

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

除役階段用過核子燃料池安全管
制技術研究

計畫編號：104FCMA001

報告編號：104FCMA001-2

執行單位：核能研究所

計畫主持人：吳禮浩

子項工作負責人：張淑君

報告作者：陳晉奇

報告日期：中華民國 104 年 12 月

(本頁空白)

Study on Safety Regulation and Technology of the Spent Fuel Pool in Decommissioning

By

Jin-Qi Chen 、 Shu-Jun Chang

Abstract

The report is focused on the regulation technique requirement study for spent fuel pool during decommissioning phase. The purpose of this study is to collect the international experiences and pass through risk management techniques to support the review procedure and regulation requirement. The results of this study point out that the health effects risk of spent nuclear fuel pool accident during nuclear power plant decommissioning phase is very low compared to operation phase. The reason is that lower risk: It may lead to serious consequences of zirconium alloy fire accidents, low probability of occurrence, and may be excluded probability of occurrence of an accident through administrative controls. The most serious consequences of zirconium alloy fire accidents is major considered, the research results showed that the frequency of accident is very low and the cultural administration could be adopted to prevent occurrence.

Keywords : Spent fuel pool, Decommission, Safety analysis

Institute of Nuclear Energy Research

除役階段用過核子燃料池管制技術研究

陳晉奇、張淑君

摘要

本報告對電廠除役作業期間，針對用過核子燃料池管制技術進行研究。本研究之目的在於透過研析國際經驗，了解除役期間用過核子燃料池之風險管理，以支援國內審查作業及相關規範需求之參考。本研究的結果指出，以健康效應來說，除役期間用過核子燃料池引發之意外遠較運轉期間之風險低，尤以可能引發嚴重後果的鋳合金失火意外而言，其意外在除役階段的發生機率低微，且可透過行政管制加以排除意外發生之可能性。

關鍵字：用過核子燃料池、除役、安全分析

核能研究所

目 錄

1.前言	1
1.1 背景	1
1.2 簡介	1
2.除役電廠用過燃料池風險評估	7
2.1 用過燃料池熱流分析	7
2.2 內部事件導致燃料裸露	11
2.2.1 冷卻喪失	11
2.2.2 冷卻水喪失	11
2.2.3 外電喪失或電網相關事件	12
2.2.4 因惡劣天氣的外電喪失	12
2.2.5 內部火災	13
2.2.6 重物墜落	13
2.3 超過設計基準之外部事件	13
2.3.2 飛機撞擊	20
2.3.3 龍捲風	20
3.用過燃料池的管制要求	23

3.1 風險的增加	24
3.1.1 「安全目的政策聲明」中有關用過燃料池風險	25
3.1.2 RG1.174 中用過燃料池之風險增加	26
3.2 防禦縱深	26
3.3 安全餘裕	28
3.4 落實和監測計畫	29
3.5 緊急計畫的落實	30
3.6 保安	30
3.7 保險	31
4.除役階段用過核子燃料安全貯存管制要項	33
4.1 用過燃料池的行政管制和電廠管控	33
4.2 用過燃料的處理和暫存	36
5.結論與建議.....	42
5.1 結論	42
5.2 建議	43
參考文獻.....	45

附 圖 目 錄

圖 1 一英里內個人早期死亡風險	3
圖 2 十英里內個人癌症死亡風險	4
圖 3 用過核子燃料於空氣冷卻下從 30°C 加熱到 900°C (外釋) 所需時間	10
圖 4 燃耗率 60GWD/MDU 之 PWR 在空氣冷卻和絕熱狀態從 30°C 加 熱到 900°C (外釋) 所需時間	10
圖 5 LLNL 評估 1.2 g 加速度峰值之地震造成用過核子燃料池失效頻 率	15
圖 6 EPRI 評估 1.2 g 加速度峰值之地震造成用過核子燃料池失效頻 率	16
圖 7 超過設計基準地震造成滲漏的可能性或外釋量評估	18
圖 8 地震事件發生後造成核種釋出的機率值	19
圖 9 風險揭露決策決定的原則	24
圖 10 停機階段放射性風險危害隨時間遞減	36

附表目錄

表 1 工業除役承諾(IDCs).....	5
表 2 研究人員除役假設(SDAs).....	6
表 3 用過燃料池因衰變熱造成用過核子燃料池汽化至僅距燃料頂端 3 英尺的時間.....	9
表 4 用過燃料池冷卻喪失引發的燃料裸露風險分析.....	21
表 5 彙整國外電廠除役階段用過燃料池意外評估項目.....	22

1.前言

1.1 背景

本計畫為核能研究所(以下簡稱核研所)接受行政院原子能委員會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)委託，於民國 101 年至 104 年配合執行核子反應器設施除役審查及驗證技術研究工作項目。該計畫已於 101 至 103 年度完成「國際間主要國家核子反應器設施除役相關法規研究」、「國際核設施除役案例經驗回饋探討」、「除役廢棄物分類包裝審查技術研究」等工作項目，並提出「核子反應器設施除役安全策略研究」與「核子反應器設施除役計畫導則研訂」等研究成果送主管機關作為除役管制技術建立之參考，技術團隊對於國際間核子反應器設施除役相關法規、導則、規範等資訊已具備掌握度與初步心得建議。

本年度計畫將接續前期計畫成果，執行除役階段用過核子燃料池安全管制技術研究，透過研究過程掌握用過核子燃料池於除役階段可能發生的意外事件，並研析用過核子燃料池風險管理研究成果與經驗，提供主管機關建立除役管制技術之參考。

1.2 簡介

依據美國核管會於 2002 年提出第 1738 號報告指出(NUREG-1738)，

核電廠在除役期間可能發生的最嚴重事件為用過核子燃料池喪失冷卻水；且若無適當的管制計畫，隨著事故演化推算可能造成用過核子燃料鋳合金護套破損，因放射性物質的外釋而導致嚴重後果等。有鑒於此，本計畫將藉由蒐集國際上針對除役階段用過核子燃料池之相關安全管制技術，說明除役階段用過核子燃料池之貯存與意外事故管制重點，乃至於提出風險評估、後果評估以及具體管制需求等具體成果。現今國際間普遍採用風險揭露法 (risk-informed approaches) 來確認設計與操作的管制需求，並透過概率風險評估 (PRA) 方法，綜合納入除役電廠的潛在嚴重意外情節，並評估事故序列最終發生機率與風險。年度計畫預期完成工作包含(1)除役電廠之用過燃料池風險評估；(2)除役階段用過核子燃料安全貯存管制要點說明；與(3)用過燃料池的管制需求。

NUREG-1738 報告執行電廠除役作業期間用過核子燃料池之事故風險研究，研究結果指出，依據表 1、表 2 的假設下，對於健康效應而言，除役期間用過核子燃料池引發之意外遠較運轉期間之風險低，尤以可能引發嚴重後果的鋳合金失火意外而言，其意外在除役階段的發生機率低微，如圖 1 和圖 2 所示，且可透過行政管制加以排除意外發生之可能性。另研究中亦包括地震對用過核子燃料池可能引發的後果事件，美國勞倫斯·利弗莫爾國

家實驗室 (Lawrence Livermore National Laboratory, LLNL) 和電力研究院 (EPRI) 兩專責機構進行地震引發的後果風險評估，研究發現，地震強度影響護箱掉落事件極為重要。從事件後果分析結果顯示，當電廠進入除役階段而停機數個月以後，前述意外所導致之風險差異已不明顯(如圖 1 與圖 2 所示)。這是由於停機電廠之風險本身已非常微小，且運轉電廠之緊急計劃 (EP) 已針對嚴重地震事件保留了一定程度之評估餘裕，因此所有的意外事件(包含護箱掉落)所導致之風險均極低微，相較於運轉中電廠風險(每年 1×10^{-5})，除役電廠之風險(每年 2×10^{-7}) 將小約兩個數量級。

