

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估

核能安全委員會核安管制組

中華民國 114 年 11 月

摘 要

台電公司因應核一廠除役計畫重要管制事項(CS-DP-31: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)要求，已針對核一廠除役過渡階段前期之廠內事件進行風險評估，並於 110 年 11 月 30 日提交本會「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估」報告。核能安全委員會邀請專家組成專案審查小組，針對該報告之內容進行檢視與嚴格執行安全審核。

經本會專案審查小組進行審查後確認：(1)本案風險評估模式及其重要技術要項，符合現行核一廠除役過渡階段前期現況；(2)當爐心與用過燃料池連通時(基礎案例)，用過核子燃料未被冷卻水覆蓋發生頻率(Fuel Uncovery Frequency, FUF)較運轉機組停機大修期間之風險低，符合除役階段的風險管理原則；(3)核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估之結果，依據肇始事件分類，佔 FUF 最高者為燃料護箱墜落，接續為發生爐水逸移至抑壓槽事件、發生因電廠因素導致喪失外電肇始事件、發生中大破口肇始事件、發生開關場故障導致喪失外電肇始事件，主要的風險來自於燃料護箱墜落與破口類肇始事件；(4)爐心與用過燃料池隔離(比較案例)與基礎案例兩者風險差異都在不準度範圍內。

總結台電公司所提「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估」報告，已就核一廠反應爐與用過燃料池在除役過渡階段前期廠內事件風險評估模式建立、肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹分析等之假設，說明及評估並符合現行核一廠現況，可以接受；台電公司應依此評估結果，再檢視核一廠除役過渡階段前期應加強的風險防範措施。

目 錄

第一章 前言.....	1
第二章核一廠除役過渡階段前期系統運轉.....	3
第三章 核一廠除役過渡階段前期模式建立.....	6
第四章 比較案例分析.....	14
第五章 審查總結.....	16
參考文獻.....	17

第一章 前言

一、本案緣起

核一廠 1 號機及 2 號機分別於 107 年 12 月 5 日及 108 年 7 月 15 日運轉執照到期並永久停止運轉進入除役期間，核能安全委員會(以下簡稱本會)於 108 年 7 月 16 日正式核發核一廠除役許可，惟兩部機組爐心內尚有燃料，處於除役過渡階段前期。為掌控核一廠除役過渡階段意外事故風險，本會要求台電公司對除役期間核子燃料仍在反應爐及用過燃料池情境之風險進行評估，並以除役計畫重要管制事項(CS-DP-31: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)列管追蹤。

核一廠除役期間核子燃料仍在反應爐及用過燃料池情境的量化風險評估，包含除役過渡階段前期之廠內、廠外事件風險評估及除役過渡階段後期廠內、廠外事件之用過燃料池風險評估。本次係台電公司先針對除役過渡階段前期廠內風險評估提送報告，內容以 108 年 12 月底前核一廠機組組態作為評估基礎：反應爐壓力槽 (Reactor Pressure Vessel, RPV) 頂蓋打開、RPV 內仍有最後一批爐心用過燃料、起動餘熱移除系統(Residual Heat Removal System, RHR)之停機冷卻模式移除爐心衰變熱、一次圍阻體與二次圍阻體皆維持完整，以及備用氣體處理系統(Standby Gas Treatment System, SBTGS)維持可用。本次評估報告包含基礎案例評估(反應爐壓力槽與用過燃料池連通)及比較案例評估(反應爐壓力槽與用過燃料池隔開)；而廠外事件安全度評估則另案規劃執行，未納入本次評估內容。

鑒於核一廠除役過渡階段前期機組狀態類似於長期的大修停機組態，台電公司以大修停機模式組態(POS6：爐穴滿水位)為基準，並依據安全度評估的技術要項，包含電廠運轉組態、肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹分析、數據分析、人為可靠度分析與量化分析等探討及

