

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施

目 錄

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施.....	10-1
一、民眾劑量評估	10-2
(一) 除役各階段放射性氣、液體排放之輻射劑量評估.....	10-3
(二) 除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估	10-12
(三) 除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估	10-17
(四) 除役活動對民眾輻射劑量影響總結分析	10-27
(五) 輻射管制與監測	10-27
(六) 紀錄保存	10-28
二、作業人員劑量評估.....	10-29
(一) 核三廠除役作業人員集體有效劑量評估方法	10-29
(二) 核三廠除役輻射作業篩選	10-30
(三) 數據收集與參數假設.....	10-31
(四) 核三廠除役作業人員劑量評估結果.....	10-36
(五) 核三廠除役作業人員劑量結果討論.....	10-44
(六) 輻射管制作業之管理.....	10-45
(七) 紀錄保存	10-47
三、輻射防護措施.....	10-48
(一) 輻射防護管理組織與權責區分.....	10-48
(二) 人員防護	10-50
(三) 人員訓練	10-50
(四) 人員劑量	10-51
(五) 醫務監護	10-53
(六) 管制區劃分及區域管制作業	10-54
(七) 除役作業之防護措施.....	10-63
(八) 放射性廢棄物管制.....	10-66
(九) 合理抑低措施	10-69

(十) 紀錄保存	10-72
四、結語.....	10-72
五、參考文獻	10-73
附錄 10.A 核三廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用量因子	10-114
附錄 10.B 核三廠廢液排放途徑民眾劑量評估使用量因子	10-115
附錄 10.C 第十章輻射劑量評估及輻射防護措施之重要管制事項	10-116

圖 目 錄

圖10-1 核三廠105-109年氣象風花圖	10-75
圖10-2 運轉期間產生之14,397桶55加侖桶之運送路線圖	10-76
圖10-3 除役期間產生之41,761桶55加侖桶與T-BOX之運送路線圖	10-76
圖10-4 核三廠低放射性廢棄物貯存庫廠界輻射劑量評估點位置圖	10-77
圖10-5 核三廠除役各階段輻射防護管理組織圖	10-78

表 目 錄

表10-1 核三廠105年至109年之各放射性氣體排放量平均值(Bq)及其半化期	10-79
表10-2 除役各階段預估每年排放至大氣的核種活度(Bq).....	10-79
表10-3 除役各階段放射性氣體(惰性氣體)排放造成關鍵群體之有效劑量....	10-80
表10-4 除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氬等核種)排放造成關鍵群體之輻射劑量.....	10-81
表10-5 除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量	10-82
表10-6 核三廠105年至109年之放射性液體排放量平均值活度及半化期	10-82
表10-7 除役各階段預估每年排放至水中的核種活度	10-82
表10-8 除役各階段放射性液體排放造成關鍵群體之有效劑量	10-83
表10-9 除役各階段放射性液體排放造成關鍵群體之器官等價劑量	10-84
表10-10 除役期間規劃使用之放射性廢棄物運送容器數量及表面最大劑量率彙總表.....	10-85
表10-11 55加侖桶單趟運送路程民眾輻射劑量評估結果	10-86
表10-12 T1 BOX每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果	10-87
表10-13 T2 BOX每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果	10-87
表10-14 T3 BOX每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果	10-88
表10-15 T4 BOX每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果	10-88
表10-16 T5 BOX每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果	10-89
表10-17 運送作業民眾輻射劑量評估總結	10-89
表10-18 焚化爐年排放活度	10-90
表10-19 核三廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉規劃時程	10-90
表10-20 核三廠除役各階段處理與貯存設施運轉對廠界民眾劑量影響彙整	10-91
表10-21 核三廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整	10-91
表10-22 除役各階段輻射作業鑑別表	10-92
表10-23 核三廠除役各階段輻射作業需求人工時及估算方法	10-94
表10-24 核三廠除役各階段輻射作業之輻射劑量率及估算方法	10-96
表10-25 核三廠廢棄物盤點表與人工時評估	10-99
表10-26 除役過渡階段集體有效劑量分析表	10-100

表10-27 除役拆廠階段集體有效劑量分析表	10-101
表10-28 除役拆廠階段集體有效劑量分析表(低放射性廢棄物處理與管理)	10-103
表10-29 除役計畫各階段輻射作業活動對工作人員輻射劑量評估結果	10-104
表10-30 核三廠輻射工作人員之劑量限度	10-105
表10-31 核三廠地區管制劃分	10-105
表10-32 輻射監測/偵測儀器說明	10-106
表10-33 個人輻射監測/偵測儀器說明	10-107
表10-34 參考基準(95年12月15日會輻字第0950035425號同意備查).....	10-108
表10-35 本公司核能發電相關設施監測區試樣放射性分析行動基準	10-113

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施

本章主要說明核三廠除役期間各項輻射作業對民眾及工作人員之劑量影響，並規劃適當之輻射防護措施，以說明除役工作可安全進行且符合輻射防護合理抑低原則，確保廠界外關鍵群體及廠界內工作人員，於除役活動期間之輻射安全，以符合游離輻射防護法及相關法規之要求。

民眾劑量評估將依據本計畫第二章所述之廠址周圍環境、第八章、第九章有關放射性廢氣、廢液處理與低放射性廢棄物處理、運送、貯存之相關規劃，以及第十七章預計之保留區利用規劃，評估除役各階段對民眾關鍵群體的曝露途徑及其輻射劑量影響。工作人員劑量評估則依據第三章、第四章的廠址歷史運轉資料與輻射特性調查結果，並配合第六章、第八章、第九章所規劃的除役作業時程、除污工法及低放射性廢棄物處理、運送、貯存之相關規劃，評估對工作人員之曝露途徑及其輻射影響。

本公司將秉持符合正當性、最適化與合理抑低原則，執行除役各階段之輻射作業，並依據第十二章組織與人員訓練，設置輻射防護管理組織及進行人員訓練；未來將視除役作業之實際情況，依據相關法規提出輻射防護計畫，據以執行相關輻射防護措施，並依規定保存相關紀錄。

一、民眾劑量評估

本節說明除役活動進行時，可能產生的放射性物質排放、放射性廢棄物廠內運送作業及處理貯存設施對民眾輻射曝露劑量之影響，其中包含了各階段輻射作業對民眾劑量影響來源分析、民眾輻射劑量評估方法與結果、輻射管制與監測作業之管理與紀錄保存。

美國 NUREG-0586(2002 年版) [1]調查統計顯示，核電廠在進入除役後，對環境劑量影響將遠低於正常運轉階段，而除役各階段因活動不同，對民眾輻射劑量影響的來源也不盡相同，主要曝露途徑為直接輻射與向天輻射，其次為放射性氣、液體排放。

直接輻射主要考量設施內的輻射穿過建物屏蔽牆對民眾造成之劑量影響，向天輻射主要考量設施內的輻射穿過建物天花板後由天空反射回地面，對民眾造成之劑量影響。在直接輻射與向天輻射影響方面，由於重大組件除污與拆除及廢棄物處理等作業，均在於一、二號機之燃料廠房、核機冷卻水廠房及熱修配廠房建物結構內執行，這些廠房均有足夠的屏蔽且與廠外民眾距離夠遠，對於民眾造成直接輻射曝露之影響應可忽略；故本章節主要考量放射性廢棄物於廠內運送及貯存設施貯放，對民眾造成之直接輻射曝露與向天輻射曝露劑量影響。

在放射性氣、液體排放方面，運轉執照屆期後反應器內已無核分裂反應，分裂及活化產物活度將隨時間逐漸衰減而大幅降低。當進入除役過渡階段，廠房內因除役作業所產生廢氣與廢液，預期其放射性核種將以材料析出產物為主，此類核種多半以微粒型態存在，易於濾除；經氣體與液體處理系統處理後，僅有少量之放射性核種排放至環境。故在除役過渡階段，仍將保留液體廢料處理系統、固體廢料處理系統與通風過濾系統，直至除役拆廠階段之後期(係指廢氣與廢液處理系統不需維持可用之階段，接近各主要運轉系統與組件皆完成拆除之階段，預計機組運轉執照屆期後第 20 年)。

於除役階段，核三廠將對放射性物質運送作業及放射性廢棄物貯存作業實施輻射防護管制，並管制放射性物質排放，減少民眾接受輻射曝露之可能性，以達到民眾輻射劑量合理抑低。

(一) 除役各階段放射性氣、液體排放之輻射劑量評估

核三廠在運轉階段即依行政院原子能委員會訂定之相關法規及該廠排放管制作業程序書，嚴格執行放射性廢氣、廢水排放管制，而除役期間將執行重大組件除污與拆除等作業，放射性液體廢料處理系統、固體廢料處理系統與通風過濾系統將維持正常運轉直至拆除作業完畢，使除役作業對廠外之輻射影響減至最低程度。

為確保核三廠排放至環境之廢氣及廢水的放射性核種濃度符合「游離輻射防護安全標準」[2]，核三廠對於排放之廢氣及廢水均予以取樣、分析、記錄與統計，並於各排放口設置具有警報功能之流程輻射監測器，以確實掌握放射性廢氣、廢水的實際排放濃度。另依廢氣及廢水排放實績，利用計算模式進行關鍵群體輻射劑量評估，以證明放射性廢氣、廢水排放造成之廠外民眾輻射劑量符合法規限值。除役期間各項作業產生之放射性物質外釋造成廠外民眾劑量限值將符合「核能電廠環境輻射劑量設計規範」[3]：

● 放射性氣體排放

【惰性氣體】

惰性氣體造成廠界外任一民眾有效劑量不超過 $0.05 \text{ mSv/y} \cdot \text{機組}$ ，空氣中加馬輻射劑量值不超過 $0.1 \text{ mGy/y} \cdot \text{機組}$ ，且貝他輻射劑量值不超過 $0.2 \text{ mGy/y} \cdot \text{機組}$ 。

【碘、氙及微粒】

碘、氙及微粒(半化期超過 8 天者)造成廠界外任一民眾器官等價劑量不超過 $0.15 \text{ mSv/y} \cdot \text{機組}$ 。

● 放射性液體排放

放射性廢水排放造成廠界外任一民眾有效劑量不超過 $0.03 \text{ mSv/y} \cdot \text{機組}$ ，任一民眾器官等價劑量不超過 $0.1 \text{ mSv/y} \cdot \text{機組}$ 。

1. 放射性物質排放輻射劑量評估方法論

評估設施廠界外民眾輻射劑量之方法，可分為下列步驟：

- (1) 放射性物質排放源評估：放射性液體及氣體排放之射源項，依據美國 Crystal River 及 Zion 核電廠之除役階段放射性物質排放報告[4]顯示，此階段廢氣之排放核種以微粒型態及氫存在。為求保守，本章節以核三廠運轉階段近五年之排放核種(包含惰性氣體、微粒、氫等各種型式放射性物質皆納入考慮)，作為除役期間各項作業之廢氣、廢液排放源。
- (2) 放射性氣體排放劑量評估氣象資料：以核三廠氣象塔最近 5 年(105 年至 109 年)全年氣象資料，利用美國核管會認可之大氣擴散程式(XOQDOQ-82)，計算放射性氣體排放後經由大氣擴散至環境中的空氣及地面沉積濃度分佈。由於核三廠並無可視為高排放之煙囪設備，故假設所有放射性廢氣均由地面排放(廠房排放口)至大氣。有關核三廠 105 年至 109 年共 5 年平均之氣象風花圖，如圖 10-1 所示。
- (3) 放射性液體排放稀釋用水：放射性液體排放口之各排放核種濃度以過去五年實際排放活度平均值並考量除役期間稀釋水源排放流量率，進行民眾劑量評估，核三廠除役期間將保留兩部機各一台之熱稀釋泵做為液體排放稀釋用水，其平均體積排放率為每秒 28.83 m^3 (約每秒 $1,018 \text{ ft}^3$)。放射性液體排放皆採批次排放，每批次排放前均需經化學取樣分析，再依分析之結果估算該批次之排放量，並計算與循環海水混和後之放射性濃度，確認符合游離輻射防護安全標準之排放物濃度規定後，於流程輻射監測器之監控下排入大海，與循環海水混合稀釋後之濃度則以環境輻射監測執行海水取樣分析進行平行驗證。
- (4) 放射性氣體排放輻射曝露途徑：依據本公司提報原能會之最新核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告(依規定至少每五年重新提報原能會)[5]，廠界附近東南方(SE)、南南東方(SSE)、南方(S)等方位無居民居住，不納入評估。另因核三廠附近無民生飲用

水水源，而龍鑾潭因水質混濁，主要功能為灌溉農田，不作為飲用水用途，故無須評估飲用水途徑造成之劑量影響。綜上所述，選擇直接曝露、地表輻射、呼吸、農作物及肉類食用等，符合當地居民生活習慣之關鍵曝露途徑，評估具有當地居民代表性之假設性群體劑量；而農作物及肉類食用情形則參採前述報告核三廠廠址半徑 8 km 內之民眾使用量因子(詳附錄 10.A)，並考量當地農牧產銷情形予以適當修正。

- (5) 放射性液體排放輻射曝露途徑：由於核三廠放射性廢水係排放至大海，與農田灌溉與飲水水源無關，依據本公司提報原能會之最新核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告，選擇攝食魚類、無脊椎類與海菜，以及沙灘遊憩、游泳與划船等符合當地居民生活飲食習慣之關鍵曝露途徑進行輻射劑量評估；而前述曝露途徑則參採核三廠廠址半徑 8 km 內之民眾使用量因子(詳附錄 10.B)，並考量當地漁獲產銷情形予以適當修正。

(6) 劑量評估程式

依除役各階段放射性廢氣排放源的評估值及地面排放氣象資料，利用本公司委託核能研究所發展之廢氣排放劑量評估程式(GASWIN)(*註)，考慮體外曝露途徑(空浸曝露(或稱氣態瀰漫)、地表輻射)與體內曝露途徑(吸入、農作物、奶類、肉類食用)，保守計算取各方位空氣及地面沉積濃度最大位置處，6 組年齡群所接受各關鍵曝露途徑的個別劑量總和，並取計算數值最大者為假設關鍵群體之年輻射劑量。

依除役各階段放射性廢液排放源的評估值及平均循環海水之流量，利用本公司委託核能研究所發展之廢水排放劑量評估程式(LQWIN)(*註)，考慮體外曝露途徑(海濱遊樂、游泳)與體內曝露途徑(魚、無脊椎類、海菜食用)，保守計算出水口位置之 6 組年齡群所接受各可能關鍵曝露途徑的個別劑量總和，並取計算數值最大者為假設關鍵群體之年輻射劑量。

*註：關於本公司採用之 GASWIN(氣體)與 LQWIN(液體)等程式，計

算原理源自 GASPAR-II(氣體)與 LADTAP-II(液體)兩程式，而 GASPAR-II 與 LADTAP-II 依據美國核管會之法規指引 1.109 之劑量評估模式所建立，業經美國核管會核准並廣為各國使用，GASWIN、LQWIN 與 GASPAR-II、LADTAP-II 差異僅於劑量轉換因子修改，前者採用現行游離輻射防護安全標準之規定(即符合 ICRP-60 模式之劑量轉換因子)。

2. 放射性氣體排放量及廠外民眾劑量評估結果

於核三廠除役過渡階段與除役拆廠階段，放射性氣體排放之來源可能包括：

- (1) 機組運轉執照屆期後，用過核子燃料從反應器移除清空作業。
- (2) 機組運轉執照屆期後，用過核子燃料池安全系統改善與隔離之運轉。
- (3) 機組運轉執照屆期後，需維持運轉系統的定期檢測、維護與修理等作業。
- (4) 機組內運轉廢棄物之清除作業，包含用過離子交換樹脂、保溫材與相關沉積物之清理。
- (5) 各類雜項的固體廢棄物處理。
- (6) 系統洩水與系統除污作業。
- (7) 反應器及其內部組件拆除作業。
- (8) 設備、組件或系統拆除與切割作業。
- (9) 建物拆除作業。
- (10) 除役廢棄物包裝作業。

核三廠除役期間之放射性氣體排放來源，與例行運轉期間之差異為：

- (1) 因反應器停機後，已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變。
- (2) 因停止核分裂，分裂產物短半化期之碘族核種減少(如 I-131 及 I-133)。
- (3) 因中子減少，活化反應降低，H-3 排放逐漸降低。

- (4) 氣溶膠的排放核種逐步變化，如短半化期的核種 Mn-54、Co-58、Fe-59 的減少，隨著除役的執行，上述核種排放對環境劑量貢獻將逐漸減少。

參考國際電廠除役經驗，以式 10-1 進行每年放射性氣體之排放活度估算：

$$N_{j,T} = N_{j,0} \times \exp(-\lambda_j \times T) \quad (\text{式 10-1})$$

$N_{j,T}$ ：為機組運轉執照屆期後 T 年 j 核種之活度

$N_{j,0}$ ：為 105 年至 109 年核種 j 的平均活度，作為機組運轉執照屆期時之初始活度。

λ_j ：為 j 核種之衰變常數

考量除役期間與例行運轉期間之放射性氣體排放來源之差異，依據 NUREG-0586 Supplement 1 報告 Table G-15，大部分除役中電廠，其放射性液體或氣體之排放，皆較例行運轉中的電廠少，故保守以例行運轉的放射性氣體排放量近 5 年(105 年至 109 年)數據之平均值活度，作為除役作業之各核種初始活度(Bq)。放射性廢氣經處理後，均由廠房排放口排放至大氣，故本計畫均採地面排放進行大氣擴散評估。除役各階段的初始時間(T)依據規劃分別為：除役過渡階段 T_1 (Phase 1) 為 0 年、除役拆廠階段 T_2 (Phase 2) 為 8 年、最終狀態偵測階段 T_3 (Phase 3) 為 20 年、廠址復原階段 T_4 (Phase 4) 為 23 年。表 10-1 為核三廠 105 年至 109 年之放射性氣體排放各核種平均活度，表 10-2 為除役各階段預估每年排放至大氣中之核種活度。

當核種排放至大氣中，採用 GASWIN 評估程式，分別計算各年齡群關鍵群體於不同曝露途徑下之劑量，分述如下：

【空浸】

放射性氣體中之惰性氣體可能藉由空浸曝露途徑造成劑量，空浸部分的加馬與貝他劑量為合併計算，如式 10-2 所示：

$$D(r, \theta) = \sum_i \chi_i(r, \theta) DF_i \quad (\text{式 10-2})$$

$D(r, \theta)$ ：為空浸造成的劑量(mSv/y)。

$\chi_i(r, \theta)$ ：核種 i 在 r 距離、 θ 方位處之濃度(Bq/m³)，即核種 i 之排放率(Bq/y)與大氣擴散係數(s/m³)之乘積。年平均大氣擴散係數由 XOQDOQ-82 程式計算，本計畫以核三廠收集之最近 5 年(105 年至 109 年)氣象資料，計算廠界處 16 方位之年平均大氣擴散係數，最大值為下風向西南方位 1 km 處 1.557×10^{-6} s/m³。

DF_i ：核種 i 的空浸劑量轉換因子(mSv-m³/Bq-y)。

【地表沉積】

地表沉積曝露途徑的劑量計算如式 10-3 所示：

$$D_j^G(r, \theta) = S_F \sum_i C_i^G(r, \theta) DFG_{ij} \quad (\text{式 10-3})$$

$D_j^G(r, \theta)$ ：即地表沉積對器官 j 造成的劑量(mSv/y)。

S_F 為住家屏蔽效應，約 0.7。

$C_i^G(r, \theta)$ ：核種 i 在 r 距離、 θ 方位處之地表沉積濃度(Bq/m²)，即核種 i 之排放率(Bq/y)與大氣沉降係數(s/m²)之乘積。年平均大氣沉降係數亦由 XOQDOQ-82 程式計算，本計畫以核三廠收集之最近 5 年(105 年至 109 年)氣象資料，計算廠界處 16 方位之年平均大氣沉積係數，最大值為下風向西南方位 1 km 處 3.808×10^{-8} s/m²。

DFG_{ij} ：器官 j 對應核種 i 的劑量轉換因子(mSv-m²/Bq-y)。

【吸入】

吸入的劑量計算需考量各年齡群民眾吸入的空氣量及劑量轉換因子不同，將民眾區分為 6 個年齡群進行劑量計算，計算方法如式 10-4：

$$D_{ja}^A(r, \theta) = 3.17 \times 10^{-8} R_a \sum_i \chi_i(r, \theta) DFA_{ija} \quad (\text{式 10-4})$$

$D_{ja}^A(r, \theta)$ ：為吸入造成器官 j 之劑量(mSv/y)。

R_a ：各年齡的呼吸率(m³/y)。

$\chi_i(r, \theta)$ ：為空氣中核種 i 在 r 距離、 θ 方位之濃度(Bq/m³)。

DFA_{ija} ：為核種 i、j 器官、a 年齡群的吸入劑量轉換因子(mSv/Bq)。

【嚥入】

嚥入曝露途徑考量攝食下列食物：一般農產品(含非葉菜類蔬菜、水果、穀類)、牛奶、羊奶、肉類、葉菜類蔬菜，計算方法如式 10-5：

$$D_{ja}^D(r, \theta) = \sum_i DFI_{ija} [U_a^v f_g C_i^V(r, \theta) + U_a^m C_i^m(r, \theta) + U_a^F C_i^F(r, \theta) + U_a^L f_l C_i^L(r, \theta)] \quad (\text{式 10-5})$$

$D_{ja}^D(r, \theta)$ ：為嚥入造成器官 j 的劑量(mSv/y)。

DFI_{ija} 即為 i 核種、j 器官、a 年齡群之攝入劑量係數(mSv/Bq)。

f_g 、 f_l 即為食用產自本地之作物或蔬菜之比例($f_g=0.76$ ， $f_l=1$)。

U_a^v 、 U_a^m 、 U_a^F 、 U_a^L 分別代表 a 年齡群個體一年內食用一般產品、牛奶、肉品、葉菜類蔬菜的量(kg/y 或 L/y)

$C_i^v(r, \theta)$ 、 $C_i^m(r, \theta)$ 、 $C_i^F(r, \theta)$ 、 $C_i^L(r, \theta)$ 則分別是核種 i 在一般產品、牛奶、肉品、葉菜類蔬菜內的濃度(Bq/kg 或 Bq/L)。

經上述公式計算後，取最保守的年齡群評估結果作為關鍵群體的劑量影響值，表 10-3 為除役各階段放射性惰性氣體排放造成關鍵群體有效劑量評估結果，表 10-4 為除役各階段放射性碘、微粒、氬等氣體排放，造成關鍵群體有效劑量及器官等價劑量。表 10-5 為除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量，即表 10-3 與表 10-4 中有效劑量欄位之總和。

評估結果顯示在空浸、地表沉積、呼吸與攝入曝露途徑下，以西南方 1 km 處劑量影響最大，保守預估核三廠除役的四個階段(除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段與廠址復原階段)，惰性氣體排放造成關鍵群體有效劑量在除役過渡階段為 1.48×10^{-4} mSv/y(由於惰性氣體造成之曝露途徑屬於體外曝露，對於各年齡群之劑量轉換因數相同，而劑量評估結果亦相同，故此處以成人作為代表值)。另經評估其餘三個階段惰性氣體核種活度已隨時間衰變，並且降

至 10^{-10} Bq/y 以下，故造成之劑量已非常低微；而放射性碘、氙及微粒等廢氣排放於除役四個階段造成關鍵群體器官等價劑量，取其最保守值，分別為 1.10×10^{-4} mSv/y (成人、骨表面)、 6.62×10^{-5} mSv/y (成人、骨表面)、 3.24×10^{-5} mSv/y (成人、骨表面) 與 2.71×10^{-5} mSv/y (成人、骨表面)。而整體放射性氣體排放之劑量結果，於除役四個階段造成關鍵群體之有效劑量，分別為 2.55×10^{-4} mSv/y、 6.51×10^{-5} mSv/y、 3.22×10^{-5} mSv/y 與 2.70×10^{-5} mSv/y，均遠低於核能電廠環境輻射劑量設計規範之設計限值，亦遠低於法規限值。未來本公司在核三廠除役階段，仍將依法定期檢送放射性廢氣排放資料，送原能會審查。

3. 除役各階段放射性液體排放量及廠外民眾劑量評估結果

核三廠除役之除役過渡階段與除役拆廠階段，放射性液體排放之來源包括：

- (1) 用過核子燃料從爐心清空與系統洩水作業；
- (2) 除役期間廢棄物處理系統之運轉，並含該系統之例行維護與測試；
- (3) 機組運轉執照屆期後，用過核子燃料池安全系統改善與隔離後之運轉；
- (4) 用過核子燃料從用過核子燃料池全部移出至用過核子燃料室內乾式貯存設施之作業；
- (5) 其餘特殊工作，如隔離循環迴路及相關電路之洩水作業、循環管路除污等；
- (6) 放射性廢棄物處理之主要作業，包括：
 - A. 用過離子交換樹脂、保溫材及沉積物處理，
 - B. 各種放射性廢液處理，
 - C. 各種放射性固體廢棄物處理。

分析核三廠在除役階段中的放射性液體排放來源，其與例行運轉之放射性液體排放來源存在差異，包括：

- (1) 因反應器停機後，已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變。

- (2) 因停止核分裂，分裂產物短半化期之碘族核種的減少(如 I-131 及 I-133)。
- (3) 因中子減少，降低活化反應，因此 H-3 排放逐漸降低。

於未來拆除或其他除役作業，可能產生其他廢液核種，考量核三廠運轉多年，已累積相當放射性物質排放管理經驗與措施，可因應未來除役作業並使機組除役對廠外之輻射影響減至最低程度，且屆時於廢水排放前，將依實際取樣分析之結果，估算廠界民眾劑量，以確保排放至環境之廢氣及廢水的放射性核種濃度符合游離輻射防護安全標準，以及造成之廠外民眾輻射劑量符合法規規定。

參考國際電廠除役經驗，同樣以式 10-1 進行每年放射性液體排放之核種活度估算，並保守以核三廠近 5 年放射性液體排放量之平均活度，作為除役各階段之核種初始活度。表 10-6 為核三廠 105 年至 109 年之放射性液體排放平均活度及半化期，表 10-7 為除役各階段預估每年排放至水中之核種活度。

當核種排放至水中，經由式 10-6 估算年劑量如下：

$$D_{irp} = C_{ip} \cdot U_p \cdot DCF_{irp} \quad (\text{式 10-6})$$

D_{irp} ：核種*i*經由輻射曝露途徑*p*造成器官*r*之年劑量(mSv/y)。

C_{ip} ：核種*i*由輻射曝露途徑*p*造成之濃度，放射性廢水排放口之各核種

排放濃度，應以實際廢水排放活度濃度、排放流量率與其排放時間之乘積，除以稀釋用水流量與實際廢水排放流量之和計算，單位為Bq/m²、Bq/m³或Bq/L。

U_p ：輻射曝露途徑*p*之年使用量因子(Usage Factors)，單位：m³/y、h/y、L/y、kg/y。

DCF_{irp} ：核種*i*經由輻射曝露途徑*p*造成一般人器官*r*之等價劑量係數或有效劑量係數(mSv/Bq)。

表 10-8、表 10-9 分別為除役各階段由放射性液體排放造成關鍵群體有效劑量與器官等價劑量評估結果，結果顯示關鍵群體為十歲青少年，保守預估核三廠於除役四個階段(除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段與廠址復原階段)因放射性廢水排放造成關鍵群體之有效劑量分別為 4.60×10^{-6} mSv/y、 2.94×10^{-6} mSv/y、 1.51×10^{-6} mSv/y 與 1.26×10^{-6} mSv/y；而因核三廠放射性廢水僅排放氙核種，其吸入途徑之各器官等價劑量係數與有效劑量係數數值相等，故器官等價劑量與有效劑量數值均相同。前述評估結果均遠低於核能電廠環境輻射劑量設計規範之設計限值，亦遠低於法規限值。未來本公司在核三廠除役階段仍將依法定期檢送放射性廢液之排放資料，送原能會審查。

