

## 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、 核一廠除役期間之意外事件界定與分類 .....	7-1
二、 與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件 .....	7-4
(一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池 .....	7-5
(二) 臨界 .....	7-11
(三) 用過核子燃料池喪失冷卻能力 .....	7-11
(四) 用過核子燃料池冷卻水流失 .....	7-15
(五) 地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害 .....	7-17
三、 除役作業活動潛在之輻射意外事件 .....	7-19
(一) 除污意外 .....	7-19
(二) 拆除意外 .....	7-21
(三) 吊卸意外 .....	7-23
(四) 低放射性廢棄物包裝意外 .....	7-26
(五) 低放射性廢棄物暫存之意外 .....	7-28
(六) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外 .....	7-29
(七) 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外 .....	7-31
(八) 廢液處理系統之桶槽破裂意外 .....	7-32
四、 火災及爆炸事件 .....	7-33
(一) 火災 .....	7-34
(二) 爆炸 .....	7-35
五、 地震及洪水、土石流事件 .....	7-36
(一) 地震 .....	7-36
(二) 洪水 .....	7-37
(三) 土石流 .....	7-37
六、 雷擊事件 .....	7-37

七、 輔助系統功能喪失事件 .....	7-38
八、 外部電力喪失事件 .....	7-39
九、 行政管制與意外事件之預防 .....	7-39
(一) 人員疏失 .....	7-40
(二) 惡劣氣候 .....	7-41
(三) 海嘯 .....	7-41
(四) 飛機撞擊 .....	7-41
十、 結語 .....	7-42
十一、 參考文獻 .....	7-44
附錄 7.A 核一廠除役期間用過核子燃料池喪失冷卻能力熱流分析 .....	7-57
附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191「核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫」摘要 .....	7-71
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 .....	7-74

## 圖 目 錄

圖 7-1 用過核子燃料池冷卻淨化系統補水措施示意圖.....	7-46
圖 7-2 廢漿槽所在位置.....	7-47
圖 7-3 廢漿槽外型尺寸.....	7-47
圖 7-4 B3/B53N號房間配置圖.....	7-48
圖 7-5 離包件各距離之事故處理作業人員劑量.....	7-48

## 表 目 錄

表 7-1 186 根 ATRIUM™-10 燃料棒之不同衰減時間的各空浮核種活度.....	7-49
表 7-2 核一廠用過核子燃料池吊卸燃料意外廠外輻射劑量評估(不經過空氣過濾功能).....	7-50
表 7-3 核一廠用過核子燃料池吊卸燃料意外控制室輻射劑量評估(不經過空氣過濾功能).....	7-50
表 7-4 核一廠除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻能力後至沸騰所需時間.....	7-50
表 7-5 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻能力後最遲開始啟動補水作業之時間.....	7-51
表 7-6 廢棄物淤泥槽拆除意外浸身劑量率計算.....	7-52
表 7-7 廢棄物淤泥槽拆除意外地表輻射劑量率計算.....	7-53
表 7-8 餘熱移除熱交換器吊卸意外浸身劑量率計算.....	7-54
表 7-9 餘熱移除熱交換器吊卸意外地表輻射劑量率計算.....	7-55
表 7-10 曝露包件距離與劑量率及 2 小時劑量之關係.....	7-56

## 第七章 除役期間預期之意外事件安全分析

本章主要說明核一廠除役期間可能發生之意外事件，並敘述各項意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。

核一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意外事件、輔助系統功能喪失事件、外部電力喪失事件，以及地震、火災與爆炸事件等。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導致的結果，並說明該事件對作業人員與公眾安全之影響，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安相關之意外事件，著重於人為疏失、惡劣氣候、海嘯、飛機撞擊等意外事件之預防。

相關恐怖攻擊或爆炸、縱火事件，本廠另依照台灣電力公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理。

### 一、核一廠除役期間之意外事件界定與分類

IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2 建議：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)，以及作業人員疏失等所造成的輻射意外事件，並評估對作業人員及廠外民眾之影響。

NUREG-0586 Supplement 1 則說明核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運貯用過核子燃料之

用過核子燃料池冷卻水流失，導致燃料束之鋁合金護套損壞，造成輻射外洩的意外。

核一廠除役作業規劃係依據我國相關法規規定，採拆除之策略，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後，開始進行不需要且可移除系統之除污；待用過核子燃料自用過核子燃料池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進行包裝放入貯存容器中，運送至貯存設施，最後，再進行建物拆除。除役各階段之作業目標、時程規劃、可能的拆除工法，以及工作項目詳述於本計畫第六章。

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。本章係參考 IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2 與 NUREG-0586 Supplement 1 之建議，並考量核一廠除役作業規劃之各特定因素，進行核一廠除役期間預期意外事件情節之分析與評估，包括核安、輻安、環安、工安、火災等意外事件造成相關之輻射劑量影響，以及自然災害事件(如颱風、地震、豪雨、土石流及海嘯等)與人為破壞等相關假設性意外事件之影響；同時亦檢討核一廠終期安全分析報告(FSAR)第十五章有關設計基準之事故，評估於除役期間仍可能發生之事件，並進行安全分析。

本章所歸納分析之意外事件說明，綜整如下：

## **1. 與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件**

- (1) 重物墜落撞擊用過核子燃料池
- (2) 臨界
- (3) 用過核子燃料池喪失冷卻能力
- (4) 用過核子燃料池冷卻水流失
- (5) 自然災害(包括：地震、颱風、洪水、海嘯)

## **2. 除役作業活動潛在之輻射意外事件**

- (1) 除污意外
- (2) 拆除意外
- (3) 吊卸意外

- (4) 低放射性廢棄物包裝意外
- (5) 低放射性廢棄物暫存之意外
- (6) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外
- (7) 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外
- (8) 廢液處理系統之桶槽破裂意外

3. 火災及爆炸事件

4. 地震及洪水、土石流事件

5. 雷擊事件

6. 輔助系統功能喪失事件

7. 外部電力喪失事件

8. 行政管制與意外事件之預防

- (1) 人員疏失
- (2) 惡劣氣候
- (3) 海嘯
- (4) 飛機撞擊

核一廠於除役過渡、除役拆廠、廠址最終狀態偵測，以及廠址復原等各階段，可能發生或假想之輻安相關意外事件表列如下：

3

事件	除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測*	廠址復原
<b>與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件</b>				
重物墜落撞擊用過核子燃料池	✓	✓		
臨界	✓	✓		
用過核子燃料池喪失冷卻能力	✓	✓		
用過核子燃料池冷卻水流失	✓	✓		
地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害	✓	✓		
<b>除役作業活動潛在之輻射意外事件</b>				
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	✓	✓		

3

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
意外				
廢氣處理系統之排氣管路破裂意外	✓	✓		
廢液處理系統之桶槽破裂意外	✓	✓		
<b>火災及爆炸事件</b>				
火災	✓	✓	✓	
爆炸	✓	✓	✓	
<b>地震、洪水、土石流及雷擊事件</b>				
地震	✓	✓	✓	
洪水	✓	✓	✓	
土石流	✓	✓	✓	
雷擊	✓	✓	✓	
<b>功能喪失事件</b>				
輔助系統功能喪失事件	✓	✓	✓	
外部電力喪失事件	✓	✓	✓	
<b>行政管制與意外事件之預防</b>				
人員疏失	✓	✓	✓	
惡劣氣候	✓	✓	✓	
海嘯	✓	✓	✓	
飛機撞擊	✓	✓	✓	

註 \*：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，所造成之相關意外事件。

依我國相關法規規定(放射性物料管理法第 17、18 條及其施行細則第 26、28 條，以及放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法第 4 條)，有關放射性廢棄物處理或貯存設施之意外事件安全分析，需含括於申請處理或貯存設施建造執照時所提之安全分析報告中，故本計畫之意外事件安全分析，未涵蓋低放射性廢棄物貯存及處理設施，以及用過核子燃料乾式貯存設施之意外分析。

## 二、與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件

核一廠運轉屆滿永久停止運轉後，爐心內之用過核子燃料將先全部退出，並貯放於用過核子燃料池中。此階段可能發生之意外事件包含重物墜落撞擊用過核子燃料池、用過核子燃料池喪失冷卻能力或冷卻水流失，以及地震、飛機撞擊、颱風與洪水等自然災害。

## (一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池

本節說明用過核子燃料於吊運時，發生墜落事件時所造成的影響。

### 1. 肇因

分析除役過程中有四項作業，可能會發生用過核子燃料墜落之意外。第一項作業為：除役過渡階段，在反應器永久停機後，爐心內用過核子燃料全部退至用過核子燃料池之吊運過程中，可能發生用過核子燃料墜落之意外事件；第二項作業為：進行用過核子燃料之完整性檢驗時，因需要將個別用過核子燃料吊運至用過核子燃料池池邊進行檢驗，亦可能發生用過核子燃料墜落事件；第三項作業為：於用過核子燃料準備進行乾式貯存時，吊運用過核子燃料至密封鋼筒時；第四項作業為：吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱進行傳送作業時，可能發生用過核子燃料墜落事件，屬乾式貯存作業，惟該吊車屬防止單一失效功能(Single Failure Proof) 設計，不會有吊運墜落意外發生。

3

### 2. 偵測

操作人員於操作現場可立刻得知。

### 3. 分析與結果

除役過渡階段之第一項用過核子燃料吊運作業，係將用過核子燃料自爐心吊運至用過核子燃料池，此吊運作業與電廠大修時更換燃料作業相同，故此意外事件對用過核子燃料貯存之衝擊，可由核一廠終期安全分析報告之燃料墜落意外分析所涵蓋。而第二項進行用過核子燃料完整性檢驗作業，所可能發生之用過核子燃料吊運墜落意外事件，可由第一項相關分析所涵蓋，分析結果說明如下。

3

核一廠用過核子燃料吊運墜落撞擊用過核子燃料池貯存格架意外事件(Fuel Assembly Drop Accident)之分析，已獲主管機關審查同意在案，摘述說明如下：

相關分析項目分為輻射劑量及臨界兩部分；輻射劑量分析係在核一廠使用新型核燃料 ATRIUM-10 執照申請時，由燃料廠商以保守方式計算破損燃

料棒總數及輻射劑量，完成「Chinshan Fuel Handling Accident Analysis for ATRIUM™-10 Fuel」分析報告送審，輻射劑量計算評估結果遠低於我國「核子反應器管制法施行細則」第3條有關禁制區(Excluded Area Boundary, EAB)與低密度人口區(Low Population Zone, LPZ)(同 10 CFR 100)之限值；臨界分析係在核一廠用過核子燃料池貯存容量第二次擴充案由貯存格架廠商 Holtec. International 公司所完成，結論是燃料束墜落於格架模組上面時，燃料束會停止於格架模組上方，與有效燃料之間隔超過 30.48 cm (12 in)，足以防止中子耦合效應，燃料束墜落對反應度之影響可以忽略。此外，若貯存架外圍尚有空間發生燃料束墜落用過核子燃料池意外，依據前述臨界分析報告結果顯示：將以影響反應度較輕微的傾斜式方法掉落，反應度可維持在 0.95 以下避免中子耦合效應發生。

第三項為用過核子燃料吊運至密封鋼筒準備進行乾貯時，可能會發生墜落之意外情形，包括：1.直接撞擊用過核子燃料池貯存格架意外事件，其結果可由第一項分析所涵蓋；2.用過核子燃料撞擊密封鋼筒或傳送護箱後，掉落至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進行乾貯傳送作業時，發生用過核子燃料墜落事件(第四項)，已依據 NUREG-0554 之相關規定，進行反應器廠房吊車升級為具有防止單一失效功能，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。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審查核定。核一廠燃料台車及反應器廠房吊車均與燃料挪移作業相關，於在燃料未完全移出至乾式貯存時(除役過渡階段以及除役拆廠階段前期)，皆會持續參照商轉期間相關規定執行。

本公司亦參考「Chinshan Fuel Handling Accident Analysis for ATRIUM™-10 Fuel」分析報告之評估方法(停機 1 d，反應器爐穴中有 186 根燃料棒受損)，另以停機 7 d、30 d、60 d 及 90 d 後之輻射源項條件(如表 7-1)，在將用過核子燃料自反應器吊移至用過核子燃料池時發生墜落意外，

分別進行禁制區與低密度人口區之劑量評估。同時也保守考量，第五章依據本計畫所建議安全相關系統重新分類，探討圍阻體系統之安全設計對事故劑量之影響，考量備用氣體系統(SBGT) 於停機 60 d 後已非屬安全相關等級的系統，假設放射性物質不經空氣過濾功能，而直接排放至環境中。

按核一廠一與二號機總共累積的燃料棒破損數量為 51 根(22+29)，且最後一根破損日期至今已經超過 19 年；為了解核一廠萬一發生重物墜落撞擊用過核子燃料池，而且撞擊到過去已破損之 51 根燃料棒，該 51 根燃料棒受損排放出核種(碘族與惰性氣體)的情形與影響，其假設與分析如下:保守假設這 51 根燃料棒都在 19 年前同時破損，當時均並未排放出氣體放射性核種且延續迄今，若現今萬一發生撞擊才全數排放出來；但由於排放之碘族與惰性氣體中只有 Kr-85 半化期較長(3,950 d)，其他核種半化期都小於 12 d，因此剩下 Kr-85 會排放。而其排放活度可以參考表 7-1，停機七天 186 根燃料棒受損排放 Kr-85 有  $1.20 \times 10^{14}$  Bq，現在改為 51 根及 19 年後，即  $1.20 \times 10^{14} \times (51/186) \times (0.5)^{(19 \times 365.24/3,950)} = 9.8 \times 10^{12}$  Bq，至於其對廠界影響(大氣擴散因子  $\chi/Q = 1.33 \times 10^{-3} \text{ sec/m}^3$ )，由於 Kr-85 只有空氣浸身會造成劑量，其他呼吸攝入、地表輻射與呼吸所造成有效與甲狀腺劑量皆為零(即所謂 DCF 為零，而空氣浸身  $\text{DCF} = 2.40 \times 10^{-16} \text{ Sv per Bq sec m}^{-3}$ )；因此，有效劑量公式為  $Q \times (\chi/Q) \times \text{DCF} = 9.8 \times 10^{12} \times 1.33 \times 10^{-3} \times 2.40 \times 10^{-16} = 3.128 \times 10^{-6} \text{ Sv} = 3.128 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ ，與表 7-2 廠界有效劑量(最小到 0.4 mSv)相比甚為微小。因此，若考慮這 51 根已破損燃料棒還會排放 Kr-85 的因素，其造成的影響是可以忽略。

根據「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之規定，設計基準事故(DBA)發生時，可能導致禁制區與低密度人口區之民眾，分別接受到事故 2 小時內及事故全期累積之輻射劑量，全身需小於 250 mSv、甲狀腺小於 3 Sv；而進行上述劑量評估時，需考量輻射源項、大氣擴散因子與劑量轉換因子三個面向。有關輻射源項部分，係假設前述停機 7 d、30 d、60 d 及 90 d 後之輻射源項條件(僅考慮碘族與惰性氣體)，並於 2 小時內完全排放至環境中；有關大氣擴散因子部分，本公司依據最近 5 年(99~103 年)核一廠氣象條件，利用

