

安全評估報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一廠 1 號機週期 28 填換爐 心安全分析報告

摘 要

台電公司核能一廠1號機依既定計畫，於103年12月10日起進行第27次之大修工作。核一廠1號機週期28「填換爐心安全分析報告 (RLA)」、「爐心運轉限值報告 (COLR)」及「可用性評估報告 (Operability Assessment)」，則於103年10月29日函送原能會審查。

經原能會詳細審查1號機週期28之「填換爐心安全分析報告」、「爐心運轉限值報告」與「可用性評估報告」，審查結果認為台電公司已針對燃料填換佈局、燃耗、使用之參數及分析方法等綜合說明，並依一定之程序，就核燃料機械設計、熱水流設計、中子設計、可預期運轉事件、假想事故、相關運轉限值等，執行爐心填換之安全分析，並就ACE(AREVA critical power correlation)預估式保守度進行評估，其分析結果並未發現有超越安全分析可接受之範圍。

由於核能一廠1號機第27次大修期間，發現編號C1F029燃料束水棒連接桿斷開無法繼續使用，台電公司遂更換該燃料束，修改原送審之燃料填換佈局，並於104年1月12日將「爐心佈局修改之安全評估報告」送原能會審查。經審查後認為前述相關報告仍可適用於1號機週期28之運轉。因此，核能一廠1號機週期28之「填換爐心安全分析報告」、「爐心運轉限值報告」、「可用性評估報告」、「爐心佈局修改之安全評估報告」准予備查。

目 錄

頁次

一、 前言	1
二、 「填換爐心安全分析報告」之審查	1
三、 「爐心運轉限值報告」之審查	7
四、 「可用性評估報告」之審查	8
五、 「爐心佈局修改之安全評估評估」之審查	11
六、 結論	14

一、前言

依據「核子反應器設施停止運轉後再起動管制辦法」第3條規定，核能機組換裝核子燃料，經營者應於機組預定再起動之三十日前，檢送載明與燃料換裝相關事項之核子燃料換裝安全分析報告，報請主管機關審查同意後，機組始得進入臨界。台電公司核能一廠1號機依既定計畫，於103年12月10日起進行第27次大修工作。核一廠1號機週期28「填換爐心安全分析報告（RLA）」、「爐心運轉限值報告（COLR）」及「可用性評估報告（Operability Assessment）」，則於103年10月29日函送原能會審查。

由於核能一廠1號機第27次大修期間，發現編號C1F029燃料束水棒連接桿斷開無法繼續使用，故台電公司遂更換該燃料束，修改原送審之燃料填換佈局。台電公司另於104年1月12日將「爐心佈局修改之安全評估報告」送原能會審查。

二、「填換爐心安全分析報告」之審查

1. 燃料填換佈局及使用之參數與分析方法

核能一廠1號機週期28的爐心佈局皆使用 ATRIUM-10核燃料，爐心燃料408束中新燃料及於週期27/26/25裝填之照射過核燃料束分別為92/112/100/104束，新核燃料束的比率約為22.5%。1號機週期28申請之週期能量為836 GWd，於額定功率可運轉約455天，

經審查認為可以接受。(註：1號機週期27申請填換112束新燃料，週期能量為1006 GWd，於額定功率可運轉約547天。)

台電公司本次送審之核能一廠1號機週期28填換爐心安全分析報告與最近一次送審經原能會核可之核能一廠填換爐心安全分析報告(2號機週期27)相比較，本週期仍採用相同之機組參數與分析方法進行安全分析，經審查認為可以接受。

2. 核燃料機械設計

本週期之核燃料束最大燃耗限值為 54.00 GWd/MTU，此燃耗限值與前週期相同，而最大平面長度平均發熱量 (MAPLHGR) 與線性長度發熱量 (LHGR) 運轉限值，亦與前週期相同，兩者皆引用自原能會已核准ATRIUM-10燃料機械設計報告之分析結果，經審查認為可以接受。

