

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 | 1 |
| 一、 用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件 | 3 |
| (一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池 | 3 |
| (二) 非預期臨界 | 8 |
| (三) 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件 | 8 |
| (四) 用過核子燃料池冷卻水流失事件 | 12 |
| 二、 除役作業活動潛在之輻射意外事件 | 14 |
| (一) 除污意外事件 | 15 |
| (二) 拆除意外事件 | 17 |
| (三) 吊卸意外事件 | 20 |
| (四) 低放射性廢棄物包裝意外事件 | 21 |
| (五) 低放射性廢棄物暫存之意外事件 | 22 |
| (六) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外 | 24 |
| (七) 廢液處理系統之桶槽破裂意外 | 26 |
| (八) 廢氣處理系統之排氣管破裂意外 | 28 |
| 三、 火災及爆炸事件 | 28 |
| (一) 火災 | 28 |
| (二) 爆炸 | 30 |
| 四、 地震、颱風、洪水、海嘯、土石流事件 | 31 |
| (一) 地震 | 32 |
| (二) 颱風 | 34 |
| (三) 洪水 | 35 |
| (四) 海嘯 | 37 |
| (五) 土石流 | 39 |
| 五、 雷擊事件 | 40 |
| 六、 輔助系統功能喪失事件 | 41 |

| | |
|--|----|
| 七、 喪失廠外電源事件 | 42 |
| 八、 預防意外事件之行政管制 | 43 |
| (一) 人為疏失 | 44 |
| (二) 工安意外 | 44 |
| (三) 惡劣氣候 | 46 |
| (四) 火山 | 47 |
| (五) 飛機撞擊 | 49 |
| (六) 人為破壞 | 50 |
| 九、 結論 | 52 |
| 十、 參考文獻 | 56 |
| 附錄 7.A 用過核子燃料熱水流分析 | 70 |
| 附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191 摘要 | 82 |
| 附錄 7.C 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 | 84 |

圖 目 錄

| | |
|--|------|
| 圖 7-1 用過核子燃料池島區冷卻水及補水系統..... | 7-59 |
| 圖 7-2 用過核子燃料池與燃料傳送渠道於標高 1 ft 俯視圖 | 7-59 |
| 圖 7-3 生水池(B 池)北面混凝土牆壁全部破損潰決影響區域 | 7-60 |
| 圖 7-4 核二廠區週遭土石流潛勢溪流位置及影響範圍 | 7-60 |
| 圖 7-5 核二廠廠址附近火山災害潛勢圖 | 7-61 |

表 目 錄

| | |
|---------------------------------------|------|
| 表 7-1 除役期間不同階段意外事件安全評估範圍..... | 7-63 |
| 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..... | 7-63 |
| 表 7-3 事故發生時位於燃料廠房內的核種放射性活度..... | 7-63 |
| 表 7-4 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果..... | 7-64 |
| 表 7-5 廢料廠房控制室內人員劑量分析結果..... | 7-64 |
| 表 7-6 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至沸騰所需時間..... | 7-64 |
| 表 7-7 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間..... | 7-65 |
| 表 7-8 除役作業活動潛在輻射意外事件類別及適用階段..... | 7-65 |
| 表 7-9 淨化逆洗接收槽拆除意外體外空間劑量率計算..... | 7-66 |
| 表 7-10 淨化逆洗接收槽拆除意外地表輻射劑量率計算..... | 7-67 |
| 表 7-11 曝露包件距離與劑量率及 2 h 劑量之關係..... | 7-68 |
| 表 7-12 除役作業活動潛在其他意外類別及適用階段..... | 7-69 |

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 IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2[1]、NUREG-0586[2]、核一廠除役計畫[3]及核二廠最終安全分析報告[5](Final Safety Analysis Report, FSAR)中各種意外進行分析，篩選出可能發生於核二廠除役期間之意外事故，進行核二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(如地震、風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象)、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等，若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入)、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[2] 「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核子燃料池冷卻水流失，所導致燃料束之鍍合金護套損壞，造成輻射外洩的意外。

核二廠除役作業規劃係依據我國相關法規規定，採拆除之策略。依核二廠除役計畫之規劃，首先將反應器爐心中所有用過核子燃料移至用過核子燃料池貯存，建置用過核子燃料池島區後，開始進行非必要且可移除系統之除污；待用過核子燃料由用過核子燃料池島區移至乾式貯存設施後，方開始進行組件、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低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。

本計畫將核二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有過核子燃料池島區，用過核子燃料池島區建立除了保留部分現有設備外，另須要新增設備；整體而言，包含用過核子燃料池冷卻及淨化系統的改善、用過核子燃料池島區控制站的建置與相關系統之電力配置，用過核子燃料池島區建置詳細內容請見本計畫第五章。用過核子燃料池島區的冷卻系統及相關補水系統請見圖 7-1。

核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件安全分析除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。除役期間，用過核子燃料除了在用過核子燃料池做濕式貯存外，為了進行除役作業後續工作，在濕式貯存過一段時間後，將用過核子燃料移往乾式貯存設施，這一部分的安全分析請參考「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，不在本章分析範圍內。因此，本章用過核子燃料相關的意外分析，將以用過核子燃料池島區開始運作時間作為分析起始點。

針對核二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。核二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、土石流、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，針對罕見意外事件將藉由事先的評估，以做為行政管制時所需之參考依據，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，這些事件包括：惡劣氣候、火山、飛機撞擊與人為破壞等。

一、用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件

核二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核子燃料池中，同時建置用過核子燃料池島區，藉由用過核子燃料池島區將與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核子燃料池島區運作。用過核子燃料池島區之燃料貯存屬於溼式貯存，在除役過程中用過核子燃料終將移至乾式貯存設施存放，乾式貯存之相關安全分析，請參考「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告[4]」，在此僅分析用過核子燃料溼式貯存安全。

除役階段可能發生之意外事件須考量重物墜落撞擊用過核子燃料池、非預期臨界、用過核子燃料池喪失冷卻能力與用過核子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) 重物墜落撞擊用過核子燃料池

本節分析核二廠除役期間執行吊運作業時，發生吊運物墜落，撞擊用過核子燃料池的情境。

1. 發生原因

針對除役期間電廠各個階段可能影響用過核子燃料池之吊運工作一一進行討論。

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退至用過核子燃料池的吊運作業，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；第三項作業用過核子燃料移往乾式貯存設施時，吊運用過核子燃料至密封鋼筒的過程中，可能發生之用過核子燃料墜落事件；第四項作業為護箱傳送階段，將用過核子燃料移往乾式貯存設施時，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核子燃料池之情事。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，用過核子燃料池島區已無用過核子燃料，因此，不考量重物掉落撞擊用過核子燃料池事件。

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，反應器停機後，爐心內的用過核子燃料全數移至用過核子燃料池的吊運作業，可能發生用過核子燃料墜落意外事件，此作業是在二次圍阻體及燃料廠房完整的條件狀況下進行，且核二廠 FSAR[5]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反應器廠房的情形，使用的燃料為 ATRIUM-10 進行分析，劑量分析工作如核二廠 FSAR[5]15.7.4.6 節與 15.7.6.3 節涵蓋，在這兩部分已進行這類吊運事故之分析，其結論為所造成之輻射劑量不會超過相關法規限制。第二項作業是在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。

第三項作業為用過核子燃料移往乾式貯存設施時，吊運用過核子燃料至密封鋼筒時，可能發生用過核子燃料墜落事件，墜落的情況分成兩種狀況，一是直接撞擊用過核子燃料池貯存格架意外事件，其過程與結果可由第一項分析所涵蓋。另一種情況為用過核子燃料撞擊密封鋼筒或傳送護箱後，掉落至用過核子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。

另本公司為防止於吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱於進行密封鋼筒傳送作業時，所發生之用過核子燃料墜落事件(第四項)，已依據

NUREG-0554[6]之相關規定，進行燃料廠房吊車升級為防止單一失效吊車 (Single-Failure-Proof Cranes)，以因應用過核子燃料乾式貯存設施之吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱進行傳送作業需求，避免吊運墜落意外發生。此外，第三項及第四項作業屬於乾式貯存作業，且相關分析結果已獲主管機關(原能會)審查核定[7]。核二廠燃料台車及反應器廠房吊車均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乾式貯存時，皆會持續參照商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核子燃料池之後，將用過核子燃料池島區之監控及管理任務轉移到廢料廠房控制室中新建置之用過核子燃料池島區控制站。評估在燃料廠房非完整性及燃料廠房通風系統不可用的狀況下，執行第二項與第三項作業時，於燃料廠房發生燃料吊運事故下，計算禁制區邊界 (Exclusion Area Boundary, EAB)、低密度人口區 (Low Population Zone, LPZ)外邊界及用過核子燃料池島區控制站的事故輻射劑量，保守假設停機 1 d、7 d、30 d、60 d 及 90 d 時，用過核子燃料即刻全部退出至用過核子燃料池，同時將用過核子燃料貯存之監控及管理任務轉移到用過核子燃料池島區控制站，且立即執行用過核子燃料吊運工作。

本公司根據「核二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[8]」，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核子燃料池，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 h 內經由可能洩漏的路徑外釋到大氣環境，停機 1 d、7 d、30 d、60 d 及 90 d 後的輻射源項整理於表 7-3。

在計算廠外之大氣擴散因子，本公司依據 102 年至 106 年核二廠氣象條件，利用 PAVAN 程式，以地表排放模式保守評估事故期間 2 h 之大氣擴散因子，估算結果顯示禁制區邊界(600 m)為 $8.39 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ ；低密度人口區外邊界(2,500 m)為 $1.57 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ 。

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[9]「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(Pacific Northwest National Laboratory)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 7-4，其中在停機 30 d 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(Standar Review Plan 15.7.4[10])接受準則的要求(與我國核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限値之 25%相同)，以停機 30 d 案例來說，禁制區邊界個人體外暴露全身劑量為 9.64×10^{-2} mSv、甲狀腺等價劑量(Thyroid Dose)為 109.38 mSv，低密度人口區外邊界個人體外暴露全身劑量為 1.80×10^{-2} mSv、甲狀腺等價劑量為 20.47 mSv。

本公司除上述廠外民眾劑量分析，亦以相同條件進行用過核子燃料池島區控制站人員劑量分析。分析工作考慮停機 1 d、7 d、30 d、60 d 及 90 d 後之輻射源項條件，放射性物質由容易洩漏的位置釋放到大氣環境，再經由擴散及廢料廠房外部空氣取氣系統，進入用過核子燃料池島區控制站所在之區域，並保守考慮漏入用過核子燃料池島區控制站所在區域的氣體流量為取氣量的 10%。

在計算用過核子燃料池島區控制站所在區域之大氣擴散係數時，使用依據美國核管會法規指引 1.194(Regulatory Guide 1.194[11])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，進而用於評估廠內工作人員於事故期間接受的輻射劑量。

評估結果綜整於表 7-5，其中，在停機 60 d 以上發生用過核子燃料吊卸意外之情境時，用過核子燃料池島區控制站內人員接受劑量可符合美國核管會標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP)6.4[12]與美國聯邦法規 10 CFR 附錄 A 之一般設計準則(General Design Criteria) 19 及我國「核子反應器設施安全設計準則[13]」，以停機 60 d 案例來說，用過核子燃料池島區控制站所在區域之體外曝露全身劑量為 4.84×10^{-3} 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 4.55 mSv、吸入性甲狀腺等價劑量為 90.22 mSv、皮膚等價劑量為 9.81 mSv。

4. 事件處理

發生用過核子燃料吊運墜落事件後，應持續檢視用過核子燃料池之水質與環境劑量是否正常，並增加空氣取樣之次數。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，應再確認用過核子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；另在除役期間進行此類作業時，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

上述分析可以發現，機組停機 60 d 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，禁制區邊界與低密度人口區外邊界之個人體外曝露全身劑量與甲狀腺等價劑量，可符合「核子反應器設施管制法施行細則[14]」第 3 條的接受準則要求，亦符合 SRP 15.7.4[10]之接受準則，即「核子反應器設施管制法施行細則[14]」第 3 條之接受準則的 25%：事故全期累積之體外曝露全身劑量需小於 62.5 mSv 且吸入性甲狀腺劑量小於 750 mSv。

廢料廠房內用過核子燃料池島區控制站人員在相同情況下，亦可符合美國核管會標準審查計畫 6.4[12]與 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 19 及我國「核子反應器設施安全設計準則[13]」的接受標準：事故全期累積之體外

曝露全身劑量小於 50 mSv、總有效劑量小於 50 mSv、吸入性甲狀腺等價劑量小於 300 mSv 及體表等價劑量小於 300 mSv。

(二) 非預期臨界

爐心在燃料未移出至用過核子燃料池前，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。至於除役過渡階段會逐步將用過核子燃料自爐心吊運至用過核子燃料池，爐心燃料退出至用過核子燃料池之過程中，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核子燃料池之過程中，爐心並無臨界安全的問題。

用過核子燃料池臨界安全部分，在核二廠用過核子燃料池第二次改善工程案中的臨界分析[15]中，分析了核二廠六種類型的燃料束之增殖因數，在正常運轉的條件下其增殖因數皆小於技術規範要求的 0.95；臨界安全餘裕計算以最大濃縮鈾濃度及鈈含量最少的燃料做為分析條件，計算後六種類型燃料束無限增殖因數(k_{∞})值皆小於 0.95。此份報告同時評估幾個可能發生的異常狀況包括：考量溫度的上升、沸騰、格架移動與燃料束墜落至格架頂部，這些異常狀況經分析其有效增殖因數(k_{eff})皆不會超過 0.95。除前述的異常狀況外，並分析將一束反應度最高之燃料錯置在格架與燃料池壁之間，此狀況下計算出的增殖因數為 0.89564。經過核二廠第二次改善工程的臨界分析中，確認增殖因數在正常或異常狀況下，皆符合技術規範中增殖因數須小於或等於 0.95 之要求。因此，用過核子燃料池於除役期間無臨界意外之疑慮。

(三) 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件

核二廠在除役期間，反應器已停機且用過核子燃料移往用過核子燃料池暫時存放，等用過核子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，對於用過核子燃料安全是相當重要的一環。

核二廠在除役期間用過核子燃料池將建置用過核子燃料池島區成為一個獨立系統，用過核子燃料池島區中的設備與系統主要放置在燃料廠房與廢料廠

房內，以減少除役期間其他廠房作業時對用過核子燃料池的干擾。因此，當機組運轉執照屆期進到除役階段時，須執行改善案，新增相關設備與變更改用過核子燃料池冷卻及淨化系統二次側之設計，例如：新增二次側冷卻水塔、二次側循環水泵、相關的儀控設備、警報與建立用過核子燃料池島區控制站。相關內容請見本計畫第五章有關用過核子燃料池島區建置之章節。

