

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	10-1
(一) 除役各階段放射性氣液體排放之輻射劑量評估	10-2
(二) 除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估	10-10
(三) 除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估	10-14
(四) 除役計畫對民眾輻射劑量影響總結分析	10-29
(五) 輻射管制與監測	10-30
(六) 紀錄保存	10-30
二、 作業人員劑量評估	10-30
(一) 除役各階段活動對作業人員劑量影響來源分析	10-31
(二) 作業人員輻射劑量評估方法論	10-34
(三) 除役各階段活動對作業人員之輻射劑量評估	10-39
(四) 除役計畫各階段活動對作業人員集體劑量預估分析	10-46
(五) 放射性廢棄物處理與貯存設施對作業人員劑量之分析	10-47
(六) 輻射管制作業之管理	10-49
(七) 紀錄保存	10-52
三、 輻射防護措施	10-52
(一) 輻射防護管理組織與權責區分	10-52
(二) 人員防護	10-54
(三) 人員訓練	10-55
(四) 人員劑量	10-55
(五) 醫務監護	10-57
(六) 管制區劃分及區域管制作業	10-58
(七) 除役作業之防護措施	10-64
(八) 合理抑低措施	10-68

(九)紀錄保存.....	10-70
四、 結語	10-71
五、 參考文獻	10-72
附錄 10.A 核一廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用量因子	10-110
附錄 10.B 核一廠廢水排放途徑民眾劑量評估使用量因子	10-111

圖 目 錄

圖 10-1 核一廠 99 年至 103 年計 5 年平均之低塔氣象風花圖	10-74
圖 10-2 除役低放射性廢棄物廠內運送路線路徑長分析	10-74
圖 10-3 核一廠保留區平面圖	10-75
圖 10-4 核一廠熱發光劑量計監測站分佈圖(5 km 內)	10-76
圖 10-5 核一廠除役各階段輻射防護管理組織圖	10-77

表 目 錄

表10-1 核一廠99年~103年之各放射性氣體排放排放量平均值及其半化期.....	10-78
表10-2 除役各階段的預估每年排放至大氣的核種活度.....	10-79
表10-3 除役各階段放射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排放造成關鍵群體之器官等價劑量.....	10-81
表10-5 核一廠99年~103年之各放射性液體排放排放量平均值及其半化期.....	10-82
表10-6 除役各階段的預估每年排放至水中的核種活度.....	10-83
表10-7 除役各階段放射性液體排放造成關鍵群體之有效劑量.....	10-84
表10-8 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10-9 各種低放射性廢棄物貯存容器之基本資料.....	10-85
表10-10 各種低放射性廢棄物貯存容器於每單次運送對最近廠界處之劑量評估結果.....	10-85
表10-11 一號低放射性廢棄物貯存庫對TLD佈點編號106位置之劑量評估結果.....	10-85
表10-12 二號低放射性廢棄物貯存庫於正常運轉時對廠界民眾劑量之評估結果.....	10-86
表10-13 核一廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉規劃時程.....	10-86
表10-14 核一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....	10-87
表10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整(mSv/y).....	10-87
表10-16 核一廠輻射工作人員之劑量限度.....	10-88
表10-17 核一廠各輻射區域之特性調查空間劑量率.....	10-89
表10-18 停機過渡階段造成工作人員接受到輻射曝露的工作分析表.....	10-90
表10-19 停機過渡階段所需之人力工時及集體劑量分析表.....	10-91
表10-20 除役拆廠階段造成工作人員接受到輻射曝露的工作分析表.....	10-92
表10-21 核一廠放射性廢棄物存放規劃.....	10-93
表10-22 放射性廢棄物廠內工作人員集體劑量評估.....	10-93
表10-23 低放射性廢棄物接收作業集體劑量評估.....	10-94
表10-24 除役拆廠階段所需之人力工時及集體劑量分析表.....	10-95
表10-25 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.....	10-100
表10-26 除役對工作人員集體劑量分析表(不包含用過核子燃料處置作業)...	10-100

表10-27 除役期間相關放射性廢棄物處理與貯存設施對工作人員集體劑量之評估 分析表	10-101
表10-28 核一廠地區管制劃分標準	10-102
表10-29 輻射監測/偵測儀器說明	10-103
表10-30 個人輻射監測/偵測儀器說明	10-103
表10-31 參考基準(95年12月15日會輻字第0950035425號同意備查)	10-104
表10-32 台灣電力公司核能發電相關設施監測區試樣放射性分析行動基準 ..	10-109

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施

本章主要說明核一廠除役期間各項活動對民眾及工作人員之劑量影響，以及規劃輻射防護措施，以符合游離輻射防護法之規定，並證明除役工作可安全進行且符合輻射合理抑低原則，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法規要求。

民眾劑量評估將依據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。

本公司將秉持除役各階段之輻射作業，能符合正當性、最適化與合理抑低原則執行，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，並辦理放射性物質廢氣、廢水排放紀錄之定期申報作業，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，潛在的放射性物質排放及貯存設施對於民眾輻射曝露劑量之影響，其中包含了各階段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)調查統計顯示，核電廠在進入除役活動後，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曝露，其次為放射性氣、液體排放。

直接輻射主要考量設施內的加馬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加馬輻射穿過建物天花板對民眾造成之劑量影響。在直接輻射與向天輻射曝露影響方面，由於重大組件除污與拆除及廢棄物處理等作業，均在聯合結構廠房、汽機廠房區域建物結構下執行，這些廠房均有足夠的屏蔽且與民眾距離夠遠，對於民眾直接輻射曝露影響將微乎其微；故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，除役初期因系統中仍有運轉期間殘留之惰性氣體與碘等分裂產物，故預期此階段放射性氣、液體排放核種組成將與運轉期間相當，但因反應器內已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度必然隨時間逐漸衰減而大幅降低。當進入除役拆廠階段，廠房內因除役作業所產生廢氣與廢液預期將以放射性腐蝕產物為主，雖然其放射性活度可能比運轉期間高，但因上述核種多半以微粒型態存在，易於濾除；經放射性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。故在除役拆廠階段，仍將保留放射性液體處理系統、放射性氣體處理系統與通風過濾系統，直至除役拆廠階段之後期。

針對民眾關鍵群體，本計畫將管控放射性物質之運送及貯存作業、減少放射性物質排放，並依據輻射防護計畫建立完善之管理措施等方式，減少民眾接受輻射曝露之可能性，藉此達到民眾輻射劑量合理抑低之目的。

(一) 除役各階段放射性氣液體排放之輻射劑量評估

放射性氣、液體排放造成之民眾輻射劑量評估，由於除役拆廠階段，將執行重大組件除污與拆除等作業，放射性液體處理系統、放射性氣體處理系統與通風過濾系統將維持正常運轉直至該階段後期，預期僅有少量放射性氣、液體會排放至環境。前述有關放射性氣體及液體排放，本公司仍將持續遵照核能電廠環境輻射劑量設計規範，以及核能電廠放射性物質排放管理規定在符合合理抑低原則下排放。除役期間各項作業之放射性氣、液體排放管制劑量限值如下：

- 放射性氣體排放

【惰性氣體】

惰性氣體造成廠界任一民眾有效劑量不超過 0.05 mSv/y/機組，皮膚等價劑量不得超過 0.15 mSv/y /機組；空氣中加馬輻射劑量值不超過 0.1 mSv/y/機組，且貝他輻射劑量值不超過 0.2 mSv/y/機組。

【碘、氙及微粒】

碘、氙及微粒(半化期超過 8 天者)造成廠界任一民眾器官等價劑量不超過 0.15 mSv/y/機組。

● 放射性液體排放

放射性廢水排放造成任一民眾有效劑量不超過 0.03 mSv/y/機組，任一民眾器官等價劑量不超過 0.1 mSv/y/機組。

1. 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，可分為下列兩步驟：

- (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包括除役初期系統中仍留存運轉期間殘留之惰性氣體與碘等分裂產物，以及進入除役拆廠階段各項作業產生之腐蝕產物。
- (2) 廠外民眾之關鍵群體劑量評估須考量空浸曝露、地表輻射、呼吸、農作物及肉類食用等關鍵輻射曝露途徑，並依據本公司最新完成之「台灣南部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告(修訂版)」(原能會 103 年 7 月 7 日會輻字第 1030011889 號函同意備查)內之最近 5 年廠址半徑 10 km 內農業產量及分佈(如稻米、蔬菜、奶類、肉類)、漁業產量及分佈(如漁港位置、漁貨種類)，以及廠址半徑 5 km 內之民眾使用量因子(如稻米、蔬菜、水果、肉類、海產類、牛奶等攝入量，詳如附錄 10.A)等資料(另考量當地農牧與漁獲產銷情形予以適當修正)，以評估具有當地居民代表性之假設關鍵群體劑量。

A. 放射性氣體排放對關鍵群體之劑量評估

a. 氣象資料

以核一廠最近 5 年(99~103 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。本計畫保守假設所有放射性廢氣均由廠房煙囪排放至大氣，故選用與廠房排放高度接近之低塔氣象觀測資料進行大氣擴散評估。核一廠 99 年至 103 年 5 年平均之低塔氣象風花圖，如圖 10-1。

b. 輻射曝露影響途徑

依最新完成「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告(修訂版)」，NNW、NNE、NE、ENE 及 E 等方位為座落於海域無居民居住之方位，不納入評估。另因當地並無生產鮮奶之牧場，故剔除攝食奶類之曝露途徑，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進行輻射劑量評估。

c. 劑量評估程式

依除役各階段放射性廢氣排放源的評估值，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)，考慮體外曝露途徑(空浸曝露、地表輻射)與體內曝露途徑(吸入、農作物、肉類食用)，保守計算各方位空氣及地面沉積濃度最大位置之 6 組年齡群所接受各關鍵曝露途徑的劑量總和，並取各年齡群中數值最大者為假設關鍵群體之年輻射劑量。

B. 放射性液體排放對關鍵群體之劑量評估

a. 放射性廢水排放稀釋用水

放射性廢水排放皆採批次排放，正常運轉時放射性廢水排放均由其排放口，與循環海水混合稀釋後排入大海。機組停機後，除役初期階段，仍以循環海水為稀釋用水，每台循環海水容量為 137,000 gpm；俟循環海水系統停用後，則改以緊要海水系統為稀釋用水，每台緊要海水泵容量為 8,000 gpm，故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之。此外，考量除役期間放射性廢水排放量較少，保守假設其濃度上升 70 倍，以進行民眾劑量評估。

b 輻射曝露影響途徑

由於核一廠放射性廢水係排放至大海，與農田灌溉與飲水水源無關，且依據最新完成之「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告(修訂版)」；核一廠出水口附近之石門海水浴場已停止開放，僅金山活動中心有少數玩帆船之民眾，故剔除農田灌溉、飲水及划船等曝露途徑，選擇魚類、無脊椎類、海藻之攝食與海濱遊樂及游泳之直接曝露等，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。

c.劑量評估程式

依除役各階段放射性廢液排放源的評估值，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)，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、海藻食用)，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劑量總和，並取各年齡群中數值最大者為假設關鍵群體之年輻射劑量。

2. 除役各階段放射性氣體排放量及廠外民眾劑量評估

於核一廠除役之停機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) 永久停機後，用過核子燃料從反應器移除清空作業。
- (2) 永久停機後，用過核子燃料池安全系統改善與隔離之運轉。
- (3) 永久停機後，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、珍珠岩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。

分析核一廠在除役期間之放射性氣體排放來源，與例行運轉期間之差異，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) 短半化期之碘族核種的減少(如 I-131 及 I-133)。
- (3) 每年迅速減少 H-3 的排放。
- (4) 氣溶膠的排放核種逐步變化，如短半化期的核種 Mn-54、Fe-55、Co-58、Fe-59、Cs-134 的減少，故隨著除役的執行，上述核種排放對環境劑量貢獻將逐漸減少。
- (5) 放射性廢氣經處理後，均由廠房煙囪排放至大氣，故均屬地面排放。

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：

$$N_{j2,T} = N_{j2,0} \times \exp(-\lambda_j \times T_2) \quad (\text{式 10-1})$$

$N_{j2,T}$ ：為永久停機後 T_2 年排放 j 核種之活度

λ_j ：為 j 核種之衰減常數

$N_{j2,0}$ ：為各個除役活動的核種 j 的初始活度

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，故保守以近 5 年(99~103 年)例行運轉期間放射性氣體與液體排放量平均值作為除役作業之各核種初始活度。放射性廢氣經處理後，均由廠房煙囪排放至大氣，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_2)依據規劃分別為，停機過渡階段 T_2 (phase1) 為 0 y、除役拆廠階段 T_2 (phase2) 為 8 y、廠址最終狀態偵測階段 T_2 (phase3) 為 20 y、廠址復原階段 T_2 (phase4) 為 23 y。表 10-1 為核一廠 99 年~103 年之各放射性氣體排放排放量平均值及其半化期，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，將分別計算經不同曝露途徑造成之各年齡群關鍵群體劑量，分述如下：

空浸

放射性氣體中有惰性氣體，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：

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

$D(r, \theta)$ 即為空浸造成的劑量， χ_i 為 i 核種在 (r, θ) 位置半無限雲團之濃度 $(=Q_i \times \chi/Q)$ ， Q_i 為核種 i 之排放率 $[Bq/y]$ ， DF_i 是核種 i 的空浸劑量轉換因子。年平均大氣擴散係數 (χ/Q) 可由 XOQDOQ-82 計算。保守計算核一廠最近 5 年(99~103 年)全年氣象資料之年平均大氣擴散係數 (χ/Q) 為下風向 NNE 方位 750 m 處的 $1.644 \times 10^{-5} s/m^3$ ，該位置為核一廠南南西方廠界附近。

沉積

地表沉積曝露途徑的劑量計算如式 10-3 所示：

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

$D_j^G(r, \theta)$ 即為沉積造成的劑量， C_i^G 為 i 核種在 (r, θ) 處之單位面積濃度 $(=Q_i \times D/Q)$ ， DFG_{ij} 是核種 i 的沉積劑量轉換因子， S_F 為住家屏蔽效應，約 0.7。地表沉積的核種濃度 $(D/Q) [1/m^2]$ 可由 XOQDOQ-82 計算。保守計算核一廠最近 5 年(99~103 年)全年氣象資料之年平均大氣擴散係數 (D/Q) ，為下風向 NNE 方位 750 m 處的 $2.55 \times 10^{-8}/m^2$ ，該位置為核一廠南南西方廠界附近。

吸入

吸入劑量的計算比較複雜，因為不同年齡群民眾的劑量轉換因子不同、吸入空氣量不同，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：

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

$D_{ja}^A(r, \theta)$ 即為吸入造成的劑量， χ_i 是空氣中核種濃度， DFA_{ija} 是核種 i 的吸入劑量轉換因子， R_a 為各年齡的呼吸率。

嚥入

嚥入曝露途徑考量攝食下列食物：一般產品(含非葉菜類蔬菜、水

果、穀類)、牛奶、肉類、羊奶、葉菜類蔬菜，計算方法如式 10-5：

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

$D_{ja}^D(r, \theta)$ 即為吸入造成的劑量， 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)， $C_i^V(r, \theta)$ 、 $C_i^m(r, \theta)$ 、 $C_i^L(r, \theta)$ 、 $C_i^F(r, \theta)$ 則分別是核種 i 在一般產品、牛奶、葉菜類蔬菜、肉品內的濃度。

經上述公式計算後，取最保守的年齡群評估結果作為對關鍵群體的劑量影響值，表 10-3 為除役各階段由放射性惰性氣體排放所造成之關鍵群體有效劑量評估結果列表，表 10-4 為除役各階段放射性碘、微粒、氬等氣體排放，造成關鍵群體之器官等價劑量評估結果列表。

評估結果顯示在放射性空浸、沉積、吸入與攝入曝露途徑下，以北方 750 m 處劑量影響最大，而 6 個年齡群中以 12~17 歲青少年的劑量結果為最大值。保守預估核一廠廠址(2 部機組)除役第一階段(停機過渡階段)，因惰性氣體排放造成關鍵群體有效劑量分別為 1.60×10^{-4} mSv/y，其他三個階段(除役拆廠、廠址最終狀態偵測與廠址復原階段)因排放之惰性氣體已小於 MDA，故無劑量貢獻；放射性碘、氬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，分別為 1.25×10^{-4} mSv/y(骨表面)、 7.59×10^{-5} mSv/y(骨表面)、 3.93×10^{-5} mSv/y(骨表面)與 3.38×10^{-5} mSv/y(骨表面)，皆符合放射性氣、液體排放管制劑量限值，對民眾劑量影響遠低於環境背景值的劑量貢獻。未來本公司在核一廠除役階段，仍將依法定期檢送放射性廢氣排放資料，送主管機關審查。

3. 除役各階段放射性液體排放量及廠外民眾劑量評估

核一廠除役之停機過渡階段與除役拆廠階段，放射性液體排放之來源包括：

- (1) 用過核子燃料從反應器移除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) 永久停機後，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、珍珠岩及沉積物處理，
 - b. 各種放射性廢液處理，
 - c. 各種放射性固體廢棄物處理；

分析核一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。(如 Mn-54、Co-58、Cr-51、Fe-59、I-131、Zr-95 及 Nb-95)。
- (2) 永久停機後 H-3 的排放將會逐步減少。
- (3) 除役階段預期將會增加超鈾核種的排放，特別是在系統除污作業期間。惟現階段處於運轉階段，無法掌握超鈾核種的排放增加量，但依據核一廠運轉歷史資料預測分析，超鈾核種排放屬微量，未來將依永久停機執行特性調查取樣分析結果及年度例行排放監測數據，掌握超鈾核種排放量，視情況修訂輻射劑量評估結果。

參考國際電廠除役經驗，以式 10-6 進行每年放射性液體之排放活度估算。

$$N_{j2,T} = N_{j2,0} \times \exp(-\lambda_j \times T_2) \quad (\text{式 10-6})$$

$N_{j2,T}$ ：為永久停機後 T_2 年排放 j 核種之活度；

λ_j ：為 j 核種之衰減常數；

$N_{j2,0}$ ：為各個除役活動的核種 j 的初始活度。

考量除役期間與例行運轉期間之放射性液體排放來源之差異，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量，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與液體排放量 5 年數據之平均值，作為除役作業之各核種初始活度。除役各

階段的初始時間(T_2)依據規劃分別為，停機過渡階段 T_2 (phase1)為 0 y、除役拆廠階段， T_2 (phase2)為 8 y、廠址最終狀態偵測階段 T_2 (phase3)為 20 y、廠址復原階段 T_2 (phase4)為 23 y。表 10-5 為核一廠 99 年~103 年之各放射性液體排放量平均值，表 10-6 為除役各階段預估每年排放至水中之核種最大活度。

當核種排放至水中，經由公式(式 10-7)估算年劑量如下：

$$D_{irp} = C_{ip} \cdot U_p \cdot DCF_{irp} \quad (\text{式 10-7})$$

i 、 r 、 p = 核種、器官、輻射曝露途徑。

D_{irp} ：核種 i ，輻射曝露途徑 p ，器官 r 之年劑量率 mSv/y 。

C_{ip} ：核種 i ，輻射曝露途徑 p 之濃度，單位為 Bq/m^2 、 Bq/m^3 或 Bq/L 。

U_p ：輻射曝露途徑 p 之年使用量因子(Usage Factors)，單位： m^3/y 、 h/y 、 L/y 、 kg/y 。

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

考量各類曝露途徑後(如食用海生物、海濱遊憩及游泳等對民眾之影響)，將最保守的年齡群(成人)視為關鍵群體，表 10-7、表 10-8 分別為除役各階段由放射性液體排放所造成之關鍵群體有效劑量與器官等價劑量評估結果列表。保守預估核一廠 2 部機組於除役四個階段因放射性廢水排放造成關鍵群體有效劑量，分別為 $6.45 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ 、 $2.09 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ 、 $4.38 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ 、 $2.98 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ ，關鍵群體器官等價劑量則分別為 $8.49 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ (骨表面)、 $2.77 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ (骨表面)、 $6.26 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ (皮膚)、 $4.54 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ (皮膚)，皆符合放射性液體排放管制劑量限值，對民眾劑量影響均遠低於環境背景值的劑量貢獻。未來本公司在核一廠除役階段仍將依法定期檢送放射性廢水之排放資料，送主管機關審查。

(二) 除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估

有關除役作業之放射性廢棄物廠內運送造成民眾輻射劑量影響，皆遵循「游離輻射防護安全標準」第 12 條對於一般人劑量限值之規定，即輻射作業

對廠界外關鍵群體一年內之有效劑量不得超過 1 mSv，並且依 13 條之規定以模式計算關鍵群體之個人有效劑量；並且須依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」，廠址內各項輻射作業對廠外民眾之整體劑量不得超過每年 0.5 mSv 之要求，以符合合理抑低原則。

1. 運送輻射劑量評估方法論

放射性廢棄物運送對一般民眾之劑量影響評估模式係參照 RADSHIP-6 評估程式，上述程式係參考 NUREG-0170，並由美國聖地亞國家實驗室(Sandia National Laboratories, SNL)於 1977 年開發之 RADTRAN 運送劑量評估程式所建立，其基礎劑量率公式如式 10-8 所示：

$$DR(r) = \sum_i F_i \cdot DR_{p \text{ or } v} \cdot e^{-\mu_i r} \cdot B_i(r) \cdot \frac{k_0}{r^m} \quad (\text{式 10-8})$$

其中：

$DR(r)$	距離 r 處的劑量率(mSv/h)
i	分別為加馬光子射源(g)或中子射源(n)
r	受曝露對象與射源體中心之間的距離(m)
F_i	分別為加馬光子分率(Gamma Fraction)與中子分率(Neutron Fraction)
$DR_{p \text{ or } v}$	在距離包件(p)或運送車輛(v)表面 1 m 處的最大劑量率，亦即運送指數 TI(mSv/h)
$B_i(r)$	加馬光子射線或中子射線之空氣中增建因數
μ_i	加馬光子射線與中子射線的空氣線性衰減係數(m^{-1})
k_0	包件形狀因數 點射源為 $[1+0.5 \times (\text{有效特性尺寸})]^2 (m^2)$ 線射源為 $1+0.5 \times (\text{有效特性尺寸}) (m)$
m	點射源時劑量率與距離呈平方反比，則 $m=2$ 線射源時劑量率與距離呈反比，則 $m=1$