3. 熱水流設計分析

在最小臨界功率比安全限值(SLMCPR)訂定方面，基本準則乃是要確保當意外發生導致核燃料之臨界功率比等於SLMCPR時，發生變態沸騰之燃料棒數量不會超過全爐心之 0.1%。分析過程中所需之設計基準徑向與軸向功率分布，採用週期中燃耗為 6160.0 MWd/MTU 時的預測徑向與軸向功率分布，因在該燃耗發生變態沸騰的燃料棒數目最大。而設計基準局部功率分布採用空泡率 80

% 的預測功率分布，且亦考慮有燃料匣彎曲及無燃料匣彎曲之情形。分析結果顯示，在 95%可信度下，發生變態沸騰之燃料棒數量不會超過全爐心 0.1% 之準則的 MCPR 安全限值為 1.10。

MCPR安全限值與前週期相同，經審查認為可以接受。

4.中子設計分析

核能一廠1號機週期28的爐心佈局皆為ATRIUM-10核燃料，爐心燃料共408束。廠家分析評估爐心內燃料束於週期28末時，燃料束最高燃耗為 50.48 GWd/MTU，低於機械設計分析之 54 GWd/MTU，經審查認為可以接受。

廠家分析核能一廠1號機週期28爐心佈局之週期初冷爐 (BOC-28 Cold) 之 K_{eff} 值，單根最強棒全出時為0.990，週期初冷爐停機餘裕為1.0% $\Delta k/k$ ，而週期中最低之停機餘裕為0.98% $\Delta k/k$ ，均大於運轉規範規定之 0.38% $\Delta k/k$ 要求，經審查認為可以接受。

備用硼液控制系統(SLCS)之停機餘裕，考量硼含量744 ppm，於本週期初爐水溫度358°F時， K_{eff} 值為0.991，其SLCS停機餘裕為0.9% $\Delta k/k$ ，經審查認為符合SLCS停機餘裕接受準則 $\geq 0.88 \% \Delta k/k$ ，可以接受。

根據台電公司所提供的資料，1號機週期27末實際燃耗為

12,966 MWd/MTU，仍在燃料廠家所設定之 $13,267 \pm 500$ MWd/MTU之內，並不會降低週期28初之停機餘裕，符合安全分析之設計基準，經審查認為可以接受。

5. 可預期運轉事件分析

反應器正常運轉於額定功率與額定流量，但是升降載過程(或其他狀況)可能運轉於較低功率或較低流量。此三種狀況之運轉限值分別為：最小臨界功率比運轉限值 (OLMCPR)、功率依存之最小臨界功率比(MCPR_p)運轉限值以及流量依存之最小臨界功率比(MCPR_f) 運轉限值。

經分析後，本週期之最小臨界功率比運轉限值 (OLMCPR) 依週期燃耗分為兩個區域，週期初 (Beginning of Cycle, BOC) 到近週期末(Near End of Cycle, NEOC)之運轉限值為 1.36，近週期末 (NEOC) 到週期末 (End of Cycle, EOC) 之運轉限值為 1.37，此運轉限值與前週期相同，經審查認為可以接受。

功率依存之最小臨界功率比(MCPR_p)運轉限值之目的是確保最小臨界熱功率比安全限值(SLMCPR)在整個運轉週期中均不會被違反。本週期分析非預期HPCI啟動、飼水控制失效、喪失飼水加熱(LWFH)與控制棒誤抽(CRWE)等暫態之結果顯示此運轉限值與前週期相同，經審查認為可以接受。

流量依存之最小臨界功率比(MCPR_f)分析，目的在保護燃料棒在低爐心流量運轉狀況下，因爐水再循環系統失控導致流量緩增至某固定最高爐心流量時，燃料不會超過SLMCPR，此運轉限值與前週期相同，經審查認為可以接受。

