

第七章 除役期間預期之意外事件安全分析

目 錄

第七章 除役期間預期之意外事件安全分析	7-1
一、 用過核子燃料貯存相關之意外事件	7-3
(一) 重物墜落撞擊用過燃料池	7-3
(二) 非預期臨界	7-9
(三) 用過燃料池喪失冷卻能力事件	7-10
(四) 用過燃料池冷卻水流失事件	7-13
二、 除役作業活動潛在之輻射意外事件	7-17
(一) 除污意外事件	7-18
(二) 拆除意外事件	7-20
(三) 吊卸意外事件	7-23
(四) 低放射性廢棄物盛裝意外事件	7-25
(五) 放射性廢棄物暫存之意外事件	7-26
(六) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外	7-27
(七) 廢液處理系統之桶槽破裂意外	7-30
(八) 廢氣處理系統失效意外	7-31
三、 火災及爆炸事件	7-32
(一) 火災	7-32
(二) 爆炸	7-35
四、 地震、颱風、洪水、海嘯、山崩事件	7-36
(一) 地震	7-36
(二) 颱風	7-38
(三) 洪水	7-40
(四) 海嘯	7-43
(五) 山崩	7-45
五、 雷擊事件	7-47
六、 輔助系統功能喪失事件	7-48
七、 喪失廠外電源事件	7-50
八、 行政管制與意外事件之預防	7-51

(一) 人為疏失	7-51
(二) 工安意外	7-52
(三) 惡劣氣候	7-54
(四) 火山	7-55
(五) 飛機撞擊	7-56
(六) 人為破壞	7-57
九、 結語	7-59
十、 參考文獻	7-62
附錄 7.A 用過燃料池熱水流分析	7-77
附錄 7.B 第七章除役期間預期之意外事件安全分析之重要管制事項	7-87

圖 目 錄

圖 7-1 用過燃料池島區冷卻水及補水系統.....	7-65
圖 7-2 核三廠燃料廠房 EL.148 ft 俯視圖.....	7-65
圖 7-3 核三廠與龍鑾潭之區域地形地勢圖.....	7-66
圖 7-4 核三廠生水池潰決洪水最大淹水深度分佈圖(單位：m).....	7-66
圖 7-5 核三廠排水系統之集水分區.....	7-67
圖 7-6 核三廠重要廠房設備高程示意圖.....	7-67

表 目 錄

表 7-1 除役期間不同階段意外事件安全評估範圍.....	7-68
表 7-2 除役作業活動潛在用過核子燃料貯存意外類別及適用階段.....	7-68
表 7-3 TITRAM 報告與除役報告假設參數差異	7-68
表 7-4 事故發生時位於燃料廠房內的核種放射性活度.....	7-69
表 7-5 核子燃料吊卸意外情境下 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果.....	7-69
表 7-6 核子燃料吊卸意外情境下島區控制站內人員劑量分析結果.....	7-70
表 7-7 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後至飽和溫度所需時間.....	7-70
表 7-8 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間.....	7-71
表 7-9 除役作業活動潛在輻射意外事件類別及適用階段.....	7-71
表 7-10 濃縮廢液槽拆除意外體外空間劑量率計算.....	7-72
表 7-11 濃縮廢液槽拆除意外地表輻射劑量率計算.....	7-73
表 7-12 濃縮廢液槽拆除意外外釋全身劑量計算.....	7-74
表 7-13 曝露包件距離與劑量率及 2 小時劑量之關係.....	7-75
表 7-14 除役作業活動潛在其他意外類別及適用階段.....	7-76

第七章 除役期間預期之意外事件安全分析

核能電廠除役期間可能發生之意外事件可分為輻安及非輻安事件，本公司參考國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA) Safety Guide No. WS-G-5.2[1]、NUREG-0586[2]、核一廠除役計畫[3]、核二廠除役計畫[4]及核三廠終期安全分析報告[5](Final Safety Analysis Report, FSAR)中各種意外進行分析，篩選出可能發生於核三廠除役期間之意外事故，進行核三廠除役期間預期意外事件安全分析。

除役意外事件分析應考慮到自然事件(如風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象)、地震、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失、人為破壞、入侵等)、放射性物質洩漏或濺出、重物墜落、防護措施失效(如屏蔽或個人防護設備失效)，以及工作人員疏失等所造成的輻射意外事件，並評估對工作人員及廠外民眾之影響。

NUREG-0586「核設施最終一般環境影響報告書」(Final Generic Environmental Impact Statement, (GEIS) on Decommission of Nuclear Facilities) Supplement 1 說明核能電廠除役期間潛在之輻射意外事件，包括：燃料移除、組織改變、人員異動、化學除污、大型組件移除、結構除污與拆除、系統拆卸、掩埋、運輸等；且除役期間大多數之作業與電廠大修時類似，如燃料吊運、除污與設備拆卸等，惟除役期間之作業量遠大於電廠運轉期間，故此類作業發生意外之機率，將高於電廠運轉時期。而除役時最嚴重之事件為貯存用過核子燃料之用過燃料池冷卻水流失，所導致燃料束之鋳合金損壞，造成輻射外洩的意外。

核三廠除役作業規劃係依據「核子反應器設施管制法」第 21 條之規定，採取拆除之方式進行除役工作；並依「核子反應器設施管制法施行細則」第 16 條之規定，於取得原能會核發之除役許可後，25 年內完成除役作業。依核三廠除役計畫之規劃，首先將反應器爐心中所有用過核子燃料移至用過燃料池貯存，接著開始規劃進行非必要且可移除組件與系統之除污及拆除作業，同時開始建置用過燃料池島區；待用過核子燃料由用過燃料池島區移至用過核子燃料室內乾式貯存設施後，

方開始進行用過燃料池島區其他組件、系統與結構之拆除及除污，並將拆除後之放射性廢棄物裝入貯存放射性廢棄物貯存容器中，運送至放射性廢棄物貯存設施，最後再進行廠區內建物拆除。

本計畫將核三廠除役劃分為四個階段，分別為：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。除役過渡階段其中一個作業為興建用過燃料池島區，用過燃料池島區建立除了保留部分現有設備外，另外須要新增設備，整體而言包含用過燃料池冷卻系統的改善、用過燃料池島區控制站的建置與相關系統之電力配置，用過燃料池島區建置詳細內容請見第五章、二、(一)。用過燃料池島區之冷卻系統及相關補水系統請見圖 7-1。

依據核三廠除役期間除役過渡階段之規劃，在用過燃料池島區開始運轉前，除了獲得原能會核可之變更或豁免個案外，相關系統與設備將沿用營運期間相關規範，因此，與燃料相關的意外分析，將以用過燃料池島區開始運作時間作為分析起始點。

除役期間，用過核子燃料除了存放在用過燃料池之濕式貯存外，為了進行除役作業後續工作，在濕式貯存存放過一段時間後，將用過核子燃料移往用過核子燃料室內乾式貯存設施進行貯存，這一部分的安全分析則由用過核子燃料室內乾式貯存計畫執行，不在本章分析範圍內。

針對核三廠除役期間之意外事件，劃分為輻射相關與非輻射相關事件兩類，其中輻射相關事件再細分為核子燃料相關與非核子燃料相關事件；各除役階段需要考量的事件，請見表 7-1。其中與核子燃料相關意外事件，以用過燃料池島區開始運作時間作為分析起始點，至全數燃料移出用過燃料池為止，故在除役拆廠階段之後即無此類型意外事件。至於非核子燃料相關意外，例如除污、廢棄物運送等意外事件，至廠址最終偵測階段仍可能發生。工安意外為整個除役過程皆可能發生，故四個階段皆納入考量。

核三廠除役期間之意外事件評估主要透過安全分析及行政管制等方式，證明除役作業之安全性無虞。安全分析著重於輻射安全影響相關之意外事件，主要分為與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件、執行除役活動時潛在之輻射意外事件、輔助系統功能喪失事件、喪失廠外電源事件、火災與爆炸事件，以及地震、海嘯、颱風、洪水、山崩、雷擊等自然災害事件等。分析時考慮個別事件之可能發生原因，

以保守的角度評估其可能導致的結果，並說明該事件對作業人員與民眾安全之影響；最後，再敘述事後之處理及輻射影響。而行政管制則針對非輻射安全相關之意外事件，首先考量人為疏失。然而，還有許多事件是不常見的意外事故，但依然有發生的可能性，藉由事先的評估，以做為行政管制時可能參考的依據，評估後若確認無需進一步行動時，亦可提供監控方法以行政管制之方式進行監控。

一、用過核子燃料貯存相關之意外事件

核三廠各機組運轉執照屆期後，反應器中用過核子燃料將先全部退出，並貯放於燃料廠房用過燃料池中，同時建置用過燃料池島區，藉由用過燃料池島區將與用過燃料池相關的系統與其他廠房的關係做切割，確保除役作業進行時不會影響用過燃料池島區運作。用過燃料池島區之燃料貯存屬於濕式貯存，在除役過程中用過核子燃料終將移至用過核子燃料室內乾式貯存設施存放，相關安全分析另案陳報核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告，在此僅分析核子燃料濕式貯存安全。此外本公司將規劃參考 NUREG-1738 之方法論並考量核三廠之除役情境及個廠資訊，執行用過燃料池風險評估；另將參照 NUREG-2161(2014 年)之分析方法架構，完成核三廠用過燃料池超越設計基準事故風險評估。

除役階段可能發生之意外事件須考量重物墜落撞擊用過燃料池、非預期臨界、用過燃料池喪失冷卻能力與用過燃料池冷卻水流失等事件。各事件與除役各階段之關係如表 7-2 所示。

(一) 重物墜落撞擊用過燃料池

本節分析核三廠除役期間執行吊運作業時，發生吊運物墜落，撞擊用過燃料池的情境。此外，核三廠在機組永久停止運轉初期，將透過行政管制方式避免兩部機組同時吊運用過核子燃料。

1. 發生原因

針對除役期間電廠各個階段可能影響用過燃料池之吊運工作進行討論，共有 4 項分別詳述如下。

第一項作業為在除役過渡階段，機組運轉執照屆期，爐心內的用過核子燃料全數退至用過燃料池的吊運作業，可能會發生用過核子燃料墜落意外事件；第二項作業為進行用過核子燃料之完整性檢驗，在檢驗過程需要吊運燃料，可能發生用過核子燃料墜落意外事件。

第三項作業為除役拆廠階段時，用過核子燃料移往用過核子燃料室內乾式貯存設施時，吊運用過核子燃料至密封鋼筒的過程中，可能發生之核子燃料墜落事件；第四項作業為將用過核子燃料移往用過核子燃料室內乾式貯存設施時，用過核子燃料將會置入密封鋼筒，在吊運過程中以傳送護箱傳送密封鋼筒，在傳送護箱從裝載池吊出過程中，可能發生傳送護箱掉落撞擊用過燃料池之情事。

在除役拆廠階段結束之後，用過核子燃料全數移往用過核子燃料室內乾式貯存設施存放，在廠址最終狀態偵測階段與廠址復原階段，用過燃料池島區已無燃料，因此不考量重物掉落撞擊用過燃料池事件。

2. 偵測方法

操作人員於操作現場可立刻得知，或是墜落時可能引動區域輻射偵檢器亦可得知。

3. 分析與結果

除役過渡階段可能執行的作業為第一項與第二項作業，第一項作業為在除役過渡階段，機組運轉執照屆期後，爐心內的用過核子燃料全數移至用過燃料池的吊運作業，可能發生用過核子燃料墜落意外事件，此作業是在圍阻體及燃料廠房完整的條件狀況下進行，仍可依照規劃時程進行燃料吊運，吊運程序皆會依照運轉中電廠程序進行管控(如正常運轉大修時，

依據 FSAR 分析 100 小時後方可進行燃料吊運)，且相關圍阻體管制及通風系統管控皆維持與正常運轉一致，此外核三廠 FSAR 第 15 章燃料吊運設計基準事故考慮意外事故發生在燃料廠房及圍阻體內的情形，使用的燃料為西屋 Vantage+ 進行分析，劑量分析工作如核三廠 FSAR 中 15.7.4.1 節與 15.7.4.2 節，在這兩小節已進行此類吊運事故之分析，其結論計算後的曝露量如發生於圍阻體內，EAB 人員甲狀腺接受劑量及體外曝露全身劑量分別為 350 mSv 及 2 mSv，LPZ 則分別為 110 mSv 及 0.6 mSv，而若發生於燃料廠房內，EAB 民眾甲狀腺接受劑量及體外曝露全身劑量分別為 700 mSv 及 5 mSv，LPZ 則分別為 210 mSv 及 1.5 mSv，皆不會超過法規限制。

第二項作業於燃料廠房進行用過核子燃料之完整性檢驗，在檢驗過程需要吊運燃料，可能發生用過核子燃料墜落意外事件。本章針對第二項作業情境進行分析，分析內容詳於後述。

第三項作業為除役拆廠階段用過核子燃料移往用過核子燃料室內乾式貯存設施，吊運用過核子燃料至密封鋼筒時，可能發生核子燃料墜落事件，墜落的情況分成兩種狀況，一是直接撞擊用過燃料池貯存格架意外事件，另一種情況為用過核子燃料撞擊密封鋼筒或傳送護箱後，掉落至用過燃料池並與貯存格架發生碰撞之意外事件，經保守分析顯示屬於二次撞擊，因此，撞擊能量將低於用過核子燃料直接撞擊貯存格架之分析結果。上述第三項作業的第一種情況：吊運用過核子燃料至密封鋼筒時可能發生之燃料墜落事件情況與第二項作業執行用過核子燃料檢驗時發生墜落意外之情境相近，分析內容可由第二項作業涵蓋。

此外，第三項及第四項作業屬於用過核子燃料室內乾式貯存設施作業，相關分析結果將另送原能會審查。核三廠燃料吊車系統與用過核子燃料挪移作業相關，在用過核子燃料未完全移出至用過核子燃料室內乾式貯存設施以前，皆會持續參照運轉期間相關規定執行。

另外，本公司擬於用過核子燃料全部退出至用過燃料池並於島區建立完成後，將用過燃料池島區之監控及管理任務轉移到用過燃料池島區控制站(島區控制站位於廢料廠房控制室，且島區建置期間維持主控室；後簡稱島區控制站)，遂使用已於 106 年取得原能會核備「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故)安全評估報告」(TITRAM/MS-RAD-MHD-02-A)[6]之評估方法，評估在燃料廠房通風系統不可用的狀況下，執行第二項作業時，於燃料廠房發生燃料吊運事故，禁制區邊界(Exclusion Area Boundary, EAB)、低密度人口區 (Low Population Zone, LPZ)外邊界及島區控制站內人員接受的輻射劑量，評估工作保守假設停機 4 天、7 天、8 天、15 天及 16 天時，用過核子燃料即刻全部退出至用過燃料池，同時將用過核子燃料貯存之監控及管理任務轉移到島區控制站，且立即執行用過核子燃料吊運工作。本章分析假設參數與「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故)安全評估報告[6]之差異如表 7-3。此外，本章於緊急通風不可用案例之假設，僅修訂分析程式中過濾器之移除效果，即程式中的可外釋核種百分比，程式中外釋時間與流量之關係為固定參數，與參考文獻之方法論假設一致。

本公司根據「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 – 反應器廠房外主蒸汽管破裂、燃料吊運事故及控制棒掉落事故」，使用 RADTRAD 程式進行上述劑量評估，評估工作假設事故發生時，留存於破損之用過核子燃料棒的放射性物質立即釋放至用過燃料池，經過池水刮洗(Scrubbing)後進入燃料廠房中，成為可能釋放至環境的輻射源項，輻射源項於 2 小時內經過燃料廠房排氣系統排放到大氣環境，考量核三廠島區控制站距一號機較近，本節以一號機進行分析，停機 4 天、7 天、8 天、15 天及 16 天後的輻射源項整理於表 7-4。

在計算廠外之大氣擴散因子，本公司根據原能會核備之「核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論」(TITRAM/NPPSPT-MHD-02)[7]，採用 105 年至 109 年核三廠氣象條件，利用美國太平洋西北國家實驗室

(Pacific Northwest National Laboratory)發展的 PAVAN 程式，保守評估事故發生後 2 小時之大氣擴散因子，經估算由廠房地面排放相對於 EAB 為 $2.91 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ ，由廠房地面排放相對於 LPZ 為 $3.84 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 。

PAVAN 程式係計算事故大氣擴散因子，提供作為核能電廠發生設計基準事故影響評估時使用，此計算機程式係依據美國核管會法規指引 1.145[8]「核能電廠潛在事故影響評估之大氣擴散模式」(USNRC, 1979)所撰寫。由美國太平洋西北國家實驗室所發展，作為美國核管會評估核能電廠發生設計基準事故影響時使用。評估結果綜整於表 7-5，其中在停機 8 天以上發生用過核子燃料之吊卸意外情境時，禁制區邊界及低人口密度區外邊界人員接受劑量可符合美國核管會標準審查計畫 15.7.4(Standard Review Plan 15.7.4)接受準則的要求(與我國核子反應器設施管制法施行細則[9]第 3 條所訂限値之 25%相同)，以停機 8 天案例來說，禁制區邊界個人體外曝露全身劑量為 1.7 mSv、甲狀腺等價劑量(Thyroid Dose)為 723.6 mSv，低密度人口區外邊界個人體外曝露全身劑量為 0.2 mSv、甲狀腺等價劑量為 95.5 mSv。

本公司除上述廠外民眾劑量分析，亦以相同條件進行島區控制站人員劑量分析。分析工作考慮停機 4 天、7 天、8 天、15 天及 16 天後之輻射源項條件，放射性物質由燃料廠房排氣系統釋放到大氣環境，再經由擴散及廢料廠房外部空氣取氣系統進入島區控制站，並保守假設內漏氣體體積流率與核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論報告一致，為 128 CFM(217.473 CMH, (m^3/hr))。

在計算島區控制站之大氣擴散係數時，根據原能會核備之「核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論」(TITRAM/NPPSPT-MHD-02)[7]，及依據美國核管會法規指引 1.194 所撰寫的 ARCON96 程式。ARCON96 程式(Atmospheric Relative Concentrations in Building Wakes)為美國太平洋西北國家實驗室所發展，於 1997 年發布，其功用為模擬地面、通風口或高點排放於建築物附近的擴散情形，計算排放位置與接收點之間的相對濃

度。ARCON96 程式主要使用於計算意外事故的排放相對於廠內(如控制室或技術支援中心等)的大氣擴散因子，進而用於評估廠內人員於事故期間接受的輻射劑量。

評估結果綜整於表 7-6，其中在停機 16 天以上發生用過核子燃料之吊卸意外情境時，島區控制站人員接受劑量可符合 SRP 6.4、10 CFR 50 附錄 A 之 GDC 19 及我國核子反應器設施安全設計準則[10]的要求。以停機 16 天案例來說，島區控制站個人體外曝露全身劑量為 0.009 mSv、甲狀腺等價劑量(Thyroid Dose)為 287.6 mSv，皮膚劑量為 1.95 mSv，總有效劑量(體外曝露與吸入性體內曝露的全身劑量總和)為 14.5mSv。

4. 事件處理

發生用過核子燃料吊運墜落事件後，應持續檢視用過燃料池之水質與環境劑量是否正常，並增加空浮污染取樣之次數。墜落之燃料束應經由適當檢驗措施評估是否有受損，並視貯存格架之狀況，決定是否對貯存格架採取修補措施。此外，應再確認用過燃料池相關設備及監測儀器之性能是否正常，以確保未因用過核子燃料墜落意外而影響其功能，除役期間針對用過燃料池之監視與意外事件緊急應變計畫仍可比照運轉中燃料吊運程序、緊急應變計畫或是程序書「用過核燃料或控制棒搬運緊急事故處理程序」辦理。

5. 輻射影響與緊急應變

上述分析可以發現，機組停機 16 天後開始吊運用過核子燃料，若發生用過核子燃料之吊卸意外，EAB 與 LPZ 外邊界之個人全身劑量與甲狀腺劑量，即可低於「核子反應器設施管制法施行細則」[9]第 3 條限值之 25%，分別是體外曝露全身劑量需小於 62.5 mSv，吸入性甲狀腺劑量需小於 750 mSv。

