

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	9-7
(三) 除役低放射性廢棄物推估	9-18
(四) 除役作業衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施	9-25
二、 除役低放射性廢棄物減量措施	9-29
(一) 廢棄物除污減量措施	9-29
(二) 配合設備拆除之減量措施	9-30
(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	9-43
(三) 低放射性廢棄物包裝容器規劃	9-44
四、 除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃	9-45
(一) 低放射性廢棄物運送規劃	9-45
(二) 低放射性廢棄物貯存規劃	9-46
(三) 低放射性廢棄物處置規劃	9-48
五、 用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃	9-48
(一) 用過核子燃料運送規劃	9-48
(二) 用過核子燃料貯存規劃	9-49
(三) 用過核子燃料再取出規劃	9-49
(四) 用過核子燃料處置規劃	9-51

六、 結語	9-52
七、 參考文獻	9-53
附錄 9.A 核三廠除役各廠房低放射性金屬組件之重量與活度估算結果	9-86
附錄 9.B 核三廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較	9-94
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	9-97

圖 目 錄

圖 9-1 中子活化分析基本流程	9-56
圖 9-2 核三廠不同管徑接觸劑量率與內部表面污染程度之關係	9-57
圖 9-3 核三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	9-57
圖 9-4 核三廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係	9-58
圖 9-5 核三廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係	9-58
圖 9-6 除役廢棄物核三廠 4、5、6 號倉庫廠區位置圖	9-59
圖 9-7 核三廠壓縮減容設備、廢樹脂處理系統及鋼筋混凝土塊分離場位置圖 ..	9-60
圖 9-8 核三廠除役廢棄物管理區(核機冷卻水廠房)	9-61
圖 9-9 核三廠除役廢棄物管理區(廢料廠房)	9-62
圖 9-10 核三廠除役廢棄物管理區(燃料廠房)	9-63
圖 9-11 核三廠除役期間固封設備區	9-64
圖 9-12 核三廠廢料廠房 100 呎焚化爐設置位置	9-65
圖 9-13 除役廢棄物至二號低放射性廢棄物貯存庫搬運路線及二號低放射性廢棄物 貯存庫位置圖	9-66
圖 9-14 低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程	9-67
圖 9-15 核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)預定地位置圖及除 役期間用過核子燃料廠內運送路線	9-68
圖 9-16 我國用過核子燃料最終處置全程規劃	9-69

表 目 錄

表 9-1 核三廠潛在放射性污染之系統.....	9-70
表 9-2 核三廠反應爐冷卻水相關系統之最大接觸劑量率.....	9-71
表 9-3 核三廠化學與容積控制相關系統之最大接觸劑量率.....	9-72
表 9-4 核三廠關注核種初始清單.....	9-72
表 9-5 單一長半化期核種濃度值.....	9-73
表 9-6 單一短半化期核種濃度值.....	9-73
表 9-7 核種分析方式.....	9-74
表 9-8 核種數據來源表.....	9-75
表 9-9 計算所得之比例因數.....	9-76
表 9-10 各污染系統設備及組件內表面積.....	9-77
表 9-11 核三廠除役廢棄物分類重量推估結果.....	9-78
表 9-12 核三廠除役廢棄物分類活度推估結果.....	9-79
表 9-13 核三廠除役放射性廢棄物總重量與總活度統計.....	9-80
表 9-14 污染類金屬廢棄物(含可外釋)之盤點結果.....	9-81
表 9-15 污染類金屬廢棄物(含可外釋)之盤點結果(系統除污後).....	9-82
表 9-16 各廠房混凝土廢棄物(含可外釋)之盤點結果.....	9-83
表 9-17 核三廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果.....	9-84

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、核二廠除役計畫、NUREG/CR-5884[1]以及西屋公司(Westinghouse)之除役經驗，進行核三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-0130[2]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內部組件及生物屏蔽、中子活化的腐蝕產物(CRUD)及或自燃料洩漏的分裂產物沉積造成污染之管路、設備與結構。

本章主要係依核子反應器設施除役計畫導則[3]說明核三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、活度濃度、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減容措施(包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等)，以及處理、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，不包括核三廠於機組運轉執照屆期前產出之例行運轉廢棄物。有關機組運轉執照屆期前所產生之廢棄物，本公司將於除役過渡期間，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

本節主要說明核三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(如反應爐冷卻水系統、化學與容積控制系統、餘熱移除系統等)；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。

反應爐冷卻水系統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水相連之系統。核三廠可能受活化腐蝕產物污染之系統包含：與爐水接觸之系統/組件/設備/管線之表面污染，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爐冷卻水系統，分裂產物之主要核種為 Cs-137 及 Sr-90，而反應爐冷卻水系統之污染程度，則取決於燃料洩漏歷史及爐水的長期洩漏率。

綜上，核三廠除役放射性污染廢棄物之分布，可能涵蓋圍阻體廠房、輔助廠房與廢料廠房之管線、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)、去硼處理(deboration)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，則將產生粒狀廢樹脂。

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. 核三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，惟核三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，未來於核三廠除役過渡階段，本公司將進行細部之各項輻射調查作業，以再確認受放射性污染之系統/組件/設備/結構狀況。

經初步輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，核三廠之圍阻體廠房、燃料廠房、輔助廠房及廢料廠房，分別為除役放射性廢棄物之主要來源。核三廠受污染系統之推定係參考

國外除役拆廠經驗，以及依據輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測量測所得之劑量率對照所屬系統，研判該系統是否受污染。經評估核三廠潛在受污染之系統如表 9-1 所示。表 9-2 及表 9-3 所列為核三廠各主要系統之最大接觸劑量率結果，表中之最大接觸劑量率為核三廠反應爐冷卻水相關系統、化學與容積控制相關系統盤點項目於運轉執照許可下之輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，並綜整前述相關偵測結果，將其數據保守取最大值為最大劑量率，未來俟運轉執照終止後，再執行更全面和更精確之輻射特性調查。

以下簡述核三廠較主要、廢棄物產量較多之可能受污染或潛在受污染之系統。

(1) 核能蒸汽供應系統(Nuclear Steam Supply System, NSSS)

A. 反應爐冷卻水系統

此系統傳送反應爐高溫高壓冷卻水至蒸汽產生器，使其產生蒸汽，進而推動汽機進行發電。本系統具調壓槽、可吸收負載暫態變化造成之突波，以避免發生爐心沸騰。本系統包含反應爐壓力槽、熱端管路、蒸汽產生器、跨管路、反應爐冷卻水泵、冷端管路及調壓槽等組件。

B. 化學與容積控制系統

本系統用以維持反應爐冷卻水水量、調節其硼濃度與化學水質、移除水中腐蝕產物與雜質、並提供反應爐冷卻水泵之軸封冷卻水。本系統包含再生熱交換器、引水限流孔、引水熱交換器、除礦槽等組件。

C. 硼酸回收系統

本系統用於收集從反應爐冷卻水系統洩漏或溢流的液體以及從化學容積控制系統來的引水，予以蒸發回收處理硼酸水，打回系

統再使用。本系統包含硼回收蒸發器、回收滯留槽、回收蒸發器飼水泵、飼水除礦器、飼水過濾器等組件。

D. 反應爐補水系統

反應爐水補充系統可供給混合硼酸溶液或純水到反應爐冷卻水系統和其他補助系統。本系統包含反應爐補充水儲存槽、補充水傳送泵等組件。

E. 餘熱移除系統

在停機降溫過程和燃料更換期間，本系統能移除爐心及一次冷卻水系統潛在的熱能。本系統包含餘熱移除泵、餘熱移除熱交換器等組件。

(2) 特殊安全系統

A. 圍阻體熱移除系統

本系統用於發生蒸汽管破裂事故（Main Steam Line Break, MSLB）時，將圍阻體及蒸汽產生器隔離，以防止一次系統溫度降低過速，且避免圍阻體過壓，或圍阻體內發生燃料儲運事故時，將圍阻體與外界大氣隔離，以防輻射外洩。本系統包含風扇冷卻器、圍阻體噴灑系統等組件。

B. 圍阻體空氣淨化系統

本系統屬於圍阻體空調系統（Containment HVAC）的一部分，能將圍阻體空氣中所含輻射物質過濾淨化後，排至大氣。

C. 圍阻體可燃氣體控制系統

本系統透過氫氣再結合器及後備之氫氣排除系統，能將圍阻體內之可燃氣體氫控制在4%體積濃度以下，以免產生氫爆事故。

本系統包含圍阻體氫氣再結合器、氫氣分析器、高容積排放送風空調箱、低容積排放送風空調箱等組件。

D. 安全注水系統

本系統主要功能為在發生冷卻水流失事故（Loss of Coolant Accident, LOCA）後，注入大量冷卻水，用以移除爐心衰變餘熱，避免爐心熔燬。另外，在發生蒸汽管路斷裂時，藉注入高濃度硼液至核心，以增加停機餘裕。本系統包含離心式充水泵、蓄壓器、燃料更換水儲存槽、硼酸注入槽等組件。

E. 圍阻體噴灑系統

本系統於發生爐水流失事故或主蒸汽管破裂事故時，可降低圍阻體內氣體溫度及壓力，以減少事故後輻射外洩之可能性。本系統包含圍阻體噴灑泵、添加劑槽、噴吸器等組件。

(3) 低放射性廢棄物處理系統

A. 氣體廢料處理系統

本系統處理電廠運轉時所產生的放射性氣體，以減低放射性氣體之外洩。能限制廠內、外個人輻射曝露劑量於可接受的限值內，並維持適當氫氣濃度，使不致造成氫氣爆炸。本系統包含氣體緩衝槽、除濕器組、活性炭吸附床等組件。

B. 液體廢料處理系統

本系統用於收集、處理、儲存和處置電廠運轉時各輻射廠房內設備洩漏和地面洩水池收集的放射性液體。本系統包含滯留槽、濃縮槽、偵檢槽、滯留槽泵、濃縮槽泵、除礦床及過濾器組件。

C. 固體廢料處理系統

本系統包含高減容固化系統及低放射性廢棄物焚化爐。高減容固化系統用於處理濃縮廢液，以高減容固化技術減少廢棄物產量，包含固化劑進料器、混合器、濃縮器、冷凝器等組件；而低放射性廢棄物焚化爐用於處理可燃廢棄物，包含焚化爐本體、膨脹槽、煙氣冷卻器、絕對過濾器、濕式洗滌塔等組件。

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

核三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-5884 報告附錄 C、G、核一廠除役計畫、核二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。

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布。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；核三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布。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布。利用這樣的計算特性，本計畫使用三維合成法(Three Dimension Synthesis Method)進行核三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布。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布結果，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布。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布。

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

布等資訊，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算前，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布，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)，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。中子活化分析之評估結果顯示爐心筒、爐心頂板、爐心底板及爐心支柱、隔板及模型板與中子屏蔽板，因位置靠近爐心核燃料區，受到較高程度的活化，故上述組件為超 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

核電廠除役時，需要依據核種活度進行放射性廢棄物分類、廢棄物解除管制評估以及廠址外釋等作業，考量核種分析十分耗費人力與時間，國際間多會依據電廠特性評估對除役工作影響較大的核種，建立關注核種 (Nuclides of Concern) 清單。依據 Zion 電廠與 Rancho Seco 電廠的除役文件顯示，關注核種是以具代表性的參考文獻為基礎，再透過一系列篩選的機制進行核種的增減，最後訂出 25-30 個關注核種作為電廠除役之用。

本公司依據前述國際間作法，以「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」所列核種為基礎，優先納入核三廠爐心組件及生物屏蔽活化評估計算、核三廠 FSAR 及運轉期間用過淨化樹脂的核種分析資料，再補充 NUREG-1757、NUREG/CR-3474、NUREG/CR-6567、IAEA TRS-389、IAEA NW-T-1.18、WINCO-1911 及 Zion 電廠與 Maine Yankee 電廠資料建立核三廠初始核種清單。隨後依序移除初始核種清單中半化

期小於 0.1 年、惰性氣體及天然存在的核種，再評估各核種相對活度與劑量佔比，移除小於 Co-60 或 Cs-137 活度或劑量 1/1000 的核種，最後可篩選出 28 個關注核種，即為「核三廠關注核種初始清單」，如表 9-4 所示。由於核三廠規劃生物屏蔽廢棄物並不進行解除管制或外釋，其對一般民眾之輻射劑量幾乎沒有貢獻，故在進行相對活度或劑量評估時，針對生物屏蔽相關的活化計算評估，僅導入低放射性廢棄物分類相關的核種。

「核三廠關注核種初始清單」為除役作業時進行核種分析的依據，由於核三廠目前尚無法進行系統組件之取樣分析，相對活度評估採用國際文獻最保守的數據，在後續執行除役特性調查或拆除階段，可依據實際取樣分析所得之核種活度計算相對佔比，滾動修正「關注核種清單」。

依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」[4]，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)共 16 項放射性核種之活度進行分類計算，附表內的核種亦有納入關注核種清單中。

由於上述表中所列核種除 Co-60 及 Cs-137 外，其餘均需要取樣分析，耗費大量人力資源而難以執行，國際文獻多以比例因數(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，再參考輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，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。

建立比例因數時，針對樣品中的關鍵加馬核種如 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。

承上、為建立比例因數，針對樣品中的難測核種如 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，放射核種分析方法則如表 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。計算時先將核種活度濃度轉換為相同單位，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。原則上計算比例因數時，Cs-137 常被當作分裂產物之關鍵核種，而 Co-60 則常被作為活化腐蝕產物之關鍵核種，但實務上與反應器爐水相關之系統管路，以加馬核種分析儀器量測時，Cs-137 低於偵測極限值的機率較高，依據 ISO 21238 附錄 A 說明，可改以 Co-60 作為分裂產物之關鍵核種進行比例因數之計算。

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三廠尚在運轉，許多分區無法進行取樣。故本計畫先利用核三

廠化學與容積控制系統之放射性分析資料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、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果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。

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)、活化混凝土(Bioshield)、化學與容積控制系統 (Chemical and Volume Control System，簡稱 CVCS)、反應爐冷卻水系統 (Reactor Coolant System，簡稱 RCS) 及污染混凝土 (Concrete Waste)。

考量現階段無法進行取樣分析，本公司評估與核三廠同為 PWR 核電廠且興建年代與功率相近，已經完成除役或除役中有公開特性調查資料的電廠，作為比例因數參考數據的來源。經評估後分別採用 Maine Yankee 電廠及 Zion 電廠的除役資料作為比例因數計算的起始數據之一。隨後本公司彙整 91 年至 105 年之化學與容積控制系統廢樹脂放射化學分析數據，並採用幾何平均法進行統計，得到一組代表化學與容積控制系統之比例因數(以下稱為「核三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三廠參考資料比例因數(以下稱為「參考資料比例因數」)，將其中屬於化學與容積控制系統之數值與「核三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，得到反應爐冷卻水系統及污染混凝土之比例因數。