美國太平洋西北實驗室發展的 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對廠界最近距離為 400 m(即禁制區)，該位置之事故後 2 小時的大氣擴散因子  $\chi/Q$  計算值為  $1.33 \times 10^{-3} \text{ s/m}^3$ ；最後，加上符合 ICRP 60 號報告之劑量轉換因子(參考美國聯邦指引報告 FGR13/12)，即可評估意外事件發生時，對於禁制區處之全身與甲狀腺劑量。同理亦可估算出廠房地面排放對最近低密度人口區距離為 2,500 m，其事故後 0~2 小時的大氣擴散因子  $\chi/Q$  為  $1.30 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ ，即可保守評估出事故全期低密度人口區之全身與甲狀腺劑量。

400 m 0-2 小時  $\chi/Q$  為  $1.33 \times 10^{-3} \text{ sec/m}^3$  可以評估出表 7-2 的結果，而核一廠禁制區 800 m 內不同距離的 0-2 小時  $\chi/Q$ (取各方向中最大者)列表如下：

距離(m)	方向	$\chi/Q \text{ (sec/m}^3\text{)}$	距離(m)	方向	$\chi/Q \text{ (sec/m}^3\text{)}$
500	NNE	$9.067 \times 10^{-4}$	700	NNE	$5.116 \times 10^{-4}$
600	NNE	$6.242 \times 10^{-4}$	800	NNE	$4.077 \times 10^{-4}$

由於擴散係數隨距離增加而減少，相關更進一步評估出來的劑量亦是如此；因此，以 400 m 廠界劑量作為 800 m 禁制區劑量上限(不詳細評估 800 m 處不同距離)並與禁制區所代表劑量值做比較仍是適切的。

PAVAN 程式係計算事故大氣擴散因數，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，「核能電廠潛在事故影響評估之大氣擴散模式」(USNRC，1979)所撰寫。由美國太平洋西北實驗室(Pacific Northwest Laboratory)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。

在假設放射性物質不經空氣過濾功能直接排放至環境中之情況下，評估結果顯示：停機 7 d 發生用過核子燃料之吊卸意外情境時，禁制區最大個人全身劑量為 496.82 mSv，甲狀腺劑量 9.83 Sv；低密度人口區個人全身劑量為 57.8 mSv，甲狀腺劑量 1.14 Sv；停機 30 d，前述劑量值將分別降低至 68.4 mSv 與 1.35 Sv、7.94 mSv 與 157 mSv；停機 60 d，前述劑量值將分別降低

至 5.17 mSv 與 102 mSv、0.6 mSv 與 11.92 mSv；停機 90 d，前述劑量則將分別降低至 0.4 mSv 與 7.71 mSv、0.046 mSv 與 0.90 mSv；上述結果綜整如表 7-2。上述分析可以發現：如果電廠沒有空氣過濾功能，若發生用過核子燃料之吊卸意外，停機 60 d 時，禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量，可低於「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之限值。另參考核一廠 FSAR 與 NUREG-0612，該分析結果亦低於 10 CFR 100 全身劑量限值的四分之一(即 62.5 mSv)。本公司除上述廠界民眾劑量分析，亦以相同條件進行控制室人員劑量分析。分析工作考慮停機 7 d、30 d、60 d 及 90 d 後之輻射源項條件，若 SBGT 於用過核子燃料之吊卸意外發生時無法正常運作，且控制室處於正常取外氣循環模式運轉，另假設放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經控制室取氣口及主控制室空調通風系統進入；其大氣擴散因子乃使用 ARCON96 程式及核一廠最近 5 年(99~103 年)氣象數據計算獲得，亦使用 ICRP 60 號報告之劑量轉換因子(參考美國聯邦指引報告 FGR13/12)。

ARCON96 程式(Atmospheric Relative Concentrations in Building Wakes)為美國太平洋西北國家實驗室發展，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。

本項分析工作(控制室人員劑量分析)假設用過核子燃料之吊卸意外發生時，基於二次圍阻體可不具完整性與控制室可不具通風隔離等安全系統設計下，考量備用氣體處理系統(SBGT)之過濾元件無法使用及控制室處於正常取外氣循環模式運轉，計算結果分述如下：停機 7 d 的輻射源項條件可能造成控制室人員接受全身劑量為  $1.25 \times 10^3$  mSv、甲狀腺劑量  $2.48 \times 10^4$  mSv；停機 30 d，則全身劑量為 172.11 mSv、甲狀腺劑量  $3.42 \times 10^3$  mSv；停機 60 d，則全身劑量為 12.99 mSv、甲狀腺劑量 258.87 mSv；停機 90

d，則全身劑量為 0.98 mSv、甲狀腺劑量 19.46 mSv；上述結果綜整如表 7-3。

上述分析可以發現，停機 60 天後才開始吊運燃料，假設萬一發生用過核子燃料吊卸意外，考量備用氣體處理系統之過濾元件無法使用及控制室處於正常取外氣循環模式運轉則控制室人員接受之輻射劑量，可符合 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 19 的限值(即全身劑量 50 mSv 及甲狀腺劑量 300 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。

核一廠目前已更新其燃料挪移吊車控制軟體及硬體，以避免燃料吊卸期間，發生墜落撞擊用過核子燃料池之可能。核一廠在近年來曾發生多起燃料匣鎖緊裝置受損事件，經檢討後增加燃料吊卸時，燃料須於接觸格架前先暫停後，再慢速放入格架中。二號機周期 27 大修就沒發生任何鎖緊裝置受損事件，不曾發生用過核子燃料吊運墜落之情況，相關改進措施已列入程序書 D216。

4

#### 5. 輻射影響

除役過渡階段，當反應器停機 60 d 以後，於用過核子燃料池吊運用過核子燃料束，萬一發生用過核子燃料束墜落之意外事件，民眾之廠界外劑量，皆可低於「核子反應器設施管制法施行細則」第 3 條禁制區與低密度人口區限值(全身 250 mSv，甲狀腺 3 Sv)。且控制室人員在相同情況下，亦可符合 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 19 的限值(即全身劑量 50 mSv 及甲狀腺劑量 300 mSv)。

3

## (二) 臨界

爐心在燃料未移出至用過核子燃料池前，其燃料裝填布局係符合最後一個週期之停機餘裕要求，故無臨界安全之疑慮。另一方面，於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，其停機餘裕將比燃料填滿時大。核一廠於進行用過核子燃料退出作業時，對應之燃料挪移停機餘裕(Refueling Shut-Down Margin)，均保守以大於法規要求之 0.38 %  $\Delta k/k$  為原則。因此，在用過核子燃料退出至用過核子燃料池之過程中，並無臨界安全的問題。至於除役過渡階段一開始時會將全部用過核子燃料自爐心吊運至用過核子燃料池時，由於已經永久停機，因此，事先不須再進行爐心燃料挪移停機餘裕計算。

3

---

註解：停機餘裕(Shutdown Margin)需大於 0.38 %  $\Delta k/k$  之規定，係出自於核一廠的運轉規範第 3.1.1 節，通常以  $\Delta k/k$  表示，代表反應器爐心回到臨界狀態所需要的反應度(Reactivity)，計算條件規定：(1)經分析認定具有最大控制本領之一根控制棒係在全出位置，其餘各控制棒皆能插入爐心且全部插至全入位置；(2)反應器係在冷爐(20 °C)停機且全無氙毒(Xenon)之狀態。

用過核子燃料池臨界安全部分，因現有燃料池格架在第二次用過核子燃料池格架更新案時已通過臨界安全分析；且除役時，用過核子燃料池系統均不會超出原臨界分析之計算基礎，故亦無臨界安全之疑慮。核一廠目前奉行前政院原子能委員會核准之第二次燃料池格架重整安全分析報告，已考量本廠 40 年運轉所用之各類型核子燃料，已有針對臨界安全進行評估。除役期間用過核子燃料未全數移出用過核子燃料池前(除役過渡階段)，燃料池的格架結構維持不變，同時，比照運轉階段，定期執行燃料池格架硼試片檢驗與用過核子燃料池水質硼濃度量測，以確認燃料池格架硼片仍完好。從臨界安全的觀點而言，燃料池格架的結構與硼片均與原設計相符，用過核子燃料長時間置放用過核子燃料池，不會有臨界安全的疑慮。

6

3

## (三) 用過核子燃料池喪失冷卻能力

鑑於 100 年 3 月 11 日之日本福島一廠事故，本公司為避免用過核子燃料池發生意外，導致放射性物質外釋事件，因此，依照主管機關要求，參照美國核管會近期專案小組(Near Term Task Force，以下簡稱 NTTF)編號 4.2

之建議事項(NEI 06-12 B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guidance 用過核子燃料池救援策略之要求、NEI 12-06 Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide)，完成強化用過核子燃料池之保護措施，包括具備可移動式替代注水、500 kW 固定式柴油發電機，以及水位量測與噴灑系統，以確保維持用過核子燃料池之冷卻能力。

## 1. 肇因

如來自飛機撞擊等所造成火災或爆炸進而導致喪失大範圍廠區，或是來自發生設計基準外部事件的廠外危害(如日本福島事件)等，導致電廠電力系統或備用電源系統功能毀損，或是熱交換器、泵等設備發生故障，造成用過核子燃料池冷卻能力喪失。

## 2. 偵測

可藉由下列監測資料得知：

- a. 由用過核子燃料池及溢流緩衝槽高水位、低水位之警報，獲知用過核子燃料池水位情況。
- b. 由用過核子燃料池冷卻系統之溫度指示，取得用過核子燃料池溫度狀況。
- c. 反應器廠房五樓用過核子燃料池區域裝設之區域輻射監測儀器，其監測值顯示於主控制室。
- d. 用過核子燃料池冷卻淨化系統(SFPCCS)或新增用過核子燃料池冷卻系統(SFPACS)停止運轉。

核一廠因應福島事件新增用過核子燃料池水位及溫度監視儀器系統，其中一號機已於 104 年 1 月 8 日施工完成，二號機也於 105 年 1 月完成。

### 3. 分析與結果

廠用電力系統及各類備用電源系統，具有多重性、多樣性，其同時失效之情形極不可能發生；惟分析時仍假設喪失所有交流電源，且用過核子燃料池失去冷卻能力。

分別假設在停機後 7 d、30 d、60 d 及 90 d，完成用過核子燃料全部退出至用過核子燃料池，且發生用過核子燃料池喪失冷卻能力之情況進行分析；結果如表 7-4 (相關分析請參閱本章附錄 7.A)。若事件發生在停機後 7 d，最後一週期全部爐心用過核子燃料已完成退出之條件下，用過核子燃料池池水將於 9.36 h 後達到沸騰；停機後 30 d，用過核子燃料池池水於 14.9 h 達到沸騰；停機後 60 d，用過核子燃料池池水於 19.38 h 達到沸騰；停機 90 d，用過核子燃料池池水於 22.45 h 達到沸騰。

### 4. 事件處理

一旦偵測到發生用過核子燃料池喪失冷卻能力時，將採行政管制避免池水沸騰。補水之程序將參照核一廠程序書 D1452.2 進行，並應先監測水溫適時排氣以保護二次圍阻體完整性，再依據水位啟動補水機制。依表 7-4 之分析結果，以及考量補水所需設備器材之備妥時間，至遲於用過核子燃料池池水沸騰 3 h 之前，開始啟動緊急補水作業。緊急補水作業簡述如下，補水最遲啟動時間詳如表 7-5。

(1) 用過核子燃料池正常水位維持於 EL.136'-3"~EL.136'-4"，當用過核子燃料池喪失冷卻能力，水溫漸漸升高，此時儘可能利用備用電源恢復用過核子燃料池冷卻系統功能，而補水所需的設備器材須於 2 h 內備妥。在水位仍高於 EL.129'-1.5" (此時池水仍保有適當之輻射屏蔽)，人員仍可接近反應器廠房五樓用過核子燃料池旁，可依下列途徑提供用過核子燃料池之補水(請參照圖 7-1 燃料池冷卻淨化系統補水措施示意圖)：

A. 使用反應器廠房五樓兩組消防水箱及反應器廠房北側及東側室內之消防栓管線，各配置一組水帶接水帶補水及噴灑至用過核子燃料池

(500 gpm)，水源為西邊山上生水池上下池共 100,000 MT 生水、西邊山上生水槽(每部機組正常水位 3,000 MT)。

4

B. 利用移動式引擎驅動抽水機或消防車以水帶連接消防栓或外接消防車等注水工具至兩條 SSE 抗震等級常備硬管式消防噴灑進水口，其中一條補水(500 gpm)及另一條噴灑(200 gpm)用過核子燃料池，水源為西邊山上生水池上下池共 100,000 MT 生水、西邊山上生水槽(每部機組正常水位 3,000 MT)。

4

C. 直接拉水帶布管線至用過核子燃料池補水，利用消防車或抽水機送水至用過核子燃料池(500 gpm)。水源為西邊山上生水池上下池共 100,000 MT 生水、西邊山上生水槽(每部機組正常水位 3,000 MT)、乾華溪溪水、小坑溪溪水。

4

(2) 當用過核子燃料池喪失冷卻能力，補水所需的設備器材須於 2 h 內備妥，當水位低於 EL.129'-1.5"、但仍高於 EL.113'-1.5"時，由於已喪失適當之輻射屏蔽，人員已無法接近反應器廠房五樓用過核子燃料池旁，此時除了儘可能利用備用電源恢復用過核子燃料池冷卻系統功能外，依下列途徑提供用過核子燃料池補水。

A. 同上述之 B 點，惟水源再增加所有廠外水源(請參照圖 7-1)。

B. 同上述之 C 點，惟水源再增加緊要海水進水口抽取海水、海岸線抽取海水。

(3) 若補水方式使水位無法恢復到有效燃料頂(Top of Active Fuel, TAF)以上時，水位降至 EL.113.792'立即使用用過核子燃料池消防噴灑系統管路(200 gpm)，直接噴灑補水至較熱之核子燃料上方以迅速降溫。其方式仍以消防水車、抽水機或水帶連接消防栓至 SSE 抗震等級常備硬管式消防

噴灑進水口。水源為包括所有廠內廠外水源，但不包括 CST 冷凝水儲存槽(每部機組 1,892 MT)或 DST 除礦水儲存槽(每部機組 189 MT)之水。

(4)核一廠因應福島事件，所增加之移動/固定式發電機及其緊急應變如下：

若喪失電源時可由 500 kW 固定式柴油發電機【由廠區電源全部喪失(全黑)事件檢討之因應措施中新增】接入 480 V 馬達控制中心(Motor Control Center, 以下簡稱 MCC) 提供新增用過核子燃料池冷卻系統電源，維持用過核子燃料池冷卻。

## 5. 輻射影響

由於用過核子燃料池水位於 EL.129'-1.5"以上高度時，池水仍保有屏蔽功能，若保守以事件發生在停機後 7 d 之情境，水位降至 EL.129'-1.5"高度約需 28.7 h，而在事件發生後之 6 h 內即會執行補水作業，因此，無顯著之輻射影響。(按用過核子燃料頂端之水位為 EL.113.792')

### (四) 用過核子燃料池冷卻水流失

根據核一廠運轉技術規範規定，用過核子燃料池池水水位不得低於 EL.136'-1"。於正常運轉時，用過核子燃料池正常水位維持於 EL.136'-3"～EL.136'-4"，當水位低到 EL.136'-1.5"將有低水位警報出現，本節係說明若發生用過核子燃料池冷卻水流失事件時，應執行之措施。

#### 1. 肇因

可能由於地震或撞擊，而使得用過核子燃料池破裂或冷卻水管路破裂，如內襯鋼版或鋼筋混凝土嚴重受損、穿越管損壞、池水震盪濺出、虹吸效應或結構物設備失效等，造成池水流失。