修正原核一廠大修停機模式，並評估除役過渡階段前期用過核子燃料未被冷卻水覆蓋的發生頻率(Fuel Uncovery Frequency, FUF)及大量輻射外釋頻率(Large Release Frequency, LRF)。另本會要求台電公司參考 NUREG-1738[1] 評估方法，採用用過燃料池績效指標(Pool Performance Guideline, PPG)，建立用過燃料池燃料之風險評估模式，並量化除役期間用過核子燃料受損之發生頻率，以確認符合 NUREG-1738 所定義每年 $1E-5$ 之 PPG 可接受標準。

二、審查過程

台電公司於 110 年 11 月 30 日提交本會「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估」報告 R1 版。經本會完成程序審查，即邀請國內相關領域專家組成專案審查小組，進行專業實質審查，經召開 3 次審查會議，10 次書面審查後，確認已無後續審查意見，本會提出台電公司「核一廠廠內事件風險評估」報告之安全審查報告。本安全審查報告分為五章：第一章前言，第二章簡述核一廠除役過渡階段前期機組系統運轉情況，第三章重點說明核一廠除役過渡階段前期風險評估模式建立原則，第四章則摘要風險評估基礎案例與比較案例之分析結果，第五章為報告審查結論。

第二章核一廠除役過渡階段前期系統運轉

一、概述

核一廠除役過渡階段前期定義為：機組運轉執照屆期日次日起，至 RPV 燃料全數移至用過燃料池為止的機組組態。該組態為反應器停機、爐蓋開啟、爐穴滿水位、用過燃料池閘門移除、一般功率轉換系統已停用，例如：冷凝水與飼水系統、主汽機與發電機等，除此之外，高壓注水、爐心隔離冷卻等需要蒸汽運轉的系統也停用。

除役過渡階段前期，係比照大修組態修訂技術規範，稱之為除役過渡階段前期技術規範。在此機組組態下，須運轉一串 RHR 系統移除爐心用過核子燃料衰變熱。另因用過燃料池閘門移除，爐心與用過燃料池連通，平時須以用過燃料池冷卻淨化系統(Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System, SFPCCS)，或以新增用過燃料池冷卻系統(Spent Fuel Pool Addition Cooling System, SFPACS)冷卻其內用過核子燃料。在除役過渡階段前期，各系統亦須依除役過渡階段前期技術規範之偵測試驗週期要求，進行定期測試及預防保養，並於每 18 個月進行一次類似填換燃料大修維護測試週期作業。當爐心所有用過核子燃料挪移至用過燃料池後，除役過渡階段前期終止，進入除役過渡階段後期。

鑒於核一廠除役過渡階段前期正常運作情境，類似大修停機燃料換填的電廠組態，故本報告參考「核能一廠大修活態安全度評估報告」建構本案機組組態，並依據不同肇始事件來發展事故情節，當水位仍高於用過燃料池閘門底部時，爐心與用過燃料池兩邊水位相同；若發生事故而使水位低於用過燃料池閘門底部，則兩邊池水分開考量。本章節主要敘述現階段的系統運轉組態，以便正確的評估反應爐爐心與用過燃料池燃料裸露的風險。

鑒於核一廠除役過渡階段前期，不會有爐心佈局的改變、用過燃料池貯存格架可維持用過燃料中子增殖因數小於 0.95、反應爐已開蓋與用

過燃料池皆連通二次圍阻體，因此，評估項目排除反應度與壓力後，在除役過渡階段前期，僅需考量衰變熱、反應爐與用過燃料池溫度、反應爐與用過燃料池水位、系統不可用狀況及維修排程。

二、審查情形

評估報告第 2 章主要是描述核一廠除役過渡階段前期機組狀態、系統運作情形、評估範圍與基礎依據，以及核一廠除役過渡階段前期須納入的評估項目。針對本章內容，審查小組審查意見擇要彙整如下：

