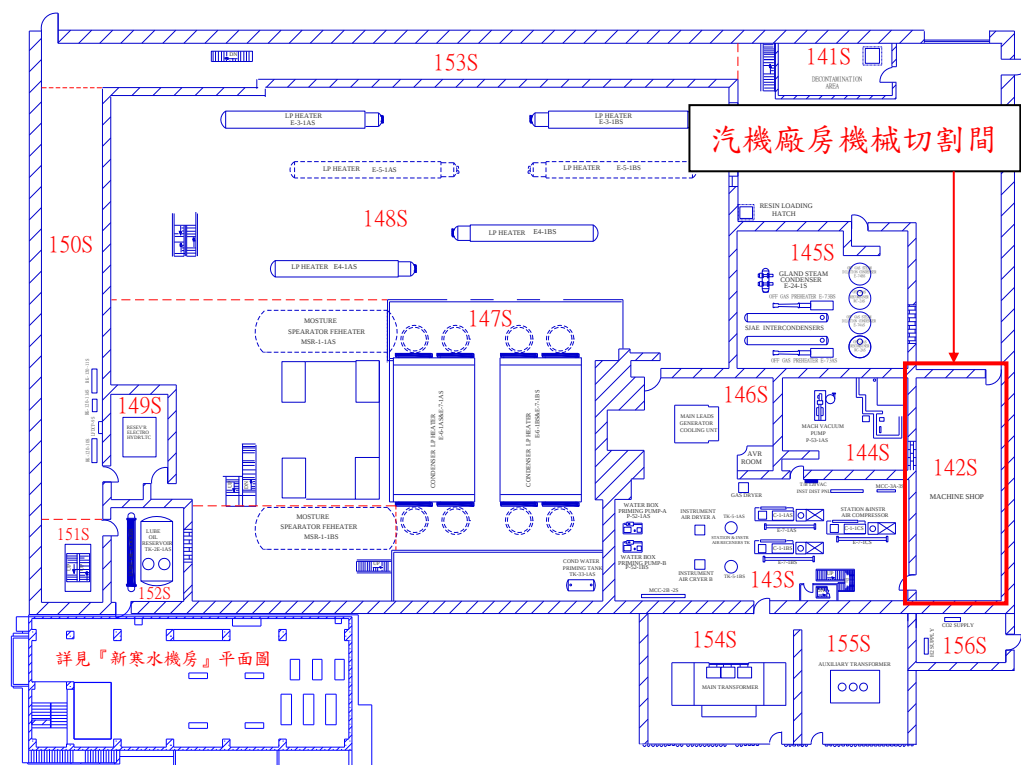


圖 9-9 汽機廠房機械切割間

N

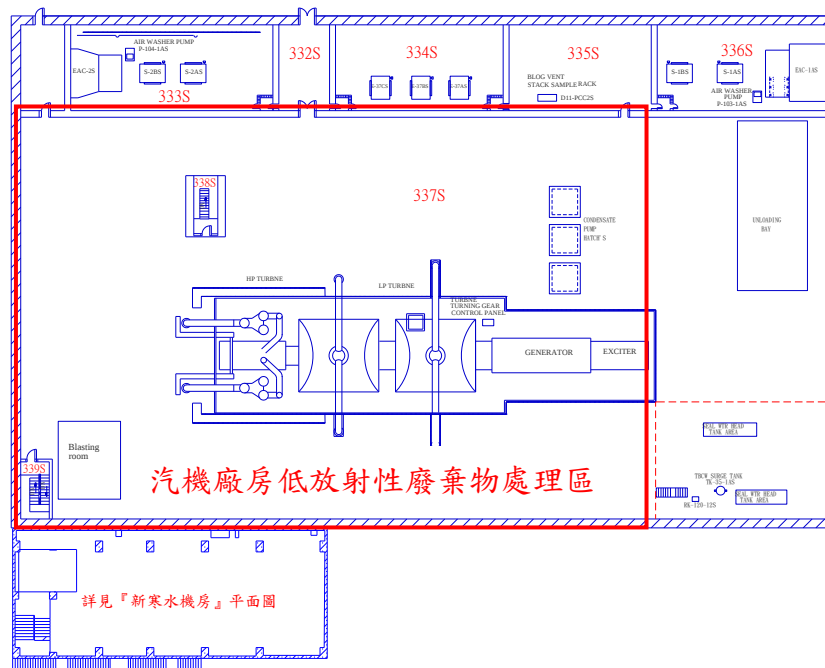


圖 9-10 汽機廠房低放射性廢棄物處理區

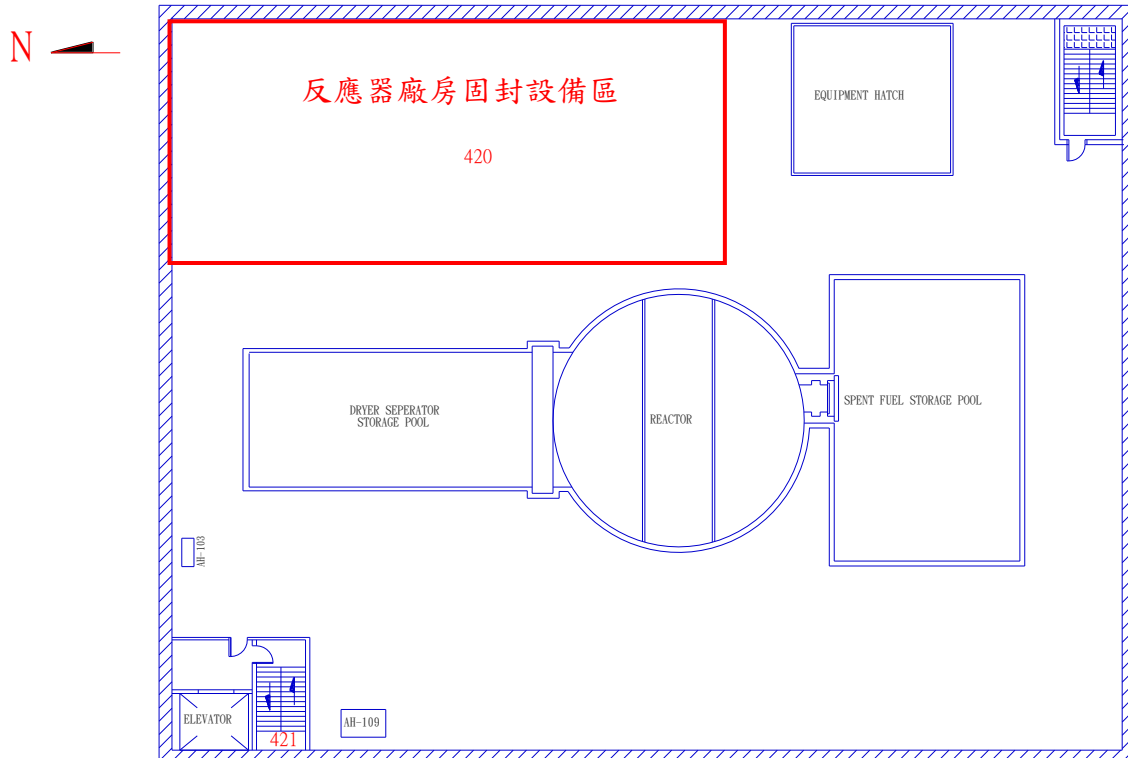