#### 2. 偵測

由用過核子燃料池及溢流緩衝槽高/低水位之警報，以及利用核一廠因應福島事件新增之用過核子燃料池水位與溫度監視儀器系統，獲知用過核子燃料池水位情況。

核管案編號 CS-JLD-10115 之新增 NEI 12-02 用過核子燃料池水位儀器強化的監測說明及因應策略如下：

(1)分別在用過核子燃料池東南邊及西南邊各安裝一組水位及溫度儀器，各自獨立，並將訊號分別送至主控制室 H11-P602 盤上二只記錄器顯示，可監測 L1、L2 及 L3 水位。

(2)水位儀器採用雷達波型式，無接觸用過核子燃料池水，不受硼酸腐蝕影響。且在用過核子燃料池區域之喇叭口導波管與支架為不鏽鋼材質，不受溫度、濕度與輻射影響。

(3)水位儀器採分開獨立設計，電源配置分不同路徑且獨立裝配，當其中一個電源損壞時，不會影響另一個控道的運作，後備電源使用之電池可供電約 300 小時。

(4)水位儀器符合耐震 IEEE 344-2004 版本，耐震為 0.51 g。

### 3. 分析與結果

用過核子燃料池內襯為不鏽鋼板，以抑制腐蝕。襯板後設有洩漏偵測控道，其功能為：(1)防止襯板後壓力上升；(2)防止污染的水漏至二次圍阻體內各相關清潔區；(3)可測出襯板之洩漏量。其洩水控道共計 19 處，每處均裝有洩漏偵檢器(Leakage Detector 共 19 只)，任一處洩漏偵檢器偵測到滲漏時，洩漏偵檢器本身警報燈即刻亮起，同時將警報送主控室。

若熱交換器管線或設備發生破裂，亦會造成用過核子燃料池冷卻水損失。由於一次側之池水含有放射性，為避免破裂洩出之池水四處溢流，污染環境，故於新增用過核子燃料池冷卻系統(SFPACS)一次側設備周圍設有矮牆，使廢水經由地板洩水孔，收集至放射性廢液處理系統。此外，池水外洩將導致用過核子燃料池水位降低而觸動控制室之警報。若於二次側發生小破裂，由於系統設有補水，對於池水損失影響不大，但若發生大破裂時，會影響熱交換器內之熱交換功能，此時一次側池水回水之溫度將會上升，至超過預設之警報值時，將會觸發控制室中之警報。

#### 4. 事件處理

當出現用過核子燃料池低水位(EL.136'-1.5")警報時，應啟動除礦水補給措施(275 gpm 流量)或凝結水補給措施(500 gpm)進行補水。若正常補水程序仍無法達到用過核子燃料池之池水正常水位時，則應啟動緊急補水程序，其程序與用過核子燃料池喪失冷卻能力事件之事件處理相同。

熱交換器管線或設備破裂時，將停用該串破裂之系統，改用另一串系統，並進行管線或設備修護。

至於預防方式有在燃料組件的上方將管線穿越燃料池牆上，以避免由於冷卻系統喪失所導致池水損失，或是阻絕低池吸口點然後將該點裝在比燃料地方高處，因此核一廠用過核子燃料池低點無任何開口。而舊有用過核子燃料池冷卻系統係採用過核子燃料池水溢流方式取水，回水管路裝設在接近用過核子燃料池頂部區域，在燃料組件上方穿越用過核子燃料池牆。新增用過核子燃料池冷卻系統取水管路設在用過核子燃料池上方，並不穿越用過核子燃料池，回水管路共用舊有用過核子燃料池冷卻系統回水管路。

於除役過渡階段及除役拆廠階段前期，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。

3

#### 5. 輻射影響

核一廠用過核子燃料池有三層水位警報設計，當用過核子燃料池水位低至 EL.136'-1.5"時，將有低水位之警報出現，並啟動補水程序。按池水於 EL.129'-1.5"以上高度時，仍保有屏蔽功能，故無顯著之輻射影響。

##### (五) 地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害

本節說明地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，對用過核子燃料池之影響。

## 1. 肇因

地震為自然現象，其肇因可能為斷層活動或火山活動所造成的地表運動及週期振動，而颱風是一種隨機的天氣事件，洪水或海嘯發生的可能原因有：颱風引起的暴雨、巨浪、火山爆發、地震等，而地震及其引發之海嘯將造成供水管線破裂等之損害。

## 2. 偵測

可影響用過核子燃料池之地震，可由更換燃料樓層(Refueling Floor)之強震儀觸發警報察覺，亦可由氣象局所發布之警報訊息得知。颱風、洪水與海嘯，則可透過氣象局所發布之訊息預先得知。按除更換燃料樓層(EL 137.5')有強震儀外，抑壓池(EL-0.83')與緊急泵室(EL95.0')亦有強震儀。

## 3. 分析與結果

地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害對用過核子燃料池之結構影響，可由核安總體檢重要改善中所涵蓋，按包括核一廠設計基準將由 0.3 g 提升至 0.4 g，且根據 NTF2.1 重新評估地震、水災廠外危害並作改善，並重新作海陸域火山調查暨評估等。另因用過核子燃料池位於反應器廠房五樓，颱風、洪水、海嘯等造成之水患，不致對用過核子燃料池造成影響。雖然廠用電力系統及各類備用電源系統同時失效之情形極不可能發生，但分析時仍假設地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害造成所有供電系統失效，導致用過核子燃料池之冷卻系統無法運作，其影響可為本章二、(三)用過核子燃料池喪失冷卻能力事件之分析結果所涵蓋。

## 4. 事件處理

地震、颱風、洪水、海嘯等過後，應立即依相關處理程序，進行用過核子燃料池及其相關設備之檢查。若有故障或淤泥堵塞，應儘速加以排除，並確認所有系統能正常運作。

## 5. 輻射影響

此事件輻射影響與用過核子燃料池冷卻水流失事件相同。

### 三、除役作業活動潛在之輻射意外事件

除役作業之主要活動為進行組件、系統與結構之除污及拆除，再將拆除後之放射性廢棄物進行包裝，並放入貯存容器中運送至貯存設施。經評估除役作業潛在之輻射意外事件時機包括：除污、拆除、吊卸、低放射性廢棄物包裝、低放射性廢棄物暫存、低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送，以及廢氣處理系統之排氣管路破裂意外與廢液處理系統之桶槽破裂意外等。

#### (一) 除污意外

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. 肇因

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

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；但由於還有通風系統過濾處理，所以，即使有廢氣外釋也會十分微量，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。依核一廠相關作業程序書(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 (依據本計畫第四章對於一次側系統之輻射特性調查結果，約在 0.03-2.0 mSv/h 範圍間)；估計現場有 10 人作業，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%，所需人力工時為 0.5 人時，則處理作業人員個人接受 0.5 mSv 劑量；作業人員之集體有效劑量為 5.0 man-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」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，將比照現行核一廠 900 系列輻射防護作業程序執行除污。

- 核一廠程序書 D913 「人員除污程序」規定人員除污相關程序。
- 核一廠程序書 D951 「廠房地區除污程序」規定作業場所除污相關程序。
- 核一廠程序書 D952 「設備除污間除污程序」規定設備除污相關程序。

#### 5. 輻射影響

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」

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。

## (二) 拆除意外

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. 肇因

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灑灑事件。

### 2. 偵測

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廢棄物淤泥槽(Waste Sludge 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。

廢棄物淤泥槽又名廢漿槽(編號 TK-18-1A)，位於聯合結構廠房 B1 之 B32 房間(B32 房間長 9.53 m，寬 5.03 m，高 5.94 m 如圖 7-2 所示)，用於廢水污泥之收集，重量約 8,255 kg，直徑 3.93 m，長度 7.5 m，桶壁厚度 9.5 mm(3/8 in)，桶壁為碳鋼材質，內壁塗布一層環氧樹脂(Epoxy)，外壁塗有含鉛底漆，如圖 7-3 示意圖。

根據本計畫之估算，廢棄物淤泥槽表面污染放射性總活度約為  $2.26 \times 10^{12}$  Bq，由於廢棄物淤泥槽用於廢水污泥之收集，在拆除前必須先將其內含

之廢水污泥抽除乾淨後，再進行除污、拆除等工作。假設於 B32 房間發生桶槽拆除墜落意外，使得其中 10 % ( $2.26 \times 10^{11}$  Bq)之桶槽內表面鬆散污染物，平均瀰漫在空間中(體積  $9.53 \times 5.03 \times 5.94 = 284.74 \text{ m}^3$ )，透過廢棄物淤泥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  $5.28 \times 10^{-5} \text{ Sv/s}$  ( $190 \text{ mSv/h}$ ，詳如表 7-6 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 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  $3.17 \text{ mSv}$ ( $190 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$ )，集體有效劑量則為  $9.5 \text{ man-mSv}$ 。

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 1 min 內完成疏散，由於時間很短暫，因此，假設廢棄物淤泥槽之表面污染 10 % ( $2.26 \times 10^{11}$  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 % ( $2.26 \times 10^9$  Bq)；如這些空浮核種全部平均掉落到地面轉為地表輻射，則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  $6.05 \times 10^{-8} \text{ Sv/s}$  ( $0.22 \text{ mSv/h}$ ，詳如表 7-7 所示)，輻射意外處理人員將接受地表輻射，假設所需人力工時仍為 10 人時，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  $0.22 \text{ mSv}$ ，集體有效劑量則為  $2.2 \text{ man-mSv}$ 。

另根據美國 YANKEE ROWE 核電廠 DSAR(Defueled SAR)第 3.4.4.4 放射性分析基準所述，若組件或容器破裂時，總放射性活度中僅一小部分，會因組件或容器受衝擊，導致能量不平衡而被釋出，其外釋分量為 1-10 %。故保守假設本項意外分析之外釋分量為 10 %。

另依據最近 5 年(99~103 年)核一廠氣象條件，利用美國太平洋西北實驗室發展的 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  $2.26 \times 10^{11}$  Bq 對廠界最近距離為 400 m，該位置的大氣擴散因子 $\chi/Q$  計算值為  $1.33 \times 10^{-3}$  s/m<sup>3</sup>，評估預期造成廠界劑量約為  $7.98 \times 10^{-1}$  mSv，仍低於「游離輻射防護安全標準」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

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響除符合「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」第 12 條之劑量限度規定。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」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

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. 肇因

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

操作人員於操作現場可立刻得知或藉由量測到放射性污染得知。

## 3. 分析與結果

由於拆除意外事件係已保守假設進行廢棄物淤泥槽之拆除作業時，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。

另考量在執行吊卸已完成裝填低放射性廢棄物之貯存容器作業中，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。同樣依據本計畫之估算，分析情境保守選取為 B 類放射性廢棄物活度最高之餘熱移除熱交換器(RHR Heat Exchanger，總活度為  $5.10 \times 10^{12}$  Bq)，發生貯存容器墜落之意外事件。

按餘熱移除熱交換器組件代號為 E11-B001B，位於聯合結構廠房 B3/B53N 號房間，該組件長 7.2 m、寬 1.92 m、高 1.92 m；因此，體積約  $26.54 \text{ m}^3$ ，該 B3/B53N 號房間如圖 7-4(位於 EL 39.83 ft)，係指用到 B3 與 B53N 兩房間並連通，其中 B3 房間是一等腰三角形房間(腰邊 12.01m，高 11.17 m，體積： $0.5 \times 12.01 \times 12.01 \times 11.17 = 806 \text{ m}^3$ )；而 B53N 房間長 4.50 m，寬 3.81 m，高 5.94 m，體積： $4.5 \times 3.81 \times 5.94 = 102 \text{ m}^3$ ；兩房間總體積  $908 \text{ m}^3$ ，再考慮管路穿牆所占體積，三者相加略以  $1,000 \text{ m}^3$  計。分析情境假設組件除污後(系統除污之 DF 為 10，保守假設為 5，則除污後組件內僅剩 1/5 活度為 20%)，仍殘存有 20%之放射性核種，並分別以十梯次吊卸已完成裝載餘熱移除熱交換器(B 類低放射性廢棄物)之貯存容器發生墜落，則一次吊卸時裝

載活度估計約為  $1.02 \times 10^{11}$  Bq，可能會因為吊卸意外而有 10 % ( $1.02 \times 10^{10}$  Bq)之污染物釋出並平均瀰漫在空間中( $1,000 \text{ m}^3$ )(此 10 %外釋分量之假設理由同上節拆除意外)。透過餘熱移除熱交換器所含各核種單位體積活度與體外劑量之劑量轉換因子，推得體外浸身劑量率約為  $7.33 \times 10^{-7}$  Sv/s 或 2.64 mSv/h(詳如表 7-8 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；估計現場有 10 位作業人員，發生事故後 10 min 內完成疏散，接受之劑量約為 0.44 mSv ( $2.64 \text{ mSv/h} \times 10/60 \text{ h}$ )；集體有效劑量則為 4.4 man-mSv。

至於處理意外現場之人員輻射曝露，係屬計劃性曝露，將有完整之人員劑量管制規劃。由於現場有放射性空浮，事件處理人員均視需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(無體內曝露情況)。上述假設在事發後 10 min 內完成疏散，由於時間很短暫，因此，假設餘熱移除熱交換器之表面污染 10 %( $1.02 \times 10^{10}$  Bq)全轉化為空浮，而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 %( $1.02 \times 10^8$  Bq)；如這些空浮核種全部平均掉落到地面轉為地表輻射，則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  $1.59 \times 10^{-9}$  Sv/s ( $5.72 \times 10^{-3}$  mSv/h，詳如表 7-9 所示)，輻射意外處理人員將接受地表輻射，假設所需人力工時仍為 10 人時，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  $5.72 \times 10^{-3}$  mSv，集體有效劑量則為  $5.72 \times 10^{-2}$  man-mSv。

以最近 5 年(99~103 年)核一廠氣象條件，同樣以 PAVAN 程式，計算地排  $1.02 \times 10^{10}$  Bq 對廠界最近距離 400 m 的大氣擴散因子 $\chi/Q$  為  $1.33 \times 10^{-3}$  s/ $\text{m}^3$ ，評估預期造成廠界劑量約為  $3.33 \times 10^{-2}$  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。

#### 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

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響除符合「核子反應器管制法施行細則」第3條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」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」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。

#### (四) 低放射性廢棄物包裝意外

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包裝作業時之意外分析。

##### 1. 肇因

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放射性空浮污染，最後外釋至環境中。

##### 2. 偵測

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

低放射性廢棄物於包裝過程中，因作業場所防護設備失效或是人為疏失意外造成放射性空浮污染，本事故保守假設為上述餘熱移除熱交換器組件在B3/B53N號房間除污切割後，包裝B類放射性廢棄物貯存容器時發生意外，且同本章、三、(三)節之評估方式，即活度平均瀰漫在空間中，體外浸身劑量率約為  $7.33 \times 10^{-7}$  Sv/s 或 2.64 mSv/h (詳如表 7-8 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 10 位作業人員，發生事故後 10 min 內完成疏散，接受之劑量約為 0.44 mSv ( $2.64 \text{ mSv/h} \times 10/60 \text{ h}$ )；集體有效劑量則為 4.4 man-mSv。