(二) 除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估

依「游離輻射防護安全標準」第 12 條之規定，輻射作業造成一般人之有效劑量限度不得超過 1 mSv/y，除役作業之放射性廢棄物廠內運送應符合前述規定，並且須依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」，廠址輻射劑量限值不得超過每年 0.5 mSv 之要求，以符合合理抑低原則。

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，運送至既有低放射性廢棄物貯存庫(以下簡稱低貯庫)或除役二號低放射性廢棄物貯存庫(以下簡稱二號低貯庫)進行貯存，廠內運送作業依據核三廠「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」程序書[6]辦理，且運送容器須符合「放射性物質安全運送規則」[7]與「放射性廢棄物運作許可辦法」[8]之規定。

本節針對除役期間已包封至合格容器之低放射性廢棄物，於廠內運送過程所造成廠外民眾劑量進行評估。依據本計畫第九章、三、(三)節之低放射性廢棄物包裝容器規劃，核三廠低放射性廢棄物主要規劃使用 55 加侖桶及 Taipower-Box (T-BOX) (研發中) 兩種包裝容器進行盛裝，本節將針對前述

兩種包裝容器進行廠內運送之民眾劑量評估。

1. 廠內運送民眾輻射劑量評估方法

(1) 劑量評估程式與方法論

有關核三廠廠內運送民眾輻射劑量評估，本計畫使用美國洛斯阿拉莫斯國家實驗室(Los Alamos National Laboratory, LANL)所開發之蒙地卡羅模擬程式(Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 6.2, MCNP6.2)，利用該程式模擬輻射粒子於各分段運送路線從包裝容器遷移至距離廠界最近評估點所造成之輻射劑量率(mSv/h)，再考量其運送所需時間(依據運送速度及分段路線長度計算)、運送趟數(依據容器總數量及單趟可運送容器數量計算)、運送執行期間(除役拆廠階段共計 12 年)，即可評估出除役期間低放射性廢棄物廠內運送民眾輻射年劑量值(mSv/y)。

(2) 運送分段路線及其距廠界最近距離

依據本計畫第九章、四之除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃，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將配合全廠除役一併執行完成，所以前述區域貯存之低放射廢棄物將全數移至二號低貯庫。因此運送路線規劃為：運轉產生之廢棄物(約 14,397 桶)將自低貯庫運送至二號低貯庫，除役產生之廢棄物(約 41,761 桶 55 加侖桶及 454 箱 T-BOX)將自放射性廢棄物處理區域(Waste Management Area, WMA)運送至二號低貯庫存放，本節將前述二條路線分別計算，放射性廢棄物之運送路線與各分段路線長度詳圖 10-2、10-3 所示。

運轉產生之廢棄物(約 14,397 桶)規劃自低貯庫經由地下通道運至二號低貯庫。自運送起點(低貯庫)運送路線共分 9 小段，每小段路線長度分別約為 20 m、66 m、108 m、185 m、68 m、234 m、556 m、264 m 及 100 m，每小段路線中點距廠界最近距離分別約 400m、330 m、415m、520 m、640 m、760 m、500 m 及 400 m；

此外，運送起點(低貯庫)及運送終點(二號低貯庫)距廠界最近距離分別約為 400 m 及 420m。

除役產生之廢棄物(約 41,761 桶 55 加侖桶及 454 箱 T-BOX)將保守假設全數自二號機 WMA 運送至二號低貯庫存放(實際情況應為一、二號機 WMA 平均分送)，運送路線與各分段路線長度詳圖 10-3 所示，運送路線共分 6 小段，自運送起點(二號機 WMA 出口)起每小段路線長度分別為 255 m、68 m、234 m、556 m、264 m 及 100 m，每小段路線中間處距廠界最近距離分別為 390 m、520 m、640 m、500 m、500 m 及 400 m。此外，運送起點(二號機 WMA 出口)及運送終點(二號低貯庫)距廠界最近距離分別約為 280 m 及 420 m。

(3) 低放射性廢棄物包裝容器幾何與材質

55 加侖桶外尺寸為高 88.7 cm、直徑 57.5 cm，桶身鋼板厚度為 0.15 cm；桶內低放射性廢棄物假設全部填充混凝土(固化劑)為代表材質。

T-BOX 外尺寸長 200 cm、寬 185 cm、高 185 cm，共設計 5 種型號(T1、T2、T3、T4、T5)，不同型號之 T-BOX 箱身屏蔽材質由不同厚度之鋼、鉛或混凝土組合而成，箱內低放射廢棄物假設為鋼組件與填充混凝土為代表材質；各容器數量與最大表面劑量率彙整詳表 10-10 所示。

(4) 廢棄物包裝容器放射性核種組成與活度

依據歷年核三廠放射性廢棄物營運管理運轉年報所載，固化廢棄物桶核種以 Co-60 為主，且活度佔比最大；此外，Co-60 釋放之平均光子能量為 1.25 MeV，較其他大部分放射性核種高，故假設運送容器中所含放射性核種為 Co-60 進行保守評估。

55 加侖桶之活度係參考核三廠「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序書」規定：廠房內污染物件表面 30 cm 處經偵

測劑量率超過 2 mSv/h 時應加以屏蔽防護，故假設容器於運送期間經適當屏蔽後表面最大劑量率為 2 mSv/h。本節以 MCNP 程式進行單趟運輸桶數(15 桶)，距其表面 30 cm 處劑量率 2 mSv/h 進行活度回推，結果顯示對應活度為 1.70×10^{10} Bq，本節以前述回推活度作為 55 加侖桶單次運送之活度假設。

T-BOX 之活度係參考 T-BOX 容器概念設計報告(初版)所載，T1 至 T5 單箱設計活度分別為 1.04×10^{15} Bq、 9.80×10^{13} Bq、 4.85×10^{12} Bq、 1.16×10^{12} Bq 及 2.55×10^{10} Bq，本節以前述活度做為 T-BOX 單箱運送活度假設。

(5) 其他參數說明

- A. 依據核三廠「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序書」所載，廠內行車時速不得超過 30 km，本節保守假設運送平均速度為 20 km/h。
- B. 每趟運送均假設在運送起訖點停留 5 分鐘，辦理出、入倉庫之準備作業。
- C. 依據本計畫第九章、四、(二)之低放射性廢棄貯存規劃，核三廠至運轉執照屆期時預估將產生 55 加侖桶數量約為 14,397 桶，除役期間產生低放射性廢棄物包封至 55 加侖桶數量約為 41,761 桶，前述分別以二條不同運送路線運送，每趟運送桶數為 15 桶，本評估假設以 3x5 陣列排列運送，故趟數分別為 960 趟及 2,785 趟。
- D. 依據本公司初步規劃，除役期間產生低放射性廢棄物包封至 T-BOX 數量約為 454 箱，T1 至 T5 箱數分別為 40、1、10、58、345 箱，T-BOX 每趟運送箱數為 1 箱，共計運送 454 趟。T-BOX 數量未來將再視實際細部計畫更新之。
- E. 依本公司規劃廠內運送作業主要於除役拆廠階段進行，執行期間共計 12 年。

2. 廠內運送民眾輻射劑量評估結果

(1) 55 加侖桶廠內運送民眾輻射劑量評估結果

55 加侖桶運送對民眾造成之劑量影響，分為運轉期間廢棄物之 14,397 桶，單趟運送輻射劑量評估結果為 1.39×10^{-6} mSv；除役期間廢棄物共 41,761 桶，單趟運送民眾輻射劑量評估結果為 2.66×10^{-6} mSv。運送路線之每一小段路線長度、每一小段路線及運送起訖點造成最近廠界處之劑量率、行駛時間、運送起訖點停留時間及各別路線劑量評估結果劑量率均彙總呈現詳表 10-11。前述二條不同運送路線運送趟數分別為 960 趟及 2,785 趟，除役期間執行大量運送時間預計為 12 年，綜上計算得除役期間 55 加侖桶廠內運送民眾輻射劑量評估結果為 7.28×10^{-4} mSv/y，詳如表 10-17 總結。

(2) T-BOX 廠內運送民眾輻射劑量評估結果

T-BOX (T1 至 T5)單趟運送民眾輻射劑量評估結果分別為 7.91×10^{-8} mSv、 8.23×10^{-8} mSv、 1.11×10^{-7} mSv、 1.12×10^{-7} mSv、及 1.27×10^{-7} mSv。運送路線之每一小段路線長度、每一小段路線及運送起訖點造成最近廠界處之劑量率、行駛時間、運送起訖點停留時間及各別路線劑量評估結果彙總詳表 10-12 至表 10-16。而 T-BOX(T1 至 T5)之運送趟數分別為 40、1、10、58 及 345 趟，除役運送執行期間為 12 年，綜上計算加總得除役期間 T-BOX(T1 至 T5)廠內運送民眾輻射劑量評估結果分別為 2.64×10^{-7} mSv/y、 6.86×10^{-9} mSv/y、 9.27×10^{-8} mSv/y、 5.43×10^{-7} mSv/y、 3.64×10^{-6} mSv/y，共計為 4.54×10^{-6} mSv/y，詳如表 10-17。

3. 廠內運送民眾輻射劑量評估總結

核三廠除役規劃低放射性廢棄物主要使用 55 加侖桶及 T-BOX 兩種包裝容器，其廠內運送劑量評估結果如表 10-17，造成民眾年劑量分別為 7.28×10^{-4} mSv/y 及 4.54×10^{-6} mSv/y，加總可得除役期間低放射性廢棄物廠內運送之民眾輻射劑量評估結果為 7.33×10^{-4} mSv/y，符合「游離輻射防護安全標準」第 12 條，輻射作業對廠界外關鍵群體一年內之有效劑量不得超過 1 mSv/y 之規定。此外，對於除役期間低放

射性廢棄物廠內運送作業，本公司將採對人員影響最低方式進行，運送全程由保健物理人員執行輻射防護管制，以符合放射性物質安全運送規則、游離輻射防護安全標準、核三廠輻射防護計畫與相關程序書之規定，並遵守合理抑低原則。

(三) 除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估

核三廠除役階段廠內既有廢棄物處理與貯存設施包括低放射性廢棄物焚化爐與低放射性廢棄物貯存庫。

未來則因應除役放射性廢棄物處理、減容、貯存之需求，本公司預計申請興建之設施如用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)與二號低放射性廢棄物貯存庫。相關設施將符合「放射性物料管理法」[9]，另案向原能會提出申請放射性廢棄物處理、貯存設施之興建。

本節依照前述規劃，評估既有及未來興建之廢棄物處理貯存設施對民眾之輻射劑量，結果須符合以下法規：

- 「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」[10]：處理、貯存設施之輻射防護設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 mSv，並符合合理抑低原則。表示對於核三廠中單一設施，年有效劑量限值係 0.25 mSv/y。
- 「游離輻射防護安全標準」：設施經營者於規劃、設計及進行輻射作業時，對一般人造成之有效劑量不得超過 1 mSv/y。
- 「核能電廠環境輻射劑量設計規範」：任一核能電廠廠址，不論有多少部輕水式核反應器機組及其他附屬設施，其所造成廠界外非限制區域中，任一民眾的年有效劑量評估值總和不得超過 0.5 mSv/y/廠址。表示對於核三廠整體廠址(所有設施)，年有效劑量限值係 0.5 mSv/y。
- 另因應除役放射性廢棄物暫存所需，將設置鋼筋混凝土塊分離場，本公司將依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」[11]

之規定，經提出外釋計畫，報請原能會核准並據以執行後，始得外釋。

1. 輻射劑量評估方法論

- (1) 廢棄物處理與貯存設施之劑量評估，係針對貯存期間放射性廢棄物對廠界外民眾關鍵群體的直接輻射與向天輻射劑量影響。
- (2) 如需計算設施之直接輻射劑量，評估方法可以採用點核仁法，如商業化工具程式 QAD-CG 系列與 Microshield 程式。依據 NUREG-1536[12]、NUREG-1567[13]等報告指出 QAD-CG 系列程式為用過核子燃料室內乾式貯存設施等屏蔽設計使用；Microshield 程式則為於 EPR、APWR、AP1000 電廠新申請興建之安全分析報告所採用。其中 QAD-CGGP-A 程式為美國 NRC 核可使用，自 1967 年由美國洛斯阿拉莫斯國家實驗室(Los Alamos National Laboratory, LANL)發展 QAD 程式，其後陸續由不同單位分別發展出系列程式。特色為採用三維點核仁法進行加馬射線屏蔽劑量率與通量率之計算，點核仁法廣泛應用於輻射物理分析領域，尤其在評估放射線穿透不同材料屏蔽體之輻射曝露率，為有效之工具。
- (3) 如需計算設施之向天輻射劑量，評估方法可以採用線束積分法，如商業化工具程式 SKYDOSE 程式與 MicroSkyshine 程式。其中，SKYDOSE 程式為美國核管會所認可之劑量評估程式，由美國堪薩斯大學 Shultis 等人在 1996 年發展，利用線束積分法(integral line-beam response method)從事中子和加馬射線向天輻射計算程式集 SKYSHINE-KSU 中的一個程式，用於計算單一能量、均向加馬射源於三種簡單幾何體內，經向天輻射對外界所造成的劑量；而 MicroSkyshine 程式，則於 EPR、APWR、AP1000 電廠新申請興建之安全分析報告所採用。
- (4) 對於除役期間仍保留之貯存設施，如低放射性廢棄物貯存庫、低放射性廢棄物焚化爐設施，其對廠界民眾之劑量估算，沿用過去本公司在設施運轉安全分析及安全評估報告中之結果與數據。

2. 核三廠除役階段保留之處理貯存設施及其營運現況

(1) 低放射性廢棄物貯存庫

低放射性廢棄物貯存庫於 93 年開工，並於 100 年經原能會核准啟用。低放射性廢棄物貯存庫位於核三廠保護區圍牆東側之斜坡上，距最近廠界約 660 m。貯存庫建築面積約為長 85 m、寬 50 m，為地下一層、地上三層之四層鋼筋混凝土之建築結構，各樓層依各項作業功能需求劃分為廢棄物桶裝卸和檢查區、廢棄物桶檢整區、廢棄物桶暫存區、公共設施區、人員作業區、保健物理室以及貯存區。於地上三樓規劃貯存表面劑量率 ≤ 20 mSv/h 之固化或乾性廢棄物桶，地面一、二樓規劃貯存表面劑量率 ≤ 20 mSv/h 之固化、乾性廢棄物桶、用過樹脂及其他類廢棄物，地下層規劃貯存表面劑量率 >20 mSv/h 之廢棄物桶，另地下一樓南側規劃為蒸汽產生器貯存區，貯存核三廠未來需汰換之蒸汽產生器。低貯庫規劃總容量可貯存達 30,000 桶，總設計活度值為 9.52×10^{14} Bq。為合理抑低貯存庫工作人員之輻射曝露，廢料貯存作業(包含包括廢棄物接收、暫存、搬運及堆貯等)，均於控制室內採遙控作業方式進行，操作員可在控制室利用電腦及閉路電視監視貯存作業之進行，並遙控存放或取出庫房內廢棄物桶設計。

依據本計畫第九章、四、(二)之除役低放射性廢棄物貯存規劃，截至 109 年 12 月 31 日止，低貯庫之貯存量為 7,392 桶，預計至運轉執照到期前，該貯庫貯存之運轉廢棄物尚符合低貯庫規劃總容量，因此本節引用過去相關報告，以低貯庫之設計值評估對廠界民眾之劑量影響。

依據原能會 100 年核准之「核三廠低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告」[14]，本貯存庫對廠界外關鍵群體造成之體外輻射劑量，包含運送及貯存廢棄物兩種曝露方式，考量該運送之評估情節為運轉期間之作業，本章節僅引用貯存廢棄物對廠界外關鍵群體造成之體外輻射劑量結果。該報告利用美國貝泰公司所發展之 NE602 及 NE650 輻射劑量運算程式，先計算單桶廢棄物桶及蒸汽產生器內含單位活度 Co-60 之表面劑量率，再反推求得單一廢棄

物桶表面劑量率在 20 mSv/h 及 500 mSv/h (假設高劑量貯存區之平均劑量為 500 mSv/h)及蒸汽產生器在 1.5 mSv/h 時所含加馬射線強度，並以 NE650 及 NE605 SKYSHINE 輻射劑量運算程式，分別計算出廠界上各方位之偵測點的直接輻射及向天輻射劑量。

廠界偵測點位置共有 5 處，包括核三廠宿舍區牆外(E1)、東方蓄水池圍牆外(E2)、大門處(E3)、13 號貯存庫上方之輻射偵測站(N1)、瞭望亭左方之輻射偵測站(S1)，詳圖 10-4。依評估結果顯示，以南方廠界位置(S1)之劑量結果最高，依此位置作為關鍵群體評估點，直接輻射劑量率及向天輻射劑量率總計為 1.18×10^{-3} mSv/y。

(2) 低放射性廢棄物焚化爐

核三廠低放射性廢棄物焚化爐設置於廢料廠房內，自 91 年 5 月 17 日營運迄今，處理廠內產生之低放射性可燃性廢棄物如塑膠、衣服、紙、橡膠、木材等。

低放射性廢棄物焚化爐運轉階段，對廠界外關鍵群體造成之體外輻射劑量，可分為放射性氣體、液體排放及直接輻射之曝露途徑，其中以排放為主要影響途徑。

焚化廢棄物產生直接輻射之曝露途徑，參考原能會於「109 年核准之「低放射性廢棄物熱處理減容系統安全分析報告」[15]，其於評估焚化爐設施結構之輻射屏蔽分析中，以焚化爐最多同時能焚化 30 公斤廢棄物，保守評估內含 1.05×10^7 Bq 之 ^{60}Co 放射性核種，焚化爐耐火材料及絕熱層共 40 cm，外壁鋼板厚 4 至 5 mm，如果鋼板厚度不計，依上述屏蔽材料對 Co-60 加馬射線之十分之一厚度圖比較，已能將加馬曝露率衰減至 1/100，亦即焚化爐外壁鋼板的加馬曝露率為 370 $\mu\text{Sv/h}$ 以下，再加上廢料廠房鋼筋混凝土之屏蔽效果，故其對廠界外關鍵群體造成之直接輻射，可忽略不計。

放射性氣體、液體排放之劑量評估，參考原能會於 109 年核准之「低放射性廢棄物熱處理減容系統安全分析報告」，核三廠將其產生之放射性廢水經收集量測後送往廠內洗衣廢液處理系統淨

化處理，再匯入核三廠單一的放流水排放口排放，排放前必須先取樣分析，確認符合「游離輻射防護安全標準」及環保法規放流水的要求後，在連續式輻射監測器之監測下進行排放，以確保不會影響廠界外環境及民眾輻射安全，故焚化爐廢水無直接排放至環境之問題。另對於排放之放射性廢氣，依據安全分析報告之假設估算，飼入焚化爐的放射性廢棄物所有核種之最大活度為 349,500 Bq/kg，焚化爐的全年設計焚化量為 7.2×10^4 kg，因此，飼入焚化爐的最大年總活度為 2.52×10^{10} Bq/yr，保守假設袋式過濾器、絕對過濾器、洗滌塔等設備在建續使用狀況下，會有些許劣化，使系統對每一核種的除污因數皆只能達到 10^7 ，則每年透過煙氣排到大氣的活度為 2517 Bq/yr，焚化爐年排放量如表 10-18。以台電公司核能電廠例行氣體排放劑量評估程式 (GASWIN)，配合核三廠當地氣象資訊，計算出在正常運轉下，於廠界西南方 1 公里處民眾最大個人年劑量為 3.44×10^{-8} mSv，低於焚化爐在設計階段依據 85 年 7 月 18 日公布之低放射性廢料處理設施管制規範第 13 條之 0.05 mSv/y，亦遠低於放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則要求的限值 0.25 mSv/y。

3. 核三廠除役計畫預計興建/設置之設施

(1) 二號低放射性廢棄物貯存庫

配合本公司核三廠兩部機組於除役期間所產生的低放射性廢棄物總量，擬申請一座二號低放射性廢棄物貯存庫，依據本計畫第九章、四節之低放射性廢棄物貯存設施規劃，以及本公司初步概念設計，本節說明二號低放射性廢棄物貯存庫之廠界劑量評估結果。

A. 評估方法：

參考本章一、(三)、1 之廢棄物處理與貯存設施劑量評估方式，本節採用 QAD-CGGP-A 程式評估直接輻射劑量、採用 SKYDOSE 程式評估向天輻射劑量。

B. 設施簡介：

二號低放射性廢棄物貯存庫其預定地位於廠區西北角區域，規劃建造三層樓鋼筋混凝土造建物，尺寸長約 160m ×寬約 125 m，建物面積約 20,000 m²。依作業功能需求將底樓劃分為放射性廢棄物卸載檢查區、保健物理管制站、配電室、空調室、人員休息室以及放射性廢棄物貯存區；二樓則主要劃分為主控制室、會議室及放射性廢棄物貯存區；三樓則以會議室、工具間及放射性廢棄物貯存區為主。

本公司規劃新建放射性廢棄物貯存庫之廢棄物容器貯存區溫度與濕度控制，將採中央空調設計，以控制廢棄物貯存的空氣環境，防止貯存容器腐蝕，確保貯存廢棄物容器之完整；並以合理抑低策略及最佳化管理，規劃設計工作人員可能接受的輻射劑量與廢棄物容器的貯存環境，降低對環境安全及工作人員的影響。另新建低放射性廢棄物貯存庫之輻射安全設計，將符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」[10]之規定。

C.貯存容器活度及數量：

此興建低放射性廢棄物貯存庫設計規劃，與現有之低放射性廢棄物貯存庫的主要差別在於，必須考量貯存 A、B、C 及超 C 類廢棄物，且須因應除役低放射性廢棄物的屬性，存在許多類型、尺寸之低放射性廢棄物；故本公司初步選定 Taipower-Box(T-Box)及 55 加侖桶或其他經主管機關核准之容器等，作為未來除役可能採用的低放射性廢棄物盛裝容器(未來有可能會視實際細部計畫變更之)。

T-Box 僅規劃於底樓設置貯存區域，主要用於貯存活化及污染金屬，具有五種規格（T1、T2、T3、T4、T5），本章節基於以二號低放射性廢棄物貯存庫可能之最大儲存活度進行廠界劑量推估，而 T1 為各類型 T-box 中可貯存活度最高者，故本報告以 T1 規格及其設計活度進行評估。

而 55 加侖桶則於各樓層皆設置貯存區域，以存裝活化及污染混凝土、濕性及乾性廢棄物為主；同樣基於以二號低放射性廢

棄物貯存庫可能之最大儲存活度進行廠界劑量推估，各貯存區 55 加侖桶之表面劑量率介於 250 mSv/h~500 mSv/h。

分析除役低放射性廢棄物的主要核種為 Co-60、Co-58、Cs-137、Mn-54 等，保守假設以 Co-60 為代表核種進行概念設計分析。依概念設計評估結果顯示，二號低放射性廢棄物貯存庫之可貯存活度為 1.96×10^7 Ci。

D.設施屏蔽幾何：

依據二號低放射性廢棄物貯存庫概念設計之屏蔽結構厚度評估結果，於前節所述總活度下，外牆 80 cm 混凝土、頂樓天花板 80 cm 混凝土及 2.3 cm 鋼板，可提供足夠的屏蔽需求，並使貯存庫的外表面輻射劑量率小於核三廠監測區之劑量率限值 (0.005 mSv/h)。

E.廠界劑量評估

二號低放射性廢棄物貯存庫內放射性廢棄物對於遠處偵測點（如廠界）造成之劑量，需考量直接輻射及向天輻射之綜合影響，距離二號低放射性廢棄物貯存庫最近之廠界偵測點為廠區西北方之油槽，距離約 309 m。

經評估，各貯存區對於最近廠界處之直接輻射劑量為 1.72×10^{-9} mSv/y，再加上向天輻射之影響 1.39×10^{-3} mSv/y，總年有效劑量為 1.39×10^{-3} mSv/y，評估結果符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」中個人年劑量限值 0.25mSv/y，亦符合本公司設計原則 0.05 mSv/y。

核三廠目前尚處於運轉階段，於機組運轉執照屆期後會依據實際低放射性廢棄物數量，評估二號低放射性廢棄物貯存庫之設計基準。未來若有需要，本公司將依據「放射性物料管理法」及相關法規之規定，另案向原能會提出申請。而二號低放射性廢棄物貯存庫之最終設計與廠界輻射劑量評估結果，仍以未來原能會核備之核三廠二號低放射性廢棄物貯存庫之安全分析報告為主。

(2) 用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)

配合本公司核三廠兩部機組於運轉期間所產生的用過核子燃料總量，擬興建一座用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，依據除役計畫第九章、五節所規劃之用過核子燃料貯存方式，以及本公司初步可行性評估，本節說明用過核子燃料室內乾式貯存設施之廠界劑量評估結果。

A.評估方法：

為確保用過核子燃料室內乾式貯存設施對環境的影響符合法規規範值，本公司採用室內貯存概念設計方案、MCNP 蒙地卡羅程式進行相關劑量評估。以 MCNP 程式計算護箱表面劑量率，由貯存護箱資訊，包含尺寸、材質、屏蔽設計等，彙整後建立護箱之計算模型，配合射源項，經程式運跑後可以獲得貯存護箱頂端與側邊穿出護箱之各項粒子資訊，包含強度與能量分佈等；最後以 MCNP 程式計算採用室內貯存概念設計時對廠界造成之劑量影響，蒐集核三廠室內乾式貯存設施可行性研究報告護箱配置圖，並預先決定室內乾式貯存建物之位置、尺寸、材質與屏蔽厚度等，彙整後建立廠界輻射劑量率之計算模型，配合護箱頂端與側邊各種類粒子資訊作為射源項，經程式運跑後，可得各種類之射源項對廠界之劑量率貢獻，經加總後即得廠界總輻射劑量率貢獻。

B.設施簡介：

本公司規劃以核三廠氣渦輪機廠房西側空地作為用過核子燃料室內乾式貯存設施預定地，依據「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」，本節評估採單廳式廠房型式，設施建物佔地範圍尺寸約為 165 m(長) x 110 m(寬) x 24 m(高)，室內具備 1 個貯存區及 1 個接收區，貯存區無中間柱配置。室內貯存設施內之貯存護箱將不外加屏蔽，主要由建物四周之外牆提供屏蔽功能。貯存設施與再取出單元共構。設施貯存容量需能容納至少 4,320 束用過核子燃料，設施高度需考量貯存護箱高度、操作空間、通風性、人員檢視護箱頂部所需之工作平台空間、結構大梁及梁底至所需操作高度至少 2 m 之餘裕。

C. 貯存容器數量及射源項：

由於未來貯存設施使用之護箱型式未定，參考核二廠評估三種型式貯存護箱廠界劑量計算結果，其中金屬護箱較混凝土護箱廠界劑量估算結果相對保守，另依據「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」，HI-STAR 100 金屬護箱為核三廠室內乾式貯存設施護箱適用型式選項之一，故本節保守採用 HI-STAR 100 金屬護箱(裝載 32 束)作為評估標的。

