

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	9-1
一、 除役低放射性廢棄物類別、特性與數量	9-1
(一) 除役低放射性廢棄物來源、類別與型態	9-1
(二) 低放射性廢棄物數量及特性之推估方法	9-9
(三) 除役低放射性廢棄物推估	9-19
(四) 除役作業衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施	9-27
二、 除役低放射性廢棄物減量措施	9-30
(一) 廢棄物除污減量措施	9-30
(二) 配合設備拆除之減量措施	9-31
(三) 廢棄物減容措施	9-32
(四) 廢棄物外釋減量	9-33
三、 除役低放射性廢棄物處理規劃	9-35
(一) 固、液及氣體廢棄物處理技術	9-35
(二) 除役低放射性廢棄物處理設施規劃	9-44
(三) 低放射性廢棄物包裝容器規劃	9-46
四、 除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃	9-47
(一) 低放射性廢棄物運送規劃	9-47
(二) 低放射性廢棄物貯存規劃	9-48
(三) 低放射性廢棄物處置規劃	9-49
五、 用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃	9-50
(一) 用過核子燃料運送規劃	9-50
(二) 用過核子燃料貯存規劃	9-50
(三) 用過核子燃料再取出規劃	9-51
(四) 用過核子燃料處置規劃	9-52

六、 結語	9-54
七、 參考文獻	9-56
附錄 9.A 核二廠除役各廠房低放射性金屬組件之重量與活度估算結果	9-89
附錄 9.B 核二廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較	9-95
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	9-99

圖 目 錄

圖 9-1 中子活化分析基本流程.....	9-57
圖 9-2 核二廠不同管徑接觸劑量率與內部表面污染程度之關係.....	9-58
圖 9-3 核二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.....	9-58
圖 9-4 核二廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係.....	9-59
圖 9-5 核二廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係.....	9-59
圖 9-6 核二廠鋼筋混凝土塊分離場作業區與堆置區位置圖.....	9-60
圖 9-7 核二廠汽機廠房 3 樓現有機械噴砂除污系統位置.....	9-61
圖 9-8 核二廠廢料廠房 3 樓現有電化學除污設備及機械間位置.....	9-61
圖 9-9 核二廠汽機廠房 4 樓低放射性廢棄物處理區.....	9-62
圖 9-10 核二廠汽機廠房 1 樓低放射性廢棄物處理區.....	9-62
圖 9-11 核二廠反應器廠房 7 樓反應器組件拆除固封作業區.....	9-63
圖 9-12 減容中心熱處理設施廠房超高壓壓縮機位置.....	9-64
圖 9-13 減容中心熱處理設施廠房焚化爐位置.....	9-65
圖 9-14 核二廠除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃.....	9-66
圖 9-15 低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程.....	9-67
圖 9-16 除役期間用過核子燃料廠內運送路線.....	9-68
圖 9-17 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施位置圖.....	9-69
圖 9-18 我國用過核子燃料最終處置全程規劃.....	9-70

表 目 錄

表 9-1 核二廠潛在受輻射污染之系統.....	9-71
表 9-2 核二廠與一次系統冷卻水管路相關系統之最大接觸劑量率統計	9-73
表 9-3 核二廠與爐水淨化相關系統之最大接觸劑量率統計	9-73
表 9-4 核二廠與廢氣相關系統之最大接觸劑量率統計	9-74
表 9-5 單一長半化期核種濃度值	9-74
表 9-6 單一短半化期核種濃度值	9-75
表 9-7 核種分析方式	9-76
表 9-8 關鍵加馬核種列表	9-76
表 9-9 計算所得之比例因數	9-77
表 9-10 各污染系統中設備及組件之最大內表面積	9-79
表 9-11 各廠房受污染混凝土之表面積	9-80
表 9-12 一號機大修取樣樣品資料與核種分析結果	9-81
表 9-13 核二廠除役廢棄物分類重量推估結果	9-82
表 9-14 核二廠除役廢棄物分類活度推估結果	9-83
表 9-15 核二廠除役放射性廢棄物總重量與總活度統計	9-84
表 9-16 污染金屬廢棄物之初步盤點結果	9-84
表 9-17 污染金屬廢棄物之初步盤點結果(系統除污後)	9-85
表 9-18 混凝土廢棄物之初步盤點結果	9-86
表 9-19 核二廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果	9-87

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

本公司參考核一廠除役計畫、NUREG/CR-0672[1]、NUREG/CR-6174[2]及西屋公司(Westinghouse)之除役經驗，進行核二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設施之接收準則，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、內部組件及部分生物屏蔽，以及因活化腐蝕產物(CRUD)或分裂產物沉積所造成污染之管路、設備與結構。

本章主要說明核二廠於執行除役作業時，低放射性廢棄物之來源、特性，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，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，並不包括核二廠於機組運轉執照屆期前所產出之廢棄物；有關於機組運轉執照屆期前所產出之廢棄物，本公司將於除役過渡階段期間，配合現場輻射特性調查作業進行盤點。

(一) 除役低放射性廢棄物來源、類別與型態

本節主要說明核二廠除役期間低放射性廢棄物之產生來源與推估有污染的系統(如反應器系統與蒸汽系統等)，以及描述低放射性廢棄物之類別與型態(如金屬或混凝土等)。

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，包括中子活化廢棄物、放射性污染廢棄物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；而組件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，故反應器爐心燃料周圍大部分的體積均被活化，遂無法利用表面除污來降低其活度，且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。

反應器冷卻水系統、凝結水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。核二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，與流體之流速、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結構。

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，核二廠除役放射性污染廢棄物之分布，可能涵蓋反應器廠房、輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房與控制廠房之管線、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，則將產生離子交換粒狀廢樹脂。

而乾性廢棄物主要組成為防護衣、除污抹布、擦拭紙、空氣呼吸器、牛皮紙、塑膠布及維修工具等。

2. 核二廠可能受放射性污染之系統

為確認各系統/組件/設備/結構受放射性污染之狀況，則須進行輻射特性調查，惟核二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，未來於核二廠除役過渡階段，本公司將進行細部之輻射調查作業，以再確認受放射性污染之系統、結構與組件。

經初步輻射特性調查結果，核二廠兩部機組所在之反應器廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房與廢料廠房，為除役放射性廢棄物之產生來源。核二廠受污染系統之推定係參考 NUREG/CR-0672、核一廠除役計畫，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。經評估核二廠潛在受放射性污染之系統如表 9-1 所示。表

9-2 至表 9-4 所列為核二廠各主要系統之最大接觸劑量率統計結果，有關輻射特性調查之規劃與結果，請參考本計畫第四章之說明。

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，簡述核二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. 反應爐槽系統

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。

B. 再循環系統

用於控制爐心再循環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. 控制棒驅動系統

供給控制棒驅動機構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，緊急停機。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. 用過燃料池冷卻、淨化與上燃料池儲存系統

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 130 °F，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。

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)圍阻體噴灑、(3)抑壓池冷卻、(4)停機冷卻、(5)燃料池冷卻及(6)試驗運轉等六種運轉模式。

G. 爐水淨化系統

減少爐水中溶解性與非溶解性雜質，以淨化爐水之品質；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. 主蒸汽系統與再熱蒸汽系統

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. 凝結水系統與飼水系統

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、蒸汽抽氣器冷凝器(Steam Jet Air Ejector Condenser)、汽封冷凝器、廢氣冷凝器、凝結水除礦器組、低壓飼水加熱器組、飼水泵、高壓飼水加熱器組等設備，以及連通管路、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其水質和預熱，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，洩水經由重力及差壓方式從壓力較高之飼水加熱器洩放至壓力較低之加熱器，最後排入熱井。啟動及運轉時的排氣，係由加熱器殼側直接排至主冷凝器。

D. 冷凝水除礦器系統

此系統作用為運轉期間保持流往反應器的飼水有高純度水質，設有六個深床式混合離子交換樹脂除礦器，其中五組為常態性使用，一組備用。本系統包含外部再生子系統，可將除礦器之樹脂進行再生或清洗以延長使用期限。

E. 凝結水與除礦水儲存系統

本系統包含凝結水儲存及傳送系統、外加的凝結水儲存槽系統、除礦水儲存和傳送系統等子系統。凝結水儲存及傳送系統，用於提供貯備補水到用過燃料池，以及作為爐心隔離冷卻系統、高壓噴灑系統、控制棒驅動泵、廢料處理系統的供水來源；外加的凝結水儲存槽系統，做為廢液系統及用過核子燃料池回收之凝結水的調節槽；除礦水儲存和傳送系統，則提供高純度水源至外加的凝結水儲存槽及全廠的其他系統。

(3) 緊急系統

A. 爐心隔離冷卻系統

當反應器與主冷凝器之間受到隔離，且飼水系統無法供給補充水時，此系統可利用反應器之餘熱蒸汽為動力，推動爐心隔離冷卻汽輪機，補水至反應器以冷卻爐心並降低爐內壓力。

B. 高壓爐心噴灑系統

冷卻水喪失事故發生時，高壓爐心噴灑系統能獨立運作，以維持燃料護套溫度低於 1,205 °C，而當爐心隔離冷卻系統故障時，本系統亦能代替其運轉，維持反應爐水位。本系統使用一馬達帶動之高壓力、高流量水泵，由凝結水儲存槽取水，經過注水管路，自爐心側板上方之噴嘴環直接噴灑於燃料上方，馬達電源可由正常交流電源或高壓爐心噴灑系統柴油發電機供給。

C. 低壓爐心噴灑系統

為一次系統發生破管時，用作爐心燃料重新淹覆之安全系統。大或中型破管時，反應器內壓力驟降，本系統可迅速注水至爐內，小型破管而高壓噴灑系統無法維持水位時，本系統即在自動釋壓系統降壓後，打水入爐內淹蓋爐心燃料。

(4) 低放射性廢棄物處理系統

A. 廢氣處理系統

此系統功能主要是延遲廢氣之排放，直到大部分的放射性核種得到充份衰變，並使用活性碳吸附器及高效率過濾器滯留放射性的核種產物，以減少電廠外釋到大氣中的放射性活度。

B. 廢液收集、儲存與處理系統

本系統收集各集水池廢水、凝結水除礦器及廢液除礦器等設備之排水、上燃料池及抑壓池洩水等液體廢料，高導電率廢液送至化學廢液濃縮處理系統，低導電率廢液則先經由過濾式除礦器以除去廢液中不溶解之分裂產物和活化腐蝕產物，接著經由 UV 處理器來降低廢液總有機碳(TOC)，再經廢液除礦器以除去溶解的分裂產物和活化產物，之後收集於取樣槽，並取樣分析水質，若水質符合凝結水要求，則可送至凝結水儲存槽再利用，反之則輸往廢液收集槽或廢液調節槽，或者是經由移動式過濾處理設備再處理，或排放至海水循環排放管道。

C. 雜項廢液處理系統

雜項廢液處理系統收集各集水池之廢水，透過傾斜浪板油水分離器泵送至調節槽批次處理。其處理過程先泵至加壓空氣上浮槽以除去廢液中之懸浮微粒及乳化油，送至除濁水槽再泵至兩個取樣槽之一，化學技術人員由取樣口取樣分析，假如水質和放射活性符合排放標準，則可將之排放至海水循環排放管道；若水質不符合排放標準，則視水質檢驗之結果分別泵送至調節槽、活性碳床或選擇性樹脂床再處理。

D. 化學廢液濃縮系統

本系統用於處理高導電率廢液，將廢液收集於化學廢液槽，於槽內進行中和後，送至濃縮系統處理，當濃縮比重達到標準時，再送至濃漿槽，最後，送至固化系統和水泥混合，裝入桶中成為固體廢棄物。

E. 焚化爐系統

焚化爐系統用於焚化廢紙、塑膠布、塑膠袋、破布、污染防護衣物等可燃乾性廢棄物，以達廢棄物減量之目的。本系統包含焚化系統、前處理系統、壓縮空氣系統、懸吊進料系統、燃油供應系統、驟冷器冷卻水供應系統、袋式過濾器及絕對過濾器、煙道氣冷卻及淨化系統等子系統。

F. 放射性廢料固化系統

放射性廢料固化系統將濕性放射性廢棄物安定化，以符合最終處置場接收標準。本系統包含水泥固化與高減容固化兩套固化系統，水泥固化系統以批次操作方式處理過濾殘渣、廢樹脂與濃縮廢棄物，包括固化裝桶與廠房儲存；而高減容固化系統則以處理硫酸鈉廢液、粉狀廢樹脂與污泥等濕性低放射性廢棄物為主要目的，提供高容積效率與高品質的固化處理方式。

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)節之「廢棄物產量推估方法」。

(二) 低放射性廢棄物數量及特性之推估方法

核二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、核一廠除役計畫及西屋公司之經驗，本節內容包括中子活化推估方法、比例因數推估方法、廢棄物產量推估方法及廢棄物活度估算方法。

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放射性污染。

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 TRS-389 技術報告，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 會員國進行反應器組件中子活化分析之經驗(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 程式及 ORIGEN-S 程式)再進行活化估算。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；核二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 則是作為評估與驗證壓水式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)進行核二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， $\Phi(R,E_g)$ 能量位於為能群 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，以及幾何模型的各材質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)，並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，並進行後續活化廢棄物估量與分類。中子活化分析之評估結果顯示爐心側板、頂部導板與噴射泵，因位置靠近爐心核燃料區，受到較高程度的活化，故此三組件為超 C 類，底部導板為 C 類，其餘組件距離爐心較遠，中子活化程度較低，均屬 A 類或 B 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 9-5)與附表二(表 9-6)中所列之放射性核種濃度值進行分類計算。由於大部分核種需要取樣分析，耗費大量人力資源而難以執行，國際文獻多採用比例因數(Scaling Factor)估算的方式，以減少活度評估所需的人力與時間，本公司亦參照國外除役核電廠經驗，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性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。

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；而阿伐、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。理論上，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。配合分區批次抽測易測核種之加馬活度，利用比例因數即可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 年之放射性核種等，建立核電廠低放射性廢棄物中阿伐、貝他與

加馬核種活度濃度量測方式，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，如純鍺偵檢器、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。

針對難測核種如 H-3、C-14、Sr-90、Tc-99、I-129、Ni-63、Pu-238、Pu-239、Pu-240 等，則依核種的化學與輻射特性進行分離並計測，核種分析方法如表 9-7 所示。液體樣品可直接進行核種分離與計測，水泥樣品必須先行壓碎研磨，金屬樣品則需酸溶，再進行溶解萃取等前處理程序，後續銜接分離與計測步驟，以獲得各樣品之活度計測值。

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，再依難測核種產生的機制(活化或分裂)及相關機制中射出最多加馬射線的核種選為關鍵核種(key nuclide)，以關鍵核種為分母，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)，則以分析極限值計算。

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二廠尚在運轉，許多分區無法進行取樣。針對此類情形本計畫利用核二廠運轉歷史資料，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，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而缺少比例因數的廢棄物源，亦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。

比例因數之推估結果係依據前述中子活化與比例因數推估方法而得。本計畫於核二廠執行取樣部分，由於取樣當時二號機處於長期停機狀態，無法取得足夠的爐水樣品，故僅能取得一號機 6 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 9-12。

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、一次系統冷卻水管路內表面、淨化系統、廢氣系統及污染混凝土廢棄物。由於除役規劃階段核二廠尚在運轉，僅能取得少量的爐水與一次系統冷卻水管路閥件樣品，且分析結果僅測得加馬核種活度及極小部分難測核種活度，其餘難測核種活度均小於 MDA。分析其原因可能為取樣的位置受限(因需配合核二廠大修)，樣品數量不足，亦無法進行破壞性的取樣，故無法完全代表相關系統的污染程度。

考量取樣分析數據之代表性不完整，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「核二廠運轉歷史比例因數」)。另根據參考電廠之比例因數，以統計方式計算出另一套核二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「核二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，得到一次系統冷卻水管路內表面、廢氣系統及污染混凝土廢棄物之比例因數。

各比例因數所使用之關鍵核種，採用各廢棄物源分區中豐度最高的易測核種，一次系統冷卻水管路內表面、淨化系統及污染混凝土廢棄物，以 Co-60 作為關鍵核種，然而因為 Co-60 幾乎不會氣化，故不易在廢氣系統中測得，廢氣系統改以 Cs-137 作為關鍵核種，相關關鍵核種對照如表 9-8 所列。

而反應器壓力槽與爐心組件之比活度，則採用本節所說明之方法，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 9-9 所示。由於該表數據並非全由取樣放射化學分析取得，若相關廢棄物源分區並未取得實際樣

品分析資料，且國外電廠除役相關資料中亦未有相關核種，彙整時則以 0 做表示。

3. 廢棄物產量推估方法

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(包含各廠房之電纜、托網、吊架等)
- (2) 電力組件(包含儀控組件、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、冷凝器等)
- (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) 吊車(包含反應器廠房、燃料廠房與汽機廠房之吊車)
- (10) 儀器管線(包含取樣及偵測管線等)
- (11) 內襯鋼板與燃料格架(包含抑壓池及各集水池之內襯鋼板等)
- (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、凝結水儲存槽等)
- (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、過濾器等)
- (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)
- (22) 閥件(包含與運轉系統相關之閥件)
- (23) 通風元件(包含寒水機、空調箱等)

而後根據核二廠終期安全分析報告(FSAR)、核二廠竣工報告、歷年大修紀錄文件、核二廠維護管理電腦化系統(MMCS)、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)與核二廠 3D 模型等資料，進行廢棄物產量估算，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、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，如下表所示：

盤點資料庫欄位

項目編號	系統代號	設備代號	設備名稱	區域	重量(kg)	內表面積(m ²)	參考資料	接觸劑量率(mSv/h)	廢棄物源(SF)	活度(Bq)	LLW分類

4. 廢棄物活度估算方法

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，可由比例因數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(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/m²)之關係。

根據西屋公司提供的參考電廠除役經驗，需依據核二廠主要管線的幾何尺寸進行內部表面污染程度之模擬；因此，本計畫利用點核仁法加馬輻射屏蔽分析程式 QAD-CGGP-A，以表 9-9 之一次系統冷卻水管路內表面污染核種組成，進行核二廠在不同管徑尺寸(分別約為 76、56、36、15 cm)條件下，各類管件的接觸劑量率(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/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 Bq/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 mSv/h。舉例來說，當縱軸的接觸劑量率固定在 10 mSv/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 76 cm 的內部表面污染程度最高，而管件外徑為 15 cm 的內部表面污染程度為最低。故可發現，當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高。

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 76 cm 之管件為例，其管壁厚度分別約為 3 cm 及 1 cm)之情況下，管件的接觸劑量率(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/m²)之關係，亦可發現，當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高。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之下，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。

而實際以核二廠管線進行模擬，舉例來說，當管線的接觸劑量率在 10 mSv/h 時，保守推估一次系統冷卻水管路內表面污染程度約為 4.12×10^{10} Bq/m²、淨化系統內表面污染程度約為 4.23×10^{10} Bq/m²、廢氣系統內表面污染程度約為 2.07×10^{10} Bq/m²，其結果如圖 9-4 所示。因此，未來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表面污染程度；而後，再與該設備及組件之內表面積相乘，即可估算該設備及組件之總活度。各個污染系統中，設備及組件之最大內表面積，估算結果如表 9-10 所示。惟本公司於進行核二廠各系統管件之 3D 繪製時，僅止於 6 in 以上管件，根據 NUREG/CR-6174 之盤點結果，6 in 以下管件約佔所有尺寸