圖 9-11 反應器廠房固封設備區

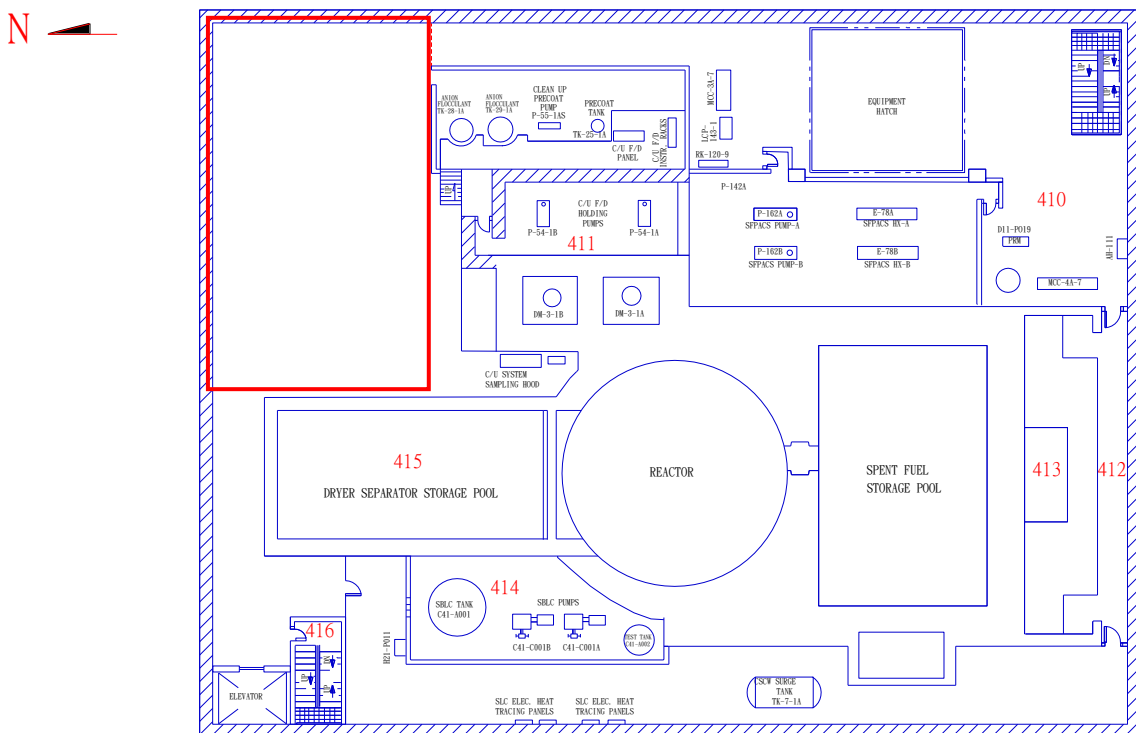


圖 9-12 反應器廠房切割/除污區

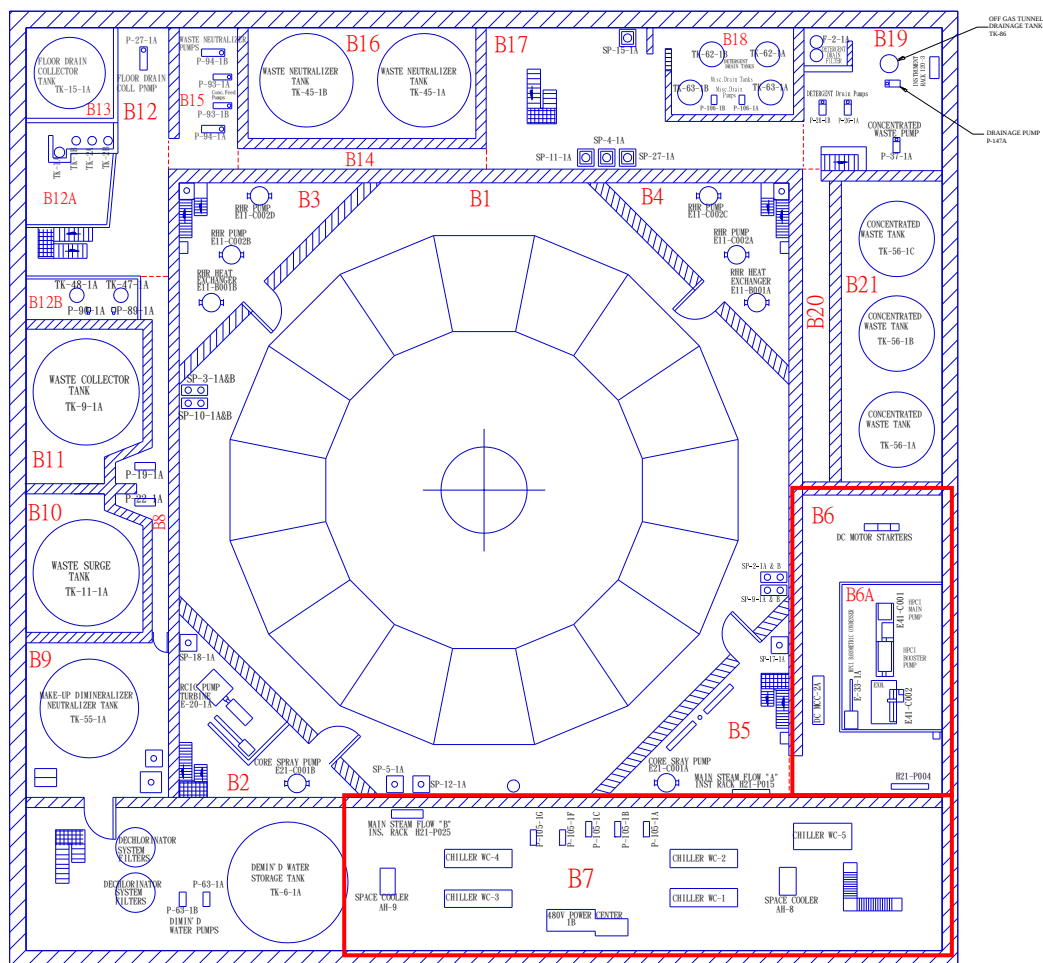
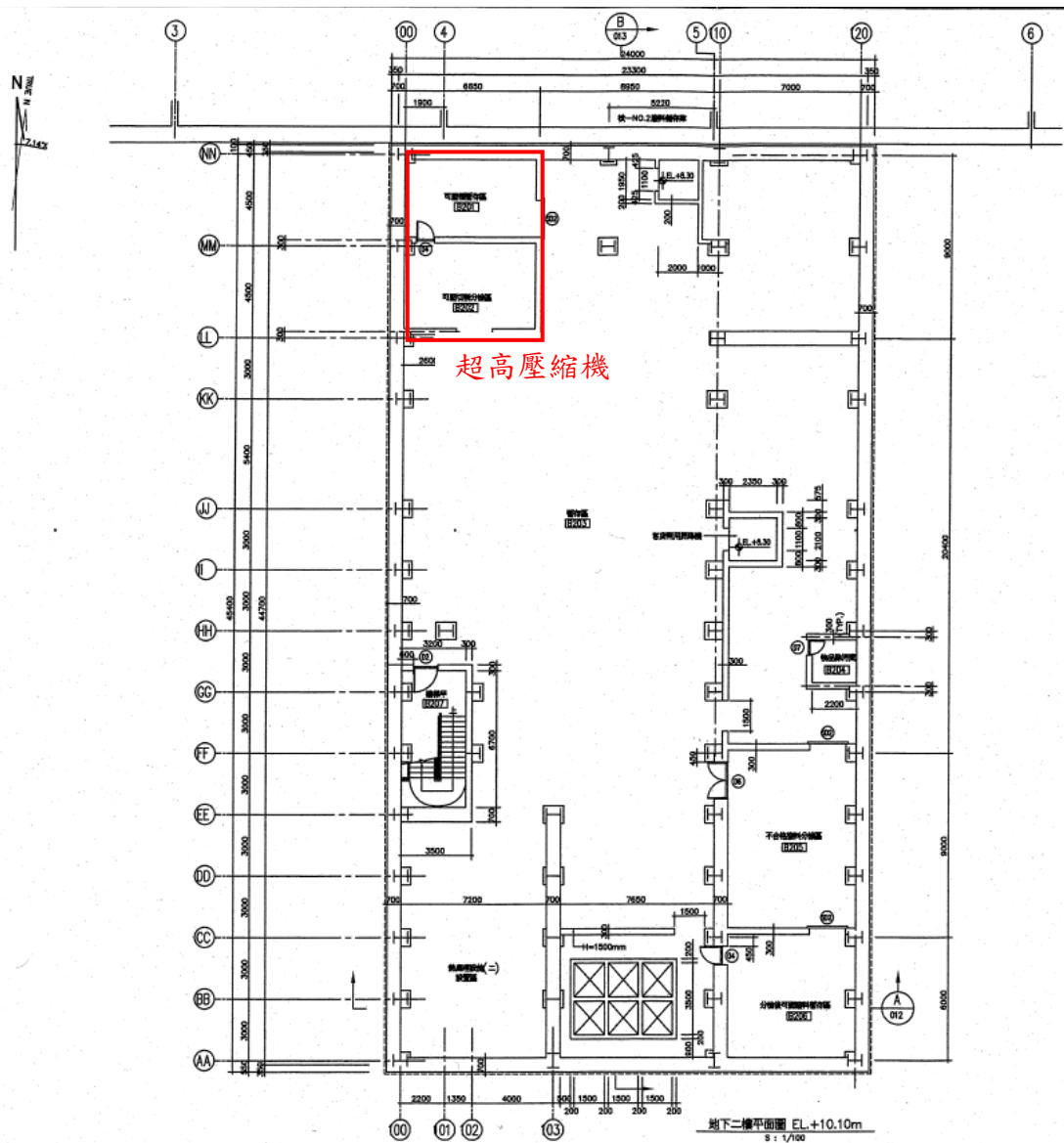