因每只 HI-STAR 100 金屬護箱可裝載 32 束用過核子燃料，經計算貯存設施共需 135 只金屬護箱才能容納所有用過核子燃料，而每只金屬護箱射源項係參考 HI-STAR 100 金屬護箱安全分析報告內用過核子燃料射源項表格，區分為燃料光子、燃料中子、結構光子三類，經修正冷卻時間、平均燃耗後，即可得到各種類射源項之強度與能量分佈。

D. 設施屏蔽幾何及廠界劑量評估：

依據用過核子燃料室內乾式貯存設施概念設計，及前述貯存容器數量及射源強度下，設施建物混凝土四周牆厚、屋頂牆厚皆為 60 cm 時，可提供足夠的屏蔽需求，對(原)後壁湖控海產店附近(室內乾式貯存設施離廠界最近距離，約距 417 m)造成之廠界輻射劑量率為 0.043 mSv/y，評估結果符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」中個人年劑量限值 0.25mSv/y，亦符合本公司設計原則 0.05 mSv/y。

因核三廠目前尚處於運轉階段，於機組運轉執照屆期後會依據實際用過核子燃料數量，評估用過核子燃料室內乾式貯存設施之設計基準。未來若有需要，本公司將依據「放射性物料管理法」及相關法規之規定，另案向原能會提出申請。最終之廠界輻射劑量評估結果仍應待未來原能會核備之核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施之安全分析報告呈現。

(3) 鋼筋混凝土塊分離場/土石堆置場

依據國際核電廠除役案例經驗，絕大多數除役廢棄物可以依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」及遵循一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則申請廢棄物外釋，確保達到廢棄物減量及資源再利用，故本公司規劃設置鋼筋混凝土塊分離場，處理鋼筋混凝土分離作業及偵檢量測作業。該設施處理的廢棄物為可外釋之廢棄物，其對廠界外民眾劑量影響應可忽略。

土石堆置場堆置土石依作業規劃，其比活度將低於 100 Bq/kg，於保守估計下，對於廠界不會造成輻射劑量影響。

4. 除役各階段處理與貯存設施對廠外民眾劑量之預估分析

表 10-19 為核三廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉規劃時程，目前貯放及處理除役廢棄物之既有設施為：低放射性廢棄物貯存庫、低放射性廢棄物焚化爐，另外如本章第二、(二)節所述之除役目標及範圍，未來將新增一低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施。彙整核三廠既有設施於除役各階段相關處理與貯存設施運轉，對廠界民眾年劑量影響如表 10-20 所示，顯示各階段既有放射性貯存設施之廠界民眾劑量，分別為 1.18×10^{-3} 、 4.56×10^{-2} 、 4.44×10^{-2} 及 4.44×10^{-2} mSv/y，均低於前述放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則之 0.25 mSv/y，以及核能電廠環境輻射劑量設計規範之設計限值 0.5 mSv/y·廠址。對於二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料

室內乾式貯存設施，本公司將視規劃情形另案向原能會提送安全分析報告，再予更新二設施於除役各階段對廠界劑量之輻射影響。

(四) 除役活動對民眾輻射劑量影響總結分析

核三廠除役各階段活動對民眾輻射劑量影響包括：放射性氣、液體排放、低放射性廢棄物廠內運送及放射性廢棄物處理與貯存，彙整評估結果如表 10-21 所示。

關鍵群體分析結果，核三廠放射性廢氣排放假設關鍵群體落於西南方 1 km 處廠界附近，而放射性廢水排放影響之假設關鍵群體則位於出水口附近；低放射性廢棄物廠內運送之假設關鍵群體位於西北方油槽附近之廠界，二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施將以最近之廠界作為關鍵群體評估點；既有放射性廢棄物貯存設施劑量影響之假設關鍵群體，則位於瞭望亭左方之輻射偵測站。

分析核三廠除役對民眾劑量影響，保守假設關鍵群體同時接受氣、液體排放、運送作業及各處理貯存設施之輻射曝露，於除役四個階段之劑量影響結果，分別為除役過渡階段： 1.44×10^{-3} mSv/y、除役拆廠階段： 4.64×10^{-2} mSv/y、廠址最終狀態偵測階段： 4.44×10^{-2} mSv/y，以及廠址復原階段： 4.44×10^{-2} mSv/y。

(五) 輻射管制與監測

核三廠除役計畫將依「游離輻射防護法」[16]、「核子反應器設施管制法」[17]、「放射性物料管理法」與相關法規命令之規定，制定核三廠輻射防護作業程序，確切掌握廠區與廠房各處之輻射狀況，予以有效管制，並定期執行核三廠環境輻射監測作業以平行驗證管制成效。

本章節所涉及之輻射管制與監測主要針對核三廠廠區內進行，相關管制措施將於本章第三節進行詳述。廠區外環境輻射監測之相關作業，則由本計畫第十一章說明。

(六) 紀錄保存

依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」[18]、「核子反應器設施管制法」、「核子反應器設施管制法施行細則」[19]及「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」[20]等相關法令，核三廠有關輻射工作場所內規劃之各項輻射防護、偵測及監測紀錄應予以保存。

輻射工作場所須保存輻射防護作業的相關紀錄，保存項目與期限請參考本章第三、(十)節。

二、作業人員劑量評估

本節說明除役期間，各項輻射作業對於作業人員的輻射影響，包含作業人員輻射劑量評估方法、作業人員輻射影響來源分析、評估數據收集與假設分析、作業人員輻射劑量評估結果及輻射防護作業之管理與紀錄保存。

作業人員劑量，係指在除役各階段，作業人員進行各類除役活動，如輻射特性調查、設備除污、拆除作業、輻射源包裝及廢棄物處理等作業時，所接受之輻射劑量。集體有效劑量與除役活動採用之各項工法、拆解流程及作業區域輻射狀況有關。因此，作業人員劑量評估將主要依據本計畫第四章完成的廠址各區域輻射特性調查，並配合第六章、第八章、第九章所規劃的除役作業時程、除污工法以及低放射性廢棄物處理、運送、貯存之相關規劃，評估對作業人員造成輻射影響之曝露途徑及其輻射劑量。

本公司執行除役期間，對於作業人員劑量管理，將依據游離輻射防護法相關輻射安全規定及作業場所輻防計畫實施管制，並以本章節評估結果作為初步的人員劑量參考，確保所有作業人員接受之輻射劑量符合法規劑量限度並合理抑低；有效劑量限值為每連續 5 年週期內不得超過 100 mSv，且期間任何單一年內不得超過 50 mSv；眼球水晶體每年不得超過 150 mSv 及皮膚或四肢等價劑量每年不得超過 500 mSv。

(一) 核三廠除役作業人員集體有效劑量評估方法

核電廠除役作業人員劑量評估之參考資料，包括核電廠過往運轉資料、電廠大修報告、放射性核種活度與分佈資料、放射性廢棄物數量及除役拆除之策略等；再考量除役活動將採取之拆除工法、時程與輻射防護因素，以保守方法假設相關參數，評估除役過程各項作業之輻射影響。核三廠除役作業人員集體有效劑量評估公式，係依據 NUREG/CR-5884 [21]及 NUREG/CR-0672[22]報告，考量相關因素如下：

- 除役過程之臨時屏蔽使用
- 遠端遙控之技術使用
- 藉由除污使作業現場輻射劑量率下降

- Co-60 為主要劑量貢獻之核種，須考慮其活度隨時間衰變下降

因此，參照 NUREG/CR-5884 及 NUREG/CR-0672 建議應考量之參數，建立核三廠除役作業人員劑量評估公式：

$$D = \sum_i \dot{D}_i \times d_i \times df \times s \times t_i \times 10^{-3} \quad (\text{式 10-7})$$

其中：

D：除役作業人員集體有效劑量，單位為 man-Sv。

$\dot{D}_i$ ：工作項目 i 之預估劑量率，單位為 mSv/h。

d_i ：工作項目 i 之輻射劑量率隨時間衰變下降之修正項。

df：除污後劑量率下降之修正項。

s：採用臨時屏蔽後，劑量率下降修正項。

t_i ：工作項目 i 之預估輻射作業人工時，單位為 man-h。

10^{-3} ：單位轉換，Sv/mSv。

(二) 核三廠除役輻射作業篩選

根據美國核管會發行之 NUREG/CR-5884 及 NUREG/CR-0130[23]提及，壓水式核電廠若採取立即拆除之除役策略，造成作業人員劑量之主要除役作業可分為用過核子燃料相關處理作業(SNF Management)、除污作業(Other Decontamination Activities)、系統、結構與組件拆除作業(Systems, Structures, and Components Removal, SSCs)、大型組件拆除作業(Large Component Removal)，以及低放射性廢棄物包裝與運輸作業(Low-Level Waste Package & Transportation)。除役四階段中，主要涉及輻射作業之拆除活動於除役拆廠階段進行，也因作業時間較長且人員接觸放射性組件之可能性相較高，因此，可預期該階段對於作業人員造成之輻射劑量影響將高於其他階段。

為篩選出可能造成作業人員輻射曝露的除役作業，參照本計畫第六章規劃之核三廠除役工作分解架構(Work Breakdown Structure, WBS)、除役工法及作業特性，以「是否接觸輻射源」作為判定標準，鑑別可能造成作業人員輻射曝露之工作項目。表 10-22 為核三廠除役輻射作業鑑別結果，各工項

若預期可能接觸輻射源，則將進行作業人員輻射劑量評估，標示 O 符號者表示有可能接觸，標示 X 符號表示不會接觸輻射源。

除役作業人員接受曝露之途徑，依據 NUREG/CR-0130、NUREG/CR-5884、歷年電廠大修及國際核電廠除役經驗，除役期間對於作業人員造成輻射曝露來源主要為體外曝露。對於可能造成作業現場產生放射性空浮之除役作業，如拆解、除污與廢棄物處理作業時，均可透過提供作業人員對應之防護整備(如穿著防護衣、佩戴合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等措施)，並於作業前實施偵測示警，以及作業期間採取即時監控與預警撤離，達到事前掌握、有效防範、及時防護，任務完成後亦進行全身計測等體內曝露相關偵檢作業，確認防範成果，故預期不會造成作業人員有顯著地體內曝露情事。因此，本章之人員劑量來源與分析，主要考量直接輻射所造成之體外曝露，對於體內曝露則透過有效的防護手段避免之，該防護措施於本章第三節說明。

(三) 數據收集與參數假設

核電廠除役作業期間(除役過渡階段、除役拆廠階段)之各項輻射作業所需參數，係參考本計畫第四章所述之廠址與設施輻射特性調查結果、第六章工作分解架構、核三廠例行大修報告及核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施可行性研究[24]等資料，以收集評估人員集體有效劑量所需之參數。再針對可能的作業情境，進行參數假設或調整，依本章第二、(一)節之評估公式進行計算。本節說明評估各階段輻射作業之人員集體有效劑量時，所需要之數據收集及相關假設參數。

1. 作業人工時之評估

除役作業之人工時評估，如表 10-23 所示，估算方法如下：

- (1) 部分作業於核電廠運轉期間已有執行經驗或有類似作業條件者，將參考核三廠歷年例行大修報告、運轉維護經驗及核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施可行性研究等既有資料進行推估。
- (2) 其他作業則以核二廠除役計畫中各項作業所需之人工時為參考

基準，再針對同一類型之作業，分別依核二廠與核三廠之廢棄物重量比例、燃料池格架數比例或各廠房面積比例等，推估核三廠各項作業執行所需人工時。依此原則，舉例說明如下：

輻射特性調查(工作編碼 1.2.4)為輻射量測作業，假設其作業時間與廠房面積為正比關係，因此估算核三廠之特性調查作業所需人工時，即以該項作業之「核二廠人工時」乘以「核三廠與核二廠輻射廠房之面積比例」。

而第二期廢棄物管理區準備(工作編碼 2.3.2)將執行一、二號機用過燃料池改建作業，假設所需人工時與用過燃料池格架數有關，因此估算核三廠之第二期放射性廢棄物處理區域準備作業所需人工時，即以該項作業之「核二廠人工時」乘以「核三廠與核二廠用過燃料池格架數之比例」。

另外，對於以廢棄物重量、表面積及數量等相關因素進行人工時推算，係參照西屋公司於 Forsmark 與 Oskarshamn 電廠拆解各類廢棄物之人力需求經驗公式，該公式考量各類別組件之拆解步驟、各步驟工作難易度(生產率)、不同類別人員需求等參數，評估拆解各項廢棄物所需作業人工時與人員組成。如除役期間之拆解與拆除(工作編碼 2.4.4 至 2.4.7、2.4.9、2.4.10 及 1.4.4)，作業內容為各輻射廠房設備拆解，考量各廠房內皆包含許多不同的設備組件，因此以本計畫第九章之放射性廢棄物盤點結果，配合西屋公司之經驗公式，推估拆解各項廢棄物所需作業人工時，各盤點表對應之人工時如表 10-25。而需求系統調整(工作編碼 1.2.6&2.2.2)，作業內容為廠房電力、通風空調、火災警報、壓縮空氣、除污供水、液體廢棄物處理、吊車電梯及升降設備、警報及警示系統調整，假設其作業時間與系統重量呈正相關，因此以核二廠該項作業之人時，配合核三廠與核二廠之廢棄物重量比例進行人工時推算。

2. 劑量率之評估

除役作業之劑量率評估及其估算方式，如表 10-24 所示，估算方法主要有二：

- (1) 部分作業於核電廠運轉期間已有執行經驗或有類似作業條件者，將參考引用核三廠過往大修報告、運轉維護經驗等既有資料。例如反應器壓力槽與內部組件拆解(工作編碼 2.4.1&2.4.2)之劑量率評估，以核三廠過去大修資料與反應爐相關作業經驗，推估執行拆解作業期間，人員可能接受之輻射曝露。
- (2) 其他作業則考量除役過渡階段主要的作業性質係於廠房各區域內執行偵檢、除污、巡視、檢查、系統調整與作業準備等非定點式作業，對於此類除役作業之劑量率評估，則以本計畫第四章執行輻射特性調查所得之各廠房樓層區域離地面 1 m 處空間輻射劑量率量測數據為主要參考。另外，對於除役期間之拆解與拆除(工作編碼 2.4.4 至 2.4.7、2.4.9、2.4.10 及 1.4.4)，工作內容為各廠房樓層設備拆解，輻射作業劑量率參考本計畫第四章、第九章個別組件距離 30 cm 之劑量率量測結果，以評估拆解各項設備時，人員接受的輻射劑量率。

3. 修正係數假設之評估

(1) 放射性核種衰變

參考 NUREG/CR-5884 及國際除役經驗報告之建議，除役作業人員劑量評估，應考慮核種放射性活度衰變造成的劑量率下降。

以保守考量，除役過渡階段之輻射作業劑量率，不考慮放射性核種衰變。而除役拆廠階段則於停機後 8 年開始執行，以 NUREG/CR-0672 所述劑量主要貢獻核種為 Co-60(半化期 5.26 年)而言，此階段可納入活度衰變之修正，為保守評估，對於除役拆廠階段進行之所有除役工作，皆假設放射性物質歷經 8 年衰變，衰減修正為 0.349，係指 Co-60 衰變 8 年造成劑量率下降的比例，為 $e^{-0.693/5.26 \times 8} = 0.349$ 。

(2) 除污後劑量率下降

依據本計畫第六章之規劃，將於設施停止運轉後進行除污作業，包含一次側系統除污、其他系統初步除污、廠房初步除污等作

業。根據本計畫第八章之規劃，對於一次側系統使用化學除污方式，其除污因子最低要求為 10。另外根據 NUREG/CR-5884 及 NUREG/CR-0130，在人員劑量評估相關章節提及拆除前的除污效率應大於 10，因此以保守考量，本計畫於評估除污作業對作業現場直接輻射劑量率下降之影響，係保守假設除污因子為 5 並對相關工作劑量率進行修正。

(3) 架設臨時屏蔽

除役過渡階段之輻射作業均為非定點式作業，可預期臨時屏蔽對於整體劑量之影響有限，故為保守考量，本節不考慮臨時屏蔽對劑量率之影響。

除役拆廠階段之輻射作業，則需於輻射廠房中，近距離拆解具放射性之組件。對於劑量率較高的組件，為符合輻射防護 ALARA 原則，皆會於熱點處架設臨時屏蔽，以降低作業人員拆解時之集體有效劑量。在核三廠除役作業中，除了反應器壓力槽與其內部組件拆除作業以外(活化組件之主要屏蔽為水，並非臨時性之鉛屏蔽，故此處不包含反應器壓力槽與內部組件)，其他廠房之高放射性組件設備於拆除時，若工作人員主要活動區域劑量率達輻射區示警區標準(≥ 0.05 mSv/h)，或該作業需耗費大量人工時於劑量偏高區域，則針對影響作業區域的主要輻射來源，採取適當之屏蔽措施。由於屏蔽架設工作本身亦屬輻射作業，採取屏蔽前須先衡量架設人員所受輻射劑量與主要工作人員所受劑量之間是否抑減效益，並再考量工安、作業特性、工法、人力規劃等實務因素。綜上所述，對於屏蔽措施降低劑量率之修正，仍須視各作業而異，故為保守估計，本計畫於評估拆除作業之人員集體有效劑量時，不考慮採取屏蔽措施使劑量率下降之修正參數。

4. 低放射性廢棄物處理作業之評估

參考 NUREG/CR-5884 及 NUREG/CR-0130，壓水式核電廠若採取立即拆除之除役策略，造成作業人員劑量之主要除役作業可包含用

過核子燃料相關處理作業、除污作業、系統/結構與組件拆除作業、大型組件拆除作業，以及低放射性廢棄物包裝與運輸作業，除「低放射性廢棄物包裝與運輸作業」外，其他輻射作業皆可對應至核三廠 WBS，並且為獨立工項，而廢棄物在拆解後，於廠房內之處理、運送至低放射性廢棄物貯存庫接收，以及後續低放射性廢棄物貯存庫管理等作業，併同納入拆解與拆除工項(工作編碼 2.4)中廢料廠房及其他廠房等設備拆解之低放射性廢棄物處理、放射性廢棄物管理設施運轉(2.3.1)討論。

本工項主要分為三項作業：廠房內作業、運送作業及廢棄物接收作業。廠房內作業係指拆除放射性設備、組件與污染混凝土產生之廢棄物，於廠房內進行廢棄物量測、處理/判別、整理/分類、減容、組件除污、包裝等作業；廠房內作業造成人員曝露之來源，為放射性廢棄物之直接輻射。而接收作業係指當廢棄物裝桶運送至貯存庫後，所包含之污染擦拭偵測、桶表面劑量率偵測、記錄、桶吊入貯存區暫存、搬運、貯存等作業。

依本計畫第九章之估算與規劃，除役低放射性廢棄物之總量與裝載容器規劃，分別為 T-BOX 之 454 箱，55 加侖桶之 56,158 桶(除役需求數量為 41,761 桶、除役前既有數量為 14,397 桶)。前述三項作業之人員劑量評估參數說明如下：

- (1) 作業人工時：依據核三廠低放射性廢棄物貯存庫之安全分析報告或現行作業經驗，採每批次作業可處理之數量，計算出總處理批次後，配合每一批次作業人工時之假設進行人工時估算。
- (2) 作業劑量率：針對 T-BOX，因 T-BOX 為新容器過往尚無使用經驗，因此採其設計規範之劑量限值作為對工作人員之劑量影響來源；對於 55 加侖桶，則依據核三廠過往運轉維護經驗推估作業之劑量率。

(四) 核三廠除役作業人員劑量評估結果

1. 除役過渡階段

依據表 10-22，盤點此階段之輻射作業包含用過核子燃料管理第一期(工作編碼 1.1)、除役作業準備(除役過渡)(工作編碼 1.2)、低放射性廢棄物管理準備第一期(工作編碼 1.3)及拆解與拆除(工作編碼 1.4)。其項下之工作細項對作業人員輻射劑量影響與評估結果如表 10-26；另關於「輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解」工項為延續性作業，分別於除役過渡階段及除役拆廠皆有規劃(工作編碼 1.4.4&2.4.4)，此工項由除役過渡階段至除役拆廠階段延續執行，並與各廠房設備拆解作業性質相近，因此將其併於除役拆廠階段評估。各工作細項對作業人員輻射劑量影響與評估說明如下：

- (1) 第一期爐心燃料挪移作業(工作編碼 1.1.1)，係執行一、二號機爐心燃料挪移作業。依照核三廠大修報告及大修經驗推估，作業人工時為 600 man-h，作業人員接受之平均空間劑量為 3.00×10^{-2} mSv/h，因此本項工作造成之作業人員集體有效劑量為 $3.00 \times 10^{-2} \times 600 \times 10^{-3} = 1.8 \times 10^{-2}$ man-Sv。
- (2) 第一期用過燃料池運轉(工作編碼 1.1.3)，為執行爐心燃料挪移及用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施貯存，此期間尚需維持用過燃料池的運轉。依照核三廠過往運轉維護經驗推估，作業人工時為 100 man-h；而本項作業地點在燃料廠房內，預期不會有人員直接接觸或操作具放射性物件，作業人員主要接受來自燃料廠房之空間劑量，因此參考本計畫第四章廠址與設施輻射特性調查結果，作業劑量率為 8.00×10^{-3} mSv/h。因此本項工作造成之作業人員集體有效劑量為 $8.00 \times 10^{-3} \times 100 \times 10^{-3} = 8.0 \times 10^{-4}$ man-Sv。
- (3) 第一期用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施(工作編碼 1.1.5&1.1.6)，包含前置準備作業，如人員訓練、燃料檢驗等，以及執行用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施存

放。依照核三廠總燃料數(4,320 束)裝填成桶(每 32 束燃料數為一桶)，以評估每桶挪移作業所需之人工時，考量核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施仍處於可行性研究階段，故此處先行參照核二廠一期用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告，以每桶裝填之人工時 107.5 man-h 保守評估，其總人工時估計為 $4,320 / 32 \times 107.5 = 14,513 \text{ man-h}$ ，並參照本計畫第六章時程之作業日，個別評估除役過渡階段及除役拆廠階段之燃料束挪移作業之人工時，因此本項作業人時評估為 4,285 man-h，未來人工時之評估參數，待核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查通過時，以安全分析報告為基準。而本項作業性質與內容與過往燃料挪移相似，因此以核三廠運轉維護經驗推估，假設作業劑量率皆為 $3.00 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 。因此本項工作造成之作業人員集體有效劑量為 $4,285 \times 3.00 \times 10^{-2} \times 10^{-3} = 1.286 \times 10^{-1} \text{ man-Sv}$ 。

- (4) 設施停止運轉(工作編碼 1.2.1)，包含執行機組停機與檢查、停止運轉系統洩水與電力設備隔離、系統再分類及設施再利用調查等作業。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠放射性系統廢棄物重量比例，推估本項作業人工時為 333 man-h。本項作業地點位於各廠房內，預期不會有人員直接接觸或操作具放射性物件，假設作業人員主要接受來自各廠房一般區域之平均空間劑量率，因此參考本計畫第四章 A 類偵檢包特性調查結果為 $1.27 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 。因此本項工作造成之作業人員集體有效劑量為 $1.27 \times 10^{-2} \times 333 \times 10^{-3} = 4.23 \times 10^{-3} \text{ man-Sv}$ 。

- (5) 除污作業(工作編碼 1.2.3)，係執行除污作業規劃、一、二號機系統化學除污、廠房結構初步除污及其他設施運轉廢棄物清除等作業。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠放射性系統廢棄物重量比例，推估本項作業人工時為 5,325 man-h。依照核三廠過往運轉維護經驗推估，作業劑量率為 $2.00 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ 。因此本項工作造成作業人員集體有效

劑量為 $2.00 \times 10^{-3} \times 5,325 \times 10^{-3} = 1.07 \times 10^{-2} \text{ man-Sv}$ 。

- (6) 輻射特性調查(工作編碼 1.2.4)，執行反應器壓力槽與其內部組件、各輻射廠房及其設備組件輻射特性調查。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠輻射廠房面積比例進行推估，得作業人工時為 1,253 man-h。停機後廠址輻射特性調查將延續本計畫第四章之調查內容，因此劑量率參考本計畫第四章 A 類偵檢包之調查結果，綜上所述，本工項人員集體有效劑量為 $8.846 \times 10^{-2} \text{ man-Sv}$ 。惟輻射特性調查作業規劃於除污作業後再執行，將以除污因子為 5 進行修正，因此本項工作造成作業人員集體有效劑量為 $(8.846 \times 10^{-2}) / 5(\text{除污因子}) = 1.769 \times 10^{-2} \text{ man-Sv}$ 。
- (7) 依除役需求調整廠房系統(工作編碼 1.2.6)，作業包含廠房電力、通風空調、火災警報、壓縮空氣、除污供水、液體廢棄物處理、吊車電梯及其他升降設備系統建置。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠放射性系統廢棄物重量比例，推估人工時為 218 man-h。考量劑量保守性，本項作業假設作業人員接受來自圍阻體廠房之平均空間劑量，因此參考本計畫第四章輻射特性調查結果為 $5.29 \times 10^{-1} \text{ mSv/h}$ 。本項工作造成作業人員集體有效劑量為 $5.29 \times 10^{-1} \times 218 \times 10^{-3} = 1.153 \times 10^{-1} \text{ man-Sv}$ 。
- (8) 第一期廢棄物管理區準備(工作編碼 1.3.2)，係執行熱修配廠房及廢料廠房整理、核機冷卻水廠房設備拆除、廢棄物管理區建置、燃料廠房放射性廢棄物處理間規劃等作業。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠廢棄物管理區之廠房面積比例，推估人工時為 25 man-h。本項作業規劃於前述廠房執行，因此參考本計畫第四章輻射特性調查各廠房區域之平均空間劑量率為 $8.1 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ 。而本項工作規劃於除污作業完成後執行，因此以除污因子為 5 進行修正。經計算後本項作業造成作業人員集體有效劑量為 $(8.1 \times 10^{-3} \times 25) / 5(\text{除污因$

$$\text{子}) \times 10^{-3} = 4.05 \times 10^{-5} \text{ man-Sv}。$$

2. 除役拆廠階段

本階段時程規劃 12 年，預估此階段是造成作業人員集體有效劑量的主要來源。依據表 10-22，盤點此階段之輻射作業包含用過核子燃料管理第二期(工作編碼 2.1)、除役作業準備(除役拆廠)(工作編碼 2.2)、放射性廢棄物管理準備第二期(工作編碼 2.3)及拆解與拆除(工作編碼 2.4)。其工作細項所涵蓋的子項目對作業人員輻射劑量影響與評估結果如表 10-27，說明如下：