而島區控制站人員在相同情況下，根據美國核管會標準審查計畫 SRP 6.4 與聯邦法規第 10 篇第 50 章(Title 10, Part 50, of the Code of Federal

Regulations, 10 CFR 50)附錄 A 之一般設計準則(General Design Criterion, GDC)19 及我國核子反應器設施安全設計準則[10]第十七條的規定，亦可符合全身劑量 50 mSv、甲狀腺劑量 300 mSv 及皮膚劑量 300 mSv 之限值規定。

上述事件發生時，依「事故分類判定程序」程序書進行事故判定，並執行後續廠內、外意外事件應變措施。

(二)非預期臨界

核子燃料非預期臨界可能發生於燃料未退出之反應爐爐心以及用過燃料池。

爐心在燃料未移出至用過燃料池前，其燃料裝填布局符合最後一個週期之停機餘裕要求，故無臨界安全之疑慮。至於除役過渡階段一開始，會將全部用過核子燃料自爐心吊運至用過燃料池，爐心燃料退出至用過燃料池之過程中，因爐心燃料逐步減少，其停機餘裕亦將比燃料填滿時大。因此在用過核子燃料退出至用過燃料池之過程中，爐心並無臨界安全的問題，且核三廠除役期間用過核子燃料放置於爐心之時間較短，本章節將著重於用過燃料池非預期臨界意外評估。

1. 發生原因

除役期間用過燃料池可能因為用過核子燃料錯置導致非預期臨界。

2. 偵測方法

操作人員於現場查證時得知。

3. 分析與結果

90 年核三廠更換燃料為 Vantage+ 型式燃料時，對於用過燃料池有重新進行臨界分析，已保守考慮燃料及格架製造公差及相關非預期暫態事故等影響，包括喪失冷卻(Loss of Cooling Accident)、燃料束錯置事故

(Assembly Misload Accident)、燃料束墜落(Fuel Assembly Drop)等多項情境，分析結果顯示燃料束錯置事故(Assembly Misload Accident)為最具限制性(Most Limiting)之暫態，用過燃料池臨界安全分析報告[11]結論顯示，在正常狀況下，當假設池水有加入硼酸時(平時濃度維持在 2,000 ppm，事故時至少需 1,350 ppm，報告分析假設濃度為 650 ppm)，能確保有效增殖因數(K_{eff})小於或等於 0.95；若假設池水沒有加入硼酸時(即硼酸濃度 0 ppm)，能確保增殖因數小於 1.0。因此核三廠用過燃料池在除役階段仍將持續維持用過燃料池正常貯存時硼酸濃度大於 2,000ppm，與用過燃料池臨界安全分析報告[11]所假設之燃料正常貯存狀態下池水硼酸濃度 650ppm，或燃料挪移操作時要求之最低硼酸濃度 1,350ppm 相比，仍有相當之餘裕，故無臨界意外之疑慮。

4. 事件處理

經分析結果得知無臨界意外之疑慮，無須進一步處理。此外於核燃料置放於用過燃料池燃料儲存架前，核三廠將遵循「用過燃料池核燃料存放查證」程序書[13]，查證用過核子燃料傳送步驟符合程序書之存放準則。

5. 輻射影響與緊急應變

經分析結果得知無臨界意外之疑慮，無進一步輻射影響。

(三)用過燃料池喪失冷卻能力事件

核三廠在除役期間，反應器已停機且用過核子燃料移往用過燃料池暫時存放，等燃料衰變熱降到一定的程度後，才可從池中取出做後續的處置；故確保用過核子燃料衰變熱能夠移除，對於核子燃料安全是相當重要的一環。

另根據「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究報告」，目前國際間使用的各式護箱，依其設計所能貯存的燃料冷卻情況皆有不同，其中燃料最短冷卻期限多為 3~10 年之間，每束燃料的最大熱負載則是

0.5kW~4kW 不等，故未來核三廠用過核子燃料中期貯存設施所裝載之燃料的最高衰變熱，需待招標結果及安全分析報告送原能會審查後而定。

燃料池冷卻系統做為移除用過燃料池島區貯存之用過核子燃料所產生衰變熱的主要系統，此套系統的流程圖可見圖 7-1。參考 FSAR Table 9.1-1，運轉期間用過燃料池冷卻及淨化系統在設計上，其熱交換器的設計容量為 48.3×10^6 BTU/hr，即為 14.15 MW，依表 7-7 所示，在停機 7 天後，只要一串用過燃料池冷卻及淨化系統，即可足以處理用過核子燃料衰變熱的產生。

除役期間核三廠將在用過燃料池建置獨立的用過燃料池島區，用過燃料池島區中的設備與系統主要位於燃料廠房與廢料廠房內，以減少除役期間其他廠房作業對用過燃料池造成的干擾。在除役過渡階段且用過燃料池島區開始運作後，將更改設計使用兩串獨立用過燃料池冷卻系統，各串獨立冷卻系統各包括一座冷卻水塔、一台冷卻水傳送泵及相關水位控制和管閥。相關內容請見第五章有關用過燃料池島區建置之章節。

1. 發生原因

燃料池冷卻系統與其相關的支援系統的元件、設備，可能因故損壞而造成冷卻能力喪失。考量系統本身的設備或元件，系統功能喪失可能為所屬的循環水泵失效、所屬的管閥失效、熱交換器堵塞而無法達到預計之熱移除能力。以支援系統而言，燃料池冷卻系統最主要的支援系統為電力系統，電力系統失效時會立即影響冷卻能力。

2. 偵測方法

用過燃料池島區建立後，島區控制站應比照現況，保有必要的用過燃料池監控設備。核三廠用過燃料池於運轉期間之監控機制如下：

- (1) 用過燃料池溫度監控，當用過燃料池水溫到達 60°C (140°F)，引動警報信號通知運轉人員。
- (2) 用過燃料池冷卻系統冷卻水泵 A、B 低流量警報。
- (3) 用過燃料池高水位或低水位警報。

(4) 燃料廠房輻射偵測器，可監測燃料廠房輻射值。

3. 分析與結果

本事件可能發生在除役期間的除役過渡階段與除役拆廠階段。用過燃料池島區在除役過渡階段成立，待除役拆廠階段前期將進行用過核子燃料挪移至用過核子燃料室內乾式貯存設施工作完成，所有燃料移出用過燃料池時，即無須考量本事件。

考量用過燃料池島區除役期間運轉安全，進行分析在除役期間發生用過燃料池喪失冷卻能力後，此事件之後續影響與反應器停機時間有很大的關係，依附錄 7.A 所進行的熱流評估，其結果彙整於表 7-7。主要分別計算核三廠在停機 7 天、15 天、30 天、60 天、90 天、150 天、180 天與 365 天後，燃料池內之總衰變熱、燃料池於喪失冷卻後至飽和溫度所需時間與平均溫升率。

依表 7-7 所示，若用過燃料池島區成立在停機 180 天後，則喪失燃料池冷卻系統後燃料池池水水溫到達沸點時間為 21.02 小時，已有充分的時間進行補水作業。

考量用過燃料池在建置成為島區之時程，依系統複雜度進行設計、發包與施工驗收，所需時間至少需要一年的時間；因此，假設用過燃料池島區在停機 180 天後就建置完成，且是以用過燃料池島區內裝滿用過核子燃料進行評估，是相當保守的初始條件。

4. 事件處理

當發生用過燃料池喪失冷卻能力時，可以採取相關程序書進行處置以避免事件惡化而發展成更為嚴重的燃料未能被水覆蓋事件，先進行用過燃料池相關數據的監測，用過燃料池池水溫與水位高度，都是重要的參數。考量反應時間可參考表 7-7 的分析結果，做為引動救援措施之依據。事件發生時可參考現行程序書進行後續之應變，可以參考相關的程序書應變手

段整理如下，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態。

- (1) 執行程序書「用過燃料池的充水、洩水與過濾」[12]，試圖重新建立冷卻水循環。
- (2) 當前項作業失敗，無法重新建立用過燃料池冷卻水循環時，可以進行程序書「用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」[14]，該程序書處理流程包括：(a)判斷用過燃料池水水溫高的原因是喪失冷卻能力或是池水流失。(b)若是喪失冷卻能力，立即召集電氣或機械相關人員，研討回復冷卻水泵運轉或回復用過燃料池水冷卻能力的可行方案。若是池水流失，先確認原因再由值班主任/值班經理需立即召集相關人員研討停止冷卻水繼續流失之方案。(c)參考「用過燃料池的充水、洩水與過濾」程序書，尋找可補水至用過燃料池之水源與路徑，將用過燃料池水補至正常水位。
- (3) 在核三廠程序書「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」[15]，做為最後補水手段。

5. 輻射影響與緊急應變

用過燃料池正常水位為高程 146.5 ft，燃料儲存格架頂部則是高程 121 ft $7\frac{3}{4}$ in，若以保守假設用過燃料池喪失冷卻能力在停機後 7 天發生的情況下，依表 7-8 所示，水位降至燃料頂部上方的時間為 57.82 小時，參考程序書「機組特定重大事故策略指引」[16]所述，用過燃料池緊急補水須在 5 小時內完成，事件反應時間相當寬裕，故無顯著之輻射影響，無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(四)用過燃料池冷卻水流失事件

水對於用過燃料池除了提供屏蔽外，亦同時做為燃料衰變熱移除的媒介，根據核三廠的技術規範 3.7.15 Spent Fuel Pool Water Level 規定，燃料池水位高度必須高於燃料頂部 7.01 m (23 ft)。燃料池冷卻水流失事件只可能發生在除役

期間的除役過渡階段與除役拆廠階段，但在除役拆廠階段後期，當全數燃料移往用過核子燃料室內乾式貯存設施後，即不須再考慮燃料池冷卻水流失事件發生。

1. 發生原因

用過燃料池冷卻水流失的原因，可能為用過燃料池穿越孔失效或是與池子相連管路破裂後因虹吸效應而造成冷卻水流失。

2. 偵測方法

現行用過燃料池 Low level 警報為水位指示 145 ft 6 in 處；High level 警報為水位指示 146 ft 7 in 處。且在福島後的改善案新增的用過燃料池水位計，亦可監控用過燃料池水位。除水位計及水位監控儀器外，用過燃料池亦會透過每月執行襯板洩漏監測，當洩漏量達警示值時將進一步評估用過燃料池襯底完整性。另外，也可查看用過燃料池溫度監控儀器與燃料廠房之區域輻射偵檢器，以做為輔助判定之用。

3. 分析與結果

(1) 穿越孔失效

用過燃料池穿越孔失效，進一步劃分為燃料頂端上方穿越孔失效與燃料頂端下方穿越孔失效兩類，依據圖 7-2 核三廠用過燃料池設計，除役期間所有用過核子燃料將儲存於圖示的「用過燃料池」區域。清查所有燃料頂端上方穿越孔，分別為燃料傳送水道閘門 1、護箱裝載池閘門 2、用過燃料池冷卻系統(EC 系統)A/B 串取水管路(A-001-16"-HXC、B-002-16"-HXC)。而燃料頂端下方穿越孔，僅有在內襯鋼槽外位於用過燃料池底部的用過燃料池洩漏偵測系統管路(HG-138-1"-XCD、HG-139-1"-XCD、HG-140-1"-XCD)。

依據 EPRI-3002009564 報告第四章，針對閘門材質之接受準則為：「確認燃料傳送閘門材質為鋁合金或不鏽鋼合金等材質」；穿越管路失效之接受準則為：「所有可能引發池水快速流失之穿越管

路耐震設計，符合個廠 SSE 設計規範(耐震一級設計)，或所有管路穿越孔高度，距離用過燃料池水面小於 6 英尺」。

經檢視，燃料傳送水道閘門 1、護箱裝載池閘門 2 材質均為不鏽鋼板(ASTM A 240 Type 304L)和合成橡膠墊圈組成，利用用過燃料池的靜水壓以及合成橡膠墊圈防止池水洩漏，符合上述可接受標準。此外，FSAR9.1.2.3.2 節亦有針對閘門洩漏進行陳述，原文摘錄如下：「由於燃料傳送水道以及用過燃料池閘門開口底部高於池內用過燃料頂部，因此閘門失效不會造成用過燃料裸露，因此該閘門未被設計成符合耐震一級...若用過燃料池發生異常失水事故，緊急補水來源有 CST 以及 RWST」。

用過燃料池冷卻系統 A/B 串取水管路(EC-A-001-16"-HXC、EC-B-002-16"-HXC)穿越孔標高為 140.5 ft(距用過燃料池水面 5.5 ft)且為耐震一級設計，符合上述可接受標準。

洩漏偵測系統管路(HG-138-1" -XCD、HG-139-1" -XCD、HG-140-1" -XCD)位於用過燃料池內襯鋼槽外部，內襯鋼槽未受損時，管路失效沒有導致池水流失的疑慮。而內襯鋼槽失效的主要原因為地震導致結構受損，或是焊接於鋼槽上的燃料格架，因地震拉扯所引發的失效。依核三廠用過燃料池完整性評估報告[17]，核三廠用過燃料池結構無耐震不足之疑慮，且核三廠燃料格架是獨立而可自由豎立(free standing)的結構體，可以排除內襯鋼槽在地震發生時，遭到燃料格架拉扯而嚴重受損的可能性。詳細分析內容詳見本章四、(一)地震事件。

(2) 虹吸現象

當包括注水、取水等位於用過燃料池水面下管路發生破裂後，即使發生管路破裂的管路並非位於用過燃料池附近，只要破裂位置低於用過燃料池水面，虹吸效應將使池水經由發生破裂管路持續流失，水位下降可能一直持續到用過燃料池水位下降至管路破裂位置為止。

為防止虹吸效應導致用過燃料池池水非預期流失，核三廠用過燃料池在設計上，即盡量減少位於用過燃料池水面下的管路數量，而實際位於水面下的管路，亦設計不同機制的虹吸破壞裝置。虹吸破壞的設計方式眾多，在取水管路方面，常見的設計包括在管路高處安裝逸氣管路或直接在水面下的管路上鑿孔，目的是希望能及時在管路內引入空氣以破壞虹吸作用，其他設計如將注水管路出口設計成盡量靠近水面，減少因虹吸效應流出池外的水量，或是在管路安裝隔離閥等。在注水管路方面，則在泵下游且接近池壁處安裝止回閥，或是在水面下的管路上鑿孔，當上游管路破裂時，可以有效防止池水逆流至池外。

依據核三廠用過燃料池設計，共有 5 條管路與用過燃料池水面下相連，且 5 條管路皆配置虹吸破壞裝置，符合 EPRI-3002009564 報告第四章可接受標準：「所有具耐震疑慮管路設計時，已考慮避免虹吸效應造成大量池水流失，且確認安裝在直徑 2in 以下具耐震疑慮管路，其虹吸破除閥或操作機構，沒有耐震方面疑慮」，因此不會發生虹吸效應導致用過燃料池池水非預期流失的現象。

4. 事件處理

考量各種可能造成冷卻水流失的事件，大多數的事件對用過燃料池的影響有限，且萬一發生都可以使水位保持離燃料頂部有著相當大的距離。當用過燃料池池水流失，可以冷凝水傳送系統做為補水手段進行補水；惟發生破管時，應先行進行管路的隔離後，再進行補水。冷凝水貯存槽設計容量 750,000 gal，足以補充用過燃料池冷卻水之流失。

此外，於福島事件後另新增可自室外消防栓或消防水車利用水帶連接燃料廠房內、外快速接頭，依據程序書「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」[15]，可以每分鐘 400 或 500 gal 之流量補水進入用過燃料池，避免燃料裸露。

在用過核子燃料尚未退出用過燃料池時，本公司將依據程序書及作業辦法相關規定，持續執行用過燃料池不鏽鋼板滲漏監測及結構完整性監測。

5. 輻射影響與緊急應變

由上述 3.分析與結果可知，核三廠用過燃料池位於水面下的管路數目已盡量減少外，亦設計不同機制的虹吸破壞裝置，故可避免虹吸現象之發生。另若發生燃料上方穿越孔失效，水位僅會降至該穿越孔標高位置(140.5 ft)，仍足夠提供良好的輻射屏蔽，無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

二、除役作業活動潛在之輻射意外事件

除役作業活動潛在之輻射意外事件有以下八項：

- (一) 除污意外
- (二) 拆除意外
- (三) 吊卸意外
- (四) 低放射性廢棄物盛裝意外
- (五) 低放射性廢棄物暫存之意外
- (六) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外
- (七) 廢液處理系統之桶槽破裂意外
- (八) 廢氣處理系統失效意外

而在核三廠於除役過渡、除役拆廠、廠址最終狀態偵測及廠址復原等各階段，上述八項可能發生之輻安相關意外事件分布如表 7-9 所示。各階段將某種危害排除依據如下：廠址最終狀態偵測階段，該階段將進行建築物混凝土拆除與假想萬一發現有土壤或地下水受到污染，而需進行除污，故僅保留除污、拆除與吊卸事件之危害；而廠址復原階段只有其他無污染建物的拆除及地面復原與景觀工作，因此不會有輻安意外，故排除所有危害。至於廢氣處理系統僅在除役過渡階段中用過燃料池島區整備期間使用，可能造成之危害較小。

(一)除污意外事件

除役期間相關污染設備於拆除前，將執行除污作業，以達到降低廢棄物污染等級、減少作業人員輻射曝露及廢棄物有效減容之目的。本節說明發生除污意外事件之影響。

1. 發生原因

系統或其他組件拆除前，會使用化學藥劑進行除污，過程中可能因為人員操作不慎或是設備失效，而造成作業場所、器具、人員之污染。

2. 偵測方法

由污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，可獲知輻射與污染情況。

3. 分析與結果

本公司規劃採用化學除污技術進行系統之除污；而結構及組件之除污則規劃採用化學除污、電化學除污及機械除污等。經評估前述除污方法，可能造成最嚴重之輻安意外事件為執行系統化學除污作業時，因管路設備破裂，造成管路內廢棄物液體流出至廠房，進而可能造成少許空浮；但由於還有臨時設備(例如：排氣煙櫃搭配高效率過濾器然後連接到廠房通風系統)處理，所以即使有廢氣釋放到外界也會十分微量，而對廠界無劑量影響。因此，主要劑量影響途徑為造成作業人員之直接輻射曝露。

本公司於執行系統化學除污作業時，將於除污管線中安裝流量計或壓力計，隨時監控除污管線是否有洩漏之情況，並於適當位置(可能洩漏之位置)裝設監視器與輻射示警器，以監控微小之洩漏狀況，相關除污作業說明請參閱本計畫第八章。

雖然此事發生機率不高，但仍保守考量當進行系統化學除污時，發生管路破裂。依核三廠相關作業程序書(如 900 系列輻射防護程序書)[18]之規定，面對此類意外事件，現場作業人員應立即先行撤離，再依程序規劃進行事故之處理，如採取關閉除污系統以避免繼續洩漏發生，並派員進行

除污等。由於現場作業人員，均視需要佩戴高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等；因此，假設僅接受體外曝露。