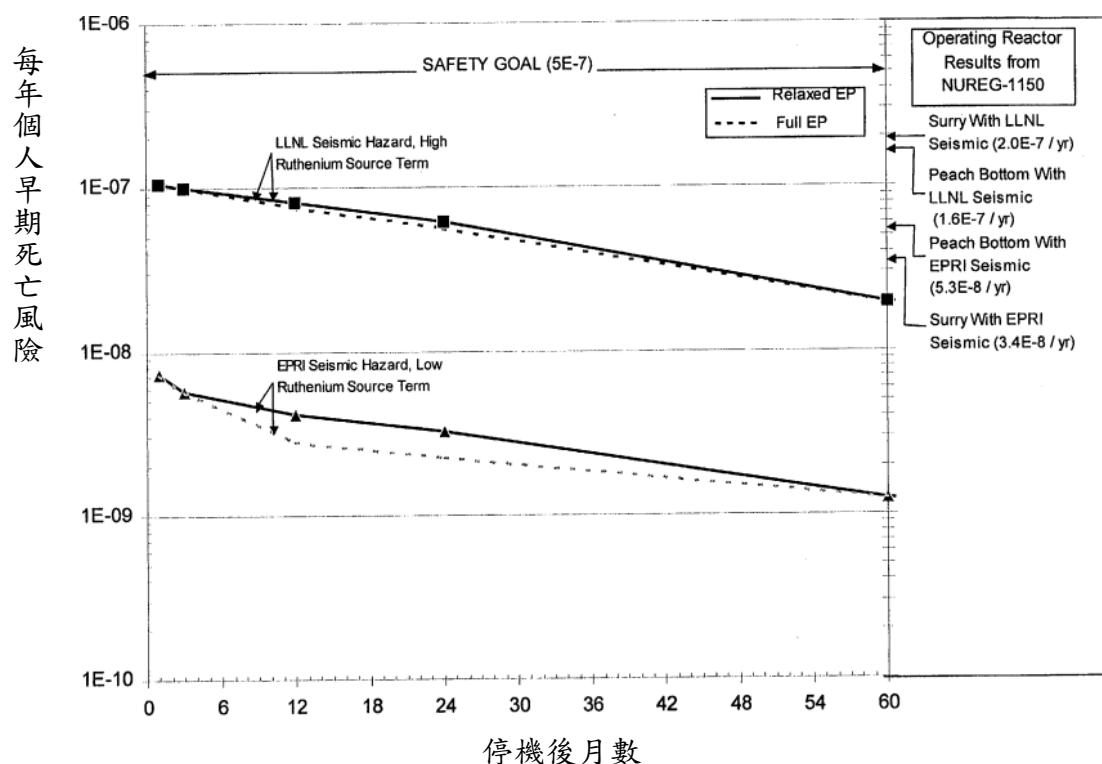


圖 1 一英里內個人早期死亡風險

每年個人癌症死亡風險

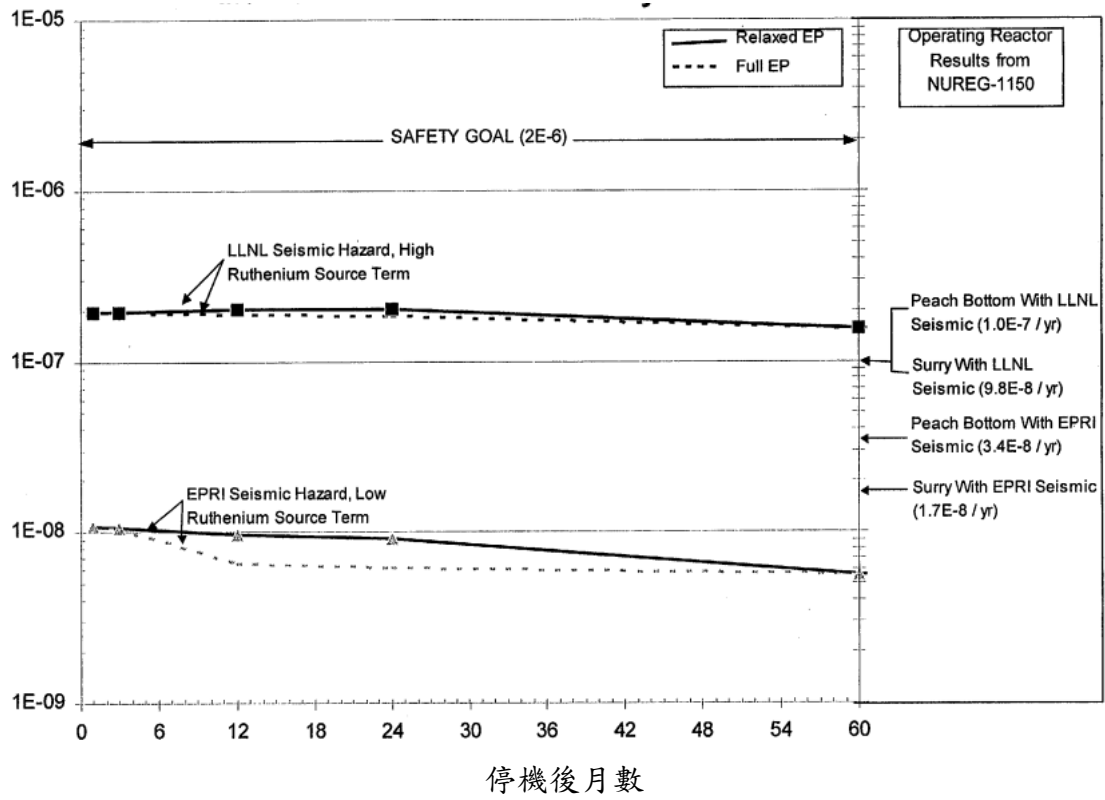


圖 2 十英里內個人癌症死亡風險

表 1 工業除役承諾(IDCs)

IDC No.	業界承諾
1	將會執行護箱墜落分析，或是在重物的處理上使用單一不會失效吊車（也就是將落實 NUREG-0612）。
2	要求程序和人員培訓的確實，以確保在事件期間廠內和廠外的資源可以獲得有效的利用。
3	針對嚴峻氣候和地震事件確實建立緊急應變程序，以建立廠內和廠外組織的通訊。
4	確實發展廠外的可用資源計畫，該計畫包含可攜式泵、緊急電源可用來供應廠內資源。此計畫主要確認在緊急情況時，業者可透過適當的方式取得廠外可用資源。
5	用過燃料池儀器包括讀數、和警報中控室(或人員進駐地)用過燃料池溫度、水位和區域面積的輻射水平。
6	用過燃料池密封性若失效可能造成洩漏導致用過燃料裸露，因此用過燃料池應有自我偵測及限制滲漏的裝置，或其他完備工程設計使得洩水狀況不會發生。
7	用行政程序或行政管制來降低快速洩水事件發生的可能性，其中包括： （1）禁用沒有虹吸保護裝置之泵浦的使用（2）泵浦的吸入和排出點的控制。定期進行查核以防止造成虹吸現象影響設備正常功能。
8	將落實廠內恢復計畫，用以提供用過燃料池冷卻系統的修復，或提供用過燃料池補充水的使用。
9	因錯誤的操作可能快速減少用過燃料池的水量，因此須落實用過燃料的池操作程序。並且透過行政管制給出額外的操作或管理審查。
10	更換燃料池補充系統時將會執行組件的例行檢測。如果需要的話，將落實老舊設備之行政管制以提供組件更多的保證。

表 2 研究人員除役假設(SDAs)

SDA No.	員工假設
1	設施經營者的用過燃料池冷卻系統、儀器設計可作為的風險評估的假設。且設施經營者將至少有一個馬達驅動和一個柴油驅動消防泵來提供補充水至用過燃料池。
2	設施操作人員每次換班至少進行一次用過燃料池系統的巡視。操作人員須採用完整的廠內、廠外補充水系統程序，以提供補水能力和可用性上的指引。
3	監控用過燃料池水溫、水位的控制室儀表將直接測量相關參數。當監測到警戒值時，水平儀表將提供報警資訊並發布一般緊急事件。
4	設施經營者需確認在用過燃料池中沒有排水道，而導致池水降低(藉由排水、虹力、或泵浦)超過 15 呎低於正常燃料池操作水位。且設施經營者需確認有廠外電力以進行復原活動。
5	如果設備沒有單一不失效系統，則需進行負載墜落的後果分析。其分析和任何減緩後果的行動需考慮避免用過燃料池嚴重破壞造成快速池水流失，並充分說明設備對於承受重物掉落有很高的承受力。
6	每個除役電廠需完成收錄在 NUREG-1738 中的「地震檢查表列」。如果檢查表列無法順利的完成，除役電廠將進行電廠具體用過燃料池風險評估，並驗證地震所引起的結構失效、和快速失水是少於一般上限之(generic bounding)評估(包含非地震事件需小於 1×10^{-5} /年)。
7	設施經營者將確實遵守程序書(program)來提供高密度用過核子燃料格架監控，直到用過核子燃料從這些這些高密度格架移除。

2.除役電廠用過燃料池風險評估

核設施除役時期的可能事件造成廠外後果影響與運轉時期不同，一旦用過核子燃料永久從反應器中移除，電廠內相關設施主要的風險則是與用過燃料池（Spent fuel pool, SFP）有關，當用過核子燃料組件從反應器中移除，會放置於用過燃料池並浸在水中冷卻其衰變熱以及作為放射性強度之屏蔽。因此除役期間最嚴重事故假定為用過燃料池喪失冷卻水。NUREG-1738 報告確定了九個誘發事件的類別，作為調查 SFP 風險量化評估的一部分：

2.1 用過燃料池熱流分析

用過核子燃料自反應器移出後仍會持續產生衰變熱，而使得銼火災的事故仍不能被排除，影響用過燃料池水高度下降造成銼火災的因素很多，包含衰變熱速率、燃料燃耗、燃料貯存配置、燃料格架氧化率等等。在 NUREG-1738 中，透過用過燃料池熱流分析發現在停機 60 天後，若發生意外將預期於超過 100 小時燃料棒才會裸露(如表 3)，故有足夠的時間採取行動以減緩事件惡化，適當的採行行動即可防止後續的事故後果。然而報告中亦持續假設保守情境評估銼火災發生時間，結果顯示用過核子燃料於移出爐心第一年內，喪失池水冷卻僅考慮空氣對流的情況下，評估沸水式反應器(BWR)和壓水式反應器(PWR)，結果發現用過核子燃料從 30°C 加熱到 900°C 僅不到 10 小時

就會發生就會發生分裂產物外釋(如圖 3)，對於壓水式反應器發現停機 4 年後，溫度上升至分裂產物外釋所需時間為 24 小時；對於沸水式反應器，所需時間為 40 小時。保守以燃耗率 60GWD/MDU 壓水式反應器之燃料為例，結果指出對於停機 5 年電廠來說，意外發生後 24 小時即可能有分裂產物外釋(如圖 4)。綜上結論，用過核子燃料移出反應器 5 年雖仍存在因鋳合金護套破損而發生分裂產物外釋的可能性，但從研究結果顯示，從用過核子燃料冷卻喪失至發生分裂產物外釋的時間可足夠透過行政管制行為以及預防性的採行行為來避免用過核子燃料鋳合金失火之事件發生。

表 3 用過燃料池因衰變熱造成用過核子燃料池汽化至僅距燃料頂端

3 英尺的時間

衰變時間	PWR(小時)	BWR(小時)
60 天	100	145
1 年	195	253
2 年	272	337
5 年	400	459
10 年	476	532