- (1) 用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施第二期(工作編碼 2.1.1&2.1.2)延續第一期作業，繼續執行用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施存放。依照核三廠總燃料數(4,320 束)裝填成桶(每 32 束燃料數為一桶)，以評估每桶挪移作業所需之人工時，考量核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施仍處於可行性研究階段，故此處先行參照核二廠一期用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告，以每桶裝填之人工時 107.5 man-h 保守評估，其總人工時估計為 $4,320 / 32 \times 107.5 = 14,513 \text{ man-h}$ ，並參照本計畫第六章時程之作業日，個別評估除役過渡階段及除役拆廠階段之燃料束挪移作業之人工時，因此本項作業人時評估為 10,228 man-h，未來人工時之評估參數，待核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查通過時，仍以安全分析報告為基準。而本項作業性質與內容與過往燃料挪移相似，因此以核三廠運轉維護經驗推估，假設作業劑量率為 $3.00 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 。因此本項工作造成之作業人員集體有效劑量為 $10,228 \times 3.00 \times 10^{-2} \times 10^{-3} = 3.068 \times 10^{-1} \text{ man-Sv}$ 。
- (2) 第二期用過燃料池運轉(工作編碼 2.1.3)，為執行用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施貯存，此期間尚需維持用過燃料池的運轉。依照核三廠過往運轉維護經驗推估，本項作業人工時為 100 man-h；本項作業地點在燃料廠房內，預期不會有人員

直接接觸或操作具放射性物件，作業人員主要接受來自燃料廠房之空間劑量，因此參考本計畫第四章廠址與設施輻射特性調查結果，推估作業劑量率為 8.00×10^{-3} mSv/h，因此本項工作造成作業人員集體有效劑量為 $8.00 \times 10^{-3} \times 100 \times 10^{-3} = 8.00 \times 10^{-4}$ man-Sv。

- (3) 依除役需求調整廠房系統(工作編碼 2.2.2)，因應用過核子燃料已全部移至用過核子燃料室內乾式貯存設施，無須再維持用過燃料池之安全系統運轉，因此調整相關安全系統之配置，以作為後續拆除作業之準備。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠放射性系統廢棄物重量比例，推估本項作業人工時為 1,346 man-h。作業地點為除圍阻體廠房以外之廠房內，預期不直接接觸或操作具放射性物件，假設作業人員接受來自其他廠房之平均空間劑量，因此參考本計畫第四章輻射特性調查結果為 2.39×10^{-2} mSv/h。本項工作考量除污修正(因子 5)與放射性物質衰變(因子 0.349)，綜上所述本項工作造成作業人員集體有效劑量為 $2.39 \times 10^{-2} \times 1,346 \times 0.349$ (衰變因子)/5(除污因子) $\times 10^{-3} = 2.245 \times 10^{-3}$ man-Sv。
- (4) 第二期廢棄物管理區準備(工作編碼 2.3.2)，係執行於一、二號機燃料挪移至用過核子燃料室內乾式貯存設施後，拆除燃料池格架，並改建該廠房空間，以作為未來低放射性廢棄物處理區域(WMA)。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠燃料池格架數比例，推估作業人工時推估為 353 man-h。作業地點為燃料廠房，預期不直接接觸或操作具放射性物件，故參考核三廠大修報告及大修經驗 3.00×10^{-2} mSv/h 進行評估。本項工作考量除污修正(因子 5)與放射性物質衰變(因子 0.349)。經計算後本項作業造成作業人員集體有效劑量為 $(3.00 \times 10^{-2} \times 353) \times 0.349$ (衰變因子)/5(除污因子) $\times 10^{-3} = 7.39 \times 10^{-4}$ man-Sv。
- (5) 拆解與拆除(工作編碼 2.4)為除役期間之主要作業，依照其拆除物類別，可區分為四類：反應器壓力槽與內部組件拆解、大型組件

拆除(工作編碼 2.4.1 至 2.4.3)、輻射廠房內設備拆解(工作編碼 2.4.4 至 2.4.7、2.4.9、2.4.10、1.4.4)、輻射作業廠房活化或污染混凝土剷除(工作編碼 2.4.12、2.4.13)及既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業(工作編碼 2.4.14)。以下分別說明各細項作業人員集體有效劑量。

- A. 反應器壓力槽與內部組件拆解、大型組件拆解(工作編碼 2.4.1 至 2.4.3)、反應器壓力槽與內部組件拆解準備(工作編碼 1.2.5): 本項包含拆解前置準備作業、反應器壓力槽及其內部組件、大型組件拆解作業,均屬除役計畫的主要拆解工作項目,前者以核二廠除役計畫之作業人時為基礎,配合核二廠與核三廠反應器壓力槽及其內部組件重量比例,推估此項作業人工時為 32,308 man-h。後者則以核三廠大修報告及大修經驗推估大型組件拆解人時為 11,200 man-h。本項作業依據第六章規劃,預期將採遙控方式,於水下進行拆解,預估水體將提供屏蔽效果,因此參考核三廠大修報告及大修經驗,以反應爐相關作業評估本項拆解作業之劑量率:一、二號機之反應器壓力槽與其內部組件之劑量率為 1.00×10^{-1} mSv/h,大型組件拆除為 2.00×10^{-1} mSv/h。經計算後本項作業造成作業人員集體有效劑量為 5.4708 man-Sv。
- B. 各輻射廠房內設備拆解(工作編碼 2.4.4 至 2.4.7、2.4.9、2.4.10 及 1.4.4): 本項作業包含核三廠所有輻射廠房內之設備拆解。人工時依據本計畫第九章廢棄物盤點結果,以西屋公司拆解各類廢棄物之人力需求經驗公式,評估拆解核三廠各項廢棄物所需人時與人員組成,詳參表 10-25,總人時需求為 109,271 man-h。而拆解設備之輻射劑量率,主要依據本計畫第九章放射性廢棄物分類及盤點結果,並以該設備特性調查之距表面 30 cm 劑量率結果,逐項評估各項廢棄物之拆解集體有效劑量,詳如表 10-25。本工項考量除污修正(因子 5)與放射性物質衰變(因子 0.349),有關架設臨時屏蔽部分,考量該措施需依照

作業現場之工安、作業特性、工法、人力規劃等實務因素調整，變動情形較大，故雖屬重要輻射防護與劑量抑減措施，然就作業人員劑量評估角度而言，為保守考量，於本計畫中不採計臨時屏蔽之劑量修正參數。經計算後本項作業造成作業人員集體有效劑量為 36.3064 man-Sv (詳如表 10-25) / 5 (除污因子) $\times 0.349$ (衰變因子) = 2.534 man-Sv 。

C. 各輻射作業廠房活化或污染混凝土刨除(工作編碼 2.4.12、2.4.13)：本項作業包含生物屏蔽、反應器圍阻體與其他受污染混凝土拆除。本項作業以核二廠除役計畫該工項之人工時為參考依據，利用核二廠及核三廠放射性系統廢棄物重量比例，推估本項作業人工時為 $23,912 \text{ man-h}$ 。假設作業人員接受來自燃料廠房、輔助廠房、圍阻體廠房、廢料廠房等一般區域之平均空間劑量率，故依據本計畫第四章特性調查結果 $1.004 \times 10^{-1} \text{ mSv/h}$ 進行評估。本工項考量除污修正(因子 5)與放射性物質衰變(因子 0.349)，經計算後本項作業造成作業人員集體有效劑量為 $1.004 \times 10^{-1} \times 23,912 \times 0.349$ (衰變因子) / 5 (除污因子) $\times 10^{-3} = 1.676 \times 10^{-1} \text{ man-Sv}$ 。

D. 既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業 (工作編碼 2.4.14)：將既有低放射性廢棄物貯存庫內之放射性廢棄物移至二號低放射性廢棄物貯存庫後，將執行既有低放射性廢棄物貯存庫設備拆除、混凝土除污等作業。本工項參考核三廠過往維護運轉經驗，推估作業人工時為 $60,000 \text{ man-h}$ ，作業人員接受之平均空間劑量率為 $2.3 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ 。因此本項工作所造成之作業人員集體有效劑量為 $2.3 \times 10^{-3} \times 60,000 \times 10^{-3} = 1.38 \times 10^{-1} \text{ man-Sv}$ 。

(6) 低放射性廢棄物處理與管理：本項工作內容包含拆解後之放射性廢棄物處理及包裝、運送至貯存設施之進行低放射性廢棄物接收與管理作業。本項納入放射性廢棄物管理設施運轉(工作編碼 2.3.2)、各廠房設備拆解之低放射性廢棄物處理評估，其對工作人員造成之劑量影響如表 10-28，說明如下。

A. 廠房內作業

本作業範圍僅包含除役拆廠階段所產生之放射性廢棄物處理與包裝，不包含除役前 55 加侖桶既有桶數(14,397 桶)之處理，依據核三廠低放射性廢棄物貯存庫之安全分析報告，55 加侖桶每批次作業可處理之數量為 3 桶，總處理批數為 13,921，假設每一批次作業人工時為 1 man-h，則需人力 13,921 man-h；另依核三廠過往運轉維護經驗推估廠房內作業之劑量率為 2.00×10^{-4} mSv/h。

T-BOX 假設一次可處理 1 箱，共需處理 454 批次，假設每一批次作業人工時為 1 man-h，則需人力 454 man-h，再以 T-BOX 設計規範(距表面 2m 處之劑量率限值為 0.1mSv/h)進行評估。因此估算本項作業造成人員集體有效劑量為 $(2.00 \times 10^{-4} \times 13,921 + 1.00 \times 10^{-1} \times 454) \times 10^{-3} = 4.82 \times 10^{-2}$ man-Sv。

B. 運送作業

本工項作業為整體運送放射性廢棄物，故包含除役前既有之 55 加侖桶數。依本章一、(二)、1 節資訊，T-BOX 運送總批數約 454 批次、55 加侖桶 3,744 批次，又每批次由三人作業 30 分鐘，因此，作業人工時個別為 5,616 及 681 man-h。

而運送作業之劑量率，依核三廠運轉維護經驗推估，55 加侖桶運送過程之劑量率為 5.00×10^{-4} mSv/h，T-BOX 則以其設計規範(距表面 2m 處之劑量率限值為 0.1mSv/h)進行評估。總計本項作業所造成之人員集體有效劑量為 $(5.00 \times 10^{-4} \times 5,616 + 0.1 \times 681) \times 10^{-3} = 7.09 \times 10^{-2}$ man-Sv。

C. 廢棄物接收作業

廢棄物裝桶後由各廠房運送至貯存庫，本項作業涵蓋其後續之接收作業。

依據核三廠現行接收作業之經驗，每批次作業可處理之 55 加侖桶數量為 3 桶，則總批數為 18,720，假設每一批次作業人

工時為 1 man-h，共需 18,720 man-h。另依核三廠運轉維護之經驗，接收作業之劑量率約為 5.00×10^{-4} mSv/h。

T-BOX 則假設每批次處理 1 箱，總批數為 454，假設每一批次作業人工時為 1 man-h，共需 454 man-h；劑量率採 T-BOX 設計規範距表面 2m 處之劑量率限值 0.1mSv/h。因此本項作業造成人員集體有效劑量為 $(5.00 \times 10^{-4} \times 18,720 + 0.1 \times 454) \times 10^{-3} = 5.476 \times 10^{-2}$ man-Sv。另為降低作業人員之輻射劑量，作業均全面採用遙控自動化方式，考量距離及堆高機屏蔽之輻射抑減效果，因此實際作業人員接受之劑量率應較估計值低。

(五) 核三廠除役作業人員劑量結果討論

本節彙整除役各階段執行除役活動之作業人員集體有效劑量分析結果，如表 10-29，結果顯示核三廠除役作業人員集體有效劑量總計為 8.655 man-Sv，各階段之人員集體有效劑量分別為除役過渡階段 0.16673 man-Sv、除役拆廠階段 8.488 man-Sv(已包含低放射性廢棄物處理作業之集體有效劑量)，最終狀態偵測階段與廠址復原階段因無重大輻射作業，僅於保留區內執行必要之輻防管制措施，預期對工作人員產生之輻射劑量影響非常低微。

依據表 10-26、表 10-27 及表 10-28，分析各工項對作業人員集體有效劑量，結果顯示以拆解與拆除為造成人員集體有效劑量之主要工項，即一、二號機反應器壓力槽及內部組件拆解(工作編碼 2.4.1、2.4.2)、大型組件拆解(工作編碼 2.4.3)及輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解與各廠房設備拆解(工作編碼 2.4.4 至 2.4.7、2.4.9 至 2.4.10 及 1.4.4)等作業，預估集體有效劑量分別為 3.231 man-Sv、2.24 man-Sv、2.534man-Sv，其總集體有效劑量為 8.005 man-Sv。本章節評估除役各項作業對工作人員的集體劑量影響，結果可供後續除役人力規劃參考，對於評估之集體有效劑量較高的作業，將參考國際除役經驗，考量實施除污措施、架設臨時屏蔽、使用自動化拆解等技術，並且在執行作業前，依據實際評估結果實施人力配置。對於個人劑量管制，將依據輻射防護法與相關子法規定辦

理，確保個別輻射作業人員所接受的劑量不超過游離輻射防護標準所規範之劑量限值。

(六) 輻射管制作業之管理

核三廠除役作業對於工作人員造成之輻射曝露，應符合「游離輻射防護安全標準」規定職業曝露之劑量限值。本公司依法規對作業人員實施劑量監測，掌握輻射工作人員所受輻射劑量狀況，並藉由統計方法，分析作業人員所受輻射曝露情形，透過工作調整，防止輻射劑量過於集中於部分輻射作業人員，此外，參照核三廠現行人員劑量管制之行政限值，藉由管控人員每日、週劑量，並訂定低於法規劑量限度之年劑量管制值，可有效確保作業人員之曝露符合法規劑量限度。對於個人劑量監測部分所使用設備為熱發光劑量計、電子劑量計與其他輔助劑量計，用以監測作業人員接受加馬輻射、貝他輻射及中子輻射之體外曝露劑量值。並以全身計測及生化樣品分析估算體內曝露。

為掌握除役期間廠區內各處輻射情形與污染狀況，避免造成廠外環境影響，並控制廠區內可能造成之輻射曝露與體內外污染，將根據作業進度，於具代表性區域建立輻射監測站，實施輻射監測，必要時，應再設計、製造特別屏蔽，封鎖潛在放射性污染於管制範圍內。於廠區內實施之監測包含直接輻射偵測、表面污染偵測、抽氣偵測，以及針對特定工作設計有效之輻射監測方案。以上偵測頻率與紀錄之保存，將參照核三廠輻射防護作業程序與原能會規定辦理。

核三廠於除役期間採取之除污作業，包含拆除前之系統除污與拆除後之組件除污。拆除前之除污目的為降低作業人員於拆除作業時之輻射曝露，而拆除後之組件除污目的為降低其污染程度，以達到廢棄物減量及再利用之目標。對於拆除前與拆除後之除污工作，作業人員並不直接接觸高劑量率之系統與廢棄物，因此，預期人員應無需於高輻射劑量率之環境下作業。對於除污作業之輻射防護，將依照核三廠輻射防護作業程序之相關規定辦理。

核三廠除役過程中產生之放射性廢氣主要來源，為拆除、切割等作業產生之煙霧氣體。而放射性廢液來源為系統/組件除污作業所產生之除污廢液、牆面/地面清洗等所造成之地面洩水、切割作業所產生之二次廢液、系統運轉時所產生之設備洩水、放射化學分析實驗所產生之實驗室廢液、廢液處理系統過濾器與離子交換樹脂之沖洗廢液及輻射防護衣物與除污工具之清洗廢液。對於預期會產生空浮之作業區域搭建隔離帳篷，視需要架設移動式空氣過濾設備，並維持負壓梯度及設置防止回流裝置，將排風口導入廠內通風系統，經過濾設備處理後排放，移動式空氣過濾設備架設係依照輻射工作許可作業前所做的評估來決定是否安裝，例如執行污染牆面剷除及高污染設備拆裝相關作業時可加裝；必要時作業人員應配戴適當之呼吸防護裝具，而呼吸防護裝具的配戴則依照程序書「呼吸防護作業」執行，依據作業環境空浮濃度來決定是否配戴以及配戴面具規格，再依「輻射工作許可證管制作業程序書」，由輻射工作許可證之管制措施要求人員佩戴。

放射性廢液於收集後將以現有放射性廢液處理系統(Liquid Radwaste System,以下簡稱 LRS)處理。除役中產生的廢液，大部分為化學除污過程中所產生的除污廢液與機械除污過程中所產生的廢液；化學除污主要應用於系統除污與組件除污，系統除污產生的除污廢液活度較高。因此，須先經由除污系統本身之淨化系統處理後，再排放至廠內放射性廢液處理系統(LRS)進行處理。

對於放射性廢氣與廢液之處理，預期人員在採行適當防護措施下不會有明顯之體內曝露發生。且大部分作業，人員無需直接處理此類放射性廢棄物，因此，處理過程中所接受之曝露來源為系統中具放射性之設備、組件所造成的空間輻射。

除役過程中對於廢棄物處理作業包含拆除的一次廢棄物，例如拆解之金屬廢棄物、混凝土廢棄物與拆除過程中所產生的二次廢棄物，例如濕性廢棄物主要來自於除污廢液及系統洩水處理過程，產生廢棄物之種類包括濃縮廢液、廢離子交換樹脂(粒狀樹脂)及槽內污泥，濃縮廢液之處理程序採固化裝桶、廢離子交換樹脂(粒狀樹脂)與槽內污泥現行處理程序為裝桶，而對

於乾性廢棄物主要為擦拭紙、維修工具、實驗室固體廢棄物、空氣過濾器、防護衣、鷹架、保溫材等，其處理為壓縮減容後送往處置場，可燃之廢棄物則進行焚化減容。廢棄物之固化、減容作業，作業人員以遙控操作，並不會直接接觸放射性物質。廢氣或廢液所含之放射性核種，來自於處置之系統中所含之放射性物質，其分佈組成，詳述於本計畫第九章(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)，其中廢氣與廢液的處理作業對作業人員之輻射安全防護措施，將依照核三廠輻射防護作業程序之相關規定辦理。

核三廠於除役期間，所有輻防管制作業應符合輻射防護計畫，以確保作業人員於除役期間接受之輻射劑量符合「游離輻射防護安全標準」規範之輻射作業人員職業曝露之劑量限度，並依據輻防之合理抑低原則執行所有除役作業。

(七) 紀錄保存

依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「核子反應器設施管制法」、「核子反應器設施管制法施行細則」及「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」等相關法令，除役作業期間個人及環境之劑量監測結果，應留存記錄。對於廠區內執行直接輻射偵測、空氣濃度、試樣採集之各種偵測報表、偵測紀錄均應陳核後歸檔保存，保存年限至少 5 年；廠外之環境輻射監測結果及相關分析數據同陳核後歸檔保存，保存年限至少 3 年。對於個別人員劑量之監測結果，應自該作業人員離職或停止輻射作業起至少保存 30 年並超過其 75 歲為止。

三、輻射防護措施

本節說明除役期間相關輻射防護作業與措施，包含輻射防護管理組織與權責區分、人員防護、人員訓練、人員劑量、醫務監護、管制區劃分及區域管制作業、除役作業時之防護措施、放射性廢棄物管制、合理抑低原則及紀錄保存等。

各階段設施除役作業之輻射防護作業與措施，係依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「游離輻射防護安全標準」、「核三廠輻射防護計畫」[25]與相關規定規劃。

(一) 輻射防護管理組織與權責區分

核三廠因應除役各階段工作需求變化調整組織架構、任務編組、權責。依據「游離輻射防護法」第七條第一項「設施經營者應依其輻射作業之規模及性質，依原能會之規定，設輻射防護管理組織或置輻射防護人員，實施輻射防護作業」之規定，核三廠廠長應設輻射防護業務單位並負有輻射防護之責任。

核三廠除役之拆除、運送、貯存及其貯存設施維護運轉等相關之輻射防護作業，應由保健物理組之輻射防護人員負責執行。各階段除役作業計畫之輻射防護規劃，擬參考核三廠輻射防護作業程序書及核三廠輻射防護計畫。核三廠除役各階段輻射防護管理組織如圖 10-5 所示。

1. 輻射防護管理組織之名稱與架構

核三廠輻射防護管理組織架構圖如圖 10-5 所示。

(1) 核三廠除役工程輻射防護業務單位主管

核三廠除役輻射防護業務單位為保健物理組，保健物理組經理為輻射防護業務單位之主管。

(2) 核三廠除役輻射防護管理委員會之組成

依據「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」第十二條第一項規定，應設置七人以上輻射防護管理委員會，核三廠輻射防護管理委員會之委員由下列人員組成：

- A. 核三廠廠長或其指定之代理人。
- B. 保健物理經理及至少二名以上之專職輻射防護人員。
- C. 經廠長指定擔任之各技術部門主管（或代理人）。
- D. 輻射防護管理委員會應至少每六個月開會一次，並由廠長擔任輻射防護管理委員會會議主席

2. 權責與任務區分

(1) 輻射防護業務單位之指揮與監督：

- A. 核三廠廠長為場所主管，督導訂定核三廠輻射防護計畫及與輻射作業有關之重要事項，陳報主管機關核定後督導實施。
- B. 核三廠保健物理組為直屬核三廠廠長指揮監督之部門或任務編組。

(2) 保健物理組執行之輻射防護管理業務：

輻射防護業務單位(即保健物理組)，應依執行下列輻射防護管理業務：

- A. 釐訂輻射防護計畫、協助訂定輻射安全作業程序及緊急事故處理措施，並督導廠內有關部門實施。
- B. 規劃、督導輻射防護監測、輻射防護教育訓練、輻射工作人員健康檢查、輻射工作人員劑量之輻射防護管理。
- C. 建立及執行人員曝露與廠區環境監測作業之紀錄、調查、干預基準，以及應採取之因應措施。
- D. 管理輻射防護相關報告與紀錄。

(3) 輻射防護管理委員會之任務：

「輻射防護管理委員會」每六個月至少開會一次，確認討論及研議以下事項，會議紀錄應至少保存三年備查。

- A. 對個人及集體劑量合理抑低之建議。
- B. 輻射工作人員劑量紀錄

- C. 意外事故原因及應採行之改善措施。
- D. 設施內設備、物質及人員證照是否符合相關規定。
- E. 輻射安全措施是否符合法規規定。
- F. 輻射防護計畫。
- G. 廠長交付之輻射防護管理業務。
- H. 其他主管機關及本公司相關規定及注意事項。

(二) 人員防護

1. 從事或參與輻射作業之人員，以年滿十八歲者為限。未滿十八歲者不得進入核三廠管制區工作。
2. 懷孕女性工作人員參與輻射作業之限制。對告知懷孕之女性輻射工作人員，須即檢討其工作條件，以確保胚胎或胎兒所受曝露不超過游離輻射防護安全標準之規定；有超過之虞者須調整其工作。
3. 人員(含廠外人員及交付承攬商)進入輻射管制區從事輻射工作，須接受輻射防護教育訓練及測驗合格、審查體格及健康檢查紀錄與安排全身計測、人員輻射劑量之授權管制，始得發給劑量佩章及從事輻射作業。
4. 輻射工作人員應實施輻射劑量監測。實施輻射劑量監測之人員，須記錄其終身職業曝露歷史紀錄，並逐年記錄每一輻射工作人員之年職業曝露紀錄。

(三) 人員訓練

1. 輻射工作人員應定期實施從事輻射作業之防護，以及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，並保存紀錄；輻射工作人員對於前項教育訓練，有接受之義務。
2. 核三廠對新進之輻射工作人員，應於首次指派工作前施予從事輻射作業之防護及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，並保存紀錄。對在職之輻射工作人員，亦應定期每年一次實施從事輻射作業之防護及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，並保存紀錄。
3. 本公司其他單位支援或參與輻射工作之交付承攬商人員，在從事輻

射作業前應完成教育訓練。

4. 對輻射工作人員實施之教育訓練，應依輻防法施行細則之規定，參酌下列科目規劃，且每人每年受訓時數須為三小時以上，其中二分之一訓練時數得以播放錄影帶、光碟或視訊等方式代之，並保存紀錄：

- (1) 輻射基礎課程。
- (2) 輻射度量與劑量。
- (3) 輻射生物效應。
- (4) 輻射防護課程。
- (5) 原子能法規及相關管制規定等。
- (6) 各階段設施除役相關規定之安全作業程序及工作守則。
- (7) 主管機關及本公司提供之相關資訊。

(四) 人員劑量

核三廠除役計畫之輻射工作人員劑量管理，規劃依據「游離輻射防護安全標準」第四條第一項規定，「有效劑量，得以度量或計算強穿輻射產生之個人等效劑量及攝入放射性核種產生之約定有效劑量之和表示。」同條第二項規定，「強穿輻射產生之個人等效劑量或攝入放射性核種產生之約定有效劑量於1年內不超過2 mSv時，體外曝露及體內曝露得不必相加計算。」

除役工程輻射作業，應防止確定效應之發生及抑低機率效應之發生率，且符合下列規定：

- 利益須超過其代價。
 - 考慮經濟及社會因素後，一切曝露應合理抑低。
 - 個人劑量不得超過游離輻射防護安全標準之規定值。
1. 輻射工作人員職業曝露之劑量限度(含行政管制規定)
 - (1) 核三廠輻射工作人員之劑量限度如表 10-30。
 - (2) 女性輻射工作人員，其膳餘妊娠期間下腹部表面之等價劑量，不

得超過 2 mSv，且攝入體內放射性核種造成之約定有效劑量不得超過 1 mSv。

2. 職業曝露之劑量監測與評定

(1) 對輻射工作人員所受體外劑量定期評定原則如下：

- A. 以每月定期實施評定為原則，得視需要調整頻次或不定期實施。
- B. 跨越年度時，均應於新年度換發法定劑量計，列入下一年度劑量管制。

(2) 為確保輻射工作人員所受職業曝露不超過劑量限度並合理抑低，雇主應對輻射工作人員實施個別劑量監測。但經評估輻射作業對輻射工作人員一年之曝露不可能超過劑量限度之一定比例者，得以作業環境監測或個別劑量抽樣監測代之。

(3) 依輻防法施行細則第六條之規定，前項所述得以作業環境監測或個別劑量抽樣監測代替個別劑量監測之一定比例為 3/10，係指經評估輻射作業對輻射工作人員一年之曝露，其有效劑量不可能超過 6 mSv 且眼球水晶體之等價劑量不可能超過 50 mSv；皮膚及四肢之等價劑量不可能超過 150 mSv。代替個別劑量監測之作業環境監測，係指作業場所具備用於監測工作位置之輻射劑量（率）監測器，且其監測結果足以代表輻射工作人員所接受之劑量。

(4) 工作人員體外劑量評定，對加馬輻射及貝他輻射以法定人員劑量計作為劑量偵測設備，作業環境中有中子時應加用中子劑量計。現場工作得以電子劑量計或其他適當之人員輔助劑量偵測設備，以作為劑量管制之用。

(5) 對於從事四肢或眼球水晶體等部位可能接近射源之特定作業，其體外劑量監測，除對執行個人等效劑量加以監測外，並應採行下列措施：

- A. 四肢接受單次輻射曝露之等價劑量如可能大於 5 mSv 及 2 倍強穿輻射之個人等效劑量($H_p(10\text{ mm})$)時，應監測肢端之弱穿輻射個人等效劑量($H_p(0.07\text{ mm})$)，並據以登錄為法定劑量紀

錄中之皮膚及四肢之等價劑量。

- B. 眼球等價劑量可能大於強穿輻射之個人等效劑量($H_p(10\text{ mm})$)之 3 倍，應局部監測考慮眼球水晶體曝露之個人等效劑量($H_p(3\text{ mm})$)，並據以登錄為法定劑量紀錄中之眼球等價劑量。