而活化廢棄物則依據 ORIGEN-S 中子活化分析程式之評估結果，建立爐心活化組件及活化混凝土比例因數。由於核三廠規劃生物屏蔽廢棄物並不進行解除管制或外釋，其對一般民眾之輻射劑量幾乎沒有貢獻，

故針對生物屏蔽相關的活化計算評估僅導入低放射性廢棄物分類相關的核種。

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，爐心活化組件、活化混凝土、化學與容積控制系統、反應爐冷卻水系統及污染混凝土皆以 Co-60 作為關鍵核種。針對除役比例因數所採用的核種活度，依其數據來源如表 9-8 所列。

而爐心組件與反應器壓力槽之活度濃度，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 9-9 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。

依照核一廠執行經驗，核三廠比例因數之建立將於輻射特性調查計畫中進行說明，並於經原能會核准後據以執行。

3. 廢棄物盤點數量推估方法

依據電廠除役放射性廢棄物性質，將除役廢棄物分類為 23 個盤點表，其項目細分如下：

- (1) 電纜與電纜架(包含各廠房之電纜及電纜架)
- (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
- (10) 儀器管線(包含取樣及偵測管線等)
- (11) 內襯鋼板(包含用過燃料池內襯鋼板與池內燃料格架等)
- (12) 泵(包含冷卻水泵、餘熱移除泵等)

- (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(包含爐心桶及爐心支持鍛件等)
- (15) 鋼材(包含樓板、鋼架及吊架等)
- (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等)
- (22) 閥件(與運轉系統相關之閥件)
- (23) 通風元件(包含風扇、空調箱等)

而後根據核三廠竣工報告[5]、歷年大修紀錄文件、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)與核三廠 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，如下表範例：

盤點資料庫欄位範例

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

本章盤點表為除役規劃期間廢棄物估算工具，主要將除役廢棄物分為 23 個類別，以進行廢棄物之數量與活度之盤點，做為未來進入除役期間之參考資料。未來管理低放射性廢棄物各項作業時，將參考核一廠實際規劃經驗進行管理。

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(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/m^2)之關係。根據國外參考電廠過去除役經驗，需依據核三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，本計畫利用點核仁法加馬直接輻射評估程式 QAD-CGGP-A，以表 9-9 之反應爐冷卻水管路內表面污染核種組成，進行核三廠在不同管徑尺寸(管線直徑分別約為 6、14、24、30 in，管壁厚度假設皆為 0.688 in)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/m^2)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/m^2 ；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 0.5 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 30 in 的內部表面污染程度最高，而管件外徑為 6 in 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 14 in 之管件為例，其管壁分別為 0.375 in 及 0.438 in)之情況下，管件的接觸劑量率(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/m^2)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。

而實際以核三廠管線進行模擬，舉例來說，當管線的接觸劑量率在 10 mSv/h 時，保守推估反應爐冷卻水系統管路(RCS)內表面污染程度約為 3.10×10^{10} Bq/m²、化學與容積控制系統(CVCS)內表面污染程度約為 9.83×10^9 Bq/m²，其結果如圖 9-4 所示。因此，未來則可依據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，各污染系統設備及組件之最大內表面積結果如表 9-10 所示。惟由於本公司進行之核三廠各系統設備管件 3D 繪製，僅止於 6 in 以上管件，根據 NUREG/CR-5884 之盤點，6 in 以下管件約占有所有尺寸管件重量之 30%，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，根據國外電廠除役經驗[6]，其放射活度沉積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，利用核仁法加馬直接輻射評估程式 QAD-CGGP-A，以表 9-8 之污染混凝土廢棄物核種組成，計算空間劑量率(mSv/h)與混凝土表面污染程度(Bq/m²)之關係如圖 9-5 所示，根據結果可發現空間劑量率與外部表面污染程度成正比。將核三廠歸納出圍阻體廠房、輔助廠房、廢料廠房及燃料廠房受到污染之隔間，以輻射特性調查測得之空間劑量率，透過前述之關係轉換為表面污染程度，而後再與各隔間受污染混凝土之表面積相乘，即可估算出活度；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，以前述規則之附表二之註二方式計算(如下式)，作為低放射性廢棄物 A、B、C 及超 C 類分類依據。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{io}} \leq 1$$

式中 C_i ：第 i 個核種之濃度， C_{io} ：第 i 個核種第 o （ $o=A,B,C$ ）類之濃度值， n ：所含核種之數目，若滿足上式，則可歸為第 o （ $o=A,B,C$ ）類廢棄物。

以餘熱移除系統主要污染設備「餘熱移除熱交換器」為例，依據核三廠歷史調查資料結果，該設備所量測之劑量率約為 1 mSv/h ，利用圖 9-4 即可推得污染程度約為 $3.10 \times 10^9 \text{ Bq/m}^2$ 。將該污染程度與內表面積（約為 184.32 m^2 ）相乘，估算總活度約為 $5.72 \times 10^{11} \text{ Bq}$ ；而該設備重量約為 $13,166 \text{ kg}$ ，故活度濃度為 $4.35 \times 10^7 \text{ Bq/kg}$ 。且依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」規定，在判定低放射性廢棄物類別，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 $2.11 \times 10^{-4} \text{ TBq/m}^3$ 、Tc-99 為 $3.53 \times 10^{-4} \text{ TBq/m}^3$ 、I-129 為 $2.39 \times 10^{-5} \text{ TBq/m}^3$ 、Pu-241 為 $5.49 \times 10^{-4} \text{ kBq/g}$ 、Cm-242 為 0 kBq/g 、H-3 為 $8.83 \times 10^{-5} \text{ TBq/m}^3$ 、Co-60 為 $1.34 \times 10^{-2} \text{ TBq/m}^3$ 、Ni-63 為 $1.09 \times 10^{-2} \text{ TBq/m}^3$ 、Sr-90 為 $5.51 \times 10^{-6} \text{ TBq/m}^3$ 、Cs-137 為 $4.31 \times 10^{-4} \text{ TBq/m}^3$ ；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 $1/10$ 及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數量推估方法及活度估算方法，盤點包含圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房與其他可能受到污染區域之金屬、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 9-11、9-12。由彙整表 9-11、9-12 之統計數據，可得到核三廠除役可能產

生之低放射性廢棄物總重量約為 13,413.83 MT，總活度約為 6.04×10^{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 1,165.28 MT，活度約為 6.03×10^{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 99.83%，但重量僅佔約 14.29%。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，其中爐心筒、爐心頂板、爐心底板、爐心支柱、阻板及模型板與中子屏蔽板距離有效燃料區最為接近，活化程度最高，上述組件即佔活化金屬總活度 99 % 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。於電廠停止運轉後，將於反應器拆除時實際量測各系統及組件之必要資料，屆時即可依實際需求進行驗證。

(2) 污染金屬

污染金屬廢棄物之估算結果，總重量約為 6,987.25 MT，總活度約為 1.04×10^{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 196.72 MT、總活度約為 9.79×10^{10} Bq；
- 受放射性污染之熱交換器，總重量約為 980.03 MT、總活度約為 6.21×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之泵，總重量約為 659.1 MT、總活度約為 5.44×10^{11} Bq；
- 受放射性污染之桶槽，總重量約為 1,067.41 MT、總活度約為 1.89×10^{12} Bq；

- 受放射性污染之製程管線，總重量約為 790.76 MT、總活度約為 1.57×10^{13} Bq；
- 受放射性污染之管路連接件，總重量約為 155.81 MT、總活度約為 2.61×10^{12} Bq；
- 受放射性污染之儀器管線，總重量約為 1.09 MT、總活度約為 5.53×10^{10} Bq；
- 受放射性污染之雜項製程組件，總重量約為 130.99 MT、總活度約為 1.06×10^{11} Bq；
- 受放射性污染之內襯鋼板與燃料格架(不含可外釋)，總重量約為 2,955.88MT、總活度約為 9.54×10^{14} Bq；
- 通風元件之活度主要是由分裂產物所造成之貢獻，主要包含風扇、空調箱與其他相關設備等。推估核三廠受放射性污染之通風元件，總重量約為 49.46 MT、總活度約為 9.00×10^9 Bq。

(3) 初步研判無污染之金屬

核三廠管制區內初步研判無污染之廢棄物，包括部分的電纜與電纜槽、電力組件、電力櫃、搬運設備、加熱與衛生用水處理組件與管線、汽機組與其他汽機廠房組件、各廠房之吊車、廠房與樓板鋼材、管支架等，總重量約 86,953 MT，不列計在受污染之金屬內。

表 9-13 說明上述核三廠金屬廢棄物之盤點數據，包括活化、污染之金屬廢棄物，其總重量約為 8,152.53 MT、總活度約為 6.04×10^{17} Bq。另參考表 9-14，可得知圍阻體廠房的放射性污染金屬(不含可外釋)總重量約 4,322 MT、總活度約 9.88×10^{14} Bq，輔助廠房的放射性污染金屬(不含可外釋)總重量約 568 MT、總活度約 6.99×10^{12} Bq，廢料廠房的放射性污染金屬(不含可外釋)總重量約 475MT、總活度約 4.66×10^{12} Bq，燃料廠房的放射性污染金屬(不含可外釋)總重量約 831MT、總活度約 3.29×10^{13} Bq，控制廠房的放射性污染金屬(不含可外釋)總重量約 0.4MT、總活度約 4.41×10^6 Bq；而其他廠房(如柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房及進出管制廠房)

之放射性污染金屬(不含可外釋)總重量約 791 MT、總活度約為 4.37×10^{12} Bq。

此外，根據核三廠除役計畫第八章「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，未來可能需要進行系統化學除污的系統主要是反應爐冷卻水系統(系統代號 BB)、餘熱移除系統(系統代號 BC)及化學與容積控制系統(系統代號 BG)之管路與部分設備；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或組件除污之必要性。依據國際經驗，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。故在此採用建議之除污因子 10 進行上述三系統(BB、BC、BG)之系統除污，結果污染金屬廢棄物的活度約從 1.04×10^{15} Bq 降低至 9.76×10^{14} Bq，減少約 6.10×10^{13} Bq，其中閥件約 1.06 MT 由 A 類降至可外釋，泵約 0.58 MT 由 A 類降至可外釋，儀器管線約 0.03 MT 由 B 類降至 A 類，雜項製程組件約 0.47 MT 由 A 類降至可外釋，系統除污後之估算結果如表 9-15 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，主要是由圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房內受污染之混凝土結構(地面與牆面)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：受污染之房間地面與距離地面 2 m 高度以內的牆面刨除 2.5cm 厚之混凝土，惟後續實際執行除役拆除作業前，會再進行取樣分析，確認其污染深度及污染範圍；天花板受污染之機率極低，不列入估算範圍；而活化混凝土(生物屏蔽)方面，根據中子活化分析結果，生物屏蔽之活化深度約為 210 cm，共計 A 類廢棄物約 1,221 MT，可外釋廢棄物約 980 MT，惟考量過去執行

核電廠除役廢棄物產量評估之經驗，將生物屏蔽全數約 2,201.07 MT 歸為 A 類進行保守評估。

放射性混凝土數量盤點結果如表 9-16 所示。其中，刨除之活化混凝土總重量約 2,201.07 MT、總活度約為 1.04×10^{14} Bq；刨除之污染混凝土總重量約 1,645.23 MT、總活度約為 1.64×10^{13} Bq；所有混凝土廢棄物之總重量約 3,846.3 MT，總活度約為 1.21×10^{14} Bq。另參考表 9-16，圍阻體廠房的放射性混凝土總重量約 2,703 MT、總活度約為 1.12×10^{14} Bq；輔助廠房的放射性混凝土總重量約 768 MT、總活度約為 7.50×10^{12} Bq；廢料廠房的放射性混凝土總重量約 250 MT、總活度約為 5.90×10^{11} Bq；燃料廠房的放射性混凝土總重量約 91 MT、總活度約為 4.39×10^{11} Bq；進出管制廠房的放射性混凝土總重量約為 33.9 MT、總活度約為 2.66×10^{10} 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圍阻體廠房；而污染程度較低的區域則集中於進出管制廠房等。

除污後剩下的廠房結構體，保留地表下 1 m 以下之結構，地表下 1 m 以上之結構將予以拆除，拆除後所產生之非放射性廢棄物廠房建材，混凝土總量約為 232,390m³ 及鋼筋重量約為 29,170 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，且放射性活度濃度量測後，經判定廢棄物符合「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-0130 及 IAEA-TECDOC-1572[7]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、土壤等排除於外，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。

核三廠除役之二次乾性廢棄物主要係參考 NUREG/CR-5884 報告，其預估美國 Trojan 電廠一部機組於除役時將產生 551 m³，此為經箱型油壓機打包壓縮(減容比 5：1)後的體積。依此比例反推未經減容前的二次乾性廢棄物體積，並引用美國 TLG 公司之經驗[8][9]，二次乾性廢棄物其平均密度約為 0.32 MT/m³，推估美國 Trojan 電廠之二次乾性廢棄物原始重量為 881 MT，並依據電廠之發電量，推算核三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約為 1,530 MT。

假設核三廠兩部機組於除役時，所產生可焚燒的二次乾性廢棄物均會經過焚化處理，依據核三廠廢料處理的運轉經驗，焚化處理的減重比將取 13：1，據此推估核三廠除役所產生的二次乾性廢棄物重量約 118 MT，爐灰裝入 180 公升桶(約 58 kg/桶)，再經壓縮處理成鐵餅裝入 55 加侖桶(約 116 kg/桶)後，約 1,018 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屬低微，故其活度將忽略不計。

核三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，參考 NUREG/CR-5884 附表 C.1，經發電容量校正後，預計除役期

間將產生約 227MT 的廢樹脂，據此推估核三廠系統除污及系統洩水所產生之濕性廢棄物原始量約 1,102 桶 55 加侖桶。系統洩水依據核三廠提供之數據推估，預計除役期間將產生約 1,000 桶之濕性廢棄物固化桶，約為 206MT。關於組件除污，係參考 NUREG/CR-5884 報告附錄 G，推估核三廠除役所產生之濕性廢棄物，經發電容量校正後約為 348 MT，據此推估核三廠組件除污所產生之濕性廢棄物約為 1,690 桶 55 加侖桶。