圖 9-13 聯合結構廠房除污區



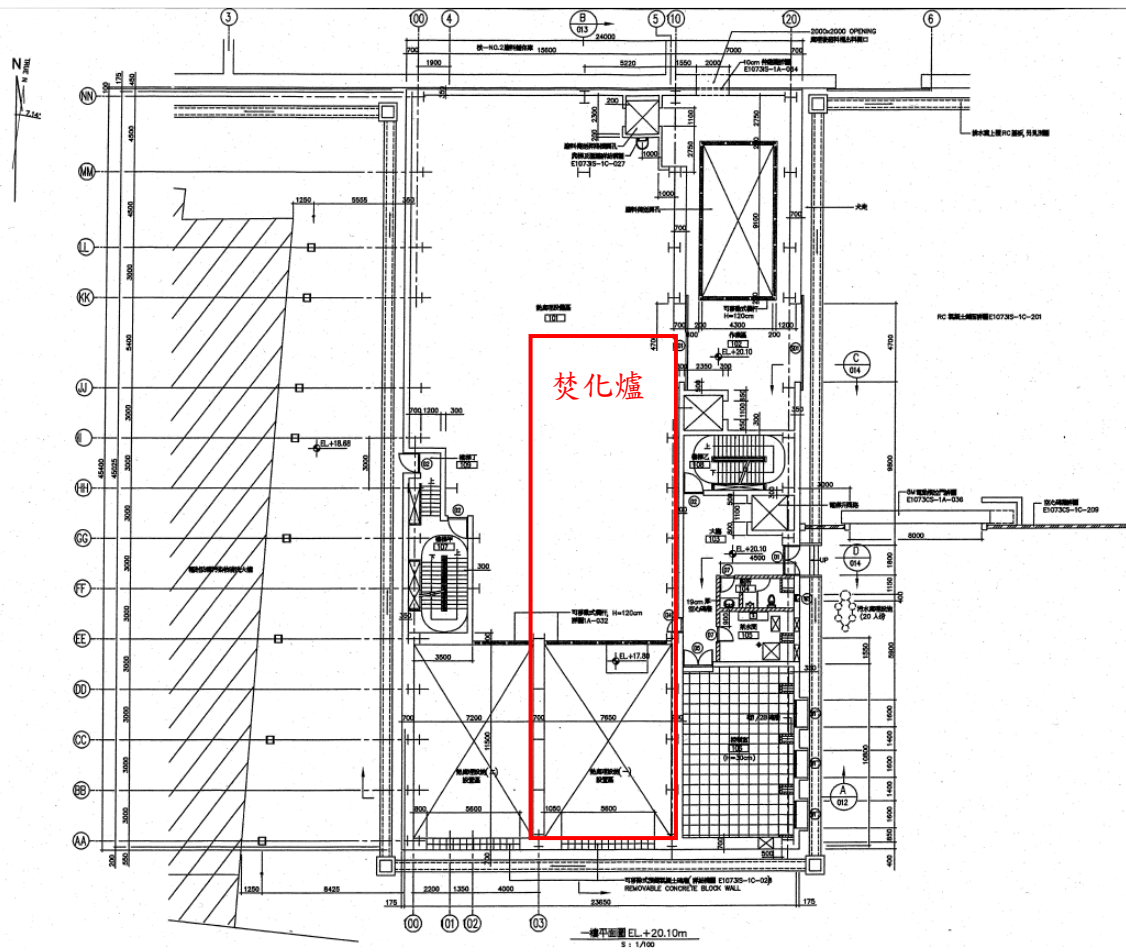


圖 9-15 熱處理設施廠房一樓焚化爐設置位置

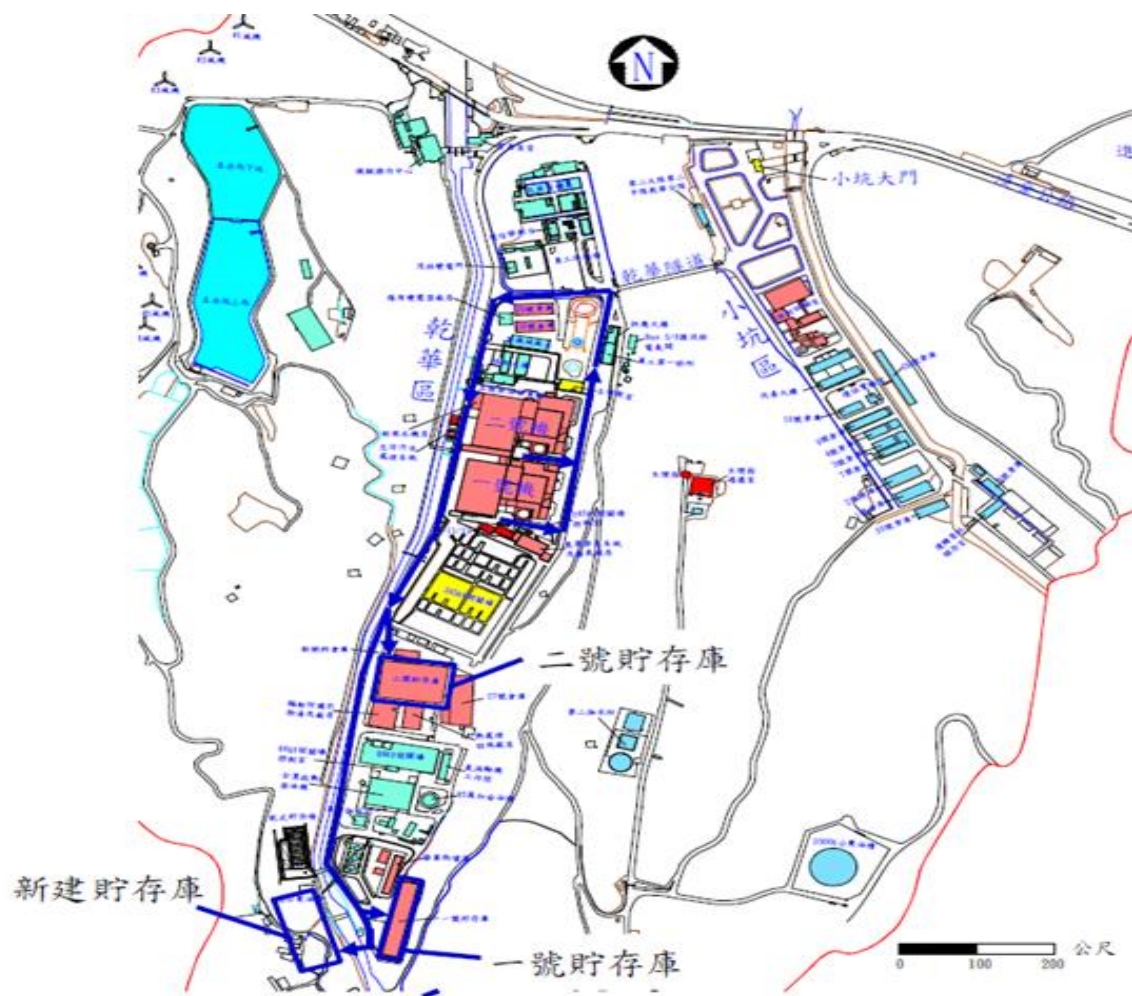


圖 9-16 除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃



圖 9-17 核一廠除役保留區平面圖

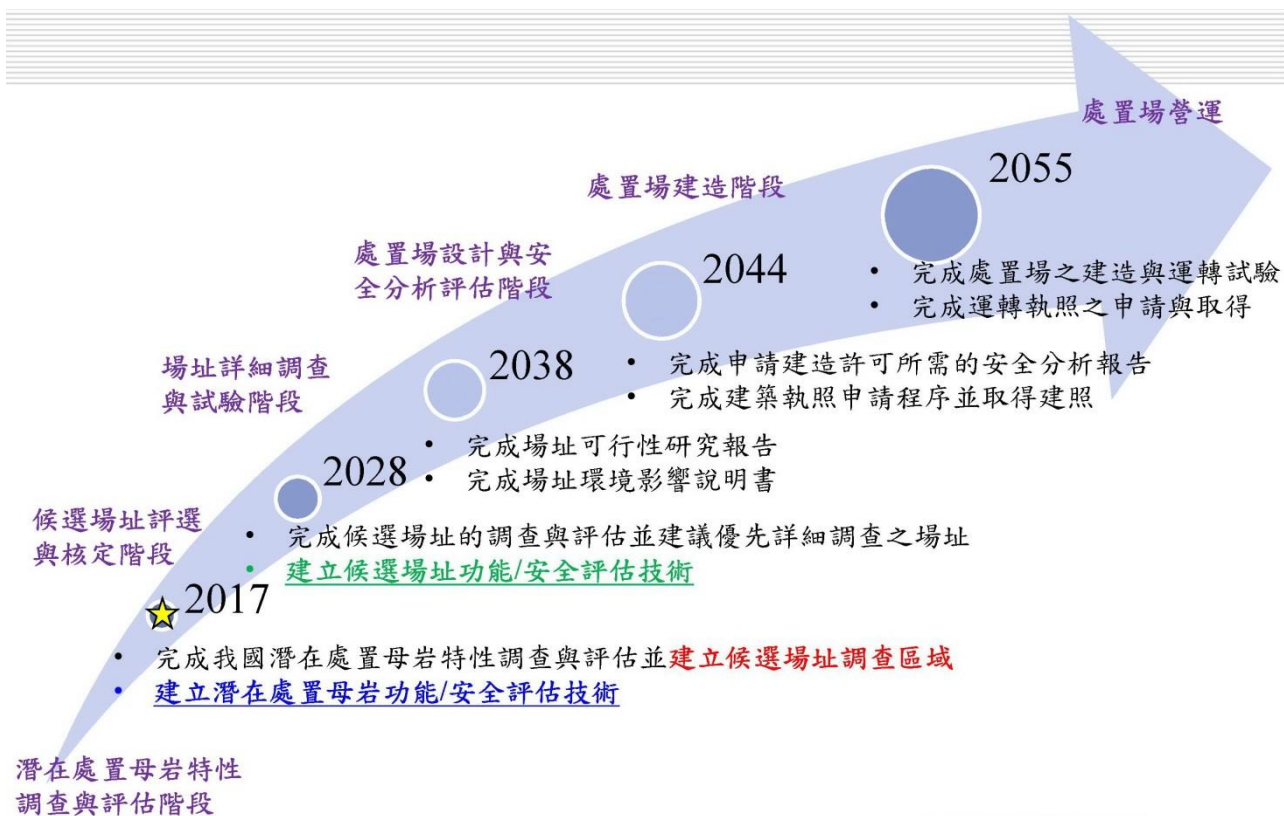


圖 9-20 我國用過核子燃料最終處置全程規劃

表 9-1 核一廠潛在輻射污染之系統

系統 編號	系統名稱	
B21	核反應器系統	Nuclear Boiler System
B31	反應器再循環系統	Recirculation System
E21	爐心噴灑系統	Reactor Core Spray System
E51	爐心隔離冷卻系統	Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC)
E11	餘熱移除系統	Reactor Residual Heat Removal System (RH)
C12	控制棒液壓驅動系統	Reactor Control Rod Drive Hydraulic System
C31	飼水控制系統	Feedwater Control System
E41	高壓注水系統	High Pressure Core Injection System (HPCI)
C41	備用硼液系統	Standby Liquid Control System (SBLC)
G33	爐水淨化系統	Reactor Water Clean-Up System (RWCU)
116	用過核子燃料池冷卻過濾系統	Fuel Pool Cooling & Filtering System (SFPCS)
110	放射性廢棄物處理系統	Radwaste System
101	主蒸汽系統	Main Extraction and Auxiliary Steam System
102	凝結水飼水系統	Condensate Feed Water & Air Evacuation System
103	飼水加熱器洩水排氣系統	Heater Drains and Vent System
104	廠用冷卻水系統	Service & Cooling Water System
121	冷凝水除礦器系統	Condensate Demineralizer System
108	一次圍阻體氣體控制系統	Atmospheric Control System
109	廢氣系統	Off-Gas System
106	凝結水除礦水輸送系統	Condensate and Demineralized Water Transfer System

表 9-2 核一廠聯合結構廠房主要污染設備輻射劑量率

系統(代號)	
設備名稱	空間劑量率 (μSv/h)
核反應器系統(B21)	
反應器壓力槽 RPV	-
反應器壓力槽 RPV Head	-
蒸汽乾燥器 Steam Dryer Assembly	-
蒸汽分離器及側板頂蓋 Steam Separator and Shoud Head	-
爐心側板 Core Shoud Assembly	-
反應器再循環水系統(B31)	
反應器再循環泵 Reactor Recir. Pump	5,000~30,000
控制棒液壓驅動系統(C12)	
控制棒驅動泵 CRD Water Pump	0.47~0.62
控制棒驅動水濾器 CRD Water Filter	0.62
備用硼液系統(C41)	
備用硼液控制泵 SBLC Pump	12~15
備用硼液控制儲存槽 SBLC Storage Tank	0.8~1
燃料池冷卻過濾系統(116)	
新增燃料池冷卻系統熱交換器 SFPACS Heat Exchanger	340~720
燃料池冷卻水熱交換器 Fuel Pool Cooling Water Heat Exchanger	15,000
新增燃料池冷卻系統冷卻塔 SFPACS Cooling Tower	0
新增燃料池冷卻系統循環泵 SFPACS Recir. Pump	43~150
新增燃料池冷卻系統冷卻水泵 SFPACS Cooling Water Pump	0
新增燃料池冷卻系統砂濾器循環泵 SFPACS Sand Filter Recir. Pump	0
燃料池過濾除礦器支持泵 Fuel Pool Filter Demineralizer Holding Pump	600
燃料池冷卻泵 Fuel Pool Cooling Pump	2,500~7,000
燃料池溢流槽 Fuel Pool Skimmer Surge Tank	15,000
燃料池過濾除礦器 Fuel Pool Filter Demineralizer	15,000
新增燃料池冷卻系統砂濾器 SFPACS Sand Filter	0
餘熱移除系統(E11)	
餘熱移除熱交換器 RH Heat Exchanger	2,000~2,800
餘熱移除升壓泵 RH Service Water Booster Pump	150~180
餘熱移除泵 RH Pump	2,000
爐心噴灑系統(E21)	