管件重量約 8%，故在執行管件類之廢棄物盤點時，其重量與活度已平均攤入。

而對於污染混凝土之活度推估，根據參考電廠之除役經驗，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外部表面污染程度之關係；同樣地，利用點核仁法加馬輻射屏蔽分析程式 QAD-CGPP-A，以表 9-9 之污染混凝土廢棄物核種組成，去計算空間劑量率(mSv/h)與混凝土外部表面污染程度(Bq/m²)之關係(如圖 9-5)，根據結果可發現，空間劑量率與混凝土外部表面污染程度成正比。

將核二廠歸納出反應器廠房、輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房及冷凝水貯存槽廠房受到污染之隔間，並依其輻射程度劃分為極高輻射區(以距離輻射源或其表面 1 m 之偵測結果 ≥ 5 Gy/h；惟因 5 Gy/h 之輻射劑量率對於光子而言，約等於 5 Sv/h，此劑量率非常之高，若用此劑量率去回推污染混凝土廢棄物之活度，非常地不恰當，因可能會出現所推估出來的污染活度高於活化活度的不合理現象；經分析確認後，極高輻射區之污染混凝土來源主要為燃料填換池所刨除下來的污染混凝土，遂改參考表 9-2，取系統代號為 EC 的用過燃料池冷卻、淨化與上燃料池儲存系統之輻射特性調查結果，其劑量率約為 1.47 mSv/h，低於核一廠除役計畫第九章中，系統代號為 116 的燃料池冷卻過濾系統 15 mSv/h 的十倍，然為求謹慎保守，仍沿用核一廠除役計畫第九章中的 15 mSv/h，作為極高輻射區之污染混凝土活度推估上限值)、高輻射區(以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果 ≥ 1 mSv/h)、輻射區(以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果 ≥ 0.05 mSv/h)，經換算後其相對應之沉積度分別約為 7.90×10^9 Bq/m²、 5.27×10^8 Bq/m² 及 2.63×10^7 Bq/m²，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；各廠房區域中，受污染混凝土之表面積，估算結果如表 9-11 所示。生物屏蔽則是藉由前述中子活化推估方法，來估算其活度。

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，以值一法則(參

考前述法規附表二之註二)做計算，作為低放射性廢棄物 A 類、B 類、C 類及超 C 類之分類依據。

以餘熱移除系統主要污染設備「餘熱移除熱交換器」為例，依據核二廠輻射特性調查結果，該設備所量測之劑量率約為 318~875 $\mu\text{Sv/h}$ ，而本計畫為符合保守性的作法，係以接觸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 $3.60 \times 10^9 \text{ Bq/m}^2$ 。依據該設備 3D 模型可估算其內表面積約為 615.76 m^2 ，而後，將內部污染程度與內表面積做相乘，即可估算出總活度，其值為 $2.22 \times 10^{12} \text{ Bq}$ ；而該設備重量約為 25,878 kg，故比活度約為 $8.57 \times 10^7 \text{ Bq/kg}$ 。

接著依據「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 9-9 即可回推個別核種的組成與含量。以本案例而言，C-14 為 $1.03 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ 、Fe-55 為 $9.35 \times 10^5 \text{ Bq/kg}$ 、Co-60 為 $8.27 \times 10^7 \text{ Bq/kg}$ 、Ni-63 為 $7.68 \times 10^5 \text{ Bq/kg}$ 、Sr-90 為 $2.18 \times 10^4 \text{ Bq/kg}$ 、Tc-99 為 $1.61 \times 10^1 \text{ Bq/kg}$ 、Sb-125 為 $1.03 \times 10^4 \text{ Bq/kg}$ 、Eu-155 為 $1.49 \times 10^2 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-238 為 $1.25 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-239 為 $1.47 \times 10^2 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-240 為 $1.96 \times 10^2 \text{ Bq/kg}$ 、Pu-241 為 $2.22 \times 10^4 \text{ Bq/kg}$ 、Am-241 為 $2.16 \times 10^2 \text{ Bq/kg}$ 、Cm-244 為 $9.43 \times 10^2 \text{ Bq/kg}$ ；根據結果可以發現，各核種的濃度皆小於等於法規附表一濃度之 1/10 且小於等於附表二第一行之濃度，同時各核種亦均滿足值一法則，故可判定此廢棄物屬於 A 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產量推估方法及活度估算方法，盤點包含反應器廠房、輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房、控制廠房與其他可能受污染區域之金屬、混凝土與其他類型廢棄物之重量、活度，廢棄物分類重量與活度估算結果，詳如表 9-13、9-14。由彙整表 9-13、9-14 之統計數據，可得到核二廠除役可能產生之低放射性廢棄物總重量約為 24,642 MT，總活度約為 $1.73 \times$

10^{17} 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

反應器壓力槽及內部組件，經中子活化所產生之金屬廢棄物重量約為 1,751 MT，活度約為 1.72×10^{17} 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 99.9%，但重量僅佔 9.7%。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、下方與周圍環繞組件所在區域的活化程度，其中爐心側板、頂部導板及噴射泵三個組件的活化程度相當高，佔活化金屬總活度的 98% 左右，且均屬超 C 類低放射性廢棄物；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，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 16,322 MT，總活度約為 2.24×10^{14} Bq，另根據本章、一、(二)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，茲將盤點結果分述如下：

- 受放射性污染之閥件，總重量約為 1,197 MT、總活度約為 3.42×10^{12} Bq；
- 受放射性污染之熱交換器，總重量約為 5,782 MT、總活度約為 6.24×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之泵，總重量約為 843 MT、總活度約為 1.54×10^{11} Bq；
- 受放射性污染之桶槽，總重量約為 1,110 MT、總活度約為 1.74×10^{13} Bq；
- 汽機廠房內受放射性污染之其他組件，總重量約為 268 MT、總活度約為 9.23×10^{10} Bq；

- 受放射性污染之製程管線、管路連接件與儀器管線，總重量約為 3,269 MT、總活度約為 3.94×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之雜項製程組件，總重量約為 502 MT、總活度約為 4.48×10^{12} Bq；
- 受放射性污染之內襯鋼板與燃料格架，總重量約為 3,258 MT、總活度約為 9.65×10^{13} 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(Damper)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 93 MT、總活度約為 5.22×10^{11} Bq。

(3) 初步研判無污染之金屬

位於核二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和管線、橋式吊車(天車)、鋼材(含鋼構及鋼筋)等，總重量約為 26,960 MT，不列計在受污染之金屬內。

表 9-15 說明上述核二廠金屬廢棄物之盤點數據，包括活化及污染之金屬廢棄物，總重量約為 18,073 MT、總活度約為 1.73×10^{17} Bq。另參考表 9-16 的推估結果，可得知反應器廠房的污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 2,929 MT、總活度約為 5.29×10^{13} Bq；輔助廠房的污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 1,315 MT、總活度約為 2.62×10^{13} Bq；汽機廠房的污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 8,050 MT、總活度約為 2.89×10^{13} Bq；廢料廠房的污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 1,088 MT、總活度約為 3.22×10^{13} Bq；燃料廠房的污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 1,165 MT、總活度約為 8.33×10^{13} Bq；控制廠房的污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 1 MT、總活度約為 8.61×10^9 Bq；而針對核二廠的其他廠房(不含保留區；如輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處

理間及雜項廢液廠房)等，其污染金屬廢棄物(不含可外釋)之總重量約為 1,534 MT、總活度約為 9.65×10^{11} Bq。

此外，根據國際文獻及經驗，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 BB)、餘熱移除系統(系統代號 EJ)與爐水淨化系統(系統代號 BP)；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(如化學除污)之必要性。參考本計畫第八章「除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理」，為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。故本計畫採用建議之除污因子 10 進行上述三系統(BB、EJ、BP)之系統除污，結果污染金屬廢棄物的活度約減少 4.91×10^{13} Bq，其中 C 類廢棄物約減少 42.4 MT、B 類廢棄物約減少 0.1 MT、A 類廢棄物約增加 42.5 MT，污染金屬廢棄物經系統除污後之估算結果如表 9-17 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及輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房及冷凝水貯存槽廠房內受污染之混凝土結構(牆面及地面)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約 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，刨除厚度約 2.5 cm；天花板因受污染之機率極低，故不列入估算範圍；而乾井之混凝土則刨除約 5 cm，生物屏蔽因受活化，故全數刨除。

放射性混凝土數量盤點結果如表 9-15 所示。其中，刨除之活化混凝土總重量約為 1,728 MT、總活度約為 7.01×10^{13} Bq；刨除之污染混凝土總重量約為 2,590 MT、總活度約為 8.51×10^{13} Bq；所有放射性混凝土廢棄物之總重量約為 4,318 MT、總活度約為 1.55×10^{14} Bq。另參考表 9-18，反應器廠房的放射性混凝土總重量約為 3,093 MT、總活度約為 1.40×10^{14} Bq，輔助廠房的放射性混凝土總重量約為 463 MT、總活度約為 3.02×10^{12} Bq，汽

機廠房的放射性混凝土總重量約為 48 MT、總活度約為 4.12×10^{11} Bq，廢料廠房的放射性混凝土總重量約為 407 MT、總活度約為 2.01×10^{12} Bq，燃料廠房的放射性混凝土總重量約為 106 MT、總活度約為 9.29×10^{12} Bq，冷凝水儲存槽廠房的放射性混凝土總重量約為 96 MT、總活度約為 4.16×10^{10} Bq，1 號低放射性廢棄物貯存庫的放射性混凝土總重量約為 105 MT、總活度約為 1.16×10^{11} Bq。根據估算結果，混凝土污染程度較嚴重的區域大部分集中於反應器廠房，而污染程度較低微的區域則集中於冷凝水儲存槽廠房。

除污後剩下之混凝土結構，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 793,320 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，其他類型所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、可燃及不可壓不可燃等三類，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(或稱作二次乾性廢棄物，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，並專指工作人員在進行拆除、搬運或除污工作時，與人員和環境有關的輻射防護裝備或器具，例如除污抹布、擦拭紙、防護衣、空氣呼吸器，以及污染區域劃分所用的圍籬和防止污染擴散所用的帳篷等。

核二廠除役之二次乾性廢棄物產量主要係參考 NUREG/CR-0672 報告，其預估美國 WNP-2 電廠一部機組於除役時將產生 678 m^3 ，此為經箱型油壓

機打包壓縮(減容比 5:1)後的體積。以此反推未經減容前的二次乾性廢棄物體積，則約有 1,504 m³ 來自反應器廠房、1,012 m³ 來自汽機廠房、874 m³ 來自廢料及控制廠房，合計約 3,390 m³ (= 678 m³ × 5)。據此，可推估核二廠兩部機組於除役時，未經任何壓縮減容或焚化減重前的二次乾性廢棄物產量。

假設核二廠兩部機組於除役時，所產生的二次乾性廢棄物均會經過焚化處理，依據核二廠減容中心的運轉經驗，焚化處理的減重比將取 13:1，據此推估核二廠除役所產生的二次乾性廢棄物重量約 3,390 m³ × 2 (機組) × 0.32 MT/m³ × (1/13) = 166.9 MT，爐灰裝入 180 公升桶(約 110 kg/桶)，再經超高壓壓縮機處理成鐵餅裝入 55 加侖桶(約 220 kg/桶)後，約 759 桶。上述結果係引用美國 TLG 公司之經驗，二次乾性廢棄物其平均密度約為 0.32 MT/m³。由於二次乾性廢棄物之放射性污染程度極低微，故其活度將忽略不計。

核二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。系統除污及系統洩水將產生廢粒狀離子交換樹脂，根據核二廠所提供之粒狀廢樹脂統計資料，迄除役過渡階段結束，預計將產生 13,642 桶 55 加侖桶，經廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)[3]減容(減容比 3:1)後約產生 4,547 桶 55 加侖固化桶。關於組件除污，係參考 NUREG/CR-0672 報告附錄 H5，推估核二廠除役所產生之濕性廢棄物經發電容量校正後約為 171.36 m³，據此推估核二廠組件除污所產生之濕性廢棄物原始量約 857 桶 55 加侖桶，經 WOHESS 減容(減容比 3:1)後約產生 286 桶 55 加侖固化桶。另，除污廢液處理之預敷過濾器使用者為粉狀樹脂，粉狀樹脂的產生來源有二，一為一般廢液處理、二為 RWCU 過濾。依據運轉期間之經驗，一般廢液處理的年預敷次數平均約 30 次，每預敷 1 次約產生 1 桶固化桶，故每年約產生 30 桶粉狀樹脂；於除役期間，考量用量會變大，故以每年產生 50 桶粉狀樹脂來寬估，估算到廢料廠房拆除(即民國 127 年底，其係參考第 6 章之工作排程規劃)，之後改用新設廢液處理系統，故因一般廢液處理所產生的粉狀樹脂約 50 桶/年×17 年(自 111 年

至 127 年) = 850 桶。依運轉期間之經驗，RWCU 過濾每年大約產生 20 桶粉狀樹脂；於除役期間，將估算到爐心內之燃料完全移除後為止(即民國 114 年底，其係參考第 6 章之工作排程規劃)，考量粉狀樹脂的產量與運轉期間差異不大，仍以每年約產生 20 桶粉狀樹脂來進行估算，故因 RWCU 過濾所產生的粉狀樹脂約 20 桶/年×4 年(自 111 年至 114 年) = 80 桶。故於核二廠除役期間，一般廢液處理約產生 850 桶、RWCU 過濾約產生 80 桶，合計共約產生 850+80 = 930 桶粉狀樹脂。

核二廠兩部機組之濕性廢棄物經固化減容後總重量約 1,844 MT，若換算成 55 加侖固化桶後約為 5,763 桶。其總活度及廢棄物分類，係參考美國 Vermont Yankee 核電廠[4]，針對立即除役之濕性廢棄物做推估：結果 B 類廢棄物約有 474 MT，活度約為 4.68×10^{13} Bq；A 類廢棄物約有 1,370 MT，活度約為 2.34×10^{12} Bq。

另核二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管線和設備表面，推估此類廢棄物之總重量約 632 MT，換算成 55 加侖桶後約為 12,898 桶。有關保溫材廢棄物重量與 55 加侖桶數間之換算基準，係參考核二廠之實務經驗，以平均 49 kg/桶為換算基準。核二廠設有壓縮機可將低放射性廢物保溫材進行壓縮減容，並貯放於 55 加侖桶中，未來將持續進行壓縮減容工作，儘可能減少低放射性廢保溫材之體積；另核二廠除既有低放射性貯存庫外，將於除役期間新建低放射性貯存庫，規劃將除役期間所產生之放射性廢保溫材貯存於其中，若符合一定活度或比活度規定限值以下者，則採外釋處理。其總活度及廢棄物分類，係參考瑞典 Forsmark 核電廠一號機，針對立即除役之保溫材做推估，參考電廠資料顯示保溫材總活度約佔反應器壓力槽總活度之 4.6%，據此推估我國核二廠，結果 A 類廢棄物之活度約為 2.04×10^{13} Bq。除役低放射性廢棄物之推估以金屬及混凝土的系統、設備及組件為主，如各項設備、管線、閥件等，其餘非金屬附屬零件(如設備拆除之非金屬管線、墊片、軸封等)業已涵蓋於所屬設備中，以較保守之方式進行廢棄物產量預估。

4. 除役作業低放射性廢棄物總量估算

核二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 9-13 與表 9-14 所示，各類別相對應的裝桶數則如表 9-19 所示。合計兩部機組於除役期間將產生低放射性廢棄物，其總重量約 24,737 MT，總活度約 1.73×10^{17} Bq；若換算成 55 加侖桶數量，則總桶數約 130,445 桶。

低放射性廢棄物重量與 55 加侖桶數間之換算基準，係參考核二廠之實務經驗：

- (1) 對金屬類廢棄物而言，係以平均 200 kg/桶為換算基準。
- (2) 對混凝土類廢棄物而言，係以平均 200 kg/桶為換算基準。
- (3) 對乾性廢棄物(可燃類)而言，係以平均 100 kg/桶為換算基準。
- (4) 對處理後之乾性廢棄物而言，係以平均 220 kg/桶為換算基準。
- (5) 對濕性廢棄物(固化後)而言，係以平均 320 kg/桶為換算基準。
- (6) 對保溫材廢棄物而言，係以平均 49 kg/桶為換算基準。

本公司亦有將低放射性廢棄物之產量推估結果與其他 BWR 電廠比較，包含美國 BWR 參考電廠 WNP-2 (Mark II/BWR-5，1,150 MWe)、我國核一廠(Mark I/BWR-4，636 MWe)、與我國核一廠同型之 Vermont Yankee 核電廠(Mark I/BWR-4，620 MWe)及與我國核二廠同型之 Clinton 核電廠(Mark III/BWR-6，1,098 MWe)等，詳細的比較結果請參照附錄 9.B。

此外，當電廠機組運轉執照屆期，桶槽內容物排空與設備除污後、放射性核種(主要是半化期 5.26 年的 Co-60)經多年衰減，各項物件的活度值將大幅降低，甚至可達外釋標準值以下；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，未來在機組運轉執照屆期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。

原有的核二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需要先停止使用或拆除，改採新的處理設施或移動式處理設施，用以處理二次廢棄物。

核二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，則可依據環境保護署之「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(環保署)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 9-19 推估之核二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降低廢棄物產出。

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，如果須進行後續除污作業，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。廢氣可採取活性炭吸附，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炭與廢過濾器，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 9-19 之核二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

當設備拆除後，如果須進行後續除污作業，會產生除污廢酸液及污泥等二次廢棄物，於選擇除污方法時需一併考慮，以避免產生更多二次放射性廢棄物。此外，嚴格的管制與隔離各污染區，避免放射性污染之擴散到非管制區與交叉污染。

(2)防止廢棄物污染

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。

(3) 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、可壓及不可燃不可壓廢棄物。

(4) 廢棄物暫貯清單數位化

將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。

(5) 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污成效。

(6) 回收使用

透過以上之行政管理與內部查核等方式，能夠有效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措施

對於核二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。包括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)或其他經主管機關(原能會)核准之容器內，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減量及減容的技術。

(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：ORANO(原 AREVA) 公司的 HP/CORD® UV 技術、EPRI 的 DFD 技術及 Westinhouse 公司的 CitroX、Nitrox、NP、AP 等技術。上述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、雷射、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，則需要事先結構安全評估。

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，避免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

超高壓壓縮機將要壓縮之廢棄物放置在 180 公升之壓縮桶內，進行液壓式的垂直升降操作，壓縮後廢棄物的減容比約達 3:1 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和混凝土等，約佔總廢棄物體積 50%，將切成適當大小後裝桶貯存。

其他不可燃固體廢棄物，如保溫材料、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。

乾性廢棄物，如塑膠、人員衣物、紙類、木材、橡膠及廢油等，可運送至減容中心的焚化爐進行高溫焚化處理，處理後之灰渣裝 180 L 可壓桶，再送去壓縮處理，將其減容後裝桶貯存。低放射性用過粒狀及粉狀樹脂，或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)或其他經主管機關(原能會)核准之容器內。