至於處理意外現場之人員輻射曝露，係屬計畫性曝露，將有完整之人員劑量管制規劃。由於現場有放射性空浮，事件處理人員均視需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(無體內曝露情況)。上述由於假設在事發後 10 min 內完成疏散，由於時間很短暫，因此，假設 RHR Heat Exchanger 之表面污染 10 % ( $1.02 \times 10^{10} \text{ Bq}$ )全轉化為空浮，而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 % ( $1.02 \times 10^8 \text{ Bq}$ )；如這些空浮核種全部平均掉落到地面轉為地表輻射，則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 數據)，推得到地表輻射劑量率約為  $1.59 \times 10^{-9} \text{ Sv/s}$  ( $5.72 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ ，詳如表 7-9 所示)，輻射意外處理人員將接受地表輻射，假設所需人力工時仍為 10 人時，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  $5.72 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ ，集體有效劑量則為  $5.72 \times 10^{-2} \text{ man-mSv}$ 。

此事件對廠界之輻射影響，與吊卸意外事件之分析結果( $3.33 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ )相同。

#### 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

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響除符合「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」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」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。

#### **(五) 低放射性廢棄物暫存之意外**

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. 肇因**

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**

由輻射監測器及空氣監測器發出警報獲知。

##### **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。

保守假設發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業行動，執行扶正作業時架設臨時屏蔽(約降低 50% 輻射劑量率)，並採 5 人分班輪流作業，估計需作業 2 人時，集體有效劑量約為  $10(10 \times 0.5 \times 2)$  man-mSv，個人則有 2 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，為核一廠備有之設備，其後應檢視相關貯存容器是否有受損。

## 5. 輻射影響

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 2 mSv，符合「游離輻射防護安全標準」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。

### (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放射性廢棄物之貯存容器，在廠內運送過程之意外分析。

#### 1. 肇因

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

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，運送時包件其外表面上之作業人員所能接觸到任一點，最大輻射強度不會大於 20 mSv/h，因運送過程將維持車速在 10 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劃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外釋之情況。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 人時所接受劑量，可分如表 7-10 與圖 7-5 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 人時，則現場處理作業人員所接受劑量為  $2.47 \times 10^{-1}$  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，經分析運送路徑距廠界最近為北方淡金公路，距離約為 250 m，再利用表 7-10 以與距離平方成反比之公式得到距 250 m 處淡金公路之劑量率為  $5.89 \times 10^{-5}$  mSv/h，2 小時之累積劑量為  $1.18 \times 10^{-4}$  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)

$DR_{p \text{ or } v}$  在距離包件( $p$ )或運送車輛( $v$ )表面 1 m 處的最大劑量率，亦即運送指數 TI (mSv/h)

$B_i(r)$  加馬光子射線或中子射線之空氣中增建因數

$\mu_i$  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

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。

#### 5. 輻射影響

預估造成最近廠界淡金公路的劑量率為  $5.89 \times 10^{-5}$  mSv/h，若假設事件處理之作業需 2h，將預期造成  $1.18 \times 10^{-4}$  mSv 的廠界劑量影響，除符合「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」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  $2.47 \times 10^{-1}$  mSv，低於「游離輻射防護安全標準」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。

#### (七) 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外

核一廠正常運轉下，廢氣處理系統之放射性氣體排放來源有(1)主冷凝器蒸汽抽氣器排氣(SJAE Off Gas)；(2)汽機汽封冷凝器排氣(Gland Seal Off Gas)；(3)機械真空泵排氣；(4)乾井沖淨(Purge)以及(5)廠房通風系統含廢料廠房、汽機廠房、反應器廠房、聯合廠房與廢氣廠房。

反應器永久停機，且主蒸汽隔離閥(MSIV)關閉後，即不再有(1)主冷凝器蒸汽抽氣器排氣；(2)汽機汽封冷凝器排氣；(3)機械真空泵排氣及(4)乾井沖淨(Purge)等放射性廢氣產生來源。因此，規劃廢氣處理系統(Off-Gas, OG)(109)於永久停機後即停止運轉。

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，而第十章表 10-2 所敘除役過渡階段預估每年排放至大氣的核種活度，將是透過反應器廠房自身通風系統直接排到廠外環境，若發生意外其對環境影響或對工作人員的影響可以由重物墜落撞擊用過核子燃料池之相關分析所涵蓋。

## (八) 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. 肇因

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造成輻射安全影響。

### 2. 偵測

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

廠房內相關之廢液桶槽，主要以廢棄物淤泥槽的活度最高，故此事件廠界劑量影響可為拆除意外事件所擬定的廢棄物淤泥槽拆除作業發生桶槽墜落意外之分析結果所涵蓋。

位於 B32 房間之廢棄物淤泥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，而此時廢棄物淤泥槽表面污染放射性總活度，保守計最大會是  $2.26 \times 10^{12}$  Bq。根據本計畫第四章之評估結果顯示，該 B32 房間之空間劑量率很高，約在 5~120 mSv/h (有 5、8、35、120 mSv/h 等四個量測值) 之間，此為該 B32 房間空間不大 (房間長 9.53 m，廢棄物淤泥槽長 7.5 m)，請參閱本章、三、(二)、3. 節之分析與結果說明。

假設廢棄物淤泥槽發生破裂意外，造成廢水污泥外洩到 B32 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。假設以本計畫第四章之評估結果 120 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 2 mSv ( $120 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$ )，集體有效劑量則為 6 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，核一廠應變人員依處理程序之規定(如核一廠 D308 系列廢液處理程序書)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

本意外事件在保守假設情境下，除符合「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之規定外，亦能低於「游離輻射防護安全標準」第 12 條之劑量限度規定；至於處理意外之作業人員劑量，符合「游離輻射防護安全標準」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。

### 四、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卸，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。

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，以核一廠既有程序書之消防設施、機具及消防人員編制，可滿足除役作業之要求；另外，根據 FSAR 9.5.1.3 消防系統，皆屬非安全相關等級，故無除役降級的問題；只有視需要調整運轉期間的消防設備，RG 1.191 指引摘要請參附錄 7.B。

依據 NUREG-1738 評估，從燃料上方 3ft 開始水位降低到達引起鋁起火需達 900°C 度，故該報告認為只要能在 10 小時內啟動救援措施，即能避免發生鋁火災和後續氫爆相關意外。依據核一廠現行用過核子燃料池應變補水策略，一小時內即可列置完成，因此符合 NUREG-1738 所訂條件，能避免發生鋁火災和後續氫爆相關意外。

以下為參考 RG 1.191 指引之精神，進行核一廠除役之火災與爆炸意外事件分析：

### (一) 火災

本項說明於除役期間若發生火災時之意外分析。

#### 1. 肇因

除役期間可能造成火災，產生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

人員觀察到火或煙，或是火警偵測器警報啟動皆可得知。

#### 3. 分析與結果

保守假設，廢棄物淤泥槽拆除過程中，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，並外釋至環境中，參照本章、三、(二)、3.所推估之全部  $2.26 \times 10^{12}$  Bq 放射性核種外釋至環境時，所造成廠界劑量約為 7.98 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 1,900 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 31.7 mSv(1,900 mSv/h x 1/60 h)，集體有效劑量則為 95 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，使活度僅剩下原釋出量之 1 % ( $2.26 \times 10^{10}$  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 2.20 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 人時，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 2.20 mSv，集體有效劑量則為 22.0 man-mSv。

#### 4. 事件處理

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

本意外事件在保守假設情境下，對廠界之劑量影響符合「核子反應器管制法施行細則」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」第 7 條之職業曝露之劑量限度規定，因此，建議在拆除廢棄物淤泥槽前應該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。

### (二) 爆炸

本項說明於除役期間若發生爆炸時之意外分析。

#### 1. 肇因

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

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廢棄物淤泥槽時，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，並隨後全部外釋至環境中，此事件分析與結果等同上述(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、四、(一)、4.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

同上節(一)火災之輻射影響。

# 五、地震及洪水、土石流事件

## (一) 地震

核一廠除役期間，地震可能造成之意外事件說明如下：

1. 除役過渡階段：由於核一廠主要設備及系統均未拆解。此階段若發生地震，相關事件可被核安總體檢重要改善所涵蓋(如設計基準已由 0.3 g 提升至 0.4 g)，並依相關程序進行處理。
2. 除役拆廠階段：此階段主要作業為組件、系統及結構之除污及拆卸。本公司將於各系統拆解規劃中，視需要考量地震對將移除組件之安全影響。受影響之組件將會進行做適當的物理支撐，以維護人員與作業環境之安全。而於地震後將進行除役相關作業場所之巡查。此階段若發生地震，

最嚴重之情形為造成拆除物之掉落，其影響可被本章、三、(三)節吊卸意外事件分析之結果所涵蓋。

3. 廠址最終狀態偵測及廠址復原等 2 階段，原一、二號機廠址已無放射性物質，故不會造成輻射意外事件。

## (二) 洪水

由於廠房在除役過渡階段及除役拆廠階段尚未拆除，若發生洪水事件，其分析可被核安總體檢重要改善所涵蓋(根據 NTTF2.1 重新評估水災危害並作改善)。當受污染廠房完成除污開始進行拆除後，原一、二號機廠址已無放射性物質，故此時若發生洪水事件，將不會造成輻射意外之發生。

洪水事件發生之前，有足夠的警告期間依因應除役而修訂洪水處理相關程序書，可將現場作業妥善處理，以確保除役工作安全。惟洪水事件可能造成外部電力喪失，其分析陳述於本章、八節之外部電力喪失事件中。

## (三) 土石流

核一廠於 90 年納莉颱風後，曾委託工程顧問公司辦理「小坑溪及乾華溪土石流危險度評估」一案，依據其 91 年 8 月 14 日報告，小坑溪及乾華溪可歸納為低潛能、低危險度或中低處理等級；且即使上游發生土石流，土石流堆積起始點距核一廠乾華溪仍有 4.2 km、小坑溪仍有 3.5 km，故核一廠位於土石流土砂淤積區之外，應不受土石流災害之影響。

## 六、雷擊事件

雷擊為一隨機之氣象事件，其發生頻率視除役作業之地理位置而定；由於除役過渡階段及除役拆廠階段主要作業皆在廠房內進行，而廠房皆設有避雷裝置，故安全無虞。惟閃電雷擊事件可能造成外部電力喪失，其分析陳述於本章、八節外部電力喪失事件中。

廠址環境輻射偵測及廠址復原等 2 階段，原一、二號機廠址已無放射性物質，故不會造成輻射意外事件。此 2 階段若發生嚴重之閃電雷擊時，將停止除役相關活動，並將作業人員安置於安全處所。

## 七、輔助系統功能喪失事件

除役期間所使用的輔助系統包括電力、冷卻水、壓縮空氣、通風及空調等，而只有在除役過渡階段(含除役拆廠階段前期)有電力及冷卻水(與用過核子燃料池有關)屬安全相關的系統，而其他輔助系統則改列為非安全相關系統，至於後面三個階段(除役拆廠、廠址最終狀態偵測以及廠址復原)輔助系統，則完全屬非安全相關系統。

3

除役過渡階段：

3

若發生與用過核子燃料池有關電力及冷卻水輔助系統喪失事件，則影響情形可參考本章、二、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力與二、(四)節用過核子燃料池冷卻水流失事件之分析結果，至於其他壓縮空氣、通風及空調等輔助系統喪失事件則可能影響一些除污、維護或廢料處理作業之運作。

除役拆廠階段：

用過核子燃料已經全部移出用過核子燃料池，已無安全相關系統，若喪失電力、冷卻水、壓縮空氣、通風及空調等輔助系統，影響層面為除役作業之運作(如拆除、除污或廢料處理作業)。

廠址最終狀態偵測階段：

將有非污染建物之拆除及可能最多有污染土壤須整治，此時所使用的非安全相關的輔助系統(如電力、水、通風)如發生喪失事件，影響層面為除污與拆除等一般作業，而此時如壓縮空氣或空調等可能已經停止運轉或已拆除。

最後廠址復原階段：

已無放射性安全問題，只有一些復原活動可能需要輔助系統，但若發生輔助系統喪失事件，也屬於一般工安事件。

## 八、外部電力喪失事件

外部電力主要提供用過核子燃料池相關如冷卻、偵測與控制系統及除役活動期間工具、吊車、照明及空調等設備之所需，損失外部電力將造成：用過核子燃料池冷卻能力喪失，以及除役工具、照明等設備無法運作。

除役過渡階段：

喪失外部電力，影響層面為用過核子燃料池貯存安全，已於本章、二、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力之分析結果所涵蓋，當外部電力喪失則會啟動五號柴油發電機(DG-5)來供電，維持用過核子燃料池冷卻能力。若仍失敗則會改採固定配置於辦公廠房高處(EL.95')因應福島事故所增設 480V 匯流排之 500 kW 固定式柴油發電機來支援，接入馬達控制中心，提供 SFPACS(新增用過核子燃料池冷卻系統)電源。同時此階段若發生喪失外部電力亦可能影響一些相關安全系統如吊車、偵測系統、儀表與控制室等等，至於影響到的無安全相關層面，則有除役工具、照明等設備無法運作。

除役拆廠階段：

已無安全相關系統，若喪失外部電力，影響層面為除役工具、照明等設備無法運作。

廠址最終狀態偵測階段：

喪失外部電力影響層面，為一般無污染建物之拆除作業與可能的土壤整治工作之進行。

廠址復原階段：

已無放射性安全問題，喪失外部電力影響層面，為地面復原及景觀工作之進行。

## 九、行政管制與意外事件之預防

本章、三至八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，以瞭解意外事故發生時對作業人員及民眾所造成之輻射劑量。然而，一

個安全的作業仍有賴於事先進行意外事故之預防，故本節說明如何利用行政管制的手段預防意外事故，主要討論之項目有：(1)人員疏失；(2)惡劣氣候；(3)海嘯；(4)飛機撞擊等四項，而各階段不同行政管制與意外事件之影響層面經評估如下：

除役過渡階段：

不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為用過核子燃料池貯存安全，已於本章、二節所涵蓋，其中以人員疏失與飛機撞擊最有可能造成。

除役拆廠階段：

已無安全相關系統，不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為各類除役作業之運作，而其中人員疏失、惡劣氣候與飛機撞擊最有可能造成。

廠址最終狀態偵測：

不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為一般無污染之拆除，而其中人員疏失、惡劣氣候與飛機撞擊最有可能造成。

廠址復原階段：

不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為地面復原及景觀工作之進行，而其中人員疏失、惡劣氣候與飛機撞擊最有可能造成。

這四項行政管制說明如下：

### (一) 人員疏失

由國外除役實際經驗得知，迄今尚無類似天災等巨大外力對除役工程造成安全危害之事件發生；但由於組織之改變可能產生之人心浮動，造成之人為疏忽，成為大多數對除役工程造成安全危害之原因。本公司將進行下列之作為，以儘量預防人為因素所造成之事件。

1. 透過員工溝通，使作業人員了解除役之重要時程規劃，以安撫人心消除不確定感。

2. 安排現場安全專業人員監督除役工程之進行，每一進行之工程都有安全管理人員協助，尤其是對包商之監督。
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，並要求所有現場作業人員參加。
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物、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。

## (二) 惡劣氣候

除役期間，若預期會有颱風、狂風、豪雨、閃電等惡劣氣候狀況，將全面停止除役相關活動，並依 D104.22 核一廠防颱作業程序書、D104.22.1 核一廠防汛作業程序書、D113.1 異常事件立即通報作業程序書、D113.2 異常事件書面報告作業程序書，以及 D113.3 各類事故通報作業程序書等規定，進行相關處理作業與通報。於天氣改善後，並進行除役相關作業場所之巡查。