系統(代號)	
設備名稱	空間劑量率 (μSv/h)
爐心噴灑泵 Core Spray Pump	20~120
爐心噴灑充水泵 Core Spray Waterleg Pump	70
爐水淨化系統(G33)	
爐水淨化循環泵 RWCU Recirculation Pump	7,000
淨化過濾除礦器支持泵	2,800
Clean-Up Filter Demineralizer Holding Pump	11~102
淨化過濾除礦器預敷泵	
Clean-Up Filter Demineralizer Precoat Pump	2,800
過濾除礦器 RWCU Filter Demineralizer	
過濾除礦器預敷槽 RWCU Filter Demineralizer Precoat Tank	-
一次圍阻體氣體控制系統(108)	
LOCA 後再結合系統鼓風機	-
Blower of Post LOCA Recombiner System	
爐心隔離冷卻系統(E51)	
爐心隔離冷卻泵 RCIC Pump	3~20
爐心隔離冷卻冷凝水泵 RCIC Condensate Pump	3
爐心隔離冷卻真空泵 RCIC Vacuum Pump	3
爐心隔離冷卻氣壓冷凝器 RCIC Barometric Condenser	3~20
爐心隔離冷卻汽機 RCIC Turbine	3~20
高壓注水系統(E41)	
高壓注水系統氣壓冷凝器 HPCI Barometric Condenser	14
高壓注水泵 HPCI Pump	1.3~2.5
高壓注水升壓泵 HPCI Booster Pump	1.3~2.5
高壓注水汽機 HPCI Turbine	1.3~2.5
廠用冷卻水系統(104)	
聯合結構廠房冷卻水系統熱交換器 CSCW Heat Exchanger	0.17~0.24
聯合結構廠房冷卻水系統泵 CSCW Pump	0.14~0.17
聯合結構廠房冷卻水系統溢流槽 CSCW Surge Tank	0.2~0.28
放射性廢棄物處理系統(110)	
廢棄物濃縮冷凝器 Waste Concentrator Condenser	220~280
廢棄物濃縮器 Waste Concentrator	4,000~10,000
廢棄物離心機 Radwaste Centrifuge	2,500~5,500
放射性廢棄物加熱鍋爐進料泵	0
Radwaste Heating Boiler Feed Pump	

系統(代號)	
設備名稱	空間劑量率 (μSv/h)
污泥傳輸/進料泵 Sludge Transfer/Feed-In Pump A/B	0
廢棄物濃縮器循環泵 Waste Concentrator Recycle Pump	220~280
廢棄物取樣泵 Waste Sample Pump	115~145
廢污泥槽 Waste sludge Tank	>10,000
廢棄物取樣槽 Waste Sample Tank	12~26
地板洩水取樣槽 Floor Drain Sample Tank	28~35
廢棄物濃縮槽 Concentrated Waste Tank	1,200~1,900
廢棄物中和槽 Waste Neutralizer Tank	300~350
廢棄物收集器槽 Waste Collector Tank	540~720
廢氣系統(109)	
備用氣體處理系統 Standby Gas Treatment System (SGTS)	-
廢氣通道滲透水槽排放泵 Off-Gas Tunnel Seep Water Tank Discharge Pump	0

表 9-3 核一廠廢氣廠房主要污染設備一覽

系統(代號)	
設備名稱	空間劑量率 (μSv/h)
廢氣系統(109)	
廢氣過濾器 Off-Gas Filter	0.4~20.5

表 9-4 核一廠汽機廠房主要污染設備一覽

系統(代號)	
設備名稱	空間劑量率 (μSv/h)
主蒸汽系統(101)	
汽水分離再熱器 MSR	1
低壓加熱器 L.P. Heater	4.1~4.3
高壓加熱器 H.P. Heater	1~2
凝結水飼水系統(102)	
主冷凝器 Main Condenser	1.75
低壓加熱器 L.P. Heater	6.5~8
高壓加熱器 H.P. Heater	1~2
反應器飼水泵 Reactor Feed Pump	0.2~5
冷凝器泵 Condenser Pump	5.2~6.1
飼水加熱器洩水排氣系統(103)	
加熱器洩水泵 Heater Drain Pump	1.15~1.5
汽水分離再熱器洩水槽 MSR Drain Tank	0.47~ 0.63
汽水分離再熱器殼側洩水槽 MSR Shell Drain Tank	0.3~0.4
冷凝水除礦器系統(121)	
冷凝水傳輸泵 Condensate Transfer Pump	0.55
冷凝水除礦器回收泵 Condensate Demineralizer Recycle Pump	40
冷凝水儲存槽 Condensate Storage Tank	40
除礦器水儲存槽 Demineralizer Water Storage Tank	0.4~0.62
冷凝水除礦器槽 Condensate Demineralizer Vessel	0.15~ 17
飼水控制系統(C31)	
流量控制閥(FCV)	0.35
凝結水除礦水傳輸系統(106)	
除礦水傳輸泵 Demineralizer Water Transfer Pump	0
廢氣系統(109)	
廢汽稀釋系統洩放槽 Off-Gas Steam Dilution System Drain Tank	-
蒸汽抽汽器 Steam Jet Air Ejector (SJAЕ)	2.9~6.4
廢汽稀釋系統冷凝器 Off-Gas Steam Dilution Condenser	0.4~20.5
廢汽稀釋系統再熱器 Off-Gas Steam Dilution System Preheater	-

表 9-5 核一廠廠房污染擦拭結果

污染房間所在樓層		污染房間編號	α 表面污染 (Bq/100 cm ²)	β 表面污染 (Bq/100 cm ²)
反應器 廠房	地下二樓 (EL -0.83')	B3	MDA	0.464~23
		B4	MDA	1.32~49
		B9	MDA	MDA~2.21
		B10	-	-
		B11	-	-
		B12	MDA	0.362~0.723
		B13	MDA	17.7
		B16	MDA	58.6-171
		B21	-	-
	地下一樓 (EL 17.33')	B27	MDA	3.57~44.8
		B29	MDA	141
		B30	MDA	9.69~36
		B32	MDA	0.821
		B35	MDA	0.464~1.11
		B33A	MDA	0.821~8.57
		B33B	-	-
		B33C	-	-
	一樓 (EL 39.83')	121A	MDA	0.607~0.928
		121B	MDA	3.35~7.28
		123	MDA	4.68~263
		125	MDA	3~70
		126	MDA	0.999~117
		131	MDA	1.5~127
		133	MDA	1.89~74.1
		136	-	-
		109	MDA	MDA~2.43
		113	MDA	MDA~666
	二樓 (EL 67.33')	236	MDA	20.7~482
		237	MDA~0.433	246~790
		238	MDA	12.5~40.4
		241	-	-
		244	-	-
		243	-	-
		242	-	-
	三樓 (EL 95')	401	MDA	MDA~0.964
		402	-	-
		403	-	-
		404	MDA	MDA~4.46
	四樓 (EL 110')	405	-	-
		415	MDA	MDA~16.6
		416	-	-
	五樓 (EL 137.5')	420	-	-

污染房間所在樓層		污染房間編號	α 表面污染 (Bq/100 cm ²)	β 表面污染 (Bq/100 cm ²)
汽機 廠房	一樓 (EL 17.25')	B45	MDA	MDA~4.57
	二樓 (EL 39.83')	141 142	MDA MDA	MDA MDA~4.21
	三樓 (EL 73.83')	339 污染貯存區 除污區	- - MDA	- - 0.571

表 9-6 單一長半化期核種濃度值

核 種	濃 度 值 (A < 0.1 倍 < C < 1 倍 < 超 C)
¹⁴ C	0.30 TBq/m ³
¹⁴ C (活化金屬內)	3.0 TBq/m ³
⁵⁹ Ni (活化金屬內)	8.1 TBq/m ³
⁹⁴ Nb (活化金屬內)	0.0074 TBq/m ³
⁹⁹ Tc	0.11 TBq/m ³
¹²⁹ I	0.0030 TBq/m ³
TRU (半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	3.7 kBq/g
²⁴¹ Pu	130 kBq/g
²⁴² Cm	740 kBq/g

資料來源：低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則之附表一。

表 9-7 單一短半化期核種濃度值

核 種	濃度值 (TBq/m ³)		
	第一行	第二行	第三行
	< B 類	< C 類	< 超 C 類
半化期小於 5 年之 所有核種總和	26	註一	註一
³ H	1.5	註一	註一
⁶⁰ Co	26	註一	註一
⁶³ Ni	0.13	2.6	26
⁶³ Ni (活化金屬內)	1.3	26	260
⁹⁰ Sr	0.0015	5.6	260
¹³⁷ Cs	0.037	1.6	170
註一：	B 類廢棄物及 C 類廢棄物並無此核種濃度值之限制。可從實際執行運送、吊卸與最終處置作業時，考量體外輻射與衰變熱，而限制這些核種之濃度。除非由本表內其他核種決定廢棄物歸於 C 類廢棄物，否則應歸於 B 類廢棄物。		
註二：	多核種之分類：若低放射性廢棄物中含有多核種時，其分類應按下式判斷。 $\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{i,0}} \leq 1$ 式中 <i>C_i</i>：第 <i>i</i> 個核種之濃度。 <i>C_{i,0}</i>：第 <i>i</i> 個核種第 0 (0=A,B,C) 類之濃度值。 <i>n</i>：所含核種之數目。 若滿足上式，則可歸為第 0 (0=A,B,C) 類廢棄物。		