本會審查小組提出審查意見：(1)用過燃料池績效指標包括燃料棒/重物（燃料護箱）掉落之風險，且本案評估標的為除役過渡階段前期，包含用過核子燃料挪移情境，因此評估內容應包含重物掉落之風險；(2)請補充說明除役過渡階段前期與一般大修期間不同之處，是否有新的肇始事件。

台電公司各項答覆說明簡述如下：(1)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作業，與電廠大修時更換燃料作業相同，故皆可由核一廠終期安全分析報告之燃料墜落意外分析涵蓋。至於除役期間重物墜落撞擊用過燃料池風險評估，本案已新增一肇始事件樹，並採用 NUREG-1738 護箱墜落肇始事件發生頻率，納入評估模式中；(2)除役過渡階段前期主要依照技術規範執行相關的偵測試驗及預防保養，並已審慎檢視除役過渡階段潛在新增風險及重新發行程序書，防止新的肇始事件發生。另除役過渡階段設備之預防保養、偵測試驗與矯正維護、洩水作業等屬電廠 18 個月維護測試作業計畫，已另案陳報。該作業期間風險評估模式，將依本案核備之評估報告（含模式）進行相關更新。

三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司評估報告第 2 章所述核一廠除役過渡階段前期機組狀態、系統運作情形、評估範圍與基礎依據，

以及須納入的評估項目，經審查確認可以接受。

第三章 核一廠除役過渡階段前期模式建立

一、概述

本章說明核一廠反應爐與用過燃料池在除役過渡階段前期風險評估模式的技術要項內容，包含電廠運轉組態、肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹分析、數據分析、人為可靠度與量化等。

核一廠反應爐與用過燃料池在除役過渡階段前期，係依據核一廠大修停機電廠組態 6 (POS 6)：爐穴滿水位狀態建立模型，並參考 NUREG/CR-6143[2]一般 BWR 大修停機肇始事件以及 NUREG-1738[1]作法，探討及分析本案肇始事件，包含：暫態類事件、爐水流失(Loss of Coolant Accident, LOCA)事件及燃料護箱墜落事件等。另有關廠內火災、地震、飛機撞擊及龍捲風飛射物等事件，後續將於廠外事件安全度評估時進行分析，故未納入本報告評估範圍。

針對暫態類事件，考慮除役過渡階段前期反應器已開蓋，以及此階段水位控制系統及餘熱移除系統之狀態與邏輯，因此可篩濾喪失直流電 125V 2 號匯流排、喪失儀用空氣及特殊類暫態等肇始事件，例如：不當過壓及低壓注水誤起動等暫態事件。本案經評估後，暫態類事件保留 10 個大修停機期間可能之肇始事件，包含：喪失外電類肇始事件、喪失餘熱移除系統、喪失新增燃料池冷卻系統、喪失 4.16 kV 3、4 號匯流排、喪失所有廠用海水、喪失聯合廠房冷卻水系統等。

針對 LOCA 事件，鑒於圍阻體內外穿越器及管路上閘體同時失效之發生率極低，以及核一廠除役過渡階段前期留用系統規劃，本案經評估後，可篩濾爐水逸移至冷凝器、爐水經飼水管線逸移、人為不當動作引起爐水溢流等事件。基於肇始事件篩濾結果、機組系統運作邏輯及其回復之救援效益，本案僅量化單一機組風險。

在除役過渡階段前期的電廠組態下，主要關注的安全功能仍在控制反應爐與用過燃料池水位及長期熱移除兩方面。在水位控制方面之成功

準則，只要爐心潛降區水位高於 L-3 且 RHR 正常運轉，即能保證有效熱移除的進行。當 RHR 餘熱移除失效或被隔離的情況下，則只要水位可以維持在燃料頂端(TAF)以上，加上適當的熱移除方式應可使爐心燃料區域獲得適當的冷卻。在長期熱移除方面，其成功準則評估僅需要一串 RHR 或 SFPACS 就能移除所有衰變熱。