將核三廠兩部機組經系統除污、洩水及組件除污產生之濕性廢棄物相加後總重量約 781 MT，若換算成 55 加侖桶後約為 3,792 桶。其中系統除污所產生之廢粒狀離子交換樹脂的活度，係以金屬廢棄物於系統除污執行前與執行後之總活度差值評估，而固化桶與酸鹼中和污泥之活度，則參考廢粒狀離子交換樹脂之活度濃度與該項目重量相乘，以保守評估濕性廢棄物之總活度約為 2.10×10^{14} Bq。而濕性廢棄物之分類，係參考美國 Trojan 核電廠，針對立即除役之濕性廢棄物以 A 類做推估。

另核三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 516MT，換算成 55 加侖桶後約為 7,819 桶。其總活度及廢棄物分類，係參考美國 San Onofre 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 0.37%，據此推估我國核三廠，結果 A 類廢棄物之活度約為 1.08×10^{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

核三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 9-11 與表 9-12 所示，各類別相對應的裝桶數則如表 9-17 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 13,413.83 MT，總活度約為 6.04×10^{17} Bq；若換算為 55 加侖桶計，則約為 81,374 桶。

低放射性廢棄物重量與 55 加侖桶桶數間之換算基準，係參考核三廠之實務經驗：

- (1) 對金屬類廢棄物而言，係以平均 166 kg/桶為換算基準。
- (2) 對混凝土類廢棄物而言，係以平均 196 kg/桶為換算基準。
- (3) 對乾性廢棄物(可燃類)而言，係以平均 58 kg/桶為換算基準。
- (4) 對處理後之乾性廢棄物而言，係以平均 116 kg/桶為換算基準。
- (5) 對濕性廢棄物(固化後)而言，係以平均 206kg/桶為換算基準。
- (6) 對保溫材廢棄物而言，係以平均 66kg/桶為換算基準。

本公司亦將低放射性廢棄物之產量推估結果與其他 PWR 電廠比較，包括美國 PWR 參考電廠 Trojan (1,175 MWe)、日本玄海電廠一號機(559 MWe)、日本美濱電廠兩部機組(340 MWe / 500 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；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。但由於美國與日本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。

原有的核三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機動設備，用以處理二次廢棄物。

核三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 9-17 推估之核三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，所須裝設除塵設備(例如 HEPA)與廢氣吸附活性炭過濾材等均需依據廢棄物管理措施妥善處理、處置。當拆解後之設備若需進行除污作業，亦會產生除污廢酸液或污泥等二次廢棄物；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。另系統除污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/活度濃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 9-17 之核三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，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與不可燃廢棄物、可壓縮及不可壓縮廢棄物等等。

(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方法包含壓縮及焚化等，進行減容處理時，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。

(6) 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，將低於一定活度濃度或無污染之材料從管制中解除管制後再利用，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

對於核三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與減量處理方式，以達到廢棄物減量之最大效益。利用相關減容設備，配合廢棄物預先分類，將可燃廢棄物批次進行焚化處理，可壓縮/適合壓縮廢棄物可先切碎(Shredding)後再進行壓實處理，粒狀廢樹脂可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、二節。

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、二節之規劃。

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，請參考本計畫第六章、二節之規劃。

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包含壓縮及焚化等，有關壓縮所用設備將視未來廢棄物桶型式裝設合適之壓縮減容設備進行壓縮。

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，用壓縮減容設備予以壓縮減容後裝桶貯存。

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，將切成適當大小後盛裝於經原能會核准之容器內。

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。

另外，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。

乾性廢棄物，如塑膠、人員衣物、紙類、木材及橡膠等，可運送至廢料廠房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。

低放射性用過粒狀樹脂，可考慮使用廢樹脂處理系統進行處理及安定化後減容裝桶固化，或脫水乾燥後盛裝在耐 100 年結構完整之容器(HPC)或其他經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

依照國際經驗，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，採取外釋及放行處理，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。核三廠「一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」[10]之適用廢棄物，主要以金屬類為大宗，包括－碳鋼、不銹鋼、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)、活性碳、樹脂、廢乾燥劑、清潔廢棄物焚化灰渣及廢砂土、礫石等，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(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。

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、外釋廢棄物則經量測後解除管制且免除料帳後，放進 4、5、6 號倉庫等待釋出。

此外，放行廢棄物是指 1. DCR 改善工程施工產生的金屬架、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。依據核三廠放行作業計畫，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.直接輻射： $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ (須在背景輻射之變動範圍內)。2.比活度： $<80 \text{ Bq/kg}$ ，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，則依其輻射與污染狀況分為：1.非固著性污染：阿伐 $<1 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 及貝他/加馬 $<2 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 。2.固著性污染： $<80 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 。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。

外釋計畫送原能會審查同意後，依其執行外釋作業，規劃進行外釋之廢棄物須取樣執行核種分析，確認符合一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法之標準，才可進行外釋。已確認可外釋之廢棄物將依據規劃，暫貯於核三廠 4、5、6 號倉庫內，等待釋出，核三廠 4、5、6 號倉庫之廠區位置圖如圖 9-6 所示。

拆除並完成除污後之建築物鋼筋混凝土塊，擬規劃於發電設備廠區外北側用地，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。室內作業區及堆置區等區域擬設置於核三廠二道門內北側空地。鋼筋混凝土塊之表面放射性活度濃度量測後，經判定符合事業廢棄物標準者，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，若地下空間不足回填所有一定粒徑以下之混凝土碎粒料，則以堆置至土石堆置場為原則。鋼筋混凝土塊分離場位置圖如圖 9-7 所示，該設施應為除役期間之處理設施，將於處理作業完成後進行拆除。

另針對活度濃度大於 100 Bq/kg 且小於 $10,000 \text{ Bq/kg}$ 之低微污染廢金屬，考量除役期程長達 25 年，如無法有效除污時，可待長時間活度衰減符合外釋標準後進行外釋，如確定無法外釋，可選擇於高減容固化時，將低微污染廢

棄物投入固化桶中一併貯放，或直接裝桶後送至低放射性廢棄物貯存庫(以下簡稱低貯庫)進行貯存，如屆時國內有其他可行之處理方案亦不排除採用，將按相關法規向原能會申請。

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：(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、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)。

挑選核三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暫貯的空間及容量(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：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、固封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。核三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。

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，並搭配壓縮技術，以達到廢棄物減容及減量。

A. 機械除污

核三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，可根據核三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。

依據核三廠的空間，除役期間可將噴砂研磨除污區域設於燃料廠房(熱修配廠房)，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。

(2) 熱處理

熱處理技術包含焚化、熱裂解及金屬熔鑄等，現有核三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(包括第一腔室或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，經收集後裝桶貯存。

焚化法在操作上，必須注意以下的廢棄物品或材料，可能需要被控制(消除、最小化或限制)：(1)不可燃物者或顆粒固體；(2)金屬物體；(3)塑料具有較高的鹵素含量(聚氯乙烯，聚四氯乙烯)；(4)過多的熱值材料；(5)具過量放射性之可燃性廢棄物。

至於金屬熔鑄法，主要是針對受污染的金屬廢棄物。以一座1,000MWe 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、電化學除污及濕式氧化。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表面。

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，而僅為了抑低放射性污染之目標。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。

核三廠除役期間可於燃料廠房或廢料廠房(熱修配廠房)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，另外，視除役工作執行狀況，本公司可能選用其他既有廠房執行上述作業。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，或增設新的簡易式處理設備進行處理。

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。

核三廠除役期間可於燃料廠房或廢料廠房(熱修配廠房)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，另外，視除役工作執行狀況，本公司可能選用其他既有廠房執行上述作業。所產生之二次廢棄物(廢液、廢氣)可經由廠內現有處理設施，或增設新的簡易式處理設備進行處理。

C. 濕式氧化

核三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，可採取廢樹脂處理系統進行處理及安定化，約有 6:1 之減容效果。

(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，應盛裝於經原能會核准之高完整性容器或以其他經原能會核准之方法進行處置；超 C 類廢棄物非經原能會核准，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。因應除役低放射性廢棄物處理需求，將於燃料廠房、核機冷卻水廠房及熱修配廠房等空間設置相關設備作為廢棄物管理區，或視除役工作執行狀況，於其他現有廠房執行上述作業，前述廢棄物管理區之相對位置分別如圖 9-8、圖 9-9 及圖 9-10 所示。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。

另於圍阻體廠房 148 呎設置固封設備區域，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低放射性廢棄物，裝於目前處於研發階段之 Taipower-Box (以下簡稱 T-Box)後固封，確保裝桶後之穩定度，其相對位置如圖 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，再送至簡易式廢液處理設備處理，或續用地板洩水系統，將廢水送入廢液處理系統。

上述廢棄物管理區(WMA)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三廠進行討論評估後，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，視需要可增設簡易式廢液處理設備，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三廠既有設施，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。

2. 液體廢棄物處理技術

核三廠放射性液體處理系統主要是收集、處理、儲存和處置電廠運轉時各輻射廠房內設備洩漏和地面洩水池收集的放射性液體，包含爐水洩放系統（Reactor Coolant Drain System）、地面集水系統（Floor Drain System）、放射性洗衣用水系統（Radioactive Laundry System）等。對於除役期間產生放射性廢液之處理規劃，廢液處理系統可由原有運轉期間廢液處理設施負擔，處理各類放射性液體。

放射性液體收集至滯留槽，並由滯留槽泵送至蒸發器組，蒸發器組分餾出來的冷凝水可經由吸收床清除有機污染物。再經兩組串接的混合床離子交換器淨化，經偵檢槽偵測後，若符合排放標準則排至廠外，不符合標準則回送至滯留槽再處理。蒸發器底部所收集的高濃度濃縮液則被收集至濃縮槽。當濃縮槽灌滿高濃度廢液後即封閉。這些放射性廢液即滯留其中慢慢衰變。同時進行取樣化驗，加固化劑經化學處理後送至固化系統，固化包裝運至廢棄物倉庫儲放。另，針對放射化學和去污洩水則被引入化學洩水槽，當槽水位達 63.5%(高水位)前起動化學洩水泵，將液體送至蒸發器組蒸發處理，或再轉存至滯留槽待日後處理。

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，送入核三廠廢料廠房的焚化爐，進行焚化處理。

3. 氣體廢棄物處理技術

核三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，目前核三廠廢料廠房設置有焚化爐，規劃除役期間將設置壓縮減容設備及樹脂處理系統與二號低放射性廢棄物貯存庫共構。相關的規劃說明如下：

1. 壓縮減容設備

壓縮減容設備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：壓縮減容設備之預定位置將與二號低放射性廢棄物貯存庫共構，如圖 9-7 所示。

2. 焚化爐

對除役所產生之可燃的低放射性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(含聚乙烯等)、人員衣物、紙類、木材及橡膠等，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。

核三廠現有的焚化爐系統設置於廢料廠房，位置如圖 9-12，設計處理容量為 30 kg/h，處理量為每半小時進料 1 包，每包廢棄物約 5 公斤。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 650 °C 以上，而二次燃燒室溫度控制則需在 850 °C 以上。廢棄物先在主燃室缺氧裂解，裂解後之氣化物至二次燃燒室高溫焚化。燃燒後氣體經煙氣冷卻器降溫至 200 °C 以下，經袋式過濾器及絕對過濾器去除 99.97%以上粒徑大於 0.3 μm 之粒狀物，最後，再以濕式洗滌塔降溫並洗滌酸氣，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，其中又以主燃燒室所產生之底渣比重占大多數，飛灰由袋式過濾器下灰後收集。洗滌廢液部分因排放氣體已經通過袋式過濾器及 HEPA 去除大部分核種，而氣體中之水氣經濕式洗滌塔降溫凝結成洗滌廢液，經移動式過濾器過濾收集至洗衣廢水洩水槽(HH-T028) 後再經放射性洗衣廢水處理系統循環過濾，待確認其放射性物質濃度及酸鹼值符合排放標準後再行排放。

3. 廢樹脂處理系統

未來將依據原能會核備之「各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫」處理廢樹脂，如：乾燥裝桶、濕式氧化暨高效率固化系統…等方式，其預定位置將與二號低放射性廢棄物貯存庫共構。

(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廢棄物。擬利用下述如 55 加侖桶、3×1 重裝容器、3×4 重裝容器、3m³ 鋼箱容器、7m³ 鋼箱、B-25 鋼箱及高性能混凝土盛裝容器(HPC)等類型廢棄物盛裝容器或其它未來經評估適用的廢棄物容器(T-Box)盛裝暫貯，經原能會核准後使用，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以下各類之廢棄物：

- (1) 壓縮/未壓縮乾性低放射性廢棄物；
- (2) 固化或未固化之濕性低放射性廢棄物。
- (3) 固化之脫水濃縮液及污泥。

2. 3×1 重裝容器、3×4 重裝容器、T-Box、3m³ 鋼箱容器、7m³ 鋼箱、B-25 鋼箱或其他類型的廢棄物箱或廢棄物內襯桶

暫時規劃未來經原能會核准後之 T-Box 使用於裝載反應器壓力槽及爐內組件與生物屏蔽中 A 類、B 類、C 類或超 C 類之活化廢棄物；3×1

重裝容器、3x4 重裝容器或未來經原能會核准後之 T-Box、3m³ 鋼箱容器、7m³ 鋼箱、B-25 鋼箱將視需求使用於裝載反應器壓力槽及爐內組件以外之各廠房的低放射性廢棄物。

3. 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。

4. 耐 100 年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)

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 類廢棄物。

5. 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，最終處置之盛裝容器要符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之規定。我國原能會現今已核准使用的盛裝容器有：55 加侖桶、3x1 重裝容器、3x4 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)等。

未來將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置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，並經原能會同意後，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，裝入合格之盛裝容器(上節所述包裝容器皆為合格之盛裝容器)，運送至二號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三廠既有之「放射性物質及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 9-13 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中期暫時貯存設施或低放射性廢棄物最終處置設施完成後，必須從核三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。核三廠既有之低放射性廢棄物處理及貯存設施，包括廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區與低貯庫，廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區其設計容量分別為5000/5000/200/400桶，低貯庫其設計容量為30,000桶。截至109年12月31日止，既有廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區之貯存量分別為1,566/271/168/0桶，及低貯庫之貯存量為7,392桶，合計共貯存9,397桶。

於除役期間因廠內可運用之貯存空間有限，廠內各廠房區域可能配合拆除作業設置為暫貯區，廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區將暫時留存使用，並規劃與全廠除役一併執行完成。至109年底的核三廠廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區及低貯庫共貯存桶數為9,397桶，再加上至運轉執照屆滿(二號機114年5月17日)之推估產量約5,000桶，則於核三廠除役時，估算廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區及低貯庫將貯存14,397桶的運轉廢棄物，尚有26,203桶貯存空間。惟因核三廠現有廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區及低貯庫規劃與全廠除役一併