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

依照美國除役電廠 Clinton、Millstone-1 等的除役經驗，除役產生的 A 類廢棄物(含可外釋廢棄物)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。核二廠「一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」[5]之適用廢棄物，主要以金屬類為大宗，其材質包括：碳鋼、不銹鋼、鑄鐵、銅及鋁等，另尚有廢保溫材、用過活性碳、廢乾燥劑、清潔廢棄物焚化灰渣及廢砂土、石等，以及符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」所述規定者。

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)或更先進的儀器等，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：行政院環保署之「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。

廢棄物經量測屬可放行或外釋者，解除管制且免除料帳後，才能放進清潔廢棄物倉庫之中，未符合外釋限值且污染值較低(如污染值低於 500 Bq/kg ，屆時視實際狀況可再調整)，等待衰變解除管制者規劃集中儲存於低放射性廢棄物貯存庫之特定儲存區(如外運檢查/代運區等)，以利後續外釋作業。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。放行或外釋廢棄物經量測後解除管制且免除料帳後，才能放進清潔廢棄物倉庫之中。

此外，放行廢棄物是指 1.DCR 改善工程施工產生金屬架、鍍鋅管、匯流排導體及其他廢棄物。2.歲修及平時維修用剩的材料新品或下腳料。3.清潔區汰換之設備(一次系統除外)。4.污染區內非屬一次系統之設備(應將之切割偵測)。依據核二廠放行作業計畫，這些材料被視為小型廢棄物；經過儀器嚴格偵測後，若其量測結果符合下述所有限值：1.非固著性污染：阿伐 $<0.01 \text{ Bq/cm}^2$ 及貝他/加馬 $<0.02 \text{ Bq/cm}^2$ 。2.直接輻射： $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ (須在背景輻射之變動範圍內)。3.比活度： $<80 \text{ Bq/kg}$ (如屬於可燃性廢棄物其總活度須 $<330 \text{ Bq}$)，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：則依其輻射與污染狀況分為：1.非固著性污染：阿伐 $<1 \text{ Bq/100cm}^2$ 及貝他/加馬 $<2 \text{ Bq/100cm}^2$ 。2.固著性污染： $<80 \text{ Bq/100cm}^2$ 。3.直接輻射： <0.2

$\mu\text{Sv/h}$ (須在背景輻射之變動範圍內)，如果廢棄物量測結果符合上述所有限值，則可視為清潔廢棄物進行放行。

外釋前之廢棄物依據外釋計畫，進行低放射性廢棄物偵檢後，暫貯於核二廠區清潔廢棄物倉庫內，等待外釋作業。拆除後得到之建築物鋼筋混凝土塊，則參考美國 Maine Yankee 電廠及核能研究所的鋼筋混凝土塊分離場作業方式，以進行鋼筋混凝土分離，分離作業區設置於核二廠重件倉庫(26 號倉庫)，堆置區則設於 3、4 號機預定地南方及一期乾貯預定地。鋼筋混凝土塊之表面放射性比活度量測後，須符合法規「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，再以適當之機具破碎至一定粒徑以下，回填至拆除建物地表下 1 m 以下之空間。另自鋼筋混凝土塊分離後所得到之可外釋鋼筋，仍將暫貯於堆置區等待外釋作業進行。鋼筋混凝土塊分離場作業區與堆置區之位置圖，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藉由除污程序使之降低為可外釋時，則選擇國外具有低放射性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(原能會)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放射性污染擴散，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：(I)減少體積；(II)移除放射性核種及(III)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)。

挑選核二廠除役期間所產生廢棄物之處理技術，需考量下列因素：

- 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。
- 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。
- 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。
- 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，低放射性廢棄物貯存庫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、處理速率與操作流程。
- 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，每月需備置月報表、證明文件等品保文件以供稽查。
- 最終處置：俟最終處置場興建完成後，將低放射性廢棄物送往處置。

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、化學處理及固封處理等 4 大技術領域。在考量減容效率、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。核二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放射性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。適用對象包括：大型金屬組件(如汽水分離再熱器、主冷凝器、熱交換器等)拆除分解後，可利用機械除污方式將其表面污染去除。橡膠軟管或 PVC 管可用粉碎法減容。不可壓縮且不可燃之廢棄物(如金屬碎屑或小零件等)，可填充於盛裝容器之空隙，增加盛裝效率。

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

核二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，可根據核二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。

核二廠現有之噴砂表面處理設備，目前是用作原有鋼鐵面、鍍鋅鋼鐵面塗裝修補之表面噴砂處理，或新增防護塗裝之表面噴砂處理，位於汽機廠房 3 樓處，相對位置如圖 9-7 所示，於除役階段可改為乾式噴砂除污作業區，進行金屬受污染表面的處理。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，避免空浮污染的情況發生。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、熱裂解及金屬熔鑄等，現有核二廠焚化爐已運轉多年，人員操作相當熟悉，因此於除役期間仍將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，包括塑膠、衣物、紙類、木材等，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、下灰系統、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，飛灰經收集後裝桶經壓縮處理後貯存，底渣則直接裝桶壓縮減容，再送至貯存庫貯存。

至於金屬熔鑄法，主要是針對受污染的金屬廢棄物。以一座 1,000 MWe 壓水式或沸水式反應器來估計，大約有 10,000 MT 之拆廠廢鋼鐵，而每年運轉維修亦有約數十公噸左右之污染金屬廢棄物產生。這些受污染之金屬廢棄物形狀複雜且數量龐大，如全部直接當作廢棄物暫存時，將面臨電廠貯存倉庫不足之壓力；而將來進行最終處置，則不但佔體積且極其昂貴。污染金屬廢棄物熔鑄有下列優點：A.鑄錠表面積小，腐蝕及輻射釋出機率小；B.可固定核種，減少其釋出；C.有最佳之減容效果。

(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、部分或全部的放射性物質被移除。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，因此未來於實際除役作業時，將選用回收效率較高之除污技術。

將以廢料廠房 3 樓除污間為主要化學除污位置，如圖 9-8 所示，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，或增設暫時性處理設備，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，可以視為由電場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；第二種為利用手持或自動襯墊(陰極)刷過待除污表面(陽極)，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子(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。

核二廠現有電拋光除污設備，設置於廢料廠房 3 樓處，相對位置圖如圖 9-8，利用 20%磷酸電解液配合 10~15 V 電壓對金屬組件進行除污。除役期間可用來處理拆除、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處理，或先經預處理再進現有處理設施。

C. 濕式氧化

核二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，可採取廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化方式(WOHESS)進行處理及安定化，約有 6:1 之減容效果，或脫水後盛裝在耐 100 年結構完整之容器(HPC)或其他經主管機關(原能會)核准之容器內處理。

(4) 固封處理

不適合固化或固化不完全之 B 類廢棄物及 C 類廢棄物，應盛裝於經主管機關(原能會)核准之高完整性容器或以其他經主管機關(原能會)核准之方法進行處置；超 C 類廢棄物非經主管機關(原能會)核准，不得於低放射性廢棄物處置設施進行處置。包裝容器內之廢棄物表面施以水泥或其他的適當材料使其固定，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三處，兩處位於汽機廠房、一處位於輔助廠房，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。

在現有汽機廠房 4 樓(標高 EL.+ 30' 0")及 1 樓(標高 EL.- 30' 0")規劃暫時處理區域，進行廢棄物之細切、包裝，並結合既有廢料廠房 3 樓除污間及機械間、汽機廠房 3 樓噴砂間做為除污處理。另於在反應器廠房 7 樓(標高 EL.+76' 3")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。上述三處之相對位置分別如圖 9-9、圖 9-10 及圖 9-11 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二廠與相關得標廠商，進行討論評估後，分別選擇進行設立，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設備、包裝設備、化學及電化學除污設備；大型物件於原地進行粗割後，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二廠既有設施，但須考量廢棄物動線之安排；或者參考如西班牙 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。液體研磨除污設備可沿用除役前核二廠既有設施，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、化學沉降、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，送核二廠減容中心的焚化爐進行焚化處理。

3. 氣體廢棄物處理技術

核二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。至於，處理氣體所產生之二次廢棄物，如用過廢棄的活性碳、集塵器及過濾設備，則分別採裝桶貯存及壓縮後裝桶貯存。

(二) 除役低放射性廢棄物處理設施規劃

利用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，目前核二廠減容中心設置有超高壓壓縮機及焚化爐，規劃除役期間將廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)設置於新建低放射性廢棄物貯存庫。相關的規劃說明如下：

1. 超高壓壓縮機

超高壓壓縮機為處理可壓縮低放射性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：超高壓壓縮機之位置於減容中心內，如圖 9-12 所示，為立式油壓機，出力可達 1,500 MT，衝程 960 mm。

操作方式：用堆高機將可壓桶送上輸送機後，即可手動或自動操作後續壓縮流程，處理速度約為可壓縮 5 桶/h，每天 8 小時約可得 40 只壓縮餅，平均約 4 只壓縮餅裝在一 55 加侖外桶。

2. 廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統

適用種類：廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)適用於處理廢粒狀離子交換樹脂。

處理容量規劃：40 kg/h 廢粒狀樹脂，每年約可處理 600 桶廢粒狀樹脂。

減容比：2.5 至 3.0 間。

樹脂劑量條件：劑量率小於 2 mSv/h 才適合使用此方法處理。

操作條件：操作溫度為 95 °C，添加濃度 50%之雙氧水，流量 90 L/h，於室內連續運轉。

廢樹脂濕式氧化過程中除氣相物質以外，均可固化後妥善貯存，氣體經收集後先經冷凝器降溫並收集冷凝水，排放之前經過高效率過濾器去除粒狀污染物質。由於濕式氧化法操作溫度不高，冷凝水及洗滌廢水中污染強度及水量均低，可由新設廢液處理設施處理或調整酸鹼值後排放。廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統設置位置為新建低放射性廢棄物貯存庫。

3. 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，現存核二廠減容中心採用控氣式焚化爐及高效率廢氣處理系統，可有效減容及降低空氣污染物、攔截放射性核種達排放標準。

減容中心焚化爐位置如圖 9-13 所示，設計處理容量為不大於 100 kg/h 或熱值小於 700,000 kcal/h，處理量端視廢料及燃油總熱值而定。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 700 °C~1100 °C 之間，而二次燃燒室溫度控制則需在 900~1,200 °C 之間。廢棄物先在主燃室缺氧裂解，裂解後之氯化物至二次燃燒室高溫焚化。燃燒後氣體經驟冷器噴霧化水降溫至 180 °C~220 °C 以下，經袋式集塵器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，再以填充塔降溫並洗滌酸氣，經煙囪連續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，其中以主燃燒室之底渣占比重多數，剩餘比重之飛灰則由集塵器攔下收集。氣體經通過袋式集塵器及 HEPA 去除大部分核種，而氣體中之水氣經填充塔降溫凝結成洗滌廢液，經收集至廢水池後，待確認其放射性物質濃度及酸鹼值符合排放標準後，即可處理後排放。

(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、混凝土廢棄物及其他如乾性廢棄物、溼性廢棄物與保溫材等之廢棄物。擬參考利用下述如 55 加侖桶、高性能混凝土處置容器(HPC 桶)、3 m³ 鋼箱、3 × 1 鋼箱、3 × 4 鋼箱、7 m³、B-25 鋼箱、BFA 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，經主管機關(原能會)核准後使用，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 加侖桶或其他容積金屬桶及混凝土桶

55 加侖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 × 1 鋼箱、3 × 4 鋼箱、3 m³ 鋼箱、BFA 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

規劃 3 m³ 及 BFA 鋼箱用於 B、C 及超 C 金屬類廢棄物，3 × 1 鋼箱、3 × 4 鋼箱、7 m³ 及 B-25 鋼箱用於裝載反應器壓力槽及爐內組件、輔助廠房與汽機廠房等 A 類的活化金屬廢棄物。

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)或其他經主管機關(原能會)核准之容器

本容器可規劃用於盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之 A 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」、「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」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(原能會)現今已核准使用的盛裝容器有：55 加侖桶、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及超鈾 (TRU)鉛屏蔽容器(金屬桶)等。未來會申請可維持耐三百年結構完整之高完整性容器，供不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處理及其設施安全管理規則」第六條規定之 B 類及 C 類廢棄物盛裝，並經主管機關同意後，方可使用。

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二廠既有之「低放射性廢棄物廠內運送作業程序」之運輸作業程序書辦理，路線規劃如圖 9-14 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。

如未來低放射性廢棄物集中式貯存設施或低放射性廢棄物最終處置設施完成後，必須從核二廠低放射性廢棄物貯存設施運往前述場址，則須進行廠外運送作業。為降低陸路運輸沿途之民眾疑慮及符合「放射性物質安全運送規則」之要求外，建議採最短陸路運輸途徑並配合海運方式處理。

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。核二廠既有之 1、2、3 號低放射性廢棄物貯存庫，其設計容量分別為 12,000、40,000、39,133 桶，共計可貯存約 91,133 桶。截至 106 年 12 月 31 日止，核二廠既有之 1、2、3 號低放射廢棄物貯存庫之貯存量，分別為 4,970、33,749、16,833 桶，共貯存 55,552 桶。

依據核二廠放射性廢棄物營運管理 101 年度至 106 年度之運轉年報，核二廠之低放射性廢棄物(含經壓縮後之乾性廢棄物)，每年以平均約 850 桶之數量增加，保守估算未來在正式停機前將還有約 6,000 桶之低放射性廢棄物產生。核二廠現有之低放射性廢棄物貯存設施其設計總貯存容量為 91,133 桶，至 106 年底的貯存桶數為 55,552 桶，再加上至運轉執照屆滿(二號機 112 年 3 月 14 日)之推估產量為 6,000 桶，則於核二廠除役時，仍有 29,581 桶的貯存空間。惟因核二廠現有的 1 號低放射性廢棄物貯存庫於未來除役時將不保留，所以貯存之 12,000 桶低放射廢棄物將移至 2、3 號低放射廢棄物貯存庫，故於核二廠除役時，現有的廢棄物貯存空間將僅剩 $29,581 - 12,000 = 17,581$ 桶，無法容納因核二廠除役所產生之除役廢棄物。

依據表 9-19 核二廠除役廢棄物總數量推估結果，廢棄物總量為 131,375 桶，扣除上述 17,581 桶的現有貯存空間，再加上約 10% 的盤點餘裕後，需要的新增貯存容量為 125,174 桶。因此，保守估計新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量約需要 125,200 桶。

針對新建低放射性廢棄物貯存庫容器規劃，本公司選擇 3×1 鋼箱、 3×4 鋼箱、 3 m^3 鋼箱、 7 m^3 鋼箱及 55 加侖桶等，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 類金屬廢棄物裝於 3 m^3 鋼箱，A

類金屬廢棄物裝於 3×1 鋼箱、3×4 鋼箱、7 m³ 鋼箱，混凝土及乾、濕性廢棄物等裝於 55 加侖桶，放置於新建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，建築基地面積約長 143 m × 寬 106 m，規劃為地下 2 層及地上 4 層，共 6 層樓之結構物。結構體初步規劃地面以上(含地上 1 層)採鋼骨鋼筋混凝土造，地下 2 層採鋼筋混凝土建造，而地下 1 層作為 RC 柱轉 SRC 柱之轉換樓層，該層其他構件則採鋼筋混凝土造。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解說」之要求。建物外牆及屋頂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或遙控式吊車執行，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。

(三) 低放射性廢棄物處置規劃

根據「放射性物料管理法施行細則」，本公司業經提送主管機關(原能會)報備之「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」[6]，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、核能研究所相關核設施運轉與除役產生之廢棄物、清華大學之研究用反應器運轉與除役產生之除役廢棄物，以及核能研究所接收全國小產源低放射性廢棄物等。低放射性廢

棄物處置設施時程規劃如圖 9-15，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二廠除役拆廠階段前完成設置，並開始接收低放射性廢棄物，評估廠內既有貯存庫容量(2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫)，再加上規劃新建之低放射性廢棄物貯存庫(125,000 桶容量)容量，應足夠貯存除役產生之低放射性廢棄物。

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後，待最終處置設施興建完成後，再運送至廠外的最終處置設施；因此，在核二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，以牽引式多軸板車，從燃料廠房移出，送至用過核子燃料乾式貯存場，路線如圖 9-16 所示。相關規劃已於核二廠第一期用過核子燃料乾式貯存計畫，向主管機關(原能會)申請。

(二) 用過核子燃料貯存規劃

核二廠兩部機組在運轉滿 40 年後機組運轉執照屆期並進行除役，估計約有 11,000 束用過核子燃料。本公司業已完成核二廠第一期用過核子燃料乾式貯存設施計畫之規劃，以一、二號機北邊區域規劃為第一期用過核子燃料乾式貯存設施，可放置 27 個混凝土護箱共貯存 2,349 束用過核子燃料；以原三、四號機預定用地東側之空地規劃為第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，可貯存約 11,000 束用過核子燃料及部分的超 C 類低放射性廢棄物，用過核子燃料乾式貯存設施預定地如圖 9-17 所示地點。詳請參考本計畫第十章、一、(三)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(原能會)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

核二廠運轉期間係規劃可於用過核子燃料池進行再取出作業，在停機過渡階段，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。到了除役拆廠階段，用過核子燃料完全移出用過核子燃料池之後，用過核子燃料池冷卻及淨化系統將會停止運轉，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。

1. 執行再取出之時機

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，並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。

2. 再取出單元

再取出單元規劃設置於第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施內，與設施共構，採取水池方式，尺寸約 25.5 m × 31.5 m，結構體採用鋼筋混凝土建造，外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射。設施內將裝置一部護箱吊車(Cask Crane)及一部燃料吊卸平台(Fuel Handling Platform)，以供未來再取出作業使用，主要配置包括運送車輛操作區、護箱準備區、護箱池、用過核子燃料池及相關輔助設備區。

設施內需包含燃料池冷卻與淨化系統，以及其他系統如除污、空調、給水、排水、消防、電氣、輻射偵測與控制等系統，以符合合理抑低原則並降低對環境安全的影響。

(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(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。

依世界核能協會(WNA, 2016)資料，目前國際間正在興建核能電廠的 14 個國家，計有 63 部機組，其中芬蘭、瑞典及法國已選定用過核子燃料最終處置場址。其餘國家則執行用過核子燃料最終處置計畫，尚未決定場址地點。

台灣與英國、美國、日本、中國大陸、韓國等 14 個正在興建核能電廠的國家作法一致，同步積極推動用過核子燃料最終處置計畫。

國際間對於高放射性廢棄物係採行多重障壁之深地層處置方式，將用過核子燃料埋於深約 300 至 1,000 m 之穩定地層中，阻絕核種影響人類健康與環境安全，並與人類生活環境永久隔離。