用過核子燃料池冷卻及淨化系統做為用過核子燃料池島區用過核子燃料衰變熱移除的主要系統，此套系統的流程圖可見圖 7-1。參考 FSAR[5] Table 9.1-1，用過核子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 13.6×10^6 BTU/h，即為 3.985 MW，依表 7-6 所示，在停機 180 d 後，只要一串用過核子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。

1. 發生原因

用過核子燃料池冷卻及淨化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，用過核子燃料池冷卻及淨化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

用過核子燃料池島區建立後，控制站監控用過核子燃料池之儀器設備，參考核二廠現況有以下的監控機制。

- (1) 用過核子燃料池溫度監控，當燃料池水溫達到警報設定點時，引動警報信號通知運轉人員。
- (2) 用過核子燃料池冷卻及淨化系統之熱交換器出口端，設有溫度元件，當溫度達到警報設定點時會有警報信號。

- (3) 當用過核子燃料池冷卻及淨化系統因水泵跳脫而造成用過核子燃料池冷卻喪失，在用過核子燃料池島區控制站設有警報提醒運轉人員水泵停止運轉；
- (4) 用過核子燃料池洩水槽 T-39 高水位或低水位警報，系統運轉異常會影響到洩水槽的水位高度，藉此可判斷偵測系統之功能性。
- (5) 燃料池區區域輻射偵測器，可監測燃料池區域輻射值。

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。用過核子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乾式貯存設施工作完成，所有用過核子燃料移出用過核子燃料池時，即無須考量本事件。

考量用過核子燃料池島區除役期間運轉安全，進行分析在除役期間用過核子燃料池島區發生用過核子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，可參考附錄 7.A 用過核子燃料熱水分析所評估，其結果彙整於表 7-6。主要分別計算核二廠在停機 7 d、30 d、60 d、90 d、180 d 與 365 d 後，燃料池內之總衰變熱、燃料池於喪失冷卻後至沸騰所需時間與平均溫升率。

依表 7-6 所示，若用過核子燃料池島區在停機 7 d 後建立，喪失用過核子燃料冷卻及淨化系統後燃料池池水水溫到達沸點的時間為 9.69 h；若用過核子燃料池島區成立在停機 180 d 後，則喪失用過核子燃料池冷卻及淨化系統後燃料池池水水溫到達沸點時間為 29.90 h；若用過核子燃料池島區成立於停機 365 d 後，則喪失用過核子燃料池冷卻及淨化系統後，用過核子燃料池池水水溫到沸點的時間為 40.05 h。

考量用過核子燃料池在建置成為獨立島區之時程，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，假設需半年時間將用過核子燃料池島區建置完成，用過核子燃料池島區內裝滿用過核

子燃料進行衰變熱之估算，可滿足核二廠用過核子燃料池島區建置之初始狀況。

4. 事件處理

當發生用過核子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裸露事件，先進行用過核子燃料池相關數據的監測，燃料池池水溫與燃料池水位高度都是重要的參數。考量事件反應時間可參考表 7-6 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。

- A. 執行用過燃料池冷卻與淨化系統程序書，試圖重新建立冷卻水循環。
- B. 當 A 項作業失敗，無法重新建立燃料池冷卻水循環時，可以執行「燃料池冷卻系統異常程序書」，本程序書提供對異常狀況的處理手段，包含：燃料池高或低水位、燃料池高溫度、燃料池冷卻泵異常、用過燃料池洩放槽濾網高差壓及廠區全黑用過燃料池緊急補水方式。
- C. 在核二廠機組斷然處置第二階段作業程序指引中 KS. 2-03 用過燃料池內用過燃料之防護程序，做為最後補水手段。

5. 輻射影響與緊急應變

用過核子燃料池正常水位為高程-0.3 ft，燃料儲存格架頂部則是高程-27.2 ft，若以保守假設用過核子燃料池喪失冷卻能力在停機後 7 d 發生的情況下，依表 7-7 所示，水位降至燃料頂部上方的時間為 74.23 h，參考 1451 程序書所述，相關的補水策略可在 1 h 內列置完成，因此，事件反應時間相當寬裕；且在「燃料池冷卻系統異常程序書」內，也已提供了相當多的補水策略與手段。因此，無顯著之輻射影響，無需進行緊急應變措施。

(四) 用過核子燃料池冷卻水流失事件

水對於用過核子燃料池除了提供屏蔽外，亦同時做為用過核子燃料衰變熱移除的媒介，根據核二廠的運轉技術規範 3.7.7 Fuel Pool Water Level 規定，用過核子燃料池水位必須高於貯放於燃料格架中之用過核子燃料束頂部至少 7 m。用過核子燃料池冷卻水流失事件只可能發生在除役過渡階段與除役拆廠階段，在除役拆廠階段後期全數用過核子燃料移往乾式貯存設施，即不會有用過核子燃料池冷卻水流失事件發生。

1. 發生原因

用過核子燃料池冷卻水流失的原因，可能為用過核子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

現行燃料池 L1 警報為水位在燃料上方 757.1 cm、L2 警報為水位在燃料上方 667.6 cm、L3 警報為水位在燃料上方 70 cm；且在福島改善案新增的燃料池水位計亦可監控用過核子燃料池水位。除水位計及水位監控儀器外，用過核子燃料池另有一套用過核子燃料池襯底之洩漏偵測，以流量達每分鐘 25 L 為其警報設定點，可監控襯底的完整性。另外，也可查看用過核子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

用過核子燃料池穿越孔失效，進一步劃分為燃料上方穿越孔失效與燃料下方穿越孔失效兩類，位於所儲存燃料頂端下方的穿越孔，僅有在內襯鋼槽外位於用過核子燃料池底部偵測洩漏管線，在內襯鋼槽未受損的狀況下，穿越孔或洩水管路不會有導致池水流失的疑慮。

位於燃料頂端上方穿越孔為閘門 1、2、3 中的燃料通道，可參考圖 7-2，其為用過核子燃料儲存池與燃料傳送渠道，於標高 1ft 俯視圖瞭解相對位置。

用過核子燃料池平時運轉時，閘門 1、2 是開啟狀態，使得燃料池東、西池池水連通；因此，閘門 1、2 不需考慮，主要用過核子燃料池的邊界為閘門 3 所在的通道。閘門 3 由不鏽鋼製成，閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏，因此，亦沒有造成用過核子燃料池冷卻水流失的疑慮。

位於燃料池水面下的管路受損，當破裂位置低於燃料池水面，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燃料池水位降至管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6"-15CQ、6"-15CS、6"-15CW、6"-15CY、6"-15CU、10"-15K、10"-15A、2"-15X、2"-15W 與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6"-15CQ、6"-15CS、6"-15CW、6"-15CY、6"-15CU)有虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10"-15K、10"-15A)及燃料池緊急補水管路(2"-15X、2"-15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相較，仍有相當大的餘裕。因此，可以排除虹吸效應導致用過核子燃料池池水流失事件之可能。

護箱裝載池部分，於護箱裝載池復原前，護箱裝載池所有穿牆孔 (penetration) 兩端之穿牆管路進行內、外雙重盲封。亦即於與池內壁相鄰之管路外端管口，使用盲板(blind plate)與管壁以封鐸(seal weld)進行內盲封，因此無穿越管洩水之可能。在護箱裝載池復原前，將進行護箱裝載池復原的安全評估報告，並將護箱裝載池之管路斷管納入分析，並配合分析結果修訂程序書，以進行除役期間存放燃料區域與護箱裝載池之間水閘門之控管，確保用過核子燃料池池水在存放期間或乾式貯存作業期間不會發生洩水事件。

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核子燃料池的影響有限，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，皆可採取以凝結水傳送系統做為補水手段進行補水；惟發生破管時，應先隔離管路後再進行補水。凝結水貯存槽設計容量 800,000 gal，可用於補充用過核子燃料池冷卻水之流失。

若正常補水手段無法滿足時，亦可以使用廠外補水功能；可參考「燃料池冷卻系統異常程序書」進行處置，利用消防車經由核二廠福島改善案新增的管線，經燃料廠房直接將水噴灑至用過核子燃料池。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。

在用過核子燃料尚未退出用過核子燃料池時，本公司將依據程序書及作業辦法相關規定，持續執行用過核子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

事故影響有限，最嚴重的事件為破管發生虹吸現象，用過核子燃料池池水水位降至高程-6 ft 的位置。依然能夠確保燃料完整性提供足夠的輻射屏蔽，因此，無需進行緊急應變措施。

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：

- 除污意外
- 拆除意外
- 吊卸意外
- 低放射性廢棄物包裝意外
- 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

- 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外

而在核二廠於除役過渡、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 7-8 所示。各階段將某種危害排除依據如下：除役過渡階段沒有重要拆除作業，因此，排除該類危害；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。至於廢氣處理系統於除役階段已停止運轉，所以不會有任何排氣管路破裂的情境發生。

(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(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)裝設監視器與輻射監測器，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。參考核二廠相關作業程序書(如 900 系列輻射防護程序書)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。另由於作業人員僅在稍遠距離監測除污管路，故假設意外現場因洩漏造成之空間輻射劑量率為 2 mSv/h (參考核一廠作相同假設)；估計現場有 10 人作業(經參考 NUREG/CR-6174[16]之 Appendix H 之 H.5-6 表，說明沸水式之參考核電廠(WNP-2，1155 MWe)系統化學除污時經驗，每輪值時段有五人作業(一領班、二設施操作員、一技工及一保健物理員)，因此，保守倍增十人作為本章節分析之假設)，並於 10 min 內迅速撤離。因此，每位現場作業人員在意外所接受之劑量為 0.334 mSv，而集體劑量則為 3.34 man-mSv。至於處理意外現場之人員，其輻防管制則依核二廠程序書「輻射意外事故處理程序」辦理；假設需有 5 人時人力執行，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 50%，故完成作業之作業人員集體有效劑量為 5.0 man-mSv($2 \text{ mSv/h} \times 5 \text{ man-hr} \times 50\%$)

4. 事件處理

除污作業人員須接受相關訓練課程，並視需要佩帶防護眼鏡、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[17]」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工作劑量。

作業場所、器具及人員之污染，將引用現行核二廠 900 系列輻射防護作業程序執行除污，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[17]」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，因此，無啟動緊急應變措施之虞。

(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，務求確保拆除作業期間的安全，並配合劑量合理抑低及廢棄物有效管理分類。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、空浮，或是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反應器廠房四樓爐水淨化系統(Reactor Water Clean-Up System, RWCU)逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽(編號 T-58)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物質釋入作業環境中，此事件對作業人員及廠界之輻射劑量影響說明如下。

淨化逆洗接收槽桶槽位於反應器廠房四樓中房間(房間長9.3 m、寬4.6 m、高2.9 m)，做為爐水淨化之用，重量約3,817 kg。

淨化逆洗接收槽在拆除之前必須將其內含之廢水抽除乾淨後，再進行除污、拆除等工作。根據本計畫之估算，淨化逆洗接收槽內含之廢水抽除及除污乾淨後，表面污染放射性總活度約為 2.79×10^{11} Bq。參考核一廠除役計畫[3]類似假設，假設於房間發生該桶槽拆除墜落意外，使得其中10% (2.79×10^{10} Bq)之桶槽內表面鬆散污染物，平均瀰漫在空間中(體積 $9.3 \times 4.6 \times 2.9 = 126.2 \text{ m}^3$)，透過淨化逆洗接收槽所含各核種單位體積活度與體外劑量之劑量轉換因子，推得到體外浸身劑量率約為 1.26×10^{-5} Sv/s (45.4 mSv/h，詳如表 7-9 所示)。

對於有空浮事件風險之現場，工作人員在進入前，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；假設現場有3位作業人員，發生事件時立即疏散，並設在1 min內完成疏散。因此，評估每位作業人員所接受之劑量約為0.757 mSv($45.4 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$)，集體有效劑量則為2.27 man-mSv。

至於處理意外現場之作業人員輻射曝露，悉依輻防相關程序書進行管制。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)。假設在事發後1 min內完成疏散，由於時間很短暫，因此，假設淨化逆洗接收槽之表面污染10% (2.79×10^{10} Bq)全轉化為空浮，並未有沉降至地表之可能。後續處理時將進行抽氣，使活度僅剩下原釋放量之1% (2.79×10^8 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 $9.3 \times 4.6 = 43.2 \text{ m}^2$)，可透過單位面積

活度與地表輻射之劑量率轉換因子(參考美國聯邦指引報告 FGR12), 推得到地表輻射劑量率約為 7.10×10^{-9} Sv/s。關於輻射意外處理人員所接受之地表輻射, 係假設所需人工時為 10 man-h, 並由 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 0.026 mSv, 集體有效劑量則為 0.26 man-mSv。

另依據核二廠 102~106 年氣象資料, 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, 經估算由廠房地面排放 2.76×10^{10} Bq(即後續處理時進行抽氣出來的 99%, $(2.79 \times 10^{10} \times 0.99)$)對廠界最近距離為 200 m, 該位置的大氣擴散因子 χ/Q 計算值為 8.78×10^{-3} s/m³, 評估預期造成廠界劑量約為 0.445 mSv, 仍低於「游離輻射防護安全標準[17]」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[17]」第 16、17 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

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[14]」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[17]」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。

由上述輻射影響評估結果，可以得知無進行緊急應變措施之虞，但由於本意外之分析係針對淨化逆洗接收槽已經完成廢水污泥抽除，以及除污乾淨後再發生意外，因此，對環境或工作人員影響輕微，但另一方面來說，若是淨化逆洗接收槽在沒有廢水污泥抽除乾淨前即發生墜落意外，其影響會更大，因此，未來拆除該槽前一定要先進行廢水污泥抽除乾淨，以及必要的除污作業後再進行拆除，以降低可能的影響。

(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。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反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件進行分析，RWCU 淨化逆洗接收槽之拆除作業意外分析可參考本章第二、(二)節內容，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[14]」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準[17]」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[17]」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) 低放射性廢棄物包裝意外事件

受污染大型組件、系統、設備及結構等，經判定無法除污或不適除污須放置於密閉容器後待做減容處理，處理完成後而進行貯存。本項說明於進行除役期間執行低放射性廢棄物包裝作業時之意外分析。

1. 發生原因

在低放射性廢棄物包裝過程中，可能會因作業場所防護設備失效或是人為疏失，由於與包裝容器碰撞或容器未能密合而產生空浮。

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

本節之包裝意外其假設是與反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件時雷同(包裝意外是假

設拆除後之廢棄設備由上而下欲放置於貯存容器中進行包裝時，不慎發生墜落意外致使廢棄設備未能裝入貯存容器內而直接落地撞擊)，RWCU 淨化逆洗接收槽之拆除作業意外分析可參考本章第二、(二)節內容，故其分析結果可涵蓋本事件(包裝意外)所造成之影響。