執行完成，所有貯存之 14,397 桶低放射廢棄物將移至二號低放射性廢棄物貯存庫。

依據表 9-17 核三廠除役廢棄物總數量推估結果，放射性廢棄物總量為 81,374 桶，為滿足低放射性廢棄物貯存空間之保守度，將廢棄物盤點總量提升約 10 % (亦即：總量約為 $81,374 \times 1.1 = 89,512$ 桶)，以作為二號低放射性廢棄物貯存庫之總量估算。另，需考量現有低貯庫 14,397 桶將移至二號低放射性廢棄物貯存庫，二號低放射性廢棄物貯存庫需要的貯存容量為 103,909 桶。因此，保守估計二號低放射性廢棄物貯存庫的設計容量約需要 105,000 桶。

針對二號低放射性廢棄物貯存庫容器規劃，本公司選擇 T-Box、耐 100 年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)及 55 加侖桶或其他經原能會核准之容器等，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)。

二號低放射性廢棄物貯存庫為封閉式建築物，目前預定地位於廠區西北角區域，預定位置詳如圖 9-13，二號低放射性廢棄物貯存庫之占地面積(不含水保設施、運輸道路及輔助設施)約 44,400m²。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。

興建二號低放射性廢棄物貯存庫之環境影響評估係併核三廠除役計畫環境影響評估案辦理，核三廠除役計畫環境影響評估已於 111 年 1 月 26 日完成範疇界定會議紀錄，後續依環評法規持續辦理環評相關事宜；本公司將於 115 年 8 月底前提出二號低放射性廢棄物貯存庫建造執照申請。

二號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，出庫作業則在檢整區及容器裝卸載區執行。

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，並考量貯存之廢棄物會產生少量氫氣，將於貯存區內擇適當位置設置氫氣偵測儀器或以人工方式定期檢測，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」，本公司業經提送原能會報備之「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」[11]，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 9-14，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三廠除役拆廠階段前完成設置，並開始接收低放射性廢棄物；評估二號低放射性廢棄物貯存庫(105,000 桶)之容量，再扣除核三廠兩部機運轉期滿所產生之各類低放射性廢棄物產量(14,397 桶)，應足以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，在核三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。本計畫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密封鋼筒，置入傳送護箱後，再以多軸油壓板車或其他載具將傳送護箱運出燃料廠房，移入用過核

子燃料室內乾式貯存設施。傳送護箱由燃料廠房移至用過核子燃料室內乾式貯存設施之運輸路徑初步規劃如圖 9-15 所示。

(二) 用過核子燃料貯存規劃

核三廠一、二號機若運轉滿 40 年即機組運轉執照屆期進行除役，估計將有約 4,320 束用過核子燃料。核三廠除役期間須待所有用過核子燃料移至乾式貯存設施，將用過燃料池淨空後，再進行燃料廠房之除役拆除作業。核三廠乾式貯存設施將採室內貯存進行規劃，目前核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告[12]已送國營會審查中。

核三廠目前正在進行「核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究技術服務案」，評估規劃興建用過核子燃料室內乾式貯存設施，並設置再取出單元，核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)預定地如圖 9-15 所示。場址目前並無使用中之重要設施，場址地勢大致平坦，地面植生茂密，地面高程約為 39~42 m，西側與北側鄰接圍籬，東側鄰近氣渦輪機廠房，南側則有一廠區道路。用過核子燃料室內乾式貯存設施預計規劃可貯存約 4,320 束用過核子燃料。(未來核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施場址規劃若有變動，將一併進行調整。)

貯存設施及運轉作業將遵照「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，須依據原能會已審定之安全分析報告，據以實施。

核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)之環境影響評估係併核三廠除役計畫環境影響評估案辦理，核三廠除役計畫環境影響評估已於 111 年 1 月 26 日完成範疇界定會議紀錄，後續依環評法規持續辦理環評相關事宜；本公司將於 115 年 9 月底前提出核三廠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。

(三) 用過核子燃料再取出規劃

核三廠運轉期間係規劃可於用過燃料池進行再取出作業，在除役過渡階段，因用過燃料池仍被保留，供用過核子燃料的存放，故仍可沿用原有之用

過燃料池進行再取出作業。到了除役拆廠階段，用過核子燃料將移出用過燃料池，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，更換至新的貯存護箱。

乾式貯存設施除役時，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政策，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自金屬護箱或混凝土護箱或模組取出，轉移至運輸護箱(Transport Cask)內，再運送至最終處置場進行用過核子燃料重新裝載；在最終處置場所設置之封裝廠開啟已封鐸之密封鋼筒，將用過核子燃料取出後，裝入最終處置場所規定之容器內進行最終處置。

另需執行再取出之假想情境為發生假設性意外事故。當運輸或貯存過程中發生假設性意外事故，造成護箱喪失屏蔽能力，經評估需執行密封鋼筒或用過核子燃料之再取出；或是發生假設性意外事故後，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用過核子燃料室內乾式貯存設施內，採取水池方式與設施共構，並具備燃料池之所有功能。扣除牆厚的再取出單元區域之尺寸約 20.6 m × 24.5 m，地上一層及地下一層之鋼筋混凝土結構物，外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射。再取出池包含護箱準備區、護箱除污區、護箱裝載池、護箱清洗池、貯存護箱所退出燃料之燃料貯存池及相關輔助設備區。

設施內需包含貯存單元之格架、燃料池水冷卻及淨化系統，以及其他系統如空調、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, March 2020)資料，目前國際間正在興建核能電廠的 15 個國家，計有 55 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。目前台灣與英國、美國、日本、中國大陸、韓國等國家作法一致，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 109 年 1 月經原能會核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2018 修訂版)」[13]，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 9-16 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，總數量合計約為沸水式反應器 BWR 17,890 束組件、壓水式反應器 PWR 4,320 束組件，合計約 4,900 MT 鈾燃料重量(tU)進行處置之概念設計。

最終處置計畫第 1 階段「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(95~106 年)已經完成階段目標，本公司於 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 106 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2017 報告)並已完成國際同儕審查，此報告說明用過核子燃料處置計畫第 1 階段的 3 項目標，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技術是否建立。且 SNFD2017 報告已於 109 年 2 月經原能會核備。

執行第 2 階段「候選場址評選與核定階段」(107~117 年)過程中，若無法如計畫進度於 117 年提出候選場址，規劃於 118 年啟動中期暫時貯存設施計畫，133 年前完成興建啟用。在核三廠除役期間，對於用過核子燃料之處置規劃，將配合國家整體政策執行。

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(2018 修訂版)」。

六、結語

本章估算出核三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，依據核三廠輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，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、活度濃度，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。

核三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，目前規劃利用既有焚化爐及與除役期間興建的壓縮減容設備分別針對可燃性與可壓縮性廢棄物進行焚化及壓縮等減

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、脫水後乾燥至適當乾燥度後盛裝於耐 100 年結構完整之容器 (HPC) 或其他經原能會核准使用之容器內等方式處理。

另外，因應除役低放射性廢棄物處理需求，將於燃料廠房、核機冷卻水廠房及熱修配廠房等空間設置相關設備作為廢棄物管理區，以執行切割與除污作業，並進行後續裝桶貯存，或視除役工作執行狀況，於其他現有廠房執行上述作業。符合外釋或放行之廢棄物，規劃於除役期間執行外釋或放行，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，故目前規劃於適當地點建置容量足夠之二號低放射性廢棄物貯存庫，以容納除役產生之廢棄物，並以廠內暫貯區及低貯庫作為除役期間廢棄物暫貯空間。針對用過核子燃料，亦妥善規劃用過核子燃料室內乾式貯存設施及再取出單元，待高放射性最終處置場建造完成，將用過核子燃料進行最終處置。另，放射性廢棄物最終處置設施之場址條件有明文規定，依照相關法規規定，核三廠不會成為最終處置設施場址。

七、參考文獻

1. Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-5884, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1995.
2. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1978.
3. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，108 年 8 月。
4. 中華民國行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，101 年 7 月。

5. 台灣電力公司，「第三核能發電廠竣工報告」，75 年 3 月。
6. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1980.
7. Disposal Aspects of Low and Intermediate Level Decommissioning Waste”, IAEA-TECDOC-1572, IAEA, December 2007.
8. Vermont Yankee Nuclear Power Station Decommissioning Cost Analysis, Document E11-1643-001, TLG Services, Inc., Rev.1, 2012.
9. Decommissioning Cost Analysis for the Clinton Power Station, Document E16-1640-006, Rev.0, TLG Services, Inc., December 2012.
10. 台灣電力公司，「第三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。
11. 台灣電力公司，「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」，104 年。
12. 台灣電力公司，「核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究技術服務案定稿版」，108 年 4 月。
13. 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫書(2018 修訂版)」，107 年。
14. Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities Appendices, NUREG-1640, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2004.
15. 九州電力株式会社，「玄海原子力発電所 1 号炉廃止措置計画の概要について」，2015 年 12 月。
16. 関西電力株式会社，「美浜発電所 1、2 号機の廃止措置計画の変更認可申請について」，108 年 4 月。
17. Transuranic and Other Hard to Detect Radionuclides in Maine Yankee Sample Media, MN-02-002, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), January 2002.

18. Zion Station Restoration Project Final Status Survey Release Record - Unit 1
Containment Basement Survey Units 01100/01110, Zion Solutions LLCm,
February 2019.
19. Potential Radionuclides of Concern During the Decommissioning of the Zion
Station, Zion Solutions LLCm, October 2012.