已選定或興建中高放射性廢棄物深層處置場的時程：

芬蘭於 2004 年在奧基洛托(Olkiluoto)建造高放射性廢棄物深層地質實驗室，並於 2015 年取得處置設施的建造執照，2016 年底開始建造，預計 2023 年啟用。法國於 1998 年選出布雷(Bure)為優先調查場址，預定於 2025 年啟用處置場。瑞典於 2009 年選出福斯馬克(Forsmark)為處置場址，目前在申照審查階段，預定於 2029 年啟用處置場。依據 104 年 3 月經主管機關(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 9-18 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三座電廠均運轉 40 年所產生的用過核子燃料預估，合計約為沸水式反應器 BWR 18,602 束組件、壓水式反應器 PWR 3,815 束組件，合計相當於 4,913 MT 鈾燃料重量(tU)進行處置之概念設計。

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。接著於 2017 年提出 SNFD2017 報告並已完成國際同儕審查，此報告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。SNFD2017 報告目前已於 106 年 12 月提送主管機關(原能會)(原能會)審查中。

依據核二廠用過核子燃料乾式貯存計畫[7]，用過核子燃料將先在廠內貯存，待最終處置場啟用後，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)」[8]。

六、結語

本章估算出核二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，依據核二廠各種運轉資料及廠址輻射特性調查結果，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。

核二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，以現有目前核二廠減容中心的超高壓壓縮機及焚化爐，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)或其他經主管機關(原能會)核准使用之容器內等方式處理。

另外，分別於汽機廠房設置暫時廢棄物處理區域、反應器廠房設固封作業區，廢料廠房設置除污區域等，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。

由於國內低放射性廢棄物處置場尚未設置，故目前核二廠除役之低放射性廢棄物皆規劃於廠內低放射性廢棄物貯存庫進行暫貯，如現有之貯存庫不敷使用時，亦將於適當地點規劃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與再取出單元，待高放射性最終處置場建造完成後，再進行用過核子燃料之最終處置。

七、參考文獻

1. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, 1980.
2. NUREG/CR-6174, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station – Effects of Current Regulatory and Other Considerations on the Financial Assurance Requirements of the Decommissioning Rule and on Estimates of Occupational Radiation Exposure”, 1996.
3. TLG Services, Inc., Document E11-1643-001, Rev.1, “Vermont Yankee Nuclear Power Station Decommissioning Cost Analysis”, 2012.
4. 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，100 年。
5. 台灣電力公司，「第二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)」，99 年。
6. 台灣電力公司，「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」，101 年。
7. 台灣電力公司，「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，103 年。
8. 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)」，104 年。