4. 事件處理

低放射性廢棄物包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[14]」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準[17]」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[17]」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。

低放射性廢棄物包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) 低放射性廢棄物暫存之意外事件

完成包裝之低放射性廢棄物，將先暫放於暫存區，待一定數量後，再運送至低放射性廢棄物貯存庫進行貯存。

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，進而引起作業人員劑量。

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。依除役作業規劃，B 類、C 類與超 C 類(GTCC)放射性廢棄物其貯存時之劑量標準為，離貯存容器表面 3 m 處不得大於 10 mSv/h (本節主要分析低放射性廢棄物暫存之意外事件，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，亦可視為運送到貯存庫前的準備工作，與長期靜態貯存庫定點貯存不同，所以，引用低放射性廢棄物運作許可辦法第四條之劑量標準，亦即運送低放射性廢棄物包裝時，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/h)。

保守假設發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業行動，執行扶正作業時使用臨時屏蔽設備(約降低 50% 輻射劑量率)，估計需作業人力時間為 2 man-h，集體有效劑量約為 $10(10 \times 0.5 \times 2)$ man-mSv。

4. 事件處理

事件發生時，相關人員需先進行工安/輻安作業，然後再規劃扶正作業行動，所需之機具為吊車、堆高機及卡車，為核二廠現有之設備，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進行處理者則進行處理，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，所造成劑量符合「游離輻射防護安全標準[17]」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，無進行緊急應變措施之虞。

(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

低放射性廢棄物包裝後將會運送到貯存庫進行貯存，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等。

2. 偵測方法

運送人員於現場可立刻得知，運送途中配有輻射偵檢儀器可隨時得知輻射劑量率變化情形。

3. 分析與結果

假設運送貨櫃包件貯存容器時發生意外，因運送過程將維持車速在 30 km/h，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。以貨櫃包件表面劑量率為 20 mSv/h，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 2 man-h 所接受劑量，如表 7-11 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 2 man-h，則現場處理作業人員所接受劑量為 2.47×10^{-1} mSv，作業人員之集體劑量為 1.24 man-mSv，屬於輕微之輻射曝露事件。

另外依本計畫第九章、四節規劃，除役低放射性廢棄物將從反應器廠房運送至 2 號、3 號與新建低放射性廢棄物貯存庫貯存，這兩個貯存庫都在反應器廠房東南東到東南方向，運送路徑與廠外基金公路約平行，平行距離大約 200 m，再利用表 7-11 得到距 200 m 處基金公路之劑量率為 9.20×10^{-5} mSv/h，2 h 之累積劑量為 1.84×10^{-4} mSv，可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/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 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)

k₀ 包件形狀因數

點射源為 $[1 + 0.5 \times (\text{有效特性尺寸})]^2$ (m²)

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

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於現場架設圍籬及量測輻射劑量率，經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，也就是參考現行「低放射性廢棄物廠內運送作業程序」中意外事故緊急應變作業程序

進行事件處理，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

預估造成最近核二廠廠界基金公路的劑量率為 9.2×10^{-5} mSv/h，若假設事件處理之作業需 2 h，將預期造成 1.84×10^{-4} 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[14]」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準[17]」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^{-1} mSv，低於「游離輻射防護安全標準[17]」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拆除階段，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、火災及外力衝擊因素，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影響輻射安全。

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如廢液監控系統獲知異常廢液飼入集水池，或由作業人員巡視發現。

3. 分析與結果

位於廢料廠房一樓 G5 房間之濃縮廢液槽係用於廢水污泥收集，運轉期間時，在收集到一定程度後會將廢水污泥抽走。根據本計畫特性調查量測結果顯示，該 G5 房間之空間劑量率約在 0.5~1.3 mSv/h 之間。

假設濃縮廢液槽發生破裂意外，造成廢水污泥外洩到 G5 房間地面時，將造成該室空間劑量率提高；不過，由於濺出的廢淤泥屬液態，一時不會造成空浮；估計現場有 3 位作業人員，在 1 min 內立即完成疏散。假設以 1.3 mSv/h 作為事件現場之空間劑量率；則個人接受到之劑量約為 0.022 mSv ($1.3 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$)，集體有效劑量則為 0.066 man-mSv。於確定污染未繼續擴大，亦不需要更進一步人員疏散與隔離後，核二廠應變人員依處理程序之規定規劃應變防護措施，例如利用移動式裝備進行污染地區抽取外洩廢水污泥與空浮氣體之工作，並由輻防人員偵測後決定再進入進行修理與檢查等作業程序的條件(例如空間劑量率已經降到一定程度以下)；因此，若需派人進入該區進行修理與檢查時，作業人員須在有適當屏蔽設施下進行清除，且要佩帶高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等，以及派人輪流進入以多人分攤縮短工作時間等方法，本公司將嚴守劑量合理抑低原則，並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。

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[17]」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，確保符合法規之規範。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) 廢氣處理系統之排氣管破裂意外

反應器停機後，已無氣體分裂產物產生，因此，核二廠規劃廢氣處理系統(Off-Gas System)於機組運轉執照屆期後即停止運轉。因廢氣處理系統於除役階段已停止運轉，所以，不會有任何排氣管路破裂的情境發生，因此，無安全疑慮。

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 除役與永久停機期間核電廠消防計畫(Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown)。

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或爆炸，核二廠已有相關程序書提供詳盡之應變資訊，能夠有效因應此類情事，故運用現行管理方式可滿足除役作業之要求。各事件與除役各階段之關係如表 7-12 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。

除役期間可能造成火災，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，以及(4)易燃氣體與液體管理不當等因素。

2. 偵測方法

火警偵測器警報啟動，或是人員觀察到火、煙皆可知。

3. 分析與結果

廠外火災方向，工業及軍事設施意外方面，核二廠周圍僅有大武崙工業區可能造成危害，依據基隆市消防局所提供資料，該工業區所存放的發生火災或爆炸的化學物質存量不多，因此沒有造成核二廠危害之疑慮；在森林及草地火災方面，火災發生時可能造成核二廠喪失廠外電源，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。

保守假設廠內火災發生在反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽拆除過程中，槽內含之廢水污泥抽除乾淨並完成除污後，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，參照本章第二、(二)節所推估全部 1.25×10^{11} Bq 放射性核種釋放到外界至環境時，所造成廠界劑量為 4.45 mSv。

同理至於意外發生時放射性空浮所造成體外浸身劑量率約為 203 mSv/h，估計現場有 3 位作業人員，發生事故時立即疏散，假設在 1 min 內完成疏散。因此，評估每位作業人員所接受之劑量約為 3.38 mSv ($203 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$)，集體有效劑量則為 10.15 man-mSv。

至於處理意外現場之作業人員輻射曝露，但後續處理時將先進行抽氣，使活度僅剩下原釋放量之 1% (1.25×10^9 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 0.114 mSv/h，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 man-h，仍由 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 0.114 mSv，集體有效劑量則為 1.14 man-mSv。

4. 事件處理

事件發生後，可參考「消防計畫」、「失火對策計畫」之程序書進行處理，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[14]」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[17]」第7條之職業曝露之劑量限度規定，因此，本公司在拆除淨化逆洗接收槽前將先盡可能先對表面污染物進行除污，若真的發生意外，處理意外現場前也先要進行抽氣；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，則可進行意外事件應變，相關詳情請參考本計畫第十六章的內容。

(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；或除污過程中由於化學藥劑使用不當，可能與材料產生化學反應造成爆炸。

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反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽時，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。

4. 事件處理

事件發生並延生火災後，作業人員應依本章第三、(一)節之處理程序，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。

5. 輻射影響與緊急應變

同上節(一)火災一節。

四、地震、颱風、洪水、海嘯、土石流事件

本節將考量台灣地區常見的災害，包含：地震、颱風、洪水及土石流事件，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，在本章將海嘯事件獨立進行評估，確定海嘯對核二廠除役期間可能帶來的影響。各事件與除役各階段之關係如表 7-12 所示。

(一) 地震

地震事件為台灣地區常見的事件，因此，需要評估地震對核二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

核二廠現有地震監測系統共有 11 只地震監測儀器，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

地震對用過核子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，將可能發生用過核子燃料池池體結構受損之情事，當用過核子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。

用過核子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。依據核二廠用過核子燃料池耐震容量評估計算書[18]之評估結果，用過核子燃料池結構的高信心低失效機率(High Confidence Low Probability of Failure, HCLPF) 之耐震容量，顯著高於核二廠設計的安全停

機震度 0.4 g，亦顯著大於核二廠耐震安全餘裕評估計畫(Seismic Margin Assessment)中所選用之評估基準地震(Review Level Earthquake, RLE)0.67 g，因此，無耐震能力不足之疑慮。

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，將可能發生內襯鋼槽受到燃料儲存架拉扯而損壞。依據核二廠燃料儲存格架設計，所有的燃料儲存格架為獨立且自由站立(Free Standing)的結構體，並未焊接在燃料池底板或四周燃料池池壁上，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。

其他可能對系統與設備之影響，為當地震發生時，用過核子燃料池之冷卻或補水系統因耐震度不足以承受所發生之地震，造成用過核子燃料池相關系統或設備因地震損壞，導致用過核子燃料池的冷卻系統失效，其影響分析詳見本章第一、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力事件；其他影響尚有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，詳見本章第七節喪失廠外電源事件。

4. 事件處理

由於用過核子燃料池之耐震度相當的高，無耐震能力不足之疑慮，因此，發生造成燃料池池體結構失效之地震機率相當的低，燃料池結構體損壞的情境下，短期的處理方法為利用因應福島事故所增設的灑水設備，對用過核子燃料池上方進行噴灑，降低空間溫度並補充池水，避免用過核子燃料池過熱。

地震對用過核子燃料池相關系統或設備之影響，主要為用過核子燃料池的冷卻系統失效，相關的處理可參考本章第一、(三)節與本章第七節。

5. 輻射影響與緊急應變

用過核子燃料池池體結構無耐震能力不足的疑慮，另外，地震造成用過核子燃料池的冷卻系統相關設備損壞，而使得用過核子燃料池喪失冷卻與

喪失廠外電源事件相關輻射影響與緊急應變措施見本章第一、(三)節與本章第七節進行處理。

(二) 颱風

依中央氣象局之統計，台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二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，分別是：海水表層溫度須高於 26°C、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台灣地區。

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，豪雨之結果可在本章第四、(三)節討論。核二廠臨近海邊，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第四、(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。在建置用過核子燃料池島區時，規劃用過核子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喪失功能，造成用過核子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第四、(三)節討論；喪失外電之影響，在除役規劃中，用過核子燃料池島區之電源除了廠外電源外，另保留核二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核子燃料池的冷卻系統喪失功能，在此事件之處理參考本章第一、(三)節。

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核子燃料池相關設備使用，無輻射影響之考量，因此，無需進行緊急應變；針對冷卻塔失效而造成喪失燃料池冷卻能力之輻射影響與緊急應變，可參考本章第一、(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，需要納入核二廠除役期間風險的評估。造成廠內淹水的洪水的成因很多，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：強降雨、河川氾濫、生水池潰壩與颱風暴潮，這些都是發生洪水的可能因素。

核二廠廠區內無天然溪流通過，最接近廠址區域的兩條溪流(廠區西側約 1.5 km 外之員潭溪及東側約 4.5 km 外之瑪鍊溪)，兩條溪流皆直接排入大海，其流路沿線均與核二廠間有山岳阻隔，故無河川氾濫之威脅存在。

核二廠鄰近範圍並未有水庫或壩堰等水利設施，但核二廠廠區設有生水池，生水池所蓄之水主要供給核二廠廠內消防水系統與供廠內各種用水。於福島事故後，在必要時亦被納入做為爐心緊急補水水源之一。以廣義之蓄水建物破裂做為評估對象之條件下，生水池是可視為潛在潰壩對象。參考核能發電廠水災危害再評估計畫(第二核能發電廠)[19]之結果，如圖 7-3 所示，生水池 B 破裂將影響核二廠氣渦輪機廠房、氣渦輪機日用油槽、廠外空壓機廠房、辦公區及倉庫區。氣渦輪機在除役期間為非必要系統，廠外空壓機廠房、辦公區及倉庫區域受影響時不會發生輻射相關之安全疑慮。

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。在台灣地區，主要造成風暴潮的氣象現象主要為颱風，亦稱為颱風暴潮。依台灣核能一二三廠颱風暴潮極端值模擬期末報告[20]中所示之最大可能颱風暴潮高度，會受到影響之區域為海水泵室，不會影響到核二廠廠區，海水泵室在除役期間為非必要系統，因此，無輻射安全相關之疑慮。

綜上所述，排除掉河川氾濫、生水池潰壩與颱風暴潮所造成之洪水事件，可能造成洪水事件為廠區周遭區域發生強降雨。

2. 偵測方法

強降雨可由中央氣象局預先得到天氣預報預測降雨量，另外，可由排洪渠道之水位得知即時逕流流量。

3. 分析與結果

依核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠廠外水災分析[21]之降雨-逕流分析，主要廠區涵管排洪量比萬年重現期降雨強度之尖峰流量要來得大，在排水溝與涵管無堵塞，邊溝排水孔暢通的情況下，核二廠主要廠區的排洪能力能夠處理強降雨所造成的水量。核二廠廠區有兩條主要排水渠道，其中一條排水渠道之流徑可能對既有開關場造成影響；另一條排水渠道之流徑不會對廠房有影響。

核二廠1號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為35公尺(以海平面起算)、2號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為18.5公尺、3號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為15公尺、減容中心所在高程為15公尺、用過燃料池、乾貯設施與各程處理系統所在高程皆為12公尺。颱風暴潮之湧高難以到達前述設施之高程，因此無影響之疑慮。

4. 事件處理

若降雨量過大，造成排水渠道不足以宣洩水量可能造成既有開關場淹溢，主要為造成廠外電源無法供電，針對此事件處理可參考本章第七節。

5. 輻射影響與緊急應變

若降雨量過大，造成排水渠道不足以宣洩水量可能造成既有開關場淹溢，主要為造成廠外電源無法供電，輻射影響與緊急應變可參考本章第七節。

(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，可能引發此擾動之因素主要以地質活動，例如：地底層斷裂、隱沒帶地震、火山爆發、海底山崩等。

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及結構物損壞。

在除役期間之電廠中，對於用過核子燃料池需要有熱移除之系統移除用過核子核料之衰變熱。核二廠除役期間，用過核子燃料池冷卻及淨化系統將把二次側管路改為氣冷式之冷卻塔進行散熱，無海水回退引發海水無法取用進而造成喪失用過核子燃料池熱沉之疑慮。

另外，由於海嘯溯上至廠區，造成設備及結構物損壞之此類型影響。根據核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠海嘯風險評估分析[22]，分析結果顯示本類型海嘯源不會溯上至核二廠位於海平面高度12 m之主要廠區。