流量依存燃料局部線性熱功率限值之目的為確保爐水再循環系統異常導致流量增加至某固定最高爐心流量之過程，燃料棒不會因為局部線性熱功率太高而達中心融化及護套平均永久應變超過1%。流量依存燃料局部線性熱功率限值係由100%爐心流量額定狀態下之 LHGR 限值乘以 LHGRFAC_f而求得。而功率依存燃料局部線性熱功率限制值之目的為當反應爐運轉於低功率時，如果發生暫態，在過程中燃料棒不會因為局部線性熱功率太高而達中心融化及護套平均永久應變超過 1%。功率依存燃料局部線性熱功率限值亦由100%爐心流量額定狀態下之 LHGR 限值乘以 LHGRFAC_p求得， LHGRFAC_p 與 MCPR_p 所分析之暫態一樣。本週期分析 LHGR運轉限值、LHGRFAC_p 限制曲線及 LHGRFAC_f 限制曲線均未變動，與前週期相同，經審查認為可以接受。

針對ASME過壓分析部分，假設初始條件為102%額定功率與100%額定爐心流量，並採用多項保守假設，包括使用初始反應器頂部壓力為運轉技術規範的限值 (1020 psia)、不考慮閥關閉導致

反應器急停之功能（僅假設因高中子通量或高壓力之跳脫信號）等。經分析主蒸汽隔離閥快速關閉事件（MSIV Closure）事件之結果，反應爐頂槽（Vessel Dome）最大壓力為1,248 psig，反應爐底部最大壓力為1,275 psig，蒸汽管路（Steam Lines）最大壓力為1,244 psig。經審查認為前述分析結果離安全限值1,375 psig仍有相當餘裕，因此可以接受。

核燃料束填換錯誤事件針對包括核燃料束誤旋轉90度或180度，以及核燃料束錯置等情形進行分析，以確保廠外劑量符合法規要求。廠家分析報告指出，評估各種案例後，MCPR均未超過SLMCPR，故發生核燃料束錯置事件時，發生變態沸騰之燃料棒數量將小於0.1%。原分析保守假設發生變態沸騰之燃料棒數量為0.1%，其分析結果仍可適用，經審查認為可以接受。

6. 假想事故分析

核能一廠1號機週期28冷卻水流失事故分析，經評估ATRIUM-10燃料護套溫度峰值與2號機週期27之分析結果相比，仍維持在2,115°F，此數值未超過10 CFR 50.46所規定之2,200 °F，經審查認為可以接受。

控制棒掉落事故分析結果顯示，燃料棒最大蓄積能量（Maximum Deposited Fuel Rod Enthalpy）為216.1 cal/g，小於參照

之美國核管會法規指引Regulatory Guide 1.77中限值280 cal/g，且爐心內超出170 cal/g限值之燃料棒支數為546支，也低於終期安全分析報告分析所假設之770支，其分析結果仍可適用，經審查認為可以接受。

核燃料吊運事故 (FHA) 分析是假設在反應器廠房內，當反應爐爐蓋打開，一核燃料束吊取時，發生掉落入反應爐爐心事故，致使核燃料受損，進而評估廠外劑量需符合10 CFR 100法規要求。依照終期安全分析報告第15.1.30節所述之核燃料吊運事故分析，其分析廠外劑量結果已符合法規要求，而該分析係假設反應爐功率為1864 MWt，核燃料束燃耗為 60 GWd/MTU，此可涵蓋本週期之核燃料束燃耗為 54 GWd/MTU 及功率為 1840 MWt 之條件，廠家認為原分析結果仍可適用，經審查認為可以接受。

三、 「爐心運轉限值報告」之審查

運轉技術規範 (TS) 中有關爐心運轉限值的部分，均列於爐心運轉限值報告中，總計包括：最小臨界功率比安全限值 (SLMCPR)、最小臨界功率比運轉限值 (OLMCPR)、最大平面長度平均發熱量 (MAPLHGR)、線性長度發熱量 (LHGR)、爐心流量/功率圖之備用穩定性保護區 (Backup Stability Protection Region)、反應器保護系統儀器設定 (Reactor Protection System Instrumentation) 及控制棒阻棒儀

器設定 (Control Rod Withdrawal Block Instrumentation) 等七項。經比對各項圖表，均與爐心填換安全分析報告內容所列者相同，符合相關規定可以接受。電廠若在爐心運轉限值報告所述各限制條件內運轉，應可確保核燃料及電廠之運轉安全。