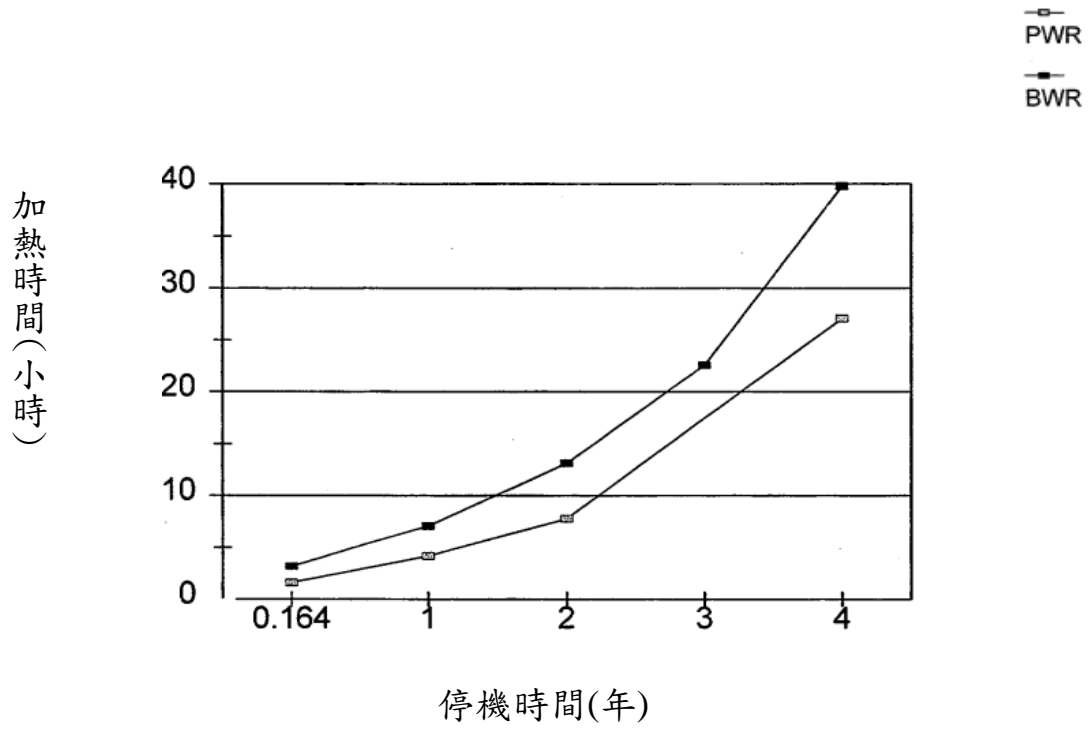


圖 3 用過核子燃料於空氣冷卻下從 30°C 加熱到 900°C (外釋) 所需時間

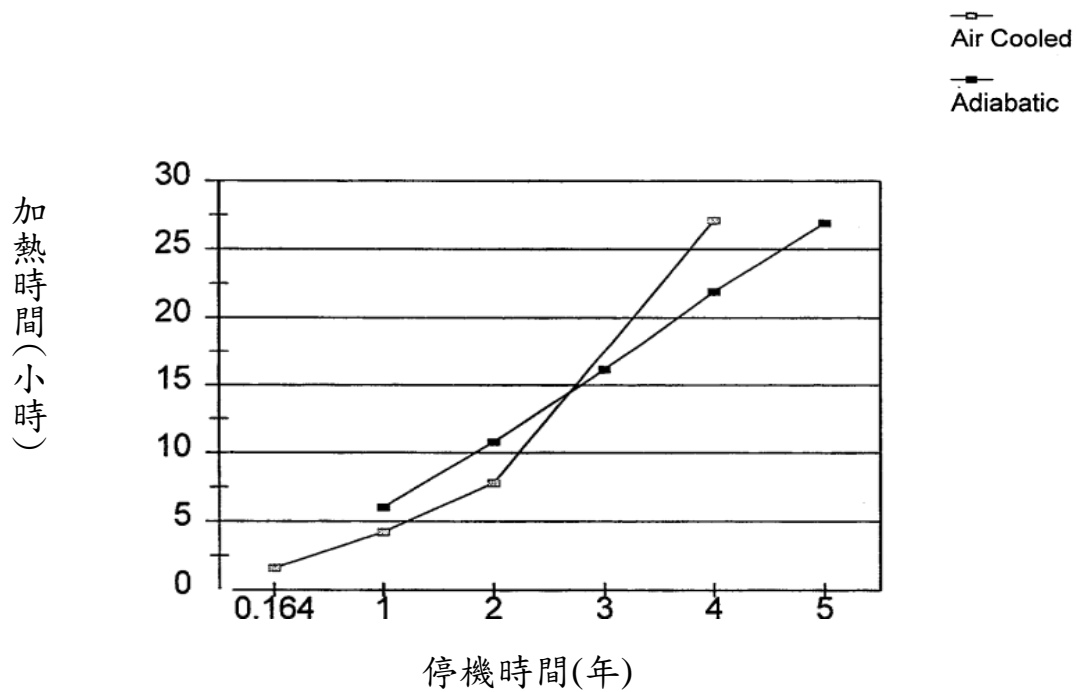


圖 4 燃耗率 60GWD/MDU 之 PWR 在空氣冷卻和絕熱狀態從 30°C 加熱到 900°C (外釋) 所需時間

2.2 內部事件導致燃料裸露

表 4 的結果彙整用過燃料池冷卻喪失引發的燃料裸露風險分析。基於 LLNL 和 EPRI 危險估計，且採用事故機率對應各個分布的平均值，例如每年的機率 2.0×10^{-6} 為反映使用 LLNL 的危險性評估之平均值；每年的機率 2.0×10^{-7} 為反映使用 EPRI 的危險性評估之平均值。使用平均值方便與相關委員會安全目標 以及 QHOs 做比較。無論是 EPRI 或是 LLNL 對於反應器廠址的危險性評估結果，NRC 都已進行過審議並且認可其評估結果的。

2.2.1 冷卻喪失

冷卻喪失事件考量因子可能由泵或閥失效、管線故障、散熱器失效所引起，從 NUREG-1275 的運轉數據可知：喪失 SFP 冷卻的事件機率，每 1,000 個爐年的運轉史會有 2-3 次溫度增加超過 20°F 的狀況，報告也提到冷卻喪失通常持續不到 1 小時，在每 1,000 個爐年的運轉史約僅有 3 次事件紀錄有超過 24 小時，最長為 32 小時；經計算因喪失冷卻而發生燃料裸露，致使最高溫度增加超過 50°F 者，發生頻率為每年 1.4×10^{-8} 。

2.2.2 冷卻水喪失

造成冷卻水流失原因有：儀控錯誤(configuration control errors)、虹吸現象，或管線故障。從 NUREG-1275 Volume 12 的運轉經驗資料

顯示，冷卻水流失造成池水下降超過 1 英尺的機率在每 100 爐年小於 1 次，大多數這類事件發生起因於儀控程序錯誤導致，可透過行政管理及監控輔助設備來強化程序並消弭此事件；該報告也提到在每 100 爐年運轉史只有 1 次事件持續 72 個小時，其他都在 24 小時之內即獲得解決。事件發生中有 8 次事件導致水面下降 1~5 英尺，其他 2 件事件造成下降 5~10 英尺，據此計算因冷卻水喪失而發生燃料裸露的頻率為每年 3.0×10^{-9} ，結果表示該事件僅會造成池水降低而不會有燃料裸露。

2.2.3 外電喪失或電網相關事件

電廠內的電力喪失通常是由於硬體故障、設計缺陷與人為錯誤(如：維護和切換)、天氣引起的故障(如閃電)，或是複合式的原因；電網相關的廠外電源喪失起因於外部電網的問題，廠外電源的喪失將造成燃料池餘熱無法移除，如果電力未即時恢復，池水將開始被加熱與沸騰直到燃料裸露；報告中亦評估因外電喪失或電網相關事件等此類事件導致燃料裸露的機率是每年 2.9×10^{-8} 。

2.2.4 因惡劣天氣的外電喪失

由於惡劣天氣相關事件（如颶風，雪，風，冰，風，鹽，風，龍捲風）造成廠外電源喪失而影響 SFP 冷卻，此類事件與外電喪失或電網相關事件相同，因廠外電源的喪失造成燃料池餘熱無法移除，如

果電力未即時恢復，水將開始被加熱與沸騰直到燃料裸露，經評估因為此類事件引發的外部電力喪失機率為每年 1.1×10^{-7} 。

2.2.5 內部火災

由於內部火災亦有可能造成用過核子燃料池冷卻喪失，假設火災發生未啟動警報、自動滅火系統時，亦可先採用手動滅火，在情境分析中假設未能在 20 分鐘內滅火將造成用過核子燃料池冷卻系統明顯破壞且無法修復，經評估因此類事件引發之燃料裸露的機率為每年 2.3×10^{-8} 。

2.2.6 重物墜落

考量可能因重物掉入用過燃料池而導致附近周圍的用過核子燃料發生損壞現象，有 NUREG/CR-4982 評估重物墜落於用過燃料池牆上的類似情節。其中也假設了嚴重的重物墜落會導致冷卻水迅速漏失的情況且會導致錯火災產生，這段時間主要與燃料使用時間、燃耗和配置有關。對非單一不失效系統(non-single-failure system)，重物墜落發生機率根據 NUREG-0612 評估約為每年 2.0×10^{-7} 。

2.3 超過設計基準之外部事件

2.3.1 地震事件

用過核子燃料池的位置與結構會影響地震發生時是否超出設計

基準，用過核子燃料池的水深則會影響輻射屏蔽。核電廠用過核子燃料池基本結構是具備抗震性，其結構組成鋼筋混凝土牆，1/8 到 1/4 英寸厚不銹鋼內襯，池壁厚約 5 英尺、池樓板約 4 英尺，池總尺寸約在 50 英尺長 40 英尺寬、55 到 60 英尺高。BWR 與 PWR 之用過核子燃料池的位置不同。BWR 電廠的用過燃料池通常位於反應器廠房內，PWR 則位於圍阻體內並在地面上或是嵌入地面。評估地震對於用過核子燃料池的危害，需考量其整體結構與位置。

評估用過燃料池在地震事件的風險，必須知道在給定的加速度下系統、結構與組件失效(SSC 脆弱性)的可能性，其可用數學模式進行量化計算。在評估地震對用過核子燃料池的影響，雖然地震對電廠影響資訊是可以取得的，但並沒有用過用過核子燃料池的脆弱性分析，且發現許多電廠的用過核子燃料池與建築物是由不同工程人員所設計，而不同時期的用過燃料池的標準設計也不同。為了彌補這項不足，EPRI 和 LLNL 的研究人員在 1999 年提出使用一個地震檢核清單評估用過核子燃料池在 1.2 g 強度的地震下依然結構完整，這份清單可確保用過核子燃料池不會因設計、建造與運轉造成退化等，而喪失對 1.2 g 地震的抗性。在 NUREG-1738 中，用一個簡單而保守的方式進行地震造成錯火災風險評估，評估因地震事件與特定地點地震引發的風險，其計算結果為每年低於 1.0×10^{-8} 到 1.0×10^{-5} 。