資料來源：低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則之附表二。

表 9-8 核種分析方式

放射性核種	分析方式
半衰期小於 5 年之核種	除了 Fe-55 係採用沉降法進行前處理後、再以液體閃爍計數器(LSC)進行定量外，其餘核種均以高純鍺偵檢器(HPGe)進行定性與定量
Co-60	高純鍺加馬計測系統(HPGe)
Cs-137	
H-3	液體閃爍計數器(LSC)
C-14	自動氧化分析儀+液體閃爍計數器(LSC)
Ni-63	固相萃取系統(SPE)+液體閃爍計數器(LSC)
Sr-90	液體閃爍計數器(LSC)
Tc-99	固相萃取系統(SPE)+感應耦合電漿質譜儀(ICP-MS)
I-129	中子活化分析(NAA)
Pu-241	液體閃爍計數器(LSC)+感應耦合電漿質譜儀(ICP-MS)
Cm-242	固相萃取系統(SPE)+阿伐能譜分析系統(α -Spec)
TRU (半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	固相萃取系統(SPE)+阿伐能譜分析系統(α -Spec)

表 9-9 關鍵加馬核種列表

難測核種	關鍵加馬核種
半化期小於 5 年之所有核種	Co-60
H-3	Cs-137
C-14	Co-60
Ni-63	Co-60
Sr-90	Cs-137
Tc-99	Cs-137
I-129	Cs-137
Pu-241	Cs-137
Cm-242	Cs-137
TRU (半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	Cs-137

表 9-10 計算所得之比例因數

Radionuclide	Core support	Primary surfaces	Clean up systems	Off-gas system	Concrete waste
H-3	1.51×10^{-4}	0	9.50×10^{-3}	0	3.10×10^{-1}
C-14	7.91×10^{-4}	1.0×10^{-3}	0	0	2.10×10^{-3}
Fe-55	6.64×10^{-1}	8.20×10^{-1}	4.40×10^{-1}	0	3.70×10^{-1}
Co-60	1	1	1	0	1
Ni-63	5.01×10^{-1}	2.10×10^{-1}	7.90×10^{-2}	0	9.0×10^{-2}
Sr-90	3.69×10^{-14}	7.40×10^{-3}	9.40×10^{-3}	3.50×10^{-1}	5.70×10^{-3}
Tc-99	2.91×10^{-9}	3.20×10^{-6}	2.30×10^{-4}	0	0
I-129	0	0	1.50×10^{-5}	8.80×10^{-7}	1.60×10^{-7}
Cs-137	0	0	1.50×10^{-1}	1	2.10×10^{-2}
Pu-238	0	3.60×10^{-4}	6.40×10^{-5}	3.70×10^{-4}	1.10×10^{-4}
Pu-239	0	5.20×10^{-5}	1.60×10^{-5}	7.70×10^{-5}	2.10×10^{-5}
Pu-241	0	5.50×10^{-3}	2.70×10^{-3}	1.30×10^{-2}	3.40×10^{-3}
Am-241	0	6.10×10^{-5}	1.20×10^{-5}	2.80×10^{-5}	1.10×10^{-5}
Cm-242	0	2.60×10^{-4}	5.60×10^{-5}	2.70×10^{-5}	2.20×10^{-5}
Cm-244	0	2.20×10^{-4}	4.80×10^{-5}	1.50×10^{-4}	6.80×10^{-5}
Be-10	1.97×10^{-14}	6.0×10^{-3}	1.0×10^{-9}	0	0
Cl-36	0	1.0×10^{-5}	1.90×10^{-6}	0	5.90×10^{-6}
Ni-59	4.08×10^{-3}	2.50×10^{-3}	1.0×10^{-3}	0	7.40×10^{-4}
Zr-93	1.66×10^{-11}	9.30×10^{-5}	7.40×10^{-7}	0	0
Nb-93m	8.43×10^{-8}	3.30×10^{-1}	2.90×10^{-2}	0	0
Nb-94	9.67×10^{-6}	5.30×10^{-4}	4.20×10^{-5}	0	0
Mo-93	1.77×10^{-8}	3.80×10^{-6}	2.60×10^{-7}	0	0
Ru-106	8.33×10^{-24}	0	1.0×10^{-1}	4.0×10^{-3}	1.80×10^{-2}
Ag-108m	0	4.40×10^{-5}	1.40×10^{-5}	0	1.60×10^{-4}
Cd-113m	0	6.0×10^{-4}	1.80×10^{-2}	0	6.0×10^{-4}
Cs-134	0	0	1.10×10^{-1}	6.60×10^{-2}	6.90×10^{-2}
Cs-135	0	0	9.90×10^{-6}	1.50×10^{-4}	1.60×10^{-6}
Pu-240	0	8.90×10^{-5}	1.90×10^{-5}	9.10×10^{-5}	2.80×10^{-5}

註：1. 除 Off-gas system 之加馬基底核種為 Cs-137 外，其餘廢棄物源之加馬基底核種為 Co-60。

2. 各比例因數為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之活度值建立。

表 9-11 各污染系統設備及組件內表面積

系統/類別	熱交換器	其他汽機廠房組件	儀器管線	內襯鋼板與燃料格架	泵	桶槽	雜項製程組件	製程管線及連接件	閥件	通風元件	合計
101	3.03×10^4	0	0	0	0	0	0	4.73×10^3	1.66×10^2	0	3.53×10^4
102	1.08×10^5	0	0	0	2.79×10^1	0	3.54×10^1	4.34×10^3	1.77×10^2	0	1.13×10^5
103	0	0	0	0	1.13	1.03×10^2	0	1.65×10^2	5.87×10^1	0	4.31×10^2
104	1.28×10^4	0	0	0	9.42×10^{-1}	2.35×10^2	0	0	1.22×10^2	0	1.33×10^4
106	0	0	0	0	0	0	0	5.94×10^1	8.96	0	1.74×10^2
109	3.51×10^2	0	0	0	0	0	1.07×10^2	3.21×10^3	1.53×10^1	8.03×10^1	3.88×10^3
110	3.12×10^2	0	0	0	2.37×10^1	5.85×10^3	7.02×10^2	3.72×10^2	4.41	2.91×10^2	7.66×10^3
116	2.85×10^3	0	0	1.34×10^4	3.12	1.29×10^2	5.74×10^1	8.44×10^2	2.48×10^1	0	1.74×10^4
121	0	4.18×10^2	0	0	2.16	3.25×10^2	1.17×10^1	0	3.23×10^1	2.64×10^1	9.37×10^2
B21	0	0	2.54×10^1	8.72×10^3	1.81	0	4.55×10^2	1.10×10^3	4.65×10^1	2.59	1.03×10^4
B31	0	0	2.83×10^1	0	1.23×10^1	0	0	2.76×10^2	1.83×10^1	0	3.35×10^2
C12	0	0	0	0	6.68	0	2.01×10^1	6.87×10^1	0	0	9.55×10^1
C31	0	0	0	0	0	0	0	0	4.15	0	4.15
C41	0	0	0	0	1.01	5.97×10^1	0	0	0	0	6.07×10^1
E11	1.82×10^3	0	0	0	2.98×10^1	0	0	1.88×10^3	1.57×10^2	8.76×10^1	3.98×10^3
E21	0	0	0	0	8.2	0	0	3.75×10^2	2.31×10^1	0	4.06×10^2
E41	7.80×10^1	0	0	0	7.95	0	3.05×10^1	5.30×10^2	3.37×10^1	3.49×10^1	7.15×10^2
E51	3.81×10^1	0	0	0	1.14	0	7.65	2.28×10^2	4.26	0	2.79×10^2
G33	8.54×10^2	0	0	0	8.54×10^2	2.68×10^1	5.15×10^1	2.17×10^1	8.75×10^{-1}	0	1.81×10^3
HV	3.23×10^1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	3.23×10^1
Total	1.57×10^5	4.18×10^2	5.38×10^1	2.21×10^4	9.82×10^2	6.73×10^3	1.48×10^3	1.82×10^4	8.97×10^2	5.22×10^2	2.09×10^5

註：單位： m^2

表 9-12 各區域受污染混凝土表面積

區域/類別	聯合結構廠房	汽機廠房	廢氣廠房
超高輻射區	5.87×10^1	0	0
高輻射區	6.75×10^3	0	0
輻射區	1.71×10^4	1.58×10^3	0
非輻射區	1.18×10^5	7.57×10^4	1.51×10^4
合計	1.42×10^5	7.72×10^4	1.51×10^4

註：單位： m^2

表 9-13 一號機大修取樣樣品資料與核種分析結果

取樣位置	輻射 類型	B31 系統 C/S 底樓	HPCI R/B EL - 0.83"	E11 F031C RH-A	E11 F017B-2	E11 F017B-3	Off-Gas 活性碳床
取樣類型		閥件洩水	閥件洩水	閥件洩水	金屬封環	封環	活性碳
樣品形式		水樣	水樣	水樣	金屬	金屬	活性碳顆粒
Co-60	γ	9.72×10^3	1.8	1.57×10^3	4.25×10^2	9.30×10^2	
Cs-137	γ		5.99×10^{-2}				2.32×10^5
H-3	β	5.13×10^2	1.39×10^2	6.64×10^2	1.47×10^4	3.18×10^4	5.85×10^2
C-14	β	< MDA					
Ni-63	β	< MDA					
Sr-90	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	3.70×10^3
Tc-99	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
I-129	β	< MDA					
Pu-238	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Pu-239/240	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Pu-241	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Am-241	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cm-242	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cm-244	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cr-51	γ	9.18×10^2		1.99×10^2	5.51×10^1	9.72×10^1	
Mn-54	γ	1.17×10^4	1.5	2.33×10^3	1.17×10^2	6.01×10^2	
Fe-55	β	1.02×10^{-1}	1.03×10^{-2}	2.23	1.57×10^2	4.21×10^2	1.87×10^5
Co-58	γ	7.48×10^2		1.62×10^2	1.51×10^1	3.21×10^1	
Fe-59	γ	1.48×10^3		4.49×10^2	1.21×10^1	4.59×10^1	
Ni-65	γ			6.69×10^{-1}			
Zn-65	γ	5.90×10^1		1.36×10^1			
Zr-95	γ	5.72×10^2		1.33×10^1	1.36×10^1	5.73×10^1	
Nb-97	γ				1.84		
Ag-110m	γ	2.25×10^1		1.29×10^1			
Sn-113	γ	4.72×10^1					
Sb-124	γ	2.25×10^2		9.68			
Ce-144	γ	5.55×10^2					