4

## (三) 海嘯

核一廠設計基準海嘯溯上高度 10.73 公尺，且核一廠廠房地面高程新量測結果高程 11.2 公尺，主廠區各設施均不受海嘯影響。

## (四) 飛機撞擊

核一廠為禁航區，參考「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」所述，廠區受飛機撞擊頻率小於  $1 \times 10^{-7}/y$ ，另外參考「核一廠除役期間用過燃料池安全度評估」，核一廠除役階段飛機撞擊造成用過核子燃料池熔損頻率經評估為每年  $8.89 \times 10^{-8}$  (包括商用飛機撞擊頻率每年  $8.09 \times 10^{-8}$ ，以及軍用大型飛機撞擊頻率每年  $8.02 \times 10^{-9}$ )，依 NUREG-0800 之規定，可不需要進行飛機撞擊後果之評估。

## 十、結語

本章分別透過(1)重物墜落撞擊用過核子燃料池；(2)自然災害；(3)用過核子燃料池喪失冷卻能力；以及(4)用過核子燃料池冷卻水流失之意外事件評估及分析，證明核一廠除役期間，用過核子燃料於用過核子燃料池進行濕式貯存期間安全無虞。同時，以保守分析之方式，評估核一廠除役作業活動潛在之輻射意外事件，並表列分析本章所評估之各類意外事件之影響，顯示不論是遭遇廠內意外事件或假想自然災害時，均能維持安全作業，並不會對廠外環境造成影響。

此外，本章亦認為可針對核一廠除役時之人員疏失、惡劣氣候、海嘯及飛機撞擊等四項假設意外事件，進行必要之行政管制，以確保作業人員與民眾之安全。

事件	主要肇因	廠界環境劑量影響
<b>與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件</b>		
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。	禁制區與低密度人口區民眾劑量低於「核子反應器管制法施行細則」第3條限值；另控制室人員劑量低於10 CFR 50附錄A之一般設計準則19的限值。
臨界	無臨界安全之疑慮	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	電廠電力系統或備用電源系統功能毀損。	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	因地震或撞擊造成管路破裂。	啟動補水程序，確保用過核子燃料池安全，對環境無影響。
地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害	造成供水管線破裂等之損害。	可確保用過核子燃料池安全，對環境無影響。
<b>除役作業活動潛在之輻射意外事件</b>		
除污意外	執行系統化學除污作業時，發生管路設備破裂。	對環境無影響，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理作業人員劑量。
拆除意外	拆除大型組件或設備，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作業人員劑量。
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作業人員劑量。
低放射性廢棄物包裝意	作業場所防護設備失效或	對廠界之劑量影響符合法規限

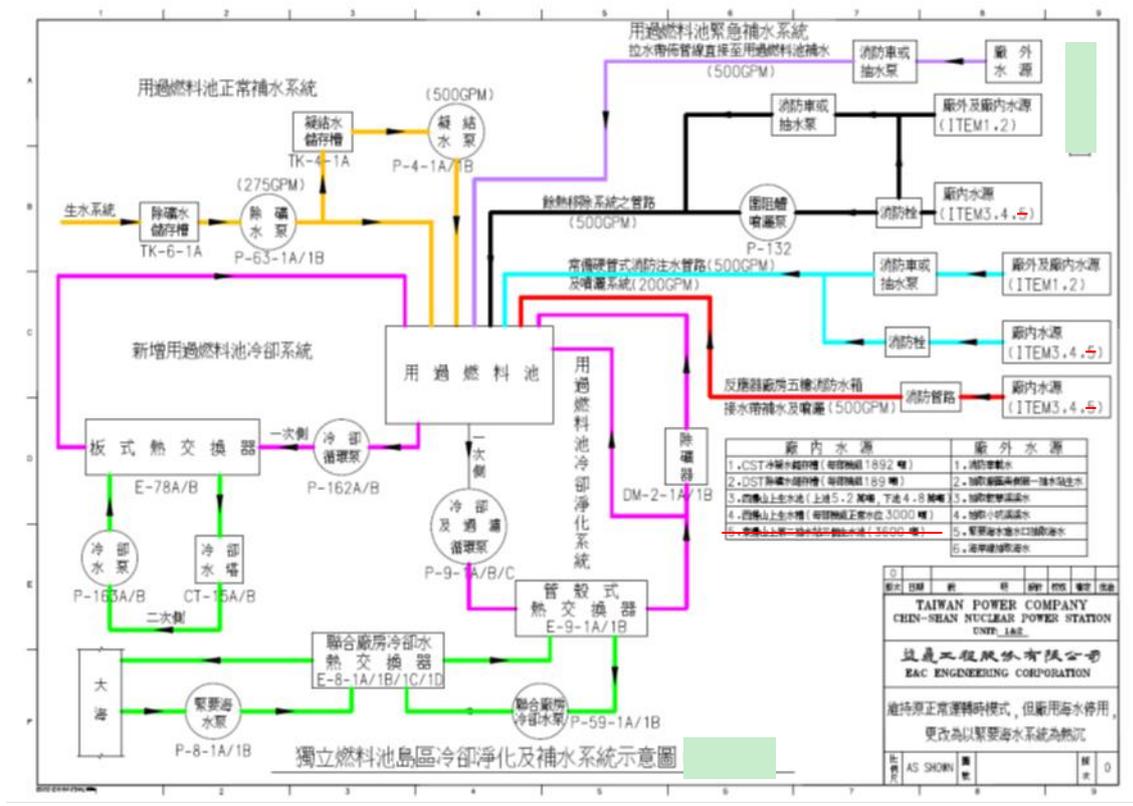
事 件	主要肇因	廠界環境劑量影響
外	是人為疏失，而產生放射性空浮污染。	值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理作業人員劑量。
低放射性廢棄物暫存之意外	貯存容器因天災或是外力造成傾倒。	對環境無影響，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理作業人員劑量。
低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外	運送過程中因人為疏失或機械故障造成貯存容器傾倒。	對環境影響輕微，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理作業人員劑量。
廢氣處理系統之排氣管路破裂意外	因外來衝擊或是機械故障，造成排氣管路破裂意外或 HEPA 故障。	對環境或作業人員輻射劑量影響輕微，可符合我國相關法規之要求。
廢液處理系統之桶槽破裂意外	因外來衝擊或是機械故障，造成桶槽破裂意外。	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作業人員劑量。
<b>火災及爆炸事件</b>		
火災	因機具使用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作業人員劑量。
爆炸	因機具使用及處理不當。	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作業人員劑量。
<b>地震、洪水、土石流及雷擊事件</b>		
地震	天災影響。	可被本公司核一廠核安總體檢重要改善所涵蓋。
洪水	天災影響。	可被本公司核一廠核安總體檢重要改善所涵蓋。
土石流	天災影響。	核一廠位於土石流土砂淤積區之外，應不受土石流災害之影響因此對環境無影響。
雷擊	天災影響，致使外部電力喪失。	具備補水作業，確保用過核子燃料池安全，對環境無影響。
<b>功能喪失事件</b>		
輔助系統功能喪失事件	造成用過核子燃料池喪失冷卻能力。	具備補水作業，確保用過核子燃料池安全，對環境無影響。
外部電力喪失事件	造成用過核子燃料池喪失冷卻能力。	具備補水作業，確保用過核子燃料池安全，對環境無影響。
<b>行政管制與意外事件之預防</b>		
人員疏失	人員因素。	加強核安文化與應變養成，避免發生人為意外。
惡劣氣候	天災影響。	停止除役活動則不會發生意外。

事 件	主要肇因	廠界環境劑量影響
海嘯	天災影響。	主廠區各設施均不受海嘯影響。
飛機撞擊	飛機故障。	核一廠為禁航區，排除飛機撞擊威脅。

## 十一、參考文獻

1. 台灣電力公司，「核能一廠終期安全分析報告書」，102 年 3 月。
2. 「游離輻射防護法」，91 年。
3. 「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 月。
4. 「核子反應器設施除役計畫導則」，103 年 9 月。
5. 「放射性物質安全運送規則」，96 年 12 月。
6. IAEA Safety Standards No. GSR Part 6, " Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety", 2014.
7. IAEA Safety Standards 游離輻射防護法 WS-G-5.2, " Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material", 2008.
8. NUREG-0586, Supplement 1, Volume 1, " Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities" , U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2002/09.
9. NUREG/CR-6451, “ Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants”, US Nuclear Regulatory Commission, 1997/08.
10. 行政院原子能委員會核能研究所，「微功率反應器(ZPRL)設施除役計畫書」，93 年 10 月。
11. 台灣電力公司，「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，97 年 11 月。
12. 台灣電力公司，「核一廠 FSAR」，100 年 9 月版。
13. 10 CFR Part 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, US Nuclear Regulatory Commission.
14. 10 CFR Part 100, Reactor site criteria, US Nuclear Regulatory Commission.

15. Regulatory Guide 1.3, Rev. 2, “Assumptions Used for Evaluating the Potential Consequences of A Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 1974.
16. Regulatory Guide 1.145, “Atmospheric Dispersion Models For Potential Accident Consequence Assessments At Nuclear Power Plants”, US Nuclear Regulatory Commission, 1979/08.
17. Regulatory Guide 1.191, “Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown”, US Nuclear Regulatory Commission, 2011/10.
18. NUREG/CR-2858, “PAVAN: An Atmospheric-Dispersion Program for Evaluating Design-Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations”, US Nuclear Regulatory Commission, 1982/11.
19. Federal Guidance Report No. 13, “Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides”, United States Environmental Protection Agency, 1999/09.
20. Federal Guidance Report No. 12, “External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil”, United States Environmental Protection Agency, 1993/12.
21. Grove Software Incorporated, “MicroShield, Version 8.02,” Lynchburg, VA, 2008.
22. 台灣電力公司, 「核一廠用過核子燃料池冷卻能力喪失分析計算報告」 CNDP-04-IPR-002, 104 年 5 月。
23. Framatome ANP, Inc, “ATRIUM™-10 Fuel Handling Accident Analysis for Chinshan Units 1 and 2”, October 19,2001.
24. NUREG-0612, “Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants”, July 1980.
25. 行政院原子能委員會核能研究所, 「核一廠除役期間用過燃料池安全度評估」, NED-PRA-04B16803-REP-003-01, 民國 105 年 7 月。