錯誤! 書籤的自我參照不正確。和圖 6 表示由地震造成用過核子燃料池失效每年發生的機率，每個點代表不同電廠，按照不同機率大小依序排列。錯誤! 書籤的自我參照不正確。為 LLNL 利用用過核子燃料脆弱性分析，進行不同電廠的地震危險性評估結果(參考自 NUREG-1488);圖 6 為 EPRI 使用類似的方法針對不同電廠之危險性評估結果(參考自 EPRI NP-4726, November 1988.)，由 LLNL 評估結果顯示地震引起鋁合金火災的平均失效概率大約為每年 2×10^{-6} ; EPRI 評估用過燃料池平均失效率為每年 2×10^{-7} 。NRC 認為這兩組不同危害性評估結果是合理有效。

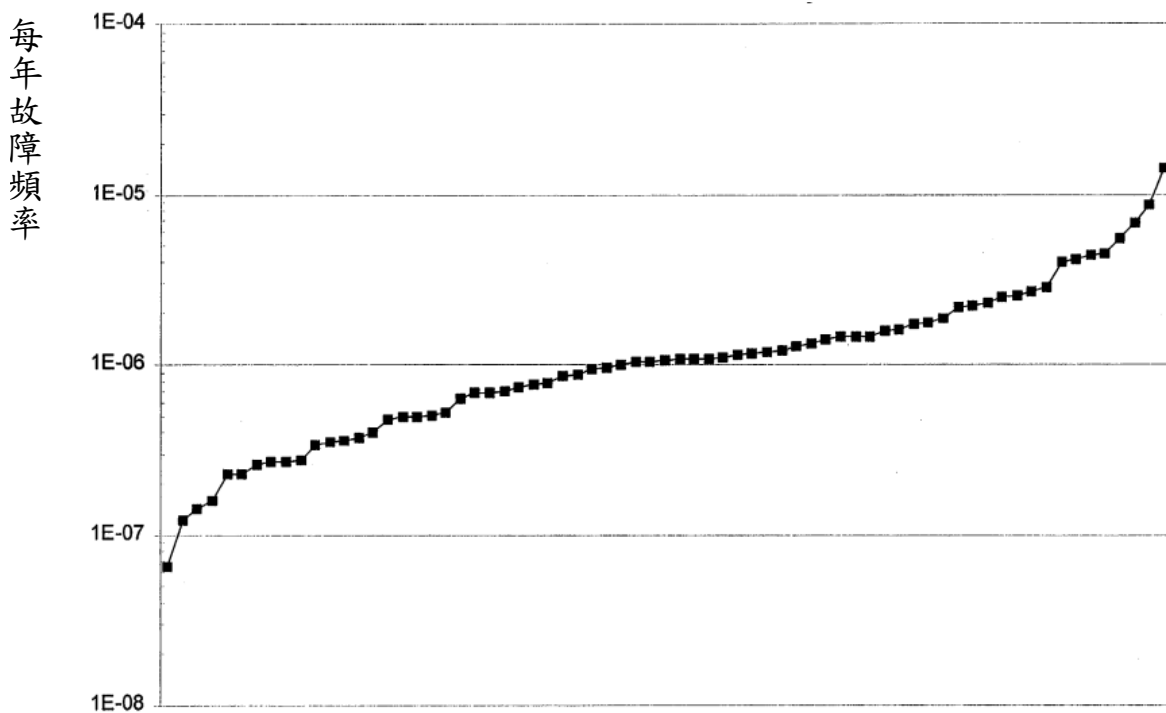


圖 5 LLNL 評估 1.2 g 加速度峰值之地震造成用過核子燃料池失效頻率

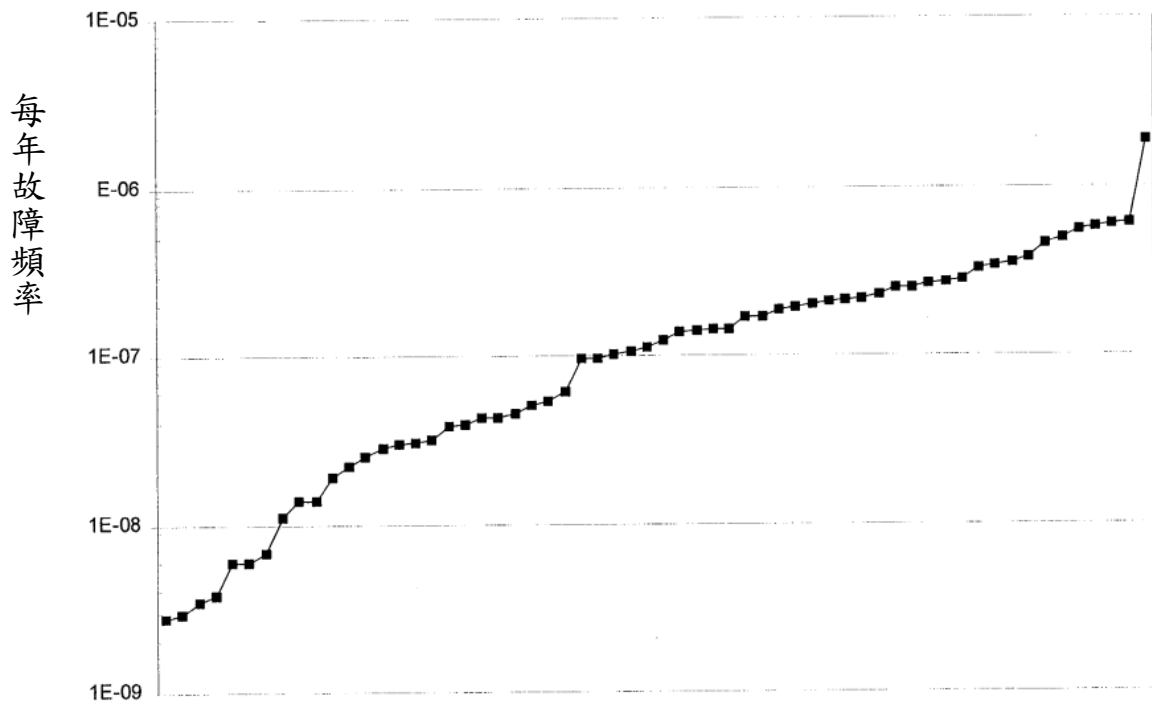


圖 6 EPRI 評估 1.2 g 加速度峰值之地震造成用過核子燃料池失效頻率

2011 年日本福島事故後，美國 NRC 發布 NUREG-2161 評估「超過設計基準之地震對美國馬克 I 型沸水式反應器之危害影響」，其係考慮 6 萬年間發生一次嚴重地震，分析顯示有 90% 機率在經過強烈地震後，用過燃料池的結構襯墊仍然沒有滲漏。基於以下條件，即使發生嚴重地震造成用過核子燃料破壞與外釋的可能性仍然很低，結果如圖 7 所示。

- 研究發現地震造成 3 天內發生用過燃料池內襯破壞是可能會造成核種外釋的唯一途徑，否則將有足夠的時間採取緊急措施以防止外釋。
- 一旦嚴重地震造成用過燃料池內襯破壞而直接外釋的可能性極低，因為用過核子燃料仍可能藉由水、蒸汽、或空氣進行有效地冷卻，用過核子燃料達到鋳合金破壞而外釋放射性核種的機率，仍需取決下列因子，包括餘熱產生的多寡、燃料排列的形狀，以及內襯滲漏的時間、位置以及大小等多種因素。

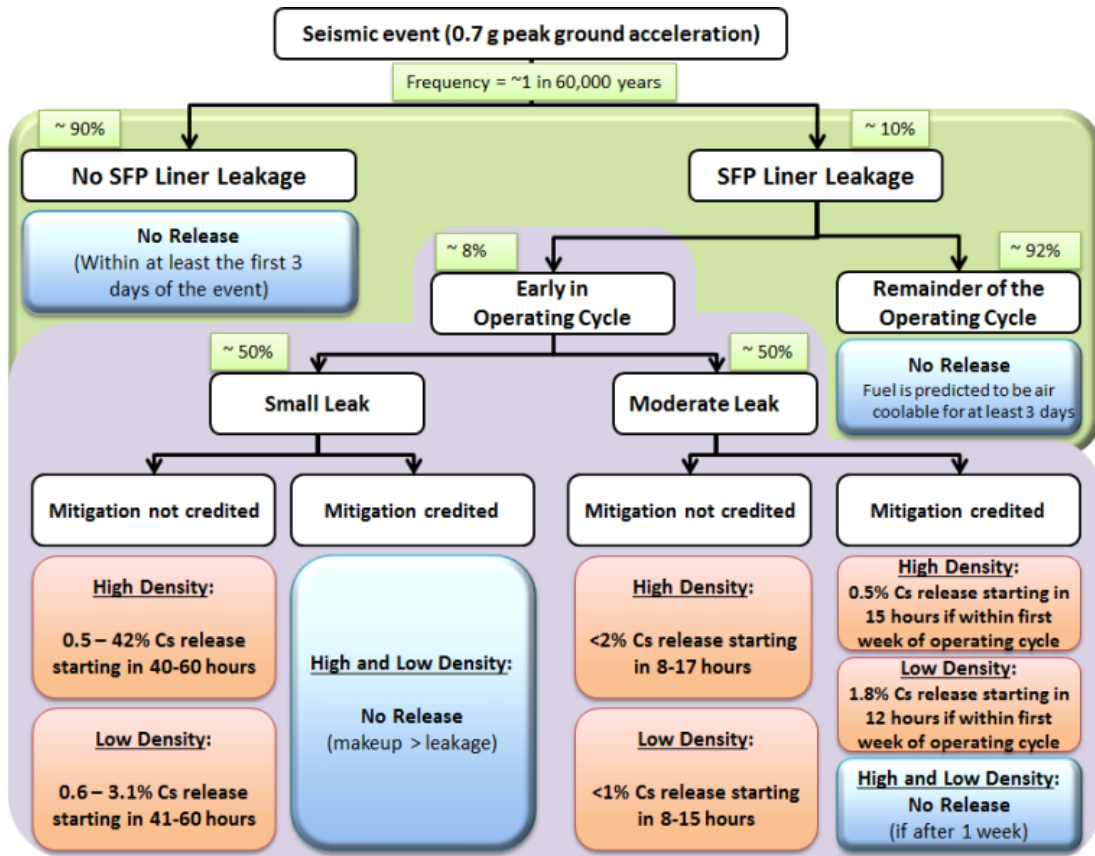


圖 7 超過設計基準地震造成滲漏的可能性或外釋量評估

在過去用過燃料池的研究中顯示高密度貯存用過核子燃料的風險是很低微的，且即使在經歷嚴重的地震危害，用過燃料池發生滲漏的機率也是很低的，此與 NUREG-2161 的結論一致：圖 8 為評估用過燃料池因嚴重地震災害而發生放射性核種外釋的機率大約是 1.1×10^{-7} /年或是更低。