本評估係以大修停機事件樹為基礎，採用小事件樹大故障樹方法，並考量除役過渡階段前期機組狀態不同於大修停機之處，參酌電廠人員工程判斷及電廠的程序書，修訂事件樹部分假設，包含：將硬體失效後之修復納入考量、以停機後 942 天衰變熱為熱流分析的基礎、依據除役過渡階段前期的電廠組態分析其肇始事件數據、一次圍阻體無隔離、反應爐以一串餘熱移除系統冷卻，用過燃料池則以一串新增用過燃料池冷卻系統冷卻、核子燃料未被冷卻水覆蓋事故序列發生頻率篩濾值設定為每年 $1E-14$ 、爐心噴灑系統不考慮抑壓槽須成功冷卻、圍阻體無須長期熱移除、非 LOCA 暫態事件不需要緊急爐心冷卻系統 (Emergency Core Cooling Systems, ECCS) 運轉模式中的泵室冷卻、不考慮反應爐頂閥、RHR 釋壓閥洩壓容量及蒸汽對儀器設備造成的損傷效應，並將電力恢復時間進行數據分佈後，以肇始事件在沸騰或是水位降至 TAF 前回復的機率為標題納入模式，以及爐水沸騰時間加上爐水水位降至用過燃料池溢流孔時間、爐水水位降至燃料池閘門底端或爐水水位降至燃料頂端等時間，作為系統恢復可用之時間並估算復原失效的機率。

本案暫態通用事件樹之肇始事件後的各標題主要著重於功能，依序為熱移除、肇始事件回復、ECCS 補水及沸騰移熱。其中標題熱移除，須考慮失效狀況為 RHR 停機冷卻模式以及新增燃料池冷卻系統未能成功運轉；標題肇始事件回復時間，可採用爐水或用過燃料池池水被衰變熱加熱至沸騰的時間，或加上水位下降至用過燃料池池水溢流口之時間；標題 ECCS 補水，則考慮的失效狀況為 ECCS 未能自動或手動補

水入爐穴與用過燃料池；標題沸騰移熱，當熱移除功能喪失且 ECCS 補水不可用時，須考慮當池水沸騰並蒸發，需灌注最少的水量維持蒸發的速度，以維持爐穴與用過燃料池之水量。

喪失外電通用事件樹，本案適用於因電廠因素、開關場故障(含至 4.16kV 匯流排前之變壓器)、電網故障、氣候因素造成之喪失外電事件。此類事件後的標題依序為：緊急柴油機 A/B 台起動運轉、緊急柴油機 A/B 台與廠外電源在池水沸騰前恢復、熱移除(RHR 與 SFPACS)、ECCS 補水、沸騰移熱。

LOCA 通用事件樹，適用於大、中破口的 LOCA 事件；對於小破口 LOCA，水位下降速度緩慢，可先採用水位控制，當水位控制失效時再進行 ECCS 補水。LOCA 肇始事件後的各標題依序為肇始事件隔離、ECCS 注水。其中標題肇始事件隔離，主要考慮破口位置、大小、該位置是否可隔離，及在水位下降至燃料頂端之前是否可執行隔離；標題 ECCS 補水，則考慮當水位下降至燃料頂端之前，爐心與用過燃料池燃料必須被水覆蓋，若 LOCA 無法隔離或是隔離失敗，則需手動或自動起動 ECCS 補水以維持水位，此外，當反應爐大、中破口的事件發生後，尚須增加標題用過燃料池水位控制，因為爐心與用過燃料池連通，導致用過燃料池水位會下降至用過燃料池閘門底端，當水位會降低至無法覆蓋用過核子燃料，需要補水至用過燃料池。

故障樹部分亦因機組組態，系統停用、系統喪失或新增功能等因素，刪除有關高壓注水系統及氣渦輪發電機之故障樹，並增建流程輻射偵測系統故障樹。另依除役過渡階段前期電廠組態重要系統之設計變更或支援系統變更，更新修正 RHR、爐心噴灑系統、一次圍阻體隔離系統、冷凝水傳送系統、備用圍阻體噴灑系統、新增燃料池冷卻系統及儀用空氣冷卻系統等系統有關故障樹。