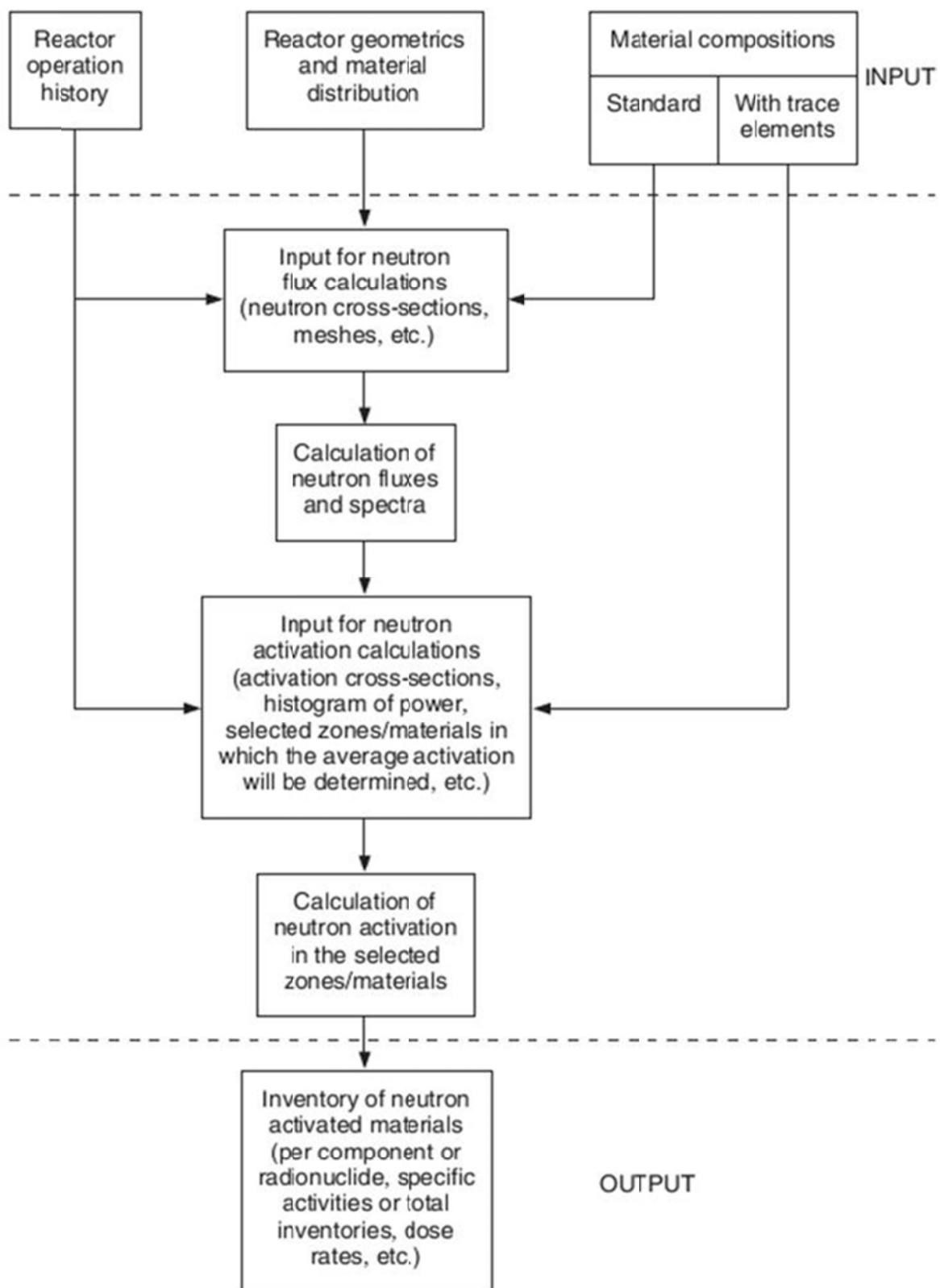


圖 9-1 中子活化分析基本流程

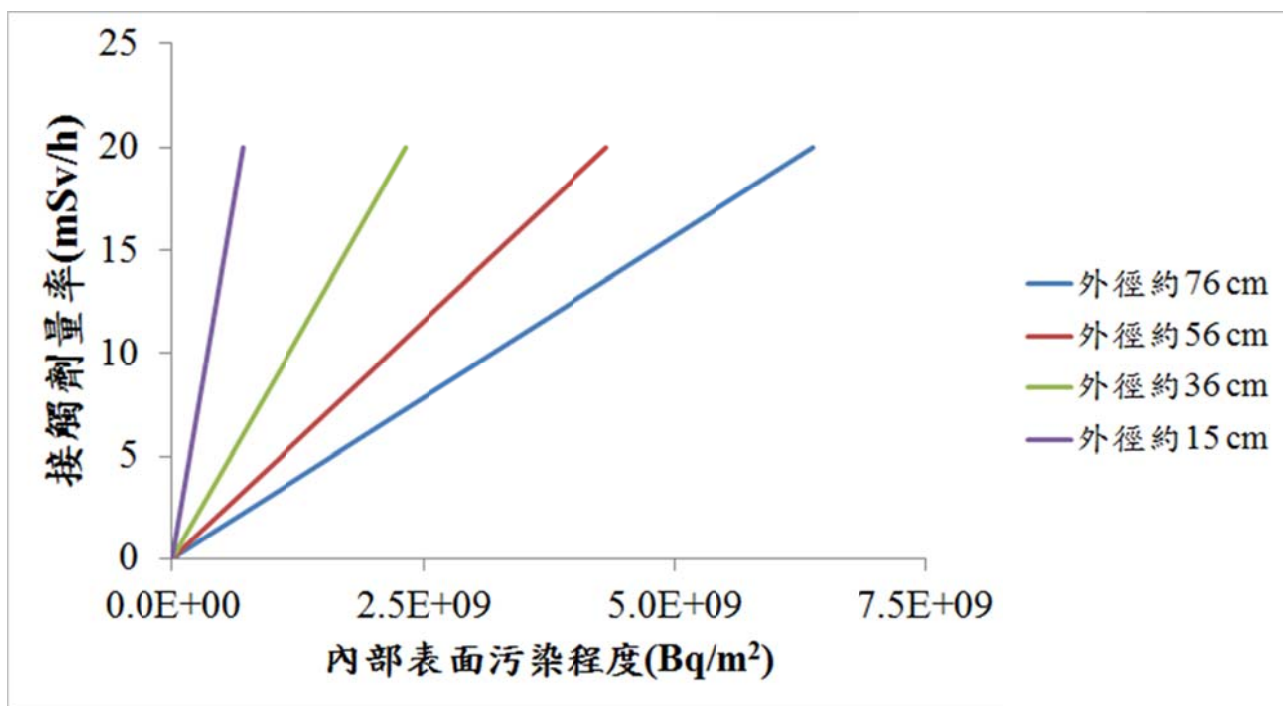


圖 9-2 核二廠不同管徑接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

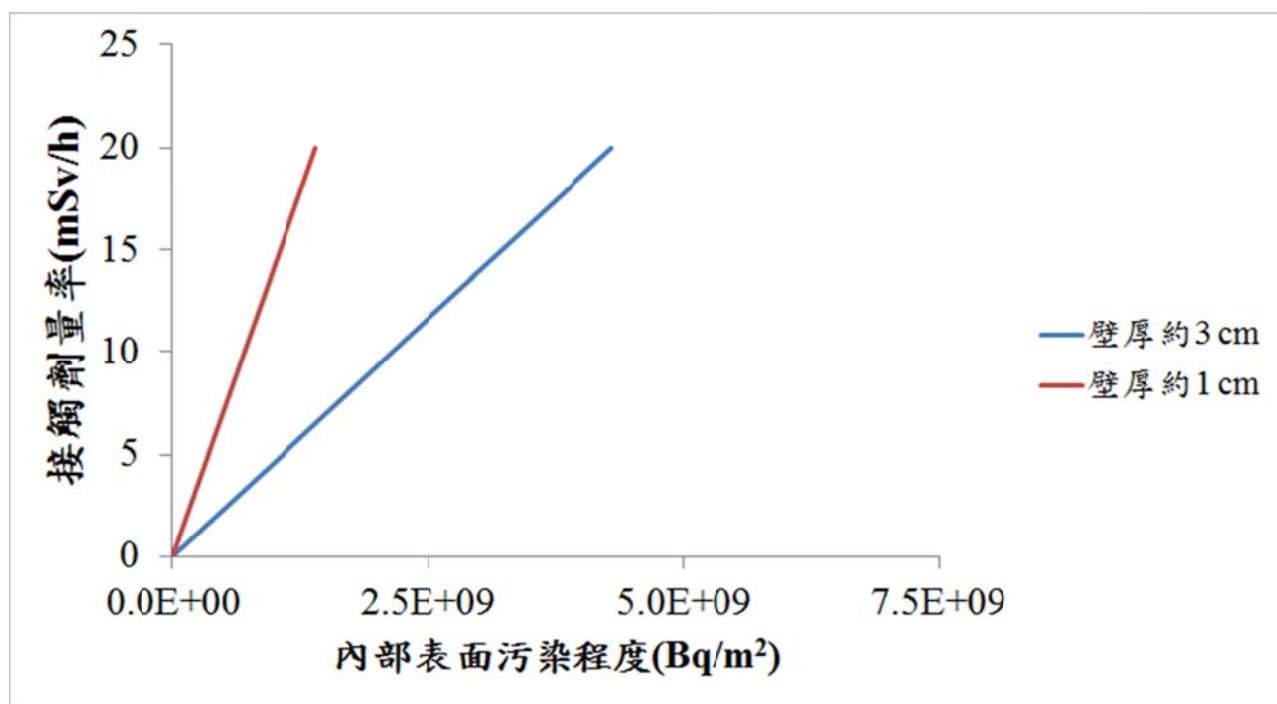


圖 9-3 核二廠相同管徑不同管壁厚度接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

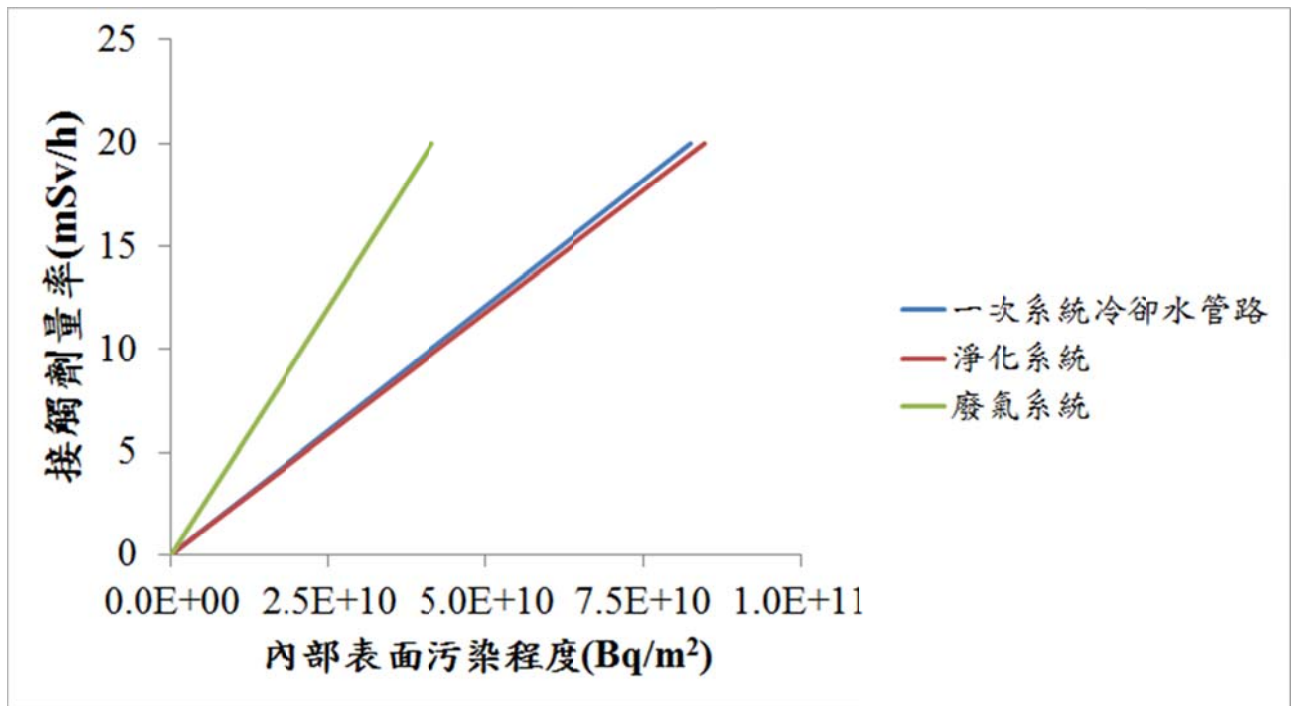


圖 9-4 核二廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係

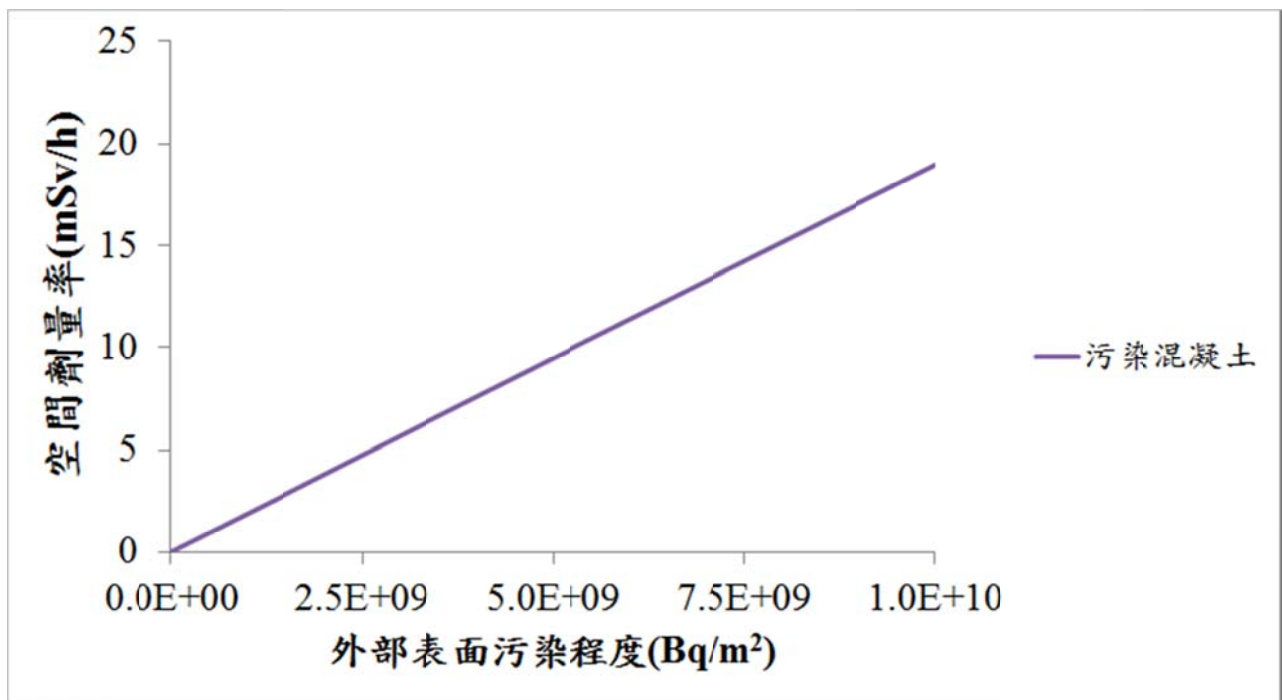


圖 9-5 核二廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係

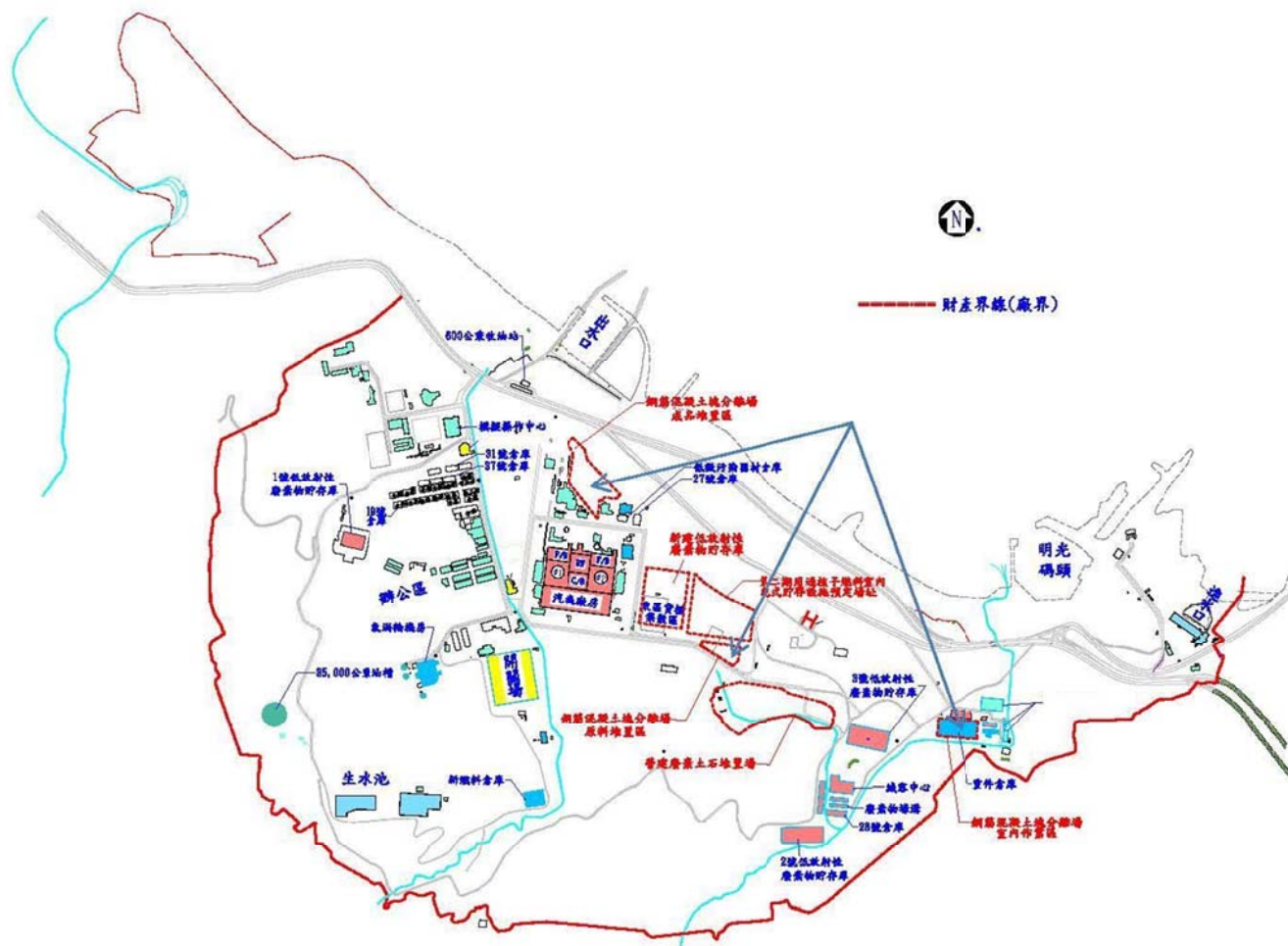


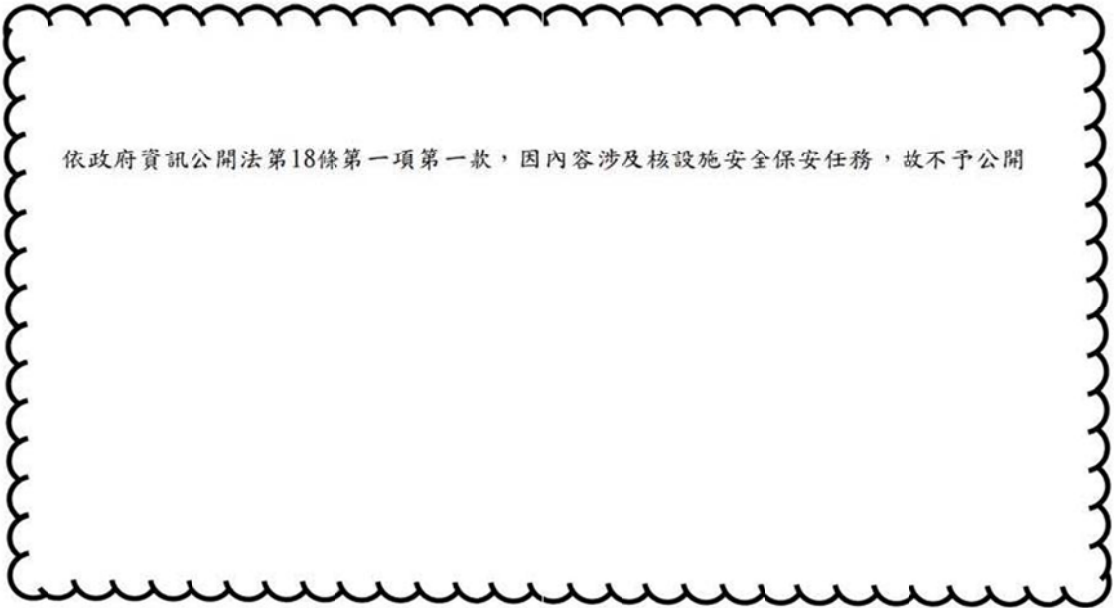
圖 9-6 核二廠鋼筋混凝土塊分離場作業區與堆置區位置圖

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-7 核二廠汽機廠房 3 樓現有機械噴砂除污系統位置

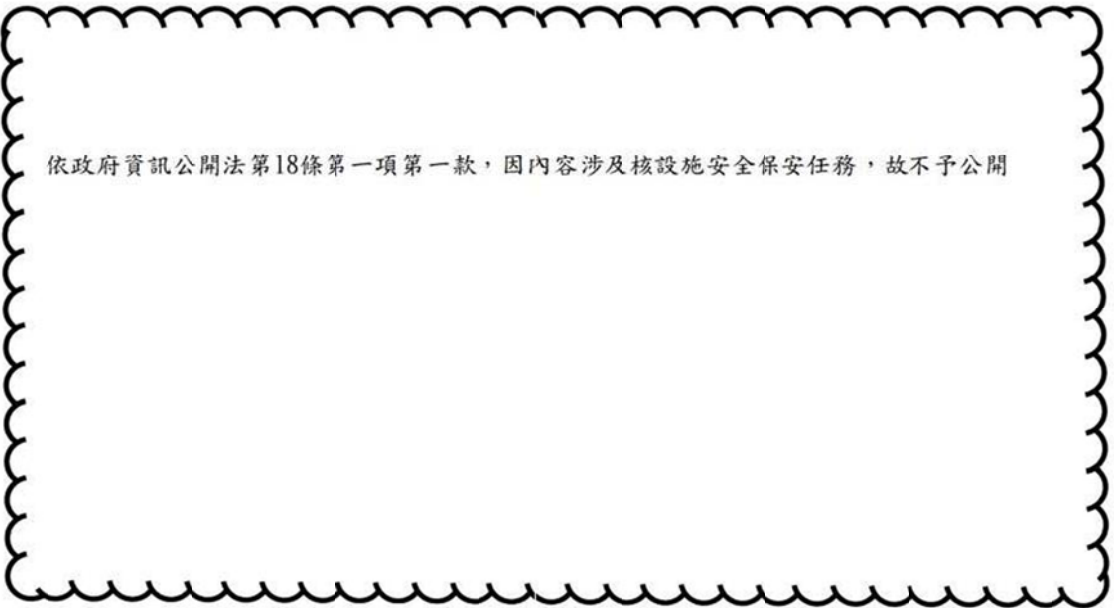
依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-8 核二廠廢料廠房 3 樓現有電化學除污設備及機械間位置



依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-9 核二廠汽機廠房 4 樓低放射性廢棄物處理區



依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-10 核二廠汽機廠房 2 樓低放射性廢棄物處理區

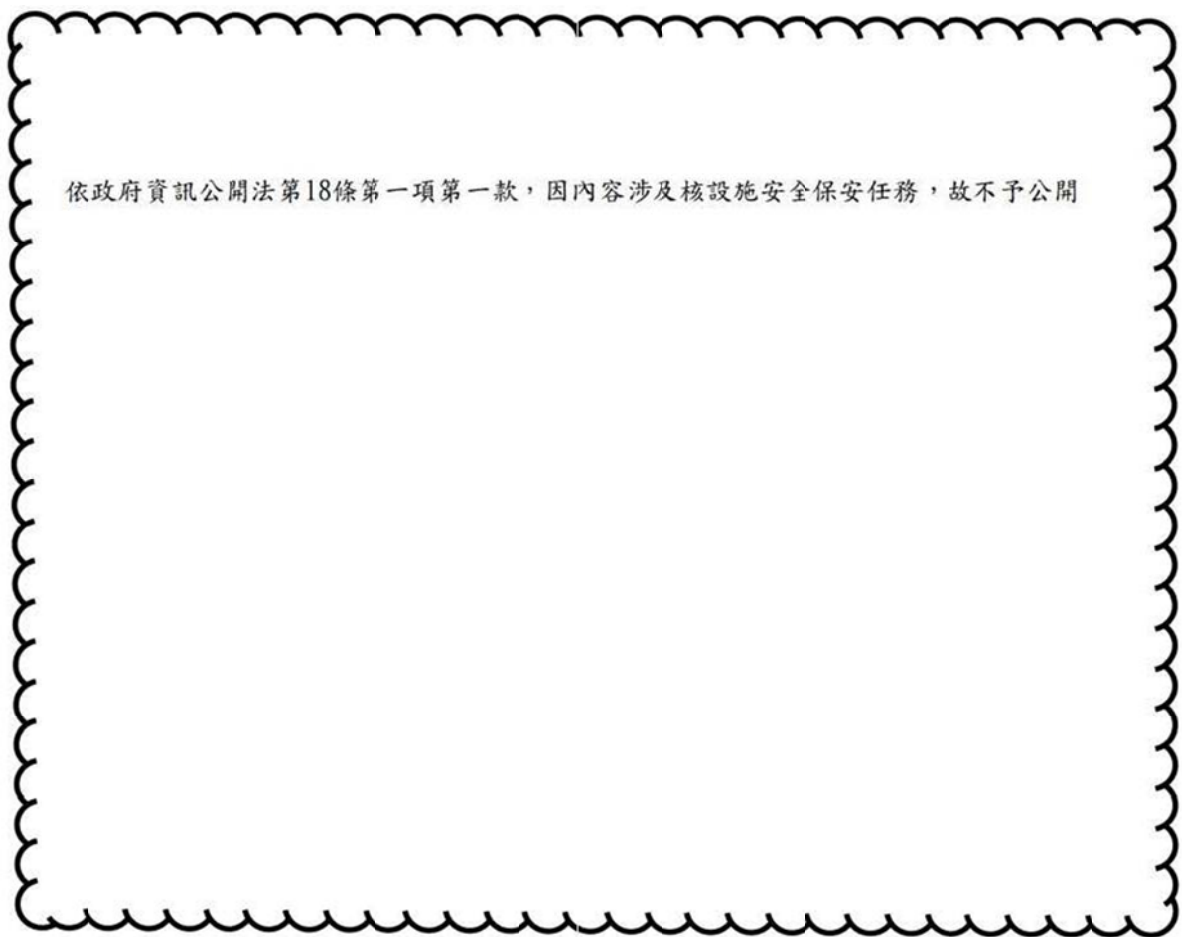
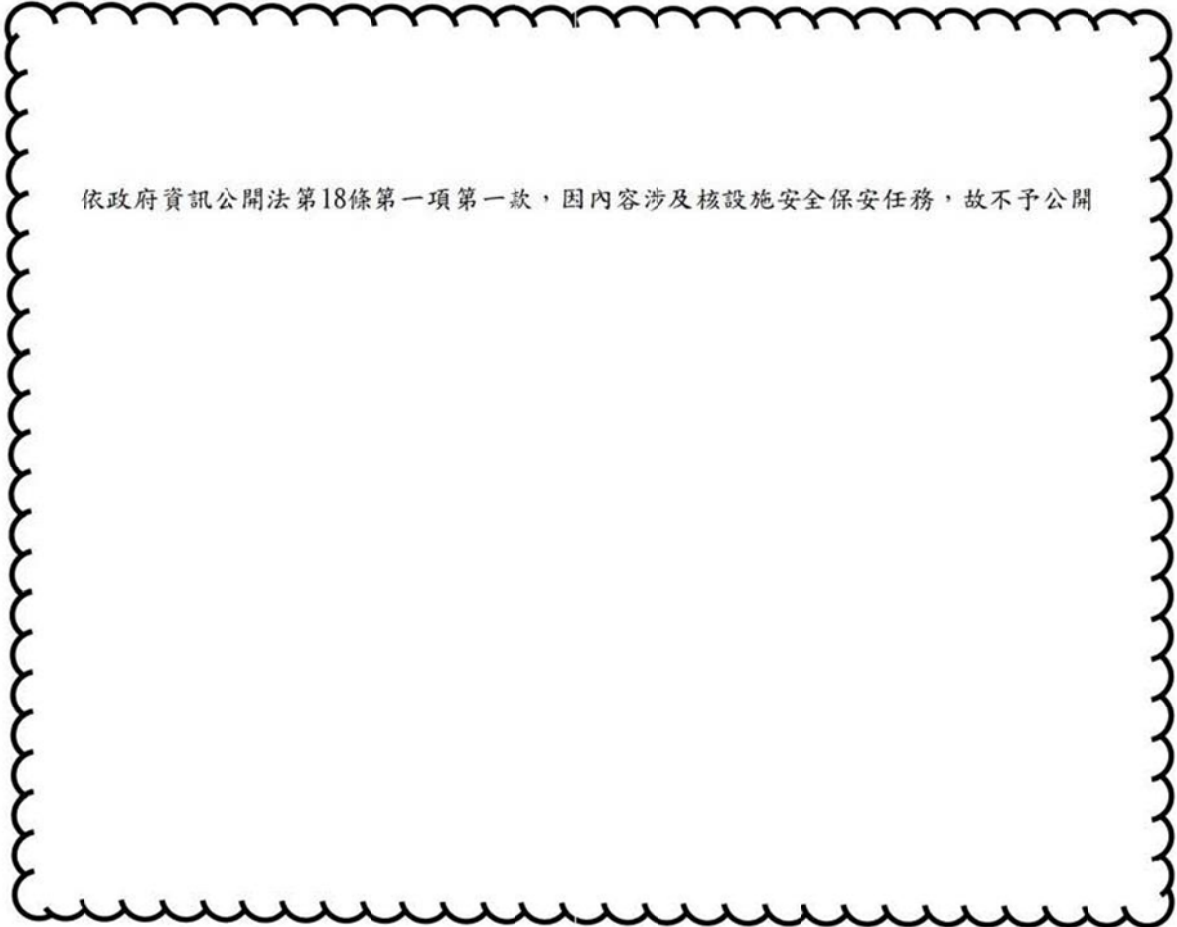


圖 9-11 核二廠反應器廠房 7 樓反應器組件拆除固封作業區



依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-12 減容中心熱處理設施廠房超高壓壓縮機位置

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-13 減容中心熱處理設施廠房焚化爐位置

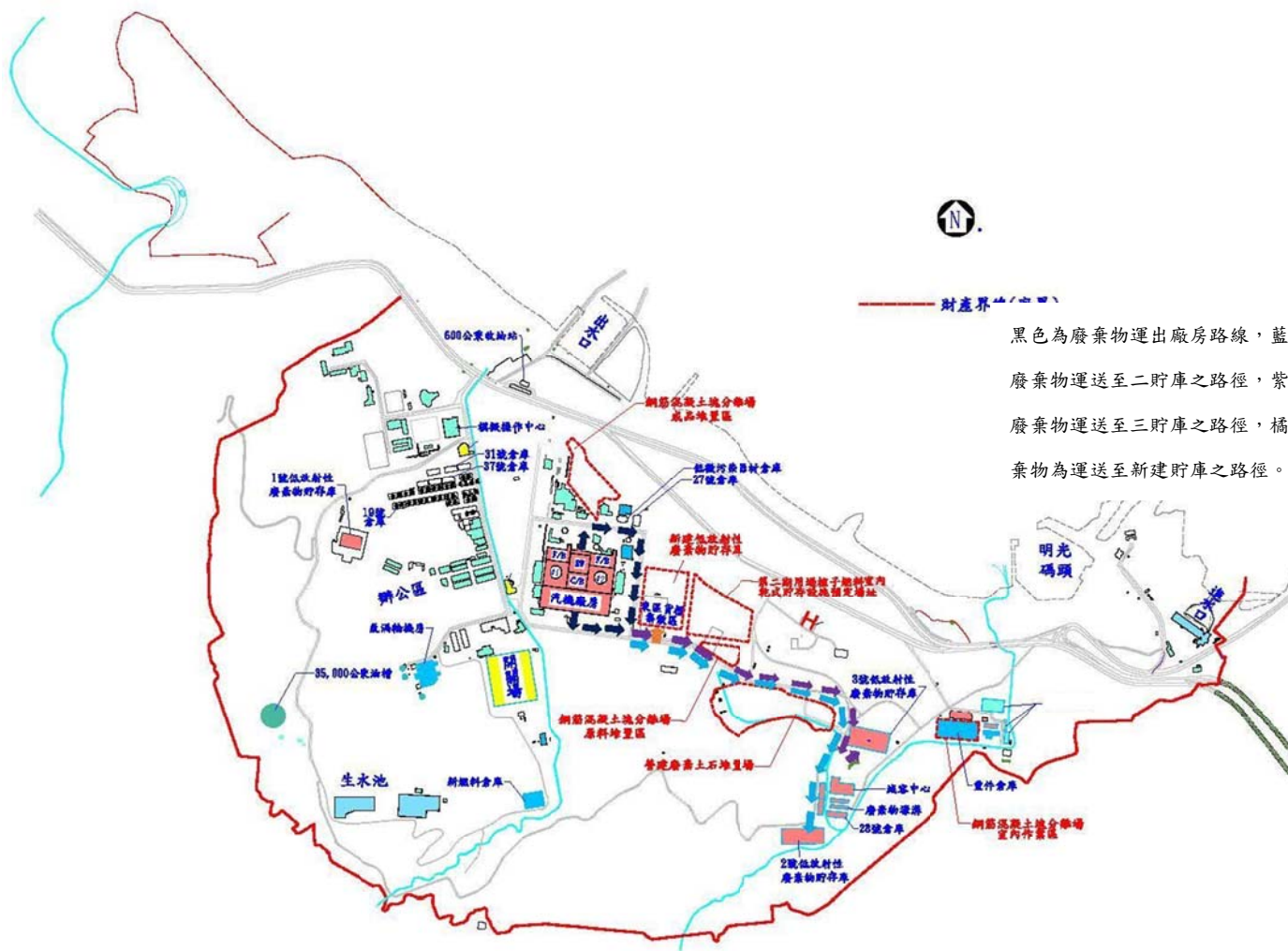


圖 9-14 核二廠除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-16 除役期間用過核子燃料廠內運送路線