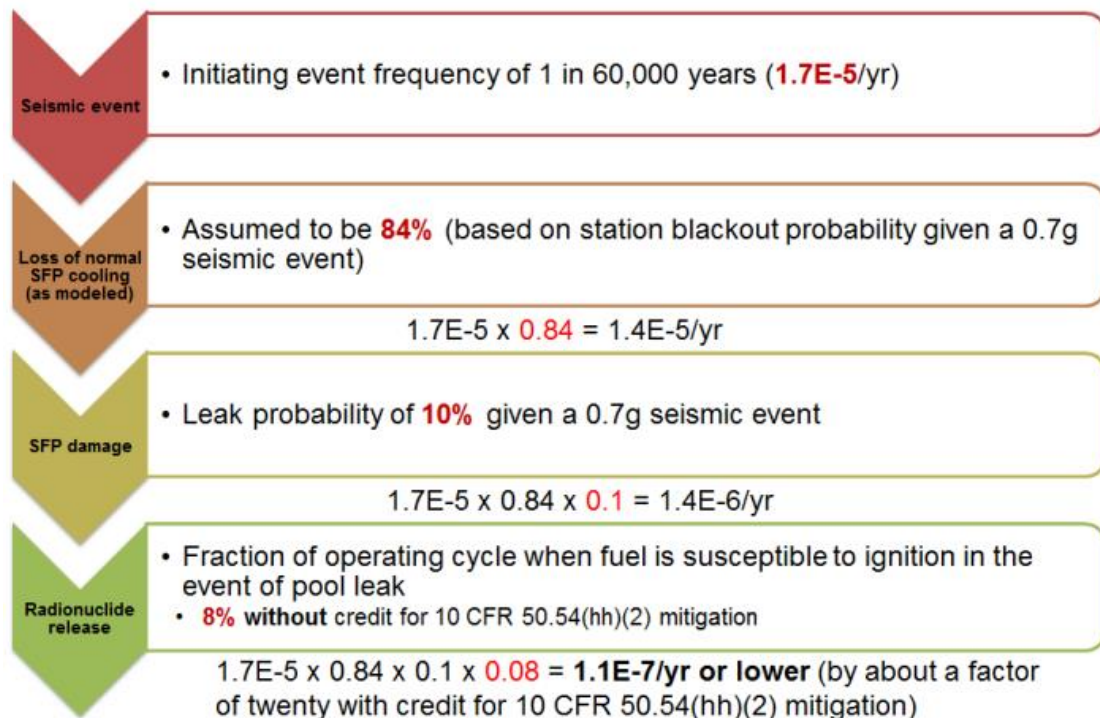


圖 8 地震事件發生後造成核種釋出的機率值

2.3.2 飛機撞擊

依據 NUREG/CR-0542 數據所進行的可能性評估。飛機墜落可能破壞用過燃料池結構的完整性或是影響周邊輔助系統如電源，熱交換器或補充水泵的可用性。假設飛機撞擊直接撞擊 100×50 英尺用過燃料池，因用過燃料池結構完整性破壞而造成燃料裸露的平均頻率約為每年 2.9×10^{-9} 。

2.3.3 龍捲風

龍捲風若要造成用過核子燃料池嚴重損害，其風速需要大到不可思議，研究人員以龍捲風機率與龍捲風襲擊的條件進行機率評估。NUREG/CR-2944 透過模型評估不同的頻率與強度的龍捲風，其強度 F4 到 F5 的龍捲風在美國中部每年大概為 5.6×10^{-7} ，且依用過燃料池的建築物與池的厚度，要造成嚴重危害的機率非常小，整體評估造成災難性的龍捲風事件機率是極低的(約每年小於 1.0×10^{-9})。

表 4 為彙整除役電廠用過燃料池事故引發燃料裸露之風險分析，另外根據美國核管會 NUREG-0586 「核設施最終通用環境影響報告書」，彙整美國各電廠在除役階段評估用過核子燃料池意外評估項目如表 5，除說明用過燃料池在除役階段所需評估的意外情節外，也可提供管制機關後續管制項目的建議，進而降低或

排除意外事件發生的機率。

表 4 用過燃料池冷卻喪失引發的燃料裸露風險分析

初始事件	燃料裸露的頻率(EPRI)	燃料裸露的頻率(LLNL)
地震事件	2.0×10^{-07}	2.0×10^{-06}
重物墜落	2.0×10^{-07}	同左
惡劣天氣造成的 外電喪失	1.1×10^{-07}	同左
電廠中心和電網 而來的外電喪失	2.9×10^{-08}	同左
內部火災	2.3×10^{-08}	同左
燃料池喪失冷卻	1.4×10^{-08}	同左
冷卻劑存量喪失	3.0×10^{-09}	同左
飛機撞擊	2.9×10^{-09}	同左
龍捲風投射物	$< 1.0 \times 10^{-09}$	同左
總計	5.8×10^{-07}	2.4×10^{-06}

表 5 彙整國外電廠除役階段用過燃料池意外評估項目

意外事件種類	電廠名稱
燃料相關意外	
<p>用過核子燃料池冷卻能力喪失</p> <ul style="list-style-type: none"> • 用過核子燃料池冷卻水喪失(由廠外電力喪失所造成) • 燃料池冷卻喪失 • 用過核子燃料池冷卻水喪失 • 喪失燃料元件儲存井冷卻 • 喪失鋼筋混凝土反應器容器屏蔽水(燃料移除後) • 用過核子燃料池衰變熱移除能力喪失 • 用過核子燃料池衰變熱移除能力喪失，而用過核子燃料池盤點沒有同時喪失 • 與燃料池冷卻有關的電力系統失效 • 廠外電力系統喪失，用過核子燃料池冷卻喪失 • 非機械性的喪失冷卻和空浮外釋 <p>用過核子燃料池失水</p> <ul style="list-style-type: none"> • 用過核子燃料池水位降低 • 用過核子燃料池水喪失(非機械性的; 地震超出設計基準) • 用過核子燃料池水喪失 • 用過核子燃料池盤點喪失(喪失熱沈或非故意的虹吸作用) • 不明原因造成的池子破裂使得用過核子燃料池水喪失 • 冷卻水喪失 • 燃料池洩水 • 燃料元件儲存井系統管路破裂 • 用過核子燃料池衰變熱移除能力喪失，而用過核子燃料池盤點沒有同時喪失 <p>廠外電力喪失</p> <ul style="list-style-type: none"> • 喪失廠外電力(導致用過核子燃料冷卻喪失) • 喪失廠外電力(導致燃料池水喪失) • 喪失廠外電力(導致用過核子燃料池冷卻喪失) • 電力喪失 • 暫時性的廠外電力喪失(起重機或吊車故障) 	<p>Big Rock Point</p> <p>Indian Point, Unit 1</p> <p>Yankee Rowe</p> <p>La Crosse</p> <p>Fort St. Vrain</p> <p>Maine Yankee</p> <p>Trojan</p> <p>Dresden, Unit 1</p> <p>San Onofre, Unit 1</p> <p>Humboldt Bay, Unit 3</p> <p>Big Rock Point</p> <p>Haddam Neck</p> <p>Indian Point, Unit 1</p> <p>Maine Yankee</p> <p>Humboldt Bay, Unit 3</p> <p>Yankee Rowe</p> <p>Dresden, Unit 1</p> <p>La Crosse</p> <p>Trojan</p> <p>Big Rock Point</p> <p>La Crosse</p> <p>Rancho Seco</p> <p>Fort St. Vrain</p> <p>Trojan</p>

3.用過燃料池的管制要求

本節研究主要目的是提出用過燃料池風險之洞見來提供除役電廠管制需求之參考，以下各節描述 R.G. 1.174 的安全管制原則，同時應用於審查用過核子燃料池設計、操作、和管制等重要因素，探討緊急計畫(EP)的需求及可能後果影響，且同樣的技術資訊也提供風險洞察回饋於電廠除役上的安全準則、人員配備、訓練、保險和其他管制改變之審查，確保日後管制活動與工業除役承諾表 1 和研究人員除役假設表 2 的一致性。

1995 年，NRC 發佈「使用 PRA 的方法評估核子管制行動，以及最後策略聲明(Final Policy Statement)」，其中指出應在所有管制事務上增加 PRA 技術的使用，並以最先進的方法支持 PRA 技術應用的結果。隨後發佈 RG1.174 以聲明 PRA 政策，包含 PRA 對核反應器應用的一般指引。而這項研究中所提出除役電廠的管制架構是基於在 RG1.174 的風險評估所執行決策的過程，雖然 RG1.174 的重點是關於運轉電廠執照基礎改變的決策決定，但相同的風險評估理論仍可用於作為除役電廠潛在豁免或最新管制需求變更的評估依據。

RG1.174 闡明以下安全原則如圖 9，以運用於評估除役電廠的管制變更：

- 提出的變更滿足最新的法規。

- 當提出的變更導致爐心損壞頻率或導致風險的增加時，其風險增加量須盡可能最小，並與管制單位之安全目標、政策聲明的目標一致。
- 提出的變更須與縱深防禦的理念一致。
- 提出的變更須維持足夠的安全餘裕。
- 提出的變更應使得輻射監測更利於進行。