4. 事件處理

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，無需進一步考量後續事件處理。

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。

(五) 土石流

核二廠廠區臨近山坡地，因此，無法直接排除土石流的可能影響，本節將進行評估土石流事件之風險分析，確認土石流對核二廠除役期間的影響。

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。

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，若降雨量達警戒值(550 mm/d 累積雨量)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 100 年 5 月公告資料顯示核二廠區內之土石流潛勢溪流之自然潛勢皆為「中」，由土石流潛勢溪流分類即可知瑪鍊溪之自然潛勢為「中」，表示過去並無發生土石流之歷史紀錄，現場由航照圖可知植被茂密，坡面保護良好，參考圖 7-4 所示，除役期間的主要廠房並未在土石流潛勢溪流之影響範圍內。

4. 事件處理

由於核二廠主要廠房不在土石流之影響範圍內，因此，無需進一步行動。

5. 輻射影響與緊急應變

由於核二廠主要廠房不在土石流之影響範圍內，因此，對環境無輻射影響與進一步之緊急應變。

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二廠的影響。雷擊事件與除役各階段之關係如表 7-12 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

參考中央氣象局所提供之氣象觀測。

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，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，雷擊對核二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

由於電擊對核二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，可參考本章第七節。

5. 輻射影響與緊急應變

相關的輻射影響與緊急應變，亦請參考本章第七節。

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。輔助系統功能喪失事件與除役各階段之關係如表 7-12 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，此時用過核子燃料池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，當發生用過核子燃料池的冷卻系統功能喪失，表示相關的系統會喪失其應有之功能，此時用過核子燃料池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，不會直接影響用過核子燃料池之安全，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核子燃料池之安全，電力系統功能喪失會使得用過核子燃料池的冷卻系統

無法運作，造成用過核子燃料池喪失冷卻事件。而冷卻水系統功能喪失，直接影響燃料池喪失冷卻。

因此，輔助系統功能喪失事件對除役期間電廠之影響，最主要為用過核子燃料池喪失冷卻。

4. 事件處理

經分析輔助系統功能喪失事件主要影響，為造成用過核子燃料池喪失冷卻功能，因此，參考本章第一、(三)節內容。

5. 輻射影響與緊急應變

相關的輻射影響與緊急應變，參考本章第一、(三)節之內容。

七、 喪失廠外電源事件

當核二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，需要針對核二廠除役期間喪失廠外電源事件所帶來之風險進行評估。喪失廠外電廠事件與除役各階段之關係如表 7-12 所示。

1. 發生原因

在核二廠功率運轉廠內事件安全評估分析，已將電廠之喪失廠外電源分成四類情節：電廠相關電力系統故障、開關場故障、電網因素及氣候因素。

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用過核子燃料池島區控制站的低電壓警報，燃料池冷卻水系統亦會停止運轉，此時會產生相關的用過核子燃料池島區控制站警報。

3. 分析與結果

喪失廠外電源時，會直接造成用過核子燃料池的冷卻系統因喪失電力而停擺，在此情況下將會造成用過核子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，在相關電力系統故障時，若故障之電力系統與用過核子燃料池有關係時，可以進行設備修復，在設備修復之前用過核子燃料池處於喪失冷卻，此時可以依用過核子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，可暫時供電給執行緊急補水功能之系統，以確保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，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，且電網的修復非核二廠權責範圍，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，無輻射之影響，因此，無須進行緊急應變措施。

八、預防意外事件之行政管制

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造成的疏失或是可能發生的工安意外。各事件與除役各階段之關係如表 7-12 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，均為職場工安之人為疏忽。本公司將進行下列之作為，以防範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，該課程納入本計畫第十二章內容。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與工作控管，如鉛、含毒油漆、焊接與切割作業、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。

(二) 工安意外

除了前所述包含用過核子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，前面幾節的用過核子燃料相關之意外與輻射安全意外，會因核二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用過核子燃料安全事件重疊，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。

在本章分析中，除了須要考量台灣一般職業傷害類型，同時亦納入除役作業的特殊性，加入在除役期間頻率較多作業所引起可能的職業傷害類型。考量一般職業傷害的發生次數與發生嚴重性，篩濾出墜落、滾落、被夾被捲、溺水及感電之職業傷害；考量除役作業的特殊性，加入火災、高溫接觸及與有害物質接觸之職業傷害；以及除役過程中隨著拆除工作的進行，會有物體倒塌、崩落之風險。上述這些事件對工作人員的影響，輕者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，除役期間可依「高架作業程序書」進行管制；溺水可能的起因為水下作業，除役期間可依「水下作業程序書」進行管制；感電的發生原因在於除役期間電器之使用，除役期間可依「預防感電危害作業程序書」進行管制；火災與高溫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，除役期間可依「動火許可証申請程序書」規定申請；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，除役期間可依「酸鹼作業程序書」進行管制；被夾、被捲則多為操作機具時發生，這類一般事件，可依「人員與設備安全程序書」進行管制；考量物體倒塌、崩落意外是因為除役期間存在拆除工作，這類工作皆為計畫性之拆除工作，為避免發生人員因拆除作業而發生意外，將參考「人員與設備安全程序書」及「職業安全衛生管理手冊」進行管制。其他經篩濾後未能詳細討論之事件，應依電廠現行管制程序進行管制。

針對職業災害的預防，有賴於工作人員之安全文化觀念，因此，對除役期間的工作人員會依需求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二廠除役期間的影響。

1. 發生原因

由於氣候變遷可能會造成地球發生極端氣候，參考核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠廠外事件篩濾分析[24]中整理出除役可能發生之外部事件與氣候有關之事件，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核子燃料池之最終熱沉，但因為在除役階段時，用過核子燃料冷卻及淨化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，為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，核二廠有時間可進行應變而無立即之影響。

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核子燃料池安全，核二廠有時間可進行應變。

颱風事件已在前項所述，請參考本章第四、(二)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，請參考本章第四、(三)

節之分析結果。核二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，請參考本章第四、(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，請參考本章第四、(二)與(三)兩節之輻射影響與緊急應變。

(四) 火山

核二廠臨近大屯火山群，近年研究均顯示台灣北部大屯火山群地底下依舊存在有岩漿庫的可能性，因此，本節將評估火山對核二廠除役期間帶來的風險。

1. 發生原因

火山形成與地球板塊活動有密切關係，主要發生於板塊擴張帶、交接帶與地殼裂縫帶。當板塊互相推擠時，密度較高的板塊會下降到密度較低板塊的下方，地底的高溫會將隱沒的板塊熔融，形成岩漿，當岩漿因浮力而上升聚集成為火山底部之岩漿庫，當岩漿中的氣體壓力累積到一定程度時，火山就會噴發。

2. 偵測方法

火山之偵測有其專業，需有賴於專業監測機構，距核二廠最近之火山為大屯火山群，主要由七星山、紗帽山及竹子山等 20 餘座火山組成，大屯火山群在人類歷史並無噴發紀錄，但依據地質調查顯示，大屯山最後一次噴發可能在五至六千年前，且地表地熱活動仍然明顯，不能排除大屯火山群

地底下依舊存在岩漿庫的可能性。科技部大屯火山觀測站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

參考內政部營建署陽明山公園管理處委託之研究報告：「火山監測與應變體系建置模式之先期研究[25]」，說明大屯火山群主要以熔岩流為主，含少部分的火山角礫岩，且火山灰落地堆積物甚少，顯示研究區域內的火山活動主要是以噴發能力較弱的熔岩流湧出，或是高黏滯性的岩漿，不易流出火山口往低處流動，形成火山穹窿的地形。

故根據該報告的研究結果，假設未來火山噴發的規模為介於 1980 年美國西部聖海倫斯火山和 1991 年菲律賓皮納土坡火山的規模，火山噴發量為 1 km^3 ，火山災害為熔岩流、火山碎屑流堆積物和火山泥流堆積物等三種，配合現今地形特徵，所繪製得到的核二廠周遭火山災害潛勢圖，請參考圖 7-5，圖 7-5 為參考文獻 25 中的圖進行套繪，所得之潛勢圖顯示出不論是熔岩流災害區、火山碎屑流災害區與火山泥流災害區，皆對核二廠廠區無影響，因此，無進一步影響。

4. 事件處理

因熔岩流災害區、火山碎屑流災害區與火山泥流災害區，皆遠離核二廠廠區，大屯火山群主要以熔岩流為主，含少部分的火山角礫岩，且火山灰落地堆積物甚少，因此對氣冷式水塔影響有限，若假設一定影響時，可參考廠內「火山危害對設備、人員影響之因應措施指引程序書」，本程序書假想火山事後各種可能的後果，並將人員進行責任劃分與火山事件前、後之減緩對策。在火山灰落塵的猛襲之前或期間，將空調裝置關閉；確認窗戶關緊、空調關閉、以及所有不必要的對外開口均予以關閉和密封，在事後可以使用用真空吸塵器吸除或吹出火山灰塵，在恢復冷卻水塔功能前，可用過核子燃料池島區的補水系統可進行補水，可確保用過核子燃料池不會發生裸露之情事。

5. 輻射影響與緊急應變

因熔岩流災害區、火山碎屑流災害區與火山泥流災害區，皆遠離核二廠廠區，同時火山灰落地堆積甚少，而對氣冷式水塔影響有限，同時用過核子燃料池島區備有補水系統，可確保用過核子燃料池不會發生裸露情事，因此，無輻射影響之疑慮並無須進行緊急應變措施。

(五) 飛機撞擊

核二廠周遭有松山機場與桃園機場，因此，無法簡單的篩除掉飛機撞擊的可能性，故需要進一步探討除役期間飛機撞擊的影響。

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

核二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，則要另外討論。

3. 分析與結果

根據用過核子燃料濕式貯存飛行器撞擊事件分析[26]，報告中計算出飛機撞擊之頻率為每年 4.28×10^{-8} 次，分析考量了附近之商用機場起降與核二廠廠區周遭之航道，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

不需進行事件處理評估。

5. 輻射影響與緊急應變

不需進行事件處理評估。

(六) 人為破壞

本節討論人為破壞對核二廠除役期間的影響。

1. 發生原因

人為破壞成因可分為隨機性與計畫性，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。本章內容所述之計畫性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。

2. 偵測方法

核二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。在除役期間用過核子燃料池將建置為用過核子燃料池島區，能有效與除役作業區域隔離，另外核二廠廠房門禁可限制工作人員進入到輻射管制區及核物料管制區(燃料廠房門禁)，可限制非用過核子燃料池相關作業之工作人員隨意進入核物料管制區；因此，可有效排除工作人員隨機破壞用過核子燃料池島區相關系統。若考量這類的破壞造成的損壞，則直接考慮用過核子燃料池的冷卻系統遭受破壞，而造成用過核子燃料喪失冷卻能力。

具組織性與專業性之計畫性破壞能夠精準達成目的，對於用過核子燃料池之影響，保守假設能夠對開關場與用過核子燃料池的冷卻系統進行破壞，而造成喪失廠外電源或用過核子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，針對前述對核二廠造成之損壞為喪失廠外電源或用過核子燃料池喪失冷卻能力。這兩類事件參考本章第一、(三)節與本章第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，參考本章第一、(三)節與本章第七節。

九、 結論

本章分別針對用過核子燃料貯存相關之意外、除役作業活動潛在之輻射意外、火災及爆炸事件、天然災害，包括地震、颱風、洪水、海嘯與土石流、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於除役期間對燃料安全或輻射安全的影響，經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顯著的影響。

在此將本章分析之事件整理成下表：

| 事件 | 主要肇因 | 事件影響 |
|--------------------|--|--|
| 與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件 | | |
| 重物墜落撞擊用過核子燃料池 | 執行用過核子燃料自爐心吊運至用過核子燃料池，或用過核子燃料完整性檢查發生墜落事件 | 依據核二廠最終安全分析報告(FSAR[5])之燃料墜落意外之分析方法論，輻射劑量符合我國「核子反應器設施安全設計準則[13]」、「核子反應器設施管制法施行細則[14]」標準 |
| 非預期臨界 | 無臨界安全之疑慮 | 對環境無影響 |
| 用過核子燃料池喪失冷卻能力 | 系統設備損壞、熱交換器堵塞或支援系統功能失效 | 具備補水作業，確保用過核子燃料池安全，對環境無影響 |
| 用過核子燃料池冷卻水流失 | 1.燃料池穿越孔失效 2.管路破裂因虹吸效應 | 在管路破裂後，發生虹吸效應造成水位下降至高程 -6 ft，可進行修復補水，對環境無影響 |

| 事件 | 主要肇因 | 事件影響 |
|--------------------|----------------------------------|--|
| 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 | 對環境無影響，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 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，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 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，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 低放射性廢棄物包裝意外 | 作業場所防護設備失效或是人為疏失，而產生放射性空浮污染 | 對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 低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，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 低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 | 在保守假設下，對環境劑量具有影響，將執行管制作為，降低發生機率與強化矯正措施 |
| 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，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外 | 廢氣處理系統除役後停用 | 對環境影響輕微 |

| 事件 | 主要肇因 | 事件影響 |
|------------|-----------------------------|-------------------------------------|
| 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，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 爆炸 | 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，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量 |
| 自然災害事件 | | |
| 地震 | 自然災害 | 造成用過核子燃料池喪失冷卻與喪失廠外電源 |
| 颱風 | 自然災害 | 造成用過核子燃料池喪失冷卻與喪失廠外電源 |
| 洪水 | 自然災害 | 喪失廠外電源 |
| 海嘯 | 自然災害 | 不會海嘯上溯至廠區，無影響。 |
| 土石流 | 自然災害 | 土石流影響範圍不在廠區 |
| 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 | 用過核子燃料池喪失冷卻功能 |
| 喪失廠外電源事件 | 電廠相關電力系統故障、開關場故障、電網因素及氣候因素。 | 用過核子燃料池喪失冷卻功能 |

| 事件 | 主要肇因 | 事件影響 |
|-------------|--------------------|--|
| 預防意外事件之行政管制 | | |
| 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 | 全球氣候變遷 | 引起強降水而引發洪水，造成喪失廠外電源及颱風強度更強，造成用過核子燃池喪失冷卻與喪失廠外電源 |
| 火山 | 自然災害 | 核二廠廠區不在影響範圍中 |
| 飛機撞擊 | 飛行員操作失誤或飛行器設備故障 | 核二廠被劃為禁航區且發生撞擊的頻率極低 |
| 人為破壞 | 人為因素 | 依保安系統進行反應，保守假設造成用過核子燃池喪失冷卻與喪失廠外電源 |