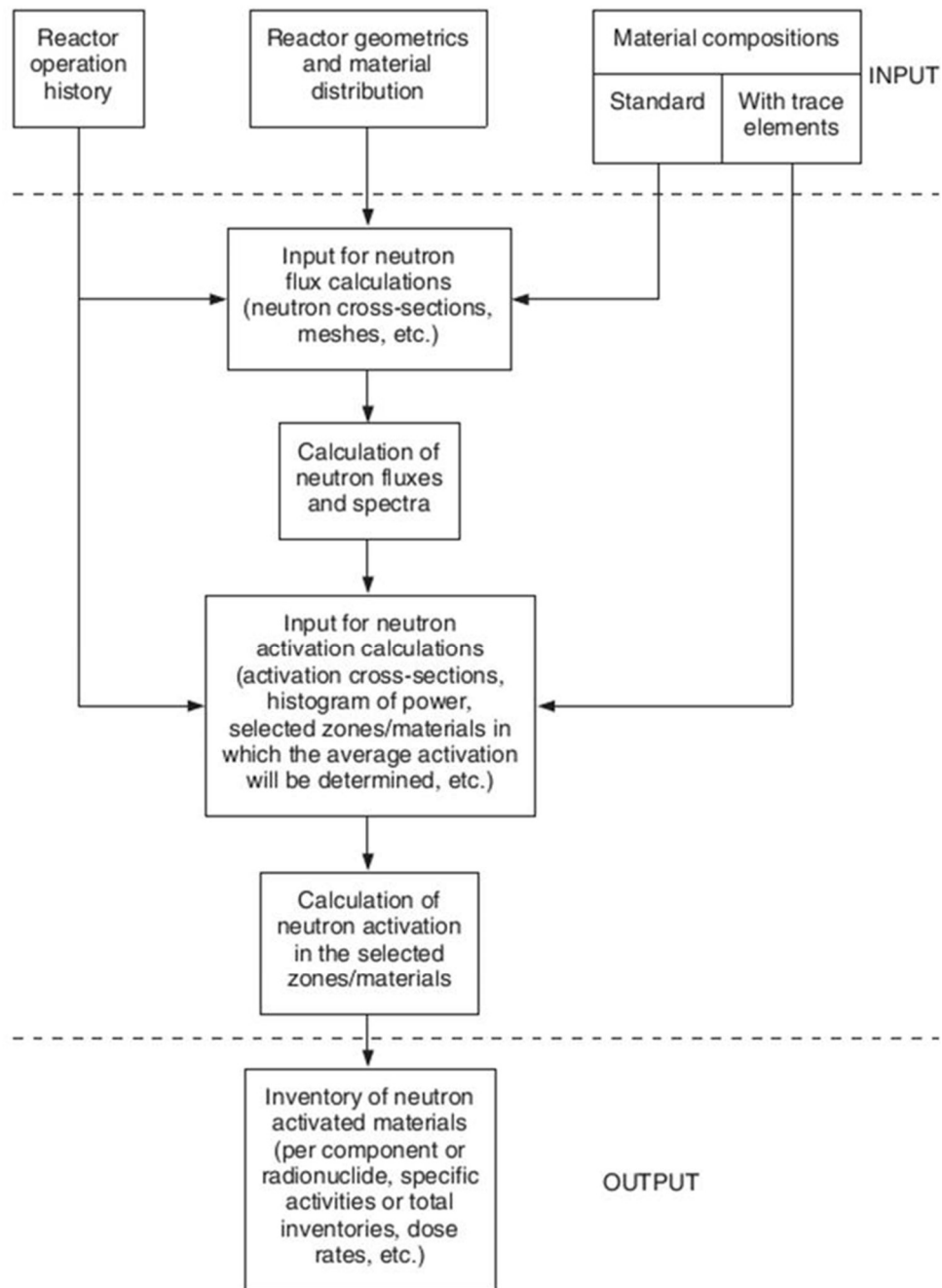


圖 9-1 中子活化分析基本流程

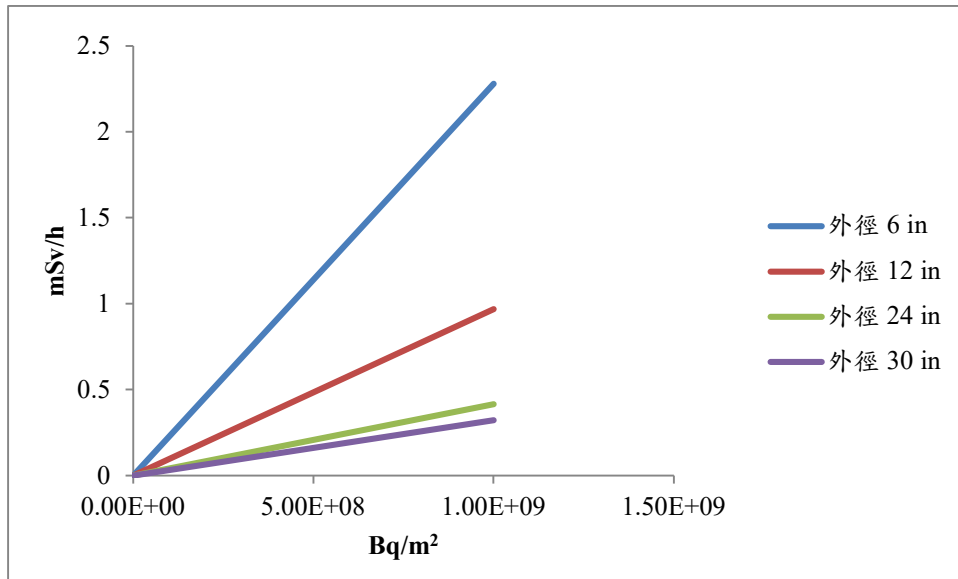


圖 9-2 核三廠不同管徑接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

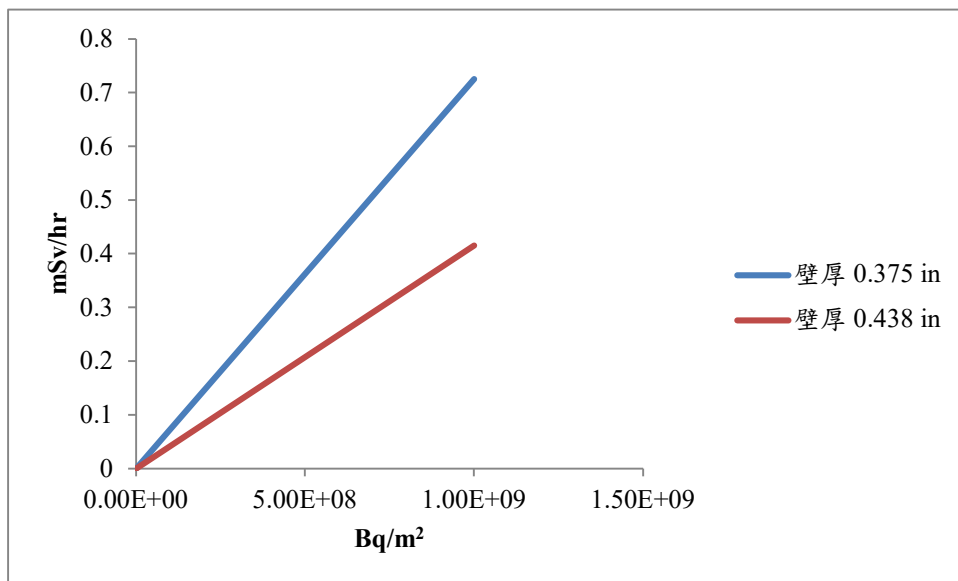


圖 9-3 核三廠相同管徑不同管壁厚度接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

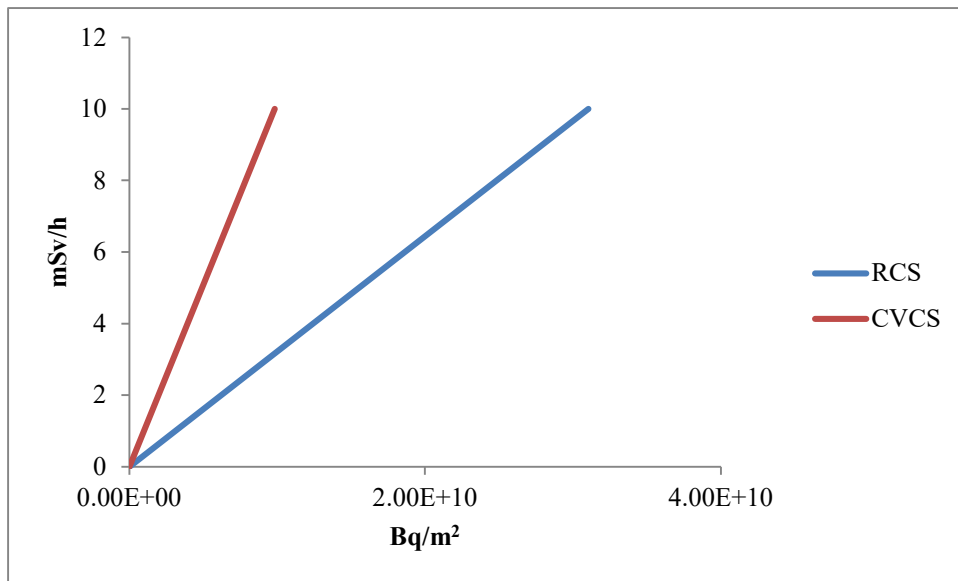


圖 9-4 核三廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係

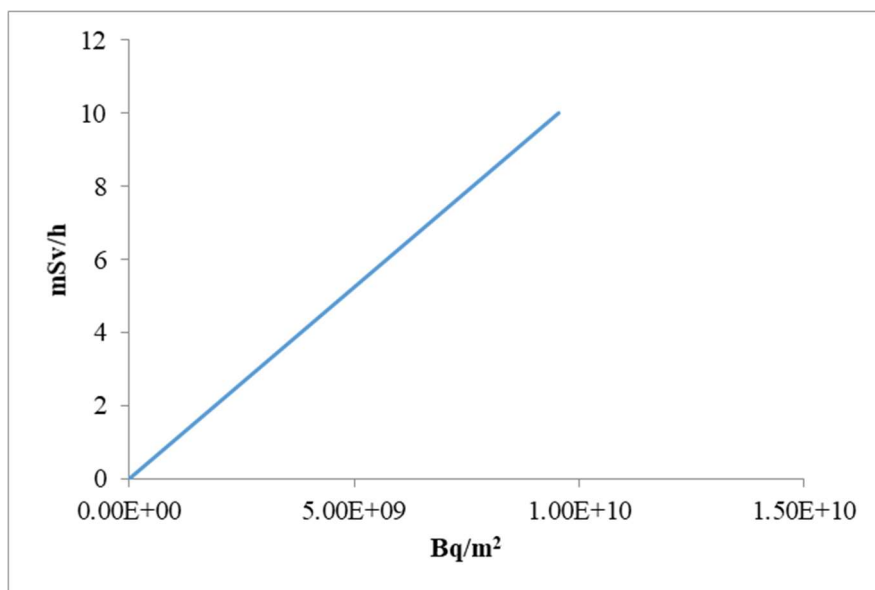


圖 9-5 核三廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係

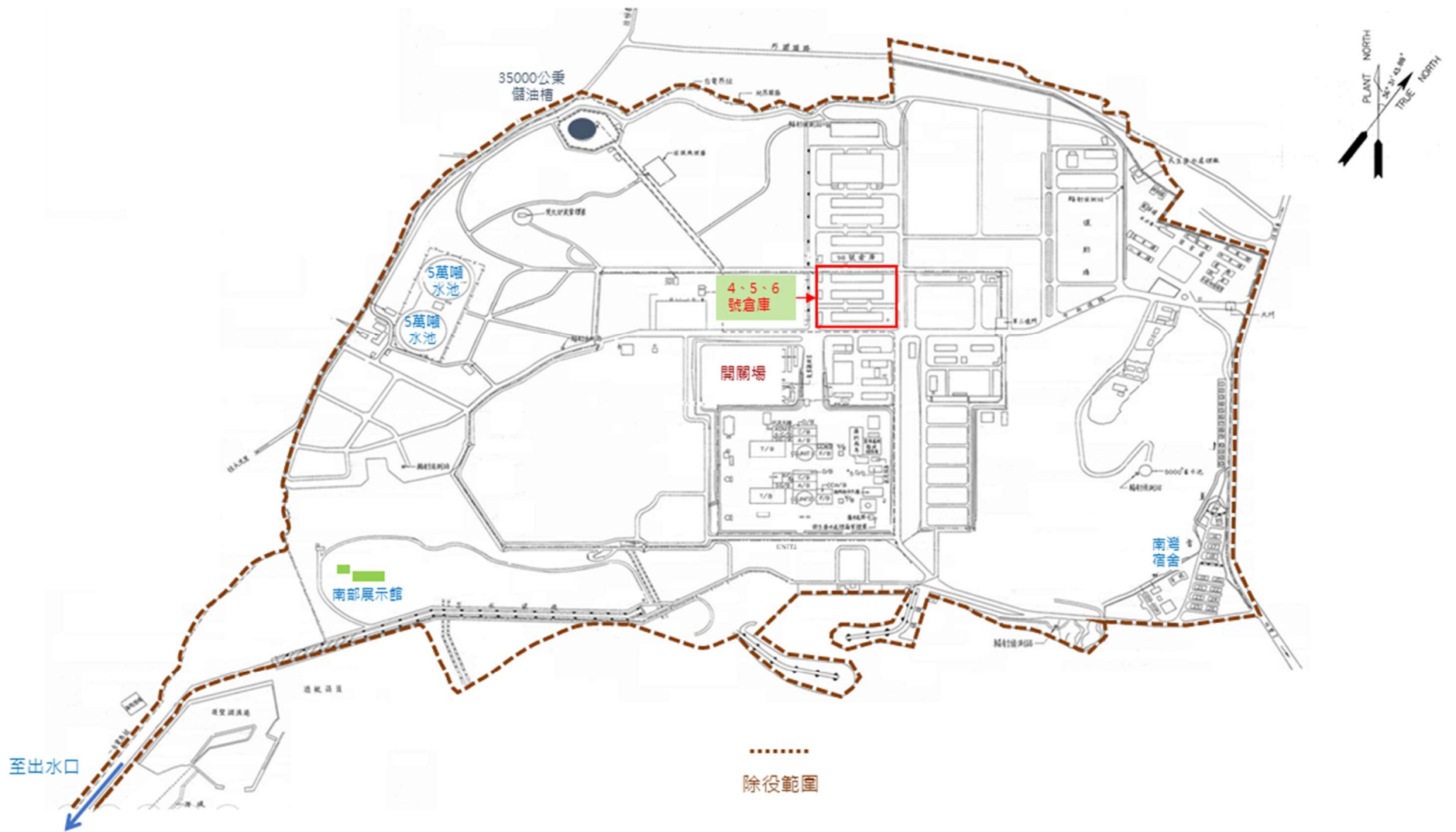


圖 9-6 除役廢棄物核三廠 4、5、6 號倉庫廠區位置圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-8 核三廠除役廢棄物管理區(核機冷卻水廠房)

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-9 核三廠除役廢棄物管理區(廢料廠房)

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-10 核三廠除役廢棄物管理區(燃料廠房)

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-11 核三廠除役期間固封設備區

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-12 核三廠廢料廠房 100 呎焚化爐設置位置

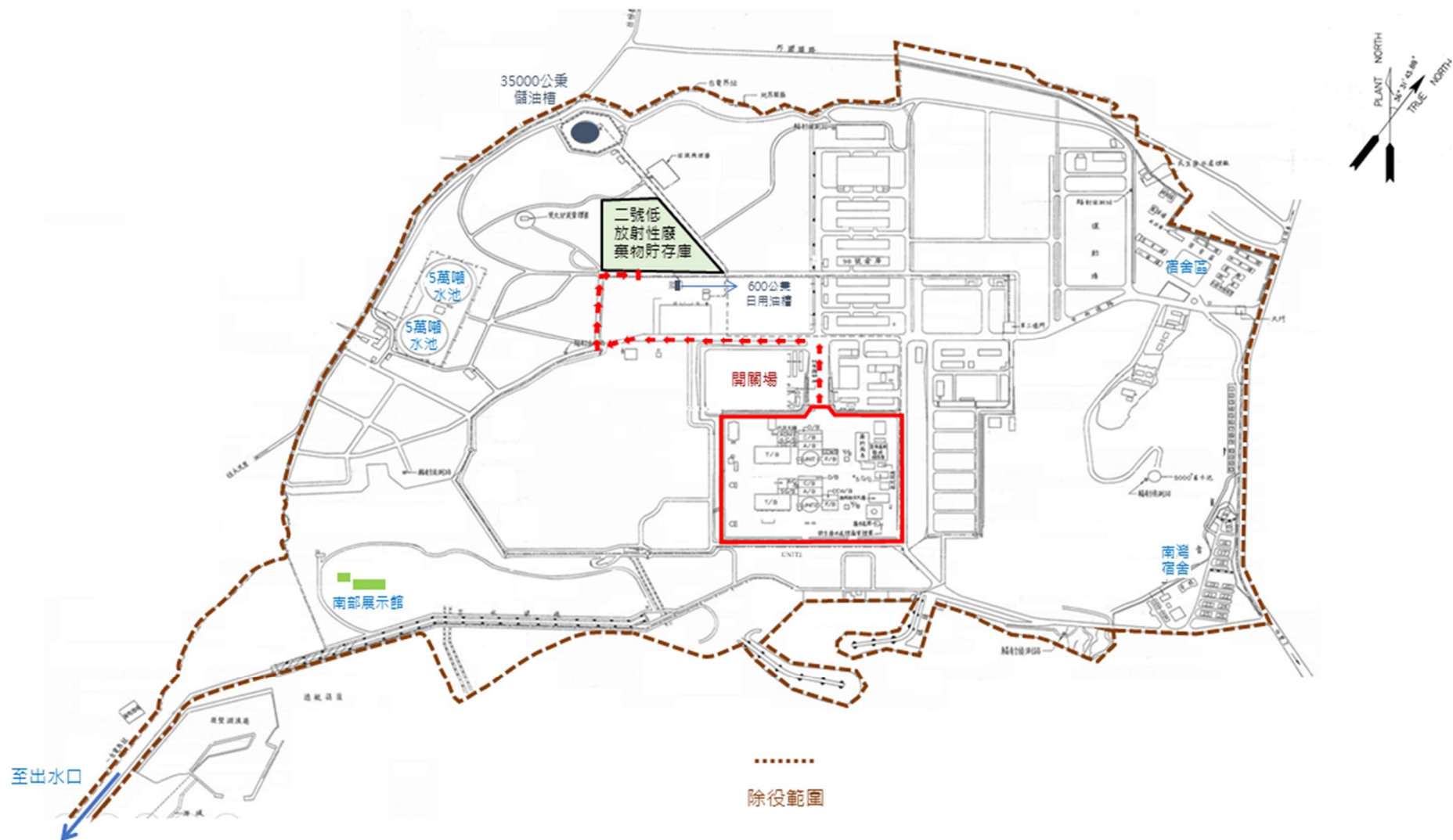


圖 9-13 除役廢棄物至二號低放射性廢棄物貯存庫搬運路線及二號低放射性廢棄物貯存庫位置圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 9-15 核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)預定地位置圖及除役期間用過核子燃料廠內運送路線