為保守估算，通常將射源體視為等向性點射源或等向性線射源，在簡化分析之模型中，可由包件或運送車輛之最大尺寸來描述虛擬等向性球狀輻射

場的半徑，此處之 TI 值為該球狀輻射場表面外 1 m 處的劑量率。但當包件或運送車輛之最大尺寸超過一定程度時，劑量可能高估，可由有效特性尺寸(d_e)來進行修正，如式 10-9：

$$d_{p \text{ or } v \text{ or } cv} \leq 4 \text{ m}, \quad d_e = d_{p \text{ or } v \text{ or } cv}$$

$$d_{p \text{ or } v \text{ or } cv} > 4 \text{ m}, \quad d_e = 2 \times \left(1 + 0.5 \times d_{p \text{ or } v \text{ or } cv}\right)^{\frac{3}{4}} - 0.5 \text{ (式 10-9)}$$

其中：

$d_{p \text{ or } v \text{ or } cv}$ 包件(p)或運送車輛(v)之最大尺寸，或運送車輛面對駕駛的最大尺寸(cv) (m)

d_e 有效特性尺寸(m)

而針對近距離曝露之情況，以下列方程式決定以點射源或線射源進行劑量評估，如式 10-10：

其中：

$$\begin{cases} r > 2d_e, & \text{以點射源評估} \\ r \leq 2d_e, & \text{以線射源評估} \end{cases} \text{ (式 10-10)}$$

其中：

r 車輛/包件中心與受曝露對象的距離(m)。

2. 運送輻射劑量評估結果

核一廠除役所產生之放射性廢棄物數量估算如本計畫第九章、一節所描述放射性廢棄物之類別、特性與數量，並依據第九章、四、(一)節之低放射性廢棄物運送規劃，進行對廠界外關鍵群體之劑量影響評估。

除役產生之低放射性廢棄物經除污或包裝處理後，裝入合格之包裝容器，運送至既有貯存倉庫或新建低放射性廢棄物貯存庫進行貯存，此部分運送將僅限於廠內運送作業，本公司將依據核一廠既有之「低放射性廢棄物廠內運儲程序」之運輸作業程序書辦理。惟目前無法確定未來除役時將採用之包裝容器，本章進行低放射性廢棄物包裝之容器，係依照本計畫第九章、三、(三)

節低放射性廢棄物(含超 C 類)包裝容器規劃，來模擬一組包裝容器，並據以進行作業人員與民眾劑量評估。

其中廠內低放射性廢棄物運送劑量評估，係參考本計畫第九章、四節所規劃的除役低放射性廢棄物廠內運送路線，完整路徑長約為 910 m，圖 10-2 係將運送路線細分為 5 小段，以最近廠界處(淡金公路)視為關鍵群體，平均距離約為 250 m，假設廠內運送平均車速 20 km/h，進行經過此 5 小段路段長所需時間與劑量率之積分計算，表 10-9 為上述各種低放射性廢棄物貯存容器基本資料，表 10-10 為各種低放射性廢棄物貯存容器於每單次運送對最近廠界處之劑量評估結果，分別為：3 m³ 鋼箱：3.04 x 10⁻⁵ mSv/次、7 m³ 鋼箱：3.04 x 10⁻⁵ mSv/次、B-25 鋼箱：6.08 x 10⁻⁵ mSv/次、55 加侖桶：6.08 x 10⁻⁴ mSv/次及 20 ft 半高貨櫃：6.08 x 10⁻⁶ mSv/次。

依據本計畫第九章內容描述進行低放射性廢棄物總量估算條件下，盛裝容器所需數量分別為 3 m³ 鋼箱 840 個、7 m³ 鋼箱 300 個、B-25 鋼箱 1,495 個、55 加侖桶 17,931 個及 20 ft 半高貨櫃 325 個。參考核一廠現行 900 系列低放射性廢棄物廠內運儲程序及國際經驗，分別以貨櫃運送各式容器，每一批次分別可運送 3 m³ 鋼箱 1 個、7 m³ 鋼箱 1 個、B-25 鋼箱 4 個、55 加侖桶 3 桶及 20 ft 半高貨櫃 1 個，對民眾劑量影響分別為 3 m³ 鋼箱：2.55 x 10⁻² mSv、7 m³ 鋼箱：9.12 x 10⁻³ mSv、B-25 鋼箱：2.28 x 10⁻² mSv、55 加侖桶：3.64 mSv 及 20 ft 半高貨櫃：1.97 x 10⁻³ mSv。故除役期間執行廠內運送各式低放射性廢棄物盛裝容器所造成之民眾劑量影響為 3.70 mSv；依本公司規劃廠內運送作業主要於除役拆廠階段 12 年進行，推估廠內運送對民眾平均年劑量影響為 3.70/12 = 3.08 x 10⁻¹ mSv/y。

(三) 除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估

核一廠目前主要設施包括一號、二號機聯合結構廠房、汽機廠房、廢氣(Off-Gas)廠房、廢棄物貯存庫(包括一號、二號低放射性廢棄物貯存庫，26、28、29、30 號倉庫)、熱處理設施廠房、新燃料貯存庫；另亦已完成第一期用過核子燃料乾式貯存設施的建造許可申請。核一廠除役後保留區，面積約 98,000 m²，如圖 17-1。保留區內主要的設施包括原有 345 kV 開關場、69 kV 開關場、一號與二號低放射性廢棄物貯存庫、第一期用過核子燃料乾式貯存設施、茂林二次變電所、放射試驗室(位於小坑區，視需要保留或遷移)；以及未來規劃興建的低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料乾式貯存設施、用過核子燃料再取出設施(若需要)、玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施(若需要)、濕式氧化設施(將視情況設置於一號低放射性廢棄物貯存庫或熱處理設施廠房)、低放射性廢棄物焚化爐與超高壓壓縮機(將視情況設置於熱處理設施廠房)及鋼筋混凝土塊分離場(位於保留區外北側)等。

因應除役放射性廢棄物所需之處理、減容、貯存之需求，本公司預計申請興建之設施如第二期用過核子燃料乾式貯存設施、相關低放射性廢棄物減容設備(如焚化爐、超高壓壓縮機及廢樹脂濕式氧化設施)與新建低放射性廢棄物貯存倉庫，並視需要申請玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施，以及用過核子燃料再取出設施。未來相關設施將符合「放射性物料管理法」，另案向主管機關提出申請放射性廢棄物處理、貯存設施之興建。

本節依照本計畫、第九章圖 9-17 核一廠保留區平面圖，評估對民眾之輻射劑量評估，上述結果須符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「游離輻射防護安全標準」、「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規範。

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，係針對貯存期間對於廠界外民眾關鍵群體的曝露途徑及其輻射劑量影響評估，主要曝露途徑為直接輻射與向天輻射。

(2) 直接輻射劑量評估方法主要採用點核仁法，採用商業化工具程式如

QAD-CG 系列與 Microshield 程式。其中，QAD-CG 與 Microshield 程式均為美國核管會所認可之劑量評估程式；NUREG-1536、NUREG-1567 等報告指出 QAD-CG 程式為用過核子燃料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。

- (3) 向天輻射劑量評估方法直接輻射劑量評估方法主要採用點核仁法，採用商業化工具程式為 SKYSHINE-III 程式、SKYDOSE 程式與 MicroSkyshine 程式。其中，SKYSHINE-III 與 SKYDOSE 程式均為美國核管會所認可之劑量評估程式；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) 本公司將依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」之規定，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。
- (5) 本公司將依據「游離輻射防護安全標準」之規定，設施經營者於規劃、設計及進行輻射作業時，對一般人造成之有效劑量不得超過 1 mSv。
- (6) 本公司仍將依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規範，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。
- (7) 本公司亦分別承諾一號低放射性廢棄物貯存庫與第一期用過核子燃料乾式貯存設施，對民眾影響之年劑量將小於 0.05 mSv。
- (8) 本公司因應除役放射性廢棄物所需之處理、減容、貯存之需求，預計申請興建之設施如第二期用過核子燃料乾式貯存設施、用過核子燃料再取出設施、熱處理設施廠房(含超高壓壓縮機，以及廢樹脂濕式氧化設施或焚化爐(二者視需要擇一設置))、新建低放射性廢棄物貯存庫，或在一號

低放射性廢棄物貯存庫內設置之廢樹脂濕式氧化設施(若熱處理設施廠房已設置焚化爐時，則視需要設置之)，並保留申請玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施。本公司對上述設施對民眾影響之年劑量限值將遵照法規要求。

(9) 本公司因應除役放射性廢棄物暫存所需，設置待外釋廢金屬暫貯倉庫及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」之規定，一年內造成個人之有效劑量不超過 0.01 mSv，且集體劑量不超過 1 man-Sv 者，經提出輻射劑量評估報告及外釋計畫，報請主管機關核准後，始得外釋。

(10) 本公司已完成收購西南民家，保守假設本公司 TLD 佈點編號 106 位置(茂林橋)為核一廠除役期間的最近廠界處(如圖 10-4 所示)，本公司將以此處作為關鍵群體評估點，確保對任一民眾的年有效劑量評估值總和，每年不得超過 0.5 mSv/廠址之規定。

(11) 對於除役期間仍保留之貯存設施，如一號、二號低放射性廢棄物貯存庫及第一期用過核子燃料乾式貯存設施，其對廠界民眾之劑量估算，沿用過去本公司在新建設施建造與/或運轉申照或十年換照文件中之結果與數據；而焚化爐與超高壓壓縮機，則參考本公司在核二廠減容中心之相關文件。

2. 核一廠既有貯存設施與營運現況

(1) 一號低放射性廢棄物貯存庫

一號低放射性廢棄物貯存庫於 85 年興建，並經主管機關審查通過於 87 年核准啟用；位於核一廠南方並臨乾華溪，詳細位置如圖 10-3，為一座兩層鋼筋混凝土建築物(地上及地下各乙層)，面積約 2,360 m²，其內設有作業區(檢整、暫存及檢查區)及三個低放射性廢棄物桶貯存區，

可貯存 23,390 桶低放射性廢棄物，設計貯存總活度約 3.00×10^{16} Bq。貯存庫地面層及地下層北側貯存區，設計規劃為貯放表面劑量率 20 mSv/h 以下之廢棄物桶，其餘地下層貯存區，設計規劃為貯放表面劑量率 20 mSv/h 以上之廢棄物桶。

一號低放射性廢棄物貯存庫主要貯存核一廠運轉、維修及設備更換所產生之低放射性廢棄物，截至 104 年 6 月底，貯存量及活度分別為 20,439 桶、 1.15×10^{14} Bq (3,102 Ci)，相關詳細介紹，請參閱第三章、二節之低放射性廢棄物貯存管理現況。

依據本公司 97 年獲主管機關核備之「核一廠一號低放射性廢棄物貯存庫十年再評估報告」，係使用核能研究所發展之 QADCG/INER-3 程式評估貯存庫對場外環境造成的直接輻射劑量，並利用 SKYDOSE 程式評估向天輻射劑量。本報告中評估核一廠至 96 年 6 月 30 日止貯存各類低放射性廢棄物數量，分別為固化廢棄物 4,686 桶、粒狀廢樹脂 3,845 桶、可壓廢棄物 9,529 桶、可燃廢棄物 1,832 桶、保溫材 110 桶及廢土 72 桶，總計為 20,074 桶，對於正常運轉時廢棄物桶貯存，評估最近廠界處 TLD 佈點編號 106 位置的年劑量為 4.67×10^{-2} mSv/y，本公司基於保守假設，不考量已存放之放射性廢棄物核種衰變情形，以原有射源強度推算至 104 年 6 月底貯存量 20,439 桶之劑量，表 10-11 為一號低放射性廢棄物貯存庫對廠界 TLD 佈點編號 106 位置之劑量評估結果，直接輻射劑量為 4.45×10^{-2} mSv/y，向天輻射劑量為 3.70×10^{-3} mSv/y，總劑量為 4.82×10^{-2} mSv/y，符合本公司承諾之劑量設計限值。

另本公司若因除役廢棄物處理之需要，而擬興建廢樹脂濕式氧化設施時，亦可能規劃設置於一號低放射性廢棄物貯存庫中，屆時將依法規規範申請設置規劃與使用變更。依據本計畫第九章之規劃，廢樹脂濕式氧化設施之處理容量為 40 L/h 廢粒狀樹脂，每年約可處理 600

桶廢粒狀樹脂，廢樹脂表面劑量率限值為 2 mSv/h，系統功能以每小時處理約 0.3 桶。保守假設核種均為 Co-60，以 MicroShield 程式進行評估對廠界 TLD 佈點編號 106 位置劑量。經評估，廢樹脂濕式氧化設施對廠界造成之輻射劑量極低微，可被原一號低放射性廢棄物貯存庫之評估結果所涵蓋。

(2) 二號低放射性廢棄物貯存庫

二號低放射性廢棄物貯存庫於 90 年興建，並經物管局審查通過於 95 年核准啟用；位於核一廠西南方，詳細位置如圖 10-3，其建築基地長約 85 m，寬約 60 m，面積約 5,100 m²，為一座六層樓 RC 建築(地下一層，地面五層)，主要貯存核一廠所產生的低放射性固化桶與乾性低放射性廢棄物，設施內設有作業區(檢整、暫存及檢查區)及三個低放射性廢棄物桶貯存區，可貯存 77,814 桶低放射性廢棄物，設計貯存總活度約為 5.16×10^{15} Bq，貯存庫廢棄物傳送作業以遙控裝卸吊車為主，屏蔽堆高機為輔，並設置一套自動化廢棄物桶定位貯存作業系統以達自動化搬運的目的，以減低操作人員之劑量曝露。

二號低放射性廢棄物貯存庫之內部貯存配置規劃，係採高輻射劑量率之廢棄物桶貯存於地下層，利用廢棄物本身自體屏蔽減低對廠界外民眾劑量影響。貯存庫地下一樓貯存區貯存低於或等於 500 mSv/h，貯存量 13,608 桶；地上一樓貯存低於或等於 20 mSv/h，貯存量 11,070 桶；二樓至五樓貯存低於或等於 2 mSv/h，二、三樓貯存量各為 9,720 桶、四、五樓貯存量各為 16,848 桶。

二號低放射性廢棄物貯存庫截至 104 年 6 月底，貯存量及活度分別為 23,800 桶、 6.27×10^{13} Bq (1,695 Ci)，相關詳細介紹，請參閱第三章、二節之低放射性廢棄物貯存管理現況。

依據本公司 95 年核准之「第一核能發電廠二號低放射性廢棄物貯存庫」安全分析報告，該報告利用 QADCG/INER-3 程式評估貯存庫對場外環境造成的直接輻射劑量，利用 SKYSHINE-III 程式評估向天輻射劑量，對於正常運轉時廢棄物桶之貯存，評估廠界偵測點位置共有 3 處，包括位於出水口與緊急泵室之間的淡金公路上(如圖 10-4 中 TLD 佈點編號 104 位置)、位於廠區靠近二號低放射性廢棄物貯存庫之西南端廠界(如圖 10-4 中 TLD 佈點編號 121 位置)，以及位於廠區南端靠近一號低放射性廢棄物貯存庫之南端廠界(如圖 10-4 中 TLD 佈點編號 106 位置)。表 10-12 為三處廠界劑量之評估結果，詳細內容請參閱本公司 95 年獲核准之「第一核能發電廠二號低放射性廢棄物貯存庫」安全分析報告。

(3) 第一期用過核子燃料乾式貯存設施

原能會已於 97 年 12 月 3 日核發核一廠第一期用過核子燃料乾式貯存設施之建造執照，本場址位於核一廠內西南方，基地包含貯存場場址(面積約為 0.5967 公頃)及棄土處理區(面積約為 0.3537 公頃)，合計基地面積為 0.9504 公頃，場址四周規劃架設鐵絲網作為安全圍籬。

依據本公司 97 年核准之「台灣電力公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案」安全分析報告，本貯存場設計使用 INER-HPS 高功能用過核子燃料乾式貯存系統做為貯存容器，設計壽命為 50 年，規劃設置 30 組混凝土護箱，每一混凝土護箱可裝載 56 束用過核子燃料束，共可提供 1,680 束用過核子燃料之貯存容量。依據本安全分析報告之評估說明，貯存設施裝載之用過核子燃料束，可涵蓋最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，U-235 最大初始平

均鈾濃縮度 3.25 %之規格條件。前述之射源假設已涵蓋相當保守度，預計於本階段進行乾式貯存之用過核子燃料其平均燃耗遠低於 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間遠大於 10 年；為此，乾式貯存混凝土護箱於裝載 56 束上述規格條件之保守用過核子燃料束後，其最大熱負載為 14 kW/護箱。

此外，安全分析報告中，亦針對乾貯設施廠界輻射劑量率之設計基準有所規範：對最近廠界造成之輻射年劑量，須低於台電公司之承諾值 0.05 mSv。乾貯設施於屏蔽設計時，核一廠最近廠界為距離約 118 m 之西南民家。經採用 SAS2H/ORIGEN-S 評估用過核子燃料輻射源項燃料，包括加馬射源、燃料中子射源及其他結構物(Hardware)加馬等射源項，採用三維蒙地卡羅 MCNP(Monte Carlo Neutral-Particle Transport Code System)程式，來評估貯存護箱屏蔽需求與貯存設施對廠界民眾輻射影響。評估結果為本公司預計於第一期建造之用過核子燃料貯存設施，貯存 30 組熱負載為 14 kW/護箱之混凝土護箱對西南民家造成之年輻射劑量為 0.0484 ± 0.66 % mSv，符合低於 0.05 mSv 之要求。

本公司於完成西南民家收購後，距離廠界關鍵群體點最近處亦即是本公司 TLD 佈點編號 106 位置，本公司曾於 103 年 11 月重新估算此處之廠界輻射劑量率評估，並送交主管機關核備，評估結果顯示本公司 TLD 佈點編號 106 位置的廠界輻射劑量，約為 0.0266 ± 0.85 % mSv/y。

3. 核一廠除役計畫預計申請興建之設施

(1) 新建低放射性廢棄物貯存庫

配合本公司預估核一廠兩部機組於除役期間所產生的低放射性廢棄物總量，本公司擬申請一座新建低放射性廢棄物貯存庫；將依據本

計畫第九章、四節之低放射性廢棄物貯存設施規劃，興建一座貯存容量為 50,000 桶之低放射性廢棄物貯存庫。設施規劃位於既有氣渦輪發電機組與貯油槽區域，建造 5 層樓鋼筋混凝土造建物，地下 2 層及地上 3 層，尺寸約長 100 m×寬 60 m，設施面積約 6,000 m²，此新建低放射性廢棄物貯存庫設計規劃，與現有的一、二號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；故本公司參照國際經驗，初步選定 3 m³ 鋼箱、7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱、55 加侖桶及 20 ft 半高貨櫃等，作為未來除役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)。

於設計準則與需求方面，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之溫度與濕度，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」之規定。

本公司初步依據新建放射性廢棄物貯存庫設計需求進行概念設計，在概念設計中，新建貯存庫各樓層所規劃貯存之廢棄物容器除超 C 類廢棄物(Greater than ClassC，以下簡稱 GTCC)外，表面劑量率須低於 20 mSv/h；GTCC 廢棄物及部分高強度(> 20 mSv/h)之低放射性廢棄物，則可視型態、大小，選擇貯存於 3m³、7 m³ 或 B-25 鋼箱並置於地下二樓，以減少對工作人員及環境的劑量影響。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，分析工具採用 QADCG/INER-3 程式進

行屏蔽分析及廠界直接輻射劑量計算，採用 MicroSkyshine 程式進行廠界向天輻射劑量計算；計算結果顯示若新建貯存庫外混凝土牆厚度 80 cm、屋頂 80 cm，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本公司對於新建設施之設計限值(0.0025 mSv/h)，此設計概念在建物結構設計上是可行的；同時依據此建物結構設計與貯存規劃設計，採用 QADCG/INER-3 程式評估對廠界 TLD 佈點編號 106 位置的環境輻射劑量結果顯示，造成廠界環境最近距離位置評估計算結果為 1.18×10^{-5} mSv/y，符合法規設計限值 0.25 mSv/y。

因核一廠目前尚處於運轉階段，於永久停止運轉後會依據停機後輻射特性調查資料，進行核一廠除役低放射性廢棄物數量細部盤點，若屆時評估需興建此貯存庫，本公司將依據「放射性物料管理法」及相關法規之規定，另案向主管機關提出申請。

(2) 熱處理設施廠房

本公司目前於核二廠設有減容中心，其焚化爐處理可燃低放射性廢棄物之容量基準為 100 kg/h，另超高壓壓縮機壓縮能力為 1,500 ton，每小時可處理 5~10 桶廢棄物。本公司因應核一廠除役之需求，依第九章所述之除役期間低放射性廢棄物處理設施之規劃，視需要設置超高壓壓縮機及廢樹脂濕式氧化設施或焚化爐(二者視需要擇一設置在熱處理設施廠房)，其中超高壓壓縮機與焚化爐將暫以目前核二廠減容中心所使用之機種，進行規劃與評估。

低放射性廢棄物減容設施之設計準則與需求，參考本公司於 95 年獲原能會物管局審核同意之核二廠減容中心安全分析報告，並由減容中心近 5 年之廢氣排放監測年報，評估未來核一廠設置低放射性廢棄物減容設施對廠界環境劑量影響，以提升除役計畫規劃之安全可靠度。

核二廠減容中心廠房之設計，係以混凝土作為廠房設施主體結構；暫存之放射性可燃廢棄物以 Co-60 為代表核種，並利用 QAD-CG/INER-3 程式進行屏蔽計算及廠界輻射劑量計算，計算結果顯示設施外牆厚度 30 cm、屋頂厚度 30 cm，可提供足夠的屏蔽需求；設施的表面輻射劑量率設計限值小於 0.0025 mSv/h，且對環境之輻射劑量結果為 2.38×10^{-5} mSv/y，符合法規的設計限值 0.25 mSv/y。

核一廠熱處理設施廠房現有屏蔽設計為 70 cm 厚之混凝土結構，其距離廠界距離約 420 m，與核二廠減容中心離廠界距離相同，預期對廠界造成之輻射劑量，將遠低於屏蔽牆設計僅為 30 cm 厚之核二廠減容中心。本計畫保守以核二廠減容中心對廠界劑量評估結果，作為核一廠熱處理設施廠房對環境劑量貢獻，亦即廠界輻射劑量評估結果為 2.38×10^{-5} mSv/y，符合法規的設計限值 0.25 mSv/y。