為提供本案系統故障樹及事故序列定量分析所需之基本數據，須蒐集包含國外的一般數據及各核電廠廠內之個廠數據，再採用貝氏程序

(Bayes Process)來修正業界之一般數據。其中元件失效率、元件之共因失效率、系統不可用度之個廠數據，仍沿用「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用」報告數值。特殊事件失效率，因考量的特殊事件失效率為肇始事件回復機率，暫時假設系統恢復(不分系統)可用的一般平均維修時間為 10 小時，並由此數據推估系統無法恢復可用的機率。肇始事件頻率則考量長期停機的電廠組態，適合採年發生頻率(/yr)來分析彙整肇始事件數據，若沿用原大修停機數據之肇始事件一般數據，需換算成年肇始事件頻率；或是採用元件失效類一般數據進行肇始事件故障樹評估來計算 FMEA 類肇始事件頻率。

肇始事件前人為誤失事件依據「核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用」報告的方法，更新肇始事件前人為誤失的相關基本事件機率。肇始事件後人為誤失事件，則參考「安全度評估同行審查建議及異常事件損害成本評估研究」報告有關大修停機之數據，及 NUREG/CR-1278[3]第 10 章進行各事件相依性評估。

經各技術要項分析後，以 WinNuPRA 程式進行核一廠除役過渡階段前期的評估，並將此電廠組態視為基礎案例。基礎案例量化 FUF 為 $3.77E-7/\text{yr}$ ，低於運轉機組停機大修期間之風險，符合除役階段的風險管理原則。依據肇始事件分類，佔 FUF 最高者為燃料護箱墜落，接續為發生爐水逸移至抑壓槽事件、發生因電廠因素導致喪失外電肇始事件、發生中大破口肇始事件、發生開關場故障導致喪失外電肇始事件，可做為加強核一廠除役過渡階段前期風險管理與防範之參考方向。

二、審查情形

評估報告第 3 章主要是描述辦理本案評估模型及其重要技術要項。針對本章內容，審查小組審查意見擇要彙整如下：

有關核一廠除役過渡階段前期風險評估之成功準則，本會審查小組針對系統成功準則之假定與用於計算衰變熱所假設之永久停機天數不

一致，提出審查意見。

台電公司各項答覆說明如下：已修正改以停機後 942 天之組態作為衰變熱計算及成功準則之假設，並更新報告。經審查後可以接受。

有關核一廠除役過渡階段前期風險評估之事故序列、事件樹及故障樹分析技術要項，本會審查小組提出審查意見：(1)事件樹分析有關電力回復時間之計算為假設「沸騰」或「水位降至 TAF」所須時間，請說明採用兩種假設之理由；(2)針對各事件樹圖，請依審查意見修訂各標題內容，包含功能方程式設定、救援成功準則（含各種時程）等資訊；(3)請重新分析喪失外電事件樹，納入考量緊急柴油發電機(EDG-1A/B)立即自動起動運轉成功與失敗之情境；(4)針對一般暫態事件樹，建議納入考量備用串 RHR 停機冷卻模式之成功與失敗情境。對於及時肇始事件回復之標題，回復成功不須納入用過燃料池冷卻之延伸事件樹，回復失敗則進入及時 ECCS 補水標題；(5)請說明小破口及一般暫態不考慮衍伸事件樹之理由；(6)餘熱移除系統破管為 LOCA 小破口時，當 RHR 隔離標題失敗之事件樹，請說明是否應納入 ECCS 功能標題之效益；(7)針對喪失新增燃料池冷卻系統事件樹之 ECCS 功能及蒸氣冷卻標題，建議分別考量以任一備用串 RHR 用過燃料池冷卻模式，以及任一串冷凝水傳送系統或除礦水系統注水冷卻用過燃料池；(8) 請說明用過燃料池 T3 類肇始事件，在標題熱移除 RHR 失效後，未將補水/注水救援功能納入考慮之原因。