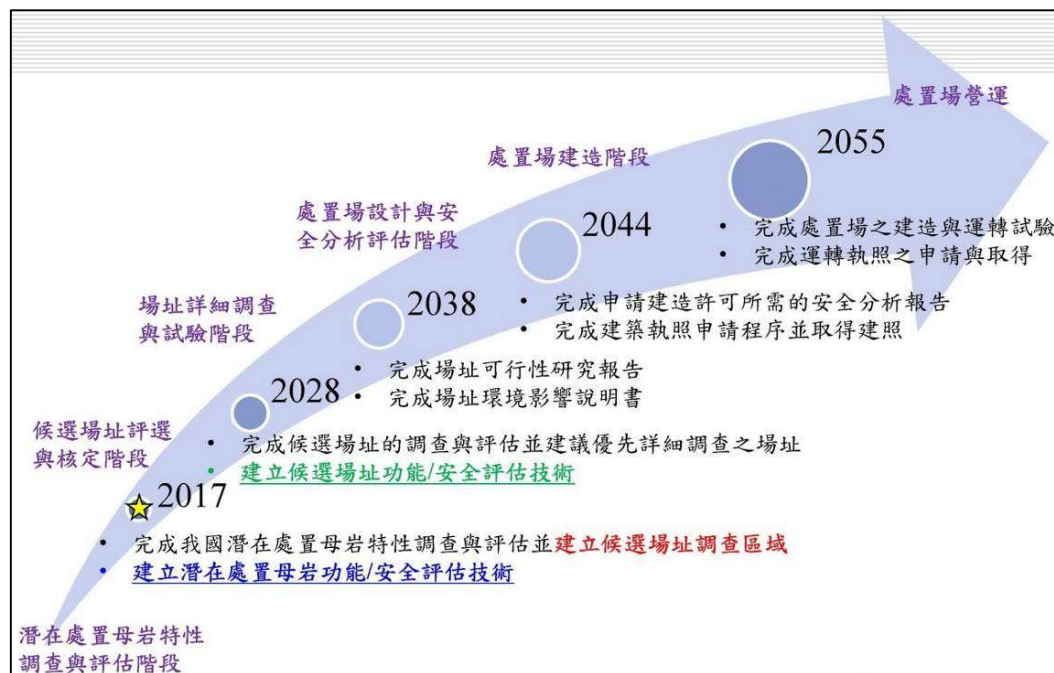


圖 9-16 我國用過核子燃料最終處置全程規劃

表 9-1 核三廠潛在放射性污染之系統

系統代號	系統中文名稱	系統英文名稱
AX	熱修配廠房設備	Hot Machine Shop Equipment
BB	反應爐冷卻水系統	Reactor Coolant System
BC	餘熱移除系統	Residual Heat Removal System
BG	化學與容積控制系統	Chemical & Volume Control System
BH	安全注水系統	Safety Injection System
BK	圍阻體噴灑系統	Containment Spray System
BL	反應爐補水系統	Reactor Makeup Water System
BM	蒸汽產生器沖放系統	Steam Generator Blowdown Recycle System
BN	更換燃料水儲存系統	Refueling Water Storage System
EC	用過燃料池冷卻及淨化系統	Fuel Pool Cooling & Cleanup System
GG	燃料廠房通風系統	Fuel Handling Building HVAC System
GH	廢料廠房通風系統	Radwaste Building HVAC System
GL	輔助廠房通風系統	Auxiliary Building HVAC System
GN	圍阻體熱移除系統	Containment Heat Removal System
GT	圍阻體空氣淨化和可燃氣體控制系統	Containment HVAC Air Purification & Combustible Gas Control System
HA	氣體廢料處理系統	Gaseous Radwaste (Off-Gas) System
HB	液體廢料處理系統	Liquid Radwaste System
HC	固體廢料處理系統	Solid Radwaste System
HD	化學廢棄物濃縮系統	Chemical Radwaste Concentration System
HE	硼酸再回收系統	Boron Recovery System
HG	輻射洩水系統	Radioactive Drain System
HH	洗衣廢水系統	Radioactive Laundry & Decontamination Radwaste System
HI	一次側取樣系統	Nuclear Sampling System

表 9-2 核三廠反應爐冷卻水相關系統盤點項目之最大接觸劑量率

系統代號	系統名稱	最大接觸劑量率(mSv/h)
AX	熱修配廠房設備	0.0002
BB	反應爐冷卻水系統	2
BC	餘熱移除系統	1
BH	安全注水系統	0.15
BK	圍阻體噴灑系統	2
BM	蒸汽產生器沖放系統	0.0003
BN	更換燃料水儲存系統	0.0389
EC	用過燃料池冷卻及淨化系統	0.5
HB	液體廢料系統	1.08
HC	固體廢料系統	0.52
HD	化學廢料濃縮系統	0.00025
HE	硼酸再回收系統	0.12
HG	輻射洩水系統	0.5
HH	洗衣廢水系統	0.005
HI	一次側取樣系統	0.005

註：表中之最大接觸劑量率為核三廠反應爐冷卻水相關系統盤點項目於運轉執照許可下之輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，未來俟運轉執照終止後，再執行更全面和更精確之輻射特性調查。

表 9-3 核三廠化學與容積控制相關系統盤點項目之最大接觸劑量率

系統代號	系統名稱	最大接觸劑量率(mSv/h)
BG	化學與容積控制系統	2
BL	反應爐補水系統	0.0003
GG	燃料廠房通風系統	0.005
GH	廢料廠房通風系統	0.003
GL	輔助廠房通風系統	0.0037
GN	圍阻體除熱系統	0.01
GT	圍阻體空氣淨化和可燃氣體控制系統	0.005
HA	氣體廢料系統	0.0028
註：表中之最大接觸劑量率為核三廠化學與容積控制相關系統盤點項目於運轉執照許可下之輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，未來俟運轉執照終止後，再執行更全面和更精確之輻射特性調查。		

表 9-4 核三廠關注核種初始清單

半化期單位：年

核種	半化期	核種	半化期	核種	半化期	核種	半化期
H-3	1.22×10^1	Ni-63	9.60×10^1	Ag-110m	6.82×10^{-1}	Pu-238	8.77×10^1
C-14	5.73×10^3	Zn-65	6.68×10^{-1}	Sb-125	2.76×10^0	Pu-239	2.41×10^4
Mn-54	8.54×10^{-1}	Sr-90	2.88×10^1	I-129	1.57×10^7	Pu-240	6.56×10^3
Fe-55	2.74×10^0	Nb-94	2.03×10^4	Cs-134	2.07×10^0	Pu-241	1.43×10^1
Co-57	7.44×10^{-1}	Tc-99	2.11×10^5	Cs-137	3.01×10^1	Am-241	4.33×10^2
Co-60	5.27×10^0	Ru-106	1.02×10^0	Eu-152	1.35×10^1	Cm-242	4.46×10^{-1}
Ni-59	7.60×10^4	Ag-108m	4.38×10^2	Eu-154	8.60×10^0	Cm-244	1.81×10^1

表 9-5 單一長半化期核種濃度值

低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則(附表一)：單一長半化期核種濃度值					
核種	超 C 類	濃度值	C 類	濃度值 x (1/10)	A 類
^{14}C		0.3 TBq/m ³		0.03 TBq/m ³	
^{14}C (活化金屬內)		3 TBq/m ³		0.3 TBq/m ³	
^{59}Ni (活化金屬內)		8.1 TBq/m ³		0.81 TBq/m ³	
^{94}Nb (活化金屬內)		0.0074 TBq/m ³		0.00074 TBq/m ³	
^{99}Tc		0.11 TBq/m ³		0.011 TBq/m ³	
^{129}I		0.003 TBq/m ³		0.0003 TBq/m ³	
TRU (半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)		3.7 kBq/g		0.37 kBq/g	
^{241}Pu		130 kBq/g		13 kBq/g	
^{242}Cm		740 kBq/g		74 kBq/g	

表 9-6 單一短半化期核種濃度值

低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則(附表二)：單一短半化期核種濃度值							
核種	濃度值 (TBq/m ³)						
		第 1 行		第 2 行		第 3 行	
半化期小於 5 年 之所有核種總和	A 類	26	B 類	註一	C 類	註一	超 C 類
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：							
若低放射性廢棄物含有多核種時，其分類應按下式判斷。							

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{io}} \leq 1$$

式中 C_i ：第 i 個核種之濃度， $C_{(i,o)}$ ：第 i 個核種第 o ($o=A,B,C$) 類之濃度值， n ：所含核種之數目，若滿足上式，則可歸為第 o ($o=A,B,C$) 類廢棄物。

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 係採用沉澱法進行前處理，以固相萃取系統(SPE)分離後，再以液體閃爍計數器(LSC)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	高純鍺偵檢器(HPGe)
Cs-137	
H-3	液體閃爍計數器(LSC)
C-14	液體閃爍計數器(LSC)
Ni-63	沉澱法+液體閃爍計數器(LSC)
Sr-90	固相萃取系統(SPE)+液體閃爍計數器(LSC)
Tc-99	固相萃取系統(SPE)+液體閃爍計數器(LSC)
I-129	AgI 沉澱+低背景比例計數器(LBG)
Pu-241	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 核種數據來源表

核種	廢棄物來源/數據來源				
	爐心活化組件	活化混凝土	反應爐冷卻水系統	化學與容積控制系統	污染混凝土
H-3、C-14、Mn-54、Co-60、Ni-63、Sb-125、Sr-90、Tc-99、I-129、Cs-134、Cs-137、Pu-238、Pu-239/240、Pu-241、Am-241、Cm-242、Cm-244			參考文獻	核三廠歷史分析數據	參考文獻
Fe-55、Co-57、Ni-59、Nb-94、Ag-108m、Ag-110m、Eu-152、Eu-154、Ru-106、Pu-242			參考文獻		
H-3、C-14、Mn-54、Fe-55、Co-57、Co-60、Ni-59、Ni-63、Zn-65、Nb-94、Tc-99、Sb-125、Cs-134、Cs-137、Eu-152、Eu-154	依據 ORIGEN-S 中子活化分析程式之評估結果				
參考文獻：					
1. Transuranic and Other Hard to Detect Radionuclides in Maine Yankee Sample Media, MN-02-002, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), January 2002. ^[17]					
2. Zion Station Restoration Project Final Status Survey Release Record - Unit 1 Containment Basement Survey Units 01100/01110, Zion Solutions LLCm, February 2019. ^[18]					
3. Potential Radionuclides of Concern During the Decommissioning of the Zion Station, Zion Solutions LLCm, October 2012. ^[19]					
註：斜線表示該欄位不適用。如 H-3 爐心活化組件與活化混凝土廢棄物源，其數據來源係依據 ORIGEN-S 中子活化分析程式之評估結果；而 H-3 於反應爐冷卻水系統、化學與容積控制系統與污染混凝土廢棄物源，其數據來源則分別為參考文獻及核三廠歷史分析數據。					

表 9-9 計算所得之比例因數

核種	來源	爐心活化組件	活化混凝土	反應爐冷卻水系統	化學與容積控制系統	污染混凝土
H-3	活化	2.08×10^{-4}	2.90×10^0	6.58×10^{-3}	5.30×10^{-2}	7.74×10^{-1}
C-14	活化	1.14×10^{-3}	1.64×10^{-2}	1.57×10^{-2}	4.87×10^{-2}	1.32×10^{-1}
Mn-54	活化	3.68×10^{-4}	8.39×10^{-3}	2.52×10^{-2}	5.13×10^{-1}	0
Fe-55	活化	2.99×10^0	2.99×10^0	1.21×10^0	1.43×10^0	1.15×10^0
Co-57	活化	1.37×10^{-6}	0	1.65×10^{-3}	1.23×10^{-2}	0
Ni-59	活化	1.16×10^{-3}	1.27×10^{-4}	0	2.80×10^{-2}	1.36×10^0
Co-60	活化	1.00×10^0	1.00×10^0	1.00×10^0	1.00×10^0	1.00×10^0
Ni-63	活化	3.18×10^{-1}	1.38×10^{-2}	8.14×10^{-1}	1.85×10^0	2.72×10^1
Zn-65	活化	9.03×10^{-4}	4.48×10^{-3}	0	0	0
Nb-94	活化	4.29×10^{-6}	3.05×10^{-5}	0	0	3.18×10^{-2}
Ag-108m	活化	0	0	0	0	3.42×10^{-2}
Ag-110m	活化	0	0	4.25×10^{-2}	0	0
Sb-125	活化	2.85×10^{-6}	0	2.27×10^1	2.81×10^{-1}	2.67×10^{-1}
Eu-152	活化	1.18×10^{-17}	0	0	0	8.48×10^{-2}
Eu-154	活化	1.93×10^{-12}	0	0	0	5.14×10^{-2}
Sr-90	分裂	0	0	4.10×10^{-4}	3.39×10^{-3}	1.04×10^{-1}
Tc-99	分裂	3.43×10^{-10}	7.94×10^{-7}	2.63×10^{-2}	7.55×10^{-3}	5.52×10^{-2}
Ru-106	分裂	0	0	0	6.46×10^{-2}	0
I-129	分裂	0	0	1.78×10^{-3}	4.47×10^{-4}	0
Cs-134	分裂	2.90×10^{-5}	6.78×10^{-2}	0	1.32×10^0	5.22×10^{-2}
Cs-137	分裂	1.66×10^{-9}	8.33×10^{-7}	3.21×10^{-2}	1.32×10^{-1}	2.14×10^2
Pu-238	超鈾	0	0	1.71×10^{-4}	9.47×10^{-6}	1.79×10^{-3}
Pu-239	超鈾	0	0	2.10×10^{-4}	4.98×10^{-6}	1.58×10^{-3}
Pu-240	超鈾	0	0	2.10×10^{-4}	4.98×10^{-6}	1.58×10^{-3}
Pu-241	超鈾	0	0	1.29×10^{-2}	5.55×10^{-3}	1.45×10^{-1}
Am-241	超鈾	0	0	3.27×10^{-4}	1.20×10^{-5}	3.33×10^{-3}
Cm-242	超鈾	0	0	2.08×10^{-5}	3.14×10^{-7}	0
Cm-244	超鈾	0	0	0	9.55×10^{-6}	2.87×10^{-3}