此外，若本公司需要在熱處理設施廠房內興建廢樹脂濕式氧化設施，以便進行廢樹脂處理時，依據本計畫第九章之規劃，則熱處理設施廠房內廢樹脂濕式氧化設施，保守假設核種均為 Co-60，以 MicroShield 程式進行評估，經評估，廢樹脂濕式氧化設施對廠界造成之輻射劑量極低微，可被原熱處理設施廠房之評估結果所涵蓋。。

因核一廠目前尚處於運轉階段，於永久停止運轉後會依據停機後特性調查資料，進行核一廠除役低放射性廢棄物數量盤點，若屆時評估需興建此處理設施，本公司將依據「放射性物料管理法」及相關法規之規定，另案向主管機關提出申請。

(3) 第二期用過核子燃料乾式貯存設施

依據第九章、五節所規劃之用過核子燃料貯存，將以廠區西南側用地規劃為第二期乾式貯存設施，可貯存 5,720 束用過核子燃料，並視需要貯存部分的超 C 類低放射性廢棄物。

新建第二期用過核子燃料乾式貯存設施之設計準則與需求，將可參考本公司於申請建置核一廠及核二廠用過核子燃料乾式貯存設施提交之安全分析報告。依據本公司可行性評估，可能符合核一廠燃料吊車設計需求者，計有 UMS 混凝土護箱(裝載 56 束)、HI-STORM 混凝土護箱(裝載 68 束)、NUHOMS 混凝土模組(裝載 61 束)及 HI-STAR 金屬護箱(裝載 68 束)等型式，本公司會依法規規範提交所需之環境影響評估、安全分析報告，並將以法規規定限值，作為新建第二期用過核子燃料乾式貯存設施，對廠界民眾輻射劑量之設計基準。

本公司依據第一期用過核子燃料乾式貯存護箱設計概念，以 INER-HPS 混凝土護箱、HI-STORM 混凝土護箱、NUHOMS 混凝土模組及 HI-STAR 金屬護箱進行相關劑量評估。分析方法係以 SAS2H/ORIGEN-S 程式進行用過核子燃料射源項分析，再以 DORT 程式計算護箱表面劑量率，最後以 SCALE 程式之 MARVIC 模組計算廠界劑量。參考本公司第一期用過核子燃料乾式貯存設施建造經驗，需於護箱外部設計外加屏蔽。在概念設計評估結果中顯示各型式護箱於外加適度屏蔽後，對廠界 TLD 佈點編號 106 位置的輻射劑量分別為：

- 若 INER-HPS 混凝土護箱外加屏蔽厚度側面大於 40 cm、頂部大於 40 cm 時，廠界輻射劑量為 0.0420 mSv/y。
- 若 HI-STORM 混凝土護箱外加屏蔽厚度側面大於 40 cm、頂部大於 40 cm 時，廠界輻射劑量為 0.0453 mSv/y。
- 若 NUHOMS 混凝土模組外加屏蔽厚度前後方大於 50 cm、側面大

於 120 cm、頂部大於 40 cm 時，廠界輻射劑量為 0.0373 mSv/y。

- 若 HI-STAR 金屬護箱外加屏蔽厚度側面大於 85 cm、頂部大於 85 cm 時，廠界輻射劑量為 0.0314 mSv/y。

基於上述概念設計評估結果，預期各型式護箱於設置適當外加屏蔽厚度時，對廠界 TLD 佈點編號 106 位置的輻射劑量均可符合法規的設計限值 0.25 mSv/y。

因核一廠目前尚處於運轉階段，於永久停止運轉後會依據實際用過核子燃料數量，評估第二期用過核子燃料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，另案向主管機關提出申請。

(4) 玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施

本公司將視國內未來對於用過核子燃料長程營運策略，不排除依照「放射性廢料管理方針」規定，來推動用過核子燃料境外再處理計畫，並藉由小規模試行，以尋求及驗證國外再處理之可行性。因此，將視需要於核一廠廠內規劃設置玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施，用來貯存經再處理後送回國內的玻璃固化廢棄物(Vitrified Waste)及技術廢棄物(Technology Waste)。在概念設計中，先假設以境外再處理方式處理 1,200 束，預計約會產生 150 只 CSD-V 玻璃固化廢棄物鋼筒與 250 只 CSD-C 技術廢棄物鋼筒。

參考荷蘭 HABOG 多功能貯存設施，初步規劃玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施，將包含下列主要區域：接收區、準備區、傳送區、玻璃固化高放射性廢棄物貯存區、技術廢棄物貯存區及其他輔助設施。玻璃固化廢棄物屬高放射性廢棄物，經固化 20 年後送回國後，預計表面劑量率為 554 Sv/h，規劃貯存區位於地上層，採自然循環空氣冷卻

的設計。技術廢棄物鋼筒表面劑量率約 0.49 Sv/h，放置於玻璃固化廢棄物上層，採空調系統設計。

玻璃固化廢棄物鋼筒依規劃將貯存於新建設施地上層，每桶玻璃固化貯存罐預計貯存 8 束用過核子燃料(假定境外再處理之 1,200 束用過核子燃料平均裝載於 150 只 CSD-V 玻璃固化廢棄物鋼筒)。再處理後之用過核子燃料射源之輻射強度將大幅降低，且須於再處理場存放 20 年以上方可回運，本公司保守以第一期用過核子燃料乾式貯存設施評估假設作為玻璃固化高放射性廢棄物貯存鋼筒射源項，利用 DORT 程式進行建物屏蔽計算。計算結果顯示，一樓外牆厚度 135 cm，屋頂厚度需達 95 cm 可提供足夠的屏蔽需求，使設施表面輻射劑量設計限值小於 0.0025 mSv/h；若將技術廢棄物鋼筒置於玻璃固化鋼筒上方，可提供一定程度之屏蔽效果。由技術廢棄物鋼筒另在對廠界 TLD 佈點編號 106 位置的環境輻射劑量為 1.82×10^{-3} mSv/y，預期可符合法規限值 0.25 mSv/y。

因核一廠目前尚處於運轉階段，且會視本公司推動用過核子燃料境外再處理計畫之實際進度與需求，據以精準評估玻璃固化高放射性廢棄物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，另案向主管機關提出申請。

(5) 用過核子燃料再取出設施

依據本報告第九章、五節之用過核子燃料之再取出規劃，再取出設施規劃設置於原氣渦輪機組區域，採取濕式貯存方式，將用過核子燃料置於水池內，水池尺寸約為 44.2 m x 18.7 m，結構體以鋼筋混凝土建造，為地上一層及地下二層之構造物，外牆設計具有足夠之厚度

以提供輻射屏蔽，用過核子燃料再取出設施之輻射安全設計，將符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」之規定。

本公司對於用過核子燃料再取出設施之設計準則與需求，須具備燃料池之所有功能及滿足燃料池之設計基準，再取出池之深度約為 40 ft，其佈置需包含拖車進出道、護箱準備區、護箱裝載區及可貯存兩個護箱所退出燃料之燃料貯存區。

於用過核子燃料再取出設施之屏蔽設計概念分析上，設計容量假設最多可貯存 136 束用過核子燃料，貯存之用過核子燃料保守假設為 ATRIUM-10，平均鈾濃縮度 3.5 %，平均燃耗為 54,000 MWD/MTU，冷卻時間為 8 年，以 DORT 程式評估建物屏蔽設計需求，計算結果顯示外牆厚度 116 cm、屋頂厚度 116 cm 可提供足夠的屏蔽需求，可使設施表面輻射劑量設計限值小於 0.0025 mSv/h，此設計概念在建物結構設計上是可行的。評估對廠界 TLD 佈點編號 106 位置的環境輻射劑量結果顯示，直接輻射劑量為 1.61×10^{-5} mSv/y，向天輻射劑量則為 1.92×10^{-6} mSv/y，合計為 1.80×10^{-5} mSv/y，預期可符合法規限值 0.25 mSv/y。

因核一廠目前尚處於運轉階段，於永久停止運轉後會通盤評估設置用過核子燃料再取出設施之必要性與可行性，若屆時評估需興建此設施，公司將依據「放射性物料管理法」及相關法規之規定，另案向主管機關提出申請。

(6) 待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場

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，故本公司規劃設置待外釋廢金屬暫存倉庫，執行廢金屬外釋前偵檢量測作業，另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外釋前偵檢量測作業。上述二設施處理的廢棄物均為可外釋廢棄物，其對廠界外民眾劑量貢獻微小而可忽略。

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 10-13 為核一廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉規劃時程，在停機過渡階段既有設施如：一號低放射性廢棄物貯存庫、二號低放射性廢棄物貯存庫及第一期用過核子燃料乾式貯存設施，如本章、一、(三)、2. 節所述之核一廠既有貯存設施與營運現況，加總各設施最大貯存量與安全評估計算值，合計對最近廠界 TLD 佈點編號 106 位置廠界民眾劑量影響為 7.49×10^{-2} mSv/y。在除役拆廠階段，如本章、一、(三)、3. 節所述，若以最大可能性規劃興建運轉設施如：新建低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料乾式貯存設施、用過核子燃料再取出設施、熱處理設施廠房(含低放射性廢棄物超高壓壓縮機及廢樹脂濕式氧化設施或焚化爐(二者視需要擇一設置))、在一號低放射性廢棄物貯存庫內設置之廢樹脂濕式氧化設施(視需要)，以及待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場，再加上既有之一、二號低放射性廢棄物貯存庫及第一期用過核子燃料乾式貯存設施之輻射貢獻，合計對最近廠界處 TLD 佈點編號 106 位置民眾劑量影響為 1.04×10^{-1} mSv/y。在廠址最終狀態偵測期間階段及廠址復原階段，除了原先之各設施輻射劑量外，尚應包括來自玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施的劑量貢獻，對最近廠界處 TLD 佈點編號 106 位置民眾劑量影響均為 1.06×10^{-1} mSv/y。

最後，彙整核一廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉，對廠界民眾之劑量影響如表 10-14，顯示各階段除了各設施之廠界民眾劑量，均低於

法規限值 0.25 mSv/y/設施外；且各階段所有設施對廠界關鍵民眾之總輻射影響值，分別為 0.075、0.104、0.106 及 0.106 mSv/y(均已將視需要擬興建之設施納入考量)，亦均低於對一般民眾及廠界周圍環境輻射劑量影響限值 0.5 mSv/y/廠址。

(四) 除役計畫對民眾輻射劑量影響總結分析

核一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相關放射性廢棄物處理與貯存設施，彙整評估結果如表 10-15。

有關關鍵群體分析結果，以 99~103 年惰性氣體、放射性碘、氬及微粒廢氣排放影響，假設關鍵群體係落於南南西方廠界附近(如圖 10-1 所示)，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(如圖 10-4 中 TLD 佈點編號 104 位置)；低放射性廢棄物廠內運送劑量影響之假設關鍵群體位於北方廠界附近(如圖 10-4 中 TLD 佈點編號 104 位置)；核一廠既有與除役計畫預計興建之放射性廢棄物處理與貯存設施劑量影響之假設關鍵群體係位於南方廠界附近的 TLD 佈點編號 106 位置。分析核一廠除役計畫對民眾劑量影響以廠內既有與預計興建之放射性廢棄物處理與貯存設施為主要來源，故合理保守假設以南方廠界附近的 TLD 佈點編號 106 位置為關鍵群體點，並假設該點將接受到放射性氣、液體排放與低放射性廢棄物廠內運送之最大劑量。

在民眾劑量影響分析結果，除役計畫四個階段活動對關鍵群體劑量影響評估結果，分別為停機過渡階段： 8.16×10^{-2} mSv/y、除役拆廠階段： 1.28×10^{-1} mSv/y、廠址最終狀態偵測階段： 1.06×10^{-1} mSv/y，以及廠址復原階段： 1.06×10^{-1} mSv/y。

(五) 輻射管制與監測

核一廠除役計畫將符合「游離輻射防護法」、「核子反應器設施管制法施行細則」、「放射性物料管理法施行細則」、「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」、「環境輻射監測規範」之規定，定期提執行核一廠環境輻射監測作業，並將參照核一廠既有 900 系列之「廠內輻射偵測與記錄程序」辦理，確切掌握廠區各處之輻射與污染狀況，而予以有效管制。

圖 10-4 為本公司在核一廠熱發光劑量計監測站分佈圖(5 km 內)，以確保核一廠運轉期間周圍民眾的輻射安全。本章節所涉及之輻射管制與監測主要針對核一廠廠區內進行，且相關管制措施將於本章、三節進行詳述。廠區外之相關作業則由本計畫第十一章完整論述。

(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、輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則、放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法等規定訂定，本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、三、(九)節。

二、作業人員劑量評估

本節說明除役活動進行時，各項除役活動對於作業人員輻射曝露劑量之影響，其中包含了各階段作業對作業人員劑量影響來源分析、作業人員輻射劑量評估、輻射管制作業之管理與紀錄保存。

所謂的作業人員劑量，指的是在除役各階段，作業人員進行系統、設備與組件之除污、拆除、包裝與廢棄物處理等除役活動時，所接受到之輻射劑量值，作業人員劑量評估將依據第三章、第四章完成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，以及低放射性廢棄物處理、運送、貯存之相關規劃，評估對作業人員之曝露途徑及其輻射劑量。

本公司依據「游離輻射防護法」相關輻射安全規定，並將依輻防計畫監督管制其實施，對所有作業人員所接受輻射劑量將符合法規限值，如表 10-16 所示，有效劑量限值為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；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) 除役各階段活動對作業人員劑量影響來源分析

根據 NUREG/CR-6174，沸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)、SSCs 拆除作業(Systems, Structures, and Components Removal)、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(Package & Transportation)，除役四階段中，因拆除作業主要於除役拆廠階段進行，作業時間較長且接觸放射性組件的可能性較高，因此，該階段之輻射劑量影響貢獻最大。

本節依據本計畫第六章規劃之核一廠除役時程與除役工法，分析各階段之活動對作業人員之劑量來源。

1. 停機過渡階段

此階段工作任務由 WBS 可分為：除役規劃準備(工作編碼 1.1)、廠房與場地準備(工作編碼 1.2)及放射性廢棄物管理準備(工作編碼 1.3)，主要造成人員輻射曝露的工作為廠房與場地準備。廠房與場地準備工作可細分為現場準備(工作編碼 1.2.1)、設施停止運轉(工作編碼 1.2.2)、用過核子燃料移出(工作編碼 1.2.3)、廠址特性調查(工作編碼 1.2.4)、拆除前除污(工作編碼 1.2.5)、反應器壓力槽及內部組件拆解準備(工作編碼 1.2.6)等工作項目。

(1) 設施停止運轉：設施停止運轉程中造成作業人員曝露主要為空間中之系統、設備及組件中所含放射性物質對作業人員造成之直接曝露。

- (2) 用過核子燃料移出：作業人員主要可能接受來自用過核子燃料及被活化之反應器壓力槽及其內部組件之直接曝露而造成劑量。
- (3) 廠址特性調查：作業人員在場址內不同區域進行特性調查，將接受區域中具有放射性之系統、設備與組件的直接曝露而造成劑量，主要包括用過核子燃料、被活化之反應器壓力槽及其內部組件、具放射性之系統、設備、組件等。
- (4) 拆除前除污：除污工作包含系統除污與各廠房初步除污等，造成作業人員曝露之來源，為除污過程中空間中之系統、設備及組件中所含放射性物質對作業人員造成之直接曝露。
- (5) 反應器壓力槽及內部組件拆解準備：反應器壓力槽及內部組件拆解準備造成作業人員曝露，來自用過核子燃料及被活化之反應器壓力槽及其內部組件對作業人員造成之直接曝露。

2. 除役拆廠階段

第二階段為除役拆廠階段，此階段為整個除役活動作業人員最主要的劑量貢獻來源，其第二階工作任務可分為除役規劃準備(工作編碼 2.1)、廠房與場地準備(工作編碼 2.2)、放射性廢棄物管理準備(工作編碼 2.3)、用過核子燃料移置(工作編碼 2.4)及拆解與拆除(工作編碼 2.5)。主要造成人員劑量的工作可細分為用過核子燃料移置(工作編碼 2.4)、除役需求系統調整(工作編碼 2.5.1)、放射性廢棄物處理區域準備(工作編碼 2.5.2)、汽機廠房設備拆解第一期(工作編碼 2.5.3)、聯合結構廠房設備拆解第一期(工作編碼 2.5.4)、聯合結構廠房設備拆解第二期(工作編碼 2.5.5)、聯合結構廠房活化污染混凝土拆解(工作編碼 2.5.6)、汽機廠房設備拆解第二期(工作編碼 2.5.7)、其他輻射作業廠房設備及污染混凝土拆除(工作編碼 2.5.8)及低放射性廢棄物處理(工作編碼 2.5.10)。以下將就作業人員執行上述作業時人員劑量影響來源進行分析：

- (1) 用過核子燃料移置：作業人員主要可能接受來自用過核子燃料池區空間劑量率及被活化之反應器壓力槽與其內部組件之直接輻射。關於用過核子燃料作業之作業人員劑量評估，詳細分析將於核一廠二期乾貯之安全評估報告中說明；本章節將先以核一廠一期乾貯安全評估報告中之分析結果，依比例推估。
- (2) 除役需求系統調整：除役需求系統調整所接受曝露來自空間中活化污染之各系統、設備、組件之直接曝露而造成劑量。
- (3) 汽機廠房設備拆解第一期：作業人員進行汽輪機組主要設備之拆解，主要將接受汽輪機與其他受污染之各系統、設備、組件之直接曝露而造成劑量。
- (4) 聯合結構廠房設備拆解第一期：作業人員進行反應器壓力槽與內部組件拆解，主要將接受包括被活化之反應器壓力槽及其內部組件之直接曝露而造成劑量。
- (5) 聯合結構廠房設備拆解第二期：作業人員於聯合結構廠房內逐樓層進行設備拆解，主要將接受聯合廠房內活化污染之各系統、設備、組件之直接曝露而造成劑量。
- (6) 聯合結構廠房活化污染混凝土拆解：作業人員進行此階段作業時，主要可能接受來自反應器圍阻體、生物屏蔽及其他受污染混凝土之直接曝露而造成劑量。
- (7) 汽機廠房設備拆解第二期：作業人員於汽機廠房內逐樓層進行設備拆解。主要將接受汽輪機與其他受污染之各系統、設備、組件之直接曝露而造成劑量。
- (8) 其他輻射作業廠房設備及污染混凝土拆除：主要可能接受來自其他非汽機廠房、聯合結構廠房等污染設備與污染混凝土之直接曝露而造成劑量。

(9) 低放射性廢棄物處理：對於拆解後產生之廢棄物進行處理包含量測、處理/判別、整理/分類、減容、組件除污與包裝運送時，作業人員接受廢棄物與作業區域所含放射性系統設備與組件造成的曝露。

3. 廠址最終狀態偵測階段

廠址最終狀態偵測階段下工作任務分為建築物拆除(工作編碼 3.1)、土壤整治(若需要，工作編碼 3.2)、與廠址最終輻射偵測(工作編碼 3.3)。由於此階段為除役活動的後期，電廠在永久停機清空設備與管路內容物後，輻射劑量已大幅度降低且會隨著時間之衰變，甚至低到外釋標準以下。在此工作階段之工作項目人員所受劑量為背景輻射。

4. 廠址復原階段

廠址復原階段下工作任務分為建築物拆除(工作編碼 4.1)、土地復原(工作編碼 4.2)、除役終止 (工作編碼 4.3)等作業，此階段作業已無接觸活化污染物件之可能性，作業人員所接受之劑量應皆為背景輻射。

5. 放射性廢棄物處理/貯存設施對作業人員輻射影響

有關放射性廢棄物處理/貯存設施之輻射影響，包括既有設施如一、二號低放射性廢棄物貯存庫與第一期用過核子燃料乾式貯存設施；另為配合除役計畫新增之設施，則有新建低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料乾式貯存設施、用過核子燃料再取出設施、玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施、熱處理設施廠房內增設的超高壓壓縮機與廢樹脂濕式氧化設施，以及待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場等。對於以上各設施，將分別估算作業人員在執行例行巡視或檢查作業時可能受到的輻射影響。

(二) 作業人員輻射劑量評估方法論

參考國際間執行作業人員劑量評估方式論有二，方法一如 NUREG/CR-0672 報告，係參考美國 WNP-2 (Washington Public Power Supply System's Nuclear Project Number 2)核設施的經驗，先以幾個 BWR 電廠過去

運轉中各個區域的輻射劑量率量測資料，做整理與統計；並估計在整體除役活動中，各個區域活動的作業人員的人時，來評估作業人員的劑量。方法二則以除役排程規劃，考量除役工法與預估除役各階段各設施或組件周圍的輻射劑量率，再依據作業人員在除役工作執行時所停留的時間，進行作業人員劑量的評估。

本公司採用方法二，以本計畫第六章除役時程規劃，配合本計畫第四章廠址與設施輻射特性調查結果，進行除役活動期間之作業人員劑量評估。配合本計畫第六章的除役時程規劃，因第一期拆除主要活動為反應器壓力槽與其內部組件及大型組件的拆除，將考量除役工法的特性，而以系統、設備、組件為概念，分析所需人力工時、設施或組件表面輻射劑量率，據以評估作業人員集體劑量。待完成重大系統拆除後，此時整個廠區劑量率已大幅降低，進入第二期拆除，並將以逐樓層的方式進行，分析所需人力工時、各個樓層區域的空間劑量率，據以評估作業人員集體劑量。以下詳述作業人員輻射劑量評估程序及基本假設。

由於進行除役拆解、除污與廢棄物處理作業時，均先對作業人員進行防護整備(如穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等)，依照國際核電廠除役經驗，作業人員並無明顯體內曝露。因此，本節進行人員劑量分析時，將僅考量直接體外輻射曝露。

1. 作業人員輻射劑量評估程序

- (1) 界定範圍：依據本計畫第六章所述之除役階段工作範圍與分解架構，評估各階段除役工作對人員劑量影響來源分析，界定評估計算範圍、條件與參數。
- (2) 數據分析：依據本計畫第四章所述之廠址與設施輻射特性調查結果，分析、整理重要系統、設備拆除作業之設備表面接觸劑量率，以及分析除役活動區域之一般作業性空間劑量率。
- (3) 除役作業人員劑量評估範圍為整體除役工作之集體劑量，對於個人劑量之影響因實際工作人力配置、作業密集程度與工作效率等因素不同而有