註：1.各分析數據已計算衰變至參考時間 2015 年 6 月 18 日。

2.單位：Bq/g。

表 9-14 二號機大修取樣樣品資料與核種分析結果

取樣位置	輻射 類型	B21 MOV F020S	E21 F003AS	E41 F001	E51 AOV F004S	102-226	E21 Core Spray Leg Pump
取樣類型		閥件洩水	閥件洩水	閥件洩水	閥件洩水	閥件洩水	泵洩水
樣品形式		水樣	水樣	水樣	水樣	水樣	水樣
Co-60	γ	2.61×10^2	3.96×10^1	1.24	1.09	4.38×10^{-1}	1.16×10^2
Cs-137	γ	< MDA	4.50×10^{-2}	8.30×10^{-3}	6.01×10^{-2}	3.49×10^{-3}	1.35×10^{-1}
H-3	β	9.34×10^1	1.13×10^2	1.06×10^2	1.09×10^2	1.18×10^2	
C-14	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Ni-63	β	4.23	1.47	< MDA	< MDA	< MDA	1.1
Sr-90	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	
Tc-99	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
I-129	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Pu-238	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Pu-239/240	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Pu-241	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Am-241	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cm-242	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cm-244	α	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cr-51	γ	1.25×10^2	7.77×10^{-1}	9.05×10^{-2}	< MDA	4.01×10^{-1}	1.81×10^1
Mn-54	γ	3.99×10^2	2.08×10^1	7.91×10^{-1}	1.05	4.08×10^{-1}	1.05×10^2
Fe-55	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Co-57	γ	3.55×10^{-1}	1.78×10^{-2}	< MDA	< MDA	< MDA	9.85×10^{-2}
Co-58	γ	4.11×10^1	4.79×10^{-1}	3.60×10^{-2}	5.27×10^{-3}	4.66×10^{-2}	5.35
Fe-59	γ	5.96×10^1	< MDA	6.84×10^{-2}	< MDA	3.88×10^{-2}	4.9
Zn-65	γ	3.19×10^{-1}	1.82×10^{-1}	< MDA	< MDA	< MDA	8.32×10^{-1}
Zr-95	γ	1.07	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Ag-110m	γ	< MDA	2.48×10^{-1}	1.34×10^{-2}	< MDA	< MDA	1.81
Sn-113	γ	2.89×10^{-1}					
I-123	γ	7.09×10^{-2}					
Sb-124	γ	1.53					1.13×10^{-1}
Sb-125	γ	6.47×10^{-1}	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cs-134	γ	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Ce-144	γ	3.02	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Cs-134	γ	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
Ce-144	γ	3.02	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA

註：1.各分析數據已計算衰變至參考時間 2014 年 12 月 25 日。

2.單位：Bq/g。

表 9-15 核一廠除役廢棄物分類重量推估結果

類別	超 C 類	C 類	B 類	A 類	合計	可外釋 (含管制區 內確認 無污染)
1. 金屬廢棄物						
1.1 活化金屬						
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	0	878	878	0
1.1.2 反應器內部組件	72	37	0	236	345	0
1.2 污染金屬						
1.2.1 閥件	0	0	32	510	542	527
1.2.2 熱交換器	0	53	78	3,395	3,526	70
1.2.3 泵	0	0	1	475	476	294
1.2.4 桶槽	0	0	163	344	507	668
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	34	34	39
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	2,564
1.2.7 製程管線	0	55	346	1,858	2,259	1,012
1.2.8 管路連接件	0	8	53	151	212	237
1.2.9 儀器管線	0	3	0	0	3	0
1.2.10 雜項製程組件	0	1	123	97	221	339
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	323	0	788	1,111	81
1.2.12 通風元件	0	1	32	9	42	868
1.3 初步研判無污染之金屬						
1.3.1 電纜與電纜槽	0	0	0	0	0	2,435
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	445
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	974
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	102
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	65
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	45
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	500
1.3.8 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	6,958
2. 混凝土廢棄物						
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	1,140	1,140	0

2.2 污染混凝土	0	0	0	1,545	1,545	0
3. 其他廢棄物						
3.1 乾性廢棄物(減容後)	0	0	0	242	242	0
3.2 濕性廢棄物(固化後)	0	0	131	321	452	0
3.3 保溫材	0	0	0	30	30	212
合計	72	481	959	12,053	13,565	18,435

註：1.本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

2.單位：MT。

表 9-16 核一廠除役廢棄物分類活度推估結果

類別	超 C 類	C 類	B 類	A 類	合計	可外釋 (含管制區 內確認 無污染)
1. 金屬廢棄物						
1.1 活化金屬						
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	0	6.56×10^{13}	6.56×10^{13}	0
1.1.2 反應器內部組件	2.28×10^{16}	1.80×10^{15}	0	4.55×10^{13}	2.46×10^{16}	0
1.2 污染金屬						
1.2.1 閥件	0	0	2.28×10^{12}	1.95×10^{12}	4.23×10^{12}	3.88×10^5
1.2.2 熱交換器	0	5.63×10^{13}	1.71×10^{13}	1.21×10^{12}	7.46×10^{13}	0
1.2.3 泵	0	0	7.10×10^9	1.08×10^{12}	1.08×10^{12}	1.17×10^6
1.2.4 桶槽	0	0	1.88×10^{13}	6.52×10^{11}	1.94×10^{13}	0
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	1.10×10^{10}	1.10×10^{10}	0
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	0
1.2.7 製程管線	0	6.03×10^{13}	7.79×10^{13}	5.12×10^{12}	1.43×10^{14}	3.90×10^1
1.2.8 管路連接件	0	7.08×10^{12}	1.10×10^{13}	9.00×10^{10}	1.81×10^{13}	0
1.2.9 儀器管線	0	1.29×10^{13}	0	0	1.29×10^{13}	0
1.2.10 雜項製程組件	0	4.26×10^{11}	2.31×10^{13}	6.18×10^{11}	2.41×10^{13}	0
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	8.04×10^{14}	0	1.74×10^{13}	8.21×10^{14}	0
1.2.12 通風元件	0	1.03×10^{11}	1.09×10^{13}	3.43×10^9	1.10×10^{13}	0
1.3 初步研判無污染之金屬						
1.3.1 電纜與電纜槽	0	0	0	0	0	0
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	0
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	0
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	0
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	0
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	0
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	0
1.3.8 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	0
2. 混凝土廢棄物						
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	1.14×10^9	1.14×10^9	0

2.2 污染混凝土	0	0	0	6.98×10^{13}	6.98×10^{13}	0
3. 其他廢棄物						
3.1 乾性廢棄物(減容後)	0	0	0	0	0	0
3.2 濕性廢棄物(固化後)	0	0	9.52×10^{13}	4.76×10^{12}	1.00×10^{14}	0
3.3 保溫材	0	0	0	1.63×10^{10}	1.63×10^{10}	0
合計	2.28×10^{16}	2.74×10^{15}	2.56×10^{14}	2.14×10^{14}	2.60×10^{16}	1.56×10^6

註：1.本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

2.單位：Bq。

表 9-17 核一廠除役放射性廢棄物總重量與總活度統計

類別	重量(MT)	佔比(%)	活度(Bq)	佔比(%)
金屬廢棄物	28,379		2.58×10^{16}	
活化金屬	1,223	4.3	2.47×10^{16}	95.6
污染金屬	8,933	31.5	1.13×10^{15}	4.4
可外釋之金屬	18,223	64.2	1.56×10^6	~0.0
混凝土廢棄物	2,685		6.98×10^{13}	
活化混凝土	1,140	42.5	1.14×10^9	~0.0
污染混凝土	1,545	57.5	6.98×10^{13}	~100.0
其他類型廢棄物	724		1.00×10^{14}	
乾性廢棄物(減容後)	242	33.4	0	~0.0
濕性廢棄物(固化後)	452	62.4	1.00×10^{14}	~100.0
保溫材	30	4.1	1.63×10^{10}	~0.0
合計	31,788		2.60×10^{16}	

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9-18 金屬廢棄物盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	3.60×10^4 1.14×10^{16}	3.60×10^4 1.14×10^{16}	0 0	0 0	7.20×10^4 2.28×10^{16}
C 類	2.30×10^5 1.37×10^{15}	2.30×10^5 1.37×10^{15}	1.95×10^3 2.80×10^{12}	1.95×10^3 2.80×10^{12}	4.63×10^5 2.74×10^{15}
B 類	4.06×10^5 9.26×10^{13}	4.06×10^5 9.26×10^{13}	4.76×10^4 9.04×10^{12}	4.76×10^4 9.04×10^{12}	9.09×10^5 2.03×10^{14}
A 類	1.73×10^6 4.57×10^{13}	1.73×10^6 4.57×10^{13}	2.49×10^6 1.10×10^{12}	2.49×10^6 1.10×10^{12}	8.44×10^6 9.37×10^{13}
可外釋 (<100 Bq/kg)	1.08×10^6 1.71×10^1	1.08×10^6 1.71×10^1	1.89×10^6 7.80×10^5	1.89×10^6 7.80×10^5	5.93×10^6 1.56×10^6
合計	3.48×10^6 1.29×10^{16}	3.48×10^6 1.29×10^{16}	4.43×10^6 1.29×10^{13}	4.43×10^6 1.29×10^{13}	1.58×10^7 2.59×10^{16}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9-19 其他區域金屬廢棄物盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	廢氣廠房	主煙囪	廠區其他部分	合計
超 C 類	0	0	0	0
	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0
	0	0	0	0
B 類	0	0	5.68×10^3	5.68×10^3
	0	0	3.06×10^{12}	3.06×10^{12}
A 類	2.55×10^4	4.96×10^3	2.20×10^5	2.50×10^5
	4.29×10^9	2.31×10^7	6.09×10^{10}	6.52×10^{10}
可外釋 (<100 Bq/kg)	2.69×10^5	1.95×10^3	1.20×10^7	1.23×10^7
	0	0	0	0
合計	2.95×10^5	6.91×10^3	1.22×10^7	1.25×10^7
	4.29×10^9	2.31×10^7	3.12×10^{12}	3.13×10^{12}

註：1.本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

2.廠區其他部分係指於核一廠內，且在聯合結構廠房、汽機廠房、廢氣廠房、主煙囪以外之部分，包含開關廠、600 公秉油槽區、35,000 公秉油槽區、保警辦公室等區域。