台電公司各項答覆說明如下：(1)基礎案例與比較案例所考量的電廠組態不同，因此兩者採用不同的假設。其中基礎案例因需要計算水位降至溢流孔時間與水位降至燃料池閘門底端時間；在比較案例中，爐穴側水位須計算降至 TAF 時間，用過燃料池側則需要計算降至用過燃料池溢流孔時間與水位降至燃料池閘門底端時間(保守視為 TAF)；(2)已依審查意見增修訂相關附件內容；(3)已依審查意見修訂事件樹，對於及時電力回復成功之標題，當回復成功視為一般暫態，且電力已回復，須作刪

項處理；(4)針對餘熱移除標題，不論是喪失 RHR 或是 SFPACS 運轉串之熱移除能力，在水位降至 SFPACS 取水口前，都可以將 SFPACS 起動運轉（喪失新增燃料池冷卻系統肇始事件除外），因此該事件樹僅考慮 SFPACS 而未考慮 RHR。當 SFPACS 熱移除運轉失敗，且肇始事件在水位降至 SFPACS 取水口前回復失敗後，才考慮 ECCS 補水；(5)當小破口發生，水位下降至法蘭高度約 59 小時，到 TAF 則約 81 小時，相對於大破口與中破口事件，運轉員有足夠的時間反應，導致衍伸類事件（用過燃料池水位過低）的機率很低而可以忽略不計。另一般暫態類由評估結果可知，事件演進的時間更長，因此亦可忽略不計；(6)餘熱移除系統破管 LOCA(小破口)與餘熱移除系統破管 LOCA(大破口與中破口)肇始事件為 RHR 熱交換器內管路破裂(小破與大破)，在 RHR 隔離成功之情節下才考慮 ECCS 補水，因此當 RHR 隔離標題失敗，圍阻體界面破口流失，因此不再考慮 ECCS 補水；(7)喪失新增燃料池冷卻系統事件樹熱移除標題僅考慮 RHR 冷卻，並未考慮 SFPACS 之冷卻；(8)因用過燃料池補水採用非安全系統冷凝水傳送系統與除礦水系統，又在事故序列中考量在池水沸騰前外電尚未恢復，因此廠外補水救援功能未納入。已依審查意見更新於新版報告中。

針對核一廠除役過渡階段前期風險評估之數據分析、人為可靠度與量化技術要項，本會審查小組提出審查意見：(1)請說明不同類型的喪失外電肇始事件之下，爐水沸騰之前外電未回復的機率為何有很大差異；(2)請澄清說明肇始事件標題人為誤失事件(標題人因)之計算方法依據，以及事故序列人因(人因相依性)之計算方法；(3)熱交換器洩漏的失效數據分為小破口與中、大破口兩類，但其原始參數均相同(破損次數與運轉時數)，請確認其正確性，是否是指同一洩漏事件，以避免影響其他肇始事件之計算結果；(4)特殊事件失效機率分析亦為數據分析之重要項目之一，並應以列表方式詳加說明；(5)基本事件之數據(失效機率)低於某一數值，宜採用低限值；請依不同基本事件型態及最小失效組合設定適切