所差異。因此，對於評估後集體劑量過高之工作項目，應採取防護措施或以人力調度等方式，以避免個人劑量超過劑量限值。

- (4) 除役各階段作業人員集體劑量評估如式 10-11 所示，本公司將遵守「游離輻射防護法」相關輻射安全規定，依輻防計畫監督管制其實施，作業人員所接受之輻射劑量將符合法規限值。

$$D = \sum_i \dot{D}_i * d_i * df * s * t_i \quad (\text{式 } 10-11)$$

其中：

D：除役作業人員劑量，單位為 man-mSv。

$\dot{D}_i$ ：工作項目 i 之預估劑量率，依除役項目特性與工法可定義為設備表面接觸劑量率或是活動區域空間劑量率，單位為 mSv/h。依據國內法規須於停機前三年完成除役計畫規劃，目前數據來源包括核一廠運轉例行監測數據、廠址特性調查結果、或國外電廠除役案例經驗。

d_i ：工作項目 i 之放射性物質衰變修正項。

df：除污修正項。

s：屏蔽修正項。

t_i ：工作項目 i 之預估工作人工時，單位為人時。預估作業人時係參考本計畫第六章工作分解架構之時程規劃與需求人力，另採用西屋公司於國外同類型核電廠進行除役之經驗，以及核一廠實際工作排程提供之經驗值。

式 10-11 中對於劑量率修正項，包含除污、屏蔽、放射性物質衰變等項目，相關假設如下：

d_i ：除役各階段工作對於人員劑量影響最甚者為除役拆廠階段。

而除役拆廠階段於停機後 8 年開始執行。放射性物質經長時間的衰變後劑量率數值應會下降。因此，對於各放射性物質衰減之假設，參考 NUREG/CR-0672 以劑量主要貢獻核種 Co-60 之半化期 5.23 年來計算。對於衰減之修正，為保

守評估，對於停機過渡階段所進行之所有除役工作，假設放射性物質不經過衰變；而除役拆廠階段所進行之所有除役工作，則假設放射性物質均已經過 8 年衰變。

df：除污修正項，除役第一階段執行拆除前之除污，包含一次系統除污、其他系統初步除污、廠房初步除污等作業。對於一次系統除污使用化學方法，根據本計畫第八章、一、(二)節之規劃，系統除污因子最低要求為 10；其他除污採用高壓水沖洗之機械除污方法，依照國外除污經驗，除污因子介於 1~5。因此，在各污染系統經除污後，來自污染系統之直接曝露劑量率應大幅下降。根據 NUREG/CR-0672，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，本計畫考量除污造成直接曝露劑量率下降，保守假設除污因子為 5 以對相關工作劑量率進行修正。

s：屏蔽修正項，主要考量於近距離拆除具放射性之組件作業時，將架設臨時屏蔽，架設屏蔽可能降低輻射劑量率。故考量聯合結構廠房拆除作業除反應器壓力槽與其內部組件之拆除外(活化組件拆除主要屏蔽為水，並非為臨時屏蔽，故此處不包含反應器壓力槽與內部組件)，其他高放射性設備之拆除將因臨時屏蔽造成劑量率下降，其降低程度參考日本濱岡核電廠之經驗，作業人員拆解設備時距離 30 cm 處劑量率，保守假設可降低 50 %。

2. 作業人員輻射劑量評估基本假設

- (1) 停機過渡階段預計 8 年，主要造成人員輻射曝露的工作為廠房與場地準備，包括現場準備、設施停止運轉、用過核子燃料移出、場地特性調查、拆除前除污、反應器壓力槽及內部組件拆解準備等工作項目。本階段的作業人時評估採用西屋公司於國外同類型核電廠進行除役之經驗，以及核一廠實際工作排程提供之經驗值；再分別以各設施或組件之輻射特性調查資料求取代表劑量率，進行作業人員劑量的評估。

- (2) 除役拆廠階段預計 12 年，是造成作業人員劑量的主要階段，由於核一廠除役拆除作業首先進行系統除污，拆除作業由高污染區域再至低污染區域，亦即由核島區開始執行；如此可大幅降低人員接受的輻射劑量，也可使其後的輻防及監測變得更為簡單。此階段之劑量評估方法將依據本計畫第六章除役排程分為二期計算，第一期係針對反應器壓力槽與其內部組件及大型組件的拆除，作業人員劑量評估方法將預估各設施或組件周圍的輻射劑量率，再依據工作排程所需之人力工時，進行作業人員劑量的評估。第二期則是以逐樓層進行組件拆除作業，先以各樓層之盤點廢棄物重量比例估算各樓層拆除活動所需之人時，分析各樓層之平均空間輻射劑量率，並估計在整體除役活動中，各個區域活動的作業人員的人時，據以評估作業人員輻射集體劑量。
- (3) 核一廠除役工作時間的估算，主要由西屋公司提供國際間同類型核電廠除役經驗之工作項目人時需求分析，部分細部工作項目人時之配置比例，則依據核一廠實際樓層及放射性廢棄物盤點資料進行估算。
- (4) 本章保守假設，作業人員會接受到最大之輻射劑量，以預估全程 25 年除役期間作業人員集體劑量，未來仍將配合除役各階段細部計畫書，提出詳細作業人員集體劑量評估數據。
- (5) 因核一廠現階段仍在運轉中，受限部分區域無法進入，無法完成全廠區輻射特性調查，在相關區域及系統、設備、組件之空間劑量率與表面劑量率無法取得下，僅就目前已完成特性調查數據分析劑量率範圍，對於接觸性拆解作業採取各樓層特性調查設備 30 cm 最高劑量率作為代表；對於一般性作業，採取特性調查各區域空間劑量率中位數作為該區域劑量率代表，以進行作業人員集體劑量的合理性分析。未來待核一廠永久停機後，本公司仍將持續進行輻射特性調查作業，以確實掌握停機後全廠區的輻射狀態。表 10-17 為各廠區現有特性調查劑量率範圍之分析表。

(三) 除役各階段活動對作業人員之輻射劑量評估

1. 停機過渡階段

本階段時程規劃約 8 年，此階段可能造成作業人員接受到輻射曝露的工作分析如表 10-18，各工作項目若在管制區內作業或可能接觸放射性污染物質之作業則將進行劑量評估，表內”O”符號者代表有可能發生，”X”符號表示不可能發生。

依據分析結果，主要造成人員輻射曝露的工作項目為廠房與場地準備(工作編碼 1.2)項下的工作細項，包括設施停止運轉、用過核子燃料移出、廠址特性調查、拆除前除污及反應器壓力槽及內部組件拆解準備。本階段有曝露可能之作業主要為在管制區域內作業，而非直接接觸放射性污染設備，對於各區域劑量率採用特性調查資料進行評估。

表 10-19 為停機過渡階段所需之人力工時及集體劑量分析表，各個工作細項對作業人員輻射劑量影響與評估分析說明如下：

- (1) 設施停止運轉(工作編碼 1.2.2)，包括進行機組停機與檢查、停止運轉系統洩水與電力設備隔離及設施再利用調查等作業，以西屋公司提供除役人力工時為 460 人時，並依據工作時程比例評估細項人時；本項作業地點在聯合結構廠房與汽機廠房管制區內，但預期不會有人員直接接觸或操作具放射性物件，此時作業人員假設接受來自聯合結構廠房與汽機廠房一般區域之平均空間劑量率，估計為 4.14×10^{-2} mSv/h。本項工作無須考量放射性物質衰變修正項、除污修正項及屏蔽修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 1.91×10^1 man-mSv。
- (2) 用過核子燃料移出(工作編碼 1.2.3)，包括進行用過核子燃料池安全運轉模式建置、用過核子燃料自反應器移至用過核子燃料池等作業，西屋公司提供除役經驗預估人力工時為 3,440 人時。此時作業人員劑量來源，

假設為執行用過核子燃料自反應器移至用過核子燃料池，根據核一廠 101~103 年大修紀錄，保守以用過核子燃料移出之工作劑量率 3.30×10^{-2} mSv/h 進行評估。本項工作無須考量放射性物質衰變修正項、除污修正項及屏蔽修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 1.14×10^2 man-mSv。

- (3) 廠址特性調查(工作編碼 1.2.4)，執行反應器壓力槽與其內部組件輻射特性調查、其他廠區區域特性調查及放射性廢棄物數量盤點，西屋公司提供除役經驗預估人力工時為 1,840 人時。考量停機後廠址特性調查標的物為反應器壓力槽及其內部組件，此時作業人員假設接受來自反應器廠房包含乾井之平均空間劑量率 2.20×10^{-1} mSv/h 進行評估，其餘則以聯合結構廠房與汽機廠房一般區域之平均空間劑量率 9.20×10^{-2} mSv/h 來評估計算。本項工作無須考量放射性物質衰變修正項、除污修正項及屏蔽修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 2.48×10^2 man-mSv。

- (4) 拆除前除污(工作編碼 1.2.5)，執行一次系統除污、其他系統初步除污、廠房初步除污、系統液體清除、可燃物質清除及其他設施運轉廢棄物清除等作業，西屋公司提供除役經驗預估人力工時為 7,360 人時，保守以特性調查反應器廠房包含乾井與汽機廠房平均空間劑量率 1.60×10^{-1} mSv/h，來評估執行一次系統除污、其他系統初步除污、廠房初步除污、系統液體清除作業之作業人員集體劑量；另以特性調查聯合結構廠房與汽機廠房一般區域平均空間劑量率 4.14×10^{-2} mSv/h，來評估執行可燃物質清除、其他設施運轉廢棄物清除作業之作業人員集體劑量。本項工作無須考量放射性物質衰變修正項、除污修正項及屏蔽修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 1.00×10^3 man-mSv。

- (5) 反應器壓力槽及內部組件拆解準備(工作編碼 1.2.6)，西屋公司提供除

役經驗預估人力工時為 1,840 人時，此時作業人員假設接受來自反應器廠房 5F 的空間劑量率 3.80×10^{-2} mSv/h。本項工作將考量除污修正項，但不考量放射性物質衰變及屏蔽修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 1.40×10^1 man-mSv。

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劑量的主要曝露來源，此階段可能造成作業人員接受到輻射曝露的工作分析如表 10-20，依據分析結果，造成人員輻射曝露的工作項目有用過核子燃料移置(工作編碼 2.4)項下的工作細項。拆解與拆除(工作編碼 2.5)項下的工作細項，包括除役需求系統調整、放射性廢棄物管理區域準備、汽機廠房設備拆解第一期、聯合結構廠房設備拆解第一期、聯合結構廠房設備拆解第二期、聯合結構廠房活化污染混擬土拆解、汽機廠房設備拆解第二期、其他輻射作業廠房設備與污染混凝土拆除及低放射性廢棄物處理。

表 10-24 為停機過渡階段所需之人力工時及集體劑量分析表，各個工作細項對作業人員輻射劑量影響與評估說明如下：

(1) 用過核子燃料移置

A.用過核子燃料移置前準備工作與移置工作：依照核一廠第一期乾貯計畫，作業人員可能接受曝露的工作包含：裝載用過核子燃料、除污、封銲屏蔽上蓋、洩放、乾燥與回填、封銲通氣口上蓋、封銲結構上蓋、密封鋼桶傳送至混凝土護箱、運送至貯存場，由核一廠第一期”用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告”之估算，每一護箱裝載作業所造成之人員集體劑量約為 2.51×10^1 man-mSv；若以本公司預估第二期用過核子燃料乾式貯存設施貯存設計裝載量為 112 組混凝土護箱，約在 3.5 年內完成，據此推算第二期用過核子燃料移置前準備工作與移置工作，將造成作業人員集體劑量為 $2.51 \times 10^1 \times$

$112 = 2.81 \times 10^3 \text{ man-mSv}$ 。

B.用過核子燃料池內其他廢棄物移置：此項任務主要為在用過核子燃料移置後，移除接觸或操作具放射性物件；造成作業人員輻射曝露來源，主要為用過核子燃料池空間劑量率對作業人員造成之直接體外輻射曝露。根據特性調查核一廠反應器廠房 5 樓平均空間劑量率估計為 0.038 mSv/h 。依照工作人時及作業時程之規劃與除污、衰變之修正，評估本項作業所造成之人員集體劑量約為 1.22 man-mSv 。

(2) 除役需求系統調整(工作編碼 2.5.1)，因應用過核子燃料已全部移至乾式貯存設施，無須再維持用過核子燃料池之安全運轉，執行相關安全系統之調整建置，以作為後續拆除作業之準備，西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 2,160 人時，並依工作時程比例評估細項人時，作業地點為聯合結構廠房與汽機廠房管制區內但預期不直接接觸或操作具放射性物件，此時作業人員假設接受來自聯合結構廠房與汽機廠房一般區域之平均空間劑量率，估計為 $4.14 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 。本項工作考量除污修正項與放射性物質衰變，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 6.24 man-mSv 。

(3) 放射性廢棄物管理區域準備(工作編碼 2.5.2)，工作內容包含在汽機廠房內規劃低放射性廢棄物處理間，來處理汽機廠房設備拆解時所產生的低放射性廢棄物，以西屋公司提供除役經驗推估總人力工時為 460 人時，並依工作時程比例評估細項人時，此項作業地點分別採用汽機廠房一樓與二樓平均空間背景劑量率 $3.08 \times 10^{-4} \text{ mSv/h}$ 、反應器廠房四樓、五樓與聯合廠房地下二樓之平均空間劑量率 $1.63 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ ，以及聯合結構廠房與汽機廠房平均空間劑量率 $4.14 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 進行評估。本項工作將考量除污修正項與放射性物質衰變，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 $6.21 \times 10^{-1} \text{ man-mSv}$ 。

- (4) 汽機廠房設備拆解第一期(工作編碼 2.5.3)，主要拆解汽輪機組，包含發電機、高/低壓汽機、高壓飼水加熱器及低壓飼水加熱器等，西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 32,000 人時，此項拆解作業為作業人員近距離直接拆解相關設備組件，其接觸劑量率以最高之設備(高壓汽輪機)之劑量率 1.00×10^{-2} mSv/h 進行保守評估。本項工作考量除污修正項與放射性物質衰變，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 2.23×10^1 man-mSv。
- (5) 聯合結構廠房設備拆解第一期(工作編碼 2.5.4)，第一期作業為拆解反應器壓力槽及其內部組件，屬除役計畫的主要拆解工作項目，西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 35,104 人時，依照西屋公司之評估，反應器壓力槽與其內部組件之拆除包含：上半部分拆除、下半部分拆除與廢棄物運送。上半部分之拆解劑量率為 2.00×10^{-2} mSv/h；下半部分之拆解因底層組件之劑量率較高且無上半組件之屏蔽，劑量率為 1.00×10^{-1} mSv/h；包裝與運送劑量為 5.00×10^{-2} mSv/h。經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 2.04×10^3 man-mSv。
- (6) 聯合結構廠房設備拆解第二期(工作編碼 2.5.5)，第二期作業為各樓層之拆解，此時排程採逐樓層逐房間拆除，拆解規劃分為五類工作包：房間準備工作包、程序管線與設備工作包、結構與各種鋼材工作包、空氣處理系統工作包、電氣設備與電纜工作包，西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 136,384 人時，並依各個樓層放射性廢棄物盤點的重量比評估細項人時。此項拆解作業為作業人員近距離直接拆解相關設備，並取各樓層中程序管線與設備表面劑量率最高者作為保守評估。本項工作均分別考量放射性物質衰變、除污及屏蔽修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 8.49×10^3 man-mSv。
- (7) 聯合結構廠房活化污染混凝土拆解(工作編碼 2.5.6)，進行各樓層污染

混凝土之刨除，包含生物屏蔽、反應器圍阻體與其他受污染混凝土。西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 12,000 人時，對於生物屏蔽、反應器圍阻體之拆解，取反應器廠房五樓空間劑量率 3.800×10^{-2} mSv/h 進行評估；其餘受污染混凝土之拆解，則以聯合結構廠房含乾井區域之平均劑量率 1.076×10^{-1} mSv/h 作為保守評估。本項工作分別考量放射性物質衰變及除污修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 5.13×10^1 man-mSv。

- (8) 汽機廠房設備拆解第二期(工作編碼 2.5.7)，進行各樓層設備污染之拆除，此時排程採逐樓層逐房間拆除，拆解規劃分為五類工作包；房間準備工作包、程序管線與設備工作包、結構與各種鋼材工作包、空氣處理系統工作包、電氣設備與電纜工作包。西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 21,600 人時，並依各個樓層放射性廢棄物盤點的重量比評估細項人時。此項拆解作業為作業人員近距離直接拆解相關設備，並取各樓層中程序管線與設備表面劑量率最高者作為保守評估。本項工作均分別考量放射性物質衰變及除污修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 2.83×10^2 man-mSv。

- (9) 其他輻射作業廠房設備及污染混凝土拆除(工作編碼 2.5.8)，包含氫氣產生系統、廢氣廠房及主煙囪等其他污染廠房與混凝土拆除，西屋公司提供除役經驗預估總人力工時為 255.2 人時，作業區域為聯合結構廠房與汽機廠房外其餘放射性區域，取其他廠房平均空間背景劑量率 5.30×10^{-3} mSv/h 保守評估。本項工作均分別考量放射性物質衰變及除污修正項，經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 9.43×10^{-2} man-mSv。

- (10) 低放射性廢棄物處理：依照本計畫第九章估算與規劃，除役低放射性廢棄物之總量與裝載容器規劃，如表 10-21。對於各種容器裝載規劃，

為保守評估皆採用其規劃表面最高劑量率為計算基準，惟 55 加侖桶設計基準過高，與實際廢棄物處理平均劑量率分布情形差異大(實際裝載達 200 mSv/h 之容器少)，大部分之廢棄物桶表面劑量率小，其劑量率可參照例行運轉數據，依據核一廠二號低放射性廢棄物貯存庫例行廢棄物接收紀錄，其將廢棄物分為三類： <2 mSv/h、 $2\sim 20$ mSv/h 與 >20 mSv/h 三類；而其中又以 <2 mSv/h 占超過 70 % 之比例為最多，因此，55 加侖桶之裝載劑量評估上，將採用表面劑量率 20 mSv/h 來進行計算。對於作業人員可能接受輻射曝露之劑量評估如下：

A. 廠房內作業

放射性設備、組件與污染混凝土拆除產生之廢棄物，將進行廢棄物之量測、處理/判別、整理/分類、減容、組件除污、包裝運送等作業。廠房內作業造成作業人員曝露之來源，為放射性廢棄物對作業人員造成之直接曝露。由本計畫第九章規劃，除役計畫所使用的低放射性廢棄物貯存容器共有 5 種，表 10-22 內容包括：依照各種容器表面劑量率，以 Microshield 軟體模擬四種容器於 5 m 處作業人員停留位置之可能最高劑量率、一批次能處理數量、除役期間預估批數等資訊；假設每一批次預估作業人時為 1 人時。依照工作人時規劃，評估本項作業所造成之人員集體劑量約為 1.88×10^3 man-mSv。

B. 運送作業

放射性廢棄物之運送作業人員劑量率，以放射性物質安全運送規則中對於運送司機之劑量率限值 2.0×10^{-2} mSv/h 來進行評估。依照工作人時規劃 3,931.5 人時，評估本項作業所造成之人員集體劑量約為 9.105×10^1 man-mSv。

C. 廢棄物接收作業

廢棄物接收作業廢棄物裝桶由廢棄物處理廠房運送至貯存庫後之接收作業，包括桶污染擦拭偵測、桶面劑量偵測、記錄、桶吊入貯存區

暫存、搬運、貯存等作業。廢棄物接收作業主要可能造成曝露之工作為廢棄物移入貯存庫時檢視、偵測檢查。廢棄物接收作業劑量評估參照核一廠例行接收作業評估方式：

為降低作業人員之輻射劑量，作業均全面採用遙控自動化設備設計，對於考量距離及堆高機屏蔽之輻射抑減效果，參考核一廠二貯存庫安全分析報告之假設：假設人員接受之劑量率為廢棄物表面劑量率之1/1,000，廢棄物表面劑量率保守以容器劑量率範圍最高值來評估。依照工作人時規劃，評估本項作業所造成之人員集體劑量約為 $4.01 \times 10^2 \text{ man-mSv}$ 。廢棄物接收作業人員集體劑量，如表 10-23。

3. 廠址最終狀態偵測階段

本階段廠址最終狀態偵測，作業任務分為：建築物拆除(工作編碼 3.1)、與土壤整治(若需要)(工作編碼 3.2)、廠址最終輻射偵測(工作編碼 3.3)。由於此階段為除役活動之後期，電廠在拆解移除清空設備與管路內容物後，輻射劑量率已大幅度降低且會隨著時間繼續衰減，工作項目作業人員所受輻射劑量，應為環境背景值變動範圍。

4. 廠址復原階段

廠址復原階段，作業任務分為：建築物拆除(工作編碼 4.1)、土地復原(工作編碼 4.2)、除役終止(工作編碼 4.3)等活動項目作業，此階段作業已無接觸活化污染物件之可能性，工作項目作業人員所受輻射劑量，應為環境背景值變動範圍。

(四) 除役計畫各階段活動對作業人員集體劑量預估分析

表 10-25 彙整除役各階段執行除役活動之作業人員集體劑量分析表，結果顯示作業人員集體劑量以除役拆廠階段的 $1.61 \times 10^4 \text{ man-mSv}$ ($1.61 \times 10^1 \text{ man-Sv}$)為主要來源。表 10-26 為分析除役對作業人員集體劑量分析表，結果

顯示以聯合結構廠房設備拆解第二期(工作編碼 2.5.5)，亦即進行聯合結構廠房逐樓層之放射性設備與組件拆解工作為主要對作業人員集體劑量來源，預估集體劑量為 $8.49 \times 10^3 \text{ man-mSv}$ ；另預期在低放射性廢棄物處理(工作編碼 2.5.9)，也將造成作業人員集體劑量為 $2.38 \times 10^3 \text{ man-mSv}$ 。

本公司未來將依據「游離輻射防護法」相關輻射安全規定，並將依輻防計畫監督管制其實施，所有作業人員所接受輻射劑量將符合法規限值，並落實輻射防護措施，使作業人員集體劑量符合合理抑低原則。

(五) 放射性廢棄物處理與貯存設施對作業人員劑量之分析

本節對核一廠除役期間相關之放射性廢棄物貯存設施運轉對作業人員劑量進行評估，表 10-27 為除役期間相關放射性廢棄物處理與貯存設施對作業人員集體劑量之評估分析表，各處理或貯存設施對作業人員輻射劑量影響與評估說明如下：