表 9-20 系統除污後金屬廢棄物盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	3.60×10^4	3.60×10^4	0	0	7.20×10^4
	1.14×10^{16}	1.14×10^{16}	0	0	2.28×10^{16}
C 類	2.16×10^5	2.16×10^5	1.95×10^3	1.95×10^3	4.35×10^5
	1.35×10^{15}	1.35×10^{15}	2.80×10^{12}	2.80×10^{12}	2.71×10^{15}
B 類	3.20×10^5	3.20×10^5	3.71×10^4	3.71×10^4	7.13×10^5
	7.33×10^{13}	7.33×10^{13}	7.23×10^{12}	7.23×10^{12}	1.61×10^{14}
A 類	1.84×10^6	1.84×10^6	2.50×10^6	2.50×10^6	8.68×10^6
	4.56×10^{13}	4.56×10^{13}	1.28×10^{12}	1.28×10^{12}	9.38×10^{13}
可外釋 (<100 Bq/kg)	1.06×10^6	1.06×10^6	1.89×10^6	1.89×10^6	5.91×10^6
	1.71×10^1	1.71×10^1	7.80×10^5	7.80×10^5	1.56×10^6
合計	3.48×10^6	3.48×10^6	5.71×10^6	5.71×10^6	1.58×10^7
	1.29×10^{16}	1.29×10^{16}	1.13×10^{13}	1.13×10^{13}	2.58×10^{16}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9-21 混凝土廢棄物盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房	汽機廠房	合計
超 C 類	0	0	0
	0	0	0
C 類	0	0	0
	0	0	0
B 類	0	0	0
	0	0	0
A 類	2.59×10^6	9.61×10^4	2.69×10^6
	6.92×10^{13}	6.43×10^{11}	6.98×10^{13}
可外釋 (<100 Bq/kg)	2.34×10^8	1.47×10^8	3.80×10^8
	0	0	0
合計	2.36×10^8	1.47×10^8	3.83×10^8
	6.92×10^{13}	6.43×10^{11}	6.98×10^{13}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9-22 核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果

類別	超 C 類	C 類	B 類	A 類	合計	可外釋 (含管制區 內確認 無污染)
1. 金屬廢棄物						
1.1 活化金屬						
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	0	3,834	3,834	0
1.1.2 反應器內部組件	314	162	0	1,031	1,507	0
1.2 污染金屬						
1.2.1 閥件	0	0	140	2,227	2,367	2,301
1.2.2 熱交換器	0	231	341	14,825	15,397	306
1.2.3 泵	0	0	4	2,074	2,079	1,284
1.2.4 桶槽	0	0	712	1,502	2,214	2,917
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	148	148	170
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	11,197
1.2.7 製程管線	0	240	1,511	8,114	9,865	4,419
1.2.8 管路連接件	0	35	231	659	926	1,035
1.2.9 儀器管線	0	13	0	0	13	0
1.2.10 雜項製程組件	0	4	537	424	965	1,480
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	1,410	0	3,441	4,852	354
1.2.12 通風元件	0	4	140	39	183	3,790
1.3 初步研判無污染之金屬						
1.3.1 電纜與電纜槽	0	0	0	0	0	10,633
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	1,943
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	4,253
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	445
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	284
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	197
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	2,183
1.3.8 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	30,384
2. 混凝土廢棄物						
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	5,700	5,700	0
2.2 污染混凝土	0	0	0	7,722	7,722	0
3. 其他廢棄物						
3.1 乾性廢棄物(減容後)	0	0	0	2,420	2,420	0

3.2 濕性廢棄物(固化後)	0	0	290	713	1,003	0
3.3 保溫材	0	0	0	597	597	4,324
合計	314	2,100	3,906	55,471	61,791	83,900

註 1：本表重量為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果；單位：55 加侖桶。

註 2：核一廠除役環境影響評估報告書為求保守，故將除役計畫廢棄物數量估計值，再加入適當餘裕後，以 65,000 桶作為環境影響評估承諾之上限值。未來核一廠執行除役作業時，仍以除役計畫所述之 61,791 桶為上限值。

表 9-23 除役時應申請執照之新建處理及貯存設施

項次	新建處理/貯存設施	數量	時程規劃
1	新建低放射性廢棄物貯存倉庫	1	112.01
2	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)	1	110.01 ¹
3	低放射性廢棄物減容設施(包含焚化爐及超高壓壓縮機)	1	112.01

¹ 原除役計畫規劃將第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施興建於廠區西南側用地區域，新建低放射性廢棄物貯存庫則規劃於現有氣渦輪機廠房及日用油槽區。依循 105 年 9 月 13 日物二字第 1050002318 號函指示，依室內貯存方式檢討修正除役計畫。故本公司重新啟動地點評估，後將第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)規劃於現有氣渦輪機廠房及日用油槽區；新建低放射性廢棄物貯存庫則緊鄰第一期用過核子燃料乾式貯存設施。依 107 年 6 月 13 日召開之「除役安全管理專案小組第六次會議」會議紀錄：「因室內乾貯為國內首例，另亦涉及更換場址，須補充場址調查，整體計畫執行時程緊迫並具有高度挑戰性，請台電公司積極辦理。惟台電公司於計畫執行過程，倘有不可歸責之情事，得敘明具體理由，依核一廠除役計畫重要管制事項第一項：「核一廠除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。」之規定，申請計畫時程變更。」，後續將依會議記錄所述，於取得除役許可後辦理時程變更。

附錄 9.A 核一廠除役各廠房低放射性金屬組件之重量與活度估算結果

表 9A-1 反應器壓力槽之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0
	0	0	0
C 類	0	0	0
	0	0	0
B 類	0	0	0
	0	0	0
A 類	4.39×10^5	4.39×10^5	8.78×10^5
	3.28×10^{13}	3.28×10^{13}	6.56×10^{13}
可外釋 (<100 Bq/kg)	0	0	0
	0	0	0
合計	4.39×10^5	4.39×10^5	8.78×10^5
	3.28×10^{13}	3.28×10^{13}	6.56×10^{13}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-2 反應器內部組件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	合計
超 C 類	3.60×10^4	3.60×10^4	7.20×10^4
	1.14×10^{16}	1.14×10^{16}	2.28×10^{16}
C 類	1.81×10^4	1.81×10^4	3.61×10^4
	9.02×10^{14}	9.02×10^{14}	1.80×10^{15}
B 類	0	0	0
	0	0	0
A 類	1.17×10^5	1.17×10^5	2.34×10^5
	2.27×10^{13}	2.27×10^{13}	4.55×10^{13}
可外釋 (<100 Bq/kg)	0	0	0
	0	0	0
合計	1.71×10^5	1.71×10^5	3.43×10^5
	1.23×10^{16}	1.23×10^{16}	2.46×10^{16}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-3 閥件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
B 類	1.56×10^4	1.56×10^4	0	0	3.13×10^4
	1.14×10^{12}	1.14×10^{12}	0	0	2.28×10^{12}
A 類	1.13×10^5	1.13×10^5	1.39×10^5	1.39×10^5	5.03×10^5
	9.59×10^{11}	9.59×10^{11}	3.07×10^9	3.07×10^9	1.92×10^{12}
可外釋 (<100 Bq/kg)	1.36×10^5	1.36×10^5	8.72×10^4	8.72×10^4	4.47×10^5
	0	0	1.94×10^5	1.94×10^5	3.88×10^5
合計	2.65×10^5	2.65×10^5	2.26×10^5	2.26×10^5	9.82×10^5
	2.10×10^{12}	2.10×10^{12}	3.07×10^9	3.07×10^9	4.20×10^{12}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-4 熱交換器之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
C 類	2.90×10^4	2.90×10^4	0	0	5.79×10^4
	2.82×10^{13}	2.82×10^{13}	0	0	5.63×10^{13}
B 類	3.72×10^4	3.72×10^4	0	0	7.45×10^4
	7.35×10^{12}	7.35×10^{12}	0	0	1.47×10^{13}
A 類	1.08×10^5	1.08×10^5	1.58×10^6	1.58×10^6	3.38×10^6
	5.18×10^{10}	5.18×10^{10}	5.54×10^{11}	5.54×10^{11}	1.21×10^{12}
可外釋 (<100 Bq/kg)	1.56×10^4	1.56×10^4	1.40×10^4	1.40×10^4	6.18×10^4
	0	0	0	0	0
合計	1.90×10^5	1.90×10^5	1.60×10^6	1.60×10^6	3.58×10^6
	3.56×10^{13}	3.56×10^{13}	5.54×10^{11}	5.54×10^{11}	7.22×10^{13}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-5 泵之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
B 類	1.08×10^2	1.08×10^2	0	0	2.16×10^2
	3.55×10^9	3.55×10^9	0	0	7.10×10^9
A 類	1.81×10^5	1.81×10^5	6.37×10^4	6.37×10^4	4.89×10^5
	5.21×10^{11}	5.21×10^{11}	9.44×10^9	9.44×10^9	1.06×10^{12}
可外釋 (<100 Bq/kg)	6.20×10^4	6.20×10^4	2.95×10^4	2.95×10^4	1.83×10^5
	0	0	5.86×10^5	5.86×10^5	1.17×10^6
合計	2.43×10^5	2.43×10^5	9.32×10^4	9.32×10^4	6.72×10^5
	5.25×10^{11}	5.25×10^{11}	9.44×10^9	9.44×10^9	1.07×10^{12}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-6 桶槽之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
B 類	8.07×10^4	8.19×10^4	0	0	1.63×10^5
	9.33×10^{12}	9.45×10^{12}	0	0	1.88×10^{13}
A 類	1.15×10^5	1.15×10^5	3.02×10^4	3.02×10^4	2.90×10^5
	3.18×10^{11}	3.18×10^{11}	1.30×10^9	1.30×10^9	6.38×10^{11}
可外釋 (<100 Bq/kg)	5.61×10^4	5.66×10^4	1.15×10^5	1.15×10^5	3.42×10^5
	0	0	0	0	0
合計	2.52×10^5	2.54×10^5	1.45×10^5	1.45×10^5	7.95×10^5
	9.65×10^{12}	9.76×10^{12}	1.30×10^9	1.30×10^9	1.94×10^{13}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-7 汽機組與其他汽機組件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0
	0	0	0
C 類	0	0	0
	0	0	0
B 類	0	0	0
	0	0	0
A 類	1.67×10^4	1.67×10^4	3.34×10^4
	5.48×10^9	5.48×10^9	1.10×10^{10}
可外釋 ($<100 \text{ Bq/kg}$)	1.30×10^6	1.30×10^6	2.60×10^6
	0	0	0
合計	1.32×10^6	1.32×10^6	2.64×10^6
	5.48×10^9	5.48×10^9	1.10×10^{10}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-8 製程管線與管路連接件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
C 類	3.05×10^4	3.05×10^4	1.95×10^3	1.95×10^3	6.50×10^4
	3.73×10^{13}	3.73×10^{13}	2.80×10^{12}	2.80×10^{12}	8.03×10^{13}
B 類	1.52×10^5	1.52×10^5	4.67×10^4	4.67×10^4	3.98×10^5
	3.57×10^{13}	3.57×10^{13}	8.76×10^{12}	8.76×10^{12}	8.89×10^{13}
A 類	2.74×10^5	2.74×10^5	6.49×10^5	6.49×10^5	1.85×10^6
	2.07×10^{12}	2.07×10^{12}	5.30×10^{11}	5.30×10^{11}	5.21×10^{12}
可外釋 ($<100 \text{ Bq/kg}$)	4.07×10^5	4.07×10^5	2.02×10^5	2.02×10^5	1.22×10^6
	1.71×10^1	1.71×10^1	2.14	2.14	3.86×10^1
合計	8.64×10^5	8.64×10^5	8.99×10^5	8.99×10^5	3.53×10^6
	7.51×10^{13}	7.51×10^{13}	1.21×10^{13}	1.21×10^{13}	1.74×10^{14}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-9 雜項製程組件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	2.14×10^2 2.13×10^{11}	2.14×10^2 2.13×10^{11}	0 0	0 0	4.28×10^2 4.26×10^{11}
B 類	6.02×10^4 1.12×10^{13}	6.02×10^4 1.12×10^{13}	0 0	0 0	1.20×10^5 2.24×10^{13}
A 類	3.28×10^4 3.08×10^{11}	3.28×10^4 3.08×10^{11}	6.63×10^3 2.91×10^8	6.63×10^3 2.91×10^8	7.89×10^4 6.16×10^{11}
可外釋 (<100 Bq/kg)	7.58×10^4 0	7.58×10^4 0	2.65×10^4 0	2.65×10^4 0	2.05×10^5 0
合計	1.68×10^5 1.17×10^{13}	1.68×10^5 1.17×10^{13}	3.32×10^4 2.91×10^8	3.32×10^4 2.91×10^8	4.03×10^5 2.35×10^{13}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-10 內襯鋼板與燃料格架之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	1.61×10^5 4.02×10^{14}	1.61×10^5 4.02×10^{14}	0 0	0 0	3.22×10^5 8.04×10^{14}
B 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
A 類	3.94×10^5 8.70×10^{12}	3.94×10^5 8.70×10^{12}	0 0	0 0	7.87×10^5 1.74×10^{13}
可外釋 (<100 Bq/kg)	2.76×10^4 0	2.76×10^4 0	1.19×10^4 0	1.19×10^4 0	7.91×10^4 0
合計	5.82×10^5 4.11×10^{14}	5.82×10^5 4.11×10^{14}	1.19×10^4 0	1.19×10^4 0	1.19×10^6 8.21×10^{14}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