(6) 輻射工作人員體內曝露之評定，應依下列原則辦理：

- A. 放射性核種攝入之評定，以全身計測為主要方法，必要時得增加生化分析。
- B. 體內曝露之評定原則上每年實施一次，必要時得增加頻度。
- C. 短期赴各設施從事輻射工作之人員，體內曝露之評定，應於工作開始(到差(職))，工作完成(離差(職))時分別辦理。
- D. 如發現有污染時，依照現行程序書；必要時執行全身計測、尿樣生化分析，評估體內污染核種，活性分析，並推算攝入量後，依游離輻射安全標準附表三，以及核三廠現行輻射防護程序書，進行體內劑量評估。

(五) 醫務監護

本小節內容依「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「游離輻射防護安全標準」、「輻射工作人員特別健康檢查項目」[26]等規定訂定。當工作人員因意外或緊急曝露所受一次劑量超過 50 mSv 以上時，應予以特別醫務監護，包括特別健康檢查、劑量評估、放射性污染清除、必要治療及其他適當措施。

1. 一般規定

- (1) 核三廠依輻防法第十六條之規定對於新進輻射工作人員實施體格檢查；對在職之輻射工作員工實施定期健康檢查，並依檢查結果為適當之處理。核三廠若將輻射作業交付承攬、再承攬或與承攬人或再承攬人共同作業時，應要求承攬人或再承攬人在派遣工作人員前，務必遵守體格檢查及定期健康檢查之要求。
- (2) 經體格檢查或健康檢查合格之人員始得進入管制區從事游離輻射作業。

2. 特別醫務監護與特別健康檢查

- (1) 輻射工作人員一次曝露接受有效劑量超過 50 mSv 以上時，須接受特別健康檢查、劑量評估、放射性污染清除、必要的治療及其他適當措施之特別醫務監護。
- (2) 特別健康檢查項目及檢查參考時機，依據主管機關與衛生署會銜公告之輻射工作人員特別健康檢查項目及其附註說明之規定辦理。

(六) 管制區劃分及區域管制作業

核三廠除役計畫依輻射防護法之規定與輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則之要求，依核三廠輻射工作場所之設施、輻射作業特性及輻射曝露程度，劃分輻射工作場所為管制區及監測區。管制區內應採取管制措施及防止放射性污染擴散；監測區內應做必要之輻射監測。

1. 管制區劃分

- (1) 核三廠廠界線內視為輻射狀況需經常處於監督下之地區，劃歸為監測區，並採取必要之輻射監測。監測區內之輻射工作場所劃分為管制區，管制區內應採取輻射防護管制措施，以規範輻射作業及相關防護管制規定。核三廠地區管制劃分標準，如表 10-31 所示。
- (2) 核三廠對管制區與監測區之劃定，應依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則之規定如下：
 - A. 對於輻射工作場所內，為規範輻射作業、管制人員和物品進出，以及防止放射性污染擴散之地區，應劃定為管制區。
 - B. 管制區外，輻射狀況需經常處於監督下之地區，應將其劃定為監測區。
- (3) 管制區內又劃分為非示警區及示警區；示警區內因輻射強度及污染狀況不同，可區分為下列特定區域：
 - A. 輻射區

凡周圍等效劑量率大於每小時 0.05 mSv(以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果為準)之區域劃定為輻射區。

B. 高輻射區

凡周圍等效劑量率超過每小時 1 mSv(以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果為準)之區域劃定為高輻射區。

C. 極高輻射區

凡輻射之吸收劑量率超過每小時 5 Gy(以距離輻射源或其表面 1 m 處之偵測結果為準)之區域均劃定為極高輻射區。

D. 空浮放射性區

空浮濃度可能使工作人員未佩戴呼吸防護面具之情況下，在一週工作時間內之攝入超過 0.6% 年攝入限度 (ALI) 或 12 DAC(Derived Air Concentration, 推定空氣濃度)小時之區域。在實務上，得將空浮放射性物質濃度大於推定空氣濃度 (DACs)之 30%區域劃定為空浮放射性區。

E. 污染區

表面污染程度拭跡結果，阿伐非固著性污染超過 1 Bq/100 cm²，或貝他/加馬非固著性污染超過 10 Bq/100 cm²之區域，須劃定為污染區。

F. 高污染區

表面污染程度拭跡結果，阿伐非固著性污染超過 37 Bq/100 cm²，或貝他/加馬非固著性污染超過 370 Bq/100 cm²之區域，須劃定為高污染區。

G. 放射性物質區

凡使用或貯存放射性物質之相當數量(參考美國聯邦法規 10 CFR 20 附錄 C 放射性物質應標示之量，超過 10 倍)之區域，須劃定為放射性物質區。

H. 特殊輻射狀況

高輻射點：凡接觸位置之周圍等效劑量率超過每小時 1 mSv 且比周圍之劑量率高五倍以上者為高輻射點。

熱粒子區：凡含有熱粒子之區域屬之。熱粒子指粒徑自 1 μm 至數百 μm 間之高活度微粒，帶電、鬆動、難以氧化且易造成污染之轉移與散佈。

2. 區域管制

(1) 管制區之圍籬與示警、監測區邊界之標示

- A. 輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則之規定，管制區劃定應設置實體圍籬，並於進出口處及區內適當位置，設立明顯之輻射示警標誌及警語。
- B. 監測區邊界之劃定以核三廠財產界為準，於人員得進出處所之適當位置應設立標示牌。

(2) 輻射安全管制站設立

- A. 管制區入口應設置輻射安全管制站，或依作業需要在適當地點再設置臨時輻射安全管制站。
- B. 輻射安全管制站於人員進出管制區的安全防護管制作業，依相關程序書之規定提供必要之輻射安全防護措施。

(3) 核三廠輻射工作人員(含新進人員)，進入管制區從事輻射作業，應符合下列規定：

- A. 體格檢查或健康檢查結果符合規定，且在有效期限內。體格檢查或健康檢查紀錄過期、未完成體格檢查或經醫師評定為不宜進入管制區者，不得允許其進入管制區。
- B. 輻射防護教育訓練完訓紀錄、全身計測及面具測試在有效期限內。體檢判定不適合戴面具者，則免實施面具測試。
- C. 新進人員於首次進入管制區前，應審查其過去之職業曝露劑量紀錄，確認其在本管制週期內之劑量未達劑量限度。
- D. 接受放射性人工核種醫療、治療或檢查之工作人員，除當事人應主動告知核三廠保健物理組及接受適當之管理，如可能造成現場輻射偵檢儀器干擾或個人劑量監測結果失真者，則不允許其進入管制區。
- E. 提供其適當之人員劑量計、輻射防護裝具和資訊，並使其正確

使用。

F. 確實管制及監測其個人劑量，俾使其所受劑量符合劑量限度之規定。

G. 依輻射工作人員認定基準完成輻射工作人員認定。

(4) 非核三廠輻射工作人員(含本公司外、公司內其他單位人員及設施將輻射作業交付承攬或共同作業之承攬人或再承攬人所僱用之人員)，進入管制區從事輻射作業，應確保符合下列規定：

A. 體格檢查或健康檢查結果符合規定，且在有效期限內。

B. 確認其已依輻防法第十四條第四項之規定接受輻射防護教育訓練，完訓紀錄在有效期限內。未完訓者或紀錄過期者，不得允許其進入管制區。

C. 完成進廠全身計測。面具測試在有效期限內，體檢判定不適合戴面具者，則免實施面具測試。

D. 審查其過去之職業曝露劑量紀錄及原屬單位或雇主開立之授權劑量證明，確認其在本管制週期內之劑量未達劑量限度。本公司之支援人員若原單位無法填發授權劑量者，應由核三廠之保健物理組核定授權劑量並管制之。

E. 接受放射性人工核種醫療、治療或檢查之工作人員，除當事人應主動告知核三廠保健物理組及接受適當之管理，如可能造成現場輻射偵檢儀器干擾或個人劑量監測結果失真者，則不允許其進入管制區。

F. 經審查前述文件，符合得進入管制區者，始得允許其進入管制區，且提供其適當之人員劑量計、輻射防護裝具和資訊，並使其正確使用。

G. 確實管制及監測其個人劑量，俾使其所受劑量不超過授權劑量。

H. 依輻射工作人員認定基準完成輻射工作人員認定。

I. 核三廠輻射作業承攬人或再承攬人提供所僱用人員之體格檢查或健康檢查資料、輻射防護教育訓練完訓紀錄、過去之職業

曝露劑量紀錄，核三廠審查後留存正本或與正本相符之影本，作為審查證明。其中體格檢查或健康檢查資料之留存，應經當事人切結同意。

(5) 一般人員進入管制區之防護與管制措施

依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則第七條規定，對經審查同意進入管制區之一般人員，提供適當之人員劑量計、輻射防護裝具和資訊，並由核三廠人員陪同使其正確使用防護裝具。

A. 所述一般人員指下列人員：

- 赴各設施參訪之訪客。
- 平時並無從事輻射作業，僅因業務需要短暫進入管制區，經評估其可能接受的輻射曝露遠低於一般人之年劑量限度，且無潛在超出劑量限度之輻射風險。
- 在非核子緊急事故及非輻射異常事故情況下，需進入管制區執行緊急醫療救護之人員。

B. 核三廠對於擬進入管制區之人員應先審查確認其是否符合 A 之條件。

C. 經審查認定為一般人員，進入管制區得免依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則第六條有關輻射工作人員之規定。

D. 在管制區停留期間毋須佩戴熱發光人員劑量計（TLD 佩章），惟應佩戴電廠提供之輔助劑量計，並於進出輻射安全管制站時依規定登記當次之劑量計讀數。

E. 不得單獨進入管制區，應至少由一位體檢及輻射防護講習合格之正式員工全程陪同。

F. 在管制區內停留期間，應遵守核三廠輻射防護相關規定，如有違反情事，保健物理人員或陪同人員應予以勸阻以確保其輻射安全。

G. 訪客需年滿 18 歲，參訪行經路線及停留位置，應以非示警區

為限。

(6) 放射性污染管制

管制區內依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業之規定，採取下列措施，以防止放射性污染：

- A. 禁止將飲料、食物、香煙、化粧品、檳榔、口香糖及其它非工作必要物品攜入管制區。
- B. 攜出管制區之物品應實施放射性污染偵測。
- C. 人員離開管制區應實施放射性污染偵測，若發現污染，應予適當除污。

(7) 空浮放射性區管制

【作業場所防護措施】

- A. 進入空浮放射性區除應遵守各該相關管制規定外，並應穿著適當呼吸防護裝備措施。
- B. 適時偵測污染管制區內空氣污染程度，確保工作人員安全。
- C. 作業過程，適時執行工作區域內之空氣污染監測、空氣取樣計測之污染管制。
- D. 作業過程，視需要於特定區域架設防止污染擴散之帳篷，以期減少污染擴散。
- E. 作業過程，視需要安裝設置使用移動式高效率空氣過濾(HEPA)設備或真空吸塵器，減少污染擴散。

【人員體內曝露防護措施】

- A. 進入空浮污染管制區內及作業過程，人員須佩戴適當面具、著裝適當防護衣物、鞋套、手套、帽套，避免污染擴散，確保工作人員安全。
- B. 離開空浮污染管制區及作業結束後，務必洗手或淋浴，離開前自行偵檢全身手足、物品，必要時鼻孔取樣偵測，防止污染擴散，確保工作人員安全。
- C. 如發現有污染時，工作人員再自行沐浴更衣及污染清除，必要時全身計測、尿樣生化分析，評估體內污染核種，活性分析。

- D. 體內污染者之輻射劑量，並依其程度予以適當工作管制及處理。

(8) 進出管制區/示警區之規定

A. 進出管制區之規定：

進出固定管制區，除有緊急處置之必要外，應經由輻射安全管制站進出管制，並依規定申請核准。

B. 進出示警區之規定：

【進入】

經輻射工作許可證申請核准者，方可進入指定示警區。示警區內作業之人員，應依輻射工作許可證上所指示執行輻射防護措施之要求。

【離去】

離開污染地區前，應依規定脫除防護裝具、衣物。在出口處設置污染隔離墊與盛裝防護衣物之容器，以防止污染散播。

(9) 高輻射區與極高輻射區管制

高輻射區與極高輻射區應設置必要之門鎖或電子門禁等措施，以防止人員不當進入。人員進入高輻射區、極高輻射區或高污染區域時，其作業場所負責人應通知輻射防護人員並接受輻防安全防護指導。

(10) 放射性污染設備之管理

- A. 在管制區內使用之設備或工具，如因工作需要必需經常在污染區或高污染區使用者，得依其非固著污染程度，在污染或高污染區內置工具箱存放，惟高污染(阿伐 $>37 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ ；貝他/加馬 $>370 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$)者，應置於高污染區。如係固著性污染者；貯存時其固著污染程度應符合貯存區域輻射強度限值規定。

- B. 放射性污染設備，儲存於戶外(電子圍籬內)並曝露於大氣中，表面污染程度經拭跡取樣，若阿伐非固著性污染超過 $1 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ ；貝他/加馬非固著性污染超過 $2 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 時，應裝入耐

風雨材料所製成之容器內，以免造成污染之散播。其表面輻射程度應符合存放地區規定之管制限值。

- C. 搬移放射性污染設備，須經保健物理人員核准及採行必要之輻防程序後始得為之。

(11) 管制區內一般輻射安全注意事項

- A. 工作時，儘量避免不必要之輻射曝露，並符合合理抑低(ALARA)之原則。
- B. 人員所佩戴之熱發光劑量計佩章及輔助劑量計，不得任意取下或隨地放置。
- C. 經申請核發輻射工作許可證後，始得進入示警區工作。以備有完整之進出管制及劑量紀錄。
- D. 工作時應遵守輻射工作許可證上或其他示警標誌上之指示。
- E. 凡在管制區內使用過之各式裝備，未經偵測，不得帶出管制區。
- F. 非經許可，不得移去任何屏蔽物及輻射示警設備。
- G. 非在污染地區，未經保健物理人員許可，不得穿著防護衣物。
- H. 將所有受到污染之防護衣物、裝備及廢棄物，分別裝於指定容器內。
- I. 任何具有放射性或受放射性污染物品之搬移、存貯，應先經保健物理人員偵測認可。
- J. 隨時注意自己輻射劑量狀況，並避免超過曝露限值。
- K. 勿在示警區徘徊或逗留，必要時儘量在輻射較低之區域等候。
- L. 在示警區受傷時，請立即通知保健物理人員或醫護人員。
- M. 在管制區內，嚴禁吸煙、飲水、嚼檳榔、口香糖及進食。
- N. 遇意外時，服從保健物理人員之指示，迅速停止工作並緊急疏散。

3. 輻射監測

(1) 監測區內之輻射監測

- A. 依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則規定，於監測區選擇適當地點及監測頻次，實施定期或連續性輻射

監測、連續空氣監測及表面、土壤與草樣等放射性污染監測。

- B. 監測區監測作業依頻次區分為定期偵測及不定期偵測兩類，定期偵測依輻射分佈之特性與危險之可能性原則上分為每日、每週、每月及每季偵測。不定期偵測則視需要實施。定期偵測之地點及頻次及不定期偵測之實施時機應明訂於程序書中據以施行。
- C. 監測區輻射劑量管限制值，其空氣中的放射性核種濃度不應超過游離輻射防護安全標準公布的推定空氣濃度的 1/10，周圍等效劑量率每小時不得超過 0.005 mSv，表面污染以污染拭跡結果，阿伐非固著性污染不得超過 1 Bq/100 cm²，貝他/加馬非固著性污染不得超過 2 Bq/100 cm²，貝他/加馬之固著性污染在距離 1 cm 處，其周圍等效劑量率應維持在高於背景值每小時 0.001 mSv 以內。

(2) 管制區內之輻射監測

依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業規定，視輻射作業性質及曝露程度，訂定管制區之輻射監測之作業程序。輻射監測應包括測定曝露程度、評定放射性污染、鑑定輻射及核種。在執行實務上分為能譜度量、輻射偵測、污染偵測、空氣偵測及熱粒子偵測。

4. 輻射監測儀器之設置

環境監測區內之輻射偵測器及輻射作業區(管制區)內之區域監測器與空浮監測器、煙囪排放放射性核種與活度監測器、其他輻防偵測儀器等，輻射防護作業主管須指派專人操作、記錄、測試、維修、汰換並依相關規定定期校驗等運轉管理。

各項輻射監測儀器及加馬、中子輻射劑量率量測儀器、 α 、 β /污染偵測儀器如表 10-32 與表 10-33 之個人與輻射監測/偵測儀器說明。

(七) 除役作業之防護措施

核三廠除役工作主要可區分為四個階段，包括：除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段。以下將分別敘述各階段作業之輻射防護措施：

1. 除役過渡階段

主要需考量輻射防護之作業包括：

(1) 用過核子燃料從反應器移除清空作業

本項作業類似於運轉期間更換燃料之作業，其作業程序與輻射防護措施可參考核三廠現行作業程序書辦理。

(2) 停機後現場輻射特性調查作業

本項作業類似於運轉及大修期間之輻射特性調查作業，其作業程序與輻射防護措施可參考核三廠現行作業程序書辦理。

2. 除役拆廠階段

主要需考量輻射防護之作業包括：

(1) 系統洩水與系統除污

本項作業類似於運轉期間系統洩水與除污之作業，作業規劃詳述於本計畫第八章(除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理)，主要包含組件之化學除污、電化學除污及機械除污等，其作業程序可參考核三廠現行作業程序書。

本項作業主要需進行之輻射防護考量如下：

A. 化學除污：

係利用化學溶劑清洗污染區域或設施以達到除污的目的。化學除污過程中，主要偵測管制二次廢棄物的產生，以及廢液外釋排放監測措施。另若除污劑使用揮發性物質，將可能產生放射性懸浮物，則需考量偵測管制廢氣外釋監測措施。除污作業時，人員須配戴適當防護裝具，避免吸入放射性懸浮物，造成體內污染。

B. 電化學除污：

係利用電解反應，使表面污染的放射性核種進入電解槽中，達到除污的目的。除污過程中產生之放射性廢液及廢氣，需管制減少二次電解廢棄物的產生及落實相關輻射防護所需之收集、再處理、監測管制等措施。

C. 機械除污：

機械除污法(又細分為表面淨化與表面移除)有吸塵、機械擦拭、高壓噴射、磨料噴射表層剝離，對污染物進行物理效應的處理，以達到表層淨化與移除的目的。除污噴射、剝離研磨過程中，需偵/監測管制產生煙塵之放射性懸浮物和粉塵集塵過濾防護措施，避免造成二次污染擴散。除污作業時，人員須配戴適當防護裝具，避免吸入放射性懸浮物，造成體內污染劑量。

為保持除污工作場地之輻射安全及避免空浮現象，視需要於現場架設密閉性施工區及/或移動式之排風過濾系統等，以維持工作環境負壓狀態。另外，並搭配區域輻射監測、場所輻射偵檢等防護措施。上述作業相關之輻射防護措施，參考依核三廠輻射防護作業程序執行辦理。

(2) 反應器超 C 類內部組件移除

本項作業之規劃詳述於本計畫第六章，主要包含爐心內部組件之移除。此二類內部組件之拆除規劃為以遙控方式進行水下切割，主要需進行之輻射防護考量為拆除過程中導致池水污染程度的上升，進而影響池邊工作人員之劑量。其作業相關之輻射防護措施參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

(3) 反應器及其內部組件拆除

本項作業之規劃詳述於本計畫第六章，主要包含規劃以遙控方式進行水下切割之反應器壓力槽內部組件，以及於空氣中切割之壓力槽頂蓋及反應爐壓力槽。以遙控方式進行水下切割之反應

器內部組件主要需進行的輻射防護考量為拆除過程中產生之放射性廢液、於空氣中切割之壓力槽頂蓋及反應爐壓力槽則主要需考量其拆除過程中產生之放射性空浮，其作業相關之輻射防護措施，參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

(4) 反應器蒸汽系統管路拆除

本項作業類似同於運轉期間蒸汽系統管路拆除維修之作業，其作業程序可參考由核三廠現行作業程序書，其作業相關之輻射防護措施，參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

(5) 用過燃料池拆除

本項作業之規劃，主要需進行之組件拆除、切割、清理、吊運等，拆除過程中產生之人員劑量、放射性污染、放射性空浮等作業輻射防護考量，其作業相關之輻射防護措施，參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

(6) 一次圍阻體拆除

本項作業之規劃詳述於本計畫第六章中，主要需進行之組件拆除、切割、清理、吊運等，拆除過程中產生之人員劑量、放射性污染、放射性空浮等作業輻射防護考量，其作業相關之輻射防護措施，參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

(7) 其他放射性污染系統及設備的拆除

本項作業類似同於運轉期間系統及設備拆除維修之作業，作業規劃詳述於本計畫第六章除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序中，其作業程序可參考由核三廠現行作業程序書。

本項作業主要需進行之組件拆除、切割、清理、吊運等，拆除過程中產生之人員劑量、放射性污染、放射性空浮等作業輻射防護考量，其作業相關之輻射防護措施，參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

(8) 其他建物的除污

本項作業規劃詳述於本計畫第八章，主要為進行結構機械除污之作業。本項作業主要為清理除污，對於作業過程中預期產生

之空浮，除考量裝設粉塵收集設備及過濾系統外，其餘作業相關之輻射防護措施，依參考核三廠輻射防護作業程序辦理。

3. 廠址最終狀態偵測階段

本階段作業已不涉及有放射性污染之建物、系統、組件、設備，以及管路等，僅於保留區內維持必要之輻射防護措施。

4. 廠址復原階段

本階段作業已不涉及有放射性污染之建物、系統、組件、設備，以及管路等，僅於保留區內維持必要之輻射防護措施。

(八) 放射性廢棄物管制

除役作業所產生之各類放射性廢棄物，其污染程度可歸因於各系統組件所受中子活化，以及活化腐蝕產物、分裂產物沉積程度的差異。源自中子活化所產生之放射性廢棄物，主要為反應器壓力槽、反應器壓力槽保溫材(RPV Insulation)、爐心內部組件，以及生物屏蔽、反應器一次圍阻體鋼構與其周圍的混凝土。對於污染放射性廢棄物之來源主要可分為兩種，第一種是活化腐蝕產物(Crud)，第二種污染源為燃料破損所造成分裂產物釋放沉積在一次側管路系統內。由此可知，壓水式反應器電廠除役放射性廢棄物的分佈範圍，涵蓋圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房的管線與設備，以及這些廠房結構進行表面除污移除的受污染表面混凝土等。

1. 產生放射性廢棄物來源與型態

除役過程中產生之廢棄物除前節所述之金屬類廢棄物外，其他放射性廢棄物尚包括濕性廢棄物及乾性廢棄物。其中濕性廢棄物之來源主要來自除污廢液及系統洩水處理過程。乾性廢棄物之組成主要是擦拭紙、維修工具、實驗室固體廢棄物、空氣過濾器、防護衣等。

2. 低放射性廢棄物管理分類

(1) 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。

- (2) 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。
3. 固體低放射性廢棄物之處理與貯存
 - (1) 固體低放射性廢棄物(含放射性化學濃漿)，先適當分類與包裝後再送至處理單位。固體低放射性廢棄物須經適當處理，並貯存於核三廠特定之貯存設施內。
 - (2) 固體低放射性廢棄物處理設施之作業區主管，須定期(每季)將現況、異動及處理紀錄，陳報主管機關備查
 - (3) 執行「一定活度或比活度以下混凝土塊及廢金屬外釋」前，應撰寫外釋計畫，送主管機關審查同意後執行相關作業，作業期間保健物理組應派員檢查並副知主管機關以利查核。
4. 低放射性廢氣、廢水之排放管制
 - (1) 為確保核三廠除役作業所產生之低放射性廢氣及廢水排放，造成關鍵群體中個人於一年內所接受之劑量符合「游離輻射防護安全標準」第十二條之規定，應依「游離輻射防護安全標準」之規定，訂定適當管制程序，使核三廠排放至環境之廢氣及廢水的放射性核種濃度符合「游離輻射防護安全標準」訂定之排放物濃度。
 - (2) 依「游離輻射防護安全標準」之規定，輻射工作場所排放含放射性物質之廢氣或廢水，造成邊界之空氣中及水中之放射性核種年平均濃度不超過「游離輻射防護安全標準」附表四之二規定之排放物濃度。
 - (3) 排放至環境之廢氣及廢水所含的放射性核種均須依程序書規定進行取樣、分析、記錄、統計與輻射安全評估。
 - (4) 為確保核三廠排放至環境之廢氣及廢水的放射性核種濃度符合所定之排放物濃度標準限值，於各排放口適當位置裝置連續式輻射監測器，並具警報設定，以確實掌握廢氣及廢水的排放濃度變化。當排放口連續輻射監測器達警戒設定值時，應立即查明升高原因，採取必要措施。

(5) 管理低放射性氣、液體排放管制計畫，重點應包括：

- A. 低放射性廢氣廢水來源、處理系統及流程
- B. 低放射性廢氣廢水排放管制作業程序
- C. 低放射性廢氣廢水排放濃度取樣作業及流程監測系統
- D. 低放射性廢氣廢水排放定期報表格式與呈報程序
- E. 異常排放處理與陳報程序

5. 放射性物質之運送

- (1) 核三廠於設施外運送放射性物質時，應遵守放射性物質安全運送規則及道路交通安全有關法令之規定。
- (2) 核三廠放射性物質在廠內或貯存場所範圍內之運送，得免適用放射性物質安全運送規則之規定。
- (3) 對於符合規定之放射性物質運送作業，須訂定適當之執行及管制作業程序據以施行。
- (4) 放射性物質於設施外運送應注意事項：
 - A. 放射性物質之運送，應依放射性物質安全運送規則及訂定之作業程序之規定辦理。兼具有其他危險性之放射性物質，除應遵守本規則外，並應遵守其他有關危險物運送之規定。
 - B. 運送之放射性物質務必依規定標示，及應備交運之相關文件。
 - C. 與放射性物質運送人員應依規定接受相關訓練、人員劑量監測及劑量限制。
 - D. 放射性物質運送容器及工具，應依規定偵測及除污，以防止污染擴散。
 - E. 放射性物質運送作業過程中，應注意輻射安全，以保障工作人員及民眾之接受曝露符合法令規定。
 - F. 放射性物質運達目的地搬至存放場所後，應即依規定劃定適當管制區域，並採取輻射示警措施。
 - G. 放射性物質運送發生意外事故，應依有關法令規定及意外事故緊急處理計畫審慎處理。

(九) 合理抑低措施

本小節內容主要依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「游離輻射防護安全標準」、「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」等規定訂定。依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第十五條規定，核三廠規劃之各項偵測及監測，應制訂紀錄基準、調查基準及干預基準。其偵測及監測之結果超過紀錄基準者，應予記錄並保存之；其結果超過調查基準者，應調查其原因；其結果超過干預基準者時，應立即採取必要之應變措施。依「游離輻射防護安全標準」第六條第一項規定，核三廠輻射作業應防止確定效應之發生及抑低機率效應之發生率，且符合下列規定：

- 利益須超過其代價。
- 考慮經濟與社會因素後，一切曝露應合理抑低。
- 個人劑量不得超過游離輻射防護安全標準之規定值。

在任何輻射區與高輻射區內之除役作業，均將依核三廠「輻射曝露之合理抑低計畫(ALARA)」之相關規定執行與監督劑量合理抑低措施。

1. 合理抑低措施

- (1) 為增進輻射安全，各輻射作業之規劃與管制，需考慮輻射工作人員有效劑量及集體有效劑量之合理抑低措施。
- (2) 任何在輻射區與高輻射區內之作業，必須由輻射防護人員依輻射工作許可證內容，評估該項作業可能造成之集體有效劑量。
- (3) 任何單項作業預估集體有效劑量達 50 man-mSv 以上時，應指派專人負責該項工作有關合理抑低措施之作業規劃與管制，預估集體有效劑量達 100 man-mSv 以上時，應由保健物理部門召集相關作業部門就該一單項工作之有關資料加以審查檢討，進一步規劃具體合理抑低措施及提出必要的建議或改進事項。作業部門應遵守有關之合理抑低措施之要求與規定。預估集體有效劑量達 250 man-mSv 時，應送輻射防護管理委員會審議通過後，始得進行該項作業。