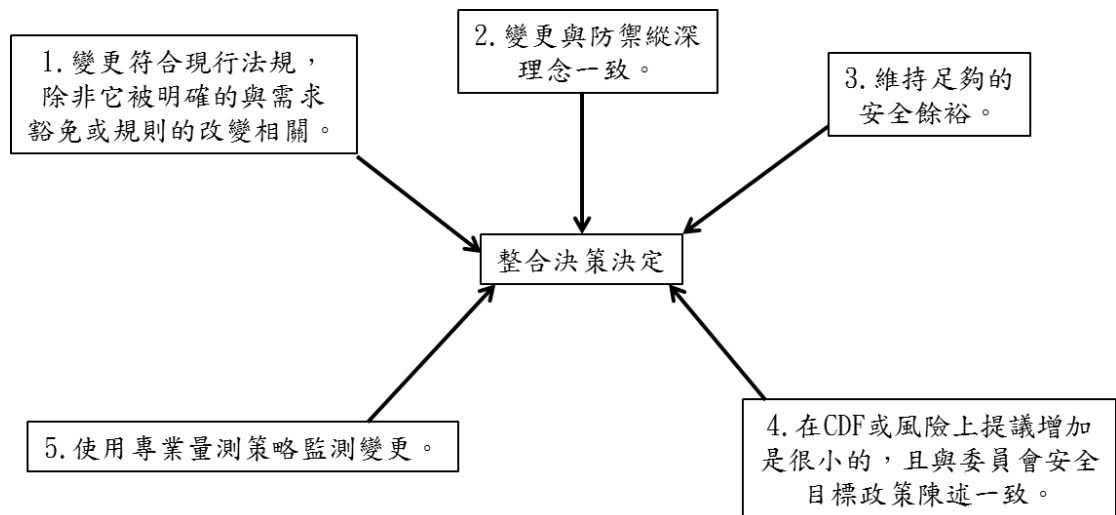


圖 9 風險揭露決策決定的原則

3.1 風險的增加

RG1.174 描述當提出的變更導致爐心損壞頻率或導致風險的增加時，其風險增加量須盡可能是最小，並與管制單位之安全目標、政策聲明的目標一致。

與用過燃料池事故有關的風險可參考「委員會安全目的政策陳

述」；除役期間電廠管制變更對電廠所造成風險增加在 RG1.174 中有相關規定，下面將有概括性的描述，以運用本研究來評估與用過燃料池事故有關的風險，以及除役電廠管制需求的變更。

3.1.1 「安全目的政策聲明」中有關用過燃料池風險

美國聯邦法規於 1986 年發布「核電廠操作安全目的上的政策聲明」，其目的在於廣泛的定義核電廠運轉對民眾造成的輻射劑量風險的最低限值。委員會在管制決策決定的過程中使用兩種定量的目標來建立兩種定性安全目標。

其用於確立安全目的之定量健康目標（QHOs）規定如下：

- 由其他事故對民眾造成的瞬間死亡如同致命的車禍一樣，大約是 5×10^{-4} 每年，表示從核電廠事故而來的瞬間死亡的個人風險應小於 5×10^{-7} 反應器年。
- 在美國境內，因其他原因造成個人癌症死亡風險總和大約是 2×10^{-3} 每年，表示由於電廠運轉造成附近民眾罹癌的風險應被限制在 2×10^{-6} 每反應器年。

定性安全目的規定如下述：

- 需要提供民眾因核電廠運轉所造成一定程度的輻射防護，使得個人承擔生命與健康的額外風險輕微。
- 由於核電廠運轉所造成的生命和健康之社會風險應等於或小於

由其他發電技術所造成的風險，且不會造成額外的社會風險。

雖然政策聲明和相關的數值目標旨在解決與電力運作有關的風險，但是 QHOs 也同樣適用於用過燃料池評估。

3.1.2 RG1.174 中有關用過燃料池之風險增加

對於除役電廠，其風險主要來自於用過燃料護套鍍合金發生火災的可能性，但此類事故的後果評估模型並不能採用任何爐心熔損事故、或是反應器運轉時產生大量早期放射性物質外釋的事故結果。儘管反應器運轉期間與除役期間之大量早期外釋事件 (large early release event) 同位素組成是不同的，但根據 NUREG-1738 中考慮在廠外不同射源項和疏散假設的影響計算結果顯示：用過核子燃料池火災可能對健康的影響與嚴重反應器事故相當。因為用過燃料池火災情節造成的後果與嚴重反應器事故外釋至環境影響類似，故在 RG1.174 中將大量早期外釋頻率 (Large Early Release Frequency, LERF) 應用到除役電廠用過核子燃料池風險的議題中。

3.2 防禦縱深

R.G. 1.174 陳述關於提出的管制變更應該與縱深防禦原理一致。根據在 1999 年發布的「風險通報管制委員會白皮書」，防禦縱深是 NRC 的安全理念，它採用連續的補償措施以防止核設施發生意外，

減輕事故發生所造成的損害。防禦縱深理念，在於確保安全不會是完全依賴於核設施的設計、施工、維修，或任何一個組件的操作。因此，應用防禦縱深意味著可能在一些冷卻系統會有多個電源、或多個補充水泵，其可由兩個以上電動式、或直接驅動的柴油泵來提供電力。此外，防禦縱深可能意味著，即使嚴重的結果（如燃料破損）發生時，會有進一步的保護，例如運轉的電廠透過圍阻體來防止放射性核種外釋到環境，並且藉由緊急應變措施使民眾劑量可以降低。

防禦縱深理念亦適用於除役電廠用過燃料池的操作，和考慮除役電廠潛在性的管制變更。由於風險的差異，用過燃料池防禦縱深的落實與核反應器是不同的，用過燃料池堅固的結構設計，再加上輔助系統的簡單性，大大有助於補充水喪失或燃料池的冷卻喪失等相關的事故的減輕。另外，因為用過燃料池基本上是不活動的（低溫，低壓），且可透過修正大部分外釋情節的來增加安全餘裕，圍阻結構認為是沒有必要的。同樣地，大多數用過燃料池事故情節緩慢演進，將允許工作人員採取復原行動來對故障的系統做出應變，並提供了充裕的時間來做防護行動。

關於防禦縱深可以歸納得到以下結論：

- 藉由穩固的用過燃料池設計、燃料池支援系統的簡單性可提供防禦縱深事故預防和緩解，且有足夠時間採取修正措施以

應變系統的故障。

- 臨時的廠外緊急應變計畫需有充裕的時間提出防禦縱深等級的準備，用以減輕用過燃料池事故的後果。
- 在嚴重地震事件造成用過燃料池的風險中，將會伴隨大量的廠外設施損毀，落實放射性事故的預先規劃會有邊際效益 (marginal benefit)。因此，在EP條件放寬預期在實質上將不會改變這類嚴重地震事件的結果。
- 當燃料壽命(fuel ages)與應變時間的增加，緊急計畫內容(程序、培訓、演練的專業)與實際運作可以充分地加以協調以增加安全餘裕。

3.3 安全餘裕

RG1.174陳述所提出的變更應維持足夠的安全餘裕。

由於用過燃料池與運轉電廠相較之下有較低的熱移除需求，且異常事件中具有較充裕的時間來回復，故用過燃料池有較高的安全餘裕，在研究報告指出僅需維持原本的冷卻系統與補水系統即可提供足夠事故預防。另外，也可添加可溶解的硼或Boraflex來提供額外的安全餘裕。NUREG-1738研究結論表示，某些除役電廠放寬緊急應變(EP)的條件，可以考慮與業界除役承諾(IDC)s表 1和研究人員除役假設(SDAs)表 2一致性，提供合理保證足夠

的餘裕讓安全目標保持不變。

3.4 落實和監測計畫

R.G. 1.174描述所提出變更的影響，應使用專業的量測方法進行監控。

R.G. 1.174進一步說明須落實監測計畫，以確保提議變更(proposed changes)帶來的影響符合工程評估，並持續滿足SSCs先前已完成評估的可靠性和可用性。落實監測計畫可確保已經得出的結論仍然有效。

應用此準則於用過燃料池風險評估，將有以下四個定性細項監測作為：

(1) 用過燃料池冷卻能力、補充水系統、電力系統相關的效能和可靠性 (2) 高密度含硼燃料架的狀況 (3) 起重機作業、桶槽移動軌跡控制，和 (4) 現場應變處置能力等等。

除役後以下的監測行動仍然應持續，以確保SFP風險仍然很低

- SFP系統的散熱、交流電源和冷卻水(inventory)的性能和可靠性的監測應符合維護規範 (10 CFR50.65) 的規定。
- 設施經營者應確認除役的電廠對於含硼吸收材料監控符合最新監測程序，直到所有的燃料從用過燃料池移除。也就是遵守研究人員除役假設(SDAs) No.7 (見表 2)。
- 重負載的活動(Heavy load activities)和負載路徑應由操作人員依照IDC No.1 (見表 1) 進行監測和控制。

- 設施經營者應維持現場應變能力的水準，以確保能及時通知廠外主管機關可能發生外釋的特徵、防護行動建議方向，並與市民溝通。這些應變能力應透過定期舉行的現場演練和演習來確保事故發生時可確實執行。

3.5 緊急應變的落實

緊急應變(EP)的目的是為了減少劑量以及搶救生命，防範用過核子燃料池事件最重要的是確認事故並通報上級。因此緊急應變須包含以下內容：

- 緊急應變的規劃需降低廠內異常事件造成的廠外的劑量風險。
- 除役初期鋳合金火災事故可能造成的廠外後果與運轉期間相當，需考慮民眾的疏散，以及運轉期間緊急計畫措施的落實。
- 除役後期鋳合金火災事故時序變化將趨於緩慢，可考慮某些條件下進行緊急計畫的豁免，但關於緊急計畫的鬆綁(relaxations)尚需滿足 QHOs。