1. 低放射性廢棄物貯存庫/處理設施

低放射性廢棄物貯存庫包含一號、二號、新建低放射性廢棄物貯存庫與熱處理設施廠房(包含焚化爐、超高壓壓縮機與廢樹脂濕式氧化設施)。造成作業人員曝露主要為管理工作。貯存庫管理作業，作業人員進行一般管理作業位置於控制室，對於管理工作假設各貯存庫皆由 1 人進行管理，管理時間為每年以 2,000 小時計。而管理作業人員居占位置為各貯存庫之控制室；控制室之設計基準劑量率為 $1.00 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ 。因此，對於一號、二號放射性廢棄物貯存庫，於除役期間 25 年進行管理作業造成之輻射曝露集體劑量，皆為 $5.00 \times 10^1 \text{ man-mSv}$ 。對於新建低放射性廢棄物貯存庫，係由除役拆廠階段開始進行約 17 年管理作業，其所造成之作業人員集體劑量約為 $3.40 \times 10^1 \text{ man-mSv}$ 。對於熱處理設施廠房，由停機過渡階段開始運轉至除役完成約 17 年管理作業，所造成之作業人員集體劑量亦約為 $3.40 \times 10^1 \text{ man-mSv}$ 。

2. 高放射性廢棄物貯存設施

(1) 第一期用過核子燃料乾式貯存設施

第一期用過核子燃料乾式貯存計畫共貯存 30 組混凝土護箱之用過核子燃料。依「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」評估結果。設施運轉期間，每年之作業人員集體有效劑量約為 1.75×10^{-1} man-mSv (評估之劑量不含處理異常或事故之劑量)。第一期用過核子燃料乾式貯存計畫由停機過渡階段開始進行，保守假設除役期間管理為 25 年。因此，第一期用過核子燃料乾式貯存設施於除役期間之管理作業，對於作業人員集體劑量約為 4.38 man-mSv。

(2) 第二期用過核子燃料乾式貯存設施

對於第二期用過核子燃料乾式貯存設施，規劃貯存共 112 組混凝土護箱之用過核子燃料。對於例行運轉期間，每年之作業人員集體有效劑量以第一期乾貯評估之劑量 1.75×10^{-1} man-mSv/y，以貯存混凝土護箱比例($112/30=3.73$)估算為 $1.75 \times 10^{-1} \times 3.73 = 6.53 \times 10^{-1}$ man-mSv/y。而二期用過核子燃料乾式貯存計畫由除役第二階段開始進行，保守假設除役期間管理為 17 年。因此，第二期用過核子燃料乾式貯存設施於除役期間之管理作業，對於作業人員集體劑量約為 1.11×10^1 man-mSv。

(3) 玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施

玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施存放高放射性廢棄物，在存放後人員預期不會進入。玻璃固化廢棄物貯存設施管理作業假設由 1 人進行，管理作業時間每年以 2,000 小時計，管理作業劑量率以作業區域控制室之設計值 1.00×10^{-3} mSv/h 來進行評估。而預期玻璃固化體將於除役之後兩階段才存放於該貯存設施內。因此，玻璃固化高放射性廢棄物貯存

設施，在除役期間之廠址最終狀態偵測階段與廠址復原階段 5 年期間，進行管理作業造成之作業人員集體劑量，共約為 1.00×10^1 man-mSv。

(4) 用過核子燃料再取出設施

用過核子燃料再取出設施設計預期最多可存放 136 束用過核子燃料。設施運轉期間，假設一組用過核子燃料護箱需進行再取出作業，則工作人員集體劑量為執行裝載作業程序之反向，以第一期用過核子燃料乾式貯存設施，所評估之每組裝載人員集體劑量 2.51×10^1 man-mSv 來估算；推估用過核子燃料再取出設施一次作業之人員集體劑量 2.51×10^1 man-mSv。另外，有關用過核子燃料再取出設施之管理作業人員劑量部分，以作業區域控制室之設計值 0.001 mSv/h 來評估，管理工作假設由 1 人進行管理，管理時間為每年以 2,000 小時計。因此，由第二期用過核子燃料乾式貯存設施完成裝載後，假設再取出設施自除役拆廠階段約 3 年後開始進行約 14 年的管理作業，所造成之作業人員集體劑量約為 2.80×10^1 man-mSv。

3. 待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場

對於待外釋廢金屬暫存倉庫與鋼筋混凝土塊分離場，因廢棄物劑量率與背景值相當。在管理上不考量其造成之作業人員劑量。

(六) 輻射管制作業之管理

核一廠除役作業對於作業人員造成之曝露，應符合游離輻射防護標準規定職業曝露之劑量限值。另訂定適當之行政限值，以規範輻射曝露之日劑量、週劑量與年劑量，確保作業人員之曝露符合法規限值。

為確保作業人員職業曝露不超過劑量限值，本公司於除役期間依規定執行人員劑量監測，隨時掌握輻射作業人員劑量分析統計資料，並藉工作之調整以防止輻射劑量過於集中於部分輻射作業人員。

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，並控制廠區內可能造成輻射曝露與體內外污染，根據作業區域建立監測站執行區域監測，並設計、製造特別屏蔽，界定污染管制範圍。對於廠內設備、區域進行監測包含直接輻射偵測、表面污染偵測、抽氣偵測以及對於特定工作進行偵測。以上偵測頻率與紀錄之保存，將參照核一廠程序書 900 系列之「廠內輻射偵測與記錄程序」與主管機關規定辦理。

核一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，預期作業並無高劑量率之曝露可能。對於除污作業之輻射防護，將依照核一廠程序書 900 系列「輻射防護作業程序」之相關規定辦理。

核一廠除役過程中產生之放射性廢氣主要來源，為拆除、切割核設施產生之煙霧氣體及一般管制區內之氣體。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/地面清洗與槽溢流等，所造成之地面洩水、切割作業所產生之二次廢水、系統運轉時所產生之設備洩水、放射化學分析實驗所產生之實驗室廢液、廢水處理系統過濾器與離子交換樹脂之沖洗廢液及輻射防護衣物與除污工具之清洗廢液。

對於放射性廢氣可能產生之作業區域搭建氣密式隔離帳篷，廠區視需要架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備，並維持負壓梯度及設置

防止回流裝置，將排風口導入廠內通風系統，經過濾設備處理後排放，執行拆除作業人員應穿著適當之個人防護裝具。放射性廢氣於收集後將依現有放射性廢氣處理系統處理。

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水；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，須先經由系統除污本身之淨化系統處理後，再排放至廠內高活度廢液集水坑或槽，如設備洩集水坑(Equipment Drain Sump)，並輸送至設備洩水廢液收集槽(Waste Collector Tank)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，人員無需直接處理放射性廢棄物，因此，廢棄物處理過程中所接受之曝露來源為放射性系統所含設備、組件所造成之空間劑量。

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底泥(Concentrator Bottoms)、酸鹼中和污泥(Neutralization Sludge)、過濾污泥(Filter Sludge)及廢離子交換樹脂等，其處理程序需進行固化後裝桶，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，其處理為送往處置場前經過壓縮減容，可燃之廢棄物進行焚化減重。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。主要可能接受曝露之工作為運送過程中對運送人員造成之曝露。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，其分布組成，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」中，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，將依照核一廠程序書 900 系列「輻射防護作業程序」之相關規定辦理。

核一廠於除役期間，所有作業將符合除役之輻射防護計畫，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，並依據合理抑低之原則執行所有除役作業。

(七) 紀錄保存

除役作業期間包含個人及環境之劑量監測結果，應依游離輻射防護安全標準記錄並保存。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、偵測紀錄均應呈核後歸檔保存，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 年並保存至 75 歲。

三、輻射防護措施

本章節說明除役活動進行時，各階段設施除役之作業及處理放射性廢棄物，其相關輻射防護作業與措施。前述作業說明包涵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、輻射監測、執行除役作業時之防護措施、除役作業及放射性廢棄物管理之輻射管制、合理抑低原則等作業。

各階段設施除役作業之輻射防護作業與措施，將依據「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」、「核一廠輻射防護計畫」與相關規定規劃管制。

(一) 輻射防護管理組織與權責區分

核一廠將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，依主管機關之規定，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，核一廠廠長應設輻射防護業務單位並負有輻射防護之責任。

核一廠除役計畫之拆除、運送、貯存及其為維護運轉等相關之輻射防護作業將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運轉之輻射防護，將參考核一廠 900 程序書「輻射防護作業程序」及核一廠 902 程序書「輻射防護標準」之輻射安全規定，並依輻防計畫監督管制其實施，工作人員所受輻射劑量應符合法規規定。核一廠除役各階段輻射防護管理組織如圖 10-5 所示。

1.管理組織架構圖

如圖 10-5 核一廠除役各階段輻射防護管理組織圖。

(1) 核一廠除役工程輻射防護業務單位主管

本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) 核一廠除役輻射防護管理委員會之組成

依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，設置輻射防護管理委員會，本廠輻射防護管理委員會之委員由下列人員組成：

- A. 核一廠廠長或其指定之代理人。
- B. 保健物理組經理、保健物理組課長及相關專職輻射防護人員。
- C. 經核一廠廠長指定擔任之各技術組(輻射作業單位)等部門主管(或代理人)。

2.權責與任務區分

(1) 輻射防護業務單位之指揮與監督：

- A. 核一廠廠長為場所主管，督導訂定本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. 本廠保健物理組為直屬核一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：

研議輻射防護業務單位執行輻射防護管理業務內容執行情形及下列事項：

- 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本廠管制區工作。
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. 輻射工作人員輻射劑量監測分為「個別劑量監測」及「作業環境輻射監測」兩種。實施個別劑量監測之人員，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。
2. 本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，每人每年接受訓時數須為三小時以上，並保存紀錄，規劃訓練項目內容：
 - (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

核一廠除役計畫之作業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。

除役計畫工程輻射作業，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：

1. 利益須超過其代價。
2. 考慮經濟及社會因素後，一切曝露應合理抑低。
3. 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) 本廠輻射工作人員之劑量限度如表 10-16。
- (2) 女性輻射工作人員，其贍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。
 - 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) 工作人員體外劑量評定，對加馬輻射及貝他輻射以熱發光劑量計為法定劑量偵測設備，作業環境中有中子時應使用中子劑量計。現場工作得以袖珍游離腔、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。
- (3) 對於從事四肢或眼球水晶體等部位可能近接射源之特定作業，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。

(4) 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. 於懷疑有體內污染時，應立即實施體內曝露之評定。

(五) 醫務監護

本章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) 本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。
本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。
- (3) 輻射工作人員因一次意外曝露或緊急曝露所接受之有效劑量超過 50 mSv 以上時，本廠應依游離輻射防護法第十六條第二項規定予以包括特別健康檢查、劑量評估、放射性污染清除、必要治療及其他適當措施之特別醫務監護。

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

核一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，依本廠輻射工作場所之設施、輻射作業特性及實際輻射曝露程度，將本廠財產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。而監測區內之輻射工作場所為管制區，管制區內應採取管制措施以規範輻射作業、管制人員與物品進出，及防止放射性污染擴散。

1.管制區劃分

- (1) 核一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。核一廠地區管制劃分標準，如表 10-28 所示。
- (2) 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 30cm 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)之區域須劃定為高輻射區。

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(40 h)內之攝入超過 0.6%年攝入限度(ALI)或 12 DAC-小時之區域。

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。

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本廠財產界為準，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)本廠輻射工作人員(含本公司外、公司內其他單位人員及設施將輻射作業交付或共同承攬之承攬所僱用之人員)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，且在有效年度期限內。
- B. 輻射防護教育訓練完訓紀錄在有效年度期限內。
- C. 完成全身計測與面具試戴，且在有效年度期限內。
- D. 提供其適當之人員劑量計、輻射防護裝具與資訊，並使其正確使用。
- E. 管制及監測個人劑量，其所受劑量須符合劑量限度之規定。
- F. 依輻射工作人員認定基準完成輻射工作人員認定。

(4)一般人員(臨時工作人員)進入管制區之防護與管制措施

經審查同意進入管制區之一般人員，須以提供適當之人員劑量計、輻射防護裝具與資訊，使其正確使用，並派員引導陪同。進入輻射管制區應依符合下列規定：

- A. 臨時工作人員不得單獨進入管制區，應由輻射防護講習合格之人員陪同。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劑量計讀數。
- B. 臨時工作人員：偶因工作或作業需要赴廠內管制區或示警區執行公務、工作，一個月內不超過七天，預估七天累計有效劑量不超過 0.3 mSv，單日有效劑量不超過 0.1 mSv。
- C. 臨時工作人員進入管制區工作，應遵守本廠各項輻射安全防護管制規定。

(5) 訪客進入管制區參觀應依下列規定：

- A. 未滿十八歲之訪客不得進入管制區。
- B. 應至少由一位輻射防護講習合格之人員工全程陪同，參觀行經路線及停留位置，應以非示警區為限，訪客不得進入示警區；亦無需換穿電廠輻射防護衣物。

C. 訪客在輻射管制區內參觀，應遵守本廠各項相關規定。

(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. 禁止將飲食、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。當人員偵測到遭受污染時，應迅速通知保健物理人員處理，如經研判為熱粒子污染，即依熱粒子管制有關程序規定處理，人員除污，應在保健物理人員指導下進行之；如有體內污染，應依體內污染處理有關程序規定處理。

(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，適時工作區內空氣污染監測、空氣取樣計測之污染管制。
- D. 作業過程，視需要架設防止污染擴散帳篷，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，應經由輻射安全管制站進出管制，除有緊急處置之必要外，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。

(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徽章及輔助劑量計，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. 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。
- G. 隨時注意自己輻射劑量狀況，並避免超過曝露限值。
- H. 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。
- I. 在管制區內，嚴禁吸煙、飲水、嚼檳榔、口香糖及進食。
- J. 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及放射性污染監測。
- B. 監測區輻射劑量管制現值，其空氣中的放射性核種濃度不應超過原法規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

- (1) 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、汰換並每年定期校驗一次等運轉管理。
- (2) 下列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 10-29 與表 10-30 之個人與輻射監測/偵測儀器說明。

(七) 除役作業之防護措施

核一廠除役工作如本計畫第一章、二、(二)、1.節之敘述，主要可區分為四個階段，包括：停機過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段。各階段之主要作業詳細說明請見第一章、二、(二)、2.節。以下將分別敘述各階段作業之輻射防護措施：

1.停機過渡階段

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，其作業程序可參考本廠現行作業程序書辦理，其作業相關之輻射防護措施規定參考核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理。

- (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，其作業程序可參考本廠現行作業程序書辦理，其作業相關之輻射防護措施規定參考核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理。

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」中，主要包含組件之化學除污、電化學除污及機械除污等，其作業程序可參考由本廠現行作業程序書涵括。

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，人員宜配戴適當防護裝具，避免吸入放射性懸浮物，造成體內污染劑量。

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，人員宜配戴適當防護裝具，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，建立廠房之密閉、通風系統等，以維持工作環境負壓狀態。另外，需建立區域輻射監測、場所輻射偵檢等防護措施。上述作業相關之輻射防護措施，參考依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理。

(2) 用過核子燃料從燃料池全部移出至乾式貯存設施

本項作業類似同於本廠第一期乾式貯存移出用過核子燃料至乾式貯存設施之相關規劃，其作業相關之輻射防護措施可依「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」第七章「輻射防護作業與環境輻射監測計畫」、「核一廠用過核子燃料乾式貯存系統輻射防護作業程序」執行辦理。

(3) 汽機廠房大型組件拆除

本項作業類似於運轉期間汽機廠房組件拆除維修之作業，作業規劃詳述於本計畫第六章、二、(二)、3.節中，其組件拆除、切割、清理、吊運等作業程序之安全防護可參考由本廠現行作業程序書涵括。

本項作業主要需進行之輻射防護考量為拆除過程中產生之人員劑量、放射性污染、放射性空浮，其作業相關之輻射防護措施參考依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」辦理執行。

(4) 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、二、(一)節中，主要包含頂部導板及爐心側板之移除。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產生之放射性廢液，其作業相關之輻射防護措施依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」辦理。

(5)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、二、(一)節中，主要包含規劃以遙控方式進行水下切割之蒸汽乾燥器、汽水分離器與側板頂蓋、爐心底板、飼水噴嘴等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，依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」辦理。

(6) 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本廠現行作業程序書涵括，其作業相關之輻射防護措施，依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」辦理。

(7)用過核子燃料池拆除

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，依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理。

(8)一次圍阻體拆除

本項作業之規劃詳述於本計畫第六章、二、(二)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，依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理。

(9)其他輻射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本廠現行作業程序書涵括。

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，依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理

(10)其他建物的除污

本項作業規劃詳述於本計畫第八章、一、(二)、3.中，主要為進行結構機械除污之作業。

本項作業主要需進行之清理除污等，作業過程中產生之放射性空浮，考量除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，依核一廠 900 系列「輻射防護作業程序」執行辦理。

3.廠址最終狀態偵測階段

本階段已不涉及有輻射污染之建物、系統、組件、設備、管路等之相關作業，毋須考量輻射防護之相關措施。

4.廠址復原階段

本階段已不涉及有輻射污染之建物、系統、組件、設備、管路等之相關作業，毋須考量輻射防護之相關措施。

(八) 合理抑低措施

本章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，本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，本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：

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

除役計畫在任何輻射區與高輻射區內之作業，均將參考依核一廠 919「人員輻射曝露之合理抑減作業程序(ALARA)」之相關規定辦理合理抑低措施之審查與監督。

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。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。

2.參考基準

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 10-31 參考基準、表 10-32 台灣電力公司核能發電相關設施

監測區試樣放射性分析行動基準、表 10-33 環境試樣放射性分析之預警措施基準所示。

(九)紀錄保存

本章內容主要依據游離輻射防護法；游離輻射防護法施行細則；輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則；放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法等規定訂定。本廠除役計畫關於輻射防護紀錄保存與定期報告事項，應按輻射作業規模及特性，依輻防法、相關法令之規定，納入輻射防護計畫及作業程序書據以執行。

輻射工作場所須保存輻射防護作業的相關紀錄，保存項目與期限依照下列原則辦理。

1. 放射性廢氣、廢水排放紀錄

本廠放射性廢水的排放紀錄內容應包括排放日、排放種類、排放數量、排放核種及活度、監測設備及其校正日期等。排放紀錄之保存期限，應為十年。

2. 定期輻射防護教育訓練紀錄

輻射防護教育訓練紀錄應包括參訓人員姓名、時間、地點、訓練時數、訓練課目及授課人員等資料。訓練紀錄應至少保存十年。

3. 工作人員職業曝露紀錄

職業曝露紀錄保存

(1) 對本廠之輻射工作人員：應依規定定期及逐年記錄每一輻射工作人員之職業曝露紀錄。

(2) 對本廠以外單位或承攬商之輻射工作人員：將當事人在本廠支援或從事輻射作業之職業曝露劑量監測紀錄，送交當事人或當事人原屬單位、機構或雇主依輻防法之規定告知當事人及保存之。

(3) 輻射工作人員職業曝露紀錄，應自輻射工作人員離職或停止參與輻射工作之日起，至少保存三十年，並至工作人員年齡超過七十五歲。

4. 醫務監護紀錄

輻射工作人員體格檢查、定期健康檢查及特別醫務監護之紀錄。應依勞工健康保護規則之規定保存三十年。

5. 環境輻射監測分析數據與偵測分析樣品

廠外環境輻射監測結果及其相關分析數據保存期限為三年，但當該分析數據大於預警措施之調查基準時應保存十年。

6. 輻射防護管理委員會會議紀錄

輻射防護管理委員會管理業務執行會議紀錄應至少保存三年備查。

7. 輻射安全季報及輻射安全年報應至少保存五年。

8. 環境輻射監測季報應保存三年，環境輻射監測年報應至少保存十年。

9. 放射性物質排放報告應依規定至少保存十年。

10. 輻射工作許可證之保存年限為自註銷日起十年。

11. 輻射偵測及儀器校驗及品管有關紀錄，其保存期限為至少三年。

12. 輻射安全測試報告、密封放射性物質擦拭測試報告、廢水樣品偵測紀錄、工作場所偵測紀錄及定期查核紀錄，應至少保存五年，但非密封放射性物質的廢水排放併入核子設施廢水處理系統排放者，須至少保存十年。

13. 合理抑低措施之計劃、管制及檢討等相關文件其保存年限規定：

(1) 實際集體有效劑量達 50 man-mSv 以上者，至少保存三年。

(2) 實際集體有效劑量達 100 man-mSv 以上者，至少保存五年。

四、結語

本章節針對核一廠除役期間，可能由於各項活動對民眾及電廠工作人員之輻射劑量影響，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興建之貯存設施；在評估工具方面，透過點核仁法、分格座標法、蒙地卡羅法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，完整而詳實考量核一廠除役活動期間之民眾與工作人員劑量，確保核一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低於 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. 台灣電力公司核一廠，台灣電力公司第一核能發電廠輻射防護計畫，最新核定版。
2. 台灣電力公司，核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，97 年 11 月。
3. 台灣電力公司核一廠，“核一廠 900 系列程序書「輻射防護作業程序」”，最新核定版。
4. 台灣電力公司核一廠，“核一廠 902 程序書「輻射防護標準」”，最新核定版。
5. 中華民國「游離輻射防護法」，91 年 1 月 30 日。
6. 中華民國「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 月 30 日。
7. 中華民國「游離輻射防護法施行細則」，97 年 2 月 22 日。
8. 中華民國「核子反應器設施管制法」，92 年 1 月 15 日。

9. 中華民國「核子反應器設施管制法施行細則」，92 年 8 月 27 日。
10. 中華民國「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，93 年 10 月 20 日。
11. 中華民國「勞工健康保護規則」，102 年 1 月 22 日。
12. 中華民國「放射性物質安全運送規則」，96 年 12 月 31 日。
13. 中華民國「核子反應器設施管制法施行細則」，92 年 8 月 27 日。
14. 核能研究所，INER-0703「放射性廢料運送造成環境影響之評估」，76 年。
15. 核能研究所，INER-A2155R「放射性物質運送輻射安全分析技術評估報告」，99 年。
16. 核能研究所，INER-OM-1839「RADSHIP-6 使用者手冊」，102 年。
17. 核能研究所，INER-5498R「核一廠第壹號放射性廢棄物貯存庫對廠界輻射劑量評估」。
18. U.S. NRC, NUREG/CR-0672 “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling-Water Reactor Power Station,” December 1990.
19. U.S. NRC, NUREG-0586 “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities,” October 2002.