- (4) 作業後檢討與改善：各項工作於完成後，如實際造成之集體有效劑量與預估集體有效劑量值相差超過 25%時，應作業後檢討與改善審查，檢討執行成效，並設專檔備查，以供日後參考。
- (5) 作業過程中，因作業區之輻射狀況或作業程序有重大改變，作業部門之主管或參與作業之輻射防護人員，應即要求暫停作業，待重新修正之合理抑低措施方案核定後，再按更新之管制程序繼續執行。
- (6) 合理抑低措施計畫、管制及檢討等相關文件其保存年限規定如下：
 - A. 實際集體有效劑量達 50 man-mSv 以上者，至少保存三年。
 - B. 實際集體有效劑量達 100 man-mSv 以上者，至少保存五年。
 - C. 其保存年限自作業後審查會議紀錄核定之日起算。

2. 除役實務合理抑低措施

依據國際除役經驗，收集並規劃核三廠未來除役採用之合理抑低措施，以及預估其劑量抑低效果如下：

- (1) 遙控設備的使用：在處理高活度放射性設備/組件時，為避免人員接受過高的輻射劑量率曝露，在NUREG/CR-6174[27]及國際經驗，皆建議採取遠端遙控方式執行包含壓力槽與內部組件、其他高活度金屬組件切割、高活度混凝土剷除等作業。遙控設備使用可增加人員與處理之放射性設備/組件的距離，在劑量率抑低的效果與實際距離成平方反比。一般情形下，使用後，作業人員的輻射劑量率可降為該區域的背景輻射劑量率。
- (2) 除污：依國際除役經驗，建議在停機後採行除污措施，以去除系統管路內放射性核種；除了可降低高活度廢棄物產量，更可進一步抑低後續作業人員的輻射劑量。因此，本公司規劃在除役過渡階段採行系統化學除污與廠房機械除污等作業。依照實務經驗，化學除污可降低放射性活度10至數10倍、機械除污亦

可降低約5倍。

- (3) 放射性衰變：核電廠停機後，放射性核種即開始衰變；其劑量率亦開始降低。因此，國際部分電廠在除役策略上，選擇停機後一段時間再進行實際拆除。在核三廠除役計畫中，為降低作業人員的輻射劑量，實際的拆除作業規劃在停機8年後始進行。依據主要劑量貢獻核種Co-60估算，劑量率約可降低0.349倍($e^{-0.693/5.26 \times 8}$)。

- (4) 臨時屏蔽的使用：電廠在營運期間，已廣泛使用屏蔽的方法降低輻射劑量率。例如在處理高輻射組件時，架設鉛毯、隔離架，及在運送廢棄物時，使用臨時屏蔽桶；皆為常見的作法。在除役期間，將沿用這些方法，以降低人員與民眾的輻射曝露。

本公司於除役計畫中，採用國際已採用的合理抑低措施包含遙控設備的使用、除污的規劃、待放射性衰變後執行拆除放射性組件與使用臨時屏蔽。以確保作業人員與民眾的輻射曝露為合理抑低。未來並將持續收集國際經驗，將實務可行措施納入輻射措施與合理抑低規劃。

3. 參考基準

參考基準指對輻射防護計畫或程序中規劃的偵測與監測所制定的行動基準。合理抑低措施計畫所規範的各項偵測及監測結果，依合理抑低措施參考基準，超過紀錄基準者，須予記錄；超過調查基準時，須調查其原因，並檢討改進；超過干預基準時，須另行採取劑量管制或醫務監護。各參考基準處理原則，如表 10-34 參考基準、表 10-35 本公司核能發電相關設施監測區試樣放射性分析行動基準。

(十) 紀錄保存

關於除役相關技術、分析、測量及其他文件、資料之保存年限將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」[28]之第十四條：「除役計畫與其相關送審文件、資料及依本辦法提報之各種報告或紀錄，經營者應永久保存；其餘除役相關技術、分析、測量及其他文件、資料，經營者應訂定類別清單及保存期限，並報主管機關備查」辦理。

四、結語

本章節針對核三廠除役期間，各項活動可能對民眾及電廠工作人員造成之輻射劑量影響，進行完整之評估與說明；並以合理抑低概念為原則，提出適當之輻射防護措施與規劃，確保相關除役活動能符合游離輻射防護法之規定。

在射源項部分，本章節羅列除役期間可能造成之放射性氣、液體排放，以及各類型已存在或因應除役活動所新建之貯存設施；在評估工具方面，透過點核仁法(QAD-CG 系列程式)、蒙地卡羅法(MCNP 程式)等國際輻防組織認可之計算機程式工具，完整評估在不同除役階段不同距離與屏蔽設計下之最大可能輻射曝露劑量；另佐以適當之輻射管制措施與建議，在正當化與最適化原則下，做出可達合理抑低之通盤考量。

本公司透過上述方法，完整而詳實考量核三廠除役活動期間之民眾與工作人員劑量，確保核三廠在除役期間對一般民眾及廠界周圍環境輻射劑量影響限值符合 0.5 mSv/y/廠址；以及所有工作人員所接受之有效劑量連續五年內不超過 100 mSv，任何單一年內不超過 50 mSv 之法規限值。

五、參考文獻

1. Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities, NUREG-0586, U.S. NRC, October 2002.
2. 中華民國行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 月 30 日
3. 中華民國行政院原子能委員會，「核能電廠環境輻射劑量設計規範」，79 年 01 月 08 日。
4. Radioactive Effluent Reports for Zion; Radioactive Effluent Reports for Crystal River,US., Zion ,Crystal River,2005-2015.
5. 台灣電力公司，「核三廠廠址環境民眾劑量評估參數調查報告」，107 年。
6. 台灣電力公司，「核三廠程序書 911.1「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」」，109 年 9 月 14 日。
7. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性物質安全運送規則」，60 年 12 月 15 日。
8. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性廢棄物運作許可辦法」，103 年 09 月 19 日。
9. 中華民國，「放射性物料管理法」，91 年 12 月 25 日。
10. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，92 年 10 月 08 日。
11. 中華民國行政院原子能委員會，「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，93 年 12 月 29 日。
12. Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NUREG-1536 ,U.S. NRC, January 1997.
13. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities,NUREG-1567, U.S. NRC,March 2000.
14. 台灣電力公司，「核三廠低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告」，100 年。
15. 台灣電力公司，「低放射性廢棄物熱處理減容系統安全分析報告」，109 年。
16. 中華民國，「游離輻射防護法」，91 年 01 月 30 日。

17. 中華民國，「核子反應器設施管制法」，92 年 08 月 27 日。
18. 中華民國行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，97 年 02 月 22 日。
19. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施管制法施行細則」，92 年 8 月 27 日。
20. 中華民國行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，91 年 12 月 25 日。
21. Revised Analyses Of Decommissioning For The Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-5884, U.S. NRC, July 1996.
22. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling-Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672, U.S. NRC, December 1990.
23. Technology Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, Volumes 1 and 2, U.S. NRC , May 1978.
24. 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」，108 年 4 月。
25. 台灣電力公司，「核三廠輻射防護計畫」，109 年 10 月。
26. 中華民國行政院原子能委員會，「輻射工作人員特別健康檢查項目」，92 年 01 月 22 日。
27. 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, NUREG/CR-6174, U.S. NRC, July 1996.
28. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，107 年 11 月 16 日

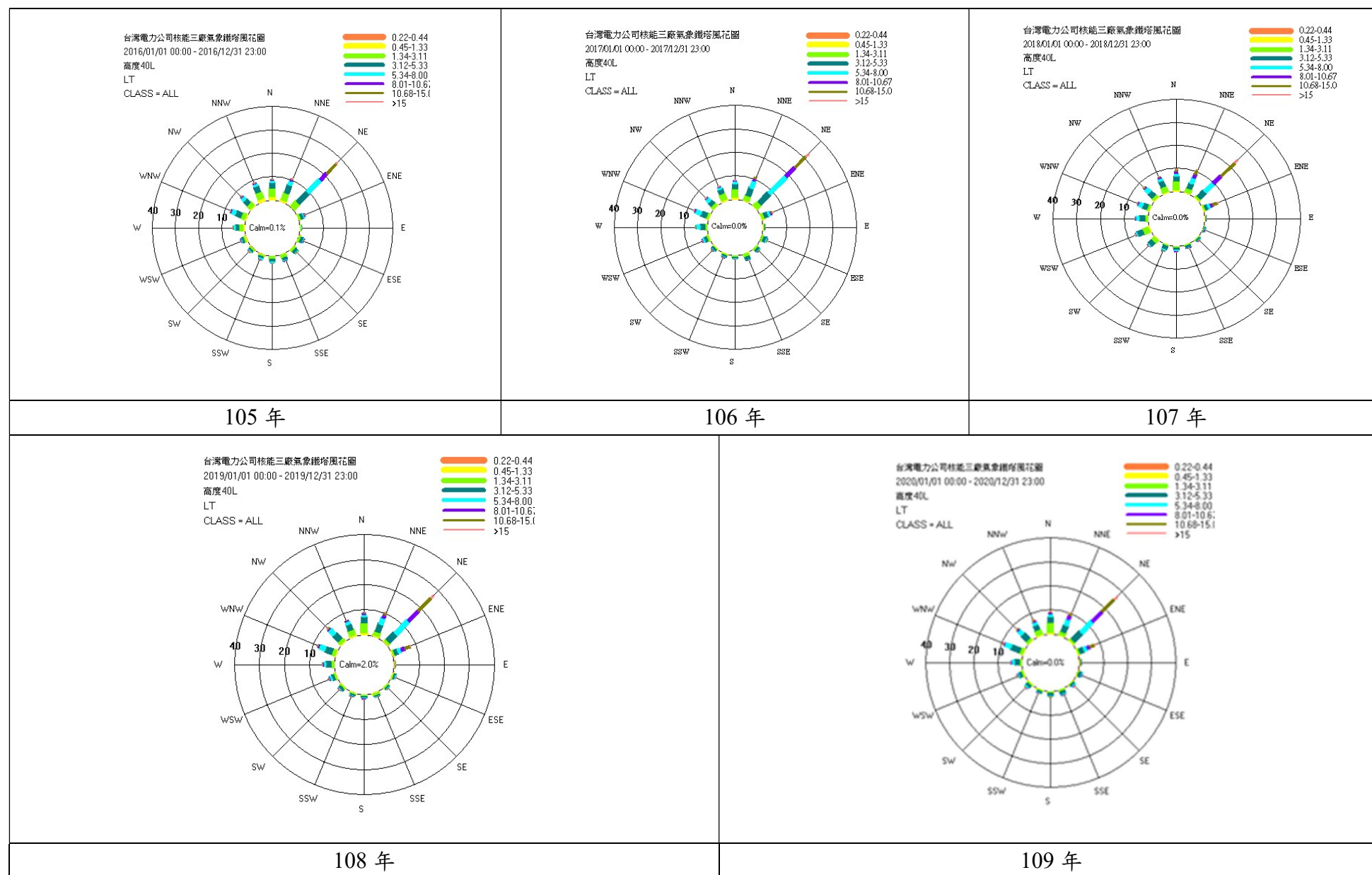


圖 10-1 核三廠 105-109 年氣象風花圖



圖 10-2 運轉期間產生之 14,397 桶 55 加侖桶之運送路線圖



圖 10-3 除役期間產生之 41,761 桶 55 加侖桶與 T-BOX 之運送路線圖

PROJECT NO.	PROJECT NAME
100-100-100-100	核三廠低放射性廢棄物貯存庫廠界輻射劑量評估點位置圖
JOB NO.	PAGE OF
100-100-100-100	1
DATE	DATE
2000/11/17	2000/11/17
C.C. Chang	

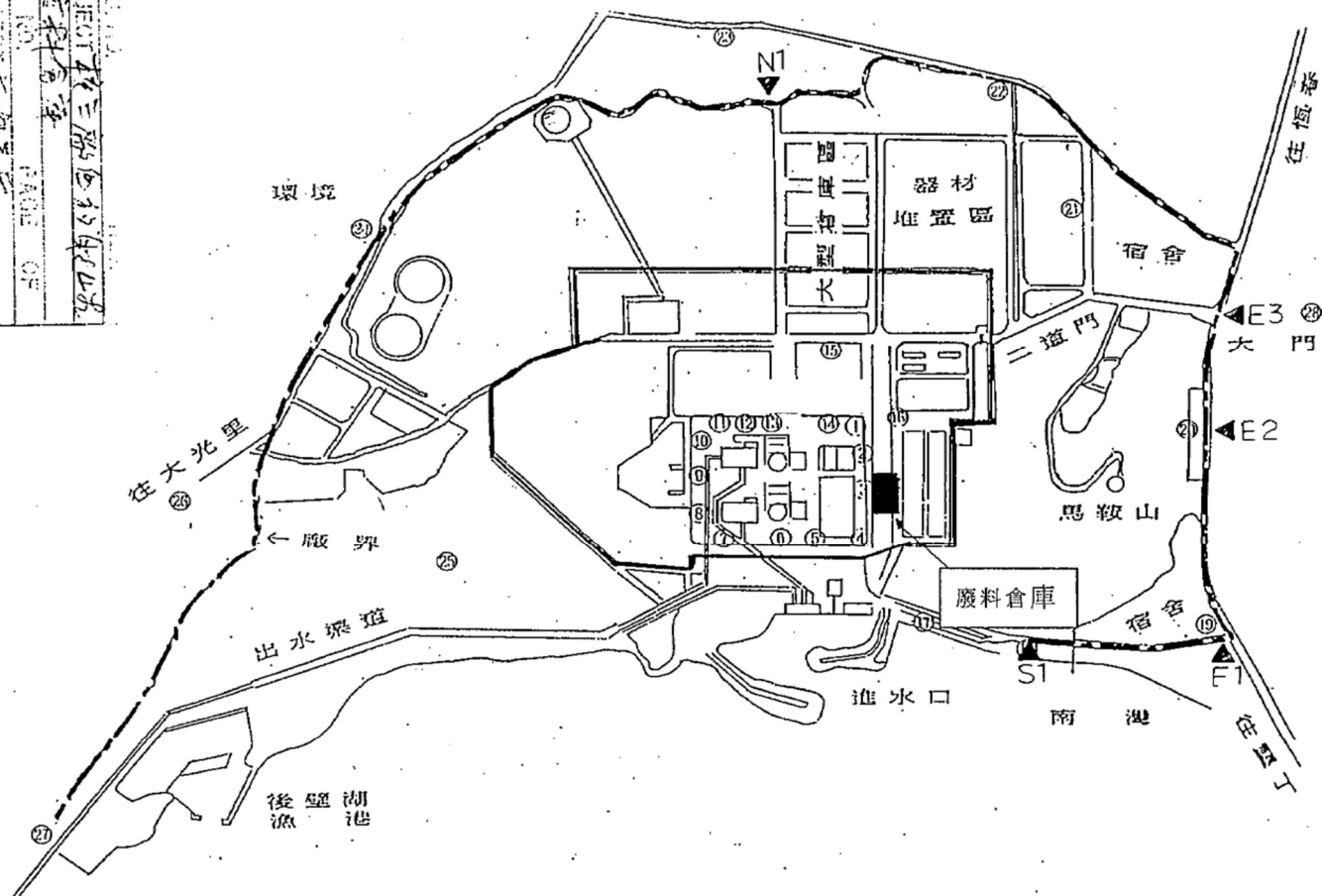
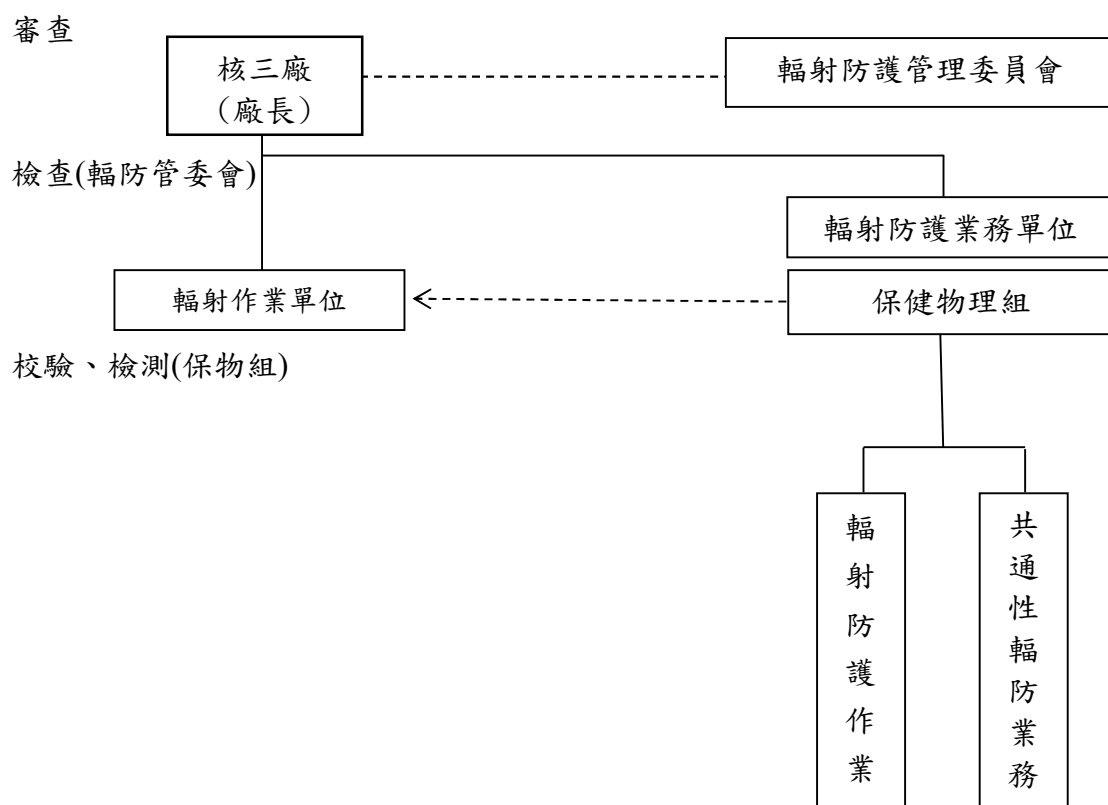


圖 10-4 核三廠低放射性廢棄物貯存庫廠界輻射劑量評估點位置圖



備註：(輻射作業單位)

- 1.除役過渡階段：運轉組、核能技術組、工程管理組、環保化學組、儀控電氣組、機械修配組、拆除技術組、基礎設施組、廢料處理組、供應組、工安衛生組、會計組、人力資源組、政風組、品質組、保健物理組、除役訓練組、南部展示館。
- 2.除役拆廠階段：工程管理組、環保化學組、大型組件組、除役工程組、廢料處理組、供應組、工安衛生組、會計組、人力資源組、政風組、品質組、保健物理組、除役訓練組、南部展示館。
- 3.廠址最終狀態偵測/廠址復原階段：工程管理組、除役工程組、廢料處理組、供應組、工安衛生組、會計組、人力資源組、政風組、品質組、保健物理組、南部展示館。

圖 10-5 核三廠除役各階段輻射防護管理組織圖

表 10-1 核三廠 105 年至 109 年之各放射性氣體排放量平均值(Bq)及其半化期

核種	半化期	105 年	106 年	107 年	108 年	109 年	平均值
一、分裂及活化氣體							
Ar-41	1.83 h	1.59×10^{12}	1.54×10^{12}	1.76×10^{12}	1.80×10^{12}	1.65×10^{12}	1.67×10^{12}
二、微粒							
Co-58	70.86 d	< MDA	8.38×10^5	3.09×10^6	4.70×10^6	2.21×10^5	1.77×10^6
Co-60	5.27 y	< MDA	1.16×10^6	1.52×10^6	6.45×10^5	6.83×10^4	6.78×10^5
Cr-51	27.70 d	< MDA	< MDA	1.72×10^6	2.82×10^6	< MDA	9.07×10^5
Mn-54	312.2 d	< MDA	1.40×10^5	1.32×10^5	2.40×10^5	< MDA	1.03×10^5
Nb-95	34.99 d	< MDA	2.86×10^4	1.46×10^5	5.02×10^5	< MDA	1.35×10^5
Zr-95	64.03 d	< MDA	< MDA	9.29×10^4	< MDA	< MDA	1.86×10^4
三、氚							
H-3	12.32 y	9.64×10^{12}	1.03×10^{13}	9.67×10^{12}	9.68×10^{12}	9.81×10^{12}	9.83×10^{12}

註：MDA 表最小可測活度，放射核種可被偵測出的最小量。

表 10-2 除役各階段預估每年排放至大氣的核種活度(Bq)

核種	半化期	除役過渡階段 $T_1=0$	除役拆廠階段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態 偵測階段 $T_3=20$ 年	廠址復原階段 $T_4=23$ 年
Ar-41	109.61 min	1.67×10^{12}	0*	0*	0*
Co-58	70.86 d	1.77×10^6	7.01×10^{-7}	0*	0*
Co-60	5.27 y	6.78×10^5	2.37×10^5	4.89×10^4	3.29×10^4
Cr-51	27.70 d	9.07×10^5	0*	0*	0*
Mn-54	312.2 d	1.03×10^5	1.57×10^2	9.41×10^{-3}	8.28×10^{-4}
Nb-95	34.99 d	1.35×10^5	0*	0*	0*
Zr-95	64.03 d	1.86×10^4	3.50×10^{-10}	0*	0*
H-3	12.32 y	9.83×10^{12}	6.27×10^{12}	3.19×10^{12}	2.69×10^{12}

註*：表示該項經評估為小於 10 的負 10 次方。

表 10-3 除役各階段放射性氣體(惰性氣體)排放造成關鍵群體之有效劑量

惰性氣體造成之有效劑量	除役過渡階段 T ₁ =0	除役拆廠階段 T ₂ =8年	廠址最終狀態 偵測階段 T ₃ =20年	廠址復原階段 T ₄ =23年
關鍵群體所在方位	西南方1km處	-	-	-
年齡群	成人	-	-	-
曝露途徑：空浸				
有效劑量 (mSv/y/廠址)	1.48×10 ⁻⁴	0	0	0
設計限值 ^(註*) (mSv/y/廠址)	1.00 ×10 ⁻¹	1.00 ×10 ⁻¹	1.00 ×10 ⁻¹	1.00 ×10 ⁻¹
空氣加馬輻射 (mGy/y/廠址)	1.92×10 ⁻⁴	0	0	0
設計限值 ^(註*) (mSv/y/廠址)	2.00 ×10 ⁻¹	2.00 ×10 ⁻¹	2.00 ×10 ⁻¹	2.00 ×10 ⁻¹
空氣貝他輻射 (mGy/y/廠址)	6.77×10 ⁻⁵	0	0	0
設計限值 ^(註*) (mSv/y/廠址)	4.00 ×10 ⁻¹	4.00 ×10 ⁻¹	4.00 ×10 ⁻¹	4.00 ×10 ⁻¹

註*：「核能電廠環境輻射劑量設計規範」定義單一機組之設計限值，而核三廠廠址具有 2 部機組，因此本表格引用該限值之 2 倍作為全廠址的劑量對應標準。

表 10-4 除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氬等核種)排放造成關鍵群體之輻射劑量

碘、微粒、氬造成之 輻射劑量(註 4)	除役過渡階段 T ₁ =0		除役拆廠階段 T ₂ =8 年		廠址最終狀態偵測階段 T ₃ =20 年		廠址復原階段 T ₄ =23 年	
關鍵群體所在方位	西南方 1km 處		西南方 1km 處		西南方 1km 處		西南方 1km 處	
年齡群	成人		成人		成人		成人	
器官	有效劑量 (mSv)	骨表面等價劑量 (mSv)	有效劑量 (mSv)	骨表面等價劑量 (mSv)	有效劑量 (mSv)	骨表面等價劑量 (mSv)	有效劑量 (mSv)	骨表面等價劑量 (mSv)
地表輻射	9.74×10 ⁻⁶	1.32×10 ⁻⁵	3.23×10 ⁻⁶	4.37×10 ⁻⁶	6.67×10 ⁻⁷	9.02×10 ⁻⁷	4.49×10 ⁻⁷	6.07×10 ⁻⁷
農作物攝取	2.17×10 ⁻⁵	2.17×10 ⁻⁵	1.38×10 ⁻⁵	1.38×10 ⁻⁵	7.04×10 ⁻⁶	7.04×10 ⁻⁶	5.94×10 ⁻⁶	5.94×10 ⁻⁶
肉類攝取	4.12×10 ⁻⁶	4.11×10 ⁻⁶	2.62×10 ⁻⁶	2.61×10 ⁻⁶	1.33×10 ⁻⁶	1.33×10 ⁻⁶	1.12×10 ⁻⁶	1.12×10 ⁻⁶
牛奶攝取	4.22×10 ⁻⁷	4.22×10 ⁻⁷	2.69×10 ⁻⁷	2.69×10 ⁻⁷	1.37×10 ⁻⁷	1.37×10 ⁻⁷	1.15×10 ⁻⁷	1.15×10 ⁻⁷
羊奶攝取	8.60×10 ⁻⁷	8.60×10 ⁻⁷	5.49×10 ⁻⁷	5.49×10 ⁻⁷	2.79×10 ⁻⁷	2.79×10 ⁻⁷	2.35×10 ⁻⁷	2.35×10 ⁻⁷
呼吸	6.99×10 ⁻⁵	6.99×10 ⁻⁵	4.46×10 ⁻⁵	4.46×10 ⁻⁵	2.27×10 ⁻⁵	2.27×10 ⁻⁵	1.91×10 ⁻⁵	1.91×10 ⁻⁵
合計	1.07×10 ⁻⁴	1.10×10 ⁻⁴	6.51×10 ⁻⁵	6.62×10 ⁻⁵	3.22×10 ⁻⁵	3.24×10 ⁻⁵	2.70×10 ⁻⁵	2.71×10 ⁻⁵
設計限值(註 1) (mSv/y/廠址)	-(註 2)	3.00×10 ⁻¹ (註 3)	-(註 2)	3.00×10 ⁻¹ (註 3)	-(註 2)	3.00×10 ⁻¹ (註 3)	-(註 2)	3.00×10 ⁻¹ (註 3)

註：

- 依「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定：
 - 惰性氣體造成廠界外任一民眾有效等效劑量（現行輻射防護法規稱為有效劑量）不超過 50 mrem/年/機組（即 0.05mSv/年/機組）。
 - 放射性碘、氬及微粒（半化期超過 8 天者）造成廠界外任一民眾其任一器官的年等效劑量（現行輻射防護法規稱為等價劑量）每年不得超過 15 mrem（0.15mSv/年/機組）。
- 依「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定，碘、微粒、氬等核種對於民眾造成之有效劑量並無法規限值，故以「-」符號表示。
- 因本表係評估核三廠廠址 2 部機組之放射性廢氣排放劑量貢獻，故所對應之設計限值係指單一機組惰性氣體造成之有效劑量設計限值與碘、微粒、氬等核種造成之器官等價劑量設計限值之 2 倍。
- 核三廠 105-109 年未排放碘，故評估射源項不含碘核種。