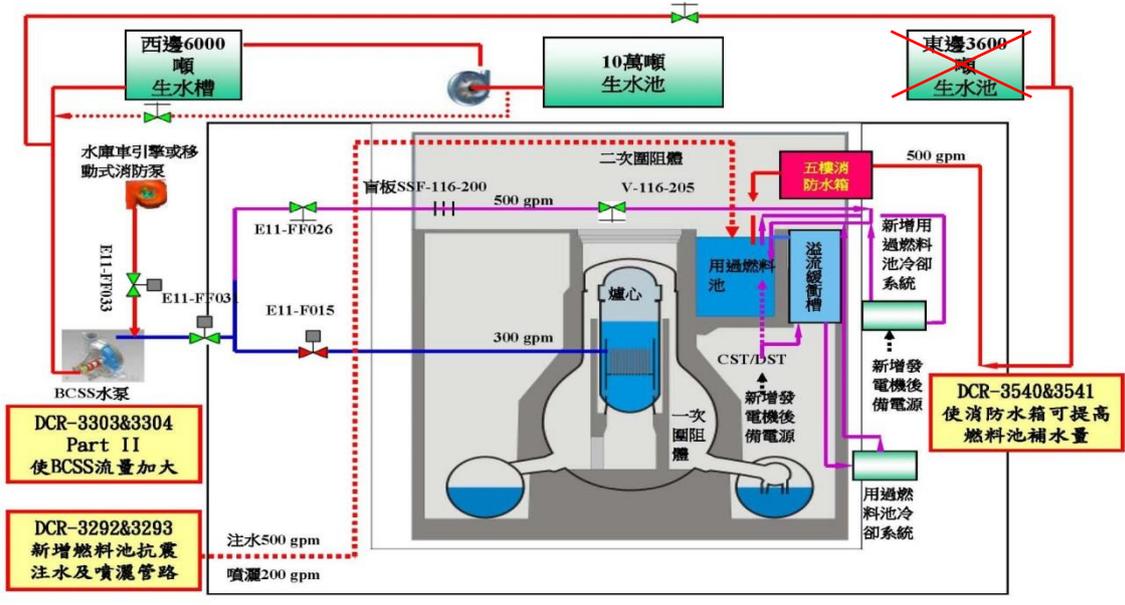


4

4

4

4



4

圖 7-1 用過核子燃料池冷卻淨化系統補水措施示意圖

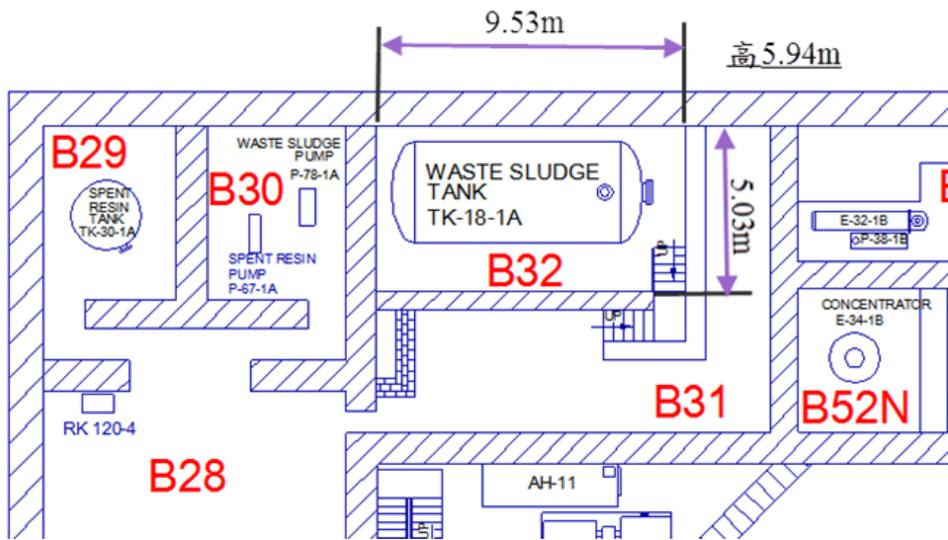


圖 7-2 廢漿槽所在位置

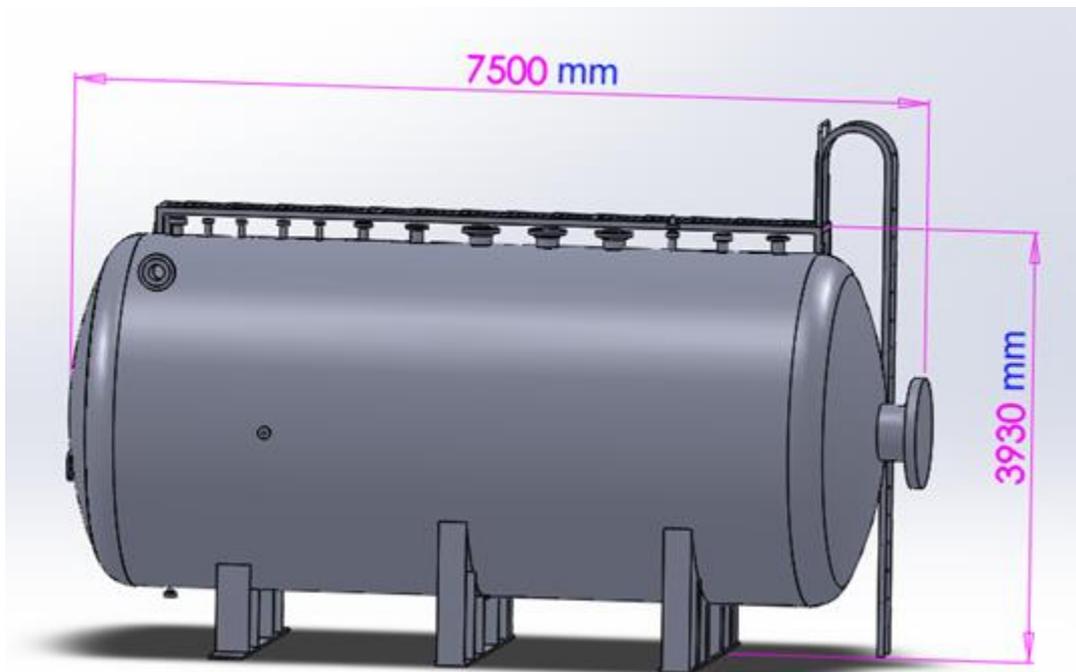


圖 7-3 廢漿槽外型尺寸

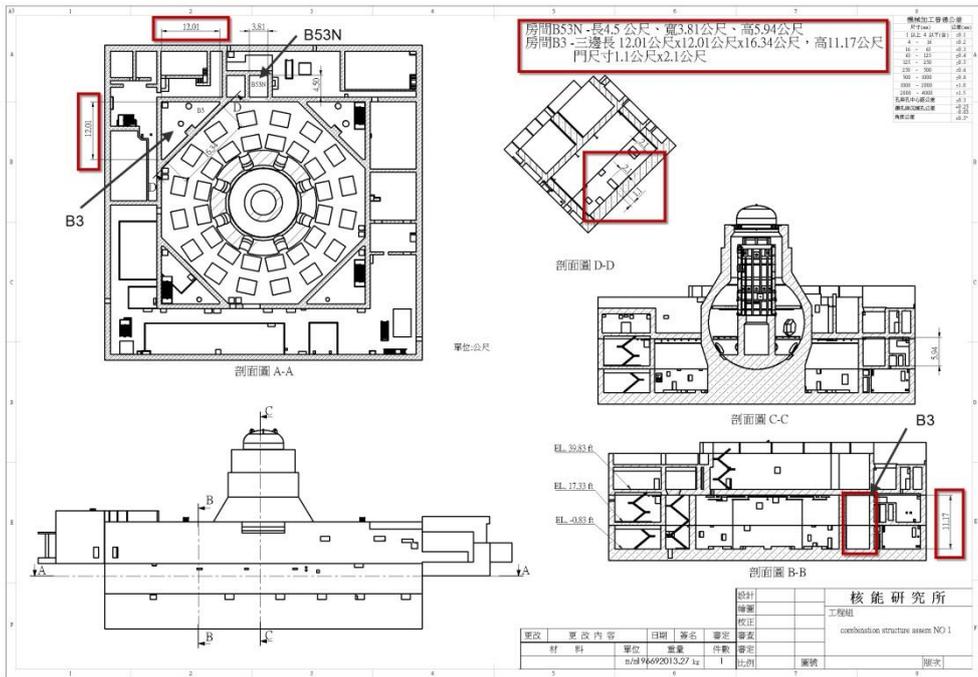


圖 7-4 B3/B53N 號房間配置圖

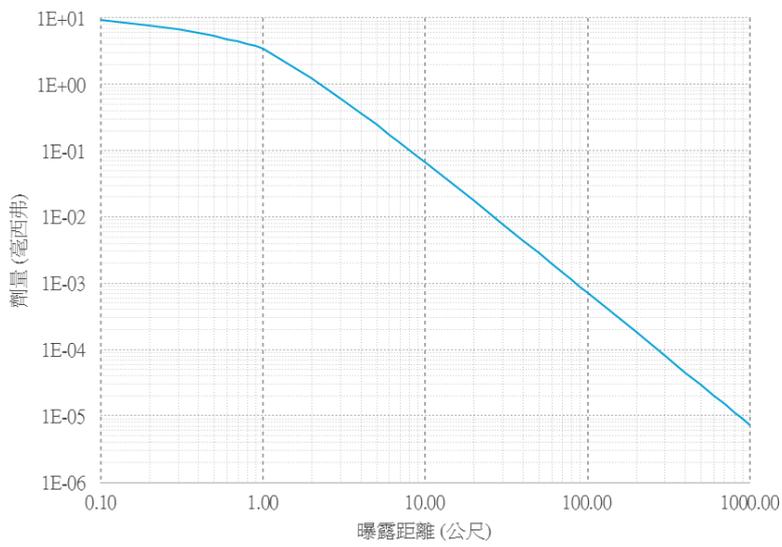


圖 7-5 離包件各距離之事故處理作業人員劑量

表 7-1 186 根 ATRIUM™-10 燃料棒之不同衰減時間的各空浮核種活度

核種	半化期(d)	停機(d)			
		7	30	60	90
I-131	8.05	$2.56 \times 10^{14}$ ( $6.92 \times 10^3$ )	$3.53 \times 10^{13}$ ( $9.55 \times 10^2$ )	$2.67 \times 10^{12}$ ( $7.21 \times 10^1$ )	$2.01 \times 10^{11}$ (5.44)
I-132	0.0958	$7.40 \times 10^{-5}$ ( $2.00 \times 10^{-15}$ )	0	0	0
I-133	0.875	$3.33 \times 10^{12}$ ( $9.00 \times 10^1$ )	$4.07 \times 10^4$ ( $1.10 \times 10^{-6}$ )	$1.94 \times 10^{-6}$ ( $5.25 \times 10^{-17}$ )	$9.25 \times 10^{-17}$ ( $2.50 \times 10^{-27}$ )
I-134	0.0366	$1.12 \times 10^{-42}$ ( $3.04 \times 10^{-53}$ )	0	0	0
I-135	0.28	$2.12 \times 10^7$ ( $5.72 \times 10^{-4}$ )	$3.96 \times 10^{-18}$ ( $1.07 \times 10^{-28}$ )	0	0
Kr-83m	0.07625	$7.81 \times 10^{-13}$ ( $2.11 \times 10^{-23}$ )	0	0	0
Kr-85m	0.183	$3.12 \times 10^3$ ( $8.42 \times 10^{-8}$ )	$4.55 \times 10^{-35}$ ( $1.23 \times 10^{-45}$ )	0	0
Kr-85	3,950.0	$1.20 \times 10^{14}$ ( $3.23 \times 10^3$ )	$1.19 \times 10^{14}$ ( $3.22 \times 10^3$ )	$1.18 \times 10^{14}$ ( $3.20 \times 10^3$ )	$1.18 \times 10^{14}$ ( $3.18 \times 10^3$ )
Kr-87	0.0528	$7.70 \times 10^{-26}$ ( $2.08 \times 10^{-36}$ )	0	0	0
Kr-88	0.117	$8.84 \times 10^{-4}$ ( $2.39 \times 10^{-14}$ )	0	0	0
Xe-131m	11.84	$1.14 \times 10^{13}$ ( $3.07 \times 10^2$ )	$2.96 \times 10^{12}$ ( $8.00 \times 10^1$ )	$5.11 \times 10^{12}$ ( $1.38 \times 10^1$ )	$8.81 \times 10^{10}$ (2.38)
Xe-133m	2.19	$1.16 \times 10^{13}$ ( $3.13 \times 10^2$ )	$7.99 \times 10^9$ ( $2.16 \times 10^{-1}$ )	$5.99 \times 10^5$ ( $1.62 \times 10^{-5}$ )	$4.51 \times 10^1$ ( $1.22 \times 10^{-9}$ )
Xe-133	5.28	$1.51 \times 10^{15}$ ( $4.09 \times 10^4$ )	$7.40 \times 10^{13}$ ( $2.00 \times 10^3$ )	$1.44 \times 10^{12}$ ( $3.90 \times 10^1$ )	$2.81 \times 10^{10}$ ( $7.60 \times 10^{-1}$ )
Xe-135m	0.0106	0	0	0	0
Xe-135	0.384	$1.52 \times 10^{10}$ ( $4.11 \times 10^{-1}$ )	$1.42 \times 10^{-8}$ ( $3.83 \times 10^{-19}$ )	0	0

單位：Bq/(Ci)。

表 7-2 核一廠用過核子燃料池吊卸燃料意外廠外輻射劑量評估(不經過空氣過濾功能)

地點與劑量 衰變時間(d)	廠界有效劑量(mSv)	廠界甲狀腺 等價劑量 (Sv)	低密度人口 區界有效劑量(mSv)	低密度人口區 界甲狀腺等價 劑量(Sv)
7	496.82	9.83	57.8	1.14
30	68.4	1.35	7.94	0.157
60	5.17	0.102	0.6	0.01192
90	0.4	0.00771	0.046	0.0009

表 7-3 核一廠用過核子燃料池吊卸燃料意外控制室輻射劑量評估(不經過空氣過濾功能)

地點與劑量 衰變時間(d)	控制室全身 有效劑量(mSv)	控制室甲狀腺 等價劑量(mSv)
7	$1.25 \times 10^3$	$2.48 \times 10^4$
30	172.11	$3.42 \times 10^3$
60	12.99	258.87
90	0.98	19.46

表 7-4 核一廠除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻能力後至沸騰所需時間

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	6.66	9.36	6.30
30	4.16	14.90	3.96
60	3.19	19.38	3.04
90	2.76	22.45	2.63

表 7-5 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻能力後最遲開始啟動補水作業之時間

停機距喪失冷卻 之時間 (d)	事件發生後最遲開始啟動 緊急補水作業之時間 (h)
7	6
30	11
60	16
90	19

表 7-6 廢棄物淤泥槽拆除意外浸身劑量率計算

核種	活度 (Bq)	單位體積活度 (Bq/m <sup>3</sup> )	DCF (Sv/Bq-s-m <sup>-3</sup> )	浸身劑量率 (Sv/s)
H-3	0	0	0	0
C-14	6.04 x 10 <sup>7</sup>	2.12 x 10 <sup>5</sup>	2.60 x 10 <sup>-18</sup>	5.52 x 10 <sup>-13</sup>
Fe-55	2.44 x 10 <sup>10</sup>	8.58 x 10 <sup>7</sup>	0	0
Co-60	1.26 x 10 <sup>11</sup>	4.44 x 10 <sup>8</sup>	1.19 x 10 <sup>-13</sup>	5.28 x 10 <sup>-5</sup>
Ni-63	3.16 x 10 <sup>8</sup>	1.11 x 10 <sup>6</sup>	0	0
Sr-90	4.37 x 10 <sup>8</sup>	1.53 x 10 <sup>6</sup>	9.83 x 10 <sup>-17</sup>	1.50 x 10 <sup>-10</sup>
Tc-99	1.70 x 10 <sup>8</sup>	5.98 x 10 <sup>5</sup>	2.87 x 10 <sup>-17</sup>	1.72 x 10 <sup>-11</sup>
I-129	1.07 x 10 <sup>5</sup>	3.76 x 10 <sup>2</sup>	2.83 x 10 <sup>-16</sup>	1.06 x 10 <sup>-13</sup>
Cs-137	7.44 x 10 <sup>10</sup>	2.62 x 10 <sup>8</sup>	9.28 x 10 <sup>-17</sup>	2.43 x 10 <sup>-8</sup>
Pu-238	2.05 x 10 <sup>3</sup>	7.21 x 10 <sup>2</sup>	3.51 x 10 <sup>-18</sup>	2.53 x 10 <sup>-15</sup>
Pu-239	1.87 x 10 <sup>5</sup>	6.56 x 10 <sup>2</sup>	3.49 x 10 <sup>-18</sup>	2.29 x 10 <sup>-15</sup>
Pu-241	2.46 x 10 <sup>8</sup>	8.67 x 10 <sup>5</sup>	6.35 x 10 <sup>-20</sup>	5.50 x 10 <sup>-14</sup>
Am-241	1.35 x 10 <sup>5</sup>	4.72 x 10 <sup>2</sup>	6.77 x 10 <sup>-16</sup>	3.20 x 10 <sup>-13</sup>
Cm-242	0	0	4.02 x 10 <sup>-18</sup>	0
Cm-244	5.87 x 10 <sup>5</sup>	2.06 x 10 <sup>3</sup>	3.41 x 10 <sup>-18</sup>	7.03 x 10 <sup>-15</sup>
總計	2.26 x 10 <sup>11</sup>	7.93 x 10 <sup>8</sup>		5.28 x 10 <sup>-5</sup>

表 7-7 廢棄物淤泥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 <sup>2</sup> )	DCF (Sv/Bq-s-m <sup>-2</sup> )	地表輻射劑量率 (Sv/s)
H-3	0	0	0	0
C-14	6.04 x 10 <sup>5</sup>	1.26 x 10 <sup>4</sup>	1.27 x 10 <sup>-20</sup>	1.60 x 10 <sup>-16</sup>
Fe-55	2.44 x 10 <sup>8</sup>	5.09 x 10 <sup>6</sup>	0	0
Co-60	1.26 x 10 <sup>9</sup>	2.63 x 10 <sup>7</sup>	2.30 x 10 <sup>-15</sup>	6.05 x 10 <sup>-8</sup>
Ni-63	3.16 x 10 <sup>6</sup>	6.59 x 10 <sup>4</sup>	0	0
Sr-90	4.37 x 10 <sup>6</sup>	9.12 x 10 <sup>4</sup>	1.64 x 10 <sup>-18</sup>	1.50 x 10 <sup>-13</sup>
Tc-99	1.70 x 10 <sup>6</sup>	3.55 x 10 <sup>4</sup>	6.47 x 10 <sup>-20</sup>	2.30 x 10 <sup>-15</sup>
I-129	1.07 x 10 <sup>3</sup>	2.23 x 10 <sup>1</sup>	1.95 x 10 <sup>-17</sup>	4.35 x 10 <sup>-16</sup>
Cs-137	7.44 x 10 <sup>8</sup>	1.55 x 10 <sup>7</sup>	2.99 x 10 <sup>-18</sup>	4.63 x 10 <sup>-11</sup>
Pu-238	2.05 x 10 <sup>1</sup>	4.28 x 10 <sup>-1</sup>	6.26 x 10 <sup>-19</sup>	2.68 x 10 <sup>-19</sup>
Pu-239	1.87 x 10 <sup>3</sup>	3.90 x 10 <sup>1</sup>	2.84 x 10 <sup>-19</sup>	1.11 x 10 <sup>-17</sup>
Pu-241	2.46 x 10 <sup>6</sup>	5.13 x 10 <sup>4</sup>	1.72 x 10 <sup>-21</sup>	8.82 x 10 <sup>-17</sup>
Am-241	1.35 x 10 <sup>3</sup>	2.82 x 10 <sup>1</sup>	2.33 x 10 <sup>-17</sup>	6.57 x 10 <sup>-16</sup>
Cm-242	0	0	7.02 x 10 <sup>-19</sup>	0
Cm-244	5.87 x 10 <sup>3</sup>	1.22 x 10 <sup>2</sup>	6.44 x 10 <sup>-19</sup>	7.86 x 10 <sup>-17</sup>
總計	2.26 x 10 <sup>9</sup>	4.71 x 10 <sup>7</sup>		6.05 x 10 <sup>-8</sup>