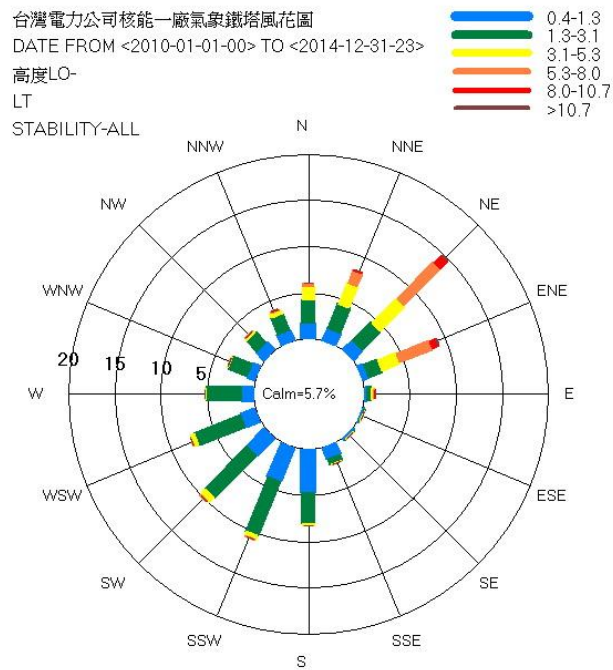


圖 10-1 核一廠 99 年至 103 年計 5 年平均之低塔氣象風花圖

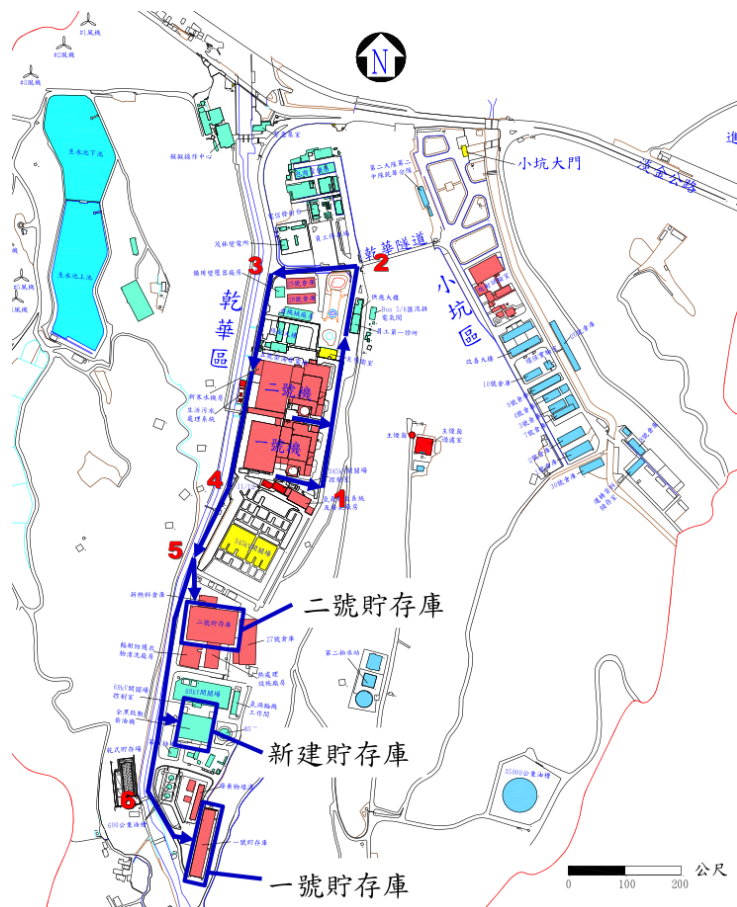


圖 10-2 除役低放射性廢棄物廠內運送路線路徑長分析

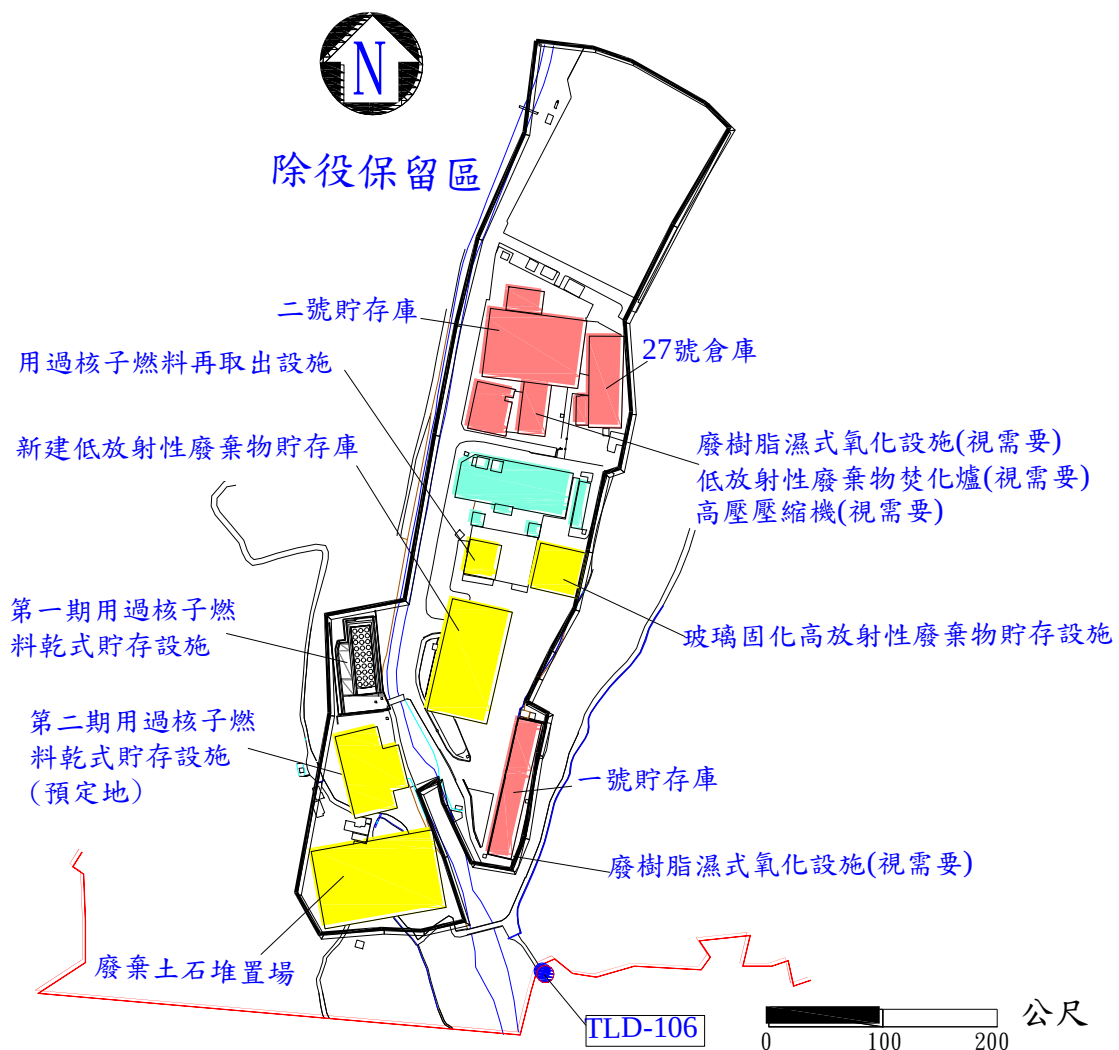


圖 10-3 核一廠保留區平面圖

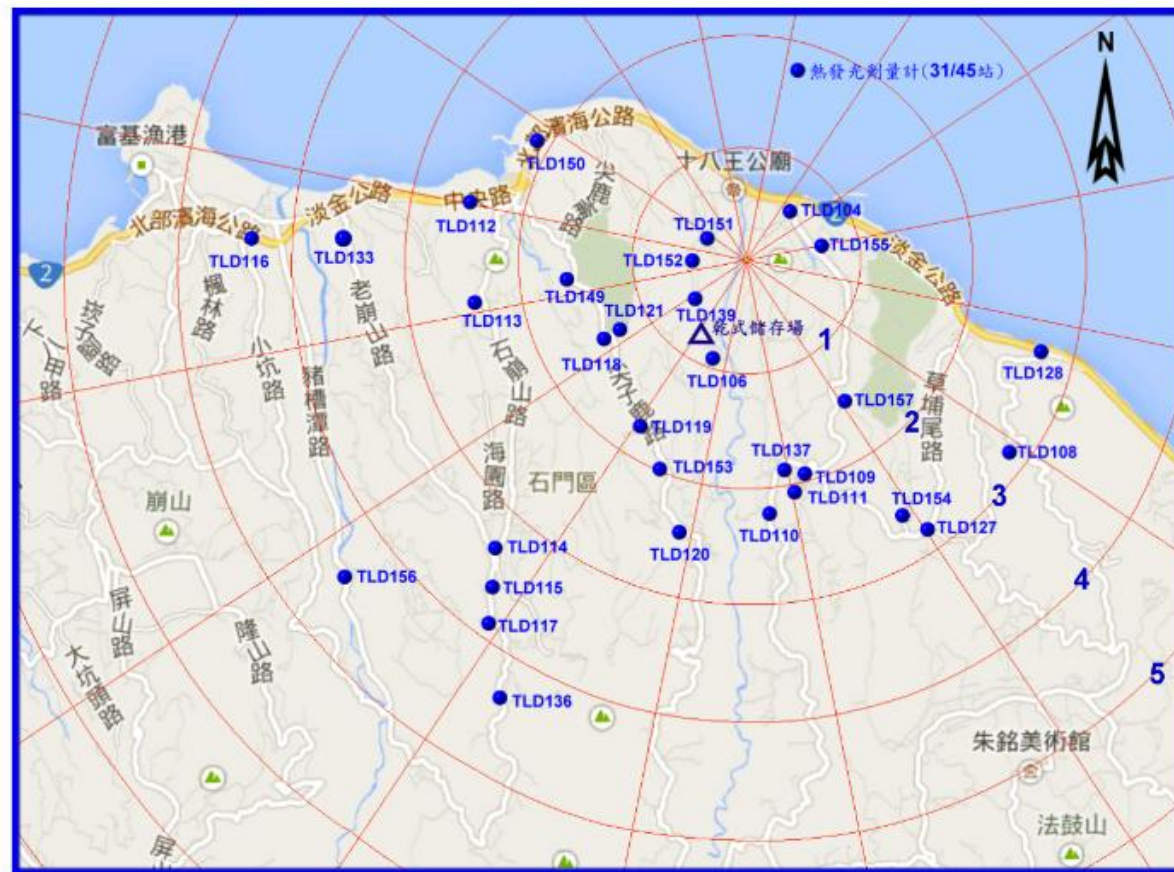
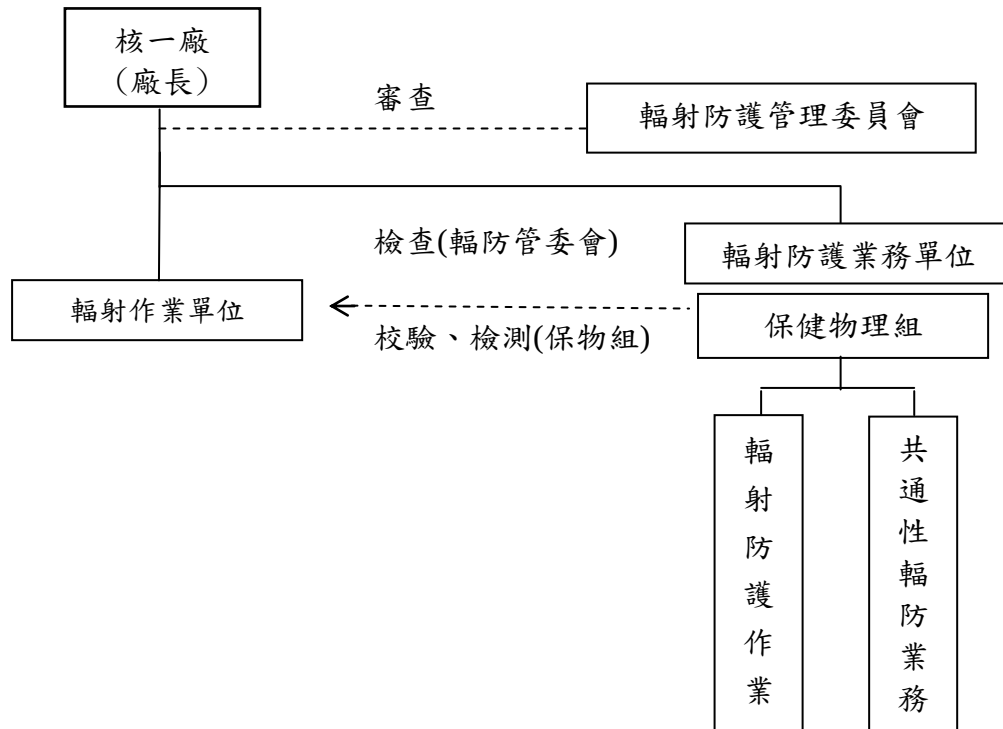


圖 10-4 核一廠熱發光劑量計監測站分佈圖(5 km 內)



備註：(輻射作業單位)

- 1.停機過渡階段：供應組、工安衛生組、品質組、核能技術組、廢棄物處理組、運轉組、機械修配組、電氣儀控組、訓練組、基礎設施組、拆除技術組、工程管理組。
- 2.除役拆廠階段：供應組、工安衛生組、品質組、廢棄物處理組、工程管理組、訓練組、除役工程組、大型組件組。
- 3.廠址最終狀態偵測階段：供應組、廢棄物處理組、除役工程組、工程管理組、工安品質組。
- 4.廠址復原階段：供應組、廢棄物處理組、除役工程組、工程管理組、工安品質組。

圖 10-5 核一廠除役各階段輻射防護管理組織圖

表 10-1 核一廠 99 年~103 年之各放射性氣體排放排放量平均值及其半化期

核種	半化期	99 年	100 年	101 年	102 年	103 年	平均值
一、分裂及活化氣體排放量(Bq)							
Ar-41	109.34 min	1.84×10^{11}	1.77×10^{11}	1.85×10^{11}	1.16×10^{11}	2.21×10^{11}	1.77×10^{11}
Kr-85m	4.480 h	1.02×10^{10}	1.04×10^{10}	1.09×10^{10}	8.52×10^9	1.70×10^{10}	1.14×10^{10}
Kr-87	76.3 min	1.45×10^9	1.56×10^9	4.46×10^9	2.95×10^9	5.82×10^9	3.25×10^9
Kr-88	2.84 h	4.74×10^9	1.74×10^9	4.54×10^9	3.62×10^9	5.94×10^9	4.12×10^9
Xe-131m	11.84 d	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	0
Xe-133	5.243 d	7.02×10^9	1.13×10^{10}	1.12×10^{10}	4.55×10^9	1.21×10^{10}	9.23×10^9
Xe-133m	2.19 d	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	0
Xe-135	9.14 h	3.73×10^9	2.65×10^9	5.54×10^9	6.19×10^9	6.41×10^9	4.90×10^9
Xe-135m	15.29 min	1.05×10^{10}	1.43×10^{10}	2.23×10^{10}	1.60×10^{10}	3.21×10^{10}	1.90×10^{10}
Xe-138	14.08 min	3.22×10^{10}	5.08×10^{10}	5.99×10^{10}	4.33×10^{10}	7.46×10^{10}	5.22×10^{10}
二、碘排放量(Bq)							
I-131	8.021 d	2.40×10^6	1.57×10^6	1.33×10^6	1.49×10^6	2.33×10^6	1.82×10^6
I-133	20.8 h	1.01×10^7	6.55×10^6	3.89×10^6	4.79×10^6	7.90×10^6	6.65×10^6
I-135	6.57 h	2.08×10^6	4.26×10^5	<MDA	<MDA	<MDA	5.01×10^5
三、微粒排放量(Bq)							
Ag-110m	249.79 d	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	0
Ba-La-140	12.752 d	4.10×10^5	9.91×10^4	<MDA	<MDA	<MDA	1.02×10^5
Co-60	5.2714 y	1.10×10^6	3.45×10^5	3.86×10^6	9.71×10^5	4.62×10^6	2.18×10^6
Cs-134	2.0648 y	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	0
Cs-137	30.07 y	1.57×10^4	5.66×10^2	<MDA	<MDA	3.90×10^5	8.13×10^4
Mn-54	312.3 d	9.72×10^5	1.45×10^5	1.22×10^6	0	1.35×10^6	7.36×10^5
Sr-89	50.53 d	8.12×10^4	2.34×10^6	5.17×10^4	6.03×10^4	1.21×10^5	5.31×10^5
Sr-90	28.79 y	9.85×10^4	3.25×10^6	7.93×10^4	3.94×10^3	2.90×10^4	6.93×10^5
四、氚排放量(Bq)							
H-3	12.33 y	9.40×10^{11}	1.24×10^{12}	7.62×10^{11}	5.81×10^{11}	5.16×10^{11}	8.07×10^{11}
五、氮-13 排放量(Bq)							
N-13	9.965 min	1.82×10^{11}	4.54×10^{11}	9.82×10^{10}	9.78×10^{10}	2.28×10^{11}	2.12×10^{11}

表 10-2 除役各階段的預估每年排放至大氣的核種活度

核種	半化期	停機過渡 階段 $T_2=0$	除役拆廠階 段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態 偵測階段 $T_2=20$ 年	廠址復原 階段 $T_2=23$ 年
Ar-41	109.34 min	1.77×10^{11}	0	0	0
Kr-85m	4.480 h	1.14×10^{10}	0	0	0
Kr-87	76.3 min	3.25×10^9	0	0	0
Kr-88	2.84 h	4.12×10^9	0	0	0
Xe-131m	11.84 d	0	0	0	0
Xe-133	5.243 d	9.23×10^9	2.05×10^{-158}	0	0
Xe-133m	2.19 d	0	0	0	0
Xe-135	9.14 h	4.90×10^9	0	0	0
Xe-135m	15.29 min	1.90×10^{10}	0	0	0
Xe-138	14.08 min	5.22×10^{10}	0	0	0
I-131	8.021 d	1.82×10^6	4.71×10^{-104}	1.95×10^{-268}	0
I-133	20.8 h	6.65×10^6	0	0	0
I-135	6.57 h	5.01×10^5	0	0	0
Ag-110m	249.79 d	0	0	0	0
Ba-La-140	12.752 d	1.02×10^5	1.19×10^{-64}	4.79×10^{-168}	6.78×10^{-194}
Co-60	5.2714 y	2.18×10^6	7.61×10^5	1.57×10^5	1.06×10^5
Cs-134	2.0648 y	0	0	0	0
Cs-137	30.07 y	8.13×10^4	6.76×10^4	5.12×10^4	4.78×10^4
Mn-54	312.3 d	7.37×10^5	1.13×10^3	6.78×10^{-2}	5.97×10^{-3}
Sr-89	50.53 d	5.31×10^5	2.13×10^{-12}	1.72×10^{-38}	5.15×10^{-45}
Sr-90	28.79 y	6.92×10^5	5.71×10^5	4.28×10^5	3.98×10^5
H-3	12.33 y	8.07×10^{11}	5.15×10^{11}	2.62×10^{11}	2.22×10^{11}
N-13	9.965 min	2.12×10^{11}	0	0	0
總計		1.30×10^{12}	5.15×10^{11}	2.62×10^{11}	2.22×10^{11}

表 10-3 除役各階段放射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	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
關鍵群體所在方位	北方 750 m 處	北方 750 m 處	北方 750 m 處	北方 750 m 處
年齡群	12 至 17 歲青少年	12 至 17 歲青少年	12 至 17 歲青少年	12 至 17 歲青少年
曝露途徑：空浸				
有效劑量 (mSv/y/廠址)	1.60×10^{-4}	0	0	0
法規限值 (mSv/y/廠址) (註*)	0.10	0.10	0.10	0.10
空氣加馬輻射 (mGy/y/廠址)	2.71×10^{-4}	0	0	0
年設計限值 (mGy/y/廠址)	0.3	0.3	0.3	0.3
空氣貝他輻射 (mGy/y/廠址)	2.10×10^{-4}	0	0	0
年設計限值 (mGy/y/廠址)	0.2	0.2	0.2	0.2

註*：核一廠之廠址有 2 座機組，原始法規限值係限制單一機組，本表格係計算全廠址的劑量影響，故引用法規限值標準為單一廠址，為單一機組之 2 倍。

表 10-4 除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之器官等價劑量

碘、微粒、氚等核種造成之器官等價劑量	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
關鍵群體所在方位	北方 750 m 處	北方 750 m 處	北方 750 m 處	北方 750 m 處
年齡群與器官 關鍵曝露途徑	12 至 17 歲青少年骨表面	12 至 17 歲青少年骨表面	12 至 17 歲青少年骨表面	12 至 17 歲青少年骨表面
地面沉積	2.24×10^{-5}	7.45×10^{-6}	1.54×10^{-6}	1.04×10^{-6}
農作物	4.66×10^{-5}	3.25×10^{-6}	1.95×10^{-5}	1.73×10^{-5}
肉類	2.11×10^{-7}	1.36×10^{-7}	7.09×10^{-8}	6.06×10^{-8}
呼吸	5.61×10^{-5}	3.58×10^{-5}	1.82×10^{-5}	1.54×10^{-5}
合計(mSv/y/廠址)	1.25×10^{-4}	7.59×10^{-5}	3.93×10^{-5}	3.38×10^{-5}
器官等價劑量之法規限值(註*)(mSv/y/廠址)	0.30	0.30	0.30	0.30