十、參考文獻

1. IAEA Safety Standards WS-G-5.2, “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, 2008.
2. USNRC, “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities”, NUREG-0586, 2002.
3. 台灣電力公司, 「核一廠除役計畫」修訂版, 106年6月28日。
4. 台灣電力公司, 「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」。
5. Kuosheng Nuclear Power Station, Unit 1, 2 “Final Safety Analysis Report Amendment No. 23”, Taiwan Power Company, May 2018.
6. USNRC, “Single-Failure-Proof Cranes for Nuclear Power Plants”, NUREG-0554, May 1979.
7. 中華民國行政院原子能委員會放射性物料管理局, 「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告：安全審查報告」, 104年4月。
8. 蔡智明、江授全, 「核二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、控制棒掉落事故」, TITRAM/KS-RAD-MHD-02-R0, 2016年7月。
9. USNRC, “Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants”, Regulatory Guide 1.145 Rev.1, 1982.
10. USNRC, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition — Transient and Accident Analysis”, NUREG-0800, 15.7.4, Rev. 1, July 1981.
11. USNRC, “Atmospheric Relative Concentrations for Control Room Radiological Habitability Assessments at Nuclear Power Plants”, Regulatory Guide 1.194, June 2003.
12. USNRC, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition — Engineered Safety Features”, NUREG-0800, 6.4, Rev. 3, March 2007.
13. 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」, 會核字第 0970000418 號, 97年01月。

14. 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」，會核字第 0920021023 號，92 年 8 月。
15. Kuosheng Nuclear Power Station, “Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 & 2”, Rev. 0, ENSA, Equipos Nucleares, Pacific Engineerings & Constructors, LTD., July 2003.
16. USNRC, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station: Effects of Current Regulatory and Other Considerations on the Financial Assurance Requirements of the Decommissioning Rule and on Estimates of Occupational Radiation Exposure”, NUREG/CR-6174 Vol. 2 Appendix H, July 1996.
17. 中華民國行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，會輻字第 0940041080 號，94 年 12 月。
18. Simpson Gumpertz Heger, “Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 Spent Fuel Pools”, 128192-CA-072, September 2015
19. 中興顧問工程股份有限公司，「核能發電廠水災危害再評估計畫(第二核能電廠)」，2014。
20. 核能研究所，「台灣核能一二三廠颱風暴潮極端值模擬期末報告」，NED-PRA-01A16816-PUR04-REP-002-01，103 年 9 月。
21. 核能研究所，「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠廠外水災分析」，NED-PRA-01A16816-REP-026-01，105 年 1 月。
22. 核能研究所，「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠海嘯風險評估分析」，NED-PRA-01A16816-REP-024-01，105 年 1 月。
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. 核能研究所，「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠廠外事件篩濾分析」，NED-PRA-01A16816-REP-025-01，105 年 1 月。
25. 宋聖榮、邱淑美，「火山監測與應變體系建置模式之先期研究」，內政部營建署陽明山公園管理處，96 年 12 月。