參考核三廠一號機餘熱移除系統管路大修時之輻射偵測數據，保守取大修除鈷作業後之實際量測值作為評估數據，除鈷作業為電廠在大修更換燃料時，為了減少大修期間維修人員曝露劑量，所執行之反應爐內高放射性物質移除作業，作法係在停機程序中，於系統管路中添加過氧化氫進行一次側系統除鈷作業。因目前所蒐集到國際上系統化學除污案例並無詳細之空間劑量率可供參用，雖除鈷法所添加之藥劑與系統化學除污採用之藥劑並不相同，但核三廠大修期間進行除鈷後有相關實際量測數據可供參用，故採取保守概估方式，以現場量測而得之接觸劑量率 3mSv/hr 作為空間劑量率(實際量測值 0.7mSv/hr)進行評估，且實際執行系統化學除污作業前，會確認待除污系統的完整性，並於適當點位設置流量監測設備，以避免除污藥劑洩漏，本評估之假設應可保守涵蓋管路中不同除污藥劑、操作方式下所得之空間劑量率。假設意外現場因管路破損導致廢棄液體洩漏至廠房，故保守假設意外現場因洩漏造成之空間輻射劑量率為 3 mSv/hr，另由於餘熱移除系統管路現場空間狹窄，正常容納最多 3~5 人同時作業，故估計現場有 5 人作業，並於 10 分鐘內迅速撤離。每位現場作業人員在意外期間所接受之劑量為 0.5 mSv，而集體劑量則為 2.5×10^{-3} man-Sv。至於處理意外現場之人員輻射曝露，由於屬計劃性曝露，將有完整之人員輻射防護與劑量管制規劃；假設處理作業需要 5 人時之人力，由 10 位作業人員分班輪流進入，現場架設臨時屏蔽，使輻射劑量率降為原來之 90%，故完成作業之作業人員集體有效劑量為 1.35×10^{-2} man-Sv($3 \text{ mSv/hr} \times 5 \text{ man} \cdot \text{hr} \times 90\%$)，處理作業人員個人接受劑量為 1.35 mSv。

4. 事件處理

除污作業人員須接受相關訓練課程，並視需要佩戴防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具。除污作業場所須符合「游離輻射

防護安全標準」[19]之相關規定，並研擬輻防計畫採取適當措施，以抑低與限制輻射作業人員職業輻射劑量限度。

作業場所、器具及人員之污染，將引用現行核三廠 900 系列輻射防護作業程序[18]執行除污，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態等影響。

5. 輻射影響與緊急應變

此意外事件對廠界無劑量影響。對於現場作業人員在意外所受曝露及處理意外現場之人員輻射曝露，經評估結果皆低於「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之職業曝露劑量限度之規定(每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv，且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv)，以及第 18 條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定；另本公司將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，以確實符合法規之規範。

此意外事件對廠界無劑量影響，且工作人員可能接受的劑量亦低，並且事故發生地區大小很局限，無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(二)拆除意外事件

本公司除役作業將嚴守工安及輻安相關規定進行，務求拆除作業期間的安全維護，並將配合輻射合理抑低減少作業人員輻射曝露及廢棄物有效管理分類之目的。本節說明發生拆除意外事件之影響。

1. 發生原因

進行大型組件移除、系統拆卸及建物拆除時，可能因作業不慎造成重物墜落、火災事件、放射性空浮污染，以及系統與管路中殘存放射性廢液之濺灑事件。

2. 偵測方法

操作人員於操作現場可立刻得知；或由污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，獲知輻射與污染情況。

3. 分析與結果

分析情境保守假設為進行放射性廢液處理系統濃縮槽(LRS Concentrate Tank)之拆除作業時，發生桶槽墜落意外，造成內表面污染層之放射性活度，以非機械性方式釋入作業環境中，此事件對作業人員及廠界之輻射劑量影響說明如下。

放射性廢液處理系統濃縮槽又名 LRS 濃縮槽(編號 HB-T017/T018)位於廢料廠房 135 呎(單一濃縮槽所在之房間長 4.11 m、寬 4.00 m、高 8.38 m)，收集來自液體廢料蒸發器組之濃縮放射性液體，為核三廠所有桶槽中槽內放射性總活度最高之桶槽，單一濃縮槽之容量為 7,500 gal。

根據 LRS 濃縮槽實際取樣分析報告，估算其槽內放射性總活度約為 2.86×10^{10} Bq。由於 LRS 濃縮槽在拆除前必須先將其內含之廢水抽除乾淨後，並進行除污、拆除等工作，故以此活度假設尚屬保守。參考核一廠與核二廠除役計畫類似假設，假設於所在房間發生該桶槽拆除墜落意外，使得其中 10% 之桶槽內表面鬆散污染物，平均瀰漫在空間中(體積 $4.11 \times 4.00 \times 8.38 = 137.77 \text{ m}^3$) (此處採用之槽內放射性總活度係為運轉中取樣分析報告數值，未考量拆除前將進行之放射性廢水抽除與除污，應為合理之假設，至於 100% 污染物瀰漫在空間之情況可參考本章三、(一)火災章節之情境)，透過濃縮廢液槽所含各核種單位體積活度與體外劑量之劑量轉換因子(引用自美國聯邦指引報告 FGR13 CD Supplement)，推得到體外浸身劑量率約為 1.79×10^{-6} Sv/s (6.46 mSv/hr，詳如表 7-10 所示)。

對於有潛在空浮事件之現場工作人員，在進入具潛在空浮污染之輻射工作區前，均會視需要佩戴高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等；估計現場有 3 位作業人員，發生事故時立

即疏散，假設在 5 分鐘內完成疏散。因此，評估每位作業人員所接受之劑量約為 0.538 mSv(6.46 mSv/hr × 5/60 hr)，集體有效劑量則為 1.61×10^{-3} man-Sv。

至於處理意外現場之作業人員輻射曝露，由於屬計劃性曝露，將有完整之人員劑量管制規劃。事件處理人員均視需要佩戴高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等(無體內曝露情況)。上述假設在事發後 5 分鐘內完成疏散，由於時間很短暫，因此假設濃縮廢液槽之表面污染 10 % (2.86×10^9 Bq)全轉化為空浮，並未有沉降至地表之可能。但後續處理時將進行抽氣，使活度僅剩下原釋出量之 1 % (2.86×10^7 Bq)；如這些空浮核種全部平均掉落到地面轉為地表輻射(地表面積 $4.11 \times 4.00 = 16.44$ m²)，則透過單位面積活度與地表輻射之劑量率轉換因子(引用自美國聯邦指引報告 FGR13 CD Supplement)，推得到地表輻射劑量率約為 2.95×10^{-9} Sv/s (1.06×10^{-2} mSv/hr，詳如表 7-11 所示)，輻射意外處理人員將接受地表輻射，假設所需人力工時為 10 人時，由 10 人輪流執行；因此，每位處理意外之作業人員所受劑量約為 1.06×10^{-2} mSv，集體有效劑量則為 1.06×10^{-4} man-Sv。

另依據核三廠氣象條件，利用美國太平洋西北國家實驗室發展的 PAVAN 程式，計算事故後之大氣擴散因子 χ/Q ，經估算由廠房地面排放 2.83×10^9 Bq(即後續處理時進行抽氣出來的 99% ($2.86 \times 10^9 \times 0.99$))，對廠界最近距離保守假設為 500 m，該位置的大氣擴散因子 χ/Q 計算值為 2.59×10^{-4} s/m³，根據 RG 1.195 人體呼吸率取意外發生後前 8 個小時為 3.50×10^{-4} m³/sec，體內有效劑量轉換因子及體外劑量轉換因子同樣引用自美國聯邦指引報告 FGR13 CD Supplement，評估預期造成廠界劑量約為 9.35×10^{-4} mSv(詳如表 7-12 所示)，仍低於「游離輻射防護安全標準」[19]第 12 條，輻射作業造成一般人之年有效劑量限度不得超過 1 mSv 之規定。

4. 事件處理

事件發生後，需將墜落物吊離，並執行作業場所之除污。除污作業與除污意外事件之事件處理相同。

在進行工作前，均會採取許多措施避免人員傷害事件發生：例如分析潛在危險因子與召開工具箱會議、預先進行人員訓練與模擬、定期辦理應變演習(包括有意外造成人員傷亡者)等。但萬一在拆除時發生意外有人員發生傷亡，將以優先搶救人員生命為重，且必須進入緊急曝露搶救階段，屆時將依游離輻射防護安全標準[19]第十六、十七條進行劑量管制，並且事後還會進行特別醫務監護如健康檢查、劑量評估、放射性污染清除與必要治療等措施。

5. 輻射影響與緊急應變

由上述輻射影響評估結果，無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容，且本意外之分析尚未將濃縮放射性廢棄物桶槽完成廢水污泥抽除以及除污乾淨之狀態納入考量，除役期間拆除該桶槽前勢必會先進行廢水污泥抽除乾淨以及必要的除污作業，若發生意外對作業人員及廠界民眾之影響將會更小。

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響符合「核子反應器設施管制法施行細則」[9]第3條之規定。對於現場作業人員在意外所受曝露及處理意外現場之人員，經評估皆符合「游離輻射防護安全標準」[19]第7條之職業曝露之劑量限度規定，以及第18條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定；另本公司將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，以確實符合法規之規範。

(三) 吊卸意外事件

除役期間與輻射相關之吊卸工作主要有兩大項，第一項為大型組件、系統、設備等拆除之吊卸；第二項為已裝填低放射性廢棄物之貯存容器的吊卸。

1. 發生原因

於進行廠房內大型組件拆除或各系統之管路、設備拆卸完成後，相關拆卸物於進行吊卸至處理/貯放區域之過程中，由於操作不慎或吊具鬆脫斷裂，致使拆卸物墜落至樓板，可能造成內部殘留之腐蝕產物或是廢液濺出，造成人員污染。另已完成裝填低放射性廢棄物之貯存容器，於進行吊卸作業中，由於操作不慎或吊具鬆脫斷裂，造成貯存容器墜落之意外事件。

2. 偵測方法

操作人員於操作現場可立刻得知；或由污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，獲知輻射與污染情況。

3. 分析與結果

由於拆除意外事件係已保守假設進行濃縮廢液槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件進行分析，故其分析結果可涵蓋本事件(吊卸意外)所造成之影響。

4. 事件處理

吊卸意外事件之事件處理與拆除及除污意外事件之事件處理相同。

5. 輻射影響與緊急應變

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響除符合「核子反應器設施管制法施行細則」[9]第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」[19]第 12 條之劑量限度規定。對於現場作業人員於意外所受曝露及處理意外現場之人員輻射曝露，經評估皆符合「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之職業曝露之劑量限度規定，另本公司將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，以確實符合法規之規範。

吊卸意外事件之緊急應變措施與拆除及除污意外事件之緊急應變措施相同。

(四)低放射性廢棄物盛裝意外事件

廠房內大型組件、系統、設備及結構等，完成除污及拆除作業後，均須放置於低放射性廢棄物貯存容器中進行貯存。本項說明於進行除役期間執行低放射性廢棄物盛裝作業時之意外分析。

1. 發生原因

在低放射性廢棄物盛裝過程中，可能會因作業場所防護設備失效或是人為疏失，由於與容器碰撞或容器未能密合而產生放射性空浮污染，最後釋放到外界至環境中。

2. 偵測方法

可藉由區域監測器及連續監測之資料得知或由作業人員巡視時發覺。

3. 分析與結果

本節之盛裝意外其假設是與濃縮廢液槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件時雷同，故其分析結果可涵蓋本事件(盛裝意外)所造成之影響。

4. 事件處理

低放射性廢棄物盛裝意外事件與吊卸意外事件之事件處理相同。

5. 輻射影響與緊急應變

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響除符合「核子反應器設施管制法施行細則」[9]第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」[19]第 12 條之劑量限度規定。對於現場作業人員於意外所受曝露及處理意外現場之人員輻射曝露，經評估皆符合「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之職業曝露之劑量限度規定，以及第 18 條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定；另本公司將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，以確實符合法規之規範。

低放射性廢棄物盛裝意外事件之緊急應變措施與吊卸意外事件之緊急應變措施相同。

(五)放射性廢棄物暫存之意外事件

完成盛裝之低放射性廢棄物，將先暫放於暫存區，待累積一定數量後，再運送至低放射性廢棄物貯存庫(以下簡稱低貯庫)進行貯存。本項說明於進行除役期間低放射性廢棄物暫存之意外分析。

1. 發生原因

於暫存過程中，可能因地震、火災、外力等因素，造成暫存區的低放射性廢棄物貯存容器傾倒，進而造成現場作業人員執行扶正作業時接收額外之劑量。

2. 偵測方法

由輻射監測器及空氣監測器發出警報獲知，或人員巡視得知。

3. 分析與結果

保守假設盛裝較高放射性活度濃度之 B 類、C 類或超 C 類(GTCC)放射性廢棄物之貯存容器，於暫存時發生傾倒之意外事件。而所謂暫存是指低放射性廢棄物進行運送前暫時等待的狀況，即在一個地點低放射性廢棄物數量逐漸累積到一定數量後就開始整批運送，亦可視為運送到低貯庫前的準備工作，與長期靜態定點貯存不同，所以引用低放射性廢棄物運作許可辦法[20]第四條之劑量標準，亦即運送低放射性廢棄物包件時，於無屏蔽情況下，其表面外 3 m 處之最大輻射劑量率，應小於 10 mSv/hr)。

假設發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業，須由工作人員操作吊車/叉動車及卡車扶正貯存容器，作業時將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，而評估為求保守採 5 人分班輪流作業 2 人時且未考量架設臨時屏蔽，此外現場作業人員均視需要佩戴高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等，確保事故處理

工作人員僅接受體外曝露，評估 5 人輪流作業 2 人時，集體有效劑量約為 2×10^{-2} man-Sv，個人則有 4 mSv，低於年劑量限值 50 mSv，符合輻射作業人員職業輻射劑量限度規定。

4. 事件處理

事件發生時，相關人員應立即採取扶正作業行動，所需機具為吊車/叉動車及卡車，為核三廠備有之設備，其後應檢視相關貯存容器是否有受損。如有可引用現行程序書例如 900 系列輻射防護作業程序及 950 系列廢料處理作業程序進行處理，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態等的影響；如無適當程序書，則應另行建立適當程序書。

5. 輻射影響與緊急應變

此意外事件主要將發生於廠房內，對廠界劑量無影響，惟處理事件進行貯存容器吊運扶正之作業，所造成作業人員之個人劑量約 4 mSv，符合「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之作業人員劑量規定，以及第 18 條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定。

由於事故發生影響地區很局限，因此無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(六)低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外

本項說明於運送已完成裝填低放射性廢棄物之貯存容器，在廠內運送過程之意外分析。

1. 發生原因

低放射性廢棄物盛裝後將會運送到低貯庫進行貯存，其運送過程中可能因人為疏失或機械故障，而造成運送意外。

至於降低運送之意外事件發生等防範措施包括：車輛隨時保持押車兩人、車速不得大於每小時 30 km、路線要管制並預做模擬、於需要處在道

路上裝設反射鏡、為避免車速過快路面設置駝峰障礙物與管制外人接近等措施。

2. 偵測方法

運送人員於現場可立刻得知，輻防人員並將配有輻射偵檢儀器隨時得知輻射劑量變化情形。

3. 分析與結果

假設運送貨櫃包件貯存容器時發生意外，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」中物件表面 30 公分處經偵測劑量率 2mSv/hr 作為評估基準，保守假設距離包件表面 1 公尺最大劑量率為 2mSv/hr，因運送過程將維持車速低於每小時 30 km，且為一封閉式的屏蔽車，拖車翻覆、廢棄物桶滾落損毀等事件發生之機率較低，故以拖車因故必須非計畫暫停進行維修較為可能；因此，假設此事件貨櫃包件無發生放射性廢棄物釋放到外界之情況，利用下述公式(式 7- 1)，並以 Co-60 作為射源核種代表，可推估離貨櫃包件不同距離下之劑量率及現場處理人員作業工時 2 人時所接受劑量，如表 7-13 所示。如果再假設現場處理人員平均離包件距離為 2 m 且需 5 人分班輪流作業，則現場處理作業人員所接受劑量為 2.47×10^{-2} mSv，作業人員之集體劑量為 1.24×10^{-4} man-Sv，屬於輕微之輻射曝露事件。

核三廠廠內低放射性廢棄物之運送路徑，參考本計畫第十章、一、(二)節「除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估」，低放射性廢棄物運送各路段距廠界最近距離為 330m，利用表 7-13 保守取 200m 處之劑量率為 9.2×10^{-6} mSv/hr，2 小時之累積劑量為 1.84×10^{-5} mSv，符合我國輻射作業造成一般人之年有效劑量限度不得超過 1 mSv 之規定。

$$DR(r) = \sum_i F_i \cdot DR_{p \text{ or } v} \cdot e^{-\mu_i r} \cdot B_i(r) \cdot \frac{k_0}{r^m} \quad (\text{式 7- 1})$$

其中：

DR(r) 距離 r 處的劑量率(mSv/hr)

- 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 (mSv/hr)
- $B_i(r)$ 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 $m = 1$

4. 事件處理

「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」中已列出運送注意事項，包括須有廢料處理組人員隨車押運、啟運前須提送貯存表供主警衛室保健物理人員審核放行、運送車啟運至車輛進貯存庫停妥前司機不得離開駕駛座、於坡道上不得已停車時須確實拉上手煞車及以楔形止滑塊擋輪等。若萬一發生事件，本公司將立即成立應變小組，現場除立即由輻防人員進行輻射劑量量測，應經由適當檢驗措施確認貯存容器是否完整，並視檢查狀況決定是否採取暫時屏蔽或是修補措施，並參考現行核三廠程序書「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」及「輻射安全意外及異常事故處理程序」進行處理，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態等的影響。

5. 輻射影響與緊急應變

預估造成最近核三廠廠界之劑量率為 9.2×10^{-6} mSv/hr，若假設事件處理之作業需 2 小時，將預期造成 1.84×10^{-5} mSv 的廠界劑量影響，除符合「核子反應器設施管制法施行細則」[9]第 3 條之規定外，亦能低於「游離

輻射防護安全標準」[19]第 12 條之劑量限度規定。另處理事故之作業人員所接受之劑量為 2.47×10^{-2} mSv，低於「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之作業人員劑量規定，以及第 18 條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定。

若萬一發生事件，本公司將立即成立應變小組，但由於不會有污染擴散以及劑量率亦不高，所以無啟動緊急應變措施之虞。

(七)廢液處理系統之桶槽破裂意外

除役期間在除役過渡階段與除役拆廠階段，為確保放射性廢液排放對環境輻射安全，相關廢液處理系統均會維持運作，以使放射性液體排放符合法規限值，確保廠外環境安全。本節說明廢液處理系統發生貯存廢液桶槽破裂意外之影響。

1. 發生原因

廢液處理系統可能因地震這類外力衝擊因素，抑或是設備機械故障或是人員破壞，而造成桶槽破裂意外，致使內部放射性液體外洩而造成輻射安全影響。

2. 偵測方法

由污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，獲知輻射與污染情況，或由作業人員巡視發現。

3. 分析與結果

由於拆除意外事件係已保守假設進行濃縮廢液槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件並造成桶槽內廢棄物濺出而進行分析，故其分析結果可涵蓋本事件(桶槽破裂)所造成之影響。

4. 事件處理

廢液處理系統之桶槽破裂意外與拆除、除污意外事件之處理相同。

5. 輻射影響與緊急應變

本意外事件在保守假設情境下，處理意外之作業人員劑量，符合「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之作業人員劑量規定，以及第 18 條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定。本公司將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，確實符合法規之規範。緊急應變措施則與廢液處理系統之桶槽破裂意外與拆除緊急應變措施相同。

(八)廢氣處理系統失效意外

根據核三廠除役計畫第五章，氣體廢料處理系統(系統代碼:HA)，僅在用過燃料池島區整備期間維持運轉，且氣體廢料處理系統之廢氣來源較運轉中少，意外事件之影響亦較運轉中為低。

1. 發生原因

氣體廢料處理系統設備失效。

2. 偵測方法

由污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，可獲知輻射與污染情況。

3. 分析與結果

氣體廢料處理系統之廢氣來源包括：

- (a) 從設備洩水槽 (EDT) 而來。
- (b) 從反應器冷卻水洩水槽 (RCDT) 而來。
- (c) 從 CVCS 系統的容積控制槽 (VCT) 而來。
- (d) 從調壓槽釋放槽 (PRT) 而來。
- (e) 從硼酸再循環系統的再循環滯留槽氣體空間而來。
- (f) 從硼酸再循環系統 (BRS) 的蒸發器而來。
- (g) 從放射性液體廢料處理系統 (LRS) 的蒸發器 (當 LRS 替代 BRS 蒸發器時) 而來。