3.6 保安

永久停機反應器的操作，和移除用過燃料放置於用過燃料池中仍需滿足 10 CFR73.55 之安全需求。此安全需求要求永久停機反應器和

運轉期間之反應器需有相同的安全防護水準。

以往除役執照要求滿足 10 CFR 73.55 中具體豁免規則，其規則的主要目的在於降低破壞性的攻擊和隨之而來的危害造成民眾健康和
安全風險，NUREG 1738 的風險分析與 10 CFR 73.55 降低風險的目標
相一致，不同的是 NUREG 1738 並不認為若早期發生用過燃料裸露
而造成銦合金火災對於民眾的健康及安全危害是很低微的，而 10CFR
73.55 研究風險分析中並沒有評估用過燃料池破壞事件可能造成分裂
產物的外釋與擴散，儘管如此，當所有的燃料已放置在用過燃料池中，
若需變更執照(管制)需求，10CFR73.55 中的管制規則還是具有參考價
值的。

3.7 保險

按照 10 CFR140、10 CFR50，設施經營者須維持第一層與第二層
的雙重民眾責任保險制度。保險範圍涵蓋的時間為：從尚未照射過之
核子燃料被送到廠址後一直到所有的放射性物質被移除出廠址結束
為止這段期間。1999 年 3 月 17 日，美國核管會建議相關決策委員會，
對於永久停機之反應器保險賠償條款應整合風險告知，並結合緊急應
變、安全需求作整體考量。在過去的經驗，管制機關會藉由確定性的
分析，在證實銦合金火災不會再發生的基礎上，進而准許豁免設施經
營者在財務保險上的要求。

但在 SECY-93-127 研究人員需求之備忘錄中(staff requirements memorandum, SRM)提到：如果用過核子燃料已達到最少需求冷卻時間時，核管會之決策委員會容許業者撤除第二層財務保險。因為保險形式上既不會使得風險變小，也不會影響事故發生的後果，但決策委員會建議美國核管會更詳細計算停機後用過燃料池冷卻時間，來確認可以撤除第二層保險的時間點。然而在本研究報告中之熱流分析也指出錯失火一般來說五年後仍無法完全排除，這是因為在嚴重地震或重物墜落後導致池水乾涸後，沒有辦法確定一定會有用空氣來足以冷卻的用過燃料池結構建物，既然”足夠冷卻來排除失火”的規範無法達到以及劑量長期後果仍是有意義的重要(例如銫-137 半衰期 30 年使得長期後果與風險會降的很慢)，因此如果仍然希望能讓保險要求能改變，核管會必須得研究其他替代方案，按核管會已在進行中。

國內於民國 86 年 5 月修正公布核子損害賠償法，係針對原子能和平用途所發生核子損害之賠償，當核子事故發生後，其經營者對於所造成之核子損害，應負賠償責任，並於該法規範賠償責任限額及保證。

4.除役階段用過核子燃料安全貯存管制要項

電廠除役後相關事件所導致之重大廠外影響，有別於電廠運轉期間。一旦燃料全數從反應器退出，電廠設施對民眾之主要風險來源集中在用過核子燃料池，且大部分嚴重事故係與用過燃料池喪失冷卻水有關，因此除役期間用過核子燃料安全貯存管制是相當重要且不容忽視的一環。

透過適當的計畫、程序的制定與實施，可使核電廠的工作人員正確且有效率的管控用過核子燃料池的安全；而核電廠的操作者人員則必須計畫性降低設施與廠址之放射性活度，直到電廠豁免管制階段。相關程序不僅僅有助於除役過程中的排程管控，而且在減少除役的總成本也有所幫助。

4.1 用過燃料池的行政管制和電廠管控

本章節報告參考 IAEA No. 36：「從運轉期間過渡到除役期間核設施的安全考量」；IAEA No.116：「用過燃料貯存設施之設計」；IAEA No.117：「用過燃料貯存設施之操作」，從用過核子燃料池可能發生的意外事件情節切入，藉由國際案例及實務經驗來對用過核子燃料池之管制提出建議，排除意外事件發生的可能性。

且根據原能會於民國 79 年提出「核能電廠用過核子燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，在熱流分析中對於用過核子燃料

池的安全標準的要求如下：

1. 在任何情況下，系統能將熱負載(Heat Load)從安全相關的結構及元件上傳至熱沉(Heat Sink)。
2. 在正常情況下所作之安全分析，不允許餘熱移除系統(RHR System)對用過核子燃料池移熱，只准許單一冷卻系統對用過核子燃料池中最大之正常熱負載(Maximum Normal Heat Load) 執行移熱功能。在此情況下，池水溫度不得超過 60 °C (140 °F)，池水任何部份不允許發生局部沸騰(Local Boiling)之現象，池水水位也必須維持在正常狀態。
3. 在非正常情況下，包括全爐退出事件(Full Core Unload)之安全分析，用過核子燃料池冷卻系統正常運轉下(亦即無需假設單一故障)，池水之溫度限制必須依據餘熱移除系統之情況而定：
 - (1) 若餘熱移除系統及用過核子燃料池冷卻系統同時對用過核子燃料池執行移熱之功能時，則池水之溫度不可超過 66 °C (150 °F)。
 - (2) 若餘熱移除系統不對貯存池執行移熱功能，僅靠用過核子燃料池冷卻系統移熱時，則池水溫度應低於飽和溫度(100°C)。
 - (3) 以上所列兩項非正常情況下，有關冷卻系統能力之條件皆需符合方可被接受。至於池水水位在不正常情況下，應至少高於燃料束頂端上方 3 公尺。

4. 在緊急事故情況下，所有非第一類級(Non Category I)之冷卻系統，包括用過核子燃料池冷卻系統，均假設為不可運轉(Inoperable)。在此情況下必須有替代之運轉方式來執行移熱之要求，且其轉換運作之步驟及所需之時間必須詳述。在緊急事故之情況下，池水沸騰之情況是被允許的，但因沸騰所造成池水的損失率則需在補水系統之容量範圍內，以確保池水水位在任何情況下必須高於燃料頂端之上。

4.2 用過燃料的處理和暫存

1. 燃料處理時程

對多數主要核電廠除役活動而言，用過燃料的移除是個重要的步驟。

這意味多數除役活動在用過核子燃料還沒移除前是不能進行的。因此，

由於用過核子燃料從反應器移出必然先於其他除役活動的進行，用過

核子燃料的處理和貯存必定要最優先進行。由圖 10 可知電廠停機後

放射性風險危害小於運轉期間，且在初始的 5 年內降低的很快，主要

原因係用過核子燃料隨時間的增加衰變熱也會降低的緣故。

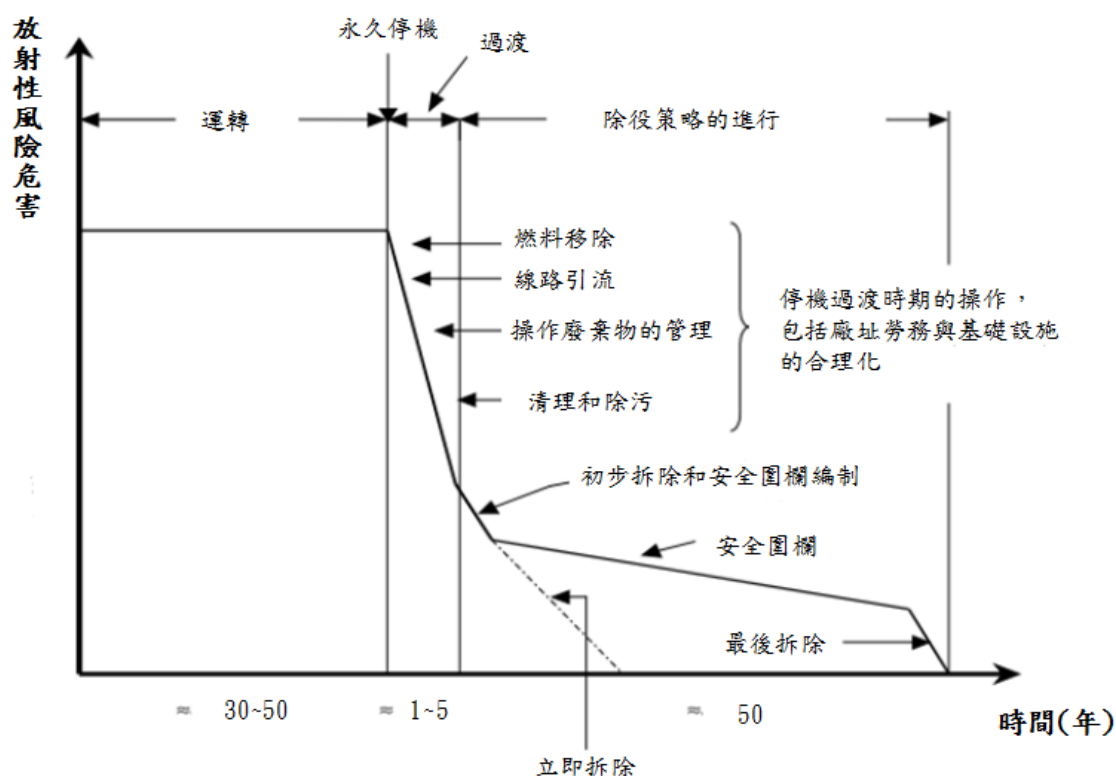


圖 10 停機階段放射性風險危害隨時間遞減

2. 用過燃料池中的燃料處理

對於核電廠運轉期間而言，所有反應器中燃料移至用過燃料池並非例行性的操作程序，因此在停機過度階段執行此操作前用過燃料池之貯存能力、冷卻能力、結構負載、用過燃料格架的容積需要審慎評估，以下針對這些項目進行討論：

(1) 次臨界

- a. 只在用過核子燃料池中添加可溶性中子吸收劑效用是不大的，除了添加可溶性中子吸收劑外還必須要定期的檢視，並且經過主管機關的認可。
- b. 對於溼式貯存設施之設計，在異常操作情況下池水的沸騰是可被允許的，詳細的允許條件應由池水中緩和劑密度與異常操作的狀態來決定。

(2) 結構和佈局

- a. 用過核子燃料池結構上和其組件必須要能承受一般例行性燃料處理作業和意外事件(特別是碰撞、墜落)而不會有滲水的情形。此外也須具有滲漏偵測的設備能在意外發生時做適當的補救。
- b. 用過核子燃料池水位的深度需要被評估以確保冷卻與屏蔽是足夠的。
- c. 設計時須排除管件或其他設備的安裝可能會有虹吸現象而使池