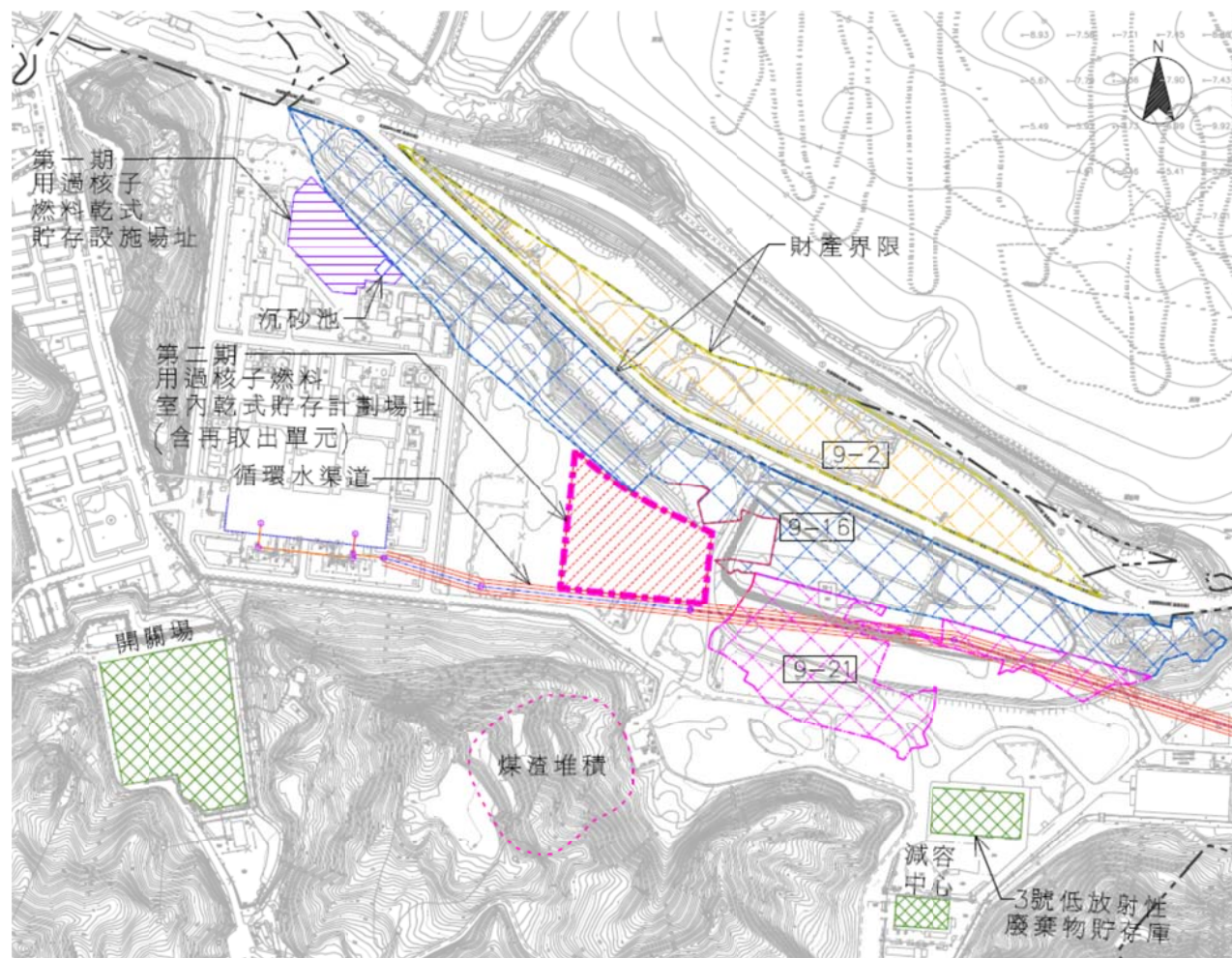


圖 9-17 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施位置圖

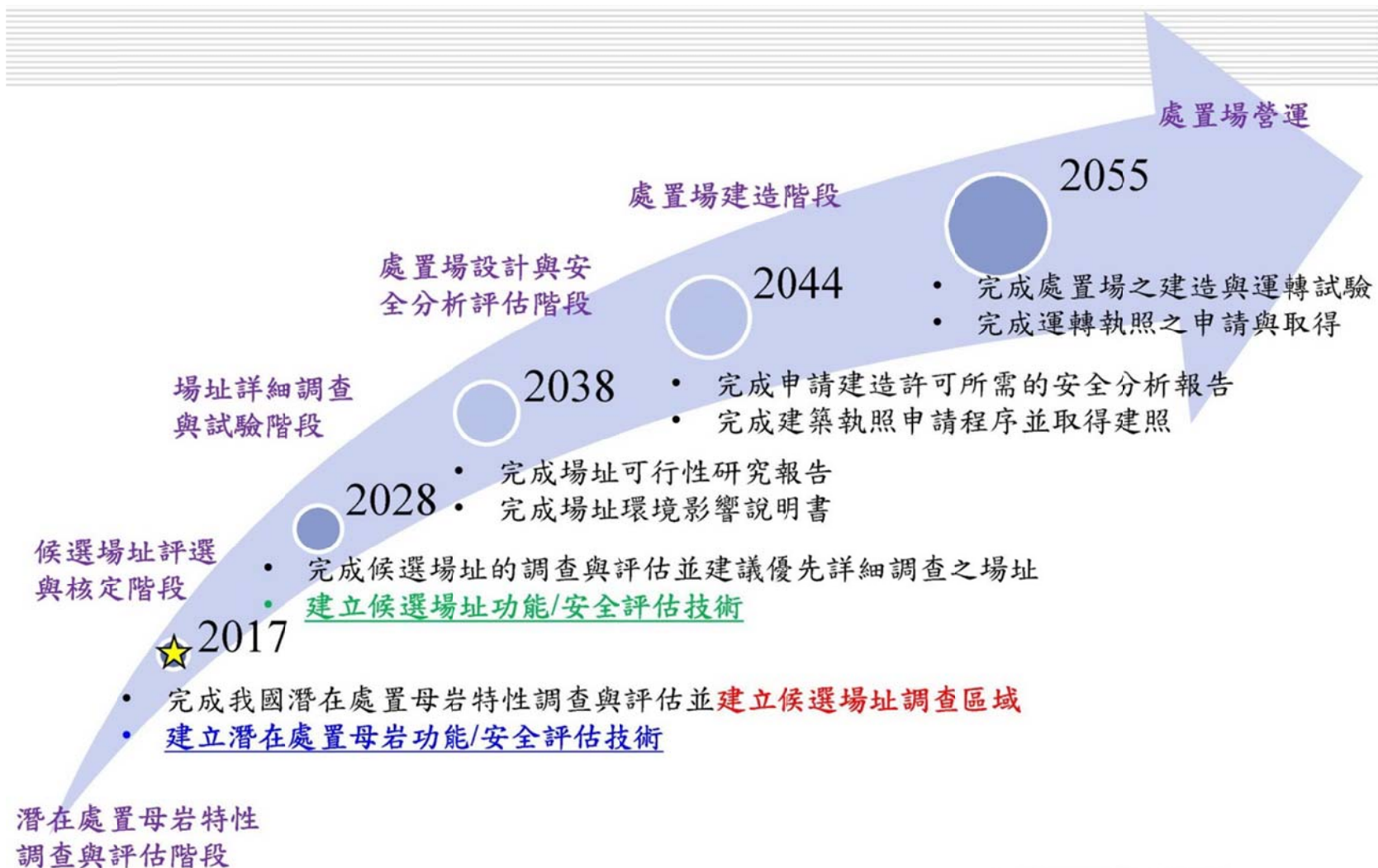


圖 9-18 我國用過核子燃料最終處置全程規劃

表 9-1 核二廠潛在受輻射污染之系統

系統代號	系統中文名稱	系統英文名稱
AA	反應爐槽系統	Nuclear Boiler System
AB	主蒸汽系統	Main Steam System, and Main Turbine EHC System
AC	再熱蒸汽系統	Reheat Steam System
AD	冷凝水系統	Condensate System and Condenser Connections
AE	飼水系統	Feedwater System
AF	抽汽系統	Extraction Steam System
AG	飼水加熱器排氣及洩水系統	Feedwater Heater Drains and Vent System
AK	冷凝水除礦器系統	Condensate Demineralizer Regeneration System and Condensate Polishing Demineralizer System
AP	冷凝水與除礦水儲存系統	Condensate and Demineralized Water Storage System, Vacuum Deaerator System and Condensate Service Distribution System
BB	再循環系統	Reactor Recirculating System
BF	控制棒驅動系統	Control Rod Drive Hydraulic System
BG	飼水加氫系統	Hydrogen Water Chemistry System
BP	爐水淨化系統	Reactor Water Clean-Up System and RWCU Filter & Demineralizer System
CA	汽封蒸汽系統	Steam Sealing System
CG	主冷凝器空氣移除系統	Air Removal System
EC	用過燃料池冷卻、淨化與上燃料池儲存系統	Spent Fuel Pool Cooling & Purification System and Reactor Building Upper Pool System
EE	抑壓池池水淨化系統及輔助除礦器系統	Suppression Pool Cleanup System and Auxiliary Demineralizer Syetem
EJ	餘熱移除系統	Residual Heat Removal System
EK	爐心隔離冷卻系統	Reactor Core Isolation Cooling System
EL	低壓爐心噴灑系統	Low Pressure Core Spray System
EM	高壓爐心噴灑系統	High Pressure Core Spray System
FC	反應爐飼水泵汽機蒸汽供給系統	RFPTs EH Fluid and Steam Supply System
GE	廢料廠房、汽機廠房、及柴油發電機廠房通風及冷卻系統	RW, T/B, D/G Room HVAC System
GK	燃料廠房、控制廠房、輔助鍋爐廠房、及補充水除礦器廠房通風及冷卻系統	F/B, C/B, Aux. BLR & M/U Demin. HVAC System

系統代號	系統中文名稱	系統英文名稱
GL	反應爐輔助廠房通風及冷卻系統	Reactor Auxiliary Building HVAC System
GN	反應爐廠房通風及冷卻系統	Reactor Building HVAC System
GR	雜項廠房通風及冷卻系統	Misc. Bldg. HVAC System
HA	廢氣處理系統	Off Gas System, Glycol System, Desiccant Dryer
HB	廢液收集、儲存與處理系統	Liquid Radwaste Collection, Storage and Processing System
HC	焚化爐系統(減容中心)	Incinerator System
HD	化學廢液濃縮系統	Chemical Radwaste & Sludge Concentration, Spent Resin and Detergent Drain System
HE	放射性廢料固化系統	Radwaste Solidification System
HF	廢氣再結合系統	Off Gas System, Recombiner and Off Gas Condenser, Moisture Separation and Charcoal Filters
LF	雜項廢液處理系統	Normal and Oily Waste M.L.R. Processing System
LW	洗衣廠房工作服洗衣系統和洗衣廢水處理系統	Laundry Bldg Work Clothing Laundry System And Laundry Water Waste Treatment System
RC	取樣站	Process Sampling

表 9-2 核二廠與一次系統冷卻水管路相關系統之最大接觸劑量率統計

系統代號	系統名稱	最大接觸劑量率(mSv/h)
AA	反應爐槽系統	0.0972
AB	主蒸汽系統	0.0024
AC	再熱蒸汽系統	0.0011
AD	冷凝水系統	0.019
AE	飼水系統	0.0009
AG	飼水加熱器排氣及洩水系統	0.00106
AK	冷凝水除礦器系統	0.056
AP	冷凝水與除礦水儲存系統	0.0366
BB	再循環系統	0.0253
BF	控制棒驅動系統	0.0353
BG	飼水加氫系統	0.00023
CA	汽封蒸汽系統	0.0034
EC	用過燃料池冷卻、淨化與上燃料池儲存系統	1.47
EJ	餘熱移除系統	0.875
EK	爐心隔離冷卻系統	0.0306
EL	低壓爐心噴灑系統	0.29
EM	高壓爐心噴灑系統	0.00612
FC	反應爐飼水泵汽機蒸氣供給系統	0.00752
RC	取樣站	0.00308
註：表中之最大接觸劑量率為核二廠於運轉執照許可下之輻射特性調查結果，未來俟運轉執照終止後，本公司將再執行更全面和更精確之輻射特性調查。		

表 9-3 核二廠與爐水淨化相關系統之最大接觸劑量率統計

系統代號	系統名稱	最大接觸劑量率(mSv/h)
BP	爐水淨化系統	7.6
HB	廢液收集、儲存與處理系統	1.25
HD	化學廢液濃縮系統	2.315
HE	放射性廢料固化系統	0.782
LF	雜項廢液處理系統	0.0048
LW	洗衣廠房工作服洗衣系統和洗衣廢水處理系統	0.0096
註：表中之最大接觸劑量率為核二廠於運轉執照許可下之輻射特性調查結果，未來俟運轉執照終止後，本公司將再執行更全面和更精確之輻射特性調查。		

表 9-4 核二廠與廢氣相關系統之最大接觸劑量率統計

系統代號	系統名稱	最大接觸劑量率(mSv/h)
AF	抽汽系統	0.00926
CG	主冷凝器空氣移除系統	0.115
EE	抑壓池池水淨化系統及輔助除礦器系統	0.0473
GE	廢料廠房、汽機廠房、及柴油發電機廠房通風及冷卻系統	0.0156
GK	燃料廠房、控制廠房、輔助鍋爐廠房、及補充水除礦器廠房通風及冷卻系統	0.0026
GL	反應爐輔助廠房通風及冷卻系統	0.0762
GN	反應爐廠房通風及冷卻系統	0.0656
GR	雜項廠房通風及冷卻系統	0.00122
HA	廢氣處理系統	0.0195
HC	焚化爐系統(減容中心)	0.00006
HF	廢氣再結合系統	0.0125

註：表中之最大接觸劑量率為核二廠於運轉執照許可下之輻射特性調查結果，未來俟運轉執照終止後，本公司將再執行更全面和更精確之輻射特性調查。

表 9-5 單一長半化期核種濃度值

核 種	濃 度 值 (A 類 < 0.1 倍 < C 類 < 1 倍 < 超 C 類)
^{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 9-6 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 9-7 核種分析方式

放射性核種	分析方式
半化期小於 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	溼式氧化前處理+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	高選擇性樹脂+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	固相萃取系統(SPE)+液體閃爍計數器(LSC)
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 9-8 關鍵加馬核種列表

難測核種	關鍵加馬基底核種			
	一次系統 冷卻水管路	淨化系統	廢氣系統	污染 混凝土
半化期小於 5 年之所有核種	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
H-3	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
C-14	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
Ni-63	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
Sr-90	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
Tc-99	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
I-129	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
Pu-241	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
Cm-242	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60
TRU (半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	Co-60	Co-60	Cs-137	Co-60

表 9-9 計算所得之比例因數

Radionuclide	爐心 活化組件	一次系統 冷卻水管路	淨化系統	廢氣系統	污染混凝土
H-3	2.37×10^{-5}	0	6.92×10^{-3}	0	0
C-14	8.98×10^{-4}	1.25×10^{-5}	2.85×10^{-3}	0	3.56×10^{-5}
Fe-55	7.59×10^{-1}	1.13×10^{-2}	8.99×10^{-1}	0	4.30×10^{-3}
Co-60	1	1	1	0	1
Ni-63	5.89×10^{-1}	9.28×10^{-3}	1.26×10^{-1}	0	1.40×10^{-3}
Sr-90	6.93×10^{-16}	2.64×10^{-4}	4.71×10^{-4}	1.45×10^{-3}	5.38×10^{-5}
Tc-99	8.37×10^{-10}	1.95×10^{-7}	1.78×10^{-4}	0	1.59×10^{-6}
I-129	0	0	5.30×10^{-4}	7.27×10^{-8}	6.59×10^{-9}
Cs-137	0	0	3.32×10^{-2}	1	4.57×10^{-3}
Pu-238	0	1.51×10^{-5}	2.17×10^{-6}	0	1.02×10^{-6}
Pu-239	0	1.78×10^{-6}	1.29×10^{-6}	0	1.45×10^{-7}
Pu-241	0	2.68×10^{-4}	9.65×10^{-4}	0	2.65×10^{-5}
Am-241	0	2.61×10^{-6}	1.33×10^{-6}	0	1.44×10^{-7}
Cm-242	0	0	2.00×10^{-8}	0	0
Cm-244	0	1.14×10^{-5}	1.01×10^{-6}	0	1.01×10^{-6}
Be-10	1.42×10^{-15}	0	3.91×10^{-12}	0	3.60×10^{-15}
Cl-36	0	0	4.18×10^{-7}	0	3.78×10^{-9}
Ni-59	5.02×10^{-3}	7.06×10^{-5}	9.25×10^{-4}	0	1.02×10^{-5}
Se-79	1.60×10^{-8}	0	5.22×10^{-8}	0	4.83×10^{-11}
Zr-93	2.61×10^{-12}	7.27×10^{-8}	8.52×10^{-7}	0	9.41×10^{-9}
Nb-93m	9.88×10^{-9}	1.49×10^{-2}	1.94×10^{-1}	0	2.17×10^{-3}
Nb-94	5.53×10^{-6}	1.59×10^{-5}	2.11×10^{-4}	0	2.37×10^{-6}
Mo-93	3.93×10^{-9}	7.26×10^{-7}	9.61×10^{-6}	0	1.10×10^{-7}
Ru-106	1.85×10^{-26}	0	2.00×10^{-2}	0	3.29×10^{-3}
Ag-108m	1.37×10^{-31}	7.87×10^{-6}	1.03×10^{-4}	0	1.17×10^{-6}
Pd-107	1.10×10^{-25}	0	2.70×10^{-5}	0	2.62×10^{-6}
Sn-126	0	3.28×10^{-9}	1.26×10^{-4}	0	1.22×10^{-5}
Sb-125	0	1.25×10^{-4}	1.45×10^{-3}	0	1.69×10^{-5}
Cs-134	0	0	1.49×10^{-2}	0	2.21×10^{-3}
Cs-135	0	0	6.91×10^{-7}	9.69×10^{-6}	5.38×10^{-8}
Ba-133	0	0	6.36×10^{-10}	0	9.82×10^{-13}
Pm-147	0	4.99×10^{-5}	3.04×10^{-2}	0	4.43×10^{-3}

Sm-151	0	2.07×10^{-6}	1.20×10^{-2}	0	1.81×10^{-5}
Eu-152	0	1.85×10^{-8}	2.44×10^{-4}	0	3.70×10^{-7}
Eu-154	0	8.13×10^{-6}	1.54×10^{-1}	0	2.35×10^{-4}
Eu-155	0	1.80×10^{-6}	6.71×10^{-4}	0	9.29×10^{-5}
Ho-166m	0	2.58×10^{-11}	1.27×10^{-7}	0	1.91×10^{-10}
U-232	0	3.88×10^{-11}	2.58×10^{-9}	0	3.52×10^{-10}
U-236	0	1.67×10^{-9}	8.85×10^{-8}	0	1.22×10^{-8}
Np-237	0	1.92×10^{-9}	1.02×10^{-7}	0	1.40×10^{-8}
Pu-240	0	2.37×10^{-6}	1.29×10^{-6}	0	1.71×10^{-7}
Pu-242	0	1.34×10^{-8}	1.58×10^{-9}	0	4.98×10^{-10}
Am-242m	0	5.99×10^{-8}	1.36×10^{-8}	0	5.91×10^{-9}
Am-243	0	1.77×10^{-7}	3.44×10^{-8}	0	1.51×10^{-8}
Cm-243	0	6.41×10^{-8}	2.08×10^{-8}	0	9.14×10^{-9}
Cm-245	0	2.17×10^{-9}	2.66×10^{-10}	0	8.60×10^{-11}
Cm-246	0	7.55×10^{-10}	9.32×10^{-11}	0	3.02×10^{-11}
Cd-113m	0	0	5.62×10^{-1}	0	6.19×10^{-4}