表 10-5 除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量

核種類別	有效劑量 (mSv/y/廠址)			
	除役過渡階段 T ₁ =0	除役拆廠階段 T ₂ =8 年	廠址最終狀態偵 測階段 T ₃ =20 年	廠址復原階段 T ₄ =23 年
惰性氣體	1.48×10^{-4}	0	0	0
碘、微粒、氫	1.07×10^{-4}	6.51×10^{-5}	3.22×10^{-5}	2.70×10^{-5}
合計	2.55×10^{-4}	6.51×10^{-5}	3.22×10^{-5}	2.70×10^{-5}

註：由於惰性氣體造成各年齡群劑量為相等，表 10-3 之有效劑量以成人為代表，而表 10-4 其他氣體造成之有效劑量，關鍵群體亦為成人，故表 10-3 與表 10-4 之有效劑量可加總，即本表之數值。

表 10-6 核三廠 105 年至 109 年之放射性液體排放量平均值活度及半化期

核種	半化期	105 年	106 年	107 年	108 年	109 年	平均值
H-3	12.32 y	3.69×10^{13}	3.21×10^{13}	3.36×10^{13}	3.53×10^{13}	3.22×10^{13}	3.40×10^{13}

表 10-7 除役各階段預估每年排放至水中的核種活度

核種	半化期	除役過渡階段 T=0	除役拆廠階段 T=8 年	廠址最終狀態偵 測階段 T=20 年	廠址復原階段 T=23 年
H-3	12.32 y	3.40×10^{13}	2.17×10^{13}	1.11×10^{13}	9.34×10^{12}

表 10-8 除役各階段放射性液體排放造成關鍵群體之有效劑量

曝露途徑	除役過渡階段 $T_1=0$	除役拆廠階段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態偵測階段 $T_3=20$ 年	廠址復原階段 $T_4=23$ 年
年齡群	十歲青少年	十歲青少年	十歲青少年	十歲青少年
魚類	4.55×10^{-6}	2.91×10^{-6}	1.49×10^{-6}	1.25×10^{-6}
無脊椎生物	1.60×10^{-8}	1.02×10^{-8}	5.21×10^{-9}	4.38×10^{-9}
海藻	3.19×10^{-8}	2.04×10^{-8}	1.04×10^{-8}	8.76×10^{-9}
海濱遊樂	0	0	0	0
游泳	0	0	0	0
划船	0	0	0	0
合計 (mSv/y/廠址)	4.60×10^{-6}	2.94×10^{-6}	1.51×10^{-6}	1.26×10^{-6}
設計限值 (mSv/y/廠址)	6.00×10^{-2}	6.00×10^{-2}	6.00×10^{-2}	6.00×10^{-2}

註：

1. 「核能電廠環境輻射劑量設計規範」定義單一機組之設計限值，而核三廠廠址具有 2 部機組，因此本表格引用該限值之 2 倍作為全廠址的劑量對應標準。
2. 核三廠廢水排放僅氫核種，依美國 EPA (2002), Federal Guidance Report 13，氫核種之體外劑量係數為 0，故海濱遊樂、游泳及划船等輻射影響途徑並無劑量貢獻。

表 10-9 除役各階段放射性液體排放造成關鍵群體之器官等價劑量

曝露途徑	除役過渡階段 $T_1=0$	除役拆廠階段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態偵測階段 $T_3=20$ 年	廠址復原階段 $T_4=23$ 年
年齡群	十歲青少年	十歲青少年	十歲青少年	十歲青少年
最大等價劑量之器官	腎上腺	腎上腺	腎上腺	腎上腺
魚類	4.55×10^{-6}	2.91×10^{-6}	1.49×10^{-6}	1.25×10^{-6}
無脊椎生物	1.60×10^{-8}	1.02×10^{-8}	5.21×10^{-9}	4.38×10^{-9}
海藻	3.19×10^{-8}	2.04×10^{-8}	1.04×10^{-8}	8.76×10^{-9}
海濱遊樂	0	0	0	0
游泳	0	0	0	0
划船	0	0	0	0
合計 (mSv/y/廠址)	4.60×10^{-6}	2.94×10^{-6}	1.51×10^{-6}	1.26×10^{-6}
設計限值 (mSv/y/廠址)	2.00×10^{-1}	2.00×10^{-1}	2.00×10^{-1}	2.00×10^{-1}

1. 「核能電廠環境輻射劑量設計規範」定義單一機組之設計限值，而核三廠廠址具有 2 部機組，因此本表格引用該限值之 2 倍作為全廠址的劑量對應標準。

2. 核三廠廢水排放僅氫核種，依美國 EPA (2002), Federal Guidance Report 13，氫核種之體外劑量係數為 0，故海濱遊樂、游泳及划船等輻射影響途徑並無劑量貢獻。

表 10-10 除役期間規劃使用之放射性廢棄物運送容器數量及表面最大劑量率彙
總表

容器項目	數量需求(桶/箱)	表面最大劑量率 (mSv/h)
55 加侖桶	運轉期間：14,397 除役期間：41,761	表面 30 cm 處經偵測劑量率超過 2 mSv/h 時應加以屏蔽防護
T-BOX T1	40	外表面最大劑量率不超過 2 mSv/h 且距離外表面 2 m 處劑量率不超過 0.1 mSv/h。
T-BOX T2	1	
T-BOX T3	10	
T-BOX T4	58	
T-BOX T5	345	

表 10-11 55 加侖桶單趟運送路程民眾輻射劑量評估結果

運送過程說明	運送路線 長度(m)	時間 ^a (h)	距廠界最近距離 劑量率 ^b (mSv/h)	單趟運送劑量 ^(a×b) (mSv)
運轉期間產生之 14,397 桶運送路線共分成 9 小段				
路線 1	20	0.0010	7.27×10^{-6}	7.27×10^{-9}
路線 2	66	0.0033	9.56×10^{-6}	3.15×10^{-8}
路線 3	108	0.0054	1.40×10^{-5}	7.57×10^{-8}
路線 4	185	0.0093	6.37×10^{-6}	5.89×10^{-8}
路線 5	68	0.0034	2.55×10^{-6}	8.67×10^{-9}
路線 6	234	0.0117	9.44×10^{-7}	1.10×10^{-8}
路線 7	556	0.0278	3.61×10^{-7}	1.00×10^{-8}
路線 8	264	0.0132	3.01×10^{-6}	3.98×10^{-8}
路線 9	100	0.0050	7.27×10^{-6}	3.64×10^{-8}
運送起訖點				
起點(低貯庫)	-	0.0833	7.27×10^{-6}	6.06×10^{-7}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	6.07×10^{-6}	5.06×10^{-7}
運轉期間產生之 14,397 桶單趟運送過程劑量總計(mSv)				1.39×10^{-6}
除役期間產生之 41,761 桶運送路線共分成 6 小段				
路線 1	255	0.0128	7.96×10^{-6}	1.02×10^{-7}
路線 2	68	0.0034	2.55×10^{-6}	8.67×10^{-9}
路線 3	234	0.0117	9.44×10^{-7}	1.10×10^{-8}
路線 4	556	0.0278	3.61×10^{-7}	1.00×10^{-8}
路線 5	264	0.0132	3.01×10^{-6}	3.98×10^{-8}
路線 6	100	0.0050	7.27×10^{-6}	3.68×10^{-8}
運送起訖點				
起點(二號機 WMA)	-	0.0833	2.33×10^{-5}	1.94×10^{-6}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	6.07×10^{-6}	5.05×10^{-7}
除役期間產生之 41,761 桶單趟運送過程劑量總計(mSv)				2.66×10^{-6}

註：

a.運送路線之時間係依據運送路線長度與運送速度(20km/h)計算而得，運送起訖點之停留時間均假設為 5 min。

表 10-12 T1 BOX 每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果

運送過程說明	運送路線 長度(m)	時間 ^a (h)	距廠界最近距離 劑量率 ^b (mSv/h)	單趟運送劑量 ^(a×b) (mSv)
運送路線共分成 6 小段				
路線 1	255	0.0128	2.81×10^{-7}	3.59×10^{-9}
路線 2	68	0.0034	5.25×10^{-8}	1.79×10^{-10}
路線 3	234	0.0117	1.54×10^{-8}	1.80×10^{-10}
路線 4	556	0.0278	9.00×10^{-9}	2.50×10^{-10}
路線 5	264	0.0132	7.02×10^{-8}	9.27×10^{-9}
路線 6	100	0.0050	2.50×10^{-7}	2.50×10^{-9}
運送起訖點				
起點(二號機 WMA)	-	0.0833	6.76×10^{-7}	5.64×10^{-8}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	1.96×10^{-7}	1.64×10^{-8}
運送過程劑量總計(mSv)				7.91×10^{-8}

註：

a.運送路線之時間係依據運送路線長度與運送速度(20km/h)計算而得，運送起訖點之停留時間均假設為 5 min。

表 10-13 T2 BOX 每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果

運送過程說明	運送路線 長度(m)	時間 ^a (h)	距廠界最近距離 劑量率 ^b (mSv/h)	單趟運送劑量 ^(a×b) (mSv)
運送路線共分成 6 小段				
路線 1	255	0.0128	1.93×10^{-7}	2.46×10^{-9}
路線 2	68	0.0034	6.84×10^{-8}	2.33×10^{-10}
路線 3	234	0.0117	1.46×10^{-8}	1.71×10^{-10}
路線 4	556	0.0278	5.36×10^{-9}	1.49×10^{-10}
路線 5	264	0.0132	6.02×10^{-8}	7.95×10^{-10}
路線 6	100	0.0050	1.77×10^{-7}	8.87×10^{-10}
運送起訖點				
起點(二號機 WMA)	-	0.0833	7.91×10^{-7}	6.59×10^{-8}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	1.40×10^{-7}	1.17×10^{-8}
運送過程劑量總計(mSv)				8.23×10^{-8}

註：

a.運送路線之時間係依據運送路線長度與運送速度(20km/h)計算而得，運送起訖點之停留時間均假設為 5 min。

表 10-14 T3 BOX 每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果

運送過程說明	運送路線 長度(m)	時間 ^a (h)	距廠界最近距離 劑量率 ^b (mSv/h)	單趟運送劑量 ^(a×b) (mSv)
運送路線共分成 6 小段				
路線 1	255	0.0128	3.23×10^{-7}	4.12×10^{-9}
路線 2	68	0.0034	8.69×10^{-8}	2.96×10^{-10}
路線 3	234	0.0117	3.16×10^{-8}	3.70×10^{-10}
路線 4	556	0.0278	9.28×10^{-9}	2.58×10^{-10}
路線 5	264	0.0132	1.09×10^{-7}	1.44×10^{-9}
路線 6	100	0.0050	2.78×10^{-7}	1.39×10^{-9}
運送起訖點				
起點(二號機 WMA)	-	0.0833	1.02×10^{-6}	8.49×10^{-8}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	2.22×10^{-7}	1.85×10^{-8}
運送過程劑量總計(mSv)				1.11×10^{-7}

註：

a.運送路線之時間係依據運送路線長度與運送速度(20km/h)計算而得，運送起訖點之停留時間均假設為 5 min。

表 10-15 T4 BOX 每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果

運送過程說明	運送路線 長度(m)	時間 ^a (h)	距廠界最近距離 劑量率 ^b (mSv/h)	單趟運送劑量 ^(a×b) (mSv)
運送路線共分成 6 小段				
路線 1	255	0.0128	3.15×10^{-7}	4.02×10^{-9}
路線 2	68	0.0034	8.93×10^{-8}	3.04×10^{-10}
路線 3	234	0.0117	2.98×10^{-8}	3.49×10^{-10}
路線 4	556	0.0278	1.09×10^{-8}	3.03×10^{-10}
路線 5	264	0.0132	1.06×10^{-7}	1.40×10^{-9}
路線 6	100	0.0050	2.84×10^{-7}	1.42×10^{-9}
運送起訖點				
起點(二號機 WMA)	-	0.0833	1.02×10^{-7}	8.54×10^{-8}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	2.29×10^{-7}	1.91×10^{-8}
運送過程劑量總計(mSv)				1.12×10^{-7}

註：

a.運送路線之時間係依據運送路線長度與運送速度(20km/h)計算而得，運送起訖點之停留時間均假設為 5 min。

表 10-16 T5 BOX 每趟運送路程民眾輻射劑量評估結果

運送過程說明	運送路線 長度(m)	時間 ^a (h)	距廠界最近距離 劑量率 ^b (mSv/h)	單趟運送劑量 ^(a×b) (mSv)
運送路線共分成 6 小段				
路線 1	255	0.0128	3.56×10^{-7}	4.54×10^{-9}
路線 2	68	0.0034	1.03×10^{-7}	3.49×10^{-10}
路線 3	234	0.0117	3.49×10^{-8}	4.08×10^{-10}
路線 4	556	0.0278	1.25×10^{-8}	3.46×10^{-10}
路線 5	264	0.0132	1.23×10^{-7}	1.62×10^{-9}
路線 6	100	0.0050	3.25×10^{-7}	1.62×10^{-9}
運送起訖點				
起點(二號機 WMA)	-	0.0833	1.15×10^{-6}	9.55×10^{-8}
終點(二號低貯庫)	-	0.0833	2.65×10^{-7}	2.21×10^{-8}
運送過程劑量總計(mSv)				1.27×10^{-7}

註：

a.運送路線之時間係依據運送路線長度與運送速度(20km/h)計算而得，運送起訖點之停留時間均假設為 5 min。

表 10-17 運送作業民眾輻射劑量評估總結

容器型式	單趟運送劑量 ^a (mSv)	運送 趟數 ^b	總劑量 ^(a×b) (mSv)	除役拆除期間 ^c 年劑量率(mSv/y)
55 加侖桶 (運轉期間產生之桶數)	1.39×10^{-6}	960	1.34×10^{-3}	1.11×10^{-4}
55 加侖桶 (除役期間產生之桶數)	2.66×10^{-6}	2785	7.40×10^{-3}	6.17×10^{-4}
55 加侖桶小計				7.28×10^{-4}
T1	7.91×10^{-8}	40	3.16×10^{-6}	2.64×10^{-7}
T2	8.23×10^{-8}	1	8.23×10^{-8}	6.86×10^{-9}
T3	1.11×10^{-7}	10	1.11×10^{-6}	9.27×10^{-8}
T4	1.12×10^{-7}	58	6.51×10^{-6}	5.43×10^{-7}
T5	1.27×10^{-7}	345	4.36×10^{-5}	3.64×10^{-6}
T-box 小計				4.54×10^{-6}
合計				7.33×10^{-4}

註：

- 單趟運送劑量為表 10-11 至表 10-16 評估結果。
- 55 加侖桶運轉期間產生總桶數為 14,397 桶，除役期間預計產生 41,761 桶，規劃每趟運送 15 個；而 T-box 規劃每趟運送一箱。
- 大多數運送作業預計於除役拆除期間(12 年)執行，以此估算年劑量率。

表 10-18 焚化爐年排放活度

核種	每公斤可焚化廢棄物活度(Bq/kg)	年設計焚化量(kg/y)	排放煙氣之總輻射 污染物殘留率	估算之年排放量(Bq)
Co-60	349,500	72,000	10^{-7}	2517

表 10-19 核三廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉規劃時程

類別	設 施	除役過渡 階段	除役拆廠 階段	廠址最終狀態 偵測階段	廠址復 原階段
既有	低放射性廢棄物貯存庫	✓	✓		
	低放射性廢棄物焚化爐	✓	✓		
新建	二號低放射性廢棄物貯存庫		✓	✓	✓
	用過核子燃料室內乾式貯存 設施(含再取出單元)		✓	✓	✓

表 10-20 核三廠除役各階段處理與貯存設施運轉對廠界民眾劑量影響彙整

處理與貯存設施	對廠界位置之劑量影響評估(mSv/y)			
	除役過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
低放射性廢棄物貯存庫	1.18×10^{-3}	1.18×10^{-3}	-	-
低放射性廢棄物焚化爐	3.44×10^{-8}	3.44×10^{-8}	-	-
二號低放射性廢棄物貯存庫	-	1.39×10^{-3}	1.39×10^{-3}	1.39×10^{-3}
用過核子燃料室內乾式貯存設施 (含再取出單元)	-	4.30×10^{-2}	4.30×10^{-2}	4.30×10^{-2}
合計	1.18×10^{-3}	4.56×10^{-2}	4.44×10^{-2}	4.44×10^{-2}

註：1. 「-」表示該設施未運轉，因此並無造成民眾劑量影響。

2. 二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)之廠界民眾劑量以不超過 0.05 mSv/y 為原則計算。

表 10-21 核三廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整

除役各階段	對廠界位置之劑量影響評估(mSv/y)			
	除役過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
放射性氣體排放	2.55×10^{-4}	6.51×10^{-5}	3.22×10^{-5}	2.70×10^{-5}
放射性液體排放	4.60×10^{-6}	2.94×10^{-6}	1.51×10^{-6}	1.26×10^{-6}
低放射性廢棄物廠內運送	-	7.33×10^{-4}	-	-
處理與貯存設施運轉	1.18×10^{-3}	4.56×10^{-2}	4.44×10^{-2}	4.44×10^{-2}
合計	1.44×10^{-3}	4.64×10^{-2}	4.44×10^{-2}	4.44×10^{-2}

註：本表格放射性氣體排放彙整自表 10-5，放射性液體排放彙整自表 10-9，低放射性廢棄物廠內運送彙整自表 10-17，處理與貯存設施運轉彙整自表 10-20。

表 10-22 除役各階段輻射作業鑑別表

工作編碼	工作名稱	是否接觸輻射源
1	除役過渡階段	
1.1	用過核子燃料管理第一期	
1.1.1	爐心燃料挪移作業	O
1.1.2	用過燃料池島區建立	X
1.1.3	用過燃料池運轉	O
1.1.4	用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)申 照、興建及啟用	X
1.1.5	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施準 備	O
1.1.6	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施	O
1.2	除役作業準備(除役過渡)	
1.2.1	設施停止運轉	O
1.2.2	文件準備作業	X
1.2.3	除污作業	O
1.2.4	輻射特性調查	O
1.2.5	反應器壓力槽及內部組件拆解準備	O
1.2.6	依除役需求調整廠房系統	O
1.3	低放射性廢棄物管理準備第一期	
1.3.1	建置二號低貯庫(含放射性廢棄物壓縮減容設備、廢 樹脂處理系統)等廢棄物管理設施	X
1.3.2	廢棄物管理區準備	O
1.3.3	土石堆置場興建	X
1.4	拆解與拆除	
1.4.1	拆除準備作業	X
1.4.2	主/輔變壓器拆解	X
1.4.3	汽機廠房設備拆除	X
1.4.4	輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、 閥、儀電設備等拆解	O
2	除役拆廠階段	
2.1	用過核子燃料管理第二期	
2.1.1	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施	O
2.1.2	用過核子燃料全數移至用過核子燃料室內乾式貯存設 施	O

2.1.3	用過燃料池運轉	O
2.2	除役作業準備(除役拆廠)	
2.2.1	文件準備作業	X
2.2.2	依除役需求調整廠房系統	O
2.2.3	建置鋼筋混凝土塊分離場	X
2.3	放射性廢棄物管理準備第二期	
2.3.1	放射性廢棄物管理設施運轉	O
2.3.2	廢棄物管理區準備	O
2.3.3	土石堆置場興建	X
2.4	拆解與拆除	
2.4.1	一號機反應器壓力槽及其內部組件拆解	O
2.4.2	二號機反應器壓力槽及其內部組件拆解	O
2.4.3 註 1	大型組件拆解	O
2.4.4	輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解	O
2.4.5	燃料廠房(廢棄物管理區)設備拆解	O
2.4.6	圍阻體廠房各樓層設備拆解	O
2.4.7	輔助廠房各樓層設備拆解	O
2.4.8	控制廠房設備拆解	X
2.4.9	其他廠房設備拆解	O
2.4.10	廢料廠房設備拆解	O
2.4.11	其他非輻射作業廠房設備拆解	X
2.4.12	輻射作業廠房活化或污染混凝土刨除	O
2.4.13	其他輻射作業廠房設備及混凝土刨除	O
2.4.14	既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業	O
	低放射性廢棄物處理與管理(註 2)	O
3	廠址最終狀態偵測階段	X
4	廠址復原階段	X

註:

1. "大型組件拆解"包含一、二號機之蒸汽產生器、調壓槽及其他大型組件移除作業(工作編碼 2.4.3.1、2.4.3.2)。
2. 低放射性廢棄物處理與管理工作內容為拆除後之廢棄物進行處理、包裝、運送至低放射性廢棄物貯存庫之作業。此工項作業包含所有輻射作業廠房之廢棄物處理。
3. 1.2.5 工項為反應器壓力槽及內部組件拆解準備，包含採購規劃及拆解設備建置，本工項併入 2.4.1 及 2.4.2 評估。

表 10-23 核三廠除役各階段輻射作業需求人工時及估算方法

工作編碼	工作名稱	總人工時 (man-h)	估算方法
1	除役過渡階段		
1.1.1	爐心燃料挪移作業	600	依據核三廠大修報告及大修經驗推估
1.1.3	用過燃料池運轉	100	依據核三廠運轉維護經驗推估
1.1.5	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施準備	4,285	依照核二廠一期用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析推估
1.1.6	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施		
1.2.1	設施停止運轉	333	以核二廠與核三廠處理之系統廢棄物重量比例推估
1.2.3	除污作業	5,325	以核二廠與核三廠處理之系統廢棄物重量比例推估
1.2.4	輻射特性調查	1,253	以核二廠與核三廠輻射廠房之面積比例推估
1.2.6	依除役需求調整廠房系統	218	以核二廠與核三廠處理之系統廢棄物重量比例推估
1.3.2	廢棄物管理區準備	25	以核二廠與核三廠輻射廠房之面積比例推估
2	除役拆廠階段		
2.1.1	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施	10,228	依照核二廠一期用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析推估
2.1.2	用過核子燃料全數移至用過核子燃料室內乾式貯存設施		
2.1.3	用過燃料池運轉	100	依據核三廠運轉維護經驗推估
2.2.2	依除役需求調整廠房系統	1,346	以核二廠與核三廠處理之系統廢棄物重量比例推估

工作編碼	工作名稱	總人工時 (man-h)	估算方法
2.3.2	放射性廢棄物管理設施運轉	-	併入「低放射性廢棄物處理作業」章節評估
2.3.3	廢棄物管理區準備	353	以核二廠與核三廠燃料池格架數比例推估
2.4.1&1.2.5	一號機反應器壓力槽及其內部組件拆解	16,154	以核二廠與核三廠反應器壓力槽與內部組件重量比例推估
2.4.2&1.2.5	二號機反應器壓力槽及其內部組件拆解	16,154	以核二廠與核三廠反應器壓力槽與內部組件重量比例推估
2.4.3(註 1)	大型組件拆除	11,200	依據核三廠大修報告及大修經驗推估
2.4.4&1.4.4	輔助廠房、圍阻體廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解	109,271	參考本計畫第九章放射性廢棄物盤點表結果進行推估，結果參照表 10-25 所示。
2.4.5	燃料廠房(廢棄物管理區)設備拆解		
2.4.6	圍阻體廠房各樓層設備拆解		
2.4.7	輔助廠房各樓層設備拆解		
2.4.9	其他廠房設備拆解		
2.4.10	廢料廠房設備拆解		
2.4.12	輻射作業廠房活化或污染混凝土刨除	23,912	以核二廠與核三廠混凝土廢棄物重量比例推估
2.4.13	其他輻射作業廠房設備及混凝土刨除		
2.4.14	既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業	60,000	依據核三廠運轉維護經驗推估
	低放射性廢棄物處理與管理(註 2)	37,747	參照表 10-28 計算

註：

- 1.”大型組件拆解”包含一、二號機之蒸汽產生器、調壓槽及其他大型組件移除之所有作業(工作編碼 2.4.3.1、2.4.3.2)。
- 2.”放射性廢棄物處理與管理”包含拆除後之廢棄物進行廠房內處理、包裝、運送至低放射性廢棄物貯存庫之所有作業。

表 10-24 核三廠除役各階段輻射作業之輻射劑量率及估算方法

工作編碼	工作名稱	空間劑量率 (mSv/h)	估算方法
1	除役過渡階段		
1.1.1	爐心燃料挪移作業	0.030	依照核三廠大修報告及大修經驗推估
1.1.3	用過燃料池運轉	0.008	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
1.1.5	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式 貯存設施準備	0.030	依據核三廠運轉維護經驗推估
1.1.6	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式 貯存設施		
1.2.1	設備停止運轉	0.0127	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
1.2.3	除污作業	0.002	依據核三廠運轉維護經驗推估
1.2.4	輻射特性調查	以各廠房平 均空間劑量 率計算之	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
1.2.6	依除役需求調整廠房系統	0.529	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
1.3.2	廢棄物管理區準備	0.0081	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
2	除役拆廠階段		
2.1.1	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式 貯存設施	0.030	依據核三廠運轉維護經驗推估
2.1.2	燃料全數移至用過核子燃料室內乾式貯存 設施		

工作編碼	工作名稱		空間劑量率 (mSv/h)	估算方法
2.1.3	用過燃料池運轉		0.008	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
2.2.2	依除役需求調整廠房系統		0.0239	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
2.3.1	放射性廢棄物管理設施運轉		-	併入「低放射性廢棄物處理作業」章節評估
2.3.2	廢棄物管理區準備		0.030	依據核三廠大修報告及大修經驗推估
2.4.1&1.2.5	一號機反應器壓力槽及其內部組件拆解		0.1	依據核三廠大修報告及大修經驗推估
2.4.2&1.2.5	二號機反應器壓力槽及其內部組件拆解		0.1	依據核三廠大修報告及大修經驗推估
2.4.3 註 1	大型組件拆除		0.2	依據核三廠大修報告及大修經驗推估
2.4.4&1.4.4	輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解(1)(2)		參照特性調查各項設備 30 公分量測結果，如表 10-25 所示	參考本計畫第九章廢棄物盤點表各組件平均接觸劑量率計算推估，參照表 10-25。
2.4.5	燃料廠房(廢棄物管理區)設備拆解			
2.4.6	圍阻體廠房各樓層設備拆解			
2.4.7	輔助廠房各樓層設備拆解			
2.4.9	其他廠房設備拆解			
2.4.10	廢料廠房設備拆解			
2.4.12	輻射作業廠房活化或污染混凝土刨除		0.1004	參考第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果
2.4.13	其他輻射作業廠房設備及混凝土刨除			
2.4.14	既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業		0.0023	依據核三廠運轉維護經驗推估
	低放射性廢棄物處理與管理(註 2)			採 T-BOX 設計限值 (距表面 2m 處之劑量率限值為 0.1 mSv/h)
	廠房內作業	T-BOX	0.1	

工作編碼	工作名稱		空間劑量率 (mSv/h)	估算方法
		55 加侖桶	0.0002	依據核三廠運轉維護經驗推估
	運送作業	T-BOX	0.1	採 T-BOX 設計限值 (距表面 2m 處之劑量率限值為 0.1 mSv/h)
		55 加侖桶	0.0005	依據核三廠運轉維護經驗推估
	接收作業	T-BOX	0.1	採 T-BOX 設計限值 (距表面 2m 處之劑量率限值為 0.1 mSv/h)
		55 加侖桶	0.0005	依據核三廠運轉維護經驗推估