之截斷值(cutoff value)。

台電公司各項答覆說明如下：(1)喪失外電分為四類，其中電網故障造成之喪失外電事件類回復須 16.6 小時，而因電廠因素造成之喪失外電事件類則有一例接近 4 個月，也有接近 1 個月的維修，因此數據端差異非常大；(2)肇始事件前人因多採原安全度評估版本之核一廠大修停機模式。肇始事件人為誤失依據「核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用」報告之方法，更新肇始事件前人為誤失的相關基本事件機率。而肇始事件後之人為誤失，則參考「安全度評估同行審查建議及異常事件損害成本評估研究」報告之數據。在標題人因上，因為 LOCA(大破口與中破口)類在核一廠大修停機電廠組態 6 與除役過渡階段前期之分析邊界差異不大，對水位降低的時間影響有限，因此沿用「安全度評估同行審查建議及異常事件損害成本評估研究」報告之數據。另有些系統在除役期間操作程序書內容與功率運轉時一樣，現場執行時間不變，因此人為可靠度分析結果與功率運轉相同；(3)兩者原始數據的確相同，但在參數設定上卻不同，且備註欄位中有說明熱交換器內部大洩漏是 $>50\text{gpm}$ ，而小破口約為 $1\sim 50\text{gpm}$ ，小於 1gpm 的則可忽略不計；(4)已依審查意見新增「肇始事件回復或隔離失效之特殊事件」、「標題回復失效之特殊事件」、「外電回復失效之特殊事件」及「緊急柴油機回復失效之特殊事件」及「特殊事件失效機率總結」等章節；(5)目前人為可靠度已採取相依性結果，肇始事件回復則未使用低限值。

針對核一廠除役過渡階段前期風險評估之 LERF 技術要項，本會審查小組提出審查意見：LERF 為安全度評估標準所要求之技術要項，請說明直接將 FUF 視為大量輻射外釋頻率(Large Release Frequency, LRF)之適切性，並應參考美國核管會發佈相關技術報告，執行用過燃料池 1 階及 2 階安全度評估。

台電公司答覆說明如下：鑒於核一廠已進入除役過渡階段前期一段時間，廠內事件 FUF 為 $3.77\text{E-}7/\text{yr}$ ，若發生事故造成輻射外釋，若不考

量二次圍阻體之效益下，以大、中 LOCA 類肇始事件 FUF 之數值做為 LERF 即 $1.16E-7/\text{yr}$ 。另有關美國核管會用過燃料池 1 階及 2 階安全度評估，已依審查意見納入核一廠除役計畫重要管制事項編號 CS-DP-31 持續追蹤事項。

三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司評估報告第 3 章所述(1)核一廠反應爐與用過燃料池除役過渡階段前期廠內事件之風險評估模式及其重要技術要項，包含肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹分析等之假設，已依審查意見更新，符合現行核一廠除役過渡階段前期現況，經審查確認可以接受；(2)當爐心與用過燃料池連通(基礎案例)FUF 為 $3.77E-7/\text{yr}$ ，低於運轉機組停機大修期間之風險，符合除役階段的風險管理原則，經審查確認可以接受；(3)核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估之結果，依據肇始事件分類，估 FUF 最高者為燃料護箱墜落，接續為爐水逸移至抑壓槽事件、因電廠因素導致喪失外電肇始事件、發生中大破口肇始事件、開關場故障導致喪失外電肇始事件，經審查確認可以接受，並建議落實有關之風險管理與防範措施；(4)為管控核一廠除役除役過渡階段之事故風險，在美國核管會發布用過燃料池 1 階及 2 階安全度評估相關技術報告後，台電公司應參考該技術報告，執行用過燃料池安全度評估。本項納入核一廠除役計畫重要管制事項編號 CS-DP-31 持續追蹤事項。

第四章 比較案例分析

一、概述

本章進行比較案例的分析，目的在於區別核一廠不同運轉組態下的風險。比較案例採用用過燃料池閘門關閉的運轉組態，爐心部分正常運轉一串 RHR 系統做為熱移除系統，而用過燃料池則正常運轉一串 SFPACS 系統做為熱移除系統，並以冷卻水塔為其最終熱沉。

經由 WinNuPRA 程式量化分析，比較案例 FUF 為 $5.9E-7/yr$ 。最小失效組合大於 $1.0E-07/yr$ 有 1 個，大於 $1.0E-08/yr$ 有 4 個。依據肇始事件分類，佔 FUF 最高者為燃料護箱墜落肇始事件(用過燃料池端)，接續為電網相關故障造成之喪失外電肇始事件(用過燃料池端)、爐水逸移至抑壓槽肇始事件(爐心端)、開關場故障造成之喪失外電肇始事件(用過燃料池端)、電廠因素造成之喪失外電肇始事件(爐心端)、電廠因素造成之喪失外電肇始事件(用過燃料池端)等。