註 1：除了廢氣系統之加馬基底核種為 Cs-137 外，其餘廢棄物源之加馬基底核種均為 Co-60。

註 2：以各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之活度值來建立污染類廢棄物源之比例因數。

表 9-10 各污染系統中設備及組件之最大內表面積

盤點類別/污染系統	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	管路連接件	製程管線	閥件	通風元件
AA	0	0.03	0	3,986.6	0	1.63	4.96	0	140.64	4.43	0
AB	11.19	3.18	0	0	0.31	19.35	0	0	68.61	1.59	0
AC	5,577.39	0.03	0	0	0	0	0	4.19	53.68	3.31	0
AD	74,400.47	8.3	0	0	0.45	18.4	0	1.84	114.69	4.43	0
AE	2,860.67	0.02	0	0	0.41	0	0	4.15	75.89	4.43	0
AF	0	0	0	0	0	0	0	4.19	55.22	4.92	0
AG	0	0	0	0	0	8.99	0	2.81	70.15	2.49	0
AK	0	18.82	0	0	0.18	375.86	0	0.3	1	4.92	0
AP	0	0.002	0	482.17	0.23	197.92	0	1.16	141.56	1.56	0
BB	0	0	1.45	0	0.48	0	26.76	0	0	0.07	0
BF	0	0	1.1	0	0.32	0	3.18	0.44	16.33	0.46	0
BG	65.98	21.77	0	0	0.18	139.21	2.51	0	12.01	0.38	26.81
BP	76.37	0	0.65	0	0.24	37.66	25.27	0.48	33.08	0.67	0
CA	413.14	0.16	0	0	0	18.4	0	0	52.99	0.38	50.77
CG	317.58	0	0	0	0.35	18.4	0	0.48	101.34	2.35	0
EC	226.96	0	0	4,513.53	0.29	47.5	0.47	1.84	122.18	2.35	0
EE	0	0	0	0	0.13	0	21.16	0	0	0.07	0
EJ	615.76	0	2.38	0	0.39	0	4.82	1.84	67.34	2.8	0
EK	1.63	0	0	0	0.35	0	11.33	0.69	70.22	1.04	0
EL	0	0	0	0	0.41	0	4.82	1.84	24.92	2.35	0
EM	0	0	0	0	0.44	0	4.82	1.84	35.08	2.49	0
FC	2.46	341.74	0	0	0.17	19.35	0	0	18.98	1.85	0
GE	25.17	5.02	0	0	0.18	8.39	41.46	0	0	0.21	81.2
GK	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.3	17.44
GL	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.15	20.06
GN	4.55	0	1.1	0	0	0.56	36.22	0.48	15.08	2.01	79.46
GR	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.02	19.19
HA	458.59	0	0	0	0	7.21	1.9	0	30.52	0.38	0.32
HB	7.13	16.22	0	32.81	0.2	180.04	20.43	6.06	58.35	0.67	0
HC	0	0	0	0	0.15	58.86	25.16	0	0	0.05	0
HD	330.51	0	0	0	0.3	143.07	3.9	0.69	21.5	0.92	0

HE	25.17	0	0	0	0.35	112.37	17.6	0.05	9.13	0.26	26.81
HF	454.45	3.72	0	0	0.12	31.67	27.67	0	137.04	2.33	0
LF	0	0	0	106.98	1.57	237.95	340.48	0	119.3	0.46	0
LW	0	0	0	0	0.36	188	36	0	119.3	0.15	0
RC	0	0	9.77	0	0.04	0	0	0	0	0.76	0

註：單位：m²

表 9-11 各廠房受污染混凝土之表面積

污染廠房/ 區域劃分	反應器廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	冷凝水 儲存槽廠房
極高輻射區	8.45×10^3	0	0	0	1.17×10^3	0
高輻射區	6.36×10^3	5.63×10^3	7.82×10^2	3.66×10^3	0	0
輻射區	2.13×10^3	1.96×10^3	0	3.02×10^3	5.59×10^2	1.58×10^3

註：單位：m²

表 9-12 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	RECIRC	RWCU INLET	R/W Demin-A	Coll Tank-A	Dis-A	Steam-A
取樣類型		爐水	爐水	廢液	廢液	濃縮廢液	濃縮廢液
樣品形式		水樣	水樣	水樣	水樣	水樣	水樣
Co-60	γ	2.54×10^{-1}	2.75×10^{-1}	9.52×10^{-1}	3.64	1.05×10^{-1}	< MDA
Cs-137	γ	< MDA	< MDA	2.62×10^{-2}	3.88×10^{-1}	7.70×10^{-2}	< MDA
H-3	β	2.28	2.24	4.67×10^1	5.02×10^1	3.32×10^1	1.33×10^{-1}
C-14	β						
Ni-63	β	< MDA	< MDA	9.80×10^{-2}	2.98×10^{-1}	< MDA	< MDA
Sr-90	β	< MDA	< MDA	< MDA	4.41×10^{-2}	< MDA	< MDA
Tc-99	β	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA	< MDA
I-129	β						
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
Fe-55	β	< MDA	< MDA	< MDA	6.15×10^{-1}	< MDA	< MDA
Mn-54	γ	2.17×10^{-1}	4.77×10^{-1}	2.34×10^{-1}	2.91	1.41×10^{-1}	
Cr-51	γ		2.94×10^2				
Zn-65	γ				1.42×10^{-1}		
I-131	γ	3.85×10^{10}	3.40×10^{10}		3.08×10^9		
Cs-134	γ				4.51×10^{-1}	2.31×10^{-2}	
Ba-140	γ	7.17×10^6	8.83×10^6		1.71×10^6		
La-140	γ	7.38×10^{51}	9.54×10^{51}		2.37×10^{51}		
Ce-141	γ		5.31×10^{-2}		8.34×10^{-2}		
Ce-144	γ				8.12×10^{-2}		
註：1.各分析數據已計算衰變至參考時間 2017 年 2 月 1 日。							
2.單位：Bq/g。							

表 9-13 核二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	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	1,236	1,236	0	0
1.1.2 反應器內部組件	143	27	43	302	515	0	0
1.2 污染金屬							
1.2.1 閥件	0	0	0	1,197	1,197	714	0
1.2.2 熱交換器	0	61	28	5,693	5,782	323	0
1.2.3 泵	0	0	0	843	843	1,130	0
1.2.4 桶槽	0	19	4	1,087	1,110	3,648	0
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	268	268	55	0
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	3,162	0
1.2.7 製程管線	0	0	0	2,643	2,643	1,238	0
1.2.8 管路連接件	0	0	0	623	623	143	0
1.2.9 儀器管線	0	0	0	3	3	0	0
1.2.10 雜項製程組件	0	0	0	502	502	1,133	0
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	0	0	3,258	3,258	1,504	0
1.2.12 通風元件	0	0	0	93	93	2,169	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	4,282
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	0	3,047
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	0	260
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	0	153
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	0	6
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	0	37
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	0	1,232
1.3.8 鋼材(含鋼構及鋼筋)	0	0	0	0	0	0	17,943
2. 混凝土廢棄物							
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	1,728	1,728	0	0
2.2 污染混凝土	0	0	0	2,590	2,590	0	0
3. 其他廢棄物							
3.1 二次乾性廢棄物(焚化減重後)	0	0	0	167	167	0	0
3.2 濕性廢棄物(固化減容後)	0	0	474	1,370	1,844	0	0
3.3 保溫材	0	0	0	632	632	0	0
合計	143	107	549	24,235	25,034	15,219	26,960
註：1. 本表污染類數值為各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。 2. 單位：MT。							

表 9-14 核二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	4.44×10^{14}	4.44×10^{14}	0
1.1.2 反應器內部組件	1.69×10^{17}	2.40×10^{15}	8.31×10^{13}	1.19×10^{12}	1.72×10^{17}	0
1.2 污染金屬						
1.2.1 閥件	0	0	0	3.42×10^{12}	3.42×10^{12}	0
1.2.2 熱交換器	0	2.47×10^{13}	3.06×10^{11}	3.74×10^{13}	6.24×10^{13}	0
1.2.3 泵	0	0	0	1.54×10^{11}	1.54×10^{11}	7.71×10^5
1.2.4 桶槽	0	5.53×10^{12}	7.68×10^{11}	1.11×10^{13}	1.74×10^{13}	0
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	9.23×10^{10}	9.23×10^{10}	0
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	0
1.2.7 製程管線	0	0	0	3.35×10^{13}	3.35×10^{13}	0
1.2.8 管路連接件	0	0	2.53×10^{10}	5.79×10^{12}	5.82×10^{12}	0
1.2.9 儀器管線	0	0	6.59×10^8	4.12×10^{10}	4.19×10^{10}	0
1.2.10 雜項製程組件	0	0	0	4.48×10^{12}	4.48×10^{12}	0
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	0	0	9.65×10^{13}	9.65×10^{13}	0
1.2.12 通風元件	0	0	1.07×10^{10}	5.11×10^{11}	5.22×10^{11}	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	7.01×10^{13}	7.01×10^{13}	0
2.2 污染混凝土	0	0	0	8.51×10^{13}	8.51×10^{13}	0
3. 其他廢棄物						
3.1 二次乾性廢棄物(焚化減重後)	0	0	0	0	0	0
3.2 濕性廢棄物(固化減容後)	0	0	4.68×10^{13}	2.34×10^{12}	4.91×10^{13}	0
3.3 保溫材	0	0	0	2.04×10^{13}	2.04×10^{13}	0
合計	1.69×10^{17}	2.43×10^{15}	1.31×10^{14}	8.17×10^{14}	1.73×10^{17}	7.71×10^5
註：1. 本表污染類數值為各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。 2. 單位：Bq。						

表 9-15 核二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%	55 加侖桶數量
金屬廢棄物	18,073		1.73×10^{17}		90,365
活化金屬	1,751	9.7%	1.72×10^{17}	99.9%	8,755
污染金屬	16,322	90.3%	2.24×10^{14}	0.1%	81,610
混凝土廢棄物	4,318		1.55×10^{14}		21,590
活化混凝土	1,728	40.0%	7.01×10^{13}	45.2%	8,640
污染混凝土	2,590	60.0%	8.51×10^{13}	54.8%	12,950
其他類型廢棄物	2,643		6.95×10^{13}		19,420
二次乾性廢棄物(焚化減重後)	167	6.3%	~ 0	~ 0%	759
濕性廢棄物(固化減容後)	1,844	69.8%	4.91×10^{13}	70.6%	5,763
保溫材	632	23.9%	2.04×10^{13}	29.4%	12,898
合計	25,034		1.73×10^{17}		131,375
註 1：對金屬類廢棄物而言，係以平均 200 kg/桶為換算基準。 註 2：對混凝土類廢棄物而言，係以平均 200 kg/桶為換算基準。 註 3：對處理後之乾性廢棄物而言，係以平均 220 kg/桶為換算基準。 註 4：對濕性廢棄物(固化後)而言，係以平均 320 kg/桶為換算基準。 註 5：對保溫材廢棄物而言，係以平均 49 kg/桶為換算基準。					

表 9-16 污染金屬廢棄物之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	4.24×10^4 1.67×10^{13}	0 0	0 0	3.78×10^4 1.36×10^{13}	0 0	0 0	0 0	8.02×10^4 3.03×10^{13}
B 類	2.41×10^2 7.42×10^9	1.14×10^2 1.58×10^{10}	2.82×10^4 3.12×10^{11}	4.15×10^3 7.72×10^{11}	2.12×10^1 3.21×10^9	0 0	0 0	3.27×10^4 1.11×10^{12}
A 類	2.89×10^6 3.61×10^{13}	1.31×10^6 2.61×10^{13}	8.02×10^6 2.86×10^{13}	1.05×10^6 1.79×10^{13}	1.17×10^6 8.32×10^{13}	1.43×10^3 8.61×10^9	1.77×10^6 1.04×10^{12}	1.60×10^7 1.93×10^{14}
放射性	2.93×10^6	1.31×10^6	8.05×10^6	1.09×10^6	1.17×10^6	1.43×10^3	1.77×10^6	1.63×10^7

廢棄物	5.29×10^{13}	2.62×10^{13}	2.89×10^{13}	3.22×10^{13}	8.33×10^{13}	8.61×10^9	1.04×10^{12}	2.24×10^{14}
可外釋	2.21×10^6 0	6.15×10^5 0	4.95×10^6 4.35×10^5	5.27×10^5 0	2.55×10^5 0	4.89×10^5 0	5.55×10^6 3.36×10^5	1.46×10^7 7.71×10^5
合計	5.14×10^6 5.29×10^{13}	1.93×10^6 2.62×10^{13}	1.30×10^7 2.89×10^{13}	1.61×10^6 3.22×10^{13}	1.42×10^6 8.33×10^{13}	4.90×10^5 8.61×10^9	7.09×10^6 9.65×10^{11}	3.07×10^7 2.24×10^{14}
註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。 註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。 註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。								

表 9-17 污染金屬廢棄物之初步盤點結果(系統除污後)

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	0 0	0 0	0 0	3.78×10^4 1.36×10^{13}	0 0	0 0	0 0	3.78×10^4 1.36×10^{13}
B 類	2.21×10^2 4.22×10^9	9.73×10^1 1.31×10^{10}	2.82×10^4 3.08×10^{11}	4.14×10^3 7.70×10^{11}	1.08×10^1 1.55×10^9	0 0	0 0	3.27×10^4 1.10×10^{12}
A 類	2.93×10^6 2.97×10^{13}	1.31×10^6 7.98×10^{12}	8.02×10^6 2.46×10^{13}	1.05×10^6 1.57×10^{13}	1.17×10^6 8.16×10^{13}	1.43×10^3 3.46×10^9	1.77×10^6 1.02×10^{12}	1.60×10^7 1.61×10^{14}
放射性 廢棄物	2.93×10^6 2.97×10^{13}	1.31×10^6 7.99×10^{12}	8.05×10^6 2.49×10^{13}	1.09×10^6 3.00×10^{13}	1.17×10^6 8.16×10^{13}	1.43×10^3 3.46×10^9	1.77×10^6 1.02×10^{12}	1.63×10^7 1.75×10^{14}
可外釋	2.21×10^6 0	6.15×10^5 0	4.95×10^6 4.35×10^5	5.27×10^5 0	2.55×10^5 0	4.89×10^5 0	5.55×10^6 3.36×10^5	1.46×10^7 7.71×10^5
合計	5.14×10^6 2.97×10^{13}	1.93×10^6 7.99×10^{12}	1.30×10^7 2.49×10^{13}	1.61×10^6 3.00×10^{13}	1.42×10^6 8.16×10^{13}	4.90×10^5 3.46×10^9	7.09×10^6 9.45×10^{11}	3.07×10^7 1.75×10^{14}
註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。 註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。 註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。								

表 9-18 混凝土廢棄物之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	冷凝水 儲存槽 廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
B 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
A 類	3.09×10^6 1.40×10^{14}	4.63×10^5 3.02×10^{12}	4.77×10^4 4.12×10^{11}	4.07×10^5 2.01×10^{12}	1.06×10^5 9.29×10^{12}	9.63×10^4 4.16×10^{10}	1.05×10^5 1.16×10^{11}	4.32×10^6 1.55×10^{14}
放射性 廢棄物	3.09×10^6 1.40×10^{14}	4.63×10^5 3.02×10^{12}	4.77×10^4 4.12×10^{11}	4.07×10^5 2.01×10^{12}	1.06×10^5 9.29×10^{12}	9.63×10^4 4.16×10^{10}	1.05×10^5 1.16×10^{11}	4.32×10^6 1.55×10^{14}
可外釋	1.05×10^8 0	1.56×10^8 0	1.74×10^8 0	9.44×10^7 0	6.23×10^7 0	1.26×10^7 0	8.98×10^7 0	6.95×10^8 0
合計	1.08×10^8 1.40×10^{14}	1.57×10^8 3.02×10^{12}	1.74×10^8 4.12×10^{11}	9.48×10^7 2.01×10^{12}	6.24×10^7 9.29×10^{12}	1.27×10^7 4.16×10^{10}	8.99×10^7 1.16×10^{11}	6.99×10^8 1.55×10^{14}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之混凝土。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間、雜項廢液廠房、控制廠房及一號低放射性廢棄物貯存庫等。

表 9-19 核二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	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	6,180	6,180	0	0
1.1.2 反應器內部組件	715	135	215	1,510	2,575	0	0
1.2 污染金屬							
1.2.1 閥件	0	0	0	5,985	5,985	3,570	0
1.2.2 熱交換器	0	305	140	28,465	28,910	1,615	0
1.2.3 泵	0	0	0	4,215	4,215	5,650	0
1.2.4 桶槽	0	95	20	5,435	5,550	18,240	0
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	1,340	1,340	275	0
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	15,810	0
1.2.7 製程管線	0	0	0	13,215	13,215	6,190	0
1.2.8 管路連接件	0	0	0	3,115	3,115	715	0
1.2.9 儀器管線	0	0	0	15	15	0	0
1.2.10 雜項製程組件	0	0	0	2,510	2,510	5,665	0
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	0	0	16,290	16,290	7,520	0
1.2.12 通風元件	0	0	0	465	465	10,845	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	21,410
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	0	15,235
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	0	1,300
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	0	765
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	0	30
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	0	185
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	0	6,160
1.3.8 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	0	89,715
2. 混凝土廢棄物							
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	8,640	8,640	0	0
2.2 污染混凝土	0	0	0	12,950	12,950	0	0
3. 其他廢棄物							
3.1 二次乾性廢棄物(焚化減重後)	0	0	0	759	759	0	0
3.2 濕性廢棄物(固化減容後)	0	0	1,482	4,281	5,763	0	0
3.3 保溫材	0	0	0	12,898	12,898	0	0
合計	715	535	1,857	128,268	131,375	76,095	134,800
註：1. 本表污染類數值為各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。							

2. 單位：55 加侖桶。

附錄 9.A 核二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 反應器壓力槽之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房
超 C 類	0 0
C 類	0 0
B 類	0 0
A 類	1.24×10^6 4.44×10^{14}
合計	1.24×10^6 4.44×10^{14}

表 9A-2 反應器內部組件之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房
超 C 類	1.43×10^5 1.69×10^{17}
C 類	2.70×10^4 2.40×10^{15}
B 類	4.34×10^4 8.31×10^{13}
A 類	3.02×10^5 1.19×10^{12}
合計	5.15×10^5 1.72×10^{17}