表 9A-11 通風元件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	聯合結構廠房 一號機	聯合結構廠房 二號機	汽機廠房 一號機	汽機廠房 二號機	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	2.50×10^1 5.16×10^{10}	2.50×10^1 5.16×10^{10}	0 0	0 0	5.0×10^1 1.03×10^{11}
B 類	1.50×10^4 5.19×10^{12}	1.50×10^4 5.19×10^{12}	9.37×10^2 2.73×10^{11}	9.37×10^2 2.73×10^{11}	3.18×10^4 1.09×10^{13}
A 類	2.27×10^3 9.82×10^7	2.27×10^3 9.82×10^7	2.04×10^3 1.62×10^9	2.04×10^3 1.62×10^9	8.62×10^3 3.43×10^9
可外釋 (<100 Bq/kg)	2.86×10^5 0	2.86×10^5 0	1.03×10^5 0	1.03×10^5 0	7.79×10^5 0
合計	3.03×10^5 5.24×10^{12}	3.03×10^5 5.24×10^{12}	1.06×10^5 2.74×10^{11}	1.06×10^5 2.74×10^{11}	8.19×10^5 1.10×10^{13}

註：本表數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果。

附錄 9.B 核一廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較

B-1. 比較的總結果

本計畫核一廠與國外機組除役低放射性廢棄物盤點(不含初步研判無污染之可外釋金屬)結果之比較列於表 9B-1，包含美國參考電廠 WNP-2 (Mark II/BWR5，1,170 MWe)、Vermont Yankee (Mark I/BWR4，620 MWe)及 Millstone-1 (Mark I/BWR4，660 MWe)等。各座電廠除役研究報告比較結果，考慮經發電容量轉換及扣除可除污外釋量後，核一廠平均一部機組的低放射性廢棄物估算量為 30,896 桶，低於 Vermont Yankee 的 43,427 桶及 Millstone-1 的 43,842 桶。主要原因是 Vermont Yankee 的土壤基於運轉歷史，估算約有 19,425 桶屬於 A 類廢棄物，而核一廠的土壤全廠只有 600 桶推估為 A 類；若扣除這 19,425 桶後，則 Vermont Yankee 全廠的低放射性廢棄物量為 24,060 桶。至於 Millstone-1 的土壤低放射性廢棄物約有 13,600 桶，將之扣除後可得約 30,242 桶，則相當接近核一廠的估算值。至於 WNP-2 的除役研究報告中並未提及污染土壤的桶數，故無法更進一步去做估算比較。

由於美國之外的核能發電國家，採用不同的 IAEA GSG-1 分類標準，若與我國核一廠做比較，則限值基礎將會不一致，故均不被引用。表 9B-1 的轉換係指將國外電廠的原始估算值乘以轉換因數，根據 NUREG-1640 報告，若要拿兩座不同發電容量的電廠就其低放射性廢棄物量做估算比較，則可引用 NUREG-1640 A.2.2 的轉換公式，如下：

$$\text{目標電廠金屬廢棄物量} = \text{參考電廠金屬廢棄物量} \times \left\{ \frac{\text{目標電廠發電容量(MWe)}}{\text{參考電廠發電容量(MWe)}} \right\}^{\frac{2}{3}}$$

B-2. 與參考電廠 WNP-2 核電廠比較

美國華盛頓州 WNP-2 核電廠成本估算的假設情節中，以立即拆除(DECON)情節較接近我國核一廠的除役策略規劃，而根據“NUREG/CR-6174”估算出的類別數量如表 9B-2 所示。原始估算量 75,622 桶乘以轉換因數 0.666 後為 50,364 桶，與核一廠估算量差異的主要原因是 WNP-2 的盤點估算方法非常保守，基本上是將一整個可能污染的系統內的所有組件全部

視為除役低放射性廢棄物；而核一廠是將一個系統內的組件個別審視研判，故估算出之數量較少。

B-3. 與 Vermont Yankee 核電廠比較

根據Vermont Yankee核電廠除役成本分析報告(“Exhibit EN-TLG-2”, 2012年)中與核一廠除役策略較相似之立即拆除(DECON)情節(情節4)，所估算出的各類別數量如表9B-3所示。另Vermont Yankee電廠已於2014年12月永久停機，業主選擇了SAFSTOR策略，於60年內除役完成，其估算的A類有664,829 ft³(=18,826 m³，含可經除污外釋量)、B類1,002 ft³(=28.4 m³)、C類505 ft³(=14.3 m³)及超C類357 ft³(=10.1 m³)，亦可供作參考比較。

B-4. 與 Millstone-1 核電廠比較

根據Millstone-1電廠除役成本報告“Site Specific Decommissioning Cost Estimate”(2000年)之改良安全貯存(Modified SAFSTOR)情節，盤點所得的總量為98,502桶(未考慮除污外釋)，估算出的各類別數量如表9B-4所示。由於該報告中沒有其他情節可供選擇，故僅有改良安全貯存(Modified SAFSTOR)情節可供作參考比較。

表 9B-1 核一廠與國外機組除役低放射性廢棄物盤點結果比較總表(一部機組)

	核一廠	WNP-2	Vermont Yankee	Millstone-1
所在地	我國	美國	美國	美國
廢棄物桶數(原始量)	47,684	75,622	92,407	98,502
經處理後之廢棄物桶數 (去除可除污外釋桶數)	30,896	--	43,427	43,842
設計類型	BWR4, Mark I	BWR5, Mark II	BWR4, Mark I	BWR4, Mark I
額定發電量(MWe)	636	1,170	620	660
特點	--	美國除役成本 分析參考廠	同型電廠	同型電廠
營運狀態	運轉中	延役中	永久停機	永久停機
除役策略	立即拆除	立即拆除	立即拆除	改良安全貯存

表 9B-2 NUREG/CR-6174 WNP-2 立即拆除(DECON)情節的除役低放射性廢棄物數量

廢棄物類別	體積(ft ³) (m ³)	桶數
A 類	514,723 (14,575)	72,875
B 與 C 類	19,152 (542.4)	2,712
超 C 類	244 (6.9)	35
合計	534,119 (15,124)	75,622

表 9B-3 Vermont Yankee 立即拆除(DECON)情節的除役低放射性廢棄物數量

廢棄物類別	體積(ft ³) (m ³)	桶數
A 類	302,088 (8,549.2)	42,746
B 類	2,106 (59.6)	298
C 類	918 (26.0)	130
超 C 類	1,785 (50.6)	253
送往外界處理回收的 A 類	346,162 (9,796)	48,980
合計	653,059 (18,481.4)	92,407

表 9B-4 Millstone-1 改良安全貯存(Modified SAFSTOR)情節的除役低放射性廢棄物數量

廢棄物類別	體積(ft ³) (m ³)	桶數
A 類	300,991 (8,540)	42,700
B 類	6,773 (192)	960
C 類	861 (24.4)	122
超 C 類	424 (12)	60
送往外界處理回收的 A 類	385,287 (10,932)	54,660
合計	694,336 (19,700.4)	98,502

資料來源：Millstone Nuclear Power Station, Unit No.1 “Site Specific Decommissioning Cost Estimate”, 2000

附錄 9.C 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
最終處置規劃之重要管制事項

項次	內 容	管制時程	
9-1	低放射性廢棄物減容處理設施建造執照申請。	115.01 提出申請 118.12 完工啟用	5
9-2	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	112.01 提出申請 117.12 完工啟用	
9-3	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出單元建造執照申請。	110.01 提出申請 115.12 完工啟用	6