26. 核能研究所，「用過核子燃料濕式貯存飛行器撞擊事件分析」，
NED-PRA-07A16807-REP-002-01，107年8月。

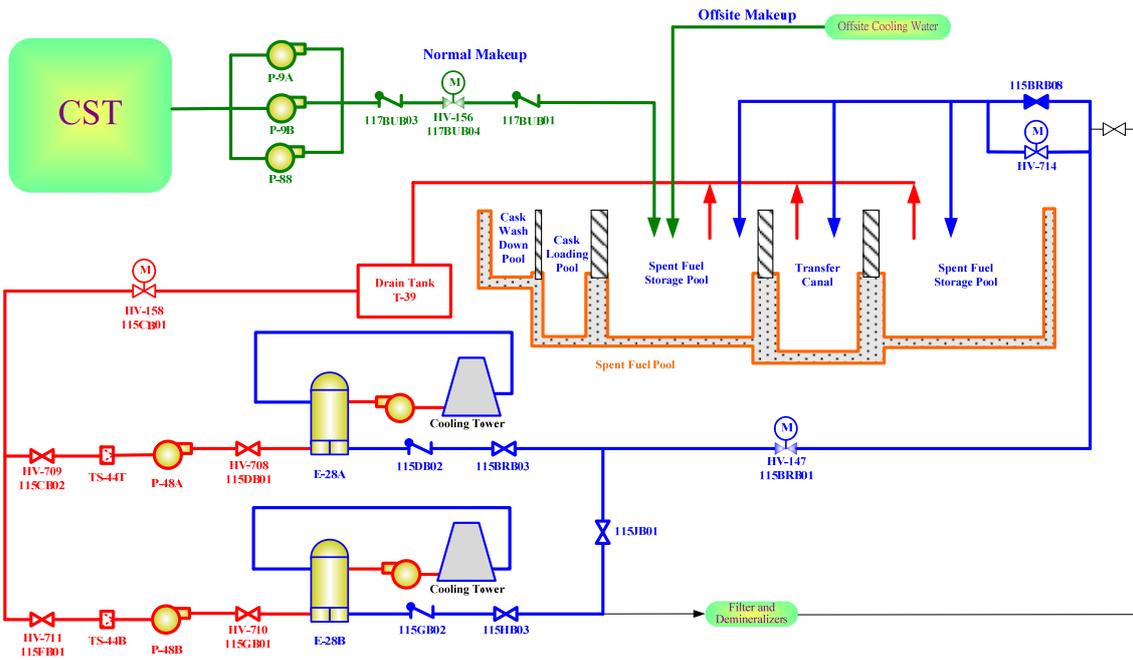


圖 7-1 用過核子燃料池島區冷卻水及補水系統

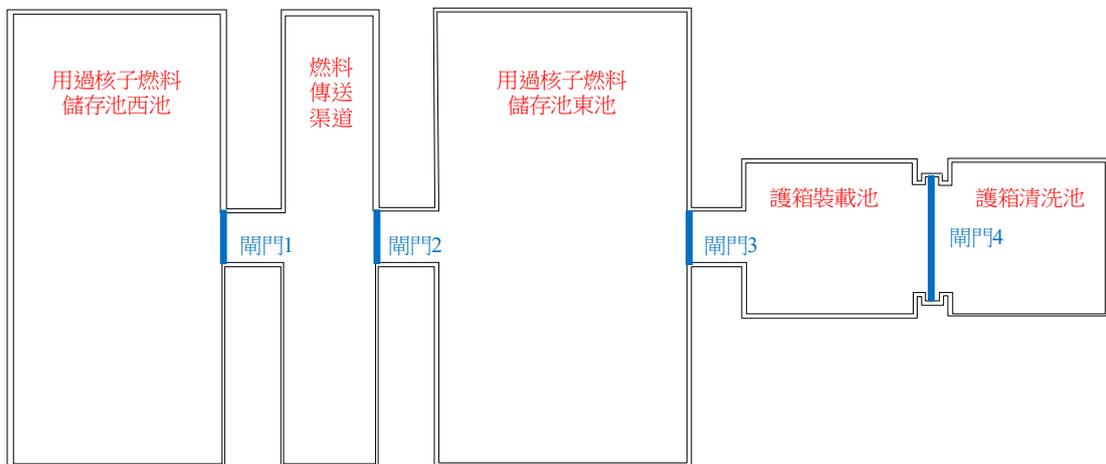


圖 7-2 用過核子燃料池與燃料傳送渠道於標高 1 ft 俯視圖

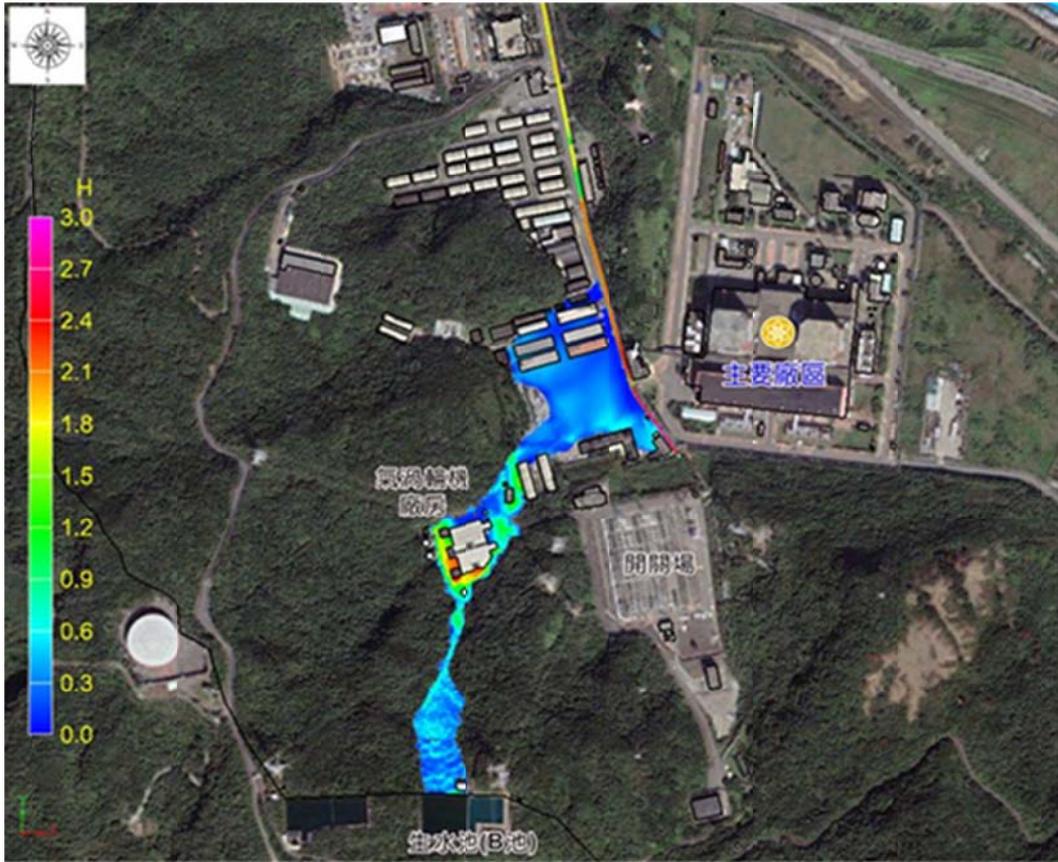


圖 7-3 生水池(B池)北面混凝土牆壁全部破損潰決影響區域

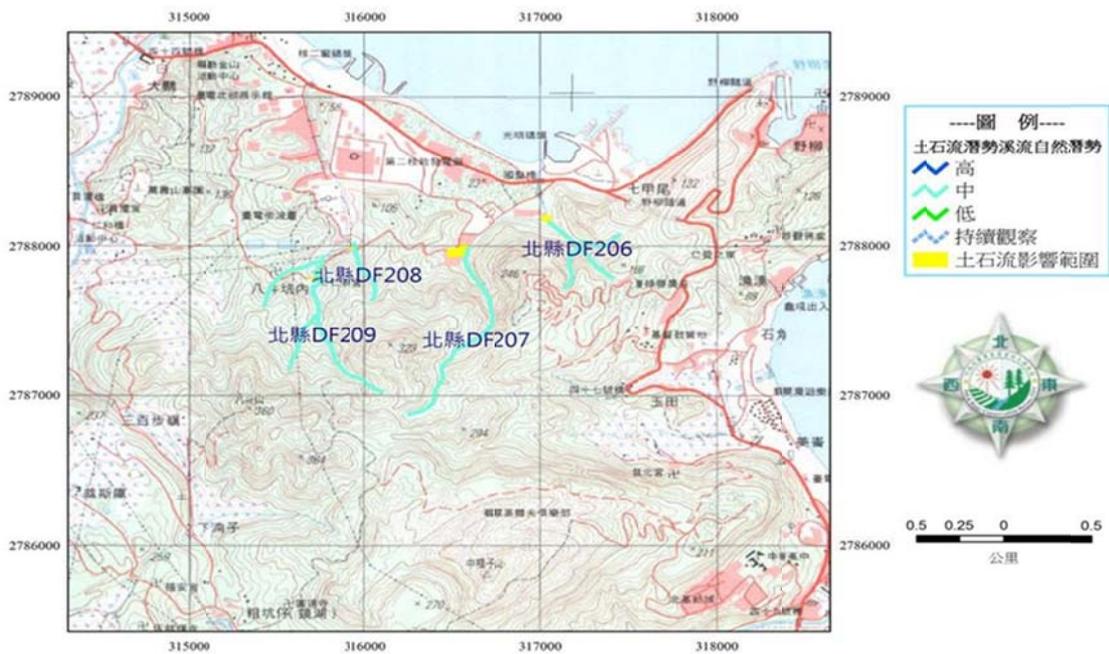


圖 7-4 核二廠區週遭土石流潛勢溪流位置及影響範圍

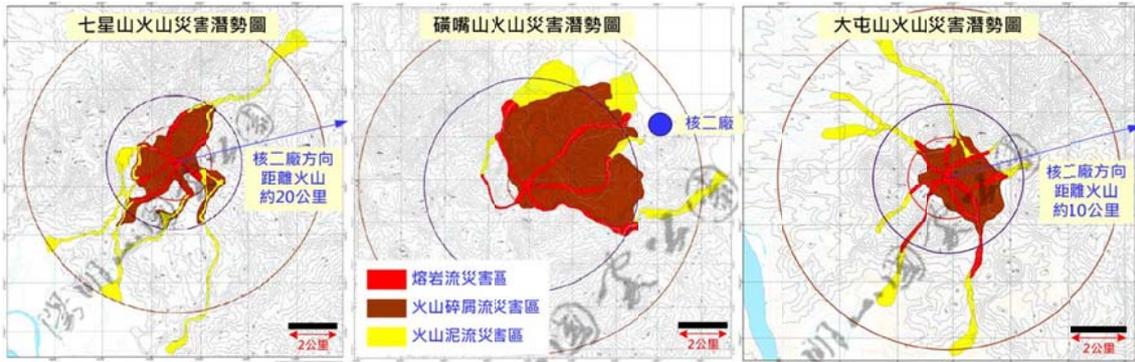


圖 7-5 核二廠廠址附近火山災害潛勢圖

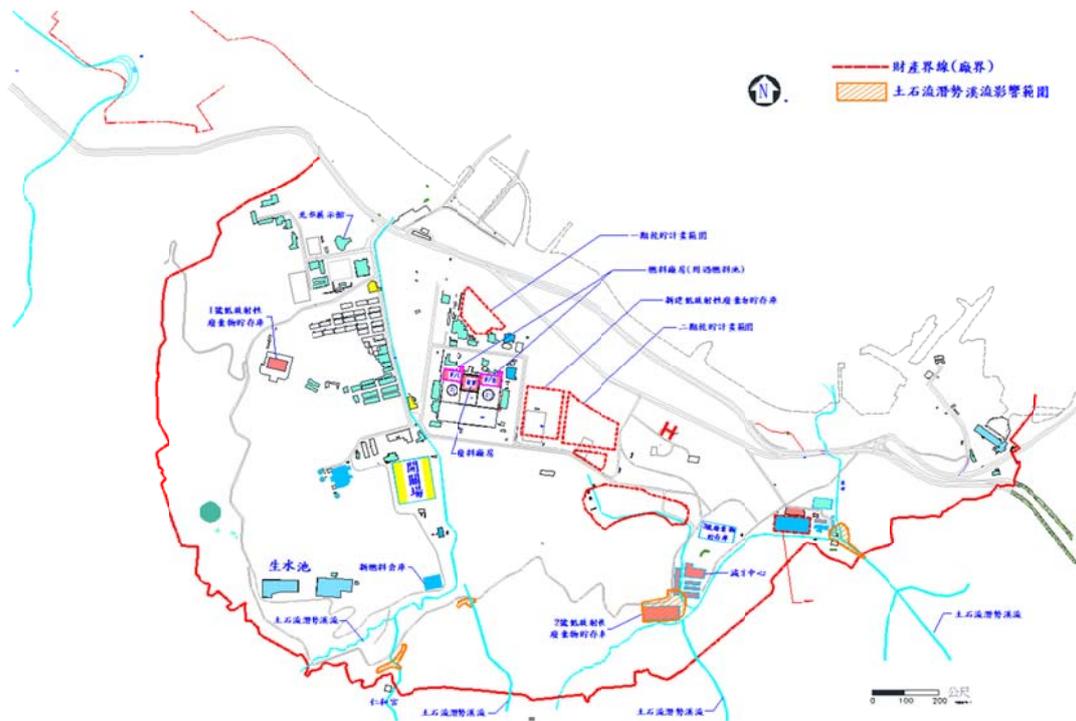


圖 7-6 核二廠土石流潛勢與影響區

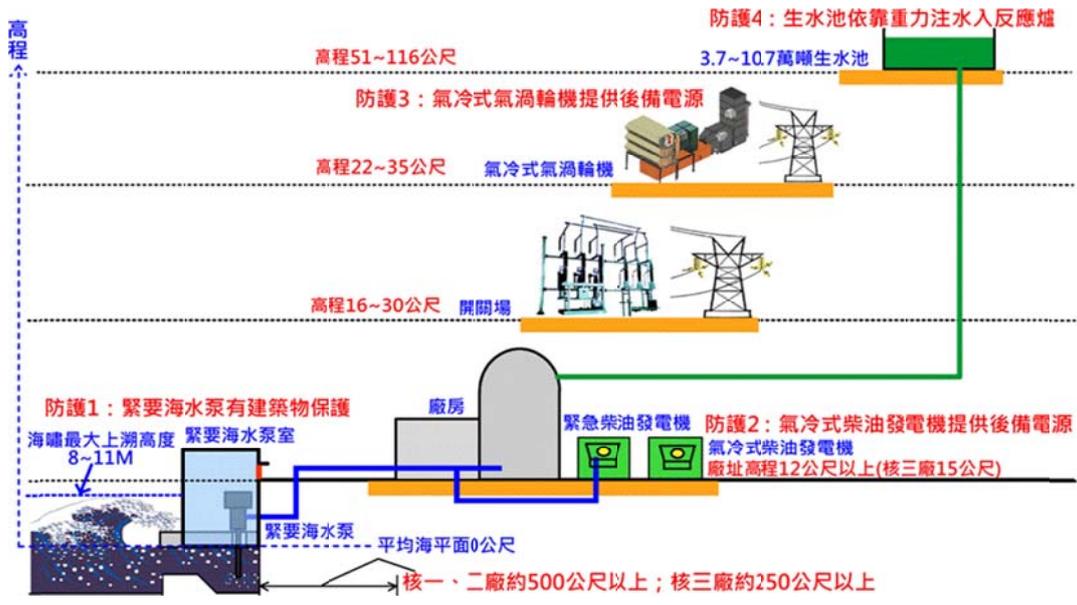


圖 7-7 核二廠高程示意圖

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 |
| 重物墜落撞擊用過核子燃料池事件 | | ✓ | ✓ | - | - |
| 非預期臨界 | | ✓ | ✓ | - | - |
| 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件 | | ✓ | ✓ | - | - |
| 用過核子燃料池冷卻水流失事件 | | ✓ | ✓ | - | - |

表 7-3 事故發生時位於燃料廠房內的核種放射性活度

| 核種 | 半化期 (d) | 放射性活度(Ci) | | | | |
|---------|---------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| | | 停機 1 d | 停機 7 d | 停機 30 d | 停機 60 d | 停機 90 d |
| I-131 | 8.05 | 4.18×10^2 | 2.49×10^2 | 3.45×10^1 | 2.61×10^0 | 1.98×10^{-1} |
| I-132 | 0.0958 | 4.53×10^{-1} | 4.40×10^{-20} | 5.79×10^{-93} | 0 | 0 |
| I-133 | 0.875 | 4.09×10^2 | 3.53×10^0 | 4.32×10^{-8} | 2.06×10^{-18} | 9.84×10^{-29} |
| I-134 | 0.0366 | 4.62×10^{-6} | 4.44×10^{-56} | 0 | 0 | 0 |
| I-135 | 0.28 | 7.14×10^1 | 2.42×10^{-5} | 3.82×10^{-30} | 1.71×10^{-62} | 7.64×10^{-95} |
| Kr-83m | 0.07625 | 5.70×10^{-1} | 2.82×10^{-24} | 0 | 0 | 0 |
| Kr-85m | 0.183 | 2.16×10^2 | 4.56×10^{-8} | 3.69×10^{-45} | 1.54×10^{-93} | 0 |
| Kr-85 | 3,950.0 | 2.18×10^3 | 2.17×10^3 | 2.17×10^3 | 2.15×10^3 | 2.14×10^3 |
| Kr-87 | 0.0528 | 3.50×10^{-2} | 2.89×10^{-36} | 0 | 0 | 0 |
| Kr-88 | 0.117 | 6.18×10^1 | 2.04×10^{-14} | 9.19×10^{-74} | 0 | 0 |
| Xe-131m | 11.84 | 3.62×10^2 | 2.55×10^2 | 6.68×10^1 | 1.16×10^1 | 2.03×10^0 |
| Xe-133m | 2.19 | 1.75×10^3 | 2.76×10^2 | 2.31×10^{-1} | 2.24×10^{-5} | 2.17×10^{-9} |
| Xe-133 | 5.28 | 6.65×10^4 | 3.03×10^4 | 1.49×10^3 | 2.92×10^1 | 5.73×10^{-1} |
| Xe-135m | 0.0106 | 3.08×10^{-24} | 0 | 0 | 0 | 0 |
| Xe-135 | 0.384 | 3.96×10^3 | 7.62×10^{-2} | 5.01×10^{-20} | 1.03×10^{-43} | 2.11×10^{-67} |

表 7-4 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果

| 地點與劑量 停機時間(d) | 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) |
| 1 | 5.12 | 1,546.4 | 0.96 | 289.37 |
| 7 | 1.41 | 791.27 | 0.26 | 148.07 |
| 30 | 9.64×10^{-2} | 109.38 | 1.80×10^{-2} | 20.47 |
| 60 | 1.87×10^{-2} | 8.27 | 3.50×10^{-3} | 1.55 |
| 90 | 1.61×10^{-2} | 0.63 | 3.01×10^{-3} | 0.12 |
| 限值* | 62.5 | 750 | 62.5 | 750 |

*核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限之 25%(與 SRP15.7.4 接受準則相同)

表 7-5 廢料廠房控制室內人員劑量分析結果

| 停機時間 | 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) |
|------|-----------------------|--------------------|-----------------------|--------------------|
| 1 | 1.32 | 8.56×10^2 | 1.68×10^4 | 1.90×10^2 |
| 7 | 0.37 | 4.35×10^2 | 8.63×10^3 | 65.27 |
| 30 | 2.50×10^{-2} | 60.06 | 1.19×10^3 | 12.80 |
| 60 | 4.84×10^{-3} | 4.55 | 90.22 | 9.81 |
| 90 | 4.17×10^{-3} | 0.35 | 6.84 | 9.68 |
| 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 7-6 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至沸騰所需時間

| 停機距喪失冷卻 之時間(d) | 喪失冷卻時初始 總衰變熱功率(MW) | 沸騰所需時間 (h) | 平均溫升率 (°C/h) |
|-------------------|-----------------------|---------------|-----------------|
| 7 | 11.037 | 9.69 | 6.09 |
| 30 | 6.9451 | 15.32 | 3.85 |
| 60 | 5.3498 | 19.86 | 2.97 |
| 90 | 4.6217 | 22.97 | 2.57 |
| 180 | 3.5498 | 29.90 | 1.97 |
| 365 | 2.6489 | 40.05 | 1.47 |

表 7-7 除役期間用過核子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(h) | 喪失冷卻後水位下降至開道頂端所需時間(h) | 喪失冷卻後水位下降至燃料頂端所需時間 (h) (水位降至開道後只計算西池) | 喪失冷卻後水位下降至燃料頂端所需時間 (h) (水位降至開道後只計算東池) |
|-----------------|----------------------------|-----------------------|---------------------------------------|---------------------------------------|
| 7 | 47.63 | 68.21 | 70.70 (2.9 天) | 70.99 (3.0 天) |
| 30 | 73.91 | 104.97 | 108.99 (4.5 天) | 109.34 (4.6 天) |
| 60 | 95.34 | 135.06 | 140.39 (5.8 天) | 140.80 (5.9 天) |
| 90 | 110.03 | 155.69 | 162.07 (6.8 天) | 162.49 (6.8 天) |
| 180 | 142.95 | 202.08 | 210.65 (8.8 天) | 211.14 (8.8 天) |
| 365 | 191.08 | 269.85 | 282.88 (11.8 天) | 283.11 (11.8 天) |

表 7-8 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 | ✓ | ✓ | ✓ | - |
| 低放射性廢棄物包裝意外 | ✓ | ✓ | - | - |
| 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 | ✓ | ✓ | - | - |
| 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外* | - | - | - | - |

*廢氣處理系統於除役階段已停止運轉，所以不會有任何排氣管路破裂的情境發生。

表 7-9 淨化逆洗接收槽拆除意外體外空間劑量率計算

| 核種 | 活度 (Bq) | 單位體積活度 (Bq/m ³) | DCF (Sv / Bq-s-m ⁻³) | 體外空間劑量率 (Sv/s) |
|--------|-----------------------|--------------------------------|-------------------------------------|------------------------|
| H-3 | 9.16×10^7 | 7.26×10^5 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| C-14 | 3.77×10^7 | 2.99×10^5 | 2.60×10^{-18} | 7.77×10^{-13} |
| Fe-55 | 1.19×10^{10} | 9.43×10^7 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| Co-60 | 1.32×10^{10} | 1.05×10^8 | 1.19×10^{-13} | 1.25×10^{-5} |
| Ni-63 | 1.67×10^9 | 1.32×10^7 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| Sr-90 | 6.24×10^6 | 4.94×10^4 | 9.83×10^{-17} | 4.86×10^{-12} |
| Tc-99 | 2.36×10^6 | 1.87×10^4 | 2.87×10^{-17} | 5.37×10^{-13} |
| Ru-106 | 2.65×10^8 | 2.10×10^6 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| Sb-125 | 1.92×10^7 | 1.52×10^5 | 1.87×10^{-14} | 2.84×10^{-9} |
| I-129 | 7.02×10^6 | 5.56×10^4 | 2.81×10^{-16} | 1.56×10^{-11} |
| Cs-134 | 1.97×10^8 | 1.56×10^6 | 7.06×10^{-14} | 1.10×10^{-7} |
| Cs-137 | 4.40×10^8 | 3.49×10^6 | 9.28×10^{-17} | 3.24×10^{-10} |
| Eu-155 | 8.89×10^6 | 7.04×10^4 | 2.14×10^{-15} | 1.51×10^{-10} |
| Pu-238 | 2.87×10^4 | 2.27×10^2 | 3.50×10^{-18} | 7.95×10^{-16} |
| Pu-239 | 1.71×10^4 | 1.36×10^2 | 3.48×10^{-18} | 4.73×10^{-16} |
| Pu-240 | 1.71×10^4 | 1.36×10^2 | 3.42×10^{-18} | 4.65×10^{-16} |
| Pu-241 | 1.28×10^7 | 1.01×10^5 | 6.33×10^{-20} | 6.39×10^{-15} |
| Am-241 | 1.76×10^4 | 1.39×10^2 | 6.74×10^{-16} | 9.37×10^{-14} |
| Cm-242 | 2.65×10^2 | 2.10×10^0 | 4.02×10^{-18} | 8.44×10^{-18} |
| Cm-244 | 1.34×10^4 | 1.06×10^2 | 3.40×10^{-18} | 3.60×10^{-16} |
| 總計 | 2.79×10^{10} | 2.21×10^8 | - | 1.26×10^{-5} |

表 7-10 淨化逆洗接收槽拆除意外地表輻射劑量率計算

| 核種 | 活度 (Bq) | 單位面積活度 (Bq/m ²) | DCF (Sv / Bq-s-m ⁻²) | 體外空間劑量率 (Sv/s) |
|--------|--------------------|--------------------------------|-------------------------------------|------------------------|
| H-3 | 9.16×10^5 | 2.12×10^4 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| C-14 | 3.77×10^5 | 8.73×10^3 | 1.27×10^{-20} | 1.11×10^{-16} |
| Fe-55 | 1.19×10^8 | 2.75×10^6 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| Co-60 | 1.32×10^8 | 3.06×10^6 | 2.30×10^{-15} | 7.04×10^{-9} |
| Ni-63 | 1.67×10^7 | 3.87×10^5 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| Sr-90 | 6.24×10^4 | 1.44×10^3 | 1.64×10^{-18} | 2.36×10^{-15} |
| Tc-99 | 2.36×10^4 | 5.46×10^2 | 6.47×10^{-20} | 3.53×10^{-17} |
| Ru-106 | 2.65×10^6 | 6.13×10^4 | 0.00×10^0 | 0.00×10^0 |
| Sb-125 | 1.92×10^5 | 4.44×10^3 | 4.09×10^{-16} | 1.82×10^{-12} |
| I-129 | 7.02×10^4 | 1.63×10^3 | 1.95×10^{-17} | 3.18×10^{-14} |
| Cs-134 | 1.97×10^6 | 4.56×10^4 | 1.48×10^{-15} | 6.75×10^{-11} |
| Cs-137 | 4.40×10^6 | 1.02×10^5 | 2.99×10^{-18} | 3.05×10^{-13} |
| Eu-155 | 8.89×10^4 | 2.06×10^3 | 5.35×10^{-17} | 1.10×10^{-13} |
| Pu-238 | 2.87×10^2 | 6.64×10^0 | 6.26×10^{-19} | 4.16×10^{-18} |
| Pu-239 | 1.71×10^2 | 3.96×10^0 | 2.84×10^{-19} | 1.12×10^{-18} |
| Pu-240 | 1.71×10^2 | 3.96×10^0 | 6.01×10^{-19} | 2.38×10^{-18} |
| Pu-241 | 1.28×10^5 | 2.96×10^3 | 1.72×10^{-21} | 5.09×10^{-18} |
| Am-241 | 1.76×10^2 | 4.07×10^0 | 2.33×10^{-17} | 9.48×10^{-17} |
| Cm-242 | 2.65×10^0 | 6.13×10^{-2} | 7.02×10^{-19} | 4.30×10^{-20} |
| Cm-244 | 1.34×10^2 | 3.10×10^0 | 6.44×10^{-19} | 2.00×10^{-18} |
| 總計 | 2.79×10^8 | 6.46×10^6 | - | 7.10×10^{-9} |