註*：核一廠之廠址有 2 座機組，原始法規限值係限制單一機組，本表格係計算全廠址的劑量影響，故引用法規限值標準為單一廠址，為單一機組之 2 倍。

表 10-5 核一廠 99 年~103 年之各放射性液體排放排放量平均值及其半化期

核種	半化期	99 年	100 年	101 年	102 年	103 年	平均值
一、分裂及活化產物排放量(Bq)							
Ag-110m	249.79 d	1.98×10^6	<MDA	8.23×10^5	<MDA	<MDA	5.61×10^5
Ce-144	284.893 d	2.94×10^5	<MDA	3.10×10^6	<MDA	<MDA	6.79×10^5
Co-58	70.86 d	4.26×10^6	5.19×10^5	9.97×10^6	1.76×10^6	1.09×10^6	3.52×10^6
Co-60	5.2714 y	2.92×10^8	1.31×10^8	2.21×10^8	1.48×10^8	6.77×10^7	1.72×10^8
Cr-51	27.7025 d	5.97×10^5	1.12×10^6	3.75×10^7	8.98×10^4	1.01×10^7	9.89×10^6
Cs-134	2.0648 y	2.83×10^4	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	5.66×10^3
Cs-137	30.07 y	1.80×10^7	2.25×10^7	2.12×10^7	1.30×10^7	2.86×10^7	2.06×10^7
F-18	109.77 min	<MDA	1.39×10^5	1.50×10^8	<MDA	2.02×10^5	3.01×10^7
Fe-55	2.73 y	2.99×10^6	3.03×10^7	1.91×10^7	2.80×10^7	1.91×10^7	1.99×10^7
Fe-59	44.503 d	1.37×10^7	2.18×10^6	1.20×10^7	1.84×10^6	5.40×10^5	6.05×10^6
I-131	8.021 d	8.66×10^4	<MDA	4.01×10^5	<MDA	8.08×10^4	1.14×10^5
I-132	2.295 h	2.91×10^5	<MDA	3.39×10^5	<MDA	<MDA	1.26×10^5
I-133	20.8 h	1.34×10^7	<MDA	7.48×10^6	<MDA	3.60×10^5	4.25×10^6
I-134	52.5 min	<MDA	<MDA	9.55×10^4	<MDA	<MDA	1.91×10^4
Mn-54	312.3 d	2.64×10^8	1.14×10^8	1.55×10^8	9.45×10^7	4.51×10^7	1.35×10^8
Mn-56	2.5785 h	3.84×10^4	<MDA	<MDA	<MDA	4.60×10^4	1.69×10^4
Nb-95	34.975 d	5.74×10^5	2.34×10^5	2.50×10^5	5.08×10^5	1.94×10^5	3.52×10^5
Sr-89	50.53 d	<MDA	<MDA	<MDA	6.08×10^6	6.08×10^6	2.43×10^6
Sr-90	28.79 y	<MDA	<MDA	<MDA	3.60×10^5	3.60×10^5	1.44×10^5
Zr-95	64.02 d	<MDA	<MDA	<MDA	1.28×10^5	7.56×10^4	4.07×10^4
Sb-124	60.20 d	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	6.21×10^3	1.24×10^3
二、溶解及懸浮氣體排放量(Bq)							
Xe-135	9.14 h	1.17×10^6	<MDA	9.72×10^5	<MDA	6.74×10^3	4.30×10^5
三、氚排放量(Bq)							
H-3	12.33 y	1.27×10^{11}	6.81×10^{10}	6.67×10^{10}	2.11×10^{10}	4.48×10^{10}	6.54×10^{10}

表 10-6 除役各階段的預估每年排放至水中的核種活度

核種	半化期	停機過渡階段 $T_2=0$	除役拆廠階段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態偵測階段 $T_2=20$ 年	廠址復原階段 $T_2=23$ 年
Ag-110m	249.79 d	5.61×10^5	1.70×10^2	8.94×10^{-4}	4.28×10^{-5}
Ce-144	284.893 d	6.79×10^5	5.58×10^2	1.31×10^{-2}	9.15×10^{-4}
Co-58	70.86 d	3.52×10^6	1.39×10^{-6}	3.42×10^{-25}	7.63×10^{-30}
Co-60	5.2714 y	1.72×10^8	6.01×10^7	1.24×10^7	8.36×10^6
Cr-51	27.7025 d	9.89×10^6	1.84×10^{-25}	4.67×10^{-73}	5.90×10^{-85}
Cs-134	2.0648 y	5.66×10^3	3.86×10^2	6.87	2.51
Cs-137	30.07 y	2.06×10^7	1.72×10^7	1.30×10^7	1.21×10^7
F-18	109.77 min	3.01×10^7	0	0	0
Fe-55	2.73 y	1.99×10^7	2.61×10^6	1.24×10^5	5.79×10^4
Fe-59	44.503 d	6.05×10^6	1.07×10^{-13}	2.53×10^{-43}	9.91×10^{-51}
I-131	8.021 d	1.14×10^5	2.93×10^{-105}	1.22×10^{-269}	0
I-132	2.29 h	1.26×10^5	0	0	0
I-133	20.8 h	4.25×10^6	0	0	0
I-134	52.5 min	1.91×10^4	0	0	0
Mn-54	312.3 d	1.35×10^8	2.06×10^5	1.24×10^1	1.09
Mn-56	2.5785 h	1.69×10^4	0	0	0
Nb-95	34.975 d	3.52×10^5	2.60×10^{-20}	5.19×10^{-58}	1.95×10^{-67}
Sr-89	50.53 d	2.43×10^6	9.78×10^{-12}	7.88×10^{-38}	2.36×10^{-44}
Sr-90	28.79 y	1.44×10^5	1.19×10^5	8.90×10^4	8.28×10^4
Zr-95	64.02 d	4.07×10^4	7.58×10^{-10}	1.92×10^{-30}	1.37×10^{-35}
Sb-124	60.20 d	1.24×10^3	3.11×10^{-12}	3.89×10^{-34}	1.30×10^{-39}
Xe-135	9.14 h	4.30×10^5	0	0	0
H-3	12.33 y	6.54×10^{10}	4.17×10^{10}	2.13×10^{10}	1.80×10^{10}
TOTAL		6.58×10^{10}	4.18×10^{10}	2.13×10^{10}	1.80×10^{10}

表 10-7 除役各階段放射性液體排放造成關鍵群體之有效劑量

核種造成有效劑量之關鍵曝露途徑	停機過渡階段 $T_2=0$	除役拆廠階段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態偵測階段 $T_2=20$ 年	廠址復原階段 $T_2=23$ 年
年齡群	成人	成人	成人	成人
魚類	2.23×10^{-4}	3.87×10^{-5}	1.34×10^{-5}	1.11×10^{-5}
無脊椎生物	2.35×10^{-4}	5.41×10^{-5}	1.13×10^{-5}	7.84×10^{-6}
海藻	4.21×10^{-6}	7.98×10^{-7}	1.86×10^{-7}	1.34×10^{-7}
海濱遊樂	5.99×10^{-3}	2.00×10^{-3}	4.13×10^{-4}	2.79×10^{-4}
游泳	1.62×10^{-6}	4.40×10^{-7}	9.10×10^{-8}	6.13×10^{-8}
合計 (mSv/y/廠址)	6.45×10^{-3}	2.09×10^{-3}	4.38×10^{-4}	2.98×10^{-4}
有效劑量之年設計限值 (mSv/y/廠址) (註*)	0.06	0.06	0.06	0.06

註*：核一廠之廠址有 2 座機組，原始法規限值係限制單一機組，本表格係計算全廠址的劑量影響，故引用法規限值標準為單一廠址，為單一機組之 2 倍。

表 10-8 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

核種造成器官等價劑量之關鍵曝露途徑	停機過渡階段 $T_2=0$	除役拆廠階段 $T_2=8$ 年	廠址最終狀態偵測階段 $T_2=20$ 年	廠址復原階段 $T_2=23$ 年
年齡群	成人	成人	成人	成人
最大等價劑量之器官	骨表面	骨表面	皮膚	皮膚
魚類	1.84×10^{-4}	3.21×10^{-5}	8.89×10^{-6}	7.77×10^{-6}
無脊椎生物	1.81×10^{-4}	3.79×10^{-5}	4.74×10^{-6}	3.40×10^{-6}
海藻	3.09×10^{-6}	4.94×10^{-7}	8.54×10^{-8}	6.44×10^{-8}
海濱遊樂	8.12×10^{-3}	2.70×10^{-3}	6.12×10^{-4}	4.42×10^{-4}
游泳	2.48×10^{-6}	6.62×10^{-7}	1.13×10^{-7}	7.70×10^{-8}
合計 (mSv/y/廠址)	8.49×10^{-3}	2.77×10^{-3}	6.26×10^{-4}	4.54×10^{-4}
器官等價劑量之法規限值 (mSv/y/廠址) (註*)	0.2	0.2	0.2	0.2

註*：核一廠之廠址有 2 座機組，原始法規限值係限制單一機組，本表格係計算全廠址的劑量影響，故引用法規限值標準為單一廠址，為單一機組之 2 倍。

表 10-9 各種低放射性廢棄物貯存容器之基本資料

項目 容器	3 m ³ 鋼箱	7 m ³ 鋼箱	B-25 鋼箱	55 加侖桶	20 ft 半高貨櫃
長/直徑 (mm)	1,720 +2,080 (overpack)	2,847	1,855	570	6,100
寬 (mm)	1,720+2,080 (overpack)	2,197	1,194		2,438
高 (mm)	1,245+1,675 (overpack)	1,090	1,118	890	1,200
除役容器數量需求	840	300	1,495	17,931	325
表面最大劑量率 (mSv/h)	< 10	< 10	< 20	< 200	< 2
TI (mSv/h)	< 1.00 x 10 ⁻³	< 1.00 x 10 ⁻³	< 2.00 x 10 ⁻³	< 2.00 x 10 ⁻²	< 2.00 x 10 ⁻⁴

表 10-10 各種低放射性廢棄物貯存容器於每單次運送對最近廠界處之劑量評估結果

低放射性廢棄物 貯存容器	每單次運送對最近廠界處 (平均距離 250m)之劑量評估(mSv)
3 m ³ 鋼箱	3.04 x 10 ⁻⁵
7 m ³ 鋼箱	3.04 x 10 ⁻⁵
B-25 鋼箱	6.08 x 10 ⁻⁵
55 加侖桶	6.08 x 10 ⁻⁴
20 ft 半高貨櫃	6.08 x 10 ⁻⁶

表 10-11 一號低放射性廢棄物貯存庫對 TLD 佈點編號 106 位置之劑量評估結果

貯存量	直接輻射 (mSv/y)	向天輻射 (mSv/y)	合計 (mSv/y)	劑量限值 (mSv/y)
20,074 桶 (97 年十年再評估結果)	4.31 x 10 ⁻²	3.58 x 10 ⁻³	4.67 x 10 ⁻²	0.05
20,439 桶 (至 104 年 6 底之貯存量)	4.45 x 10 ⁻²	3.70 x 10 ⁻³	4.82 x 10 ⁻²	0.05

表 10-12 二號低放射性廢棄物貯存庫於正常運轉時對廠界民眾劑量之評估結果

廠界位置點 ^{註 1}	直接輻射 (mSv/y)	向天輻射 (mSv/y)	合計 (mSv/y)	劑量限值 (mSv/y)
出水口與緊急泵室之間的 淡金公路上	1.057×10^{-5}	1.746×10^{-6}	1.232×10^{-5}	0.05
靠近二號低放射性廢棄物 貯存庫之西南端 廠界處(450 m)	4.467×10^{-4}	5.669×10^{-5}	5.034×10^{-4}	0.05
靠近一號低放射性廢棄物 貯存庫之南端廠界處 (TLD 佈點編號 106 位置)	8.657×10^{-5}	2.488×10^{-5}	1.115×10^{-4}	0.05

註 1：廠界位置點分別為本公司 95 年核准之「第一核能發電廠二號低放射性廢棄物貯存庫」安全分析報告之偵測點 26、27 及 28。

表 10-13 核一廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉規劃時程

設施	停機過 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
第一期用過核子燃料乾式貯存設施	既有設施			
第二期用過核子燃料乾式貯存設施		✓	✓	✓
一號低放射性廢棄物貯存庫	既有設施			
二號低放射性廢棄物貯存庫	既有設施			
新建低放射性廢棄物貯存庫		✓	✓	✓
玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施			✓	✓
用過核子燃料再取出設施		✓	✓	✓
熱處理設施廠房 (低放射性廢棄物超高壓設備與濕式氧化設施)		✓	✓	✓
待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場		✓	✓	

表 10-14 核一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 TLD 佈點編號 106 位置之 劑量影響評估(mSv/y)			
	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
第一期用過核子燃料乾式貯存設施	2.66×10^{-2}	2.66×10^{-2}	2.66×10^{-2}	2.66×10^{-2}
第二期用過核子燃料乾式貯存設施	-	2.95×10^{-2}	2.95×10^{-2}	2.95×10^{-2}
一號低放射性廢棄物貯存庫 (含廢樹脂濕式氧化設施)	4.82×10^{-2}	4.82×10^{-2}	4.82×10^{-2}	4.82×10^{-2}
二號低放射性廢棄物貯存庫	1.12×10^{-4}	1.12×10^{-4}	1.12×10^{-4}	1.12×10^{-4}
新建低放射性廢棄物貯存庫	-	1.18×10^{-5}	1.18×10^{-5}	1.18×10^{-5}
玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施	-	-	1.82×10^{-3}	1.82×10^{-3}
用過核子燃料再取出設施	-	1.80×10^{-5}	1.80×10^{-5}	1.80×10^{-5}
熱處理設施廠房 (低放射性廢棄物超高壓壓縮機 及廢樹脂濕式氧化設施或焚化爐)	2.38×10^{-5}	2.38×10^{-5}	2.38×10^{-5}	2.38×10^{-5}
待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場	-	忽略不計	忽略不計	-
合計	7.49×10^{-2}	1.04×10^{-1}	1.06×10^{-1}	1.06×10^{-1}

表 10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整(mSv/y)

除役各階段	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
放射性廢氣排放	2.85×10^{-4}	7.59×10^{-5}	3.93×10^{-5}	3.38×10^{-5}
放射性廢液排放	6.45×10^{-3}	2.09×10^{-3}	4.38×10^{-4}	2.98×10^{-4}
低放射性廢棄物廠內運送	-	2.15×10^{-2}	-	-
處理與貯存設施運轉	7.49×10^{-2}	1.04×10^{-1}	1.06×10^{-1}	1.06×10^{-1}
合計	8.16×10^{-2}	1.28×10^{-1}	1.06×10^{-1}	1.06×10^{-1}

表 10-16 核一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 10-17 核一廠各輻射區域之特性調查空間劑量率

區域	空間劑量率 (mSv/h)	劑量率中位數 (mSv/h)	區域	空間劑量率 (mSv/h)	劑量率中位數 (mSv/h)
一號機汽機廠房 17.25'	0.00009 ~ 0.018	0.0018	二號機反應器廠房 TORUS_-0.83' & 17.33	0.0008 ~ 3.5	0.3
一號機汽機廠房 39.83'	0.0001 ~ 0.0055	0.00032	二號機反應器廠房 39.83'	0.0035 ~ 0.105	0.01
一號機汽機廠房 73.83'	0.00012 ~ 0.013	0.0002	二號機反應器廠房 67.33'	0.00036 ~ 5	0.0165
一號機反應器廠房 TORUS_-0.83' & 17.33	0.00018 ~ 0.65	0.0925	二號機反應器廠房 95.00'	0.00076 ~ 70	0.12
一號機反應器廠房 39.83'	0.0006 ~ 0.11	0.0071	二號機反應器廠房 110.00'	0.00018 ~ 1.8	0.012
一號機反應器廠房 67.33'	0.0016 ~ 2.2	0.00685	二號機反應器廠房 137.00'	0.0039 ~ 0.24	0.07
一號機反應器廠房 95.00'	0.001 ~ 11.7	0.084	二號機廢料廠房 -0.83'	0.0006 ~ 1.7	0.035
一號機反應器廠房 110.00'	0.00049 ~ 1.2	0.007	二號機廢料廠房 17.33'	0.0003 ~ 10	0.0475
一號機反應器廠房 137.00'	0.0007 ~ 0.06	0.006	二號機廢料廠房 39.83'	0.0001 ~ 0.71	0.0055
一號機廢料廠房 -0.83'	0.0002 ~ 0.56	0.0415	二號機廢料廠房 56.83'	0.00022 ~ 2	0.00235
一號機廢料廠房 17.33'	0.00057 ~ 30	0.056	二號機廢料廠房 78.83'	0.00016 ~ 3.5	0.008
一號機廢料廠房 39.83'	0.00046 ~ 0.4	0.00996	二號機聯合廠房 -0.83'	0.00012 ~ 0.0015	0.000285
一號機廢料廠房 56.83'	0.0004 ~ 1.4	0.0098	二號機聯合廠房 17.33'	0.000123 ~ 0.0058	0.000435
一號機廢料廠房 78.83'	0.0003 ~ 1.2	0.02175	二號機聯合廠房 39.83'	0.0001 ~ 0.018	0.00023
一號機聯合廠房 -0.83'	0.00012 ~ 0.0049	0.0026	二號機乾井	0.055 ~ 50	1.4
一號機聯合廠房 17.33'	0.0001 ~ 0.0066	0.00041	二號機聯合廠房其餘管制區	0.0001 ~ 0.0002	0.0001
一號機聯合廠房 39.83'	0.0001 ~ 0.0071	0.000245	二號機新寒水機房	0.00001 ~ 0.001	0.00025
一號機乾井	0.00024 ~ 10	1	煙囪與煙道	0.00010 ~ 0.12	0.000165
一號機聯合廠房其餘管制區	0.0001 ~ 0.00015	0.000115	放射試驗室(含廢水池)	0.00007 ~ 0.00058	0.00016
二號機汽機廠房 17.25'	0.00001 ~ 0.8	0.0007	洗衣廠房	0.00008 ~ 0.00153	0.0007
二號機汽機廠房 39.83'	0.00003 ~ 0.007	0.00045	氫氣產生暨廢氣處理廠房	0.00007 ~ 0.09	0.00025
二號機汽機廠房 73.83'	0.00006 ~ 0.0095	0.00026	放射性物料貯存庫(低放或解除管制標準以下)	0.00004 ~ 0.00121	0.040605
			熱處理設施廠房	0.00011 ~ 0.0082	0.00016

表 10-18 停機過渡階段造成工作人員接受到輻射曝露的工作分析表

工作 編碼	工作名稱	管制區 作業	直接接觸 放射性組 件	體外曝露	體內曝露 (空浮)
1	停機過渡階段	-	-	-	-
1.1	除役規劃準備	-	-	-	-
1.1.1	除役工程顧問採購	X	X	X	X
1.1.2	除役工程規劃	X	X	X	X
1.1.3	除役承包商採購	X	X	X	X
1.1.4	主管機關核備作業	X	X	X	X
1.2	廠房與場地準備	-	-	-	-
1.2.1	現場準備	X	X	X	X
1.2.2	設施停止運轉	O	X	O	X
1.2.3	用過核子燃料移出	O	X	O	X
1.2.4	廠址特性調查	O	X	O	X
1.2.5	拆除前除污	O	X	O	X
1.2.6	反應器壓力槽及其內部 組件拆解準備	O	X	O	X
1.3	放射性廢棄物管理準備	-	-	-	-
1.3.1	放射性廢棄物管理設施 準備與建造	X	X	X	X

表 10-19 停機過渡階段所需之人力工時及集體劑量分析表

工作 編碼	工作名稱	劑量率 (mSv/h)	人時 (man-h)	除 污 因 子	屏 蔽 因 素	衰 變 因 素	集體劑量 (man-mSv)
1.2.2	設施停止運轉						
1.2.2.1	機組停機與檢查	4.141×10^{-2}	153.32	-	-	-	6.349
1.2.2.2	停止運轉系統洩水	4.141×10^{-2}	122.68	-	-	-	5.080
1.2.2.3	停止運轉系統電力設備 隔離	4.141×10^{-2}	30.68	-	-	-	1.270
1.2.2.4	設施再利用調查	4.141×10^{-2}	153.32	-	-	-	6.349
1.2.3	用過核子燃料移出	3.300×10^{-2}	3,440.00	-	-	-	1.135×10^2
1.2.4	廠址特性調查						
1.2.4.1	反應器壓力槽及其內部組 件特性調查	2.203×10^{-1}	613.27	-	-	-	1.351×10^2
1.2.4.2	其他區域放射性與 特性調查	9.196×10^{-2}	613.27	-	-	-	5.640×10^1
1.2.4.3	桶槽放射性特性盤存	9.196×10^{-2}	613.27	-	-	-	5.640×10^1
1.2.5	拆除前除污						
1.2.5.1	一次系統除污	1.604×10^{-1}	2,868.93	-	-	-	4.602×10^2
1.2.5.2	其他系統初步除污	1.604×10^{-1}	1,870.91	-	-	-	3.001×10^2
1.2.5.3	廠房初步除污	1.604×10^{-1}	623.39	-	-	-	9.999×10^1
1.2.5.4	系統液體清除	1.604×10^{-1}	499.01	-	-	-	8.004×10^1
1.2.5.5	可燃物質清除	4.141×10^{-2}	499.01	-	-	-	2.066×10^1
1.2.5.6	其他設施運轉廢棄物清除	4.141×10^{-2}	998.02	-	-	-	4.133×10^1
1.2.6	反應器壓力槽及其內部組 件拆解準備	3.800×10^{-2}	1,840.00	5	-	-	1.398×10^1
合計			1.494×10^4				1.397×10^3

表 10-20 除役拆廠階段造成工作人員接受到輻射曝露的工作分析表

工作 編碼	工作名稱	管制區 作業	直接操作放射 性組件	體外 曝露	體內曝露 (空浮)
2	除役拆廠階段	-	-	-	-
2.1	除役規劃準備	-	-	-	-
2.1.1	通用設備與材料採購	X	X	X	X
2.2	廠房與場地準備	-	-	-	-
2.2.1	現場準備	X	X	X	X
2.3	放射性廢棄物管理準備	-	-	-	-
2.3.1	放射性廢棄物管理設施建造	X	X	X	X
2.3.2	放射性廢棄物管理設施運轉	X	X	X	X
2.4	用過核子燃料移置	-	-	-	-
2.4.1	用過核子燃料移置準備	O	X	O	X
2.4.2	用過核子燃料池內用過核子燃料移置	O	X	O	X
2.4.3	用過核子燃料池內其他廢棄物移置	O	X	O	X
2.5	拆解與拆除	-	-	-	-
2.5.1	除役需求系統調整	O	X	O	X
2.5.2	放射性廢棄物管理區域準備	O	X	O	X
2.5.3	汽機廠房設備拆解第一期	O	O	O	O
2.5.4	聯合結構廠房設備拆解第一期	O	X	O	X
2.5.5	聯合結構廠房設備拆解第二期	O	O	O	O
2.5.6	聯合結構廠房活化污染混凝土拆解	O	O	O	O
2.5.7	汽機廠房設備拆解第二期	O	O	O	O
2.5.8	其他輻射作業廠房設備及污染混凝土拆除	O	O	O	O
2.5.9	其他非輻射廠房設備拆解	X	X	X	X
2.5.10	低放射性廢棄物處理	O	O	O	O