在除役期間來源僅剩放射性液體廢料處理系統(LRS)的蒸發器，其他系統皆已停用。故除役期間氣體廢料處理系統之意外事件影響較運轉中低。可以 FSAR 15.7.1 WASTE GAS SYSTEM FAILURE 評估內容涵蓋。

4. 事件處理

依程序書「放射性液體/氣體管制計畫」[21]辦理。

5. 輻射影響與緊急應變

依程序書「放射性液體/氣體管制計畫」[21]辦理。

三、火災及爆炸事件

除役時電廠之防火相關設備，將保留至廠房拆除前才會進行拆除，故除役期間廠房內之防火設計與運轉中之防火設計一致，即符合 10 CFR 50.48 火災防護法規要求及 RG 1.191 除役與機組運轉執照屆期後之核電廠消防計畫。

除役期間相關之組件、系統、結構之除污與拆除等作業皆於廠房內執行，若工作不慎造成火災、爆炸，核三廠已有相關程序書，例如：「失火對策計畫」，此程序書提供詳盡之資訊，包含防火區危險情況、防火區可燃物、滅火/逃生路徑、消防設備與滅火指導等能夠有效反應火災事件之應對處理，現行管理方式可滿足除役作業之要求。本事件與除役各階段之關係如表 7-14 所示。

(一)火災

本項說明於除役期間若發生火災時之意外分析。

1. 發生原因

除役期間可能發生廠內火災，進而引發輻安事件之作業包括：(1)拆除過程中，使用熱切割；(2)使用化學、機械或混合方法進行金屬、混凝土或其他表面之除污；(3)易燃放射性廢棄物之堆積；(4)易燃氣體與液體管理不當，以及(5)電氣失火等因素。

除役期間外部火災可區分為工業設施意外、軍事設施意外、森林火災及草地火災等項目。

2. 偵測方法

火警偵測器警報啟動，或是人員觀察到火、煙皆可得知。

3. 分析與結果

保守假設廠內火災發生在濃縮放射性廢棄物桶槽拆除過程中，LRS 濃縮槽內含之廢水污泥，因火災事故造成全部污染放射性物質瀰漫整個房間造成空浮，並釋放到外界至環境中，參照本章、二、(二)、3.所推估全部 2.86×10^{10} Bq 放射性核種釋放到外界至環境時，所造成廠界劑量為 9.45×10^{-3} mSv。

而現場於意外發生時放射性空浮所造成體外浸身劑量率約為 64.6 mSv/hr，估計現場有 3 位作業人員，發生事故時立即疏散，假設在 5 min 內完成疏散。因此，評估每位作業人員所接受之劑量約為 5.38 mSv ($64.6 \text{ mSv/hr} \times 5/60 \text{ hr}$)，集體有效劑量則為 1.61×10^{-2} man-Sv。

至於處理意外現場之作業人員輻射曝露，於後續處理時將先進行抽氣，使活度僅剩下原釋出量之 1% (2.86×10^8 Bq)，假設這些空浮核種全部會平均掉落到地面轉為地表輻射，推得到地表輻射劑量率約為 1.06×10^{-1} mSv/hr，輻射意外處理人員將接受地表輻射，假設所需人力工時仍為 10 人時，由 10 人輪流執行；因此，每位處理意外之作業人員所受劑量約為 1.06×10^{-1} mSv，集體有效劑量則為 1.06×10^{-3} man-Sv。另假設 3 名救火人員進入現場，救火作業 10 小時，每位救火人員所接受劑量為 1.06 mSv，集體有效劑量為 3.18×10^{-3} man-Sv。

廠外火災的部分，在工業及軍事設施意外方面，核三廠與鄰近工業區之距離皆超過半徑 8 公里，且附近之軍事設施，如三軍聯合作戰訓練基地 (位於屏東縣車城鄉，鄰近四重溪溫泉區，於二重溪上) 及鵝鑾鼻空軍氣象站亦皆位於廠址八公里之外；另針對發生燃燒與爆炸之可能性，依據屏東

縣消防局危險物品管理課列管之物品所在場所、地址、用途與種類等資料，距核三廠廠址半徑 8 公里內並無足夠大量之燃燒與爆炸物品需考量，因此沒有造成核三廠危害之疑慮。在森林及草地火災方面，火災發生時可能造成核三廠喪失廠外電源，除連繫消防單位進行撲滅火災之外，喪失廠外電源事件後續處理請見本章第七節內容。

4. 事件處理

事件發生後，可參考現行核三廠消防計畫程序書「失火對策計畫」進行處理，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態等的影響。火災發生且擴大至無法由現場人員及自動滅火設備撲滅火勢時，消防隊長於接到火警通告時，應即刻召集全部消防值班人員，依各防火區失火對策計畫立即滅火，並檢視相關組件、系統與結構是否有表面變色或變形等劣化現象。若有上述之現象，應視火場現況，考慮是否需提前拆除或進行現場改善至安全狀態。

5. 輻射影響與緊急應變

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響符合「核子反應器設施管制法施行細則」[9]第 3 條之規定。對於現場作業人員在意外所受曝露及處理意外現場之人員，經評估仍小於「游離輻射防護安全標準」[19]第 7 條之職業曝露之劑量限度規定，且本公司在拆除濃縮放射性廢棄物桶槽前亦會盡可能先對表面污染物進行除污，若真的發生意外，處理意外現場前也需要先進行抽氣；另本公司將嚴守劑量合理抑低原則，妥善管理事件處理之作業人員劑量，以確實符合法規之規範。

火災發生後，現場人員會確定通風過濾系統關閉，以避免放射性物質洩漏到廠外，另外火災若無法立刻撲滅甚至於擴大，則需進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(二) 爆炸

本項說明於除役期間若發生爆炸時之意外分析。

1. 發生原因

除役期間可能造成爆炸，產生輻安事件之作業包括：在執行拆除作業時，使用於熱切割或處理材料動力設備之可燃氣體鋼瓶或壓縮氣體，處理及使用不當造成爆炸，或是焚化爐運轉時意外發生之爆炸。

2. 偵測方法

人員聽到爆炸聲音或觀察到火或煙，或是火警偵測器警報啟動皆可得知。

3. 分析與結果

保守情境假設在拆除濃縮放射性廢棄物桶槽時，採用熱切割，而因使用不當造成可燃氣體鋼瓶或壓縮氣體爆炸，致使全部放射性物質瀰漫整個房間造成空浮，並隨後全部釋放到外界至環境中，此事件分析與結果等同前述(一)火災之分析與結果。此外，爆炸摧毀相關設備亦可能導致喪失廠外電源事件，詳見第七節。

核三廠焚化爐位於廢料廠房內，和用過燃料池非屬同一廠房，且核三廠已於程序書「低放射性廢棄物焚化爐緊急操作程序」規範焚化爐發生電氣火災、液化石油氣火災、燃油火災等事件之因應指引，故焚化爐爆炸應不致影響用過核子燃料完整性進而引發輻安事件。

4. 事件處理

事件發生並衍生火災後，作業人員應依上節(一)火災之處理程序，立即滅火並檢視相關組件、系統與結構是否有受損現象。若有受損，應視現況考慮是否需提前拆除或進行現場改善至安全狀態。

若因爆炸發生喪失廠外電源事件，亦可參考第七節之事件處理方式。

5. 輻射影響與緊急應變

同上節(一)火災及第七節喪失廠外電源。

四、地震、颱風、洪水、海嘯、山崩事件

本節將考量臺灣地區常見的災害，包含：地震、颱風、洪水及山崩事件，在福島電廠因海嘯而重創廠內系統，造成爐心燃料之損害，因此在本章亦對海嘯事件進行評估，確定海嘯對核三廠除役期間可能帶來的影響。本事件與除役各階段之關係如表 7-14 所示。此外，地震、颱風、洪水、海嘯事件由相關管制案持續追蹤，其分析結果及因應措施待管制案完成且經原能會審查核備後，將再重新檢視確認分析結果。

(一)地震

地震事件為臺灣地區常見的事件，因此需要評估地震對核三廠除役期間可能帶來的危害。

1. 發生原因

地震為板塊運動造成地殼變動所引發的構造性地震為主，由於地球地殼內蘊含推動岩層的應力，當應力大於岩層所能承受的強度時，岩層會發生錯動(Dislocation)，錯動會突然釋放巨大的能量，產生彈性波(Elastic Waves)，稱之為地震波(Seismic Waves)，當地震波到達地表時，引起大地的震盪，也就是所謂的地震。

2. 偵測方法

核三廠現有地震監測系統共有 14 只地震加速感測元件，可做為地震發生時之廠址內偵測使用；同時可由中央氣象局所提供之地震報告得知。

3. 分析與結果

地震對用過燃料池之影響主要有兩種影響：第一種為對建築結構之影響；第二種為對系統與設備之影響。

當地震之震度相當高時，將有可能發生用過燃料池池體結構破壞之可能性，當用過燃料池池體結構完整性失效時，貯存在池中的池水將會流失，有可能造成用過核子燃料無水淹蓋而直接曝露於空氣中。在此情況下，用過核子燃料的衰變熱移熱效率不佳，有可能發生燃料護套過熱造成用過核子燃料完整性失效。

用過燃料池為燃料廠房結構的一部分，池體為混凝土結構物內襯鋼槽，當地震造成池體混凝土結構或鋼槽結構失效時，可能引發池水持續流失且無法隔離。核三廠用過燃料池屬耐震一級設計結構物，品質分類為 Q 級，符合 ASME Code Sec.III Div.2 之設計規範。且依因應福島事故地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估報告[17]所示，核三廠用過燃料池的高信心低失效機率(High Confidence Low Probability of Failure, HCLPF) 之耐震能力為 1.32 g，無耐震能力不足之疑慮，本公司 SSHAC L3 結果之 SPID 報告審查意見已於 111 年 7 月全數結案；核三廠用過燃料池完整性評估已納入 SSHAC L3 更新之結果(即核三廠用過燃料池完整性再評估報告)，該報告已陳報原能會，目前正進行實質審查中，後續將待該報告核備後，進行本章節之修訂。

除此之外，鋼槽結構亦有可能因為地震造成燃料儲存格架位移，當槽體與燃料儲存架位移方向不同時，可能會造成內襯鋼槽受到燃料儲存架拉扯而損壞。依據核三廠燃料儲存格架設計，所有的燃料儲存格架為獨立而可自由豎立(Free Standing)的結構體，並未焊接在用過燃料池底板或四周池壁上，因此分析時可排除內襯鋼槽遭到燃料儲存格架拉扯而受損之情事。

其他可能的影響為對系統與設備之影響，當地震發生時，用過燃料池之冷卻或補水系統之耐震度不足以承受所發生之地震時，有可能會造成用過燃料池相關系統或設備因地震損壞。因此，主要的影響將導致用過燃料池的冷卻系統失效，用過燃料池的冷卻系統失效之影響在本章一、(三)用過燃料池喪失冷卻能力事件討論；另外，可能的影響為因地震造成廠外電

力輸配線路損壞，而發生喪失廠外電源的情事，其影響在本章七、喪失廠外電源事件討論。

此外，參考台電公司福島後管制案件 MS-JLD-10103「第三核能發電廠地震及海嘯複合式災害情境分析」報告[25]之分析結果，地震震度低於 0.4g 時，用過燃料池島區相關設備不受地震影響，當地震震度大於 0.4g 時，廠外電源系統及第五台柴油發電機將因地震失效，電廠將依據喪失廠外電源事件之程序書進行處理。

4. 事件處理

由於用過燃料池之耐震度相當的高，無耐震能不足之疑慮，因此發生地震造成用過燃料池池體結構失效之機率相當的低，假定用過燃料池結構體損壞的情境下，短期的處理方法為參照程序書「用過燃料池緊急補水／噴灑策略程序」，對用過燃料池進行補水及噴灑，避免用過核子燃料過熱。

地震對用過燃料池相關系統或設備之影響，主要為用過燃料池冷卻及淨化系統失效，相關的處理可參考本章一、(三)用過燃料池喪失冷卻能力事件與本章七、喪失廠外電源事件進行處理。

5. 輻射影響與緊急應變

用過燃料池池體結構無耐震能力不足的疑慮，另外地震造成用過燃料池冷卻及淨化系統相關設備損壞而使得用過燃料池喪失冷卻、用過燃料池冷卻水流失與喪失廠外電源事件相關輻射影響與緊急應變措施見本章一、(三)用過燃料池喪失冷卻能力事件，一、(四)用過燃料池冷卻水流失事件與本章七、喪失廠外電源事件進行處理。

(二) 颱風

依中央氣象局之統計，臺灣地區平均一年會經歷 3 到 4 個颱風的侵襲，本節將進行評估颱風事件對核三廠除役期間可能帶來的危害。

1. 發生原因

颱風就是在熱帶海洋上發生的一種非常猛烈的風暴，依中央氣象局所提供的颱風成因與 5 項條件有關，這五個條件分別是：海水表層溫度須高於攝氏溫度 26 度、中底層的大氣要夠潮濕、環境風場隨高度不能有太大變化、環境大氣對流不穩定度高與積雲簇的位置不能太接近赤道。

台灣地區即位於北太平洋西部的颱風生成區域，每年都有 10~30 個不同程度及不同行進路線的颱風形成，部分颱風則會直接侵襲或間接影響臺灣地區。

2. 偵測方法

偵測方法可由中央氣象局所提供之海上颱風警報及陸上颱風警報，可預先得知颱風可能的動向與可能產生的降雨量與風速。

3. 分析與結果

依颱風會帶來強風與豪雨之特性進行分析，豪雨之結果可在四、(三)討論洪水之小節討論。核三廠位於熱帶季風氣候區/副熱帶季風氣候區，易受颱風侵襲影響，颱風對海水之影響還有可能發生風暴潮，此部分之分析在於本章四、(三)節討論颱風引起之風暴潮對電廠之影響。

強風對於電廠的影響，由於除役期間大多數之設備皆在混凝土結構物內，因此強風不會對設備有直接之影響。在建置用過燃料池島區時，規劃用過燃料池冷卻及淨化系統之二次側以新增冷卻水塔做為用過核子燃料最終熱沉，假設冷卻水塔為一般工業使用之冷卻水塔，此水塔預計擺放置戶外無混凝土結構物屏障，因此保守假設冷卻塔在颱風事件中可能會喪失功能，造成用過燃料池喪失冷卻能力。

另外，颱風帶來的強風對於電廠影響還須評估強風可能會造成廠外電力輸配線路損壞，而發生喪失廠外電源事件。

4. 事件處理

對於颱風之影響，可能因為豪大雨或風暴潮造成水災事件，或是因強風影響冷卻塔與廠外電源之可靠性。前項的分析將在本章四、(三)節討論；喪失外電之影響，在除役規劃中，用過燃料池島區之電源除了廠外電源外，另保留核三廠之第五台柴油發電機，另外，保留電廠之移動式電源做為第五台柴油發電機之後備；冷卻水塔喪失將會造成用過燃料池冷卻及淨化系統喪失功能，在此事件之處理參考本章一、(三)節用過燃料池喪失冷卻能力事件進行。

5. 輻射影響與緊急應變

因廠外電源喪失之輻射影響，因為有多重與多樣之策略提供用過燃料池相關設備使用，無輻射影響之考量；針對冷卻塔失效而造成喪失用過燃料池冷卻能力之輻射影響與緊急應變，可參考本章、一、(三)節。

(三)洪水

洪水事件可能對於電廠造成多項設施同時損壞，因此需要納入核三廠除役期間風險的評估。造成廠內淹水的成因很多，在本節將一一進行討論。

1. 發生原因

廠外水災除了海嘯外，其他可能的原因亦包括：河川氾濫、生水池潰壩、颱風暴潮與強降水，以下將依序進行分析結果說明。

2. 偵測方法

可由中央氣象局預先得到相關天氣預報數據資料，另外，可由出水渠道之水位得知及時逕流流量。

3. 分析與結果

核三廠廠址內並無天然溪流通過，而最接近廠區之兩條溪流(廠區東側約 3.2 公里外之石牛溪及北側約 3.7 公里外之網紗溪)與電廠間均有自然高地屏障、隔離，並分別流向大海，故無河川氾濫之威脅存在。

由於核三廠鄰近範圍並無水庫或堰壩等水利設施，評估時考慮蓄水建築物破裂事件，核三廠之蓄水構造物潰決評估針對具有潛在潰壩可能性之對象進行分析，包含龍鑾潭及兩座 5 萬噸生水池。

(1) 龍鑾潭潰決評估

以地形地勢(詳圖 7-3)而言，龍鑾潭滿水位 16.5m，雖高於核三廠廠房區地面高程 15 m，惟龍鑾潭與廠房區分屬不同集水區，兩地之間有高程約 30 m 之高地屏障隔離，因此評估潭水潰決之洪水無淹入廠區之慮。

(2) 兩座 5 萬噸生水池

生水池的功用係在持照運轉期間發生緊急狀況時，做為防止反應器過熱的備用水源，為具有潛在潰壩可能性之分析對象。保守假設生水池混凝土壁全部瞬間破損潰決，模擬洪水傳播情況對核三廠廠區的影響。生水池總潰決水體約為 9.5 萬 m³，其洪水傳遞方向主要由生水池往西側流動，此股洪水有部份越過砂尾路後再朝北側地勢較低處流動，另有部份洪水則沿地界圍籬內側巡邏道路往北側地勢較低之核三電廠儲油槽流動；此外，亦有部份洪水由生水池東北側往核三廠第二內牆外圍之倉庫、及由生水池南側往後壁湖方向流動。生水池混凝土壁全部瞬間破損潰決之洪水傳播，其潰決洪水最大淹水深度分析成果如圖 7-4。潰決洪水造成核三廠廠區西北側儲油槽及第二內牆外圍倉庫之最大淹水深度，大都在 1 m 以下，低於核三廠第二內牆高度(約為 3 m)，因此不會溢淹進入發電設備廠區，故生水池潰決對於核三廠之影響甚微。

風暴潮之定義為水面因暴風抬升與潮汐的綜合因素而導致，在過去風暴潮引起之水面上升而導致沿岸之水災，此成因為暴風將風力氣旋推向海岸，導致風暴低壓區的湧浪藉風力將水推往海岸，若再與大潮的條件配合下，可能會引發嚴重的水災。在臺灣地區，主要造成風暴潮的氣象現象主要為颱風，亦稱為颱風暴潮。依據核三廠 FSAR 章節 2.4.5.2 評估，結果顯示最大可能颱風暴潮 (PMSS) 為 CDL(低潮位系統) +5.56m，對應現今中潮位系統為 EL.+5.09m，小於核三廠廠房區地面高程 15 m，因此排除風暴潮之影響，不再進行後續分析。

強降水在臺灣地區發生頻繁，因此必須以特定重現週期所評估最大降雨量與核三廠排洪設計基準進行比對，利用對數皮爾森 III 型分佈、皮爾森 III 型分佈、三參數對數常態分佈、及極端值 I 型分佈等四種常用於極端事件之機率分佈來進行頻率分析結果比較後，依據評估結果較大之對數皮爾森 III 分佈所估算之萬年重現期與百萬年重現期降雨量分別為 262.26 mm/hr 及 415.72 mm/hr。

核三廠主要廠區降雨-逕流分析結果發現，主要廠區萬年迴歸周期之地表逕流為 14.06 cms (Cubic meter per second) 與百萬年迴歸周期逕流量 (Probable Maximum Flood, PMF) 為 22.29 cms，均遠小於廠房區西南角之緊急洩水孔排水能力 40.66 cms，結果顯示在百萬年迴歸周期下，亦即即使廠區排水通道阻塞情形下，緊急洩水孔仍有足夠排洪能力將萬年及百萬年迴歸周期之逕流量排出，不致發生因排洪能力不足造成廠房區淹水之情況。廠區北側(包含倉庫及氣渦輪機廠房)外之排水系統 C1~C3 排放至龍鑾潭，詳見圖 7-5，龍鑾潭滿水位 16.5m，雖高於核三廠廠房區地面高程 15 m，惟龍鑾潭與廠房區分屬不同集水區，且兩地之間有高程約 30 m 之高地屏障隔離，因此不受其溢淹影響。