表 9A-3 閥件之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
B 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
A 類	1.90×10^5 1.17×10^{12}	2.31×10^5 9.33×10^{11}	6.03×10^5 8.46×10^{10}	5.29×10^4 6.25×10^{11}	4.49×10^4 5.22×10^{11}	1.43×10^3 8.61×10^9	7.33×10^4 8.15×10^{10}	1.20×10^6 3.42×10^{12}
放射性 廢棄物	1.90×10^5 1.17×10^{12}	2.31×10^5 9.33×10^{11}	6.03×10^5 8.46×10^{10}	5.29×10^4 6.25×10^{11}	4.49×10^4 5.22×10^{11}	1.43×10^3 8.61×10^9	7.33×10^4 8.15×10^{10}	1.20×10^6 3.42×10^{12}
可外釋	4.82×10^4 0	4.06×10^4 0	3.88×10^5 0	2.02×10^4 0	3.09×10^3 0	2.84×10^4 0	1.85×10^5 0	7.14×10^5 0
合計	2.38×10^5 1.17×10^{12}	2.72×10^5 9.33×10^{11}	9.92×10^5 8.46×10^{10}	7.31×10^4 6.25×10^{11}	4.79×10^4 5.22×10^{11}	2.98×10^4 8.61×10^9	2.58×10^5 8.15×10^{10}	1.91×10^6 3.42×10^{12}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-4 熱交換器之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	3.72×10^4 1.40×10^{13}	0 0	0 0	2.42×10^4 1.08×10^{13}	0 0	0 0	0 0	6.14×10^4 2.47×10^{13}
B 類	2.00×10^2 1.23×10^9	0 0	2.82×10^4 3.05×10^{11}	3.60×10^1 1.65×10^8	0 0	0 0	0 0	2.84×10^4 3.06×10^{11}
A 類	2.05×10^4 1.20×10^{12}	2.07×10^5 1.63×10^{13}	5.35×10^6 1.63×10^{13}	8.55×10^4 1.77×10^{11}	2.96×10^4 3.32×10^{12}	0 0	1.40×10^3 2.13×10^{10}	5.69×10^6 3.74×10^{13}
放射性 廢棄物	5.79×10^4 1.52×10^{13}	2.07×10^5 1.63×10^{13}	5.38×10^6 1.66×10^{13}	1.10×10^5 1.09×10^{13}	2.96×10^4 3.32×10^{12}	0 0	1.40×10^3 2.13×10^{10}	5.78×10^6 6.24×10^{13}
可外釋	0 0	8.42×10^2 0	2.88×10^5 0	0 0	0 0	1.32×10^2 0	3.45×10^4 0	3.23×10^5 0
合計	5.79×10^4 1.52×10^{13}	2.08×10^5 1.63×10^{13}	5.66×10^6 1.66×10^{13}	1.10×10^5 1.09×10^{13}	2.96×10^4 3.32×10^{12}	1.32×10^2 0	3.59×10^4 2.13×10^{10}	6.11×10^6 6.24×10^{13}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-5 泵之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
B 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
A 類	1.61×10^5 5.33×10^{10}	1.68×10^5 6.49×10^{10}	3.19×10^5 4.37×10^9	2.28×10^4 2.06×10^{10}	1.16×10^4 9.33×10^9	0 0	1.61×10^5 1.89×10^9	8.43×10^5 1.54×10^{11}
放射性 廢棄物	1.61×10^5 5.33×10^{10}	1.68×10^5 6.49×10^{10}	3.19×10^5 4.37×10^9	2.28×10^4 2.06×10^{10}	1.16×10^4 9.33×10^9	0 0	1.61×10^5 1.89×10^9	8.43×10^5 1.54×10^{11}
可外釋	4.27×10^3 0	0 0	1.28×10^5 4.35×10^5	0 0	0 0	2.33×10^4 0	9.74×10^5 3.36×10^5	1.13×10^6 7.71×10^5
合計	1.65×10^5 5.33×10^{10}	1.68×10^5 6.49×10^{10}	4.47×10^5 4.37×10^9	2.28×10^4 2.06×10^{10}	1.16×10^4 9.33×10^9	2.33×10^4 0	1.13×10^6 1.89×10^9	1.97×10^6 1.54×10^{11}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-6 桶槽之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	5.17×10^3 2.73×10^{12}	0 0	0 0	1.36×10^4 2.80×10^{12}	0 0	0 0	0 0	1.88×10^4 5.53×10^{12}
B 類	0 0	0 0	0 0	4.09×10^3 7.68×10^{11}	0 0	0 0	0 0	4.09×10^3 7.68×10^{11}
A 類	1.69×10^4 2.24×10^{11}	8.68×10^3 1.87×10^{11}	5.17×10^5 5.48×10^{11}	1.75×10^5 9.70×10^{12}	7.54×10^3 3.72×10^{11}	0 0	3.61×10^5 1.11×10^{11}	1.09×10^6 1.11×10^{13}
放射性 廢棄物	2.21×10^4 2.96×10^{12}	8.68×10^3 1.87×10^{11}	5.17×10^5 5.48×10^{11}	1.93×10^5 1.33×10^{13}	7.54×10^3 3.72×10^{11}	0 0	3.61×10^5 1.11×10^{11}	1.11×10^6 1.74×10^{13}
可外釋	6.67×10^3	5.45×10^3	1.60×10^5	8.29×10^4	0	9.37×10^3	3.38×10^6	3.65×10^6

	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	2.87×10^4	1.41×10^4	6.77×10^5	2.76×10^5	7.54×10^3	9.37×10^3	3.74×10^6	4.76×10^6
	2.96×10^{12}	1.87×10^{11}	5.48×10^{11}	1.33×10^{13}	3.72×10^{11}	0	1.11×10^{11}	1.74×10^{13}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-7 汽機組與其他汽機組件之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
B 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
A 類	0	0	2.68×10^5	0	0	0	0	2.68×10^5
	0	0	9.23×10^{10}	0	0	0	0	9.23×10^{10}
放射性 廢棄物	0	0	2.68×10^5	0	0	0	0	2.68×10^5
	0	0	9.23×10^{10}	0	0	0	0	9.23×10^{10}
可外釋	0	0	3.22×10^6	0	0	0	0	3.22×10^6
	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	0	0	3.49×10^6	0	0	0	0	3.49×10^6
	0	0	9.23×10^{10}	0	0	0	0	9.23×10^{10}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-8 製程管線、管路連接件與儀器管線之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
B 類	4.10×10^1	3.40×10^1	4.93×10^1	2.68×10^1	2.12×10^1	0	0	1.72×10^2
	6.18×10^9	5.12×10^9	7.44×10^9	4.05×10^9	3.21×10^9	0	0	2.60×10^{10}
A 類	7.77×10^5	6.44×10^5	9.36×10^5	5.09×10^5	4.03×10^5	0	0	3.27×10^6
	9.35×10^{12}	7.75×10^{12}	1.13×10^{13}	6.13×10^{12}	4.85×10^{12}	0	0	3.93×10^{13}

放射性 廢棄物	7.78×10^5	6.44×10^5	9.36×10^5	5.09×10^5	4.03×10^5	0	0	3.27×10^6
	9.36×10^{12}	7.76×10^{12}	1.13×10^{13}	6.13×10^{12}	4.85×10^{12}	0	0	3.93×10^{13}
可外釋	3.10×10^5	2.57×10^5	3.73×10^5	2.03×10^5	1.61×10^5	7.68×10^4	0	1.38×10^6
	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	1.09×10^6	9.01×10^5	1.31×10^6	7.12×10^5	5.64×10^5	7.68×10^4	0	4.65×10^6
	9.36×10^{12}	7.76×10^{12}	1.13×10^{13}	6.13×10^{12}	4.85×10^{12}	0	0	3.94×10^{13}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-9 雜項製程組件之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
B 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
A 類	4.26×10^4	2.52×10^4	0	1.84×10^5	1.28×10^2	0	2.50×10^5	5.02×10^5
	3.39×10^{12}	4.10×10^{10}	0	8.97×10^{11}	1.14×10^{10}	0	1.43×10^{11}	4.48×10^{12}
放射性 廢棄物	4.26×10^4	2.52×10^4	0	1.84×10^5	1.28×10^2	0	2.50×10^5	5.02×10^5
	3.39×10^{12}	4.10×10^{10}	0	8.97×10^{11}	1.14×10^{10}	0	1.43×10^{11}	4.48×10^{12}
可外釋	3.09×10^2	2.02×10^2	0	1.57×10^3	0	1.06×10^3	1.13×10^6	1.13×10^6
	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	4.29×10^4	2.54×10^4	0	1.85×10^5	1.28×10^2	1.06×10^3	1.38×10^6	1.63×10^6
	3.39×10^{12}	4.10×10^{10}	0	8.97×10^{11}	1.14×10^{10}	0	1.43×10^{11}	4.48×10^{12}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-10 內襯鋼板與燃料格架之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
C 類	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0

B 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
A 類	1.66×10^6 2.06×10^{13}	8.53×10^3 7.23×10^{11}	4.63×10^3 2.11×10^{11}	2.04×10^3 1.73×10^{11}	6.66×10^5 7.42×10^{13}	0 0	9.21×10^5 5.95×10^{11}	3.26×10^6 9.65×10^{13}
放射性 廢棄物	1.66×10^6 2.06×10^{13}	8.53×10^3 7.23×10^{11}	4.63×10^3 2.11×10^{11}	2.04×10^3 1.73×10^{11}	6.66×10^5 7.42×10^{13}	0 0	9.21×10^5 5.95×10^{11}	3.26×10^6 9.65×10^{13}
可外釋	1.50×10^6 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	1.50×10^6 0
合計	3.16×10^6 2.06×10^{13}	8.53×10^3 7.23×10^{11}	4.63×10^3 2.11×10^{11}	2.04×10^3 1.73×10^{11}	6.66×10^5 7.42×10^{13}	0 0	9.21×10^5 5.95×10^{11}	4.76×10^6 9.65×10^{13}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

表 9A-11 通風元件之初步盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	反應器 廠房	輔助廠房	汽機廠房	廢料廠房	燃料廠房	控制廠房	其他廠房	合計
超 C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
C 類	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
B 類	0 0	8.00×10^1 1.07×10^{10}	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	8.00×10^1 1.07×10^{10}
A 類	2.25×10^4 1.08×10^{11}	2.20×10^4 1.14×10^{11}	2.51×10^4 4.16×10^{10}	1.48×10^4 1.56×10^{11}	2.60×10^3 5.83×10^8	0 0	5.72×10^3 9.18×10^{10}	9.27×10^4 5.11×10^{11}
放射性 廢棄物	2.25×10^4 1.08×10^{11}	2.21×10^4 1.25×10^{11}	2.51×10^4 4.16×10^{10}	1.48×10^4 1.56×10^{11}	2.60×10^3 5.83×10^8	0 0	5.72×10^3 9.18×10^{10}	9.28×10^4 5.22×10^{11}
可外釋	3.33×10^5 0	3.11×10^5 0	3.95×10^5 0	2.19×10^5 0	9.09×10^4 0	3.49×10^5 0	4.72×10^5 0	2.17×10^6 0
合計	3.55×10^5 1.08×10^{11}	3.33×10^5 1.25×10^{11}	4.20×10^5 4.16×10^{10}	2.34×10^5 1.56×10^{11}	9.35×10^4 5.83×10^8	3.49×10^5 0	4.77×10^5 9.18×10^{10}	2.26×10^6 5.22×10^{11}

註 1：本表污染類數值為核二廠兩部機組各核種衰變至 2021 年 12 月 28 日之推估結果。

註 2：可外釋係指各核種的總比活度小於 100 Bq/kg，亦包含管制區內確認無污染之廢棄物。

註 3：其他廠房包含輔助鍋爐間、柴油機機房、洗衣廠房、水處理間及雜項廢液廠房等。

附錄 9.B 核二廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較

B-1. 比較的總結果

我國核二廠(Mark III/BWR-6, 985 MWe)與國外機組除役低放射性廢棄物盤點結果(不含初步研判無污染之金屬)之比較列於表 9B-1, 包含: 美國 BWR 參考電廠 WNP-2 (Mark II/BWR-5, 1,150 MWe)、我國核一廠(Mark I/BWR-4, 636 MWe)、與我國核一廠同型之 Vermont Yankee 核電廠(Mark I/BWR-4, 620 MWe)及與我國核二廠同型之 Clinton 核電廠(Mark III/BWR-6, 1,098 MWe)等。

參考各座核電廠除役研究報告之盤點結果,再考慮經發電容量校正後之廢棄物桶數,則核二廠平均一部機組的低放射性廢棄物預估產量約 103,270 桶(含可外釋),與核二廠同型之 Clinton 核電廠的 101,634 桶相當接近;若再拿核二廠與核一廠做比較,則可發現核二廠經發電容量校正後之廢棄物桶數,比核一廠的 63,830 桶還要多,主要的原因是因為核二廠內本身的設備和組件就比核一廠還要多很多,且兩座電廠除役廢棄物重量與桶數間之換算基準有所差異;另外,我國廢棄物的外釋標準與歐洲國家不同,亦是保溫材廢棄物桶數差異的影響來源。

由於美國以外的核能發電國家,均採用不同的 IAEA GSG-1 分類標準,若與我國核二廠做比較,則比較之限值基準將會不一致,故在此不做引用。表 9B-1 為核二廠與國外機組除役低放射性廢棄物產量比較總表(比較單一部機組),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產量做估算比較,則建議可引用 NUREG-1640 A.2.2 的校正公式,如下:

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

B-2. 與 BWR 參考電廠 WNP-2 核電廠比較

美國華盛頓州 WNP-2 核電廠除役成本分析報告的假設情節中,以拆除(DECON)情節較接近我國核二廠的除役策略規劃,而根據 NUREG/CR-6174 所估算出來的廢棄物類別和數量如表 9B-2 所示。將 WNP-2 核電廠的廢棄物原始估算產量 75,623 桶,乘上校正因子 0.9019 後為 68,204 桶,低於核二廠的 103,270

桶，主要的原因是核二廠近期有發生爐心燃料破損，故爐水中可能存有許多超鈾 (TRU) 的鈾系元素，在建立核二廠比例因數的過程中，已有將許多的 TRU 考慮進去，且在執行放射性廢棄物的活度盤點時，是逐一以各個污染系統(例如：系統代號為 BP 的爐水淨化系統)來做細部盤點，故可考慮的比較全面。

B-3. 與我國核一廠比較

參考核一廠除役計畫第九章之廢棄物盤點結果，考慮經發電容量校正後之廢棄物桶數，則核二廠平均一部機組的低放射性廢棄物預估產量約 103,270 桶，比核一廠的 63,830 桶還要多。主要的原因有三：一是因為核二廠內本身的設備和組件就比核一廠還要多很多。二是因為核一廠和核二廠的金屬類和固化類除役廢棄物之重量與桶數間之換算基準有所差異；核一廠是參考西屋公司的經驗，金屬類廢棄物每 55 加侖桶盛裝 229 kg，而核二廠則是依據實務的經驗，金屬類廢棄物每 55 加侖桶盛裝 200 kg；因換算基準差異所影響的廢棄物桶數，初步估計約有 10,000 桶。三則是因為核二廠的保溫材廢棄物全部皆歸類為 A 類廢棄物，沒有可外釋；此係因我國的外釋標準與歐洲的參考電廠 Forsmark 不同，我國的可外釋標準比較嚴格，須小於 100 Bq/kg，而歐洲的可外釋標準比較寬鬆，只須小於 500 Bq/kg 即可；因外釋標準差異所影響的廢棄物桶數，初步估計約有 11,500 桶。

B-4. 與我國核一廠同型之 Vermont Yankee 核電廠比較

參考 Vermont Yankee 核電廠除役成本分析報告(2012 年 2 月)，與核二廠除役策略較相似之拆除(DECON)情節，所估算出來的各類廢棄物產量如表 9B-3 所示；考慮經發電容量校正後之廢棄物桶數，則核二廠平均一部機組的低放射性廢棄物預估產量約 103,270 桶，與 Vermont Yankee 核電廠的 125,892 桶相當接近。另 Vermont Yankee 核電廠已於 2014 年 12 月永久停機，業主選擇 SAFSTOR 除役策略，將於 60 年內除役完成，其估算的 A 類廢棄物體積約 $664,829 \text{ ft}^3 (=18,826 \text{ m}^3)$ ，含可經除污外釋量)、B 類廢棄物體積約 $1,002 \text{ ft}^3 (=28.4 \text{ m}^3)$ 、C 類廢棄物體積約 $505 \text{ ft}^3 (=14.3 \text{ m}^3)$ 及超 C 類廢棄物體積約 $357 \text{ ft}^3 (=10.1 \text{ m}^3)$ ，亦可供核二廠作參考比較。

B-5. 與我國核二廠同型之 Clinton 核電廠比較

參考 Clinton 核電廠除役成本分析報告(2012 年 12 月)，與核二廠除役策略較相似之拆除(DECON)情節，所估算出來的各類廢棄物產量如表 9B-4 所示；考慮經發電容量校正後之廢棄物桶數，則核二廠平均一部機組的低放射性廢棄物預估產量約 103,270 桶，與 Clinton 核電廠的 101,634 桶相當接近。

表 9B-1 核二廠與國外機組除役低放射性廢棄物產量比較總表(一部機組)

電廠名稱	WNP-2	核一廠	Vermont Yankee	核二廠	Clinton
電廠所在地	美國	我國	美國	我國	美國
除役策略	拆除	拆除	拆除	拆除	拆除
反應器型式	BWR-5	BWR-4	BWR-4	BWR-6	BWR-6
圍阻體型式	Mark II	Mark I	Mark I	Mark III	Mark III
額定熱功率 (MWt)	3,486	1,804	1,912	3,001	3,473
額定發電量 (MWe)	1,150	636	620	985	1,098
廢棄物原始桶數	75,623	47,684	92,463	103,270	109,265
校正因子	0.9019	1.3386	1.3615	1.0000	0.9302
校正後之廢棄物原始桶數	68,204	63,830	125,892	103,270	101,634
有何特點	沸水式反應器之參考電廠	--	與核一廠同型之參考電廠	--	與核二廠同型之參考電廠

表 9B-2 WNP-2 核電廠拆除(DECON)情節的除役低放射性廢棄物產量

廢棄物類別	體積(ft ³)	體積(m ³)	佔比(%)	55 加侖桶數
A 類	514,723	14,575.33	96.37%	72,876.7
B+C 類	19,152	542.32	3.58%	2,711.6
超 C 類	244	6.91	0.05%	34.5
合計	534,119	15,124.56	100%	75,622.8

表 9B-3 Vermont Yankee 核電廠拆除(DECON)情節的除役低放射性廢棄物產量

廢棄物類別	體積(ft ³)	體積(m ³)	佔比(%)	55 加侖桶數
A 類	302,088	8,554.18	98.43%	42,770.9
B 類	2,106	59.64	0.69%	298.2
C 類	918	25.99	0.30%	130.0
超 C 類	1,785	50.55	0.58%	252.7
合計	306,897	8,690.36	100 %	43,451.8

表 9B-4 Clinton 核電廠拆除(DECON)情節的除役低放射性廢棄物產量

廢棄物類別	體積(ft ³)	體積(m ³)	佔比(%)	55 加侖桶數
A 類	279,057	7,902.01	98.14%	39,510.1
B 類	2,180	61.73	0.77%	308.7
C 類	1,320	37.38	0.46%	186.9
超 C 類	1,785	50.55	0.63%	252.7
合計	284,342	8,051.67	100%	40,258.4

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	清潔外釋計畫修正版提報主管機關審核。	117.12 提出
9-2	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	113.05 提出申請 118.12 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。	113.01 提出申請 118.12 完工啟用