表 10-21 核一廠放射性廢棄物存放規劃

項目/容器	提籃+ 3 m ³ 鋼箱+外箱	7m ³ 鋼箱	B-25 鋼 箱	20 ft 半 高貨櫃	55 加侖 桶
除役容器數量需求	840	300	1,495	325	17,931
規劃放入二號低放射性 廢棄物貯存庫	0	0	0	0	17,931
新建低放射性廢棄物貯存庫 空間需求	840	300	1,495	325	0
表面最大劑量率 (用以作為劑量評估)(mSv/h)	10	10	20	2	20

表 10-22 放射性廢棄物廠內工作人員集體劑量評估

	5 m 推估 最高劑量 率(mSv/h)	數量/批	總批數	每批作業 人時 (man-h)	集體劑量 (man-mSv)
3m ³ 鋼箱(A1)	3.00×10^{-2}	1	840	1	2.52×10^1
7m ³ 鋼箱	5.29×10^{-1}	1	300	1	1.59×10^2
B-25 鋼箱	2.83×10^{-1}	4	374	1	4.23×10^2
55 加侖桶	6.92×10^{-2}	3	5,977	1	1.24×10^3
20 ft 半高貨櫃	1.12×10^{-1}	1	325	1	3.64×10^1
合計					1.88×10^3

表 10-23 低放射性廢棄物接收作業集體劑量評估

容器類型	廢棄物桶 表面劑量 率範圍 (mSv/h)	廢棄物 桶表面 劑量率 (mSv/h)	² 人員接 受之劑 量率 (mSv/h)	每批作業 人時	桶數/批	批次	工作人員 集體劑量 (man-mSv)
二號低放射性廢棄物貯存庫							
55 加侖桶	<200	20 ¹	0.02	1	3	5,977	3.59 x 10 ²
三號低放射性廢棄物貯存庫							
3 m ³ 鋼箱	<10	10	0.01	1	1	840	8.40
7m ³ 鋼箱	<10	10	0.01	1	1	300	3.00
B-25 鋼箱	<20	20	0.02	1	4	374	2.99 x 10 ¹
20 ft 半高貨櫃	<2	2	0.002	1	1	325	6.50 x 10 ⁻¹
共計							4.01 x 10 ²

註：

1. 參考核一廠例行實際裝載廢棄物之 55 加侖桶劑量率進行保守假設表面劑量率 20 mSv/h
2. 考量距離及堆高機屏蔽之輻射劑量率抑減效果，故假設人員接受之劑量率為廢棄物表面劑量率 1/1,000。

表 10-24 除役拆廠階段所需之人力工時及集體劑量分析表

工作編碼	工作名稱	劑量率 (mSv/h)	人時 (man-h)	除污 因子	屏蔽 因素	衰變 因素	工作集體劑量 (man-mSv)
2.4.1	用過核子燃料移置準備 ^{註1}	-	-	-	-	-	2.813 x 10 ³
2.4.2	用過核子燃料池內用過核子燃料移置 ^{註1}						
2.4.3	用過核子燃料池內其他廢棄物移置 ^{註1}	3.800 x 10 ⁻²	460.00	5	-	0.349	1.220
2.5.1	除役需求系統調整						
2.5.1.1	電力系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	312.98	5	-	0.349	9.046 x 10 ⁻¹
2.5.1.2	通風空調系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	469.58	5	-	0.349	1.357
2.5.1.3	火災警報系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	125.28	5	-	0.349	3.621 x 10 ⁻¹
2.5.1.4	壓縮空氣系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	125.28	5	-	0.349	3.621 x 10 ⁻¹
2.5.1.5	除污供水系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	125.28	5	-	0.349	3.621 x 10 ⁻¹
2.5.1.6	液體廢棄物處理系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	156.60	5	-	0.349	4.526 x 10 ⁻¹
2.5.1.7	天車、電梯與其他升降設備調整建置	4.141 x 10 ⁻²	719.93	5	-	0.349	2.081
2.5.1.8	警報與警示系統調整建置	4.141 x 10 ⁻²	125.28	5	-	0.349	3.621 x 10 ⁻¹
2.5.2	放射性廢棄物管理區域準備						
2.5.2.1	汽機廠房放射性廢棄物處理間	3.075 x 10 ⁻⁴	153.32	5	-	0.349	3.291 x 10 ⁻³
2.5.2.2	聯合廠房放射性廢棄物處理間	1.631 x 10 ⁻²	153.32	5	-	0.349	1.745 x 10 ⁻¹
2.5.2.3	廠區內部運送準備	4.141 x 10 ⁻²	153.32	5	-	0.349	4.432 x 10 ⁻¹
2.5.3	汽機廠房設備拆解第一期						
2.5.3.1	汽輪機組	1.000 x 10 ⁻²	32,000.00	5	-	0.349	2.234 x 10 ¹
2.5.4	聯合結構廠房設備拆解第一期						
2.5.4.1	反應器內部組件	-	-	-	-	-	-

工作編碼	工作名稱	劑量率 (mSv/h)	人時 (man-h)	除污 因子	屏蔽 因素	衰變 因素	工作集體劑量 (man-mSv)
	上部內部組件	2.000×10^{-2}	8,076.80	-	-	-	1.615×10^2
	下部內部組件	1.000×10^{-1}	8,076.80	-	-	-	8.077×10^2
	內部組件運送	5.000×10^{-2}	4,038.40	-	-	-	2.019×10^2
2.5.4.2	反應器壓力槽	-	-	-	-	-	-
	上部壓力槽	2.000×10^{-2}	5,964.80	-	-	-	1.193×10^2
	下部壓力槽	1.000×10^{-1}	5,964.80	-	-	-	5.965×10^2
	壓力槽運送	5.000×10^{-2}	2,982.40	-	-	-	1.491×10^2
2.5.5	聯合結構廠房設備拆解第二期						
房間準備工作包	1F	5.506×10^{-3}	424.52	5	-	0.349	1.632×10^{-1}
	2F	8.875×10^{-3}	92.11	5	-	0.349	5.706×10^{-2}
	3F	5.844×10^{-2}	117.73	5	-	0.349	4.802×10^{-1}
	4F	9.500×10^{-3}	68.63	5	-	0.349	4.551×10^{-2}
	5F	3.800×10^{-2}	10.57	5	-	0.349	2.804×10^{-2}
	B1	8.073×10^{-2}	634.37	5	-	0.349	3.575
	B2	8.073×10^{-2}	444.06	5	-	0.349	2.502
程序管線與設備 工作包	1F	2.000	8,945.34	5	0.5	0.349	6.244×10^2
	2F	1.500×10^1	1,940.86	5	0.5	0.349	1.016×10^3
	3F	1.170×10^1	2,480.83	5	0.5	0.349	1.013×10^3
	4F	1.800	1,446.21	5	0.5	0.349	9.085×10^1
	5F	1.500×10^1	222.78	5	0.5	0.349	1.166×10^2
	B1	1.000×10^1	13,367.04	5	0.5	0.349	4.665×10^3

工作編碼	工作名稱	劑量率 (mSv/h)	人時 (man-h)	除污 因子	屏蔽 因素	衰變 因素	工作集體劑量 (man-mSv)
	B2	1.800	9,356.93	5	0.5	0.349	5.878×10^2
結構與各種鋼材 工作包	1F	5.506×10^{-3}	7,686.93	5	-	0.349	2.954
	2F	8.875×10^{-3}	1,667.83	5	-	0.349	1.033
	3F	5.844×10^{-2}	2,131.83	5	-	0.349	8.696
	4F	9.500×10^{-3}	1,242.76	5	-	0.349	8.241×10^{-1}
	5F	3.800×10^{-2}	191.44	5	-	0.349	5.078×10^{-1}
	B1	8.073×10^{-2}	11,486.59	5	-	0.349	6.473×10^1
	B2	8.073×10^{-2}	8,040.61	5	-	0.349	4.531×10^1
空氣處理系統工作包	1F	5.506×10^{-3}	3,153.61	5	-	0.349	1.212
	2F	8.875×10^{-3}	684.24	5	-	0.349	4.239×10^{-1}
	3F	5.844×10^{-2}	874.60	5	-	0.349	3.568
	4F	9.500×10^{-3}	509.85	5	-	0.349	3.381×10^{-1}
	5F	3.800×10^{-2}	78.54	5	-	0.349	2.083×10^{-1}
	B1	8.073×10^{-2}	4,712.45	5	-	0.349	2.655×10^1
	B2	8.073×10^{-2}	3,298.71	5	-	0.349	1.859×10^1
電氣設備與電纜 工作包	1F	5.506×10^{-3}	12,098.96	5	-	0.349	4.650
	2F	8.875×10^{-3}	2,625.10	5	-	0.349	1.626
	3F	5.844×10^{-2}	3,355.43	5	-	0.349	1.369×10^1
	4F	9.500×10^{-3}	1,956.06	5	-	0.349	1.297
	5F	3.800×10^{-2}	301.32	5	-	0.349	7.992×10^{-1}
	B1	8.073×10^{-2}	18,079.49	5	-	0.349	1.019×10^2

工作編碼	工作名稱	劑量率 (mSv/h)	人時 (man-h)	除污 因子	屏蔽 因素	衰變 因素	工作集體劑量 (man-mSv)
	B2	8.073×10^{-2}	12,655.64	5	-	0.349	7.131×10^1
2.5.6	聯合結構廠房活化污染混凝土拆解						
2.5.6.1	生物屏蔽	3.800×10^{-2}	4,000.00	5	-	0.349	1.061×10^1
2.5.6.2	反應器圍阻體	3.800×10^{-2}	4,000.00	5	-	0.349	1.061×10^1
2.5.6.3	其他受污染混凝土	1.076×10^{-1}	4,000.00	5	-	0.349	3.004×10^1
2.5.7	汽機廠房設備拆解第二期						
房間準備工作包	1F	3.850×10^{-4}	256.00	5	-	0.349	6.879×10^{-3}
	2F	2.300×10^{-4}	12.80	5	-	0.349	2.055×10^{-4}
	B1	1.250×10^{-3}	371.20	5	-	0.349	3.239×10^{-2}
程序管線與設備 工作包	1F	7.000×10^{-3}	3,456.00	5	-	0.349	1.689
	2F	1.800×10^{-2}	172.80	5	-	0.349	2.171×10^{-1}
	B1	8.000×10^{-1}	5,011.20	5	-	0.349	2.798×10^2
結構與各種鋼材 工作包	1F	3.850×10^{-4}	1,760.00	5	-	0.349	4.730×10^{-2}
	2F	2.300×10^{-4}	88.00	5		0.349	1.413×10^{-3}
	B1	1.250×10^{-3}	2,552.00	5	-	0.349	2.227×10^{-1}
空氣處理系統工作包	1F	3.850×10^{-4}	992.00	5	-	0.349	2.666×10^{-2}
	2F	2.300×10^{-4}	49.60	5	-	0.349	7.963×10^{-4}
	B1	1.250×10^{-3}	1,438.40	5	-	0.349	1.255×10^{-1}
電氣設備與電纜 工作包	1F	3.850×10^{-4}	2,176.00	5	-	0.349	5.848×10^{-2}
	2F	2.300×10^{-4}	108.80	5	-	0.349	1.747×10^{-3}
	B1	1.250×10^{-3}	3,155.20	5	-	0.349	2.753×10^{-1}

工作編碼	工作名稱	劑量率 (mSv/h)	人時 (man-h)	除污 因子	屏蔽 因素	衰變 因素	工作集體劑量 (man-mSv)
2.5.8	其他輻射作業廠房設備及污染混凝土 拆除	5.296×10^{-3}	255.20	5	-	0.349	9.434×10^{-2}
2.5.9	低放射性廢棄物處理						
	廠房內作業	-	7,816	-	-	-	1.88×10^3
	運送作業	2.000×10^{-2}	4,553	-	-	-	9.105×10^1
	接收作業	-	7,816	-	-	-	4.006×10^2
合計			2.606×10^5				1.608×10^4

註 1：工作項目：用過核子燃料移置(2.4)項下的工作細項，此部分工作人員集體劑量將個別計入用過核子燃料乾式貯存設施運轉專案計畫中。

表 10-25 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

除役各階段	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態 偵測階段	廠址復原 階段
工作人員總人時 (man-h)	1.49×10^4	2.61×10^5	---	---
工作人員集體劑量 (man-mSv)	1.40×10^3	1.61×10^4	環境背景值 變動範圍	環境背景值 變動範圍

表 10-26 除役對工作人員集體劑量分析表(不包含用過核子燃料處置作業)

工作項目	人時(man-h)	集體劑量(man-mSv)
設施停止運轉 (工作代碼 1.2.2)	460	1.91×10^1
用過核子燃料移出 (工作代碼 1.2.3)	3,440	1.14×10^2
廠址特性調查 (工作代碼 1.2.4)	1,840	2.48×10^2
拆除前除污 (工作代碼 1.2.5)	7,360	1.00×10^3
反應器壓力槽及內部組件拆解準備 (工作代碼 1.2.6)	1,840	1.40×10^1
除役需求系統調整 (工作編碼 2.5.1)	2,160	6.24
放射性廢棄物處理區域準備 (工作編碼 2.5.2)	460	6.21×10^{-1}
汽機廠房設備拆解第一期 (工作編碼 2.5.3)	32,000	2.23×10^1
聯合結構廠房設備拆解第一期 (工作編碼 2.5.4)	35,100	2.04×10^3
聯合結構廠房設備拆解第二期 (工作編碼 2.5.5)	136,000	8.49×10^3
聯合結構廠房活化污染混凝土拆解 (工作編碼 2.5.6)	12,000	5.13×10^1
汽機廠房設備拆解第二期 (工作編碼 2.5.7)	21,600	2.83×10^2
其他輻射作業廠房設備及污染混凝土拆除 (工作編碼 2.5.8)	255	9.43×10^{-2}
低放射性廢棄物處理(工作編碼 2.5.9)	20,185	2.376×10^3

表 10-27 除役期間相關放射性廢棄物處理與貯存設施對工作人員集體劑量之評估
分析表

處理與貯存設施	工作人員輻射劑量評估(man-mSv)				
	停機過渡 階段	除役拆廠 階段	廠址最終狀 態偵測階段	廠址復原 階段	合計
高放射性廢棄物					
第一期用過核子燃料乾式貯存設施	1.40	2.10	5.25×10^{-1}	3.50×10^{-1}	4.38
第二期用過核子燃料乾式貯存設施	-	7.84	1.96	1.31	1.11×10^1
玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施	-	-	6.00	4.00	1.00×10^1
用過核子燃料再取出設施 ^{註 1}	-	1.80×10^1	6.00	4.00	2.80×10^1
低放射性廢棄物					
一號低放射性廢棄物貯存庫	1.60×10^1	2.40×10^1	6.00	4.00	5.00×10^1
二號低放射性廢棄物貯存庫	1.60×10^1	2.40×10^1	6.00	4.00	5.00×10^1
新建低放射性廢棄物貯存庫	-	2.40×10^1	6.00	4.00	3.40×10^1
熱處理設施廠房(低放射性廢棄物超 高壓設備與濕式氧化設施)	-	2.40×10^1	6.00	4.00	3.40×10^1
其他					
待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土 塊分離場	-	忽略不計	忽略不計	-	-

註 1：假設只有執行一次用過核子燃料再取出作業

表 10-28 核一廠地區管制劃分標準

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。	$< 5 \mu\text{Sv/h}$ 附著性污染： α 污染 $<1 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ ， β/γ 污染 $<2 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 固著性污染：在距離 1 cm 處，其深部等效劑量率應維持在高於背景值每小時 0.001 mSv 以內。
管 制 區	(非示警區)	
	$< 0.05 \text{ mSv/h}$ $\alpha < 1 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ ， $\beta/\gamma < 10 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$	
	示 警 區	輻射區
		$\geq 0.05 \text{ mSv/h}$ ， $<1 \text{ mSv/h}$ (以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果為準)
		高輻射區
		$\geq 1 \text{ mSv/h}$ (以距離輻射源或其表面 30 cm 之偵測結果為準)
		極高輻射區
		$\geq 5 \text{ Gy/h}$ (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
		$\geq 30 \% \text{ DAC}$
	示 警 區	污染區
		$\alpha \geq 1 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ $\beta/\gamma \geq 10 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$
		高污染區
		$\alpha \geq 37 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ $\beta/\gamma \geq 370 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$
	示 警 區	放射性物質區
		> 10 倍 美國聯邦法規 10 CFR 20 附錄 C-放射性物質應標示之量。

表 10-29 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	精確度
中子輻射偵測器	ASP-2	三氟化硼中子偵測器	10 $\mu\text{Sv/h}$	$\pm 15\%$
加馬輻射偵測器	Tellectector6112	蓋革偵檢器	1 $\mu\text{Sv/h}$	$\pm 15\%$
加馬輻射偵測器	RadEye PRD	碘化鈉(鉍)偵檢器	0.05 $\mu\text{Sv/h}$	$\pm 15\%$
加馬輻射偵測器	FH40	蓋革偵檢器	0.18 $\mu\text{Sv/h}$	$\pm 15\%$
α 、 β 污染偵測計測系統	LB4100	比例型低背景計測器	α 0.14 Bq β 1.0 Bq	$\pm 15\%$
連續式空氣監測器	AMS, 333-2	餅型蓋革偵檢器	β 10 cpm	$\pm 15\%$
區域輻射監測器	820A	蓋革偵檢器	1 $\mu\text{Sv/h}$	$\pm 15\%$
說明：精確度為符合美國國家標準 ANSI 規定。				

表 10-30 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	精確度
門型人員污染偵測儀	CANBERRA 2250	碘化鈉偵測器	^{137}Cs 約 0.2 kBq ^{60}Co 約 0.2 kBq	$\pm 15\%$
熱發光人員劑量計讀儀	UD7167900M	光電倍增管	0.07 mSv	$\pm 15\%$
熱發光人員劑量計	UD-802	——	0.01 mSv	$\pm 15\%$
個人電子劑量計(PD)	DMC-2000S	固態 Si 半導體偵檢器	1 μSv	$\pm 15\%$
說明：精確度為符合美國國家標準 ANSI 規定。				

表 10-31 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。	
	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。	1.本基準為「核能電廠安全績效指標 (PI)」項目。 2.在完成超曝露申請，則改以申請核准之劑量值作為日行政曝露限值。
	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	

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
			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。	
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(如表10-52)。
	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(如表10-52)。
	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(如表9-2)。
	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	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	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

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
		種	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，應調查原因妥為因應，並留存紀錄備查。	(如表 9-2)。
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)	1.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。 2.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。	1.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。 2.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
	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： 1.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	

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
			善辦法等項目。 2.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。	進行進一步措施；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，依本廠相關作業程序執行。
	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： 1.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。 2.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： 1.2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、輻射安全管理。	

項目	基準類別	基準水平	應採行動	備註
			及必要之防護措施。	
4. 環境試樣 放射性分 析之行動 基準	紀錄基準	1.依環境輻射監測 規範中之規定。 2.如表 10-53。	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 10-32 台灣電力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	—	—	—
銮-95	MDA	1.5×10^1	6.0×10^2	2.0×10^3	MDA	—	—	—	MDA	—	—	—
銩-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	—	—	—
銻-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
銻-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
鉍-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。

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。

5.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。

附錄 10.A 核一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	≤1 歲	1-2 歲	2-7 歲	7-12 歲	12-17 歲	>17 歲	≤1 歲	1-2 歲	2-7 歲	7-12 歲	12-17 歲	>17 歲
呼吸量 (m ³ /y)	1,400	1,400	3,700	3,700	8,000	8,000	1,400	1,400	3,700	3,700	8,000	8,000
農作物 (kg/ y)	33.18	80.63	119.40	140.85	173.52	230.99	14.06	29.14	43.50	60.08	67.57	79.84
葉菜 (kg/ y)	23.99	48.61	56.1	72.88	104.06	125.51	9.58	16.16	22.82	34.53	39.56	44.42
奶類 (kg/ y)	394.63	278.44	282.9	168.38	129.14	141.84	97.49	87.09	64.21	43.4	41.93	30.96
肉類 (kg/ y)	8.07	28.88	43.42	49.51	55.95	65.9	5.12	10.24	18.21	24.9	27.07	27.74

註：1.原始數據為 102 年委託世新大學完成之「台灣南北部居民生活環境與飲食習慣調查」，適用期間為 102 年至 106 年。

2.依上述調查，葉菜、根菜、水果、稻米、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，另須考量市場稀釋因子進行修正。核一廠 30 公里範圍內無畜牧業發展，奶類市場稀釋因子取為 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、茶葉及肉類之市場稀釋因子分別取為 0.3、0.543、0.217、0.045、0.680、0.143 及 0.018。

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。

附錄 10.B 核一廠廢水排放途徑民眾劑量評估使用量因子

使用量因子	關鍵群體(97.5 th 百分位數)						民眾(平均值)					
年齡群	≤1 歲	1-2 歲	2-7 歲	7-12 歲	12-17 歲	>17 歲	≤1 歲	1-2 歲	2-7 歲	7-12 歲	12-17 歲	>17 歲
魚類 (kg/y)	10.37	22.9	39.51	53.41	72.45	64.29	4.8	7.92	14.13	19.85	23.53	25.09
無脊椎類 (kg/y)	4.26	5.98	17.4	20.08	22.01	23.51	1.82	2.16	6.67	9.03	9.42	9.55
海菜 (kg/y)	3.13	3.21	7.79	10.35	10.42	10.96	1.1	1.15	2.62	4.2	3.67	3.79
沙灘停留 (h/y)	0	0	52	52	78	856	0	0	30.33	37.6	39.00	53.2
游泳 (h/y)	0	0	0	26.00	74.10	150.8	0	0	0	26.00	39.00	46.91
划船 (h/y)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

註：1.原始數據為 102 年委託世新大學完成之「台灣北部居民生活環境與飲食習慣調查」。

2.依上述調查，魚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 0.358、0.193 及 0.006。

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 97.5th 百分位數，其他年齡層則選擇居民沙灘停留時間分佈之 97.5th 百分位數。

4.游泳：關鍵群體使用量因子均為居民游泳時間分佈之 97.5th 百分位數；民眾平均使用量因子，取居民游泳時間之平均值。

5.划船：本次調查居民及民眾均無從事划船活動。