4. 事件處理

經評估四類廠外水災均對核三廠廠區無影響，因此無需進一步考量後續事件處理。

5. 輻射影響與緊急應變

經評估四類廠外水災均對核三廠廠區無影響，因此無須進行後續輻射影響分析。若廠房外水災持續惡化，則需進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(四)海嘯

1. 發生原因

根據國際海嘯資訊中心(International Tsunami Information Center, ITIC)所公布的海嘯定義：「海嘯是一系列具有極長週期與波長的巨大波浪，這些波浪通常是經由具猛烈衝擊性的海下擾動、近岸或海中的地質活動所造成，當大量的海水遭到置移或地震造成海床突然隆起或下陷，海水便會因為重力的影響產生海嘯。」依上所述，海嘯之成因需要有猛烈衝擊性之海下擾動，一般常見的有海底地層斷裂、隱沒帶地震、火山爆發、海底山崩等地質活動等。

2. 偵測方法

海嘯為廠外事件須有賴專責機構提供專業建議，本公司由中央氣象局取得相關的地震與海嘯資料。

3. 分析與結果

海嘯對核能電廠可能造成的影響包括海水回退引發喪失熱沉，還有海嘯溯上至廠區時造成廠區內設備以及結構物損壞。

海嘯來襲時，核三廠有海水溯升淹溢至臨海廠房的疑慮，造成廠用海水及循環水系統失效，然核三廠島區運轉期間改以冷卻塔作為用過燃料池熱沉，若廠用海水及循環水系統因海嘯失效，仍可使用冷卻塔進行熱移除。

此外，參考本公司福島後管制案件 MS-JLD-10103「第三核能發電廠地震及海嘯複合式災害情境分析」報告[25]之分析結果：當海嘯上溯高度高於海平面 5~15 公尺時，雖溢淹至臨海廠房(循環水泵室及廠用海水泵室)，然島區運轉期間以冷卻塔作為最終熱沉，用過燃料池島區不受影響；而當海嘯上溯高度大於 15 公尺，將使第五台柴油發電機及開關場失效，電廠將依據程序書執行海嘯後救援措施。

依據 FSAR 2.4.10 節，核三廠鄰近海域有紀錄之最大潮差為高雄港的 4.03 公尺；依鄰近區域歷次海嘯高度紀錄及鄰近海域地層結構推算出核三廠最大可能海嘯溯上高度為 4.03 公尺(大潮位)+8 公尺(海嘯溯上)+0.5(餘裕)=EL.+12.53 公尺。而核三廠重要廠房設備高程示意如圖 7-6。本公司「核能電廠海底火山、海底山崩及古海嘯調查暨評估工作」案所產出之核三廠古海嘯調查及評估報告書及核三廠海底火山、海底山崩及構造線報告書已審結，另核三廠水災危害評估與更新(非海嘯部分)報告及核三廠水災危害再評估成果報告書，目前原能會分別進行實質審查及程序審查中，後續待原能會審查並核備上述報告後，將再依據最新海嘯自然危害重新評估結果修訂本節內容。

4. 事件處理

海嘯來襲時，核三廠有海水溯升淹溢至臨海廠房的疑慮，造成廠用海水及循環水系統失效，然核三廠島區運轉期間改以冷卻塔作為用過燃料池熱沉，廠用海水及循環水系統因海嘯失效，仍可使用冷卻塔進行熱移除；而在超越設計基準事故情境下，亦可使用移動式設備對用過燃料池進行補水，確保用過核子燃料完整性。有關冷卻水塔之設計將併入用過燃料池島區建置規劃作業，提報主機關審核。島區完成前，用過燃料池仍以海水做為最終熱沉，當海嘯來襲溢淹至臨海廠房時，將比照運轉中因應措施進

行處理，詳程序書「清運海嘯過後 NSCW 水池進水口垃圾雜物作業指引」及「用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」，以維持廠用海水系統之可用。

5. 輻射影響與緊急應變

海嘯溯上高度不會直接影響廠區且不會造成喪失熱沉，因此無須進行後續輻射影響分析。若海嘯溯上造成廠內淹水，則需進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(五)山崩

山崩須依據廠址地理環境與位置考量，最嚴重可能會導致電廠被山崩的土石掩埋、或是因為土石衝擊、沖刷導致電廠結構、系統、組件受損，核三廠廠址附近即為山區，有潛在發生山崩的可能性，評估時區分為土石流及順向坡兩類別，探討山崩事件對核三廠除役期間燃料完整性的影響。

1. 發生原因

依行政院農業委員會水土保持局所歸納之土石流發生主要成因有三項：(1)豐富的堆積物；(2)充份之水分；(3)足夠的坡度。

根據水土保持技術規範[22]第 31 條，順向坡的定義為凡坡面與層面、劈理面之走向大致平行（兩者走向之交角在 20° 以內），且兩者傾向一致者。

2. 偵測方法

「農委會水保局」有預警系統，每逢「中央氣象局」發布豪大雨特報時，若降雨量達土石流警戒基準值即發布土石流潛勢溪流警戒警訊，相關警戒資訊可由土石流防災資訊網[23]得知。

3. 分析與結果

「農委會水保局」公告資料顯示，核三廠所在地恆春地區並無土石流潛勢溪流，故不須進行後續分析。

於 99 年 4 月 25 日國道 3 號 3.1 公里處發生順向坡滑動造成路旁邊坡崩塌時，核三廠曾做邊坡調查，調查結果顯示核三廠周邊區域並無順向坡存在。核三廠廠房區四周除臨海之南側邊坡地勢較廠房區低外，其餘東、北、西側邊坡皆較廠房區高，且在斜坡上皆設計施作完善駁坎磚，廠房結構直接座落於新鮮泥岩盤上，無土壤液化之狀況。外圍邊坡高度低，坡度緩，無水源，在強震下，地表可能的變動不致太大，無特別因應之需求。

此外根據原能會審查同意之「核三廠山崩潛勢評估及重點邊坡複合式災害影響評估報告」，其內容顯示：「經評估 N3S1 關鍵塊體坍塌後，崩塌之土砂多集中於調查邊坡下方空地（蝕溝出口），滑動方向朝東，整體崩塌土砂量堆積深度介於 0.1-1.5 m。最深土砂堆積區為坡趾處，約 0.8-1.5m。部份崩塌前緣土砂溢流至東側廠界內之南灣宿舍區，約 10-40 cm 高度之土砂堆積停駐於宿舍建物編號 14、15 與 16 房舍間的空地。因馬鞍山東側未有重要救援道路通過，故崩塌模擬土砂堆積結果不涉及廠區內重要道路阻斷（僅影響宿舍區聯絡道路），崩塌塊體潰散後之土砂亦無波及廠區內重要設施。」

土石流評估依據「核能電廠集水區土石流災害潛勢等級評估綜合報告」，廠內僅有 9 號蝕溝符合水保局之土石流初步判定溪谷地形條件，經評估後，結果顯示其土砂堆積範圍不涉及核三廠重要設施及救援道路。

土壤液化評估則依據原能會准予備查之「核三廠廠區重要道路基礎受地震液化潛勢評估綜合報告」，其分析結果為「通往 13 號倉庫之部分重要救援道路可能發生輕微受損，其餘路段發生液化的可能性低，道路下方之涵洞亦不受影響，整體上重要救援道路仍可提供運送救援設施之交通功能。」

4. 事件處理

由於核三廠周邊無土石流潛勢溪流亦無順向坡，因此無需進一步考量後續事件處理。

5. 輻射影響與緊急應變

前述山崩及土石流土砂之評估結果，其流動方向遠離核三廠除役計畫範圍，並不會對範圍內設施造成影響；而針對土壤液化之結果，核三廠已備妥道路清運設備、鋼板、沙包等搶修物資，以利緊急事件時之應變。

五、雷擊事件

閃電為氣象現象，閃電可能對電廠系統造成損壞，本節將進行評估雷擊事件之風險分析，確認除役期間雷擊對核三廠的影響。本事件與除役各階段之關係如表 7-14 所示

1. 發生原因

閃電一般最常發生於雷雲，即為一般所稱的積雨雲。除此之外，閃電也出現於暴風雪、沙暴及位於噴發火山上方的雲中。雷雲產生的閃電有四種型態：第一種是雲層內部的放電現象，佔所有閃電的絕大部分；第二種是雲對地面的閃電，這是最廣為研究的類型，因為它們對人們的生命財產有極大的威脅性，也是本分析所評估的雷擊；第三種是雲與雲間的閃電；最後一型為雲對周圍空氣的放電現象，通常發生在雲頂。

2. 偵測方法

中央氣象局提供即時閃電資料，包含雲間閃電與對地閃電。

3. 分析與結果

雷擊對電廠的影響包括喪失廠外電源、儀控或通訊設備受損，雷擊也可能造成廠內易燃物質儲槽燃燒或爆炸，核能發電廠於設計時依據法規要

求設置避雷措施，以防止雷擊事件造成設備損壞，但雷擊事件仍有可能造成喪失廠外電源事件，

因此，雷擊對核三廠除役期間最主要的影響，來自於因雷擊而造成喪失廠外電源事件。

4. 事件處理

由於電擊對核三廠除役期間最主要的影響，來自於因雷擊而造成喪失廠外電源，可參考本章、七、喪失廠外電源事件一節之內容。

5. 輻射影響與緊急應變

相關的輻射影響與緊急應變，亦請參考本章、七、喪失廠外電源事件一節之內容。

六、輔助系統功能喪失事件

1. 發生原因

支援用過核子燃料安全貯存及除役活動之相關系統包括：電力系統、冷卻系統、壓縮空氣、通風及空調等輔助系統。上述之系統功能喪失的原因有許多可能性，電力系統功能喪失之原因，來自於喪失外電、相關電力設備損壞或人為操作不當；冷卻系統功能喪失之原因來自於系統無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，壓縮空氣喪失之原因來自於系統無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，通風及空調系統失效之原因，來自於系統無電力供給或人為操作不當。

整理上述各個輔助系統功能喪失，共同原因來自於無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當。本事件與除役各階段之關係如表 7-14 所示。

2. 偵測方法

電力系統功能喪失，考量用過核子燃料之安全，當電力系統喪失時，相關的系統會停止運轉，此時島區控制站與現場會有相對應之警報提醒運轉人員。

冷卻系統功能喪失，考量用過核子燃料之安全，當用過燃料池冷卻系統功能喪失，相關的系統會停止運轉，此時島區控制站與現場會有相對應之警報提醒運轉人員。

壓縮空氣與通風空調系統影響為除役期間之工作與工作環境狀況，不會直接影響用過燃料池之安全，在此不討論。

3. 分析與結果

電力系統功能喪失直接影響許多系統之功能，但考量電廠除役期間用過燃料池之安全，電力系統功能喪失會使得用過燃料池冷卻系統無法運作，造成用過燃料池喪失冷卻事件。而冷卻水系統功能喪失，直接影響用過燃料池喪失冷卻。

因此，輔助系統功能喪失事件對除役期間電廠之影響，最主要考量在於用過燃料池喪失冷卻。

4. 事件處理

經分析輔助系統功能喪失事件主要影響，為造成用過燃料池喪失冷卻功能，因此參考本章、一、(三)用過燃料池喪失冷卻能力事件之內容。

5. 輻射影響與緊急應變

相關的輻射影響與緊急應變，參考本章、一、(三)用過燃料池喪失冷卻能力事件之內容。

七、喪失廠外電源事件

當核三廠發生喪失廠外電源時，會造成廠內許多系統停擺，喪失系統應有的功能，因此需要針對核三廠除役期間喪失廠外電源事件所帶來之風險進行評估。本事件與除役各階段之關係如表 7-14 所示。

1. 發生原因

在核三廠持照運轉期間的風險評估，已將電廠之喪失廠外電源分成四類情節：電力系統故障、開關場故障、喪失廠外電網及天候因素導致喪失廠外電源。

2. 偵測方法

當喪失廠外電源時，會造成相關的電力匯流排低電壓引發島區控制站的低電壓警報，用過燃料池冷卻系統亦會停止運轉，此時會產生相關的島區控制站警報。

3. 分析與結果

喪失廠外電源時，會直接造成用過燃料池冷卻系統因喪失電力而停擺，在此情況下將會造成用過燃料池喪失冷卻功能。

4. 事件處理

喪失廠外電源事件之處理，依不同的情節可以有不同的處理方式，在廠內設備失效時，若失效之設備與用過燃料池電力供應有關，可以進行設備修復，在設備修復之前用過燃料池處於喪失冷卻，此時可以依用過燃料池喪失冷卻事件進行處理。在開關場故障部分，由於開關場故障，廠外電源無法供給予廠內用電；因此，採取之行動可進行開關場之修復，在開關場修復前，電廠在除役期間備有第五台柴油發電機與移動式柴油發電機，可臨時供給用過燃料池冷卻系統或補水系統，以確保燃料衰變熱可被移除且用過核子燃料可被水覆蓋，待設備修復後再切換電源。

電網因素與氣候因素，其中氣候因素同樣考量因氣候造成廠外電網不可用，此兩類型皆是廠外電網失效而造成外電無法供電予電廠，且電網的修復非核三廠權責範圍，因此可採取之處置手段為利用第五台柴油發電機與移動式柴油發電機進行供電，確保在電力恢復前用過核子燃料衰變熱可被移除且用過核子燃料可被水覆蓋。在除役期間進行此電源之切換本公司將建立適當程序書進行監視與應變。

5. 輻射影響與緊急應變

在有第五台柴油發電機與移動式柴油發電機做為後備電源下，用過核子燃料之衰變熱能夠有效移除且能夠被水覆蓋，無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

八、行政管制與意外事件之預防

本章第二至七節主要評估除役作業潛在之意外事件及自然災害可能造成之輻射意外，以了解意外事故發生時對工作人員及民眾所造成之輻射劑量。然而，還有許多事件是不常見的意外事故，但依然有發生的可能性。藉由事先的評估，以做為行政管制時可能參考的依據，評估後若確認無需進一步行動時，亦可提供監控方法；若評估後確認需要進一步行為時，可提供適當的監控方法與事件處置，避免意外事件進一步擴大，這項目包含：惡劣氣候、火山、飛機撞擊及人為破壞。

除了討論前述發生頻率低或不確定因素高的事件外，本節同時討論如何利用行政管制的手段預防人員疏失或是可能發生的工安意外。本事件與除役各階段之關係如表 7-14 所示。

(一)人為疏失

除役時，由於組織之改變將產生人心浮動，由國外除役實際經驗得知，至今尚無類似天災等巨大外力對除役工程造成安全危害之意外發生，而絕大多數對除役工程造成安全危害之事件，均為類似於職場工安之人為疏忽。本公司將進行下列之作為，以儘量預防人為因素所造成之意外。

1. 透過員工溝通，使工作人員了解電廠除役之重要規劃，以安撫人心消除不確定感。
2. 安排現場安全管理人員監督除役工程之進行與協助，尤其是協助包商之安全管理。
3. 開設瞭解職災之交流課程，此類課程包含提供承攬商瞭解電廠之訓練課程，該課程納入第十二章內容。作業時，每日召開工具箱會議，並要求所有現場工作人員參加。
4. 進行非關輻射之特殊物質控管，如鉛、含毒油漆、焊接與切割時產生之金屬微粒、噴漆、絕熱、侷限空間之進出、矽化物等。
5. 重要作業執行前，操作人員必須按作業程序模擬演練，實際作業時亦將嚴格要求相關人員遵守作業程序規定，以預防作業過程中因人員疏失所造成之意外事故。
6. 延伸營運安全文化作為適用於除役階段的行為與培養緊急應變處置。
7. 遵循核三廠安全承諾宣言，延續既有之安全原則，包括：(1)以安全性及保守性做為行動準繩，充分運用集體智慧建構營運決策；(2)精進卓越管理系統，敏銳偵知弱點缺失，並迅速有效處置。(3)強化核心專業技術，落實維護經驗回饋、技術傳承；(4)做好主管作業觀察，提升組織績效與安全文化；(5)正確運用風險分析，詳實風險規劃，做好風險管控；(6)落實工具箱會議與現場走動管理，將工作的品質與安全推進到第一線；(7)實踐預知危險、自我查證(STAR)、雙重確認、三向溝通、質疑態度等防誤措施。

(二)工安意外

除了前所述包含燃料相關的意外與輻射安全相關之意外，另考量非輻射相關之意外，此類意外主要是工安意外。工安意外與前面幾節的討論有相當大的不同，第一點在於時間的不同，前面幾節的燃料相關之意外與輻射安全意外，會因核三廠除役作業工作之不同，而使得部分事件發生時將無安全之顧慮，例如：當用過核子燃料全數移往用過核子燃料室內乾式貯存設施時，冷卻水流失

事故將無安全之疑慮。但職業安全只要有工作人員，有工作環境或是有工作需求，都會有潛在的工安意外風險存在。

部分工安意外與輻射安全事件或燃料安全事件重疊，例如吊卸意外事件除了是工安事件外也是輻射意外事件。有關輻射安全相關意外已在前面討論過，因此本章節主要考量為工作人員工作安全。

除役期間之工安意外除了須要考量臺灣一般職業傷害類型，同時納入除役作業的特殊性，保留在除役期間頻率較多作業所引起可能的職業傷害類型。依據工業安全衛生處統計本公司自 89 年至 106 年重大職業災害，以意外事件之發生頻率及嚴重性篩濾出墜落、感電、被撞、被夾、物體倒塌、崩塌等職業傷害；考量除役作業的特殊性，保留溺水、高溫、低溫之接觸以及與有害物之接觸。上述這些事件對工作人員的影響為造成工作人員身體功能失能，嚴重者將會造成人員死亡。

墜落、滾落起因是因為爬高作業所造成，除役期間可比照現行核三廠高架（處）作業程序書進行管制；感電的發生原因在於除役期間電器之使用或設備掛卡檢修、停用時應切電而未切電等情境，除役期間可比照現行核三廠人員與設備安全衛生管理程序書進行管制；被夾可能於吊掛作業時的機械運轉時發生，可比照現行核三廠起重機操作、檢查、吊掛及吊掛構件管理、搬運程序書進行管制；電廠在除役作業期間會有許多拆除作業，設備或結構物之拆除可能發生物體倒塌、崩落及被撞等意外事件，但這類工作皆為計畫性之拆除工作，因此相關風險皆可以掌控，為避免發生人員因拆除作業而發生意外，可比照人員與設備安全衛生管理程序書及職安衛管理手冊進行管制；溺水的可能起因為臨水作業，除役期間可比照人員與設備安全衛生管理程序書進行管制；高溫、低溫之接觸可能的成因為除役期間需要進行切割會使用到熔切或相關動火作業，以及低溫冷凍作業(如:管路冷凍法作業、液態氮使用)，除役期間可比照現行核三廠動用火種工作許可證申請/作業程序書及冷凍作業程序書進行管制；與有害物等之接觸，主要考量除役期間可能使用化學除污的手段進行系統除污，這類

的化學藥劑多為酸鹼藥劑，除役期間可比照現行核三廠酸鹼洩漏緊急作業程序書進行管制。

核三廠現行程序書「人員與設備安全衛生管理」、「職安衛管理手冊」，其他經篩濾後未能詳細討論之事件，可參照電廠現行管制程序進行管制。

而針對職業災害的預防，則有賴工作人員要存有安全文化的觀念，因此需要對除役期間的工作人員進行教育訓練，可參照現行核三廠環境／職安衛管理系統能力、訓練及認知作業程序進行職業安全的相關訓練。