表 7-8 餘熱移除熱交換器吊卸意外浸身劑量率計算

核種	活度(Bq)	單位體積活度 (Bq/m <sup>3</sup> )	DCF (Sv/Bq-s-m <sup>-3</sup> )	浸身劑量率 (Sv/s)
H-3	4.52 x 10 <sup>6</sup>	4.52 x 10 <sup>3</sup>	0	0
C-14	4.16 x 10 <sup>5</sup>	4.16 x 10 <sup>2</sup>	2.60 x 10 <sup>-18</sup>	1.08 x 10 <sup>-15</sup>
Fe-55	3.49 x 10 <sup>9</sup>	3.49 x 10 <sup>6</sup>	0	0
Co-60	6.16 x 10 <sup>9</sup>	6.16 x 10 <sup>6</sup>	1.19 x 10 <sup>-13</sup>	7.33 x 10 <sup>-7</sup>
Ni-63	1.25 x 10 <sup>8</sup>	1.25 x 10 <sup>5</sup>	0	0
Sr-90	1.32 x 10 <sup>7</sup>	1.32 x 10 <sup>4</sup>	9.83 x 10 <sup>-17</sup>	1.30 x 10 <sup>-12</sup>
Tc-99	1.11 x 10 <sup>5</sup>	1.11 x 10 <sup>2</sup>	2.87 x 10 <sup>-17</sup>	3.18 x 10 <sup>-15</sup>
I-129	2.72 x 10 <sup>5</sup>	2.72 x 10 <sup>2</sup>	2.83 x 10 <sup>-16</sup>	7.69 x 10 <sup>-14</sup>
Cs-137	3.89 x 10 <sup>8</sup>	3.89 x 10 <sup>5</sup>	9.28 x 10 <sup>-17</sup>	3.61 x 10 <sup>-11</sup>
Pu-238	1.51 x 10 <sup>4</sup>	1.51 x 10 <sup>1</sup>	3.51 x 10 <sup>-18</sup>	5.28 x 10 <sup>-17</sup>
Pu-239	1.25 x 10 <sup>4</sup>	1.25 x 10 <sup>1</sup>	3.49 x 10 <sup>-18</sup>	4.37 x 10 <sup>-17</sup>
Pu-241	1.16 x 10 <sup>7</sup>	1.16 x 10 <sup>4</sup>	6.35 x 10 <sup>-20</sup>	7.40 x 10 <sup>-16</sup>
Am-241	1.30 x 10 <sup>4</sup>	1.30 x 10 <sup>1</sup>	6.77 x 10 <sup>-16</sup>	8.78 x 10 <sup>-15</sup>
Cm-242	3.12 x 10 <sup>3</sup>	3.12 x 10 <sup>0</sup>	4.02 x 10 <sup>-18</sup>	1.25 x 10 <sup>-17</sup>
Cm-244	3.17 x 10 <sup>4</sup>	3.17 x 10 <sup>1</sup>	3.41 x 10 <sup>-18</sup>	1.08 x 10 <sup>-16</sup>
總計	1.02 x 10 <sup>10</sup>	1.02 x 10 <sup>7</sup>		7.33 x 10 <sup>-7</sup>

表 7-9 餘熱移除熱交換器吊卸意外地表輻射劑量率計算

核種	活度 (Bq)	單位面積活度 (Bq/m <sup>2</sup> )	DCF (Sv/Bq-s-m <sup>-2</sup> )	地表輻射劑量率(Sv/s)
H-3	4.52 x 10 <sup>4</sup>	5.06 x 10 <sup>2</sup>	0	0
C-14	4.16 x 10 <sup>3</sup>	4.66 x 10 <sup>1</sup>	1.27 x 10 <sup>-20</sup>	5.92 x 10 <sup>-19</sup>
Fe-55	3.49 x 10 <sup>7</sup>	3.91 x 10 <sup>5</sup>	0	0
Co-60	6.16 x 10 <sup>7</sup>	6.90 x 10 <sup>5</sup>	2.30 x 10 <sup>-15</sup>	1.59 x 10 <sup>-9</sup>
Ni-63	1.25 x 10 <sup>6</sup>	1.40 x 10 <sup>4</sup>	0	0
Sr-90	1.32 x 10 <sup>5</sup>	1.48 x 10 <sup>3</sup>	1.64 x 10 <sup>-18</sup>	2.43 x 10 <sup>-15</sup>
Tc-99	1.11 x 10 <sup>3</sup>	1.24 x 10 <sup>1</sup>	6.47 x 10 <sup>-20</sup>	8.02 x 10 <sup>-19</sup>
I-129	2.72 x 10 <sup>3</sup>	3.05 x 10 <sup>1</sup>	1.95 x 10 <sup>-17</sup>	5.95 x 10 <sup>-16</sup>
Cs-137	3.89 x 10 <sup>6</sup>	4.36 x 10 <sup>4</sup>	2.99 x 10 <sup>-18</sup>	1.30 x 10 <sup>-13</sup>
Pu-238	1.51 x 10 <sup>2</sup>	1.69	6.26 x 10 <sup>-19</sup>	1.06 x 10 <sup>-18</sup>
Pu-239	1.25 x 10 <sup>2</sup>	1.40	2.84 x 10 <sup>-19</sup>	3.98 x 10 <sup>-19</sup>
Pu-241	1.16 x 10 <sup>5</sup>	1.30 x 10 <sup>3</sup>	1.72 x 10 <sup>-21</sup>	2.24 x 10 <sup>-18</sup>
Am-241	1.30 x 10 <sup>2</sup>	1.46	2.33 x 10 <sup>-17</sup>	3.40 x 10 <sup>-17</sup>
Cm-242	3.12 x 10 <sup>1</sup>	3.50 x 10 <sup>-1</sup>	7.02 x 10 <sup>-19</sup>	2.46 x 10 <sup>-19</sup>
Cm-244	3.17 x 10 <sup>2</sup>	3.55	6.44 x 10 <sup>-19</sup>	2.29 x 10 <sup>-18</sup>
總計	1.02 x 10 <sup>8</sup>	1.14 x 10 <sup>6</sup>		1.59 x 10 <sup>-9</sup>

表 7-10 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/h)	2 小時劑量 (mSv)	備 註
0.00	$2.00 \times 10^1$	$4.00 \times 10^1$	包件表面劑量率
0.10	4.69	9.39	
0.20	3.97	7.93	
0.40	3.03	6.05	
0.60	2.45	4.90	
0.80	2.05	4.11	
1.00	1.77	3.54	
<b>2.00</b>	$6.18 \times 10^{-1}$	1.24	假設為事故處理人員停留位置
4.00	$1.87 \times 10^{-1}$	$3.74 \times 10^{-1}$	
6.00	$8.90 \times 10^{-2}$	$1.78 \times 10^{-1}$	
8.00	$5.18 \times 10^{-2}$	$1.04 \times 10^{-1}$	
10.0	$3.39 \times 10^{-2}$	$6.78 \times 10^{-2}$	
20.0	$8.84 \times 10^{-3}$	$1.77 \times 10^{-2}$	
40.0	$2.26 \times 10^{-3}$	$4.52 \times 10^{-3}$	
60.0	$1.01 \times 10^{-3}$	$2.02 \times 10^{-3}$	
80.0	$5.71 \times 10^{-4}$	$1.14 \times 10^{-3}$	
100.0	$3.66 \times 10^{-4}$	$7.33 \times 10^{-4}$	
200.0	$9.20 \times 10^{-5}$	$1.84 \times 10^{-4}$	
400.0	$2.30 \times 10^{-5}$	$4.61 \times 10^{-5}$	
600.0	$1.03 \times 10^{-5}$	$2.05 \times 10^{-5}$	
800.0	$5.77 \times 10^{-6}$	$1.15 \times 10^{-5}$	
1,000.0	$3.69 \times 10^{-6}$	$7.39 \times 10^{-6}$	

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。

# 附錄 7.A 核一廠除役期間用過核子燃料池喪失冷卻能力熱流分析

## A.1 前言

本分析工作將依據 TITRAM 方法論中所敘述之基本守恆方程式，分析核一廠用過核子燃料池於事件期間的熱水流現象。首先計算事件發生當下用過核子燃料池全部燃料的衰變熱，再透過水池水量的計算與能量守恆，計算用過核子燃料池的水位高度與水位下降速率，水位高度下降至燃料棒裸露，將依據 TITRAM 方法論中所敘述之 CFD 方法，進行裸露之燃料棒最高溫計算。

整體分析可分為三大部分：

- (1) 燃料衰變熱計算。
- (2) 用過核子燃料池水溫與水位計算。
- (3) 用過核子燃料池燃料在裸露後的最高溫計算。

本報告採用核一廠一號機為分析案例，假設燃料分別於停機 7、30、60 及 90 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 3,083 束容量全滿，內含 408 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為燃料上方 7.1015 m。
- (6) 燃料棒開始裸露後，尚未裸露之燃料棒部分(即仍在水面下的部分)所發出之衰變熱，仍假設被池水吸收而轉換成汽化熱。
- (7) 用過核子燃料池與反應器爐穴分隔，即用過核子燃料池的閘門關上。

## A.2 燃料衰變熱計算

用過核子燃料衰變熱計算是依據美國核管會標準審查方案—NRC Standard Review Plan, NUREG-0800 之 ASB 9-2 衰變熱功率計算式計算用過核子燃料衰變熱，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)，計算方式如下：

### A.2.1 分裂產物衰變熱功率比值

分裂產物衰變熱功率比值計算之主要輸入參數為停機後時間( $t_s$ )與燃料累積運轉時間( $t_0$ )，計算方式如下二式：

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200} \sum_{n=1}^{n=11} A_n \exp(-a_n t_s) \quad (2-1)$$

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

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  $0 \leq t_s < 103$  and 0.1 for  $103 \leq t_s \leq 107$

$A_n, a_n$  = fit coefficients having the following values :

n	$A_n$	$a_n(sec^{-1})$
1	0.5980	$1.772 \times 10^0$
2	1.6500	$5.774 \times 10^{-1}$
3	3.1000	$6.743 \times 10^{-2}$
4	3.8700	$6.214 \times 10^{-3}$

5	2.3300	$4.739 \times 10^{-4}$
6	1.2900	$4.810 \times 10^{-5}$
7	0.4620	$5.344 \times 10^{-6}$
8	0.3280	$5.716 \times 10^{-7}$
9	0.1700	$1.036 \times 10^{-7}$
10	0.0865	$2.959 \times 10^{-8}$
11	0.1140	$7.585 \times 10^{-10}$

### A.2.2 重元素衰變熱功率比值

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，計算方式如下二式：

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \times [1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s) \quad (2-3)$$

$$\frac{P(Np-239)}{P_0} = 2.17 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \{1.007[1 - \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_0)] \times \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_s) - 0.007[1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)\} \quad (2-4)$$

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

$\sigma_{25}$  =effective neutron absorption cross section of U-235，barn

$\sigma_{f25}$  =effective neutron fission cross section of U-235，barn

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

### A.3 用過核子燃料池水溫與水位計算

#### A.3.1 用過核子燃料池水量計算

用過核子燃料池的水量計算係根據核一廠的圖面資料計算。用過核子燃料池長 12.167 m (479")、寬 7.874 m (310")，面積大小為：

$$A = 12.167 \times 7.874 = 95.80 \text{ m}^2 \quad (2-5)$$

因用過核子燃料池中還有放置用過核子燃料束與格架，估算水量時需扣除用過核子燃料束與格架所佔之空間比率。估算出用過核子燃料束與格架所佔比率為 42.65%，其中，在估算池水體積時，水棒與半長棒忽略不計，全部以全長燃料棒來進行估算，詳細計算方式可參考“核一廠用過核子燃料池喪失冷卻能力之水位計算書”。

計算出截面積與格架所佔比率，再根據格架高度，即可計算用過核子燃料池的水量。初始水位為燃料頂端上方 7.1015 m，燃料格架的高度為 4.5085 m (177.5")，扣除燃料格架所佔空間，用過核子燃料池水量為 928.02 m<sup>3</sup>。

總結此小節的計算結果如下表，將於後續的溫度與水位計算中使用。

用過核子燃料池截面積 (A)	95.80 m <sup>2</sup>
燃料束與格架所佔百分比	42.65 %
用過核子燃料池水量 (V)	928.02 m <sup>3</sup>

#### A.3.2 用過核子燃料池水溫變化

池水的初始溫度假設為 41°C，並假設燃料棒釋放的衰變熱完全被池水所吸收，使得池水溫度上升至沸騰為止。採用能量守衡的觀念，用過核子燃料池的水溫變化為：

$$\rho C_p V \frac{dT}{dt} = P(t) \quad (2-6)$$

其中  $\rho$  為水的密度(kg/m<sup>3</sup>)， $C_p$  為液態水的比熱容(J/kg-°C)， $V$  為燃料池的池水體積(m<sup>3</sup>)， $T$  為池水溫度(°C)， $P$  為衰變熱功率(W)。

經有限差分法處理，水溫變化可由下式計算：

$$\rho C_p V \frac{T_i - T_{i-1}}{t_i - t_{i-1}} = \frac{P(t_i) + P(t_{i-1})}{2} \quad (2-7)$$

$$T_i = T_{i-1} + \frac{\Delta t \times [P(t_i) + P(t_{i-1}) / 2]}{\rho C_p V} \quad (2-8)$$

其中 $\Delta t$ 為時間間隔(sec)， $i$ 表當下時間步階， $i-1$ 表上一個時間步階。

本計算之時間間隔 $\Delta t$ 為2 h(7,200 s)，燃料衰變熱功率則是根據各時間點採用 A.1 節說明之 ASB 9-2 方式計算，本階段計算至池水溫度達到 100°C 為止。

### A.3.3 用過核子燃料池水位變化

接續前一階段，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，此時燃料產生之衰變熱功率完全被池水所吸收，但轉作為汽化熱，此階段至水位下降至燃料棒頂端結束。依據能量守恆：

$$-\rho A \frac{dH}{dt} = \frac{P(t)}{H_{fg}} \quad (2-9)$$

其中  $H$  為水位高度(m)， $A$  為燃料池截面積(m<sup>2</sup>)， $H_{fg}$  為水的汽化熱(J/kg)。

經有限差分法處理，水溫變化可由下式計算：

$$H_i = H_{i-1} - \frac{\Delta t \times [P(t_i) + P(t_{i-1}) / 2]}{\rho A H_{fg}} \quad (2-10)$$

### A.3.4 燃料棒裸露後的水位變化

當燃料棒裸露後，水面下部分的燃料衰變熱仍會被作為池水吸收汽化，然而燃料棒衰變熱在軸向並非均勻分布，表 A-1 為一燃料棒的軸向衰變熱分布，此衰變熱功率為正規化(Normalization)後之數據，位置 1 表燃料棒頂端，位置 25 表燃料棒底端。因此，在計算水面下之衰變熱功率時，需將軸向功率分布納入考量。詳細計算方式可參考”核一廠用過核子燃料池喪失冷卻能力之水位計算書”。

表 A.1 燃料棒衰變熱功率軸向分布(1 為頂端，25 為底端)

N	Axial Power
1	0.158
2	0.340
3	0.826
4	1.018
5	1.144
6	1.234
7	1.294
8	1.332
9	1.347
10	1.411
11	1.390
12	1.351
13	1.294
14	1.227
15	1.161
16	1.103
17	1.053
18	1.006
19	0.964
20	0.925
21	0.894
22	0.869
23	0.816
24	0.664
25	0.177