註：各比例因數為各核種衰變至 2028 年 05 月 17 日之活度值建立。

表 9-10 各污染系統設備及組件之最大內表面積

盤點類別/污染系統	熱交換器	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
AX	0	0	0	0	0	0	0	0	0	3.92×10^2
BB	5.27×10^3	3.07×10^{-1}	0	1.27×10^1	8.16×10^1	3.34×10^{-1}	2.73	6.66×10^1	2.01×10^{-1}	0
BC	1.84×10^2	2.97	0	3.06	0	3.34×10^{-1}	8.86×10^{-1}	3.94×10^1	2.90	0
BG	3.82×10^1	3.07×10^{-1}	0	1.99	7.09×10^1	8.26×10^1	3.05×10^{-1}	2.54×10^1	3.24×10^{-1}	0
BH	0	0	0	1.50	6.49×10^1	7.50×10^{-1}	6.88×10^{-1}	2.81×10^1	9.08×10^{-1}	0
BK	0	2.98×10^{-2}	0	2.98	2.77×10^1	3.34×10^{-1}	6.06×10^{-1}	1.24×10^2	8.34×10^{-1}	0
BL	0	0	0	4.76×10^{-1}	3.13×10^2	3.24×10^2	1.82×10^{-1}	3.81×10^1	1.31×10^{-1}	0
BM	9.37×10^1	2.77×10^{-1}	0	2.43×10^{-1}	1.77×10^1	1.51×10^1	1.59	2.33×10^2	8.60×10^{-1}	0
BN	0	0	0	0	4.63×10^2	0	2.66	9.28×10^1	1.34	0
EC	2.28×10^2	3.91×10^{-1}	7.80×10^2	1.27	0	3.99×10^1	1.17	1.06×10^2	6.76×10^{-1}	0
GG	0	0	0	0	0	0	0	0	0	7.35×10^1
GH	0	0	0	0	0	1.11×10^1	6.88×10^{-1}	1.64×10^1	0	3.57×10^2
GL	0	0	0	0	0	0	0	0	0	3.57×10^2
GN	0	0	0	0	0	0	4.79×10^{-1}	2.22×10^1	3.26×10^{-1}	5.88×10^2
GT	0	4.10×10^{-1}	0	0	0	8.53	0	1.48	7.98×10^{-1}	6.76×10^1
HA	1.74×10^1	3.07×10^{-1}	0	0	2.19×10^1	2.10×10^1	0	0	0	0
HB	1.66×10^2	4.25×10^{-1}	0	2.78	1.12×10^2	1.65×10^1	5.26×10^{-1}	1.91×10^2	7.15×10^{-1}	0
HC	1.02×10^2	3.91×10^{-1}	0	1.50	3.45×10^1	5.77×10^1	1.82×10^{-1}	2.22	2.31×10^{-1}	3.57×10^2
HD	0	0	0	0	1.59	2.05×10^{-2}	0	0	0	0
HE	1.02×10^2	3.91×10^{-1}	0	3.83×10^{-1}	3.06×10^2	3.22×10^2	1.74×10^{-1}	5.25	1.96×10^{-1}	0
HG	1.33×10^1	7.70×10^{-1}	0	1	1.55×10^1	6.24×10^{-1}	3.05×10^{-1}	3.57×10^1	3.07×10^{-1}	0
HH	0	0	0	2.37×10^{-1}	1.37×10^2	1.04×10^1	0	0	0	0
HI	2.67	7.70×10^{-1}	0	8.46×10^{-1}	3.45×10^1	4.54	0	0	0	0
註：表中 0 係為該污染系統無該項組件，單位: m^2										

表 9-11 核三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	可放行
1. 金屬廢棄物							
1.1 活化金屬							
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	175.04	584.41	759.45	0	0
1.1.2 反應器內部組件	216.52	0	0	189.31	405.83	0	0
1.2 污染金屬							
1.2.1 閥件(含未滿 6")	0	0	0	196.72	196.72	0	2,421.67
1.2.2 熱交換器	0	0	0	980.03	980.03	0	9,172.88
1.2.3 泵	0	0	0	659.10	659.10	0	1,618.64
1.2.4 桶槽	0	0	0	1,067.41	1,067.41	0	4,501.77
1.2.5 製程管線(含未滿 6")	0	0	0	790.76	790.76	0	5,568.71
1.2.6 管路連接件(含未滿 6")	0	0	0	155.81	155.81	0	1,353.08
1.2.7 儀器管線	0	0	0.03	1.06	1.09	0	0.58
1.2.8 雜項製程組件	0	0	0	130.99	130.99	0	1,789.58
1.2.9 內襯鋼板與燃料格架	0	0	0	2,955.88	2,955.88	0	0
1.2.10 通風元件(10%污染)	0	0	0	49.46	49.46	445.11	956.17
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	4,367.50
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	0	7,831.36
1.3.3 電力櫃	0	0	0	0	0	0	362.77
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	0	826.16
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	0	52.97
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	0	2.76
1.3.7 其他汽機廠房組件	0	0	0	0	0	0	24.72
1.3.8 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	0	581.86
1.3.9 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	0	71,979.19
1.3.10 汽機組	0	0	0	0	0	0	3,202.14
2. 混凝土廢棄物							
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	2201.07	2201.07	0	0
2.2 非活化混凝土	0	0	1,016.31	628.92	1,645.23	0	808,565.07
3. 其他廢棄物							
3.1 乾性廢棄物(焚化減重後)	0	0	0	118.00	118.00	0	0
3.2 濕性廢棄物	0	0	0	781.00	781.00	0	0

3.3 保溫材	0	0	0	516.00	516.00	0	0
合計	216.52	0	1,191.38	12,005.93	13,413.83	445.11	925,179.58
註：1. 本表污染類數值為各核種衰變至 2028 年 05 月 17 日之推估結果。							
2. 單位：MT。							

表 9-12 核三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	可放行
1. 金屬廢棄物							
1.1 活化金屬							
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	1.93×10^{15}	1.00×10^{15}	2.93×10^{15}	0	0
1.1.2 反應器內部組件	6.00×10^{17}	0	0	3.89×10^{13}	6.00×10^{17}	0	0
1.2 污染金屬							
1.2.1 閥件(含未滿 6")	0	0	0	9.79×10^{10}	9.79×10^{10}	0	0
1.2.2 熱交換器	0	0	0	6.21×10^{13}	6.21×10^{13}	0	0
1.2.3 泵	0	0	0	5.44×10^{11}	5.44×10^{11}	0	0
1.2.4 桶槽	0	0	0	1.89×10^{12}	1.89×10^{12}	0	0
1.2.5 製程管線(含未滿 6")	0	0	0	1.57×10^{13}	1.57×10^{13}	0	0
1.2.6 管路連接件(含未滿 6")	0	0	0	2.61×10^{12}	2.61×10^{12}	0	0
1.2.7 儀器管線	0	0	2.42×10^9	5.28×10^{10}	5.53×10^{10}	0	0
1.2.8 雜項製程組件	0	0	0	1.06×10^{11}	1.06×10^{11}	0	0
1.2.9 內襯鋼板與燃料格架	0	0	0	9.54×10^{14}	9.54×10^{14}	0	0
1.2.10 通風元件(10%污染)	0	0	0	9.00×10^9	9.00×10^9	0	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	0
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	0	0
1.3.3 電力櫃	0	0	0	0	0	0	0
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	0	0
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	0	0
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	0	0
1.3.7 其他汽機廠房組件	0	0	0	0	0	0	0
1.3.8 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	0	0
1.3.9 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	0	0
1.3.10 汽機組	0	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	1.04×10^{14}	1.04×10^{14}	0	0
2.2 非活化混凝土	0	0	1.59×10^{13}	4.93×10^{11}	1.64×10^{13}	0	0
3. 其他廢棄物							
3.1 乾性廢棄物(焚化減重後)	0	0	0	0	0	0	0
3.2 濕性廢棄物	0	0	0	2.10×10^{14}	2.10×10^{14}	0	0
3.3 保溫材	0	0	0	1.08×10^{13}	1.08×10^{13}	0	0
合計	6.00×10^{17}	0	1.94×10^{15}	2.40×10^{15}	6.04×10^{17}	0	0

註：1. 本表污染類數值為各核種衰變至 2028 年 05 月 17 日之推估結果。
2. 單位：Bq。

表 9-13 核三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	8,152.53		6.04×10^{17}		49,120
活化金屬	1,165.28	14.29%	6.03×10^{17}	99.83%	7,022
污染金屬	6,987.25	85.71%	1.04×10^{15}	0.17%	42,098
混凝土廢棄物	3,846.3		1.21×10^{14}		19,625
活化混凝土	2,201.07	57.23%	1.04×10^{14}	86.38%	11,230
污染混凝土	1,645.23	42.77%	1.64×10^{13}	13.62%	8,395
其他類型廢棄物	1,415		2.21×10^{14}		12,629
乾性廢棄物(焚化減重後)	118	8.34%	~ 0	~ 0%	1,018
濕性廢棄物	781	55.19%	2.10×10^{14}	95.09%	3,792
保溫材	516	36.47%	1.08×10^{13}	4.91%	7,819
合計	13,413.83		6.04×10^{17}		81,374

註：本表污染類數值為各核種衰變至 2028 年 05 月 17 日之推估結果。

表 9-14 污染類金屬廢棄物(含可外釋)之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	7.99×10^0 6.14×10^8	7.37×10^0 5.66×10^8	0 0	5.71×10^0 4.39×10^8	3.03×10^0 2.33×10^8	0 0	7.33×10^0 5.63×10^8	3.14×10^1 2.42×10^9
A 類	4.32×10^6 9.88×10^{14}	5.68×10^5 6.99×10^{12}	0 0	4.75×10^5 4.66×10^{12}	8.31×10^5 3.29×10^{13}	3.60×10^2 4.41×10^6	7.91×10^5 4.37×10^{12}	6.99×10^6 1.04×10^{15}
放射性 廢棄物	4.32×10^6 9.88×10^{14}	5.68×10^5 6.99×10^{12}	0 0	4.75×10^5 4.66×10^{12}	8.31×10^5 3.29×10^{13}	3.60×10^2 4.41×10^6	7.91×10^5 4.37×10^{12}	6.99×10^6 1.04×10^{15}
可外釋	1.37×10^5 0	2.07×10^5 0	0 0	4.64×10^4 0	4.34×10^4 0	3.24×10^3 0	7.90×10^3 0	4.45×10^5 0
合計	4.46×10^6 9.88×10^{14}	7.75×10^5 6.99×10^{12}	0 0	5.21×10^5 4.66×10^{12}	8.74×10^5 3.29×10^{13}	3.60×10^3 4.41×10^6	7.99×10^5 4.37×10^{12}	7.43×10^6 1.04×10^{15}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9-15 污染類金屬廢棄物(含可外釋)之盤點結果(系統除污後)

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	4.32×10^6	5.67×10^5	0	4.75×10^5	8.31×10^5	3.60×10^2	7.91×10^5	6.99×10^6
	9.33×10^{14}	3.69×10^{12}	0	3.89×10^{12}	3.25×10^{13}	4.41×10^6	3.38×10^{12}	9.76×10^{14}
放射性 廢棄物	4.32×10^6	5.67×10^5	0	4.75×10^5	8.31×10^5	3.60×10^2	7.91×10^5	6.99×10^6
	9.33×10^{14}	3.69×10^{12}	0	3.89×10^{12}	3.25×10^{13}	4.41×10^6	3.38×10^{12}	9.76×10^{14}
可外釋	1.37×10^5	2.08×10^5	0	4.66×10^4	4.35×10^4	3.24×10^3	8.15×10^3	4.47×10^5
	1.02×10^4	6.41×10^4	0	7.30×10^3	3.87×10^3	0	9.37×10^3	9.49×10^4
合計	4.46×10^6	7.75×10^5	0	5.21×10^5	8.74×10^5	3.60×10^3	7.99×10^5	7.43×10^6
	9.33×10^{14}	3.69×10^{12}	0	3.89×10^{12}	3.25×10^{13}	4.41×10^6	3.38×10^{12}	9.76×10^{14}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9-16 各廠房混凝土廢棄物(含可外釋)之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	5.02×10^5 7.87×10^{12}	4.63×10^5 7.26×10^{12}	0 0	2.65×10^4 4.15×10^{11}	2.47×10^4 3.87×10^{11}	0 0	0 0	1.02×10^6 1.59×10^{13}
A 類	2.20×10^6 1.04×10^{14}	3.05×10^5 2.39×10^{11}	0 0	2.23×10^5 1.75×10^{11}	6.66×10^4 5.22×10^{10}	0 0	3.39×10^4 2.66×10^{10}	2.83×10^6 1.05×10^{14}
放射性 廢棄物	2.70×10^6 1.12×10^{14}	7.68×10^5 7.50×10^{12}	0 0	2.50×10^5 5.90×10^{11}	9.13×10^4 4.39×10^{11}	0 0	3.39×10^4 2.66×10^{10}	3.85×10^6 1.21×10^{14}
可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	2.70×10^6 1.12×10^{14}	7.68×10^5 7.50×10^{12}	0 0	2.50×10^5 5.90×10^{11}	9.13×10^4 4.39×10^{11}	0 0	3.39×10^4 2.66×10^{10}	3.85×10^6 1.21×10^{14}
註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。 註 3：其他廠房包含進出管制廠房及熱修配廠房。								

表 9-17 核三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	可放行
1. 金屬廢棄物							
1.1 活化金屬							
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	1,055	3,521	4,576	0	0
1.1.2 反應器內部組件	1,305	0	0	1,141	2,446	0	0
1.2 污染金屬							
1.2.1 閥件(含未滿 6")	0	0	0	1,186	1,186	0	14,589
1.2.2 熱交換器	0	0	0	5,904	5,904	0	55,259
1.2.3 泵	0	0	0	3,971	3,971	0	9,751
1.2.4 桶槽	0	0	0	6,431	6,431	0	27,120
1.2.5 製程管線(含未滿 6")	0	0	0	4,764	4,764	0	33,547
1.2.6 管路連接件(含未滿 6")	0	0	0	939	939	0	8,152
1.2.7 儀器管線	0	0	1	7	8	0	4
1.2.8 雜項製程組件	0	0	0	790	790	0	10,781
1.2.9 內襯鋼板與燃料格架	0	0	0	17,807	17,807	0	0
1.2.10 通風元件(10%污染)	0	0	0	298	298	2,682	5,761
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	26,311
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	0	47,177
1.3.3 電力櫃	0	0	0	0	0	0	2,186
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	0	4,977
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	0	320
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	0	17
1.3.7 其他汽機廠房組件	0	0	0	0	0	0	149
1.3.8 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	0	3,506
1.3.9 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	0	433,610
1.3.10 汽機組	0	0	0	0	0	0	19,290
2. 混凝土廢棄物							
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	11,230	11,230	0	0
2.2 非活化混凝土	0	0	5,186	3,209	8,395	0	4,125,332
3. 其他廢棄物							
3.1 乾性廢棄物(焚化減重後)	0	0	0	1,018	1,018	0	0
3.2 濕性廢棄物	0	0	0	3,792	3,792	0	0