(三) 惡劣氣候

由於全球暖化造成之氣候變遷，愈來愈多極端氣候發生，本節討論可能造成的極端氣候進行討論，以釐清極端氣候對於核三廠除役期間的影響。

1. 發生原因

由於氣候變遷可能會造成地球發生極端氣候，而除役可能發生與氣候有關之外部事件包含：乾旱、夏季高溫、颱風、強降水、大雪。

2. 偵測方法

相關之氣象資料可藉由中央氣象局之相關預報預測。

3. 分析與結果

乾旱對除役電廠之影響，考量用過核子燃料安全，乾旱最直接的影響為用過燃料池之最終熱沉，但因為在除役階段時，用過核子燃料冷卻系統將會進行設計變更，修改系統與管路，以冷卻塔進行熱移除，因此乾旱對系統之影響，在二次側管線因冷卻水蒸發至環境而須補水時造成無水可補，但此事件為一緩慢過程，核三廠有時間可進行應變。

夏季高溫之影響，可能使得冷卻水塔的熱移除效率下降，此事件非立即衝擊用過燃料池安全，核三廠有時間可進行應變。

颱風事件已在前項所述，請參考本章、四、(二)颱風一節之分析結果；強降水的影響為引發洪水事件，洪水事件已在前項所述，請參考本章、四、(三)洪水一節之分析結果。核三廠位處熱帶季風氣候/副熱帶季風氣候地區，平地降雪機率非常低，在極端氣候下亦難有發生大雪之氣候條件。

4. 事件處理

經分析後須進行處理為颱風事件與強降水事件，上述兩事件已在相關章節敘述，請參考本章、四、(二)與(三)兩節之事件處理。

5. 輻射影響與緊急應變

經分析後須進行處理為颱風事件與強降水事件，上述兩事件已在相關章節敘述，請參考本章、四、(二)與(三)兩節之輻射影響與緊急應變。

(四)火山

核三廠廠區附近並無火山活動，本章節僅簡單說明火山事件分析情境。

1. 發生原因

目前國際火山學對活火山的定義為在一萬年內曾經有噴發的紀錄，或是火山底下仍有活躍的岩漿庫，一般而言，火山災害可分為直接與間接兩種，一為火山噴發的直接產物，如高溫熱的熔岩流、碎屑岩流、火山灰等，會直接威脅生命與建物，另一為火山活動間接引發的地質作用，如火山泥流、山崩、海嘯、地震及有害之火山氣體等。

2. 偵測方法

火山之偵測有其專業，需有賴於專業監測機構。以科技部設置之火山觀測站為例，對於火山之監測方法有：火山氣體監測、地表溫度監測、地殼變形監測與地震活動監測。

3. 分析與結果

核三廠廠區附近並無火山活動。

4. 事件處理

依核管案 MS-JLD-10117 之成果報告「核能電廠鄰近地區之陸域火山與海域火山島調查暨評估工作」，綠島、蘭嶼、小蘭嶼非屬活火山，應已不具有火山活動潛能，即使保守假設若未來發生火山活動，因與核三廠之距離與受海洋阻隔，其熔岩流、泥流或火山碎屑流等災害對核三廠應無威脅，惟考量火山灰飄移行為可能之影響，核三廠將依「火山灰對設備、人員影響之因應措施指引」程序書處理。

5. 輻射影響與緊急應變

因核三廠廠區附近並無火山活動，無發生核子事故之虞，事件發生時將進行廠內意外事件應變作業，相關詳情請參考第十六章之內容。

(五) 飛機撞擊

核三廠廠址鄰近區域為禁航區，但附近區域有民用航道，因此無法排除飛機撞擊的可能性，且因大型民用客機若因故撞擊廠區附近，可能造成多重系統損壞。

1. 發生原因

飛機撞擊(Aircraft Impact)係指航空飛行器直接撞擊核能電廠或撞擊廠區周邊區域進而影響電廠運轉的危害，所指的航空飛行器包含固定翼飛行器與直昇機，分析範圍則涵蓋民用與軍用飛行器。

可能發生飛機撞擊核能電廠或其週邊區域之原因在於，飛行中的航空飛行器遭遇事故，使得飛行器迫使無法依其飛行計畫進行或失去飛行器飛行之能力，參考美國國家運輸安全委員會(National Transportation Safety Board, NTSB)對於飛航事故發生的原因，概分為人為相關因素、環境相關

因素與航空器相關因素。人為相關因素主要為駕駛員、維修人員、空中管制人員及組織管理人員；環境相關因素包涵天氣、機場設施、空中交通管制與服務、白天夜晚與地形等因素；與航空器相關因素，包含系統設備、發動機、結構及性能。

2. 偵測方法

核三廠的廠址鄰近區域已申請為禁航區，但附近區域有多條民用航道，因此無法排除飛機撞擊的可能性，且因大型民用客機若因故撞擊廠區附近，可能造成多重系統損壞，已於核管案件 JLD-10112「實施 10CFR50.54(h)(2)」進行管制，核三廠已修訂「NEI 06-12 減緩策略規劃及實施」並納入程序書 1452「大範圍災害減緩指引(EDMG)」中。

3. 分析與結果

根據核三廠用過核子燃料濕式貯存飛行器重擊事件分析，計算出飛機撞擊之頻率為每年 5.31×10^{-8} 次，分析考量了附近之商用機場起降與核三廠廠區周遭之航道，並且考量軍用飛航器之影響所保守評估之值。因此，發生飛機撞擊之頻率相當的低，依 ASME 所發布分析標準[24]中，「廠外事件篩濾與保守度分析」中的細部要項，當危害發生頻率低於每年 10^{-5} 時可以進行篩濾，因此不再進行討論。

4. 事件處理

不進一步進行事件處理評估。

5. 輻射影響與緊急應變

不進一步進行事件處理評估。

(六)人為破壞

本節討論人為破壞對核三廠除役期間的影響。

1. 發生原因

人為破壞成因可分為隨機性與計畫性，即隨機性破壞與蓄意破壞，隨機性破壞可能只是一時興起進行破壞，此類型破壞侷限於人為所在之區域系統設備。本章內容所述之蓄意破壞侷限於除役期間對除役系統或設備之影響。國內常有反核人士進行抗議遊行，亦發生過在核能電廠外進行抗議，因此需要對反核人士之行為需要有所考量，但是由於反核人士不樂見核子事故發生，因此排除反核人士對電廠系統之影響。另一種組織性之團體想要進行破壞而引起社會恐慌，這需要對於廠區內之系統設備有一定之瞭解，才能針對特性設施進行破壞，屬於專業人士破壞部分，亦須要防恐專家之專業考量。至於人員闖入的情況，不明人員闖入核電廠後，可能執行隨機性破壞抑或蓄意破壞。

2. 偵測方法

核三廠對於恐怖攻擊或爆炸、縱火事件依照本公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理，查該計畫導則屬保安保防需密件不公開。

3. 分析與結果

考量隨機性破壞時，由於除役工作作業區設有保安系統，一般外界人士無法輕易接近，因此若有隨機性破壞之行為，由工作人員所為的可能性較高。理由為工作人員在除役之工作區域進行相關作業時容易到達這些區域。在除役期間用過燃料池將建置為用過燃料池島區，能有效與除役作業區域隔離，同時考量門禁系統可限制工作人員只能進到與工作相關之區域；因此，可有效排除工作人員隨機破壞用過燃料池島區相關系統。若合理保守考量這類的破壞造成的損壞，則直接考慮用過燃料池冷卻系統遭受破壞，而造成用過燃料池喪失冷卻能力。

具組織性與專業性之蓄意破壞能夠精準達成目的，對於用過燃料池之影響，保守假設能夠對開關場與用過燃料池冷卻系統進行破壞，而造成喪失廠外電源或用過燃料池喪失冷卻能力。

4. 事件處理

對於破壞電廠系統之人員應由保安系統進行應變，針對前述對核三廠造成之損壞為喪失廠外電源或用過燃料池喪失冷卻能力。這兩類事件參考本章、一、(三)節與本章、七節之處理方法進行事件處理。

5. 輻射影響與緊急應變

針對前述對電廠造成之損壞為喪失用過燃料池冷卻或喪失廠外電源，這兩類事件參考之輻射影響與緊急應變，參考本章、一、(三)節與本章、七節。

九、結語

本章分別討論用過核子燃料貯存相關之意外、除役作業活動之輻射意外、火災及爆炸事件、天然災害，包括地震、颱風、洪水、海嘯與山崩、雷擊事件進行評估用過核子燃料之安全與輻射安全，同時討論輔助系統功能喪失、喪失廠外電源與行政管制相關事件。依據各個事件一一進行討論，同時以保守分析方式判定各事件對除役期間對燃料安全或輻射安全的影響，在評估各項意外事件之影響，顯示不論是廠內事件或是廠外事件時，皆不會對廠外環境造成重大的影響。

在此將本章分析之事件整理成下表：

事件	主要肇因	分析結果
與用過核子燃料貯存相關之意外事件		
重物墜落撞擊用過燃料池	用過核子燃料從爐心吊運至用過燃料池、執行用過核子燃料完整性檢查或用過核子燃料吊運至密封鋼筒階段作業時發生墜落事件。	對廠界接受的輻射劑量低於「核子反應器設施管制法施行細則」[9]限值 島區控制站人員接受之輻射劑量遠低於 10 CFR 50 及「核子反應器設施安全設計準則」[10]限值
非預期臨界	用過燃料池之燃料錯置	無臨界安全之疑慮

事件	主要肇因	分析結果
用過燃料池喪失冷卻能力	用過燃料池冷卻系統與其相關的支援系統的元件、設備因故損壞	執行緊急補水/噴灑作業，確保用過燃料池安全，對環境無影響
用過燃料池冷卻水流失	1.用過燃料池穿越孔失效 2.在管路破裂後，發生虹吸效應造成冷卻水流失	水面下管路已設計虹吸破壞裝置。若發生燃料上方穿越孔失效，水位僅會降至該穿越孔標高位置(140.5 ft)，對環境無影響
除役作業活動潛在之輻射意外事件		
除污意外	執行系統化學除污作業時，人員操作不慎或是設備失效	對廠界之劑量影響符合法規限值；對現場作業人員及處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
拆除意外	大型組件移除、系統拆卸及建物拆除操作不慎發生墜落意外	對廠界之劑量影響符合法規限值；對現場作業人員及處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
吊卸意外	執行拆除作業之吊運或是貯存容器吊運，發生墜落意外	對廠界之劑量影響符合法規限值；對現場作業人員及處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
低放射性廢棄物盛裝意外	作業場所防護設備失效或是人為疏失，造成容器碰撞或未能密合而產生放射性空浮污染	對廠界之劑量影響符合法規限值；對處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
放射性廢棄物暫存之意外	因地震、火災、外力等因素，造成暫存區的低放射性廢棄物貯存容器傾倒	對廠界之劑量影響符合法規限值；對處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外	運送過程中可能因人為疏失或機械故障造成貯存容器傾倒	對廠界之劑量影響符合法規限值；對處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
廢液處理系統之桶槽破裂意外	外力衝擊因素，抑或是設備機械故障或是人員破壞	對廠界之劑量影響符合法規限值；對現場作業人員及處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範

事件	主要肇因	分析結果
廢氣處理系統失效意外	放射性液體廢料處理系統(LRS)的蒸發器失效	除役期間氣體廢料處理系統之意外事件影響較運轉中低。可以 FSAR 15.7.1 評估內容涵蓋。
火災及爆炸事件		
火災	因機具使用不當或是易燃物管理不善	對廠界之劑量影響符合法規限值；對現場作業人員及處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範
爆炸	因機具使用不當或是易燃物管理不善或化學藥劑使用不當	對廠界之劑量影響符合法規限值；對現場作業人員及處理意外現場工作人員的輻射曝露均符合法規之規範

事件	主要肇因	分析結果
自然災害事件		
地震	自然災害	造成用過燃料池喪失冷卻能力與喪失廠外電源
颱風	自然災害	造成用過燃料池喪失冷卻能力與喪失廠外電源
洪水	自然災害	核三廠廠區不受洪水淹溢之影響
海嘯	自然災害	海嘯溯上高度不會直接影響廠區且不會造成喪失熱沉
山崩	自然災害	核三廠周邊無土石流潛勢溪流亦無順向坡
雷擊事件	自然災害	喪失廠外電源
功能喪失事件		
輔助系統功能喪失事件	無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當	用過燃料池喪失冷卻能力
喪失廠外電源事件	廠內設備失效、開關場故障、電網因素及氣候因素。	用過燃料池喪失冷卻能力
行政管制與意外事件之預防		

事件	主要肇因	分析結果
人為疏失	人員因素	行政控管，加強核安文化與應變養成，避免發生人為意外影響廠外
工安意外	不良的工作環境，人員安全意識未能建立	潛在危害作業須依程序書要求進行，依程序書要求進行職安訓練
惡劣氣候	颱風、強降水	等同颱風與洪水事件，造成用過燃料池喪失冷卻能力與喪失廠外電源
火山	自然災害	核三廠廠區附近並無火山活動
飛機撞擊	飛行員操作失誤或飛行器設備故障	核三廠被劃為禁航區且發生撞擊的頻率極低
人為破壞	人為對廠內系統設造成影響	造成用過燃料池喪失冷卻能力或喪失廠外電源

十、 參考文獻

1. Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.2, IAEA, 2008.
2. Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities, NUREG-0586, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2002.
3. 台灣電力公司，「核一廠除役計畫」修訂版，109年5月15日
4. 台灣電力公司，「核二廠除役計畫」，110年7月26日。
5. Maanshan Nuclear Power Station, Unit 1, 2 “Final Safety Analysis Report Amendment No. 47”, Taiwan Power Company, November 2017.
6. 蔡智明、江授全，核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故) 安全評估報告，106年10月31日(TITRAM/MS-RAD-MHD-02-A)。
7. 苑穎瑞、江授全，核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論，104年5月20日(TITRAM/NPPSPT-MHD-02)。

8. Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants, Regulatory Guide 1.145 Rev.1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1982.
9. 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」，107年11月16日。
10. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施安全設計準則」，97年1月11日。
11. 原能會89年7月19日會核字第13091號書函核備核三廠申請使用新型核燃料 VANTAGE+申請案，附件分析報告“Criticality Analysis With Soluble Boron Credit For Maanshan Units 1 & 2 Spent Fuel Storage”，Westinghouse Electric Company LLC Nuclear Fuel, July 2001.
12. 台灣電力公司，”核三廠程序書 366.1「用過燃料池的充水、洩水與過濾」”，106年7月13日。
13. 台灣電力公司，”核三廠程序書 600-N-033「用過燃料池核燃料存放查證」”，101年4月12日。
14. 台灣電力公司，”核三廠程序書 597.1「用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」”，99年7月15日。
15. 台灣電力公司，”核三廠程序書 1451.5「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」”，111年8月19日。
16. 台灣電力公司，”核三廠程序書 1451「機組特定重大事故策略指引」”，111年10月21日。
17. 台灣電力公司，因應福島事故地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估，108年8月(NED-PRA-07A16804-REP-004-03)。
18. 台灣電力公司，”核三廠「900系列輻射防護程序書」”。
19. 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。
20. 中華民國行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物運作許可辦法」，103年9月19日。

21. 台灣電力公司，”核三廠程序書 183.04「放射性液體/氣體管制計畫」”，104 年 2 月 6 日。
22. 行政院農業委員會水土保持局，「水土保持技術規範」，109 年 3 月 3 日。
23. 行政院農業委員會水土保持局土石流防災資訊網
<https://246.swcb.gov.tw/debrisInfo/DebrisStatistics.aspx>
24. Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sa-2009, ASME, 2009.
25. 台灣電力公司，「第三核能發電廠地震及海嘯複合式災害情境分析 Rev.3」，105 年 9 月。

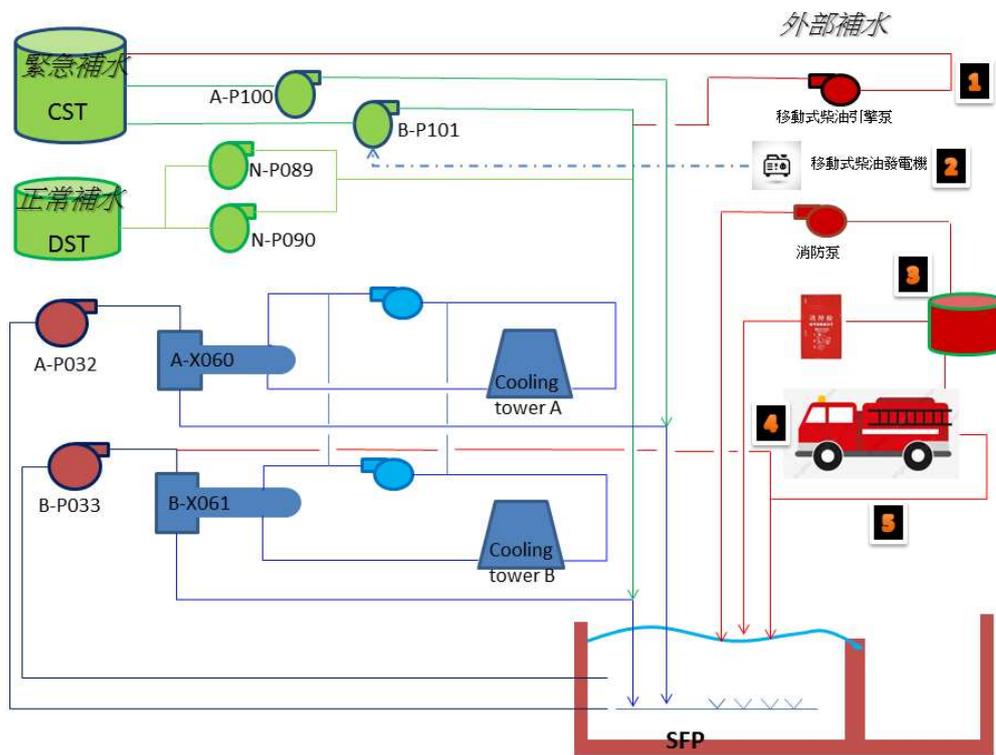


圖 7-1 用過燃料池島區冷卻水及補水系統

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

圖 7-2 核三廠燃料廠房 EL.148 ft 俯視圖

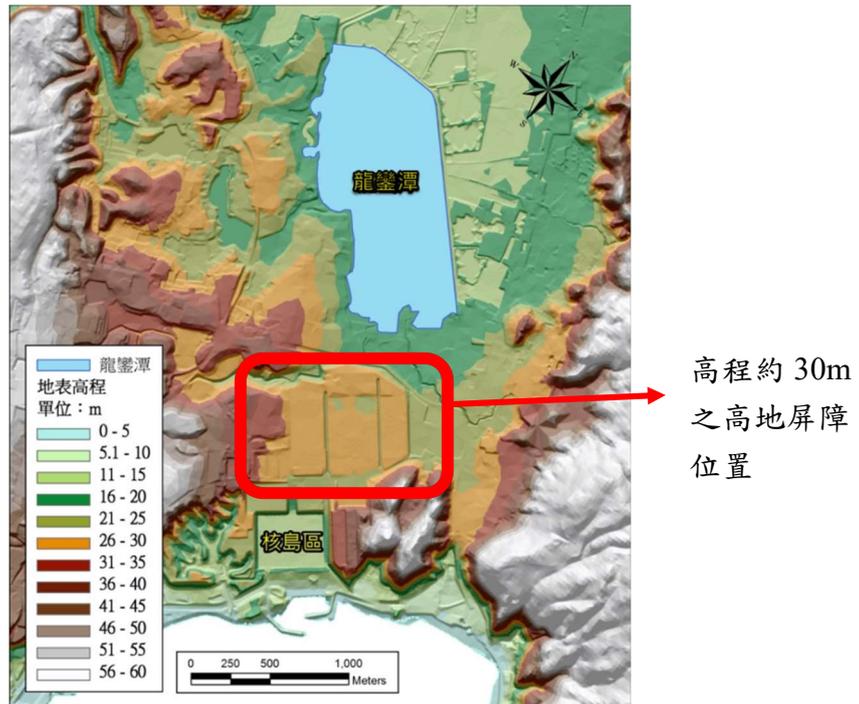


圖 7-3 核三廠與龍鑾潭之區域地形地勢圖



圖 7-4 核三廠生水池潰決洪水最大淹水深度分佈圖(單位：m)