註:

- 1.”大型組件拆解”包含一、二號機之蒸汽產生器、調壓槽及其他大型組件移除之所有作業(工作編碼 2.4.3.1、2.4.3.2)。
- 2.”放射性廢棄物處理與管理”包含拆解後之廢棄物進行廠內處理、包裝、運送至低放射性廢棄物貯存庫之所有作業。

表 10-25 核三廠廢棄物盤點表與人工時評估

污 染 盤 點 表 編 碼	組 件 類 別	總人工時 (man-h)	各組件之平均 劑量率(註 1) (mSv/h)	工作集體有 效劑量 (man-Sv)
T05	熱交換器	3,795	0.3192	1.2113
T10	管件	158	0.4594	0.0725
T11	內襯鋼板	13,006	0.3572	4.6457
T12	泵	2,858	0.1408	0.4024
T16	槽	34,418	0.0813	2.7982
T19	雜項	2,442	0.0467	0.1140
T20	管件	5,156	0.7696	3.9681
T21	管件	28,129	0.6870	19.325
T22	閥件	14,343	0.2627	3.7679
T23	通風元件	4,966	0.0003	0.0015
合計	-	109,271	-	36.3064

註:”各組件之平均劑量率”係指輻射特性調查各項設備 30 cm 量測結果之平均劑量率評估。

表 10-26 除役過渡階段集體有效劑量分析表

工作編碼	工作名稱	空間劑量率 (mSv/h)	人工時 (man-h)	ALARA 防護原則			工作人員集體有效劑量 (man-Sv)
				除污因素	屏蔽因素	衰變因素	
1.1	用過核子燃料管理第一期						
1.1.1	爐心燃料挪移作業	0.030	600	不考慮	不考慮	不考慮	0.018
1.1.3	用過燃料池運轉	0.008	100	不考慮	不考慮	不考慮	0.0008
1.1.5	用過核子燃料移至用過核子燃料室 內乾式貯存設施準備(註 1)	0.030	4,285	不考慮	不考慮	不考慮	0.1286
1.1.6	用過核子燃料移至用過核子燃料室 內乾式貯存設施(註 1)			不考慮	不考慮	不考慮	
1.2	除役作業準備(除役過渡)						
1.2.1	設施停止運轉	0.0127	333	不考慮	不考慮	不考慮	0.0042
1.2.3	除污作業	0.002	5,325	不考慮	不考慮	不考慮	0.0107
1.2.4	輻射特性調查(註 2)	以各廠房平 均空間劑量 率計算之	1,253	5	不考慮	不考慮	0.01769
1.2.6	依除役需求調整廠房系統	0.529	218	不考慮	不考慮	不考慮	0.1153
1.3	低放射性廢棄物管理準備第一期						
1.3.2	廢棄物管理區準備	0.0081	25	5	不考慮	不考慮	0.0000405
1.4	拆解與拆除						
1.4.4	輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房 小型組件、管路、閥、儀電設備 等拆解	併入工作編碼 2.4.4 至工作編碼 2.4.9 評估					
合計							0.16673

註：1.依據國際除役經驗，用過核子燃料搬移至用過核子燃料室內乾式貯存設施之作業(工作編碼 1.1.5、1.1.6)不列入劑量加總討論。

2.廠址輻射特性調查(工作編碼1.2.4)之空間劑量率以本計畫第四章各廠房平均空間劑量計算之，其輻射區域包含一、二號機主蒸汽隔離室、通道控制廠房、燃料更換水

儲存槽/閥室、輔助及通道廠房、核機冷卻水廠房、燃料廠房、圍阻體廠房、新廢料倉庫、E 暫存倉及熱修配廠房。

表 10-27 除役拆廠階段集體有效劑量分析表

工作編碼	工作名稱	空間劑量率 (mSv/h)	人工時 (man-h)	ALARA 防護原則			工作集體有效劑量 (man-Sv)
				除污因素	屏蔽因素	衰變因素	
2.1	用過核子燃料管理第二期						
2.1.1	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施(註 1)	0.030	10,228	不考慮	不考慮	不考慮	0.3068
2.1.2	用過核子燃料全數移至用過核子燃料室內乾式貯存設施(註 1)						
2.1.3	用過燃料池運轉	0.008	100	不考慮	不考慮	不考慮	0.0008
2.2	除役作業準備(除役拆廠)						
2.2.2	依除役需求調整廠房系統	0.0239	1,346	5	不考慮	0.349	0.002245
2.3	低放射性廢棄物管理準備第二期						
2.3.2	廢棄物管理區準備	0.030	353	5	不考慮	0.349	0.000739
2.4	拆解與拆除						
2.4.1&1.2.5	一號機反應器壓力槽及其內部組件拆解	0.1	16,154	不考慮	不考慮	不考慮	1.6154
2.4.2&1.2.5	二號機反應器壓力槽及其內部組件拆解	0.1	16,154	不考慮	不考慮	不考慮	1.6154
2.4.3(註 2)	大型組件拆除	0.2	11,200	不考慮	不考慮	不考慮	2.240
2.4.4	輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解(2)	參照特性調查各項設備 30 公分量測結果，如表 10-25 所示	109,271	5	不考慮	0.349	2.534
2.4.5	燃料廠房(廢棄物管理區)設備拆解			5	不考慮	0.349	
2.4.6	圍阻體廠房各樓層設備拆解			5	不考慮	0.349	
2.4.7	輔助廠房各樓層設備拆解			5	不考慮	0.349	

工作編碼	工作名稱	空間劑量率 (mSv/h)	人工時 (man-h)	ALARA 防護原則			工作集體有效劑量 (man-Sv)
				除污因素	屏蔽因素	衰變因素	
2.4.9	其他廠房設備拆解	0.1004	23,912	5	不考慮	0.349	0.1676
2.4.10	廢料廠房設備拆解			5	不考慮	0.349	
2.4.12	輻射作業廠房活化或污染混凝土刨除			5	不考慮	0.349	
2.4.13	其他輻射作業廠房設備及混凝土刨除	0.1004	23,912	5	不考慮	0.349	0.1676
2.4.14	既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業	0.0023	60,000	不考慮	不考慮	不考慮	0.138
合計							8.314

註：

- 1.依據國際除役經驗，用過核子燃料搬移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施之作業(工作編碼 2.1.1、2.1.2)不列入劑量加總討論。
- 2.”大型組件拆解”包含一、二號機之蒸汽產生器、調壓槽及其他大型組件移除之所有作業(工作編碼 2.4.3.1、2.4.3.2)。
- 3.放射性廢棄物管理設施運轉(工作編碼 2.3.1)併入「低放射性廢棄物處理與管理」評估。

表 10-28 除役拆廠階段集體有效劑量分析表(低放射性廢棄物處理與管理)

工作名稱	空間劑量率 (mSv/h)	每批次 可處理 數量	總批數	每批作業 人時 (man-h)	人工時 (man-h)	ALARA 防護原則			工作集體有效 劑量 (man-Sv)
						除污因素	屏蔽因素	衰變因素	
低放射性廢棄物處理與管理									
廠房內作業									0.0482
T-BOX	0.1	1	454	1	454	不考慮	不考慮	不考慮	
55 加侖桶	0.0002	3	13,921	1	13,921				
運送作業									0.0709
T-BOX	0.1	1	454	1.5	681	不考慮	不考慮	不考慮	
55 加侖桶	0.0005	15	3,744	1.5	5,616				
接收作業									0.05476
T-BOX	0.1	1	454	1	454	不考慮	不考慮	不考慮	
55 加侖桶	0.0005	3	18,720	1	18,720				
合計									0.17386

註：

1. ”放射性廢棄物處理與管理”包含拆解後之廢棄物進行廠內處理、包裝、運送至低放射性廢棄物貯存庫之所有作業。本項包含其他廠房及廢料廠房設備拆解後之廢棄物處理(工作編碼 2.4.9.3&2.4.10.3)及放射性廢棄物管理設施運轉(工作編碼 2.3.1)。
2. 運送作業之批次作業人工時，以每單位批次 3 人作業 30 分鐘估計之。
3. 除役前既有桶數為 14,397 桶之 55 加侖桶；除役拆廠過程之需求數量則為 41,763 桶之 55 加侖桶與 454 箱 T-BOX。

表 10-29 除役計畫各階段輻射作業活動對工作人員輻射劑量評估結果

項 目	除役各階段				合計
	除役過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段	
工作人員總人工時 (man-h)	7,854	278,336	-	-	286,190
工作人員集體有效劑量 (man-Sv)	0.16673	8.488	環境背景值 變動範圍	環境背景值 變動範圍	8.655

表 10-30 核三廠輻射工作人員之劑量限度

劑量限度類別	劑量限度
有效劑量	每連續五年週期內不得超過 100 mSv，且期間任何單一年內不得超過 50 mSv。
等價劑量 眼球水晶體 皮膚或四肢	每年 150 mSv 每年 500 mSv
說明： (1) 輻射工作人員有效劑量限度)於 92 年 1 月 1 日起算，每連續五年為一管制週期；其他限度以年為管制週期。 (2) 背景輻射與醫學診斷、治療之輻射劑量，不列入管制範圍。	

表 10-31 核三廠地區管制劃分

環境	指電廠財產界線以外，一般人可自由出入之地區。		
監測區	指電廠財產界線內，管制區以外之地區。		< 5 μSv/h 非固著性污染： α 污染< 1Bq/100 cm²，β/γ 污染< 2Bq/100 cm² 固著性污染： 在距離 1 cm 處，其周圍等效劑量率應維持在高於背景值 0.001 mSv/h 以內。
管制區	非示警區		< 0.05 mSv/h α < 1 Bq/100 cm²，β/γ< 10 Bq/100 cm²
	示警區	輻射區	≥0.05 mSv/h，<1 mSv/h (以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果為準)
		高輻射區	≥ 1 mSv/h (以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果為準)
		極高輻射區	≥ 5 Gy/h (以距離輻射源或其表面 1 m 之偵測結果為準)
		空浮放射性區	≥30% DAC
		污染區	α ≥ 1 Bq/100 cm² β/γ ≥ 10 Bq/100 cm²
			高污染區
		放射性物質區	

表 10-32 輻射監測/偵測儀器說明

偵檢器種類	型號	偵檢頭	最低可測值	偵測範圍	靈敏度	精確度
中子輻射偵測器	AT1117M	比例式	0.1 $\mu\text{Sv/h}$	0.1 $\mu\text{Sv/h}$ ~10 mSv/h	0.355 cps/($\mu\text{Sv/h}$)	$\pm 20\%$
加馬輻射偵測器	6112B	蓋革偵檢器	1 $\mu\text{Sv/h}$	0~10 Sv/h	—	$\pm 10\%$
加馬輻射偵測器	RadEye B20	碘化鈉(鉍)偵檢器	1 $\mu\text{Sv/h}$	1 $\mu\text{Sv/h}$ ~2 mSv/h	—	Am-241 : 28% Co-60 : 25% Sr/Y-90 : 36% C-14 : 19%
加馬輻射偵測器	ATOMTEX AT1121	塑膠閃爍型偵檢器	0.05 $\mu\text{Sv/h}$	50 nSv/h~10 Sv/h	70 cps/($\mu\text{Sv/h}$)	$\pm 15\%$
α 、 β /污染偵測計測系統	LB530/G542W	比例型低背景計測器	α 0.4 Bq β 0.6 Bq	0~999999 cpm	—	LB530 : Am-241 : 37% Po-210 : 42% C-14 : 38% Tl-204 : 46% Sr-90 : 54% G542W : Po-210 >35% C-14 >30% Sr-90 > 40%"
連續式空氣監測器	333-2	蓋革偵檢器	β 10 cpm	10~100000 cpm	—	—

偵檢器種類	型號	偵檢頭	最低可測值	偵測範圍	靈敏度	精確度
區域輻射監測器	AM475	蓋革偵檢器	0.01 mSv/h	0.01~99.99 mSv/h	—	—
區域輻射監測器	AM575	蓋革偵檢器	0.15 μ Sv/h	0.05~75 μ Sv/h	—	—

註：「—」表示原廠型錄無註明。

表 10-33 個人輻射監測/偵測儀器說明

偵檢器種類	型號	偵檢頭	最低可測值	<u>偵測範圍</u>	<u>靈敏度</u>	<u>精確度</u>
門型人員污染偵測儀	SPM904/906	塑膠閃爍型偵檢器	3,700 Bq	60 keV~1.5 MeV	300 nCi (Cs-137)	—
個人電子劑量計(EPD)	DMC-2000S	固態 Si 半導體偵檢器	1 μ Sv	0.1 μ Sv/h~10 Sv/h	—	$\pm 10 \%$

註：「—」表示原廠型錄無註明。

表 10-34 參考基準(95 年 12 月 15 日會輻字第 0950035425 號同意備查)

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
1. 工作人員 職業曝露 劑量	紀錄基準	凡大於最低可測值者均應記錄。	未達最低可測值者應以 <LLD 或 0 記錄之(Lower Limit of Detection, 最低可測值)。	
	調查基準	工作人員單次接受之強穿輻射之個人等效之劑量 $H_p(10)$ 超出日行政曝露限值達 1 mSv 者(2%年劑量限度)。	應調查原因，了解是否有作業上的疏失，尋求改善途徑，並留存書面紀錄備查，同時陳報核發處核備。	
	干預基準	工作人員所受之有效劑量在年度內累積已達 18 毫西弗或眼球水晶體或四肢、皮膚之等價劑量在年度內累積已達年劑量限度之 9/10。	應暫時停止進入輻射管制區工作，如確有必要，應工作人員所屬部門經書面提出申請，經保健物理組審查後，由廠長或授權主管人員核准後始得繼續進入輻射管制區內工作。	
2. 工作人員 體內攝入 量	紀錄基準	0.1%年攝入限度。	應予記錄。	
	調查基準	工作人員之體內污染值達 2%年攝入限度(ALI)。	1. 應調查原因並檢討是否有作業上之疏失及尋求改善途徑，並留存書面紀錄備查，同時陳報核發處核備。 2. 評估體內劑量送主管處核轉放射試驗室登錄劑量。	本基準為「核能電廠安全績效指標(PI)」項目。
	干預基準	工作人員在年度內累積之約定有效劑量達 1.8mSv。	1. 應檢討防範一旦體內及體外曝露劑量合併計算時，將造成年劑量超過年行政管制值。 2. 一旦體內外曝露劑量合併計算達年行政管制值，未經申請核准不得再進入管制區。	

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
3-1. 監測區樣 放射分析	紀錄基準	達核能發電相關設施 監測區試樣放射性分 析行動基準規定之紀 錄基準要求	若度量分析結果低於紀錄基準 (儀器之最低可測量(MDA)), 紀錄上應載明低於MDA, 並 註明MDA值; 若度量分析結 果大於或等於儀器之MDA者 應確實記錄度量分析結果, 並 註明MDA值。	左列基準係依 輻射工作場所 管理與場所外 環境輻射監測 作業準則第15 條第2項及第3 項規定訂定。
	查驗基準	達核能發電相關設施 監測區試樣放射性分 析行動基準規定之查 驗基準或取樣分析結 果出現未訂定查驗基 準之核種	1. 取樣分析結果達查驗基準 時, 應調查肇因, 及研議改 善措施予以降低, 並留存 紀錄備查。 2. 取樣分析結果出現未訂定 查驗基準核種時, 應調查 原因妥為因應, 並留存紀 錄備查。	左列基準係依 輻射工作場所 管理與場所外 環境輻射監測 作業準則第15 條第2項及第3 項規定訂定。
	調查基準	達核能發電相關設施 監測區試樣放射性分 析行動基準規定之調 查基準或取樣分析結 果出現未訂定調查基 準之核種	1. 取樣分析結果達調查基準 時, 應即應調查肇因, 及研 議改善措施予以降低, 並 於30日內以書面提報管機 關。 2. 取樣分析結果出現未訂定 調查基準之核種時, 應調 查原因妥為因應, 並留存 紀錄備查。	左列基準係依 輻射工作場所 管理與場所外 環境輻射監測 作業準則第15 條第2項及第3 項規定訂定。
	干預基準	達核能發電相關設施 監測區試樣放射性分 析行動基準規定之干 預基準或取樣分析結 果出現未訂定干預基 準之核種	1. 取樣分析結果干預基準時, 除依達調查基準之規定辦理 外, 並應立即對影響範圍採 取下列措施: (1) 適當之清理或降低污染 措施。 (2) 確認影響範圍的輻射狀 況是否符合監測區之規 定, 若超過監測區規定 之標準, 應依管制區之 規定採取圍籬、示警、管 制及必要之防護措施。 2. 取樣分析結果出現未訂定干 預基準之核種時, 應調查原	左列基準係依 輻射工作場所 管理與場所外 環境輻射監測 作業準則第15 條第2項及第3 項規定訂定。

			因妥為因應，並留存紀錄備查。	
--	--	--	----------------	--

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
3-2. 監測區氣 監測管制 及因應行 基準	紀錄基準	儀器之最低可測量(MDA)	- 所有依據廠區環境監測計畫執行例行空氣監測及依據本要點執行之空浮取樣分析結果，均應留存紀錄備查。 - 若度量分析結果低於儀器之最低可測量(MDA)者，紀錄上應載明低於MDA，並註明MDA值；若度量分析結果大於或等於儀器之MDA者應確實記錄度量分析結果，並註明MDA值。	- 左列基準係依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則第15條第2項及第3項規定訂定。 - 放射性氣體排放管道之流程輻射偵檢器警報動作時在未具關斷連鎖保護之放射性氣體排放管道，其流程輻射偵檢器警報動作時，應立即確認監測區監測站設置之連續空氣監測顯示情況，如無異常，即無需進行進一步措
	查驗基準	0.03DAC	監測區空氣中放射性濃度達左列標準者應採取下列措施： - 應立即進行單位內部查證，並留存紀錄備查。內容應至少包括：日期、時間、地點、升高或超限原因、空浮濃度、空浮限值，處理經過及改善辦法等項目。 - 異常空浮影響範圍應採適當告示，提醒輻射工作人員非有必要，不要在該範圍停留或活動，並禁止一般人在該範圍停留或活動。	
	調查基準	0.1DAC	監測區空氣中放射性濃度達左列標準者應採取下列措施： - 應於30日內以書面報告送主管機關備查。內容應至少包括：日期、時間、地點、升高或超限原因、空浮濃度、空浮限值，處理經過及改善辦法等項目。 - 異常空浮影響範圍劃定為管制區，依管制區規定執行輻射安全管理。	
	干預基準	0.3DAC	監測區空氣中放射性濃度達左列標準者應採取下列措施： 2小時內先行以電話及傳真方式通報主管機關，並於30日內以書	

			面提報主管機關備查。內容應至少包括：日期、時間、地點、升高或超限原因、空浮濃度、空浮限值，處理經過及改善辦法等項目。 2. 異常空浮影響範圍依管制區規定劃定為空浮放射性區，並執行示警、輻射安全管制及必要之防護措施。	施；若有異常升高現象，最遲應於 4 小時內執行監測區空氣取樣分析，確認空浮放射性物質濃度，分析結果若達左列之行動基準，依規定採取必要之設施。 監測區監測站未設置連續空氣監測設備者，應依前項規定執行取樣分析及相關措施。 3. 前項取樣及分析作業，依核三廠相關作業程序執行。
--	--	--	---	--

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
4. 環境試樣 放射性分 析之行動 基準	紀錄基準	依環境輻射監測 規範中之規定。	應予記錄	
	調查基準		應依「輻射工作場所管理與場所外環 境輻射監測作業準則」第 20 條規定 辦理。	

表 10-35 本公司核能發電相關設施監測區試樣放射性分析行動基準
(依據輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則第 15 條第 2 項及第 3 項規定訂定)

試樣別基準 核種	水樣 (Bq/L)				草樣 (Bq/kg-wet)				土樣(污泥) (Bq/kg-dry)			
	紀	查	調	干	紀	查	調	干	紀	查	調	干
錳-54	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	7.4×10^1	4.4×10^3	1.5×10^4
鐵-59	MDA	1.5×10^1	6.0×10^2	2.0×10^3	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	—	—	—
鈷-58	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	7.4×10^1	4.4×10^3	1.5×10^4
鈷-60	MDA	1.1×10^1	4.4×10^2	1.5×10^3	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	2.0×10^2	4.4×10^3	1.5×10^4
鋅-65	MDA	1.1×10^1	4.4×10^2	1.5×10^3	MDA	3.7×10^1	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	—	—	—
鋇-89	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—
鋇-90	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—
鋅-95	MDA	1.5×10^1	6.0×10^2	2.0×10^3	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—
鈮-95	MDA	1.5×10^1	6.0×10^2	2.0×10^3	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—
碘-131	MDA	2.0	1.5×10^1	5.0×10^1	MDA	2.0×10^1	1.5×10^2	5.0×10^2	MDA	—	—	—
鉈-134	MDA	2.0	4.4×10^1	1.5×10^2	MDA	7.4	1.5×10^3	5.0×10^3	MDA	7.4×10^1	3.0×10^3	1.0×10^4
鉈-137	MDA	3.7	7.4×10^1	2.5×10^2	MDA	2.6×10^1	3.0×10^3	1.0×10^4	MDA	7.4×10^2	3.0×10^4	1.0×10^5
鎳-140	MDA	7.4	3.0×10^2	1.0×10^3	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—
鐳-140	MDA	7.4	3.0×10^2	1.0×10^3	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—

註：1.紀：紀錄基準、查：查驗基準、調：調查基準、干：干預基準。且本表所定各項基準係為預警作用所設之數值而非安全標準或法定限度。
2.取樣分析結果達查驗基準時，應調查肇因，及研議改善措施予以降低，並留存紀錄備查。
3.取樣分析結果達調查基準時，即應調查肇因，及研議改善措施予以降低，並於 30 日內以書面提報主管機關。
4.取樣分析結果達干預基準時，除依達調查基準之規定辦理外，並應立即對影響範圍採取下列措施：
(1)適當之清理或降低污染措施；(2)確認若超過監測區規定之標準，應依管制區之規定採取圍籬、示警、管制及必要之防護措施。

附錄 10.A 核三廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用量因子

	關鍵群體使用量因子(最大值)						民眾平均使用量因子(平均值)					
年齡群	>17 歲	12-17 歲	7-12 歲	2-7 歲	1-2 歲	≤1 歲	>17 歲	12-17 歲	7-12 歲	2-7 歲	1-2 歲	≤1 歲
呼吸量 (m ³ /y)	8,000	8,000	3,700	3,700	1,400	1,400	8,000	8,000	3,700	3,700	1,400	1,400
農作物 (kg/y)	130.56	114.81	97.74	68.81	47.40	18.09	71.79	62.81	52.01	40.75	25.77	8.82
葉菜 (kg/y)	88.01	75.13	60.59	36.14	31.02	11.84	47.25	42.92	35.06	26.43	16.38	6.29
奶類 (L/y)	137.16	198.38	128.5	166.88	244.69	309.6	88.74	90.07	80.71	103.25	122.59	148.78
肉類 (kg/y)	37.97	38.3	33.99	24.67	16.26	7.97	20.15	22.15	18.42	13.73	8	3.06

註：

- 1.原始數據為106年完成之「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查」，適用期間為108年至112年。
- 2.依上述調查，葉菜、根菜、水果、稻米、雜糧、茶葉、肉類及奶類之當地產量未達自給自足，故依環境輻射監測規範中附件四「體外及體內劑量評估方法」，評估此等食物攝取之約定有效劑量時，另須考量市場稀釋修正因子進行修正。核三廠茶葉類完全仰賴外地輸入，無生產情形，因此茶葉市場稀釋因子取為0.0，其餘由當地農牧產品的產銷情形，葉菜、根菜、稻米、水果、雜糧、茶葉、肉類及奶類之市場稀釋因子分別取為0.006、0.88、0.495、0.516、0.203、0、0.439及0.015。
- 3.農作物係採 RG 1.109, table E-4、table E-5建議為22%水果攝取量、54%蔬菜（包括葉菜、根菜及茶葉）及24%穀類（包括稻米與雜糧）之加總。
- 4.本表空氣呼吸量引用自美國 R.G. 1.109。
- 5.市場稀釋因子=(當地總產量)/(當地總產量+外地輸入量)

附錄 10.B 核三廠廢液排放途徑民眾劑量評估使用量因子

註：

	關鍵群體使用量因子（97.5th 百分位數）						民眾平均使用量因子（平均值）					
年齡群	>17 歲	12-17 歲	7-12 歲	2-7 歲	1-2 歲	≤1 歲	>17 歲	12-17 歲	7-12 歲	2-7 歲	1-2 歲	≤1 歲
魚類 (kg/y)	77.63	66.28	61.43	41.96	26.79	13.11	39.34	34.53	31.24	21.57	12.56	4.62
無脊椎類 (kg/y)	29.25	31.64	24.22	18.74	11.54	8.05	13.27	15.02	11.38	7.95	4.68	2.22
海菜 (kg/y)	25.61	24.71	18.84	12.36	8.01	4.69	11.24	10.15	8.71	5.93	3.2	1.26
沙灘停留 (h/y)	3,068	367.5	367.52	300.54	200.83	0	2,999.63	154.57	114.2	89.39	64.41	0
游泳 (h/y)	2,808	312	270.4	312	153.92	0	2,107.73	110.12	73.41	65.13	46.25	0
划船 (h/y)	2,600	287.56	244.4	192.4	192.4	0	2,396.95	124.80	104	72.80	72.80	0

- 1.原始數據為106年完成之「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查」，適用期間為108年至112年。
- 2.依上述調查，魚類、無脊椎類及海菜之當地產量未達自給自足，故依環境輻射監測規範中附件四「體外及體內劑量評估方法」，評估此等食物攝取之約定有效劑量時，另須考量市場稀釋因子進行修正，魚類、無脊椎及海菜之市場稀釋因子分別取為0.096、0.001及0.002。
- 3.沙灘停留：關鍵群體使用量因子，>17歲年齡層為沙灘從業人員，其他年齡層則選擇遊客沙灘停留時間分佈之97.5th 百分位數；民眾平均使用量因子，亦取遊客沙灘停留時間之平均值。
- 4.游泳：關鍵群體使用量因子，>17歲年齡層為游泳從業人員，1-2歲年齡層為居民，其他年齡層則選擇遊客游泳時間分佈之97.5th 百分位數；民眾平均使用量因子，>17歲年齡層為游泳從業人員，1-2歲及2-7歲年齡層為居民，其他年齡層則選擇遊客游泳時間之平均值。
- 5.划船：關鍵群體使用量因子，>17歲年齡層為游泳從業人員，12-17歲年齡層為居民，其他年齡層選擇遊客划船時間分佈之97.5th 百分位數；民眾平均使用量因子選取方式亦同。
- 6.市場稀釋因子=(當地總產量)/(當地總產量+外地輸入量)

附錄 10.C 第十章輻射劑量評估及輻射防護措施之重要管制事項

項次	內 容	管制時程
10-1	除役期間之輻射防護計畫含廠區監測區監測計畫，應於除役執行前提報主管機關審核，並適時修訂。	113.07~139.05 (配合除役進度)
10-2	核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告提報主管機關。	113.07~139.05 (至少每 5 年)
10-3	除役期間輻射劑量應合理抑低，其評估報告並須適時更新，並提報主管機關審核。	113.07~139.05 (配合除役進度)
10-4	拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核。	113.07~139.05 (除役拆除作業前 1 年)