表 7-11 曝露包件距離與劑量率及 2 h 劑量之關係

| 曝露距離 (m) | 劑量率 (mSv/h) | 2 h 劑量(mSv) | 備 註 |
|-------------|-----------------------|-----------------------|---------------|
| 0 | 2.00×10^1 | 4.0×10^1 | 包件表面劑量率 |
| 0.1 | 4.69 | 9.39 | |
| 0.2 | 3.97 | 7.93 | |
| 0.4 | 3.03 | 6.05 | |
| 0.6 | 2.45 | 4.90 | |
| 0.8 | 2.05 | 4.11 | |
| 1.0 | 1.77 | 3.54 | |
| 2.0 | 6.18×10^{-1} | 1.24 | 假設為事故處理人員停留位置 |
| 4.0 | 1.87×10^{-1} | 3.74×10^{-1} | |
| 6.0 | 8.90×10^{-2} | 1.78×10^{-1} | |
| 8.0 | 5.18×10^{-2} | 1.04×10^{-1} | |
| 10 | 3.39×10^{-2} | 6.78×10^{-2} | |
| 20 | 8.84×10^{-3} | 1.77×10^{-2} | |
| 40 | 2.26×10^{-3} | 4.52×10^{-3} | |
| 60 | 1.01×10^{-3} | 2.02×10^{-3} | |
| 80 | 5.71×10^{-4} | 1.14×10^{-3} | |
| 100 | 3.66×10^{-4} | 7.33×10^{-4} | |
| 200 | 9.20×10^{-5} | 1.84×10^{-4} | |
| 400 | 2.30×10^{-5} | 4.61×10^{-5} | |
| 600 | 1.03×10^{-5} | 2.05×10^{-5} | |
| 800 | 5.77×10^{-6} | 1.15×10^{-5} | |
| 1,000 | 3.69×10^{-6} | 7.39×10^{-6} | |

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 7-12 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 | | - | - | - | - |
| 土石流 | | - | - | - | - |
| 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 | | ✓ | ✓ | ✓ | - |

附錄 7.A 用過核子燃料熱水流分析

本分析依據TITRAM方法論中所敘述之基本守恆方程式，評估核二廠用過核子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核子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，評估用過核子燃料池的水位高度、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核子燃料池水溫與水位計算。

A.1 計算方法

本報告以核二廠一號機為分析案例，假設用過核子燃料分別於停機後7 d、30 d、60 d、90 d、180 d及365 d後全部退出至用過核子燃料池，並即刻發生冷卻能力喪失事件，相關重要假設如下：

- (1) 用過核子燃料池所有的冷卻與補水系統均保守假設不可用；
- (2) 用過核子燃料池4,398束容量全滿，內含624束剛退出爐心的用過核子燃料；
- (3) 採用ASB 9-2方式計算用過核子燃料衰變熱功率；
- (4) 用過核子燃料池初始水溫為41 °C；
- (5) 用過核子燃料池初始水位高度為12.19 m、燃料頂部高度為4.7 m、閘門底部高度為5.37 m；
- (6) 新退出之燃料集中存放於東池或西池。

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。

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

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

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 $10^3 \leq t_s \leq 10^7$, $t_s > 10^7$ 時，

k 保守假設為 0.1

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：

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

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

[A-4式]

其中：

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

$P(Np-239)/P_0$: 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 用過核子燃料池水位下降趨勢計算方法

用過核子燃料池水位係利用能量守恆方程式計算，計算時考慮用過核子燃料池水溫變化、用過核子燃料池水位變化、以及燃料棒裸露後用過核子燃料池水位變化等計算方法，計算方法說明如下。

A.3.1 用過核子燃料池水溫變化

用過核子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，池水會吸收用過核子燃料之衰變熱上升至沸騰，在此階段採用能量守恆的觀念，用過核子燃料池水溫變化如以下[A-5式]所示：

$$\rho C_p V \frac{dT}{dt} = P(t) \quad [A-5式]$$

其中

ρ 為水的密度(kg/m³)

C_p 為液態水的比熱容(J/kg-°C)

V 為用過核子燃料池的池水體積(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：

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

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

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

A.3.2 用過核子燃料池水位變化

池水溫度因達沸點而開始有汽液相變化發生，用過核子燃料池水位因此下降，此時用過核子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：

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

其中

H 為水位高度(m)

A 為用過核子燃料池截面積(m^2)

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：

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

核二廠燃料棒為ATRIUM-10，由燃料束示意圖可以計算單束燃料棒所佔面積；為方便分析計算，皆假設燃料束與用過燃料貯存格架為對稱結構且不考慮圓角設計造成之影響。

每一束燃料束共有 100 支燃料棒，燃料束與燃料棒所佔面積(A_f)：

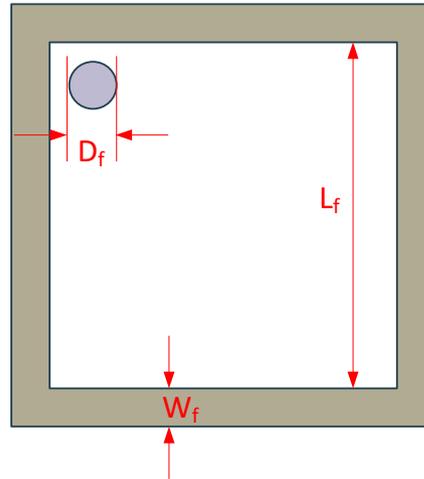
$$A_f = \frac{D_f^2}{4} \times \pi \times 100 + W_f \times (L_f + W_f \times 2) \times 4 \quad [\text{A-10式}]$$

其中 D_f 為單支 ATRIUM-10 中燃料棒(含護套)之直徑 0.3957 in ；

W_f 為 ATRIUM-10 燃料匣的框架厚度 0.08 in ；

L_f 為 ATRIUM-10 燃料匣的框架大小 5.278 in ；

燃料束示意圖



圖A-1 ATRIUM-10燃料束示意圖

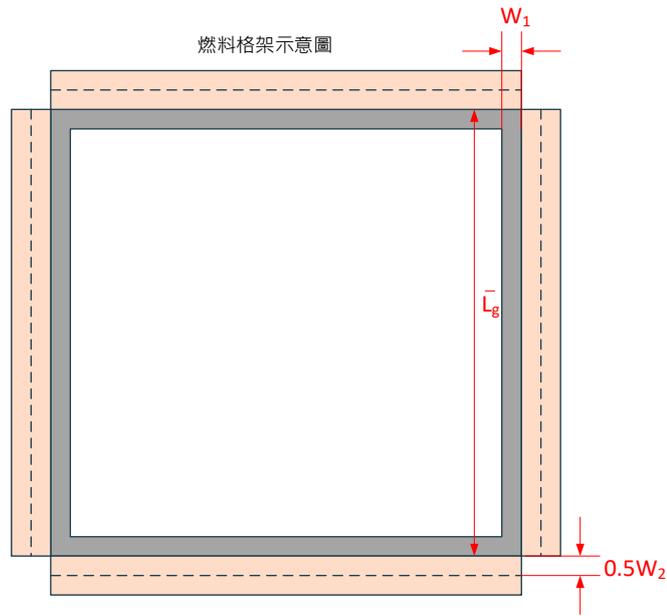
用過燃料貯存格架所佔面積(A_R)：

$$A_R = \left(W_1 + \frac{W_2}{2} \right) \times \bar{L}_g \times 4 \quad [A-11 \text{ 式}]$$

其中 W_1 為核二廠用過燃料貯存格架厚度 0.075 in ；

W_2 為格架硼板厚度 0.076 in(兩個格架共用一個硼板)；

\bar{L}_g 為單一用過燃料貯存格架平均大小 6.287 in ；



圖A-2 燃料格架示意圖

用過燃料貯存格架區域之固體比率(α)為

$$\alpha = \frac{A_f + A_R}{L_g^2} \quad [\text{A-12 式}]$$

將上述各參數代入：

$$\alpha = \frac{\frac{D_f^2}{4} \times \pi \times 100 + W_f \times (L_f + W_f \times 2) \times 4 + \left(W_1 + \frac{W_2}{2} \right) \times \bar{L}_g \times 4}{\bar{L}_g^2} \quad [\text{A-13 式}]$$

即得用過燃料貯存格架區域固體比率為0.427。

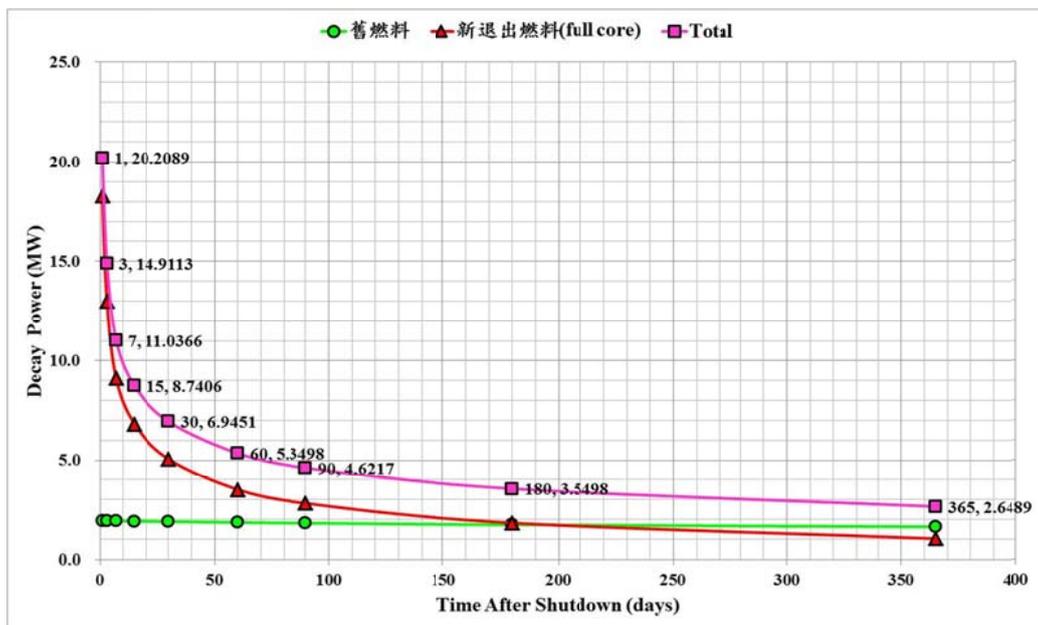
表A-3計算是參考實際用過核子燃料運轉狀況，考量區域為西池、東池與燃料傳送池，依據東西池的池底到池面高度為12.19 m，燃料傳送池的池底到池面高度為15 m，另外格架高為4.7 m，東池及西池具有格架、燃料等固體，用過燃料貯存格架區域固體所占之體積以截面積平均值為42.7%。因此可以計算出格架下方固體體積為 $122.096\text{m}^2 \times 4.7\text{m} \times 42.7\% = 245.03\text{m}^3$ ，由此可計算出固體空間體積占比整個池體空間(包含東、西池與燃料傳送池)為 $245.03/1593.8 = 15.37\%$ 。

A.4 計算結果

用過核子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，用過核子燃料池之池水將會逐漸被加熱至沸騰，池水沸騰後將產生蒸發，用過核子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。

A.4.1 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，並假設用過核子燃料池4,398束容量全數放滿，由於燃料格架空間不足，因此分析時假設退出時間較久之燃料束將移出用過核子燃料池，以保守估計用過核子燃料池之衰變熱，針對不同之退出時間，計算結果如圖A-3與表A-2所示。此計算結果為全部退出當下的衰變熱功率，後續用過核子燃料池溫度計算時，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核子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，衰變熱功率前者僅為後者的6成左右。



圖A-3 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 (d) | 舊燃料衰變熱 [4,398-624=3,774 束] (MW) | 新退出燃料衰變熱 [全爐 624 束] (MW) | 衰變熱總和 (MW) | 與停機 7 d 後退出 之衰變熱相比 |
|---------------|---------------------------------------|--------------------------------|---------------|-----------------------|
| 7 | 1.9225 | 9.1141 | 11.037 | 100% |
| 15 | 1.9095 | 6.8311 | 8.7406 | 79.2% |
| 30 | 1.8865 | 5.0586 | 6.9451 | 62.9% |
| 60 | 1.8455 | 3.5043 | 5.3498 | 48.5% |
| 90 | 1.8102 | 2.8115 | 4.6217 | 41.9% |
| 150 | 1.7523 | 2.0687 | 3.8210 | 34.6% |
| 180 | 1.7283 | 1.8215 | 3.5498 | 32.2% |
| 365 | 1.6229 | 1.0260 | 2.6489 | 24.0% |

A.4.2 池水沸騰時間預估

用過核子燃料池的水量計算係根據核二廠燃料設計圖及核二廠用過核子燃料池喪失冷卻能力之水位計算書所提供資料計算，用過核子燃料池分為東池、西池及燃料傳送池，正常運轉時相互連通。東池及西池具有格架、燃料等固體，固體所佔之體積以截面積平均值為42.7%，水位高度為12.19 m，格架高度為4.7 m；燃料傳送池內沒有置放任何物體，水位高度為15 m。分析時所引用之用過核子燃料池水量相關數據如表A-3所示，表列之體積已扣除42.7%的固體空間。

表A-3 用過核子燃料池水量評估結果

| | 面積(m ²) | 體積(m ³) |
|-------------|---------------------|---------------------|
| 西池 | 57.7022 | 587.59 |
| 東池 | 64.3939 | 655.73 |
| 燃料傳送池 | 23.3661 | 350.49 |
| 西池+東池 | 122.096 | 1243.32 |
| 西池+東池+燃料傳送池 | 145.462 | 1593.80 |
| 格架上方水量 | - | 1089.51 |
| 格架高度內水量 | - | 504.29 |