#### **A.4 用過核子燃料池最高溫度計算**

當水位低於燃料頂部後，用過核子燃料池最高溫度計算是利用 CFD 分析技術來進行，計算模式係針對最新退出之燃料束進行，因其產生之衰變熱功率明顯高於舊有燃料，故事故後之溫對環境或作業人員輻射劑量影響輕微，可符合我國相關法規之要求。度亦會高於舊有燃料。本分析中 FLUENT 模擬的物理模式與數值方法都與 TITRAM 報告中相同，因此，在本報告中不再多加贅述。

#### **A.5 計算結果與分析**

用過核子燃料池在冷卻系統喪失事件發生後，如果沒有啟動任何補水系統，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，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.5.1 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 3,083 束容量全數放滿，針對不同之退出時間，計算結果如表 A-2 與圖 A-1 所示。此計算結果為全部退出當下的衰變熱功率，後續的用過核子燃料池溫度計算，會因燃料衰變熱功率持續遞減。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 d 後全部退出相較於 7 d 後全部退出，衰變熱功率前者僅為後者的 6 成左右。

表 A-2 不同退出時間的燃料衰變熱

全部退出之時間(d)	Decay Power (MW)			與 7 d 後退出之衰變熱相比 (%)
	舊燃料 (3,083-408=2,675 束)	新退出燃料 408 束(full core)	總和	
7	1.0695	5.5881	6.6576	100
15	1.0653	4.1884	5.2536	78.91
30	1.0578	3.1016	4.1593	62.48
60	1.0439	2.1486	3.1925	47.95
90	1.0314	1.7238	2.7552	41.38
180	0.9998	1.1168	2.1167	31.79
365	0.9537	0.6291	1.5828	23.77

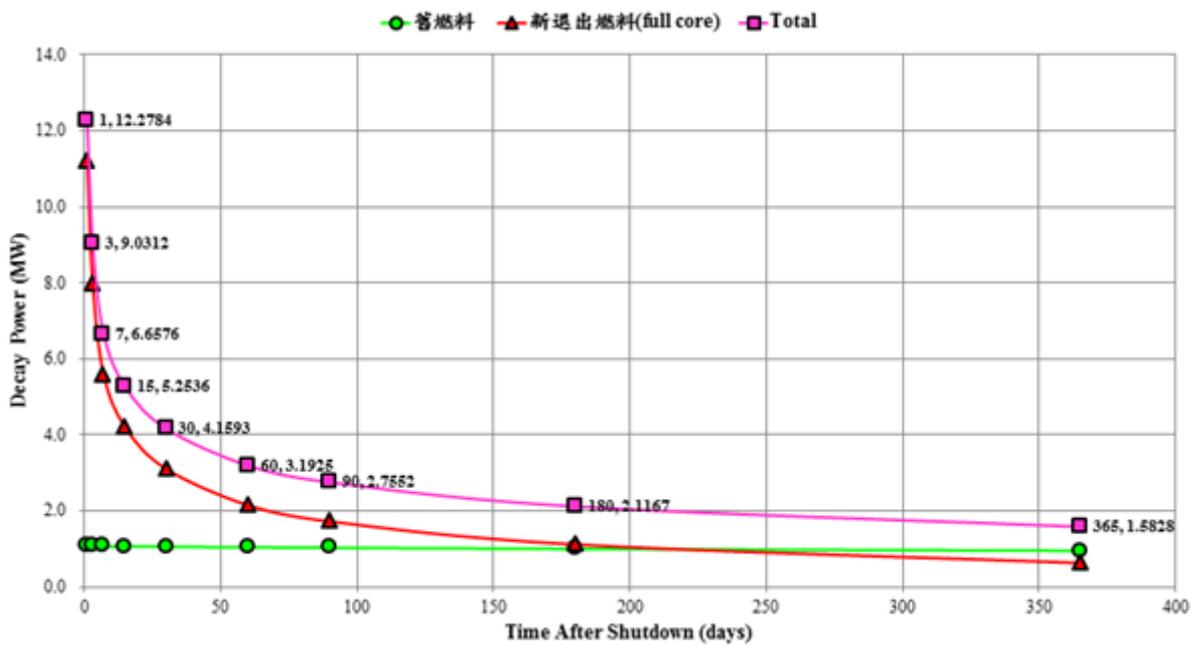


圖 A-1 不同退出時間的燃料衰變熱

### A.5.2 燃料池沸騰時間預估

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 與 90 d，燃料池之總水量經計算為 928.02 m<sup>3</sup>，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上表 A-2。在忽略熱散失之前提下，計算所得之沸騰時間分別為事件發生後的 9.36 h(7 d)、14.90 h(30 d)、19.38 h(60 d)與 22.45 h(90 d)。此外，由於事件發生至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，計算所得之燃料溫度變化如圖 A-2 所示。

表 A-3 核一廠除役期間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	6.6576	9.36	6.30
30	4.1593	14.90	3.96
60	3.1925	19.38	3.04
90	2.7552	22.45	2.63

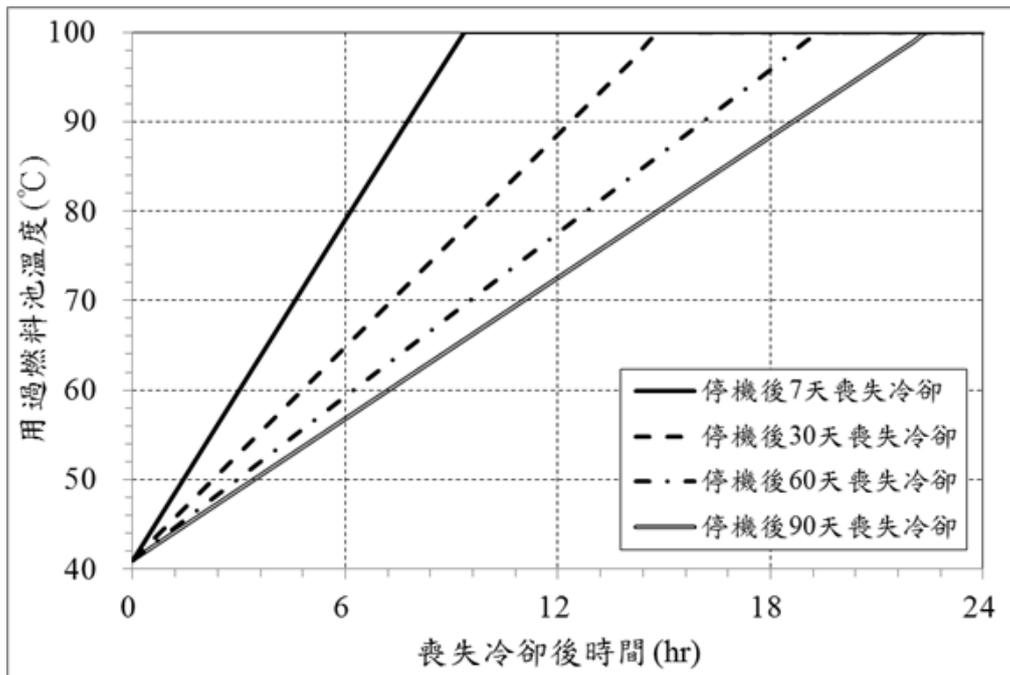


圖 A-2 核一廠除役期間燃料池於喪失冷卻後之溫度變化

### A.5.3 燃料池水位下降趨勢

當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沸騰之時間，再加上池水沸騰至燃料裸露之時間，核一廠用過核子燃料池由喪失冷卻到燃料裸露之時間分別為 76.3 h(7 d)、117.9 h(30 d)、152.0 h(60 d)與 175.4 h(90 d)，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，期間的水位變化如下圖 A-3。

此外，因池水具有輻射屏蔽之效果，因此，到達燃料頂端 3 m 之時間亦為所關切之時間點，時間如表 A-4 所示，此期間內燃料束不僅不會過熱，且有池水屏蔽功能避免輻射外漏。

表 A-4 核一廠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

停機距喪失冷卻之時間(d)	喪失冷卻至燃料頂端 3 m 所需時間(h)	喪失冷卻至燃料頂端所需時間 (h)	平均水位降低速率(m/h)
7	47.2	76.3	0.11
30	73.7	117.9	0.07
60	95.4	152.0	0.05
90	110.3	175.4	0.05

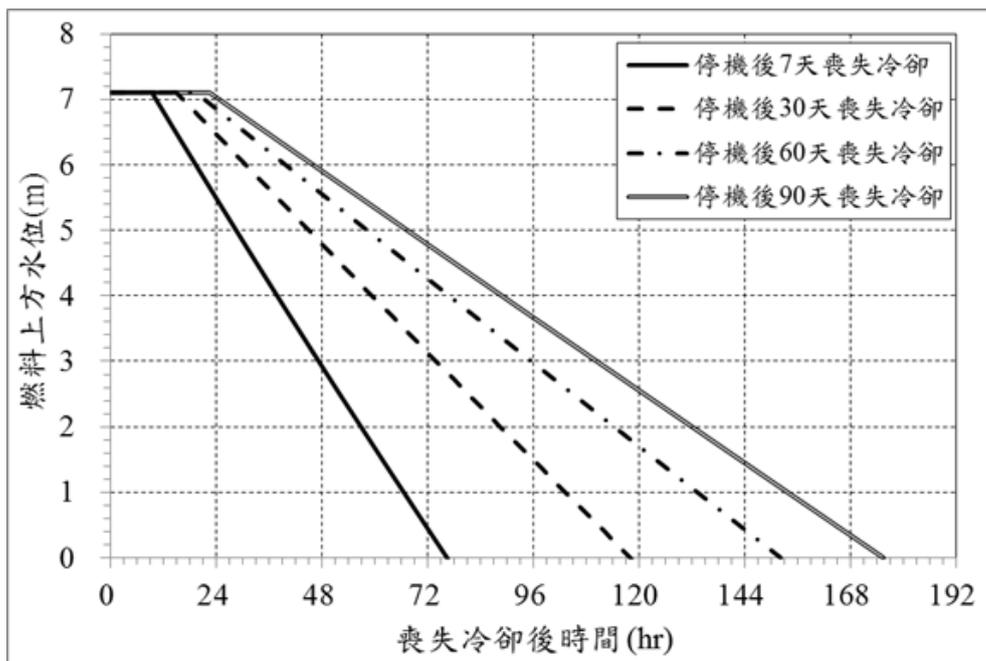


圖 A-3 核一廠除役期間燃料池於喪失冷卻後之水位變化圖

#### A.5.4 燃料裸露後溫升情形

當燃料裸露後，裸露部分之燃料僅能藉由蒸汽產生的對流效應以及熱輻射效應將裸露燃料之衰變熱移除，因此，核一廠燃料束在裸露後的溫升趨勢呈現迅速升溫的現象。在燃料裸露的計算中，我們只考慮較為嚴重之案例，於停機後 7d 喪失冷卻系統，燃料裸露後的溫度經 CFD 模式計算後所得結果如圖 A-4 所示。由圖 A-4 評估，燃料表面最高溫度在停機後 7d 喪失冷卻事件發生後的 83.4 h 將超過 600°C，此溫度為發生鋳水反應之溫度，這對用過核子燃料會有重大安全顧慮，故現場的補水或冷卻系統須在此時間點前恢復作用，以降低用過核子燃料的溫度。

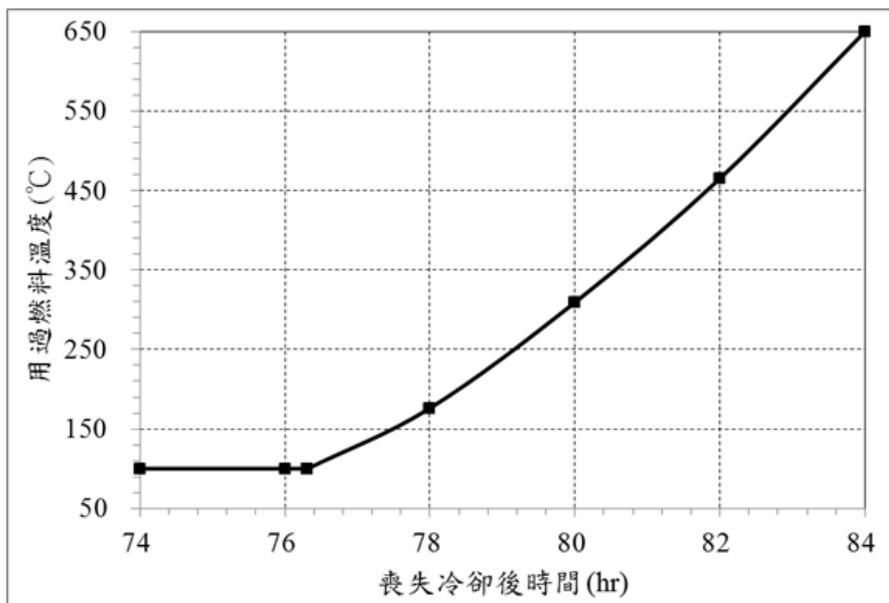


圖 A-4 燃料裸露後燃料溫度變化圖 [停機後 7d 喪失冷卻系統]

## A.6 結論

本分析針對核一廠一號機用過核子燃料池進行喪失冷卻能力事件分析，並假設用過核子燃料池全部退出，於反應爐停機後 7、30、60 與 90 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及最高溫計算。

在冷卻系統完全失效，且不考慮其他補水系統的嚴苛假設情境下，本報告計算不同燃料退出時間對於池水沸騰、池水下降及燃料裸露等發生時間。以停機後 7 d 發生事件的狀況為例，事件發生後 9.36 h，池水將達到沸騰；事件發生後 47.2 h，水位會降至燃料上方 3 m；事件發生後 76.3 h，燃料棒將開始裸露；喪失冷卻發生後 83.4 h，燃料棒最高溫度會超過 600°C。此嚴苛的假設條件下之計算結果可作為補救措施執行時間的參考，實際上核一廠用過核子燃料池具有用過核子燃料池冷卻與淨化系統(SFPCCS)及新增冷卻系統(SFPACS) 兩套計四串冷卻系統，且又有各種補水措施，可以有效避免池水高溫或水位下降等事件發生。

**附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191「核能電廠除役  
及永久停機期間之消防計畫」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外釋。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外釋到大眾、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外釋的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) 保護可能導致輻射外釋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外釋。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) 輻射污染的廠區與廢棄物貯存庫：辨識出容納相當數量輻射廢棄物的廠區位置，且它們有可能因為失火而外釋或擴散。

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	除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。	106.12 (1 號機運轉執照屆期 1 年前提報)  107.12~133.07 (除役期間至少每年提報更新)	3	6
7-2	拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核。	107.12~133.07 (除役拆除作業前 1 年)		
7-3	用過核子燃料未全部移出用過燃料池前，應備有核子事故緊急應變計畫。	107.12~120.07 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前，依核子事故緊急應變基本計畫規定，每 5 年應作一次完整審視與檢討)		
	「緊急應變計畫」及「緊急應變計畫區」之解除或變更，應報請主管機關審核。  「禁制區及低密度人口區」之解除或變更，應擬訂計畫，報請主管機關審查。	107.12~133.07 (除役期間)  107.12~133.07 (除役期間)	2	
7-4	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。	107.12~133.07 (除役期間)		
7-5	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。	107.12~120.07 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前)	2	