圖 7-5 核三廠排水系統之集水分區

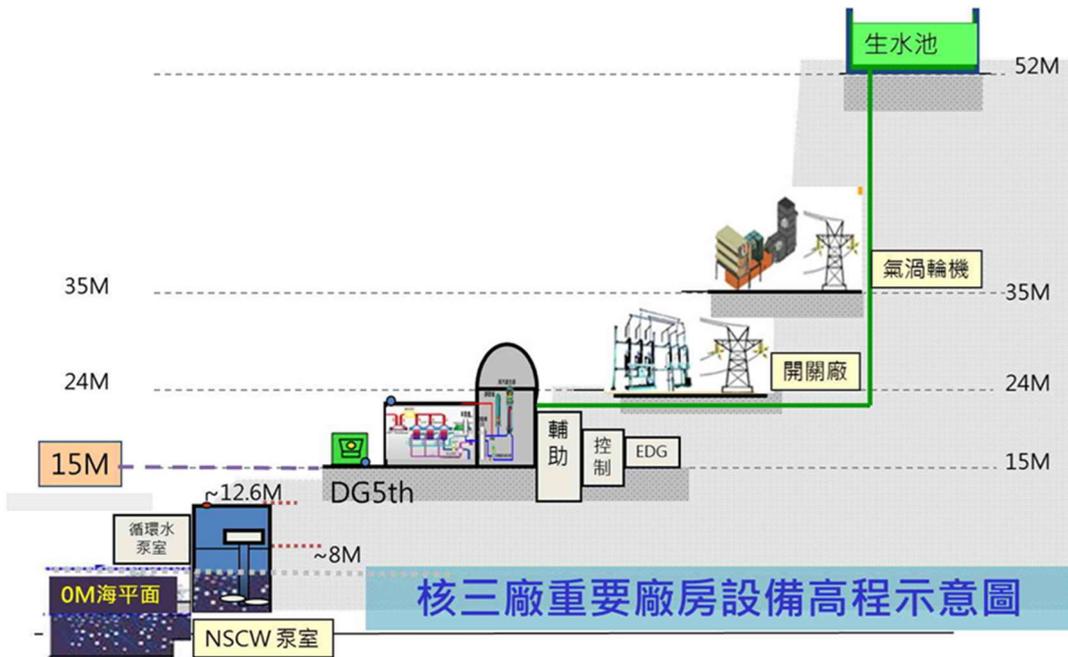


圖 7-6 核三廠重要廠房設備高程示意圖

表 7-1 除役期間不同階段意外事件安全評估範圍

事件 \ 除役階段		除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測*	廠址復原
輻射相關	核子燃料相關	✓	✓	-	-
	非核子燃料相關	✓	✓	✓	-
非輻射相關	工安意外	✓	✓	✓	✓

*廠址最終狀態偵測階段相關之輻安事件，係假想於最終輻射偵測後，萬一發現有土壤或地下水受到污染，而需進行除污時，所造成之相關事件

表 7-2 除役作業活動潛在用過核子燃料貯存意外類別及適用階段

事件 \ 除役階段		除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測	廠址復原
重物墜落撞擊用過燃料池事件		✓	✓	-	-
非預期臨界		✓	✓	-	-
用過燃料池喪失冷卻能力事件		✓	✓	-	-
用過燃料池冷卻水流失事件		✓	✓	-	-

表 7-3 TITRAM 報告與除役報告假設參數差異

	TITRAM 報告	除役報告
分析標的	主控制室	廢料廠房控制室
取氣流量	1000 cfm	4360 cfm
過濾效果	考量元素碘、有機碘及微粒碘皆為 99%	並無考慮過濾效果
內漏率	128cfm	128cfm
大氣擴散因子	採用 FSAR Table 15A-5	依據 105 年至 109 年氣象資料重新計算

表 7-4 事故發生時位於燃料廠房內的核種放射性活度

核種	半衰期 (天)	放射性活度(Ci)				
		停機 4 天	停機 7 天	停機 8 天	停機 15 天	停機 16 天
I-131	8.05	9.22×10^2	7.14×10^2	6.55×10^2	3.59×10^2	3.29×10^2
I-132	0.0958	6.52×10^2	3.45×10^2	2.79×10^2	6.29×10^1	5.08×10^1
I-133	0.8667	8.63×10^1	7.84	3.52	1.30×10^{-2}	5.86×10^{-3}
I-134	0.0365	0	0	0	0	0
I-135	0.2754	8.25×10^{-2}	4.34×10^{-5}	3.51×10^{-6}	7.86×10^{-14}	6.35×10^{-15}
Kr-83m	0.0762	4.19×10^{-8}	3.58×10^{-17}	3.39×10^{-20}	0	0
Kr-85m	0.186	8.06×10^{-3}	1.17×10^{-7}	2.86×10^{-9}	0	0
Kr-85	3,912	4.36×10^3	4.36×10^3	4.35×10^3	4.35×10^3	4.35×10^3
Kr-87	0.0529	7.91×10^{-19}	7.17×10^{-36}	0	0	0
Kr-88	0.1183	3.86×10^{-6}	8.96×10^{-14}	2.50×10^{-16}	4.82×10^{-29}	4.82×10^{-29}
Xe-131m	11.84	1.13×10^3	1.07×10^3	1.04×10^3	8.44×10^2	8.14×10^2
Xe-133m	2.19	2.83×10^3	1.14×10^3	8.38×10^2	9.21×10	6.71×10
Xe-133	5.24	1.42×10^5	9.70×10^4	8.52×10^4	3.40×10^4	2.98×10^4
Xe-135m	0.0106	1.32	6.96×10^{-4}	5.62×10^{-5}	1.26×10^{-12}	1.02×10^{-13}
Xe-135	0.3787	3.48×10^2	1.51	6.29×10^{-3}	6.68×10^{-7}	1.07×10^{-7}
Xe-138	0.0098	0	0	0	0	0

表 7-5 核子燃料吊卸意外情境下 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果

地點與劑量 停機時間(天)	EAB		LPZ 外邊界	
	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲狀 腺劑量 (mSv)	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲狀腺 劑量(mSv)
4	3.1	1034.5	0.4	136.5
7	1.9	789.5	0.3	104.2
8	1.7	723.6	0.2	95.5
15	0.6	395.1	0.1	52.1
16	0.6	362.3	0.1	47.8
限值*	62.5	750	62.5	750

*核子反應器設施管制法施行細則第 3 條的 25%

表 7-6 核子燃料吊卸意外情境下島區控制站內人員劑量分析結果

停機時間(天)	體外曝露 全身劑量 (mSv)	總有效劑量 (mSv)	吸入性 甲狀腺劑量 (mSv)	皮膚劑量 (mSv)
4	0.05	41.5	821.3	8.07
7	0.03	31.6	626.8	5.41
8	0.03	29.0	574.4	4.77
15	0.01	15.8	313.7	2.15
16	0.009	14.5	287.6	1.95
限值*	50	50	300	300

*美國標準審查計畫 6.4 與美國聯邦法規第 10 篇第 50 章附錄 A 之一般設計準則

表 7-7 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後至飽和溫度所需時間

停機距喪失冷卻 之時間(天)	喪失冷卻時初始 總衰變熱功率(MW)	至飽和溫度所 需時間 (小時)	平均溫升率 (°C/小時)
7	11.6500	8.12	7.26
15	9.4835	9.98	5.91
30	7.7820	12.16	4.85
60	6.2590	15.12	3.90
90	5.5549	17.04	3.46
150	4.7709	19.84	2.97
180	4.5032	21.02	2.81
365	3.6021	26.27	2.25

表 7-8 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間

發生喪失冷卻時距停機時間(天)	喪失冷卻後水位下降至燃料頂端 3 m 所需時間(小時)	喪失冷卻後水位下降至燃料頂端所需時間(小時)	平均水位下降速率(m/小時)
7	34.76(1.4 天)	57.82(2.4 天)	0.157
15	42.71(1.8 天)	71.03(3 天)	0.128
30	52.04(2.2 天)	86.57(3.6 天)	0.105
60	64.71(2.7 天)	107.63(4.5 天)	0.084
90	72.91(3 天)	121.27(5.1 天)	0.075
150	84.89(3.5 天)	141.2(5.9 天)	0.064
180	89.94(3.7 天)	149.59(6.2 天)	0.061
365	112.44(4.7 天)	187.02(7.8 天)	0.049

表 7-9 除役作業活動潛在輻射意外事件類別及適用階段

事件	除役階段			
	除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測	廠址復原
除污意外	✓	✓	✓	-
拆除意外	✓	✓	✓	-
吊卸意外	✓	✓	✓	-
低放射性廢棄物盛裝意外	✓	✓	-	-
低放射性廢棄物暫存之意外	✓	✓	-	-
低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外	✓	✓	-	-
廢液處理系統之桶槽破裂意外	✓	✓	-	-
廢氣處理系統失效意外	✓	✓	-	-

表 7-10 濃縮廢液槽拆除意外體外空間劑量率計算

核種	桶槽取樣分析 內部活度 (Bq)	10%桶槽內表面鬆 散污染活度瀰漫空 間中(Bq)	單位體積活度 (Bq/m ³)	劑量轉換因子 DCF (Sv / Bq-s-m ⁻³)	體外空間劑量率 (Sv/s)
Cr-51	2.59×10 ⁸	2.59×10 ⁷	1.88×10 ⁵	1.38×10 ⁻¹⁵	2.59×10 ⁻¹⁰
Mn-54	2.21×10 ⁹	2.21×10 ⁸	1.60×10 ⁶	3.83×10 ⁻¹⁴	6.13×10 ⁻⁸
Co-57	1.41×10 ⁸	1.41×10 ⁷	1.02×10 ⁵	4.98×10 ⁻¹⁵	5.09×10 ⁻¹⁰
Co-58	7.72×10 ⁹	7.72×10 ⁸	5.60×10 ⁶	4.45×10 ⁻¹⁴	2.49×10 ⁻⁷
Co-60	1.69×10 ¹⁰	1.69×10 ⁹	1.22×10 ⁷	1.19×10 ⁻¹³	1.469×10 ⁻⁶
Zn-65	1.05×10 ⁸	1.05×10 ⁷	7.61×10 ⁴	2.73×10 ⁻¹⁴	2.089×10 ⁻⁹
Nb-95	3.97×10 ⁸	3.97×10 ⁷	2.88×10 ⁵	3.49×10 ⁻¹⁴	1.00×10 ⁻⁸
Zr-95	1.98×10 ⁸	1.98×10 ⁷	1.44×10 ⁵	3.37×10 ⁻¹⁴	4.84×10 ⁻⁹
Sb-125	5.99×10 ⁸	5.99×10 ⁷	4.34×10 ⁵	1.87×10 ⁻¹⁴	8.12×10 ⁻⁹
Cs-137	4.23×10 ⁷	4.23×10 ⁶	3.07×10 ⁴	9.28×10 ⁻¹⁷	2.84×10 ⁻¹²
總計	2.86×10 ¹⁰	2.86×10 ⁹		-	1.79×10 ⁻⁶

表 7-11 濃縮廢液槽拆除意外地表輻射劑量率計算

核種	抽氣後活度剩 原釋出量之 1% (Bq)	單位面積活度 (Bq/m ²)	劑量轉換因子 DCF (Sv / Bq-s-m ⁻²)	體外空間劑量率 (Sv/s)
Cr-51	2.59×10 ⁵	1.57×10 ⁴	2.97×10 ⁻¹⁷	4.67×10 ⁻¹³
Mn-54	2.21×10 ⁶	1.34×10 ⁵	7.89×10 ⁻¹⁶	1.06×10 ⁻¹⁰
Co-57	1.41×10 ⁵	8.57×10 ³	1.09×10 ⁻¹⁶	9.34×10 ⁻¹³
Co-58	7.72×10 ⁶	4.69×10 ⁵	9.23×10 ⁻¹⁶	4.33×10 ⁻¹⁰
Co-60	1.69×10 ⁷	1.03×10 ⁶	2.30×10 ⁻¹⁵	2.36×10 ⁻⁹
Zn-65	1.05×10 ⁵	6.38×10 ³	5.39×10 ⁻¹⁶	3.44×10 ⁻¹²
Nb-95	3.97×10 ⁵	2.41×10 ⁴	7.27×10 ⁻¹⁶	1.75×10 ⁻¹¹
Zr-95	1.98×10 ⁵	1.20×10 ⁴	7.02×10 ⁻¹⁶	8.44×10 ⁻¹²
Sb-125	5.99×10 ⁵	3.64×10 ⁴	4.08×10 ⁻¹⁶	1.48×10 ⁻¹¹
Cs-137	4.23×10 ⁴	2.57×10 ³	2.99×10 ⁻¹⁸	7.68×10 ⁻¹⁵
總計	2.86×10 ⁷		-	2.95×10 ⁻⁹

表 7-12 濃縮廢液槽拆除意外外釋全身劑量計算

核種	外釋活度(Bq)	體內有效劑量轉換因子(Sv/Bq)	體外劑量轉換因子 DCF (Sv / Bq-s-m ⁻³)	全身劑量 (Sv)
Cr-51	2.56×10 ⁷	2.00×10 ⁻¹¹	1.38×10 ⁻¹⁵	5.57×10 ⁻¹¹
Mn-54	2.19×10 ⁸	8.68×10 ⁻¹⁰	3.83×10 ⁻¹⁴	1.94×10 ⁻⁸
Co-57	1.40×10 ⁷	1.88×10 ⁻¹⁰	4.98×10 ⁻¹⁵	2.56×10 ⁻¹⁰
Co-58	7.64×10 ⁸	5.36×10 ⁻¹⁰	4.45×10 ⁻¹⁴	4.59×10 ⁻⁸
Co-60	1.67×10 ⁹	5.27×10 ⁻⁹	1.19×10 ⁻¹³	8.51×10 ⁻⁷
Zn-65	1.04×10 ⁷	2.25×10 ⁻⁹	2.73×10 ⁻¹⁴	2.19×10 ⁻⁹
Nb-95	3.93×10 ⁷	5.67×10 ⁻¹⁰	3.49×10 ⁻¹⁴	2.38×10 ⁻⁹
Zr-95	1.96×10 ⁷	2.56×10 ⁻⁹	3.37×10 ⁻¹⁴	4.72×10 ⁻⁹
Sb-125	5.93×10 ⁷	1.42×10 ⁻⁹	1.87×10 ⁻¹⁴	7.92×10 ⁻⁹
Cs-137	4.19×10 ⁶	4.67×10 ⁻⁹	9.28×10 ⁻¹⁷	1.77×10 ⁻⁹
總計	2.83×10 ⁹		-	9.35×10 ⁻⁷

表 7-13 曝露包件距離與劑量率及 2 小時劑量之關係

曝露距離 (m)	劑量率 (mSv/hr)	2 小時劑量 (mSv)	備 註
0	2	4	包件表面劑量率
0.1	4.69×10^{-1}	9.39×10^{-1}	
0.2	3.97×10^{-1}	7.93×10^{-1}	
0.4	3.03×10^{-1}	6.05×10^{-1}	
0.6	2.45×10^{-1}	4.90×10^{-1}	
0.8	2.05×10^{-1}	4.11×10^{-1}	
1.0	1.77×10^{-1}	3.54×10^{-1}	
2.0	6.18×10^{-2}	1.24×10^{-1}	假設為事故處理人員停留位置
4.0	1.87×10^{-2}	3.74×10^{-2}	
6.0	8.90×10^{-3}	1.78×10^{-2}	
8.0	5.18×10^{-3}	1.04×10^{-2}	
10	3.39×10^{-3}	6.78×10^{-3}	
20	8.84×10^{-4}	1.77×10^{-3}	
40	2.26×10^{-4}	4.52×10^{-4}	
60	1.01×10^{-4}	2.02×10^{-4}	
80	5.71×10^{-5}	1.14×10^{-4}	
100	3.66×10^{-5}	7.33×10^{-5}	
200	9.20×10^{-6}	1.84×10^{-5}	
400	2.30×10^{-6}	4.61×10^{-6}	
500	1.48×10^{-6}	2.95×10^{-6}	
600	1.03×10^{-6}	2.05×10^{-6}	
800	5.77×10^{-7}	1.15×10^{-6}	
1,000	3.69×10^{-7}	7.39×10^{-7}	

註：距離小於兩倍包件尺寸以線射源評估；距離大於兩倍包件尺寸以點射源評估

表 7-14 除役作業活動潛在其他意外類別及適用階段

事件 \ 除役階段	除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測	廠址復原
火災及爆炸事件				
火災	✓	✓	✓	
爆炸	✓	✓	✓	
自然災害				
地震	✓	✓	✓	
颱風	✓	✓	✓	
洪水	✓	✓	✓	
海嘯				
山崩				
雷擊事件	✓	✓	✓	
功能喪失事件				
輔助系統功能喪失事件	✓	✓	✓	
喪失廠外電源事件	✓	✓	✓	
預防意外事件之行政管制				
人為疏失	✓	✓	✓	
工安意外	✓	✓	✓	✓*
惡劣氣候	✓	✓	✓	
火山				
飛機撞擊				
人為破壞	✓	✓	✓	

*工安意外之分析對象為工作人員，故四階段都適用。其餘意外皆針對設備、組件、用過燃料池冷卻能力之影響進行評估。

附錄 7.A 用過燃料池熱水流分析

本分析依據TITRAM方法論[A-1]中所敘述之基本守恆方程式，評估核三廠用過燃料池於事故期間的熱水流現象，首先計算事故發生時用過燃料池所有燃料的衰變熱，再透過水池水量計算與能量守恆方程式，評估用過燃料池的水位高度、水位下降速率及水位高度下降至燃料棒裸露所需時間，整體分析可分為燃料衰變熱計算與用過燃料池水溫與水位計算。

A.1 計算方法

由本公司EUP (Energy Utilization Plan) Rev.64版[A-7]可知，2號機比1號機多一個cycle，故本報告保守以核三廠2號機為分析案例，假設燃料分別於停機後7天、15天、30天、60天、90天、150天、180天及365天後全部退出至用過燃料池，並即刻發生冷卻能力喪失事件，相關重要假設如下：

- (1) 用過燃料池所有的冷卻與補水系統均保守假設不可用；
- (2) 各週期退出之燃料束數量係保守假設滿池2160束，內含157束剛退出燃料；
- (3) 採用ASB 9-2[A-2]方式計算燃料衰變熱功率；
- (4) 有關ASB 9-2[A-2]公式中之to(cumulative operating time)， cycle 1~ cycle 28皆保守假設為1600天。而由本公司EUP Rev.64版可知Cycle 29運轉1159天，故Cycle 29的to保守假設為Reracking報告[A-3] Table 5-2中的1250天，其中Cycle 29 退出之157束燃料僅部分歷經1250天運轉天數，此處保守假設157束燃料皆運轉1250天；
- (5) 每週期EOC、BOC： Cycle 1~Cycle 26使用核三廠實績值，而後續尚未退出及運轉之部分(Cycle 27~Cycle 29)使用本公司EUP Rev.64之資料；
- (6) 爐心熱功率：第1~17批次為2775 MW，第18~29批次為2822 MW；
- (7) 每束燃料功率：使用運轉功率除以全爐燃料157束之平均功率值；
- (8) 用過燃料池初始水溫為41℃；
- (9) 用過燃料池正常水位距池底高度為12.03 m[A-4]，惟保守假設採用運轉規範之10.93m[A-6]，燃料頂部距池底高度為3.92 m[A-4][A-5]。

A.2 衰變熱計算方法

燃料衰變熱計算是依據美國核管會標準審查方案NUREG-0800之ASB 9-2衰變熱功率計算式，計算用過核子燃料在停機後不同時間的衰變熱，衰變熱來源可分成兩種，一是分裂產物衰變熱(Fission Product Decay Heat)，另一是重元素衰變熱(Heavy Element Decay Heat)，計算方式說明如下。