3.3 保溫材	0	0	0	7,819	7,819	0	0
合計	1,305	0	6,242	73,827	81,374	2,682	4,827,839
註：1. 本表污染類數值為各核種衰變至 2028 年 05 月 17 日之推估結果。							
2. 單位：桶。							

附錄 9.A 核三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

分類	重量(kg) 活度(Bq)
超 C 類	0 0
C 類	0 0
B 類	1.75×10^5 1.93×10^{15}
A 類	5.84×10^5 1.00×10^{15}
合計	7.59×10^5 2.93×10^{15}

註：本表數值為各核種衰變至 2026 年 5 月 17 日之推估結果。

表 9A-2 反應器內部組件之盤點結果

分類	重量(kg) 活度(Bq)
超 C 類	2.17×10^5 6.00×10^{17}
C 類	0 0
B 類	0 0
A 類	1.89×10^5 3.89×10^{13}
合計	4.06×10^5 6.00×10^{17}

註：本表數值為各核種衰變至 2026 年 5 月 17 日之推估結果。

表 9A-3 閥件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	5.00×10^4	4.61×10^4	0	3.57×10^4	1.90×10^4	0	4.59×10^4	1.97×10^5
	2.49×10^{10}	2.30×10^{10}	0	1.78×10^{10}	9.44×10^9	0	2.28×10^{10}	9.79×10^{10}
放射性 廢棄物	5.00×10^4	4.61×10^4	0	3.57×10^4	1.90×10^4	0	4.59×10^4	1.97×10^5
	2.49×10^{10}	2.30×10^{10}	0	1.78×10^{10}	9.44×10^9	0	2.28×10^{10}	9.79×10^{10}
可外釋	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	5.00×10^4	4.61×10^4	0	3.57×10^4	1.90×10^4	0	4.59×10^4	1.97×10^5
	2.49×10^{10}	2.30×10^{10}	0	1.78×10^{10}	9.44×10^9	0	2.28×10^{10}	9.79×10^{10}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-4 熱交換器之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	7.67×10^5	6.05×10^4	0	4.04×10^4	6.53×10^4	0	4.67×10^4	9.80×10^5
	5.90×10^{13}	2.50×10^{12}	0	6.16×10^{11}	6.59×10^9	0	5.73×10^8	6.21×10^{13}
	7.67×10^5	6.05×10^4	0	4.04×10^4	6.53×10^4	0	4.67×10^4	9.80×10^5

放射性廢棄物	5.90×10^{13}	2.50×10^{12}	0	6.16×10^{11}	6.59×10^9	0	5.73×10^8	6.21×10^{13}
可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	7.67×10^5 5.90×10^{13}	6.05×10^4 2.50×10^{12}	0 0	4.04×10^4 6.16×10^{11}	6.53×10^4 6.59×10^9	0 0	4.67×10^4 5.73×10^8	9.80×10^5 6.21×10^{13}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-5 泵之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	5.69×10^5 4.77×10^{11}	5.58×10^4 6.47×10^{10}	0 0	1.52×10^4 8.90×10^8	8.95×10^3 1.24×10^9	0 0	1.05×10^4 5.67×10^6	6.59×10^5 5.44×10^{11}
放射性廢棄物	5.69×10^5 4.77×10^{11}	5.58×10^4 6.47×10^{10}	0 0	1.52×10^4 8.90×10^8	8.95×10^3 1.24×10^9	0 0	1.05×10^4 5.67×10^6	6.59×10^5 5.44×10^{11}
可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	5.69×10^5 4.77×10^{11}	5.58×10^4 6.47×10^{10}	0 0	1.52×10^4 8.90×10^8	8.95×10^3 1.24×10^9	0 0	1.05×10^4 5.67×10^6	6.59×10^5 5.44×10^{11}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-6 桶槽之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	3.36×10^5 1.12×10^{12}	1.36×10^5 8.82×10^{10}	0 0	1.49×10^5 6.12×10^{11}	0 0	0 0	4.47×10^5 6.53×10^{10}	1.07×10^6 1.89×10^{12}
放射性 廢棄物	3.36×10^5 1.12×10^{12}	1.36×10^5 8.82×10^{10}	0 0	1.49×10^5 6.12×10^{11}	0 0	0 0	4.47×10^5 6.53×10^{10}	1.07×10^6 1.89×10^{12}
可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	3.36×10^5 1.12×10^{12}	1.36×10^5 8.82×10^{10}	0 0	1.49×10^5 6.12×10^{11}	0 0	0 0	4.47×10^5 6.53×10^{10}	1.07×10^6 1.89×10^{12}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-7 製程管線之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	2.01×10^5 3.99×10^{12}	1.85×10^5 3.68×10^{12}	0 0	1.44×10^5 2.85×10^{12}	7.62×10^4 1.51×10^{12}	0 0	1.84×10^5 3.66×10^{12}	7.91×10^5 1.57×10^{13}
放射性 廢棄物	2.01×10^5 3.99×10^{12}	1.85×10^5 3.68×10^{12}	0 0	1.44×10^5 2.85×10^{12}	7.62×10^4 1.51×10^{12}	0 0	1.84×10^5 3.66×10^{12}	7.91×10^5 1.57×10^{13}

可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	2.01×10^5 3.99×10^{12}	1.85×10^5 3.68×10^{12}	0 0	1.44×10^5 2.85×10^{12}	7.62×10^4 1.51×10^{12}	0 0	1.84×10^5 3.66×10^{12}	7.91×10^5 1.57×10^{13}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-8 管路連接件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	3.96×10^4 6.64×10^{11}	3.65×10^4 6.12×10^{11}	0 0	2.83×10^4 4.75×10^{11}	1.50×10^4 2.52×10^{11}	0 0	3.63×10^4 6.09×10^{11}	1.56×10^5 2.61×10^{12}
放射性 廢棄物	3.96×10^4 6.64×10^{11}	3.65×10^4 6.12×10^{11}	0 0	2.83×10^4 4.75×10^{11}	1.50×10^4 2.52×10^{11}	0 0	3.63×10^4 6.09×10^{11}	1.56×10^5 2.61×10^{12}
可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	3.96×10^4 6.64×10^{11}	3.65×10^4 6.12×10^{11}	0 0	2.83×10^4 4.75×10^{11}	1.50×10^4 2.52×10^{11}	0 0	3.63×10^4 6.09×10^{11}	1.56×10^5 2.61×10^{12}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-9 儀器管線之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	7.99×10^0	7.37×10^0	0	5.71×10^0	3.03×10^0	0	7.33×10^0	3.14×10^1
	6.14×10^8	5.66×10^8	0	4.39×10^8	2.33×10^8	0	5.63×10^8	2.42×10^9
A 類	2.70×10^2	2.49×10^2	0	1.93×10^2	1.02×10^2	0	2.48×10^2	1.06×10^3
	1.34×10^{10}	1.24×10^{10}	0	9.60×10^9	5.09×10^9	0	1.23×10^{10}	5.28×10^{10}
放射性 廢棄物	2.78×10^2	2.56×10^2	0	1.99×10^2	1.05×10^2	0	2.55×10^2	1.09×10^3
	1.41×10^{10}	1.30×10^{10}	0	1.00×10^{10}	5.33×10^9	0	1.29×10^{10}	5.53×10^{10}
可外釋	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	2.78×10^2	2.56×10^2	0	1.99×10^2	1.05×10^2	0	2.55×10^2	1.09×10^3
	1.41×10^{10}	1.30×10^{10}	0	1.00×10^{10}	5.33×10^9	0	1.29×10^{10}	5.53×10^{10}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-10 雜項製程組件之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	6.12×10^3	2.49×10^4	0	5.72×10^4	2.34×10^4	0	1.93×10^4	1.31×10^5
	4.45×10^7	1.25×10^{10}	0	8.28×10^{10}	3.37×10^9	0	7.38×10^9	1.06×10^{11}
放射性 廢棄物	6.12×10^3	2.49×10^4	0	5.72×10^4	2.34×10^4	0	1.93×10^4	1.31×10^5
	4.45×10^7	1.25×10^{10}	0	8.28×10^{10}	3.37×10^9	0	7.38×10^9	1.06×10^{11}

可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	6.12×10^3 4.45×10^7	2.49×10^4 1.25×10^{10}	0 0	5.72×10^4 8.28×10^{10}	2.34×10^4 3.37×10^9	0 0	1.93×10^4 7.38×10^9	1.31×10^5 1.06×10^{11}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-11 內襯鋼板與燃料格架之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	2.34×10^6 9.23×10^{14}	0 0	0 0	0 0	6.18×10^5 3.11×10^{13}	0 0	0 0	2.96×10^6 9.54×10^{14}
放射性 廢棄物	2.34×10^6 9.23×10^{14}	0 0	0 0	0 0	6.18×10^5 3.11×10^{13}	0 0	0 0	2.96×10^6 9.54×10^{14}
可外釋	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0
合計	2.34×10^6 9.23×10^{14}	0 0	0 0	0 0	6.18×10^5 3.11×10^{13}	0 0	0 0	2.96×10^6 9.54×10^{14}

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

表 9A-12 通風元件(含可外釋)之盤點結果

重量(kg) 活度(Bq)	圍阻體 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	1.52×10^4	2.30×10^4	0	5.16×10^3	4.82×10^3	3.60×10^2	8.77×10^2	4.95×10^4
	3.50×10^9	3.20×10^9	0	7.78×10^8	4.84×10^8	4.41×10^6	1.03×10^9	9.00×10^9
放射性 廢棄物	1.52×10^4	2.30×10^4	0	5.16×10^3	4.82×10^3	3.60×10^2	8.77×10^2	4.95×10^4
	3.50×10^9	3.20×10^9	0	7.78×10^8	4.84×10^8	4.41×10^6	1.03×10^9	9.00×10^9
可外釋	1.37×10^5	2.07×10^5	0	4.64×10^4	4.34×10^4	3.24×10^3	7.90×10^3	4.45×10^5
	0	0	0	0	0	0	0	0
合計	1.52×10^5	2.30×10^5	0	5.16×10^4	4.82×10^4	3.60×10^3	8.77×10^3	4.95×10^5
	3.50×10^9	3.20×10^9	0	7.78×10^8	4.84×10^8	4.41×10^6	1.03×10^9	9.00×10^9

註 1：本表污染類數值為核三廠兩部機組各核種衰變至 2028 年 05 月 17 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。

註 3：其他廠房包含柴油發電機廠房、核機冷卻水廠房、開關廠房、輔助鍋爐機房、進出管制廠房等及熱修配廠房。

附錄 9.B 核三廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較

B-1. 比較的總結果

本計畫核三廠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可外釋金屬)之比較列於表 9B-1，包含：美國 PWR 參考電廠 Trojan 核電廠 (1,175 MWe)、日本玄海電廠一號機(559 MWe)、日本美濱電廠兩部機組(340 MWe/ 500 MWe)等。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，而核三廠平均一部機組的低放射性廢棄物預估產量約 40,687 桶(不含可外釋)，與 PWR 參考廠 Trojan 核電廠的 35,788 桶相當接近。

若以核三廠當作比較基準，則經發電容量校正計算後，Trojan 電廠的校正因子為 0.868、玄海電廠一號機的校正因子為 1.425、美濱電廠一號機的校正因子為 1.985、美濱電廠二號機的校正因子為 1.535，如表 9B-1 所示。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[14]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 PWR 參考電廠 Trojan 核電廠比較

美國哥倫比亞州 Trojan 核電廠除役成本分析報告的假設情節中，以拆除(DECON)情節較接近我國核三廠的除役策略規劃，而根據“NUREG/CR-5884”所估算出來的廢棄物類別和數量如表 9B-2 所示。將 Trojan 核電廠的廢棄物原始估算產量 41,230 桶，乘上校正因子 0.868 後為 35,788 桶，與核三廠單一機組的 40,687 桶相當接近。

B-3. 與日本玄海核電廠比較

日本之放射性廢棄物分類與我國不同，係以L1、L2、L3表示，其中以L1之放射性較高，L2其次，L3之放射性較低。與我國之分類方式比較，L1近似於超C類，L2近似C類與B類，L3近似A類。參考玄海核電廠一號機除役計畫綱要(2015年12月)[15]估算出的各類廢棄物產

量如表9B-3所示，其55加侖桶桶數以200 kg為一桶計算，玄海核電廠一號機除役所產生之低放射性廢棄物約為14,550桶，乘上校正因子1.425後為20,734桶。

B-4. 與日本美濱核電廠比較

參考美濱核電廠除役報告(2017年4月)[16]估算出的各類廢棄物產量如表9B-4及表9B-5所示，其55加侖桶桶數以200 kg為一桶計算，美濱核電廠一號機除役所產生之低放射性廢棄物約為11,700桶，乘上校正因子1.985後為23,225桶；而濱核電廠二號機除役所產生之低放射性廢棄物約為13,500桶，乘上校正因子1.535後為20,723桶。

表 9B-1 核三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)

參考電廠名稱	核三廠	Trojan	玄海電廠 一號機	美濱電廠 一號機	美濱電廠 二號機
額定發電量(MWe)	951	1,175	559	340	500
廢棄物原始桶數	40,687	41,230	14,550	11,700	13,500
功率校正因子	1	0.868	1.425	1.985	1.535
參考電廠經功率校正後 推估之核三廠低放射性 廢棄物產量(桶)	40,687	35,788	20,734	23,225	20,723

表 9B-2 Trojan 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	280,934	7,955	96.47	39,775.00
B 類及 C 類	9,900	280	3.4	1,400.00
超 C 類	386	11	0.13	55.00
合計	291,220	8,246	100	41,230

表 9B-3 玄海核電廠除役低放射性廢棄物產量

廢棄物類別	重量(MT)	佔比(%)	55 加侖桶數
L3	2,010	69.1	10,050
L2	800	27.5	4,000
L1	100	3.4	500
合計	2,910	100.0	14,550

表 9B-4 美濱核電廠一號機除役低放射性廢棄物產量

廢棄物類別	重量(MT)	佔比(%)	55 加侖桶數
L3	1,600	68.4	8,000
L2	630	26.9	3,150
L1	110	4.7	550
合計	2,340	100	11,700

表 9B-5 美濱核電廠二號機除役低放射性廢棄物產量

廢棄物類別	重量(MT)	佔比(%)	55 加侖桶數
L3	1,790	66.3	8,950
L2	800	29.6	4,000
L1	110	4.1	550
合計	2,700	100	13,500

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。	120.07 提出
9-2	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	115.08 提出申請 121.07 完工啟用
9-3	廢樹脂處理系統設置申請。	115.08 提出申請 121.07 完工啟用
9-4	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。	115.09 提出申請 121.06 完工啟用