水位降低的情況。

- d. 補水設備的補水率需大於池水耗散速度。
- e. 池水應和洩水道(sluceways)相連，洩水道具有防止水外流、偵測並收集滲漏的功能。水閘的設計應能承受預期的水壓。
- f. 設施設計上應該要提供防止貯存池滿溢防護措施。

(3) 輻射防護

- a. 民眾與工作人員的輻射防護取決於水池所提供屏蔽輻射，因此應維持水位一定的高度以提供所需的屏蔽。對於用過核子燃料溼式貯存設施的設計應考慮池水容積是否足夠，也要考慮注水系統是否便於使用。
- b. 溼式貯存設施的設計應提可能釋放到水中放射性物質的管控。
- c. 溼式貯存設施的設計應考量對於池水的淨化能力。需有控制或去除可溶性及懸浮的放射性物質的設備以確保池水表面的放射性活度在法規限值以內。應提供用於週期性的從這些表面上除去放射性沉積物和淤泥設備，以及清洗用過核子燃料池內襯的相關規定。

(4) 熱移除

- a. 用過核子燃料設施的熱移除系統應確保其設計能安全運轉。首要關注的議題是應確保機件設備不會超過其運作的溫度現職而損壞。因此，溼式貯存設施的熱移除系統應確保在正常運轉和預期的操作發生

時，池水溫度仍在安全範圍內。據此，用過核子燃料池的設計應確保

(5) 材料

材料包含

- 用過燃料圍阻的材料
- 貯存格架或容器的材料
- 冷卻水盛裝容器之材料
- 處理系統之材料

應該要可與池水相容，且應該要有效的防止過度的剝蝕或腐蝕的情況發生。貯存格架或容器不應污染池水。暴露的設備或與池水接觸的污染清除難易程度是與表面狀況和組件製造材料的特性有關。當詳述設備的材料時，設計者應考量除污的需求。

(6) 處理

- a. 處理系統和設備的設計應注意潤滑劑或其他流體物質的洩漏而降低池水的澄清度。要不在設計上要防止其他流體物質的洩漏，要不這些物質應可與燃料、設備和貯存結構相容(例如:水的選用)。
- b. 準備在水下使用中空的機具時，其使其充滿水並完全沒入水中(以維持水的屏蔽)，且在離開水面時應確保機具有正常排水。應有連結扣等設計防止燃料或其他組件於操作過程中的不當升高。

(7) 用過核子燃料格架

- a. 須對用過燃料格架進行例行性的檢查以確保其腐蝕、平板曲率(plate buckling)、硼膨脹(boron expansion)所造成的燃料組件和格架間的環形公差(annular tolerances)在可接受的範圍內。
- b. 另外經驗上，污垢和腐蝕產物可能會沿著格架和池壁間累積，而降低冷卻水的循環能力，故亦須對其做例行性檢查。

3. 用過核子燃料池島區的安全設計概念

為使除役活動便於進行，會在原用過核子燃料池附近新增一個用過燃料池的子系統，稱為用過燃料池島區。用過燃料池島區在功能上有排水、過濾、淨化、分離、泵、熱交換等功能，操作上等同於原系統。

由於此階段用過核子燃料以冷卻一段時間，故用過燃料池島區熱負載上比原系統要小許多。用過燃料池島區設計須和用過燃料池有相同等級的設計基準，亦須結合縱深防禦的設計原則，以及設備組件的多樣系與獨立性，在操作前也需送交主管機關審查和持有運轉執照。綜上所述，以下將對用過核子燃料池提出設計規範建議：

(1) 熱移除能力規範

- a. 用過核子燃料池獨立島區之冷卻系統需具多樣性，並且各冷卻系統之間彼此互相獨立，並且與用過核子燃料池有相同的耐震等級。
- b. 對於熱移除能力須考慮全爐卸載的條件下仍有充足餘裕。
- c. 對於各冷卻設備組件需進行例行性的運轉測試以卻保功能正

常。

(2) 補水系統之規範

- a. 補水系統區亦須滿足系統設計的多樣性要求，例如：需依照情節區分為正常補水系統、異常時候之補水系統，以及備用水源等等，並且其系統和管線亦須符合相關的耐震等級。
- b. 對於用過核子燃料池的水位必須設有監控系統，並確認在正常情況、異常情況水位所需滿足的標準，以確保輻射劑量低於法規限值。
- c. 用過核子燃料池也須設有滲漏或是池水滿溢的監控設備。
- d. 對於各補水設備組件需進行例行性的運轉測試以確保功能正常，並且也設有移動式補水系統可以人為操作之。

(3) 電源系統之規劃

- a. 電源系統必須滿足系統設計的多樣性要求，例如區分為：正常電源、緊急備用電源，以及可以人為操作的移動式電源，其除須滿足耐震等級的需求外，也須注意其在廠內與場外所在位置以確保不會被洪水及海嘯損毀。
- b. 電源系統需進行例行性操作以確保其功能正常，一定式電源也需確認其移動路線的合理性，並且考慮地震使路面損毀的情節。

5. 結論與建議

5.1 結論

本報告針對電廠除役作業期間，用過核子燃料池之事故進行風險研究。研究之目的在於透過風險管理技術，支援審查作業乃至於相關管制作業制定。

根據 NUREG-1738 研究結果指出，以健康效應來說，用過核子燃料池引發之意外其風險較低。NUREG-1738 並採用保守的條件進行熱流係數建立與分析，對於除役階段停機 60 天後發生意外後，超過 100 小時燃料棒才會裸露，具有足夠的時間來採取行動回復，避免事件演化造成嚴重事故後果，因此可能引發嚴重後果的鋁合金失火意外之發生機率低微。

於地震引發的後果風險評估中，LLNL 國家實驗室和電力研究院 (EPRI) 兩專責機構曾進行地震危險的評估，其結果顯示在電廠除役作業期間，在確實遵守工業承諾(IDCs)和研究人員除役假設(SDAs)下，此兩研究單位評估地震所引發用過核子燃料池事故對廠外民眾健康效應之風險低微，並且與美國委員會之安全目標相符。

此外，研究發現，地震強度和護箱掉落用過核子燃料池的事件有關，透過 NUREG-1738 研究以及對於緊急計劃 (EP) 之評估，根據 RG 1.174 進行評估發現，停機數個月後發生此意外所導致之風險差異

已不明顯。這是由於停機電廠之風險本身已非常微小，且運轉電廠之應急計劃（EP）已針對嚴重地震事件保留了一定程度之評估餘裕，因此所有的意外事件(包含護箱掉落)所導致之風險均極低微，相較於運轉中電廠風險(每年 1×10^{-5})，除役電廠之風險(每年 2×10^{-7})將小約兩個數量級。

5.2 建議

- (1) 本研究中的風險靈敏度分析係依據美國核管會 RG 1.174 所建議，其主要內容為探討「執照基準變更之風險告知決策方法」。其分析結果與結論適用於除役電廠設施，包括主要風險來源是用過核子燃料池，從美國研究中顯示評估用過核子燃料池事故對廠外民眾健康效應之風險低微，然亦建議國內持續針對除役階段用過核子燃料池之事件及安全管制技術進行研究。
- (2) 除役期間用過核子燃料池意外事件之風險較低，由 NUREG-1738 採用保守的條件進行用過核子燃料池熱流分析，結果顯示若除役階段停機 60 天後發生意外，約超過 100 小時候燃料棒才會裸露，具有足夠的時間來採取行動回復，避免事件演化成事故與廠外後果。故未來除役階段，在停機階段的初期落實用過核子燃料池管制作為，對於事故的防範具有關鍵性。
- (3) 由美國研究結果顯示，雖停機階段的初期發生用過核子燃料池

鋁合金火災事故之機率極低，然考量萬一事故發生後可能造成的廠外後果影響與運轉期間相當，仍需考慮民眾的疏散，故在停機階段的初期，保持與落實運轉期間的緊急應變計畫與防護措施，是有其必要性。並須藉由量化分析證實除役期間用過核子燃料池可能發生的事件，其對廠外緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量符合法規之規範，方可准許進行緊急應變計畫區之變更及豁免相關防護整備行動規劃。

參考文獻

- 原能會「核能電廠用過核子燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，中華民國 79 年
- NRC, 2001, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants, NUREG-1738
- IAEA, 2004, Safety Considerations In The Transition From Operation To Decommissioning Of Nuclear Facilities, No36
- EPRI, 2013, Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near Term Task Force Recommendation 2.1 Seismic
- IAEA, 2001, Insights From a Comprehensive Evaluation of Risk at Spent Fuel Pools at Decommissioning Nuclear Power Plants in the U.S
- IAEA, 2008, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, WS-G-5.2
- IAEA, 2013, Safety Assessment for Decommissioning, No. 77
- IAEA, 2014, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, No. GSR Part 6
- NRC, 1987, Severe Accidents in Spent Fuel Pools in Support of Generic Issue 82, NUREG_CR-4982
- NRC, 1990, Severe Accident Risks An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NUREG1150
- NRC, 1993, Evaluation of Severe Accident Risks Surry Unit 1, NUREG_CR-4551, Vol .3
- NRC, 1995, Accident Source Terms for Light Water Nuclear Reactor Power Plants, NUREG-1465
- NRC, 1997, A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants,

NUREGCR-6451

- NRC, 2014, Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor, NUREG 2161
- ONR, 2013, Safety Aspects Specific to Storage of Spent Nuclear Fuel, Rev.1, HSWA74, NS-TAST-GD-081
- NRC, 2002, Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities, 8. NUREG-0586
- U.S. Code of Federal Regulations, "Requirements for Physical Protection of Licensed Activities in Nuclear Power Reactors Against Radiological Sabotage," Section 55, Part 73, Title 10, "Energy."
- U.S. Code of Federal Regulations, "Financial Protection Requirements and Indemnity Agreements," Part 140, Title 10, "Energy."
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Financial Protection Required of Licensees of Large
- Nuclear Power Plants During Decommissioning," SECY-93-127, July 13, 1993.