分裂產物衰變熱功率比值計算之主要輸入參數，包括停機後時間(t_s)與燃料累積運轉時間(t_0)，計算方式如[A-1式]及[A-2式]所示，計算所需參數 A_n 及 a_n 數值如表A-1所示。

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200} \sum_{n=1}^{11} A_n \exp(-a_n t_s) \quad [A-1式]$$

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1 + k) \left[\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) \right] - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \quad [A-2式]$$

其中

P/P_0 : fraction of operating power

t_0 : cumulative reactor operating time (seconds)

t_s : time after shutdown (seconds)

k : uncertainty factor, 0.2 for $0 \leq t_s < 10^3$ and 0.1 for $t_s \geq 10^3$

A_n, a_n : fit coefficients(表A-1)

表A-1 衰變熱功率比值計算參數表

n	A_n	$a_n(\text{sec}^{-1})$
1	0.5980	1.772×10^0
2	1.6500	5.774×10^{-1}
3	3.1000	6.743×10^{-2}
4	3.8700	6.214×10^{-3}
5	2.3300	4.739×10^{-4}
6	1.2900	4.810×10^{-5}
7	0.4620	5.344×10^{-6}
8	0.3280	5.716×10^{-7}
9	0.1700	1.036×10^{-7}
10	0.0865	2.959×10^{-8}
11	0.1140	7.585×10^{-10}

用過核子燃料的重元素衰變熱功率比值分別來自於U-239與Np-239，計算方式如以下[A-3式]及[A-4式]所示：

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \times [1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)$$

[A-3式]

$$\frac{P(N_p-239)}{P_0} = 2.17 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \{1.007[1 - \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_0)] \times \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_s) - 0.007[1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)\}$$

[A-4式]

其中：

$P(U-239)/P_0$: fraction of operating power due to U-239

$P(N_p-239)/P_0$: fraction of operating power due to Np-239

C : conversion ration, atoms of Pu-239 produced per atom of U-235 consumed

σ_{25} : effective neutron absorption cross section of U-235(barn)

σ_{f25} : effective neutron fission cross section of U-235(barn)

$C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}$: 保守假設為0.7

A.3 用過燃料池水位下降趨勢計算方法

用過燃料池水位係利用能量守恆方程式計算，計算時考慮用過燃料池水溫變化、用過燃料池水位變化等計算方法，計算方法說明如下。

- 用過燃料池水溫變化

用過燃料池池水的初始溫度假設為41°C，當喪失冷卻事故發生初時，池水會吸收燃料之衰變熱上升至飽和溫度，在此階段採用能量守恆的觀念，用過燃料池水溫變化如以下[A-5式]所示：

$$\rho C_p V \frac{dT}{dt} = P(t)$$

[A-5式]

其中

ρ 為水的密度(kg/m³)

C_p 為液態水的比熱容(J/kg-°C)

V 為用過燃料池的池水體積(m³)

T 為池水溫度(°C)

P 為衰變熱功率(W)

經有限差分法處理，水溫變化可由以下[A-6式]及[A-7式]計算：

$$\rho C_p V \frac{T_i - T_{i-1}}{t_i - t_{i-1}} = \frac{P(t_i) + P(t_{i-1})}{2} \quad [\text{A-6式}]$$

$$T_i = T_{i-1} + \frac{\Delta t \times [P(t_i) + P(t_{i-1})] / 2}{\rho C_p V} \quad [\text{A-7式}]$$

其中

Δt 為時間間隔(秒)

i 表當下時間步階

$i-1$ 表上一個時間步階

- 用過燃料池水位變化

池水溫度因達飽和溫度而開始有汽液相變化發生，用過燃料池水位因此下降，此時燃料產生的衰變熱功率完全被池水所吸收，轉作為汽化熱，此階段於水位下降至燃料棒頂端結束，水位變化依據能量守恆方程式如以下[A-8式]所示：

$$-\rho A \frac{dH}{dt} = \frac{P(t)}{H_{fg}} \quad [A-8式]$$

其中

H為水位高度(m)

A為用過燃料池截面積(m²)

H_{fg}為水的汽化熱(J/kg)

經有限差分法處理，水位變化可由以下[A-9式]計算：

$$H_i = H_{i-1} - \frac{\Delta t \times [P(t_i) + P(t_{i-1})] / 2}{\rho A H_{fg}} \quad [A-9式]$$

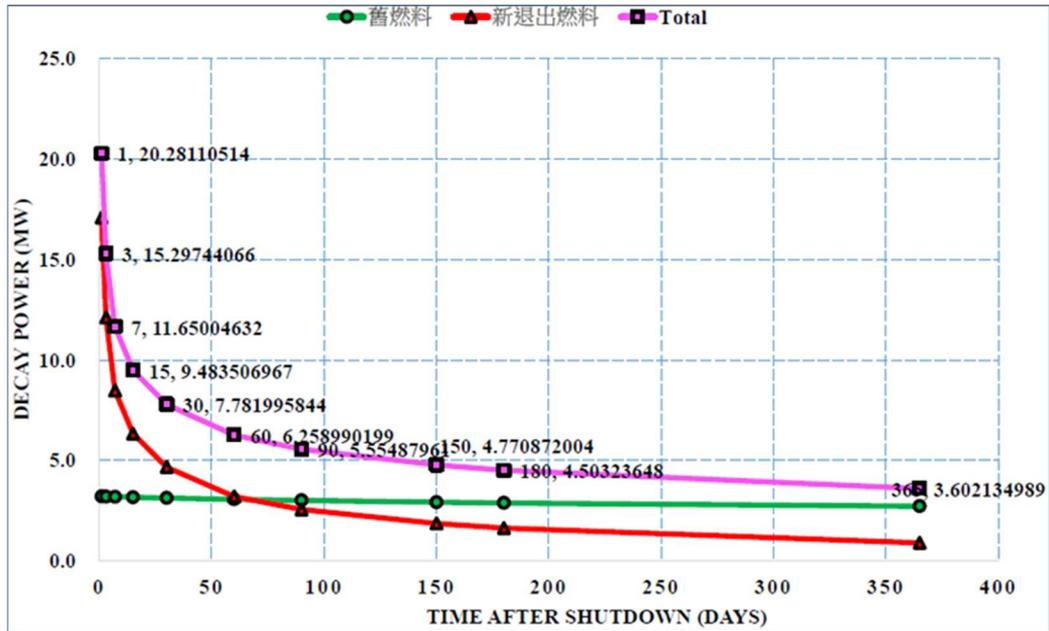
A.4 計算結果

用過燃料池在喪失冷卻系統事件發生後，如果沒有起動任何補水系統，用過燃料池之池水將會逐漸被加熱至飽和溫度，池水至飽和溫度後將產生蒸發，用過燃料池水位開始降低，直至燃料棒裸露，因裸露之燃料棒無法再藉由池水移走衰變熱，溫度將迅速竄升。

- 用過核子燃料衰變熱計算結果

用過核子燃料產生之衰變熱係根據ASB 9-2方式來計算，並參考核三廠用過燃料池容量擴充（Reracking）報告 [A-3] Table 4-3之配置，假設用過燃料池以滿池方式擺放2160束，內含157束剛退出燃料，以合理保守估計用過燃料池之衰變熱，針對不同之退出時間，計算結果如圖A-1與表A-2所示。此計算結果為全部退出當下的衰變熱功率，後續用過燃料池溫度計算時，衰變熱功率會隨時間持續遞減。另從結果中可以看出主要衰變熱功率來自於新退出燃料，因此，停機至全部退出之時間對於用過燃料池的衰變熱功率總和影響很大，表A-2中可看出，30天後全部退出相

較於7天後全部退出，前者衰變熱功率不到後者的7成。



圖A-1 燃料衰變熱與停機時間關係圖

表A-2 不同退出時間的燃料衰變熱計算結果

距離停機時間 (天)	舊燃料衰變熱 [2,160-157=2,003 束] (MW)	新退出燃料衰變熱 [全爐 157 束] (MW)	衰變熱總和 (MW)	與停機 7 天後 退出之衰變熱 相比
7	3.1800	8.4701	11.6500	100.00%
15	3.1594	6.3241	9.4835	81.40%
30	3.1232	4.6588	7.7820	66.80%
60	3.0589	3.2001	6.2590	53.73%
90	3.0036	2.5513	5.5549	47.68%
150	2.9133	1.8576	4.7709	40.95%
180	2.8759	1.6273	4.5032	38.65%
365	2.7126	0.8895	3.6021	30.92%

● 用過燃料池至飽和溫度之時間預估

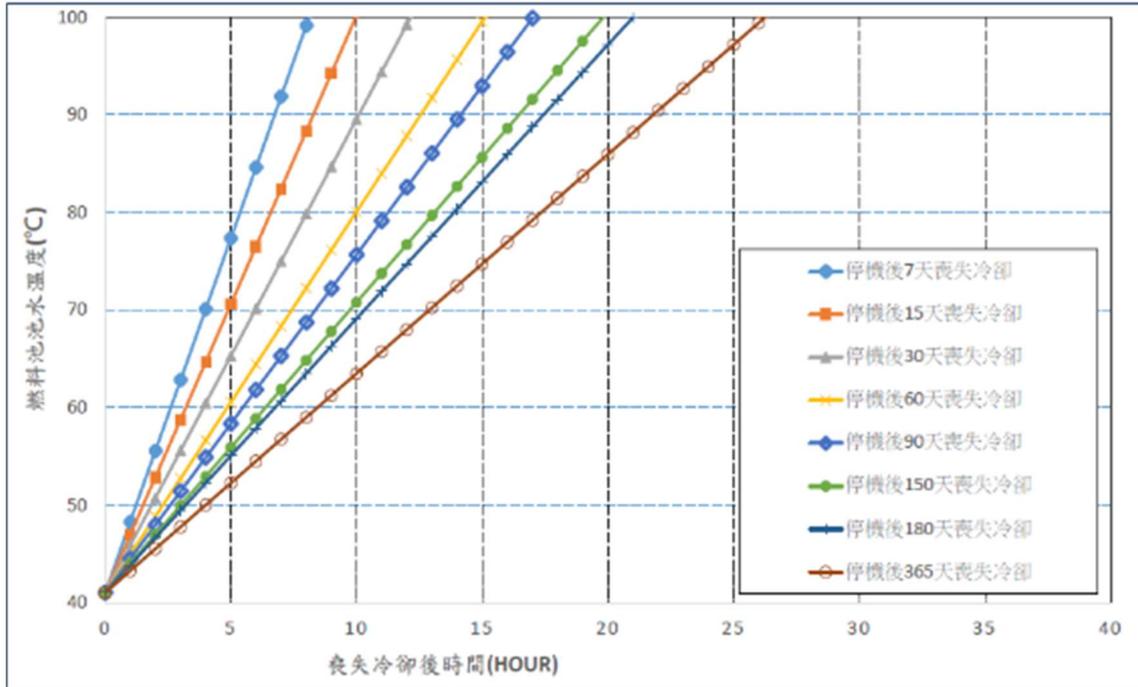
用過燃料池的水量計算係根據核三廠用過燃料池容量擴充（Reracking）報告 [A-3] 所提供資料計算。用過燃料池具有格架、燃料等固體，固體所佔之體積為 6357 ft³，正常水位高度為 12.03 m (39.5 ft) [A-3]，惟本報告保守採用運轉規範之 10.93m 作為初始水位高度，格架高度為 4.265 m (13.993 ft)，燃料頂部高度為 3.92m (12.86 ft)。

分析時所引用之用過燃料池水量49495.94 ft³(1401.57 m³)，為已扣除格架、燃料等固體空間6357 ft³之體積。

用過燃料池喪失冷卻能力假設意外事件發生分別在停機7、30、60、90、180及365天時，用過燃料池總水量經計算為1401.57 m³，用過燃料池初始溫度為41°C，此時退出之燃料初始總衰變熱功率如表A-2。在不考慮熱散失下，計算所得至飽和溫度時間分別為事件發生後的8.12小時(停機後7天喪失冷卻之情境)、12.16小時(停機後30天)、15.12小時(停機後60天)、17.04小時(停機後90天)、21.02小時(停機後180天)及26.27小時(停機後365天)。此外，由於事件發生至用過燃料池到達飽和溫度之時間，總衰變熱功率所產生的變化並不明顯，因此其溫升趨勢接近線性而溫升率如表A-3，計算所得之用過燃料池池水溫度變化如圖A-2所示。

表A-3 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後至飽和溫度所需時間

停機距喪失冷卻之時間(天)	喪失冷卻時初始總衰變熱功率(MW)	至飽和溫度所需時間(小時)	平均溫升率(°C/小時)
7	11.6500	8.12	7.26
15	9.4835	9.98	5.91
30	7.7820	12.16	4.85
60	6.2590	15.12	3.90
90	5.5549	17.04	3.46
150	4.7709	19.84	2.97
180	4.5032	21.02	2.81
365	3.6021	26.27	2.25



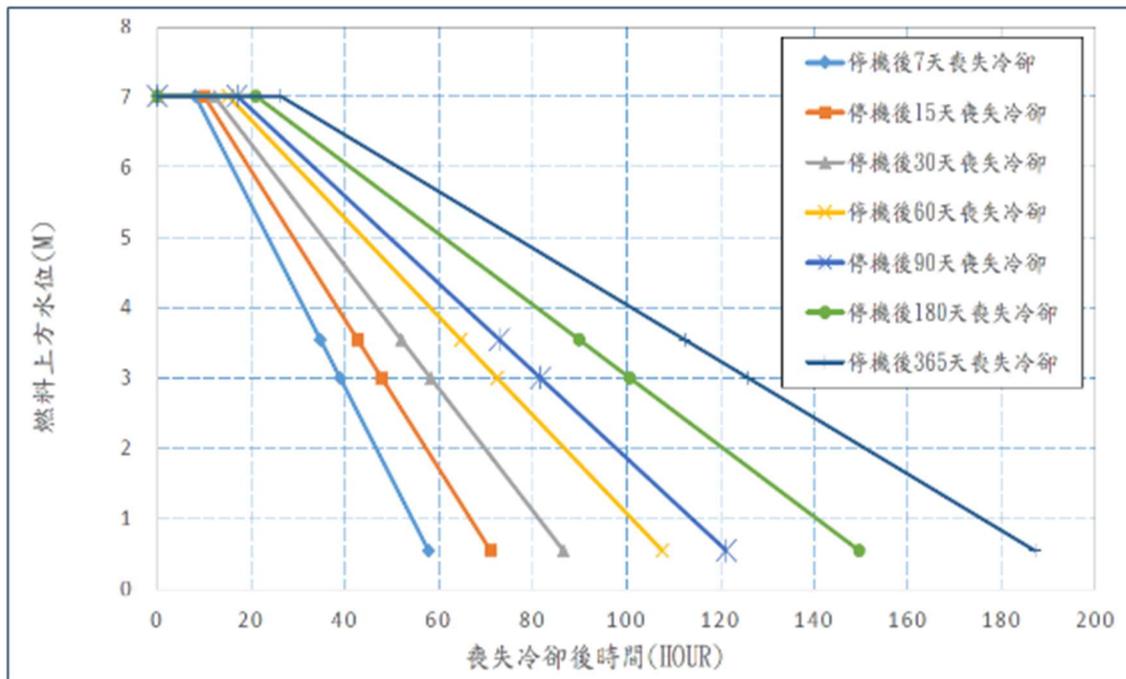
圖A-2 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後之溫度變化

- 用過燃料池水位下降趨勢

當用過燃料池的水溫接近飽和溫度(100°C)時，池水將因為蒸發作用產生池水減少之現象，由於液態水在常壓下之汽化熱高達2.26 MJ/kg，故少量水即可提供大量的移熱能力，因此用過燃料池中的燃料在未裸露前，可藉由水將燃料衰變熱移除，並使燃料護套與燃料丸溫度維持於接近水的飽和溫度。由前節所述喪失冷卻至飽和溫度之時間，再加上池水從飽和溫度至燃料裸露之時間，核三廠用過燃料池由喪失冷卻到燃料裸露之時間分別為57.82小時(停機後7天喪失冷卻之情境)、86.57小時(停機後30天)、107.63小時(停機後60天)、121.27小時(停機後90天)、149.59小時(停機後180天)及187.02小時(停機後365天)，此階段因燃料仍被池水淹沒，無過熱疑慮，其間的平均水位降低狀況如表A-4所示，期間的水位變化如圖A-3所示。

表A-4 除役期間用過燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間

發生喪失冷卻時距停機時間(d)	喪失冷卻後水位下降至燃料頂端 3 m 所需時間(hr)	喪失冷卻後水位下降至燃料頂端所需時間(hr)	平均水位下降速率(m/hr)
7	34.76(1.4 天)	57.82(2.4 天)	0.157
15	42.71(1.8 天)	71.03(3 天)	0.128
30	52.04(2.2 天)	86.57(3.6 天)	0.105
60	64.71(2.7 天)	107.63(4.5 天)	0.084
90	72.91(3 天)	121.27(5.1 天)	0.075
150	84.89(3.5 天)	141.2(5.9 天)	0.064
180	89.94(3.7 天)	149.59(6.2 天)	0.061
365	112.44(4.7 天)	187.02(7.8 天)	0.049



圖A-3 用過燃料池於喪失冷卻後之水位變化圖

A.5 結論

本分析針對核三廠用過燃料池進行喪失冷卻能力事件分析，並假設爐心之用過核子燃料全部退出至用過燃料池，於反應器停機後7、30、60、90、180及365天喪失冷卻系統，分析之內容包括衰變熱計算、用過燃料池溫升與水位評估。

在冷卻系統完全失效，且不考慮其他補水系統的保守假設情境下，本分析計算不同燃料退出時間的池水至飽和溫度、池水下降及燃料裸露等發生時間，用過燃料池至飽和溫度時間的計算結果如表A-3所示，水位下降至燃料頂端3m及燃料頂端的計算結果如表A-4所示。

以停機後180天發生喪失用過燃料池冷卻事件的狀況為例，事件發生時用過燃料池內的衰變熱為4.5MW，事件發生21.02小時後池水開始進入飽和溫度；事件發生後89.94小時(3.7天)，用過燃料池水位會降至燃料上方3m；事件發生後149.59小時(6.2天)，用過燃料池水位下降至燃料頂端。

A.6 參考資料

- [A-1] 計算流體力學分析方法論/乾式貯存與大修機組冷卻之熱流分析應用，NRD-SER-99-06
- [A-2] “Residual Decay Energy for Light-Water Reactors for Long-Term Cooling,” NRC Standard Review Plan (NUREG-0800), Rev.2, Section 9.2.5, Branch Technical Position ASB 9-2, July 1981.
- [A-3] THERMAL HYDRAULIC EVALUATION OF MAANSHAN UNITS 1 AND 2 WITH MAXIMUM DENSITY SPENT FUEL STORAGE RACKS Rev. 2, Northeast Technology Corporation, January 1994.
- [A-4] Maanshan Nuclear Power Station, Unit 1, 2 “Final Safety Analysis Report Amendment No. 47”, Taiwan Power Company, November 2017. chapter 9.1.3.2.3
- [A-5] 核三廠廠房土木圖面：C-ZF-603
- [A-6] 核三廠 TS 3.7.15
- [A-7] 台灣電力公司 Energy Utilization Plan(EUP), Rev.64

附錄 7.B 第七章除役期間預期之意外事件安全分析之重要管制事項

項次	內 容	管制時程
7-1	用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。	113.07 提出
7-2	核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式。	113.07 (1 號機運轉執照屆期前提報) 113.07~126.09 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前)
7-3	事件通報程序，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理。	113.07~139.05 (除役期間)
7-4	兩部機組吊運用過核子燃料行政管制	113.07~126.09 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前)
7-5	除役期間消防計畫依安全分析報告 9.5.1 及美國核管會法規指引 RG 1.191 規定辦理。若有變更須另案申請。	113.07~139.05 (除役期間)
7-6	除役期間應持續辦理場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。	113.07~139.05 (除役期間)