用過核子燃料池喪失冷卻能力假設意外事件發生分別在停機7 d、30 d、60 d、90 d、180 d及365 d時，用過核子燃料池東池、西池與燃料傳送池總水量經計算為1593.80 m³，用過核子燃料池初始溫度為41 °C，此時退出之用過核子燃料初始總衰變熱功率如表A-2。在不考慮熱散失下，計算所得之沸騰時間分別為事件發生後的9.69 h(停機後7 d)、15.32 h(停機後30 d)、19.86 h(停機後60 d)、22.97 h(停機後90 d)、29.90 h(停機後180 d)及40.05 h(停機後365 d)。此外，由於事件發生至用過核子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

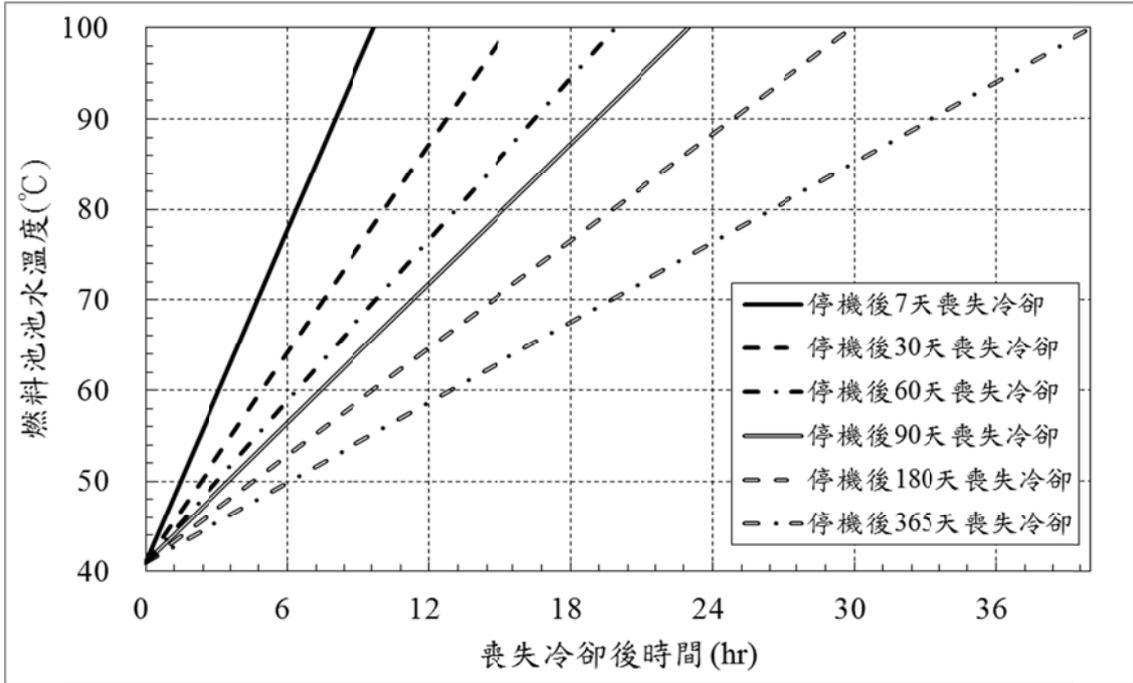
接近線性而溫升率如表A-4，計算所得之用過核子燃料池池水溫度變化如圖A-4所示。

表A-4 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至沸騰所需時間

| 停機距喪失冷卻之時間(d) | 喪失冷卻時初始總衰變熱功率(MW) | 沸騰所需時間(h) | 平均溫升率(°C/h) |
|---------------|-------------------|-----------|-------------|
| 7 | 11.037 | 9.69 | 6.09 |
| 30 | 6.9451 | 15.32 | 3.85 |
| 60 | 5.3498 | 19.86 | 2.97 |
| 90 | 4.6217 | 22.97 | 2.57 |
| 180 | 3.5498 | 29.90 | 1.97 |
| 365 | 2.6489 | 40.05 | 1.47 |

A.4.3 池水水位下降時間預估

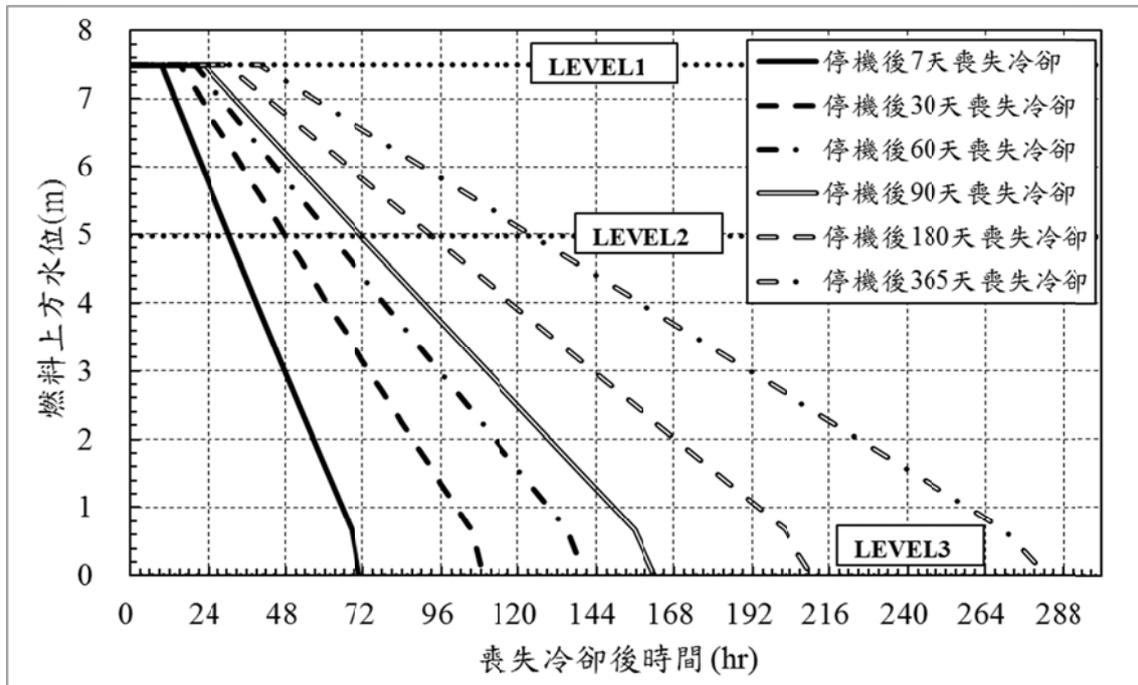
當用過核子燃料池的水溫接近飽和溫度(100 °C)時，池水將因為蒸發作用產生池水減少之現象，由於液態水在常壓下之汽化熱高達2.26 MJ/kg-s，故少量水即可提供大量的移熱能力，因此用過核子燃料池中的燃料在未裸露前，可藉由水將用過核子燃料衰變熱移除，並使燃料護套與燃料丸溫度維持於接近水的飽和溫度。此外當水位下降至燃料閘門底端後，此時水位下降趨勢會分成東池、西池個別計算，惟保守假設新退出之燃料元件集中於兩池其中一池中，並依據東池與西池之剩餘水量進行水位下降的評估。由前節所述喪失冷卻至沸騰之時間，再加上池水沸騰至燃料裸露之時間，核二廠用過核子燃料池在新退出之燃料元件集中於西池時，會具有較快之水位下降趨勢，由喪失冷卻到燃料裸露之時間分別為70.70 h(停機後7 d)、108.99 h(停機後30 d)、140.39 h(停機後60 d)、162.07 h(停機後90 d)、210.65 h(停機後180 d)及282.88 h(停機後365 d)，此階段因用過核子燃料仍被池水淹沒，無過熱疑慮，其間的平均水位降低狀況如表A-5所示，期間的水位變化如圖A-5所示。



圖A-4 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後之溫度變化

表A-5 除役期間用過核子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(h) | 喪失冷卻後水位下降至開道頂端所需時間 (h) | 喪失冷卻後水位下降至燃料頂端所需時間 (h) (水位降至開道後只計算西池) | 喪失冷卻後水位下降至燃料頂端所需時間 (h) (水位降至開道後只計算東池) |
|-----------------|----------------------------|------------------------|---------------------------------------|---------------------------------------|
| 7 | 47.63 | 68.21 | 70.70 (2.9 天) | 70.99 (3.0 天) |
| 30 | 73.91 | 104.97 | 108.99 (4.5 天) | 109.34 (4.6 天) |
| 60 | 95.34 | 135.06 | 140.39 (5.8 天) | 140.80 (5.9 天) |
| 90 | 110.03 | 155.69 | 162.07 (6.8 天) | 162.49 (6.8 天) |
| 180 | 142.95 | 202.08 | 210.65 (8.8 天) | 211.14 (8.8 天) |
| 365 | 191.08 | 269.85 | 282.88 (11.8 天) | 283.11 (11.8 天) |



圖A-5 用過核子燃料池於喪失冷卻後之水位變化圖(新退出燃料元件集中於西池)

A.5 結論

本分析針對核二廠用過核子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核子燃料池，於反應器停機後7 d、30 d、60 d、90 d、180 d及365 d喪失冷卻系統，分析之內容包括衰變熱計算、用過核子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，本分析計算不同用過核子燃料退出時間的池水沸騰、池水下降及燃料裸露等發生時間，用過核子燃料池沸騰時間的計算結果如表A-4所示，水位下降至燃料頂端3 m及燃料頂端的計算結果如表A-5所示。

以停機後180 d發生喪失用過核子燃料池冷卻事件的狀況為例，事件發生時用過核子燃料池內的衰變熱為3.55 MW，事件發生29.90 h後池水開始沸騰；事件發生後142.95 h(5.9 d)，用過核子燃料池水位會降至用過核子燃料上方3 m；事件發生後西池210.65 h(8.8 d)，用過核子燃料池水位下降至燃料頂端；東池211.14 h(8.8 d)，用過核子燃料池水位下降至燃料頂端。

A.6 參考資料

- [A-1] 曾永信，「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」，TITRAM /CS/KS-CFD-MHD-01.
- [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] 核能研究所，「核二廠用過燃料池喪失冷卻能力之水位計算書」 NED-THA-99A16802-CCS-016-01, Jul 2013.
- [A-4] BECHTEL, 核二廠燃料池設計圖, Job No.9713 Q Drawing No.C-603 Rev.5.
- [A-5] BECHTEL, 核二廠燃料池設計圖, Job No.9713 Q Drawing No.C-637 Rev.9.
- [A-6] “Safety Analysis Report of Lower Spent Fuel Pool Second Reracking for Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 & 2”, Rev. 0, ENSA, Equipos Nucleares, Pacific Engineerings & Constructors, LTD., July 2003.

附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191 摘要

美國 RG 1.191 核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫(Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown)，說明商業運轉核電廠之防火計畫主要目標是：(1)抑低安全重要結構、系統與組件(SSC)之火災損失；(2)確保反應器之安全停機能力；(3)維持安全停機狀態。然而永久停機後核電廠之首要防火關切點是：保護用過核子燃料完整性，以及防止或抑低因污染SSC或輻射廢棄物失火造成之輻射污染物釋出。10 CFR 20之輻射劑量限值(< 50 mSv/人/年)，亦適用於永久停機後之火災。電廠業主應盡一切努力維持合理抑低(ALARA)。故運轉期間之防火計畫，可作為除役消防計畫的基礎。

除役消防計畫(FPP)是提供一種深度防禦，內容可以包括：

- (a) 行政管制計畫(程序書)；
- (b) 實體防火特徵；
- (c) 快速偵火、控制與滅火的反應能力；
- (d) 盡量降低導致輻射物質排放到大眾、環境與電廠人員之火災風險；
- (e) 電廠用於防止或緩和火災引起輻射物排放的SSC，應具有合適之防火水準；
- (f) 電廠人員應有適當之火災緊急應變程序訓練；
- (g) 除役消防計畫應基於工業標準，例如美國消防協會(NFPA)的工業標準；
- (h) 業主應維持一個消防計畫直到廠址不再存在輻射危害，或是除役完畢運轉執照終止為止。

火災危害分析(FHA)內容應廣泛的評估下列各項目：

- (a) 設施的火災危害；
- (b) 針對找出之個別危害的防火能力；
- (c) 保護可能導致輻射排放火災之用過核子燃料與其他放射性物料；

火災危害分析(FHA)內容至少要包括以下元素：

- (a) 電廠實體布置與條件：應該敘述行政管制、火災偵測與抑制系統、排煙系統、

火災屏障物(牆、天花板、樓板、樑柱等)、其他相關的行政與實體方案元素；

- (b) 對安全重要的輻射危害與系統:藉由防火區辨識出輻射危害物，並辨識出是那些SSCs，可用通風系統防止或緩和失火時的輻射物排放。除役時，基於火災危害分析，可能要重新指定防火區。
- (c) 用過核子燃料：辨識出用於保護用過核子燃料之必要SSC。
- (d) 放射性污染的廠區與廢棄物貯存庫：辨識出容納相當數量放射性廢棄物的廠區位置，且它們有可能因為失火而排放或擴散。

除役消防計畫的行政管制是除役消防計畫的重要項目，以辨識出負責各種消防活動的組織或職位。計畫書內要清楚地定義必要的消防訓練，包括：一般員工訓練、巡查訓練、駐廠消防隊與廠外消防隊支援與演練等。行政管制的管制內容可以包括：

- (a) 管制可燃物：保持良好之廠內整潔實務，尤其是與輻射有關部份。堆放之可燃物料，包括碎屑，應於各值班工作後清運。漏出之可燃液體，應裝入容器，並立即清運。清潔用品應每天清運並合適處置；
- (b) 管制可燃液體與氣體的儲存；
- (c) 管制起火源：管制開放火焰熱工作(熱切割、焊接、摩擦)、管制可攜式或臨時產熱設備、管制工人抽菸；
- (d) 管制消防設備與系統：消防隊員之設備應定期盤點檢查與保養。手動滅火設備，包括滅火器、手提照明、與通訊及通風裝置，應定期盤點檢查與保養。

附錄 7.C 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 | 除役期間應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。 | 110.12~137.03 (除役期間) |
| 7-2 | 兩部機組吊運用過核子燃料行政管制。 護箱裝載池復原設計變更規劃作業，提報主管機關審核。 | 110.12~123.12 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前) 110.05 提出 |
| 7-3 | 用過燃料池仍有用過核子燃料期間，用過燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。 用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。 | 110.12~123.12 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前) 112.10 提出 |
| 7-4 | 除役期間消防計畫依終期安全分析報告(FSAR)9.5.1 及美國核管會法規指引 RG 1.191 所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。若有變更須另案申請。 | 110.12~137.03 (除役期間) |
| 7-5 | 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。 | 110.12~137.03 (除役期間) |
| 7-6 | 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。 | 110.12 (一號機運轉執照屆期前提報) 110.12~123.12 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前) |