二、審查情形

評估報告第 4 章主要是描述比較案例評估模型方法與結果。針對本章內容，審查小組審查意見彙整如下：

本會審查小組提出意見：(1)在爐心與用過燃料池隔開的機組狀態下，請說明 LOCA、暫態及連通狀態，對於爐心水位下降至 TAF 之時間為增加或減少？對於模式之可能影響為何？；(2)針對比較案例用過核子燃料受損的最小失效組合，因少考慮了 ECCS 補水標題、第五台柴油機為氣冷式等，電廠因素造成之喪失外電肇始事件(用過燃料池端)、開關場故障造成之喪失外電肇始事件(用過燃料池端)之最小失效組合評估結果偏高，請修改事件樹、功能故障樹，再重新定量、審視分析結果；(3)請說明基礎案例因衰變熱很低，對各肇始事件回復之影響。

台電公司各項答覆說明如下：(1)基礎案例中，因爐心與用過燃料池

水位連通，LOCA 時水位下降時間較兩者隔開(比較案例)所需時間長。另暫態分析部分，因閘門關閉，爐心端爐水沸騰需較久時間；對於用過燃料池端，因貯存較多用過燃料，池水沸騰時間較快；(2)已依審查意見修訂事件樹、功能故障樹，並完成再重新定量納入報告；(3)因衰變熱低，肇始事件回復時間增加，回復失敗機率降低。

三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司評估報告第 4 章所述比較案例評估模型方法，以及比較案例與基礎案例兩者風險差異都在不準度範圍內之評估結果，經審查確認可以接受。

第五章 審查總結

綜合審查小組針對台電公司所提交的「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估」報告內容與結果進行全面性檢視與審查，審查結論總結如下：

- (一) 本案報告所述核一廠除役過渡階段前期機組狀態、系統運作情形、評估範圍與基礎依據，以及須納入的評估項目，經審查確認可以接受。
- (二) 核一廠反應爐與用過燃料池除役過渡階段前期廠內事件之風險評估模式及其重要技術要項，包含肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹分析等之假設，已依審查意見更新，符合現行核一廠除役過渡階段前期現況，經審查確認可以接受。
- (三) 核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估之結果，依據肇始事件分類，佔 FUF 最高者為燃料護箱墜落，接續為發生爐水逸移至抑壓槽事件、發生因電廠因素導致喪失外電肇始事件、發生中大破口肇始事件、發生開關場故障導致喪失外電肇始事件，因此建議台電公司針對核一廠除役過渡階段前期有關燃料護箱墜落、破口類肇始事件及喪失外電，落實風險管理與防範措施。
- (四) 當爐心與用過燃料池連通(基礎案例) FUF 為 $3.77E-7/yr$ ，低於運轉機組停機大修期間之風險，符合除役階段的風險管理原則。當爐心與用過燃料池隔開(比較案例)，用過核子燃料未被冷卻水覆蓋發生頻率 FUF 為 $5.9E-7/yr$ ，與基礎案例兩者風險差異都在不準度範圍內，經審查確認可以接受。
- (五) 為管控核一廠除役除役過渡階段之事故風險，在美國核管會發布用過燃料池 1 階及 2 階安全度評估相關技術報告後，台電公司應參考該技術報告，執行用過燃料池安全度評估。本項納入核一廠除役計畫重要管制事項編號 CS-DP-31 持續追蹤事項。

參考文獻

1. USNRC, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” NUREG -1738, February 2001.
2. USNRC, “Evaluation of Potential Severe Accident During Low Power and Shutdown Operation at Grand Gulf, Unit 1” NUREG/CR-6143, June, 1994.
3. USNRC, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications,” NUREG/CR-1278, August 1983.