四、「可用性評估報告」之審查

ACE預估式係用以預測燃料元件臨界熱功率、發生乾涸(Dryout)的高度以及燃料元件中極限燃料棒(Limiting Rod)。其中K-Factor在ACE預估式中扮演重要的角色，用來計算局部尖峰因子(Local Peaking Factor)對燃料組件臨界熱功率之效應。

AREVA公司也針對K-Factor計算臨界熱功率保守度進行探討。原分析方法論之K-Factor係將每根燃料棒加熱區域軸向25個節點之K-Factor取平均值後，再取燃料束中最大K-factor之燃料棒來計算臨界熱功率。在特定情況下，燃料棒發生乾涸位置下游之數據會影響K-Factor之平均值，AREVA公司提出可用性評估報告是改採用最佳估算法(Best-estimate Method)，以各軸向平面而非軸向平均之K-Factor來計算臨界熱功率。AREVA確認在考量潛在差值後，其仍具一定之運轉餘裕，認為核能一廠1號機週期28填換執照分析報告與爐心運轉限值報告所載爐心熱限值、儀器設定點與事故分析結果仍可適用。

核一廠燃料廠家AREVA公司針對ACE預估式保守度議題，就「填

換爐心安全分析報告」所有與臨界功率比相關之限值、儀器設定點與事故分析結果重新進行評估，並提出可用性評估報告。以下就該報告之評估情形與結論，以及原能會審查情形分別說明之。

(1) 最小臨界功率比安全限值與最小臨界功率比運轉限值

廠家以最佳估算法重新分析之最小臨界功率比安全限值 (SLMCPR) 未超過原分析結果，故原分析方法所得之SLMCPR仍可適用，無需再作調整，經審查認為可以接受。

MCPR運轉限值是保護燃料於各種暫態事故下仍能高於MCPR安全限值。廠家針對 $MCPR_p$ 與 $MCPR_f$ 分析以最佳估算法重新計算極限事件，並與本週期爐心填換安全分析報告之MCPR運轉限值比較，整理出運轉餘裕(如下表)，包含壓力暫態、控制棒抽出錯誤 (CRWE) 與喪失飼水加熱器 (LFWH)、爐水再循環系統失控等暫態事件。廠家另考量最佳估算法與原分析方法計算反應器爐心內之MCPR潛在差值，依週期燃耗分為兩個區域，以各區域之最大值為代表，週期燃耗6.6 GWd/MTU以下之差值為0.050 (由0.044進位)，燃耗大於6.6 GWd/MTU時則為0.040(由0.036進位)。廠家評估結果顯示MCPR潛在差值均未超過MCPR運轉餘裕(如下表)，故廠家評估認為MCPR運轉限值仍適用，無需作調整。經審查認為可以接受。

狀況			燃耗 (GWd/MTU)	
			BOC至6.6	6.6至EOC
潛在差值			0.050	0.040
運轉餘裕 (註)	MCPR _p	壓力暫態	>0.080	>0.070
		CRWE	>0.070	
		LFWH	>0.164	
	MCPR _f		> 0.140	> 0.160

註：運轉餘裕為計算結果(極限值)與最小臨界功率比運轉限值之差值。

(2) 儀器設定

在阻棒偵測 (RBM) 部分，因與控制棒抽出錯誤有關，而前項計算顯示MCPR_p仍可提供適當保護，故廠家認為其設定仍適用，不需調整，經審查認為可以接受。

振盪功率階偵測(OPRM)部分，就DIVOM(Delta CPR over Initial MCPR Versus the Oscillation Magnitude) 與2PT(Double Recirculation Pump Trip)進行分析。因原能會已核准之DIVOM專案報告(BAW-102255PA Revision 2)指出K-Factor之附加常數 (additive constant) 改變並不影響DIVOM分析，表示DIVOM分析對K-Factor之變化不敏感，故廠家認為修正K-Factor並不影響DIVOM分析結果。另Double Recirculation Pump Trip方面，廠家針對OPRM設定為1.08或更低之情況下重新計算，其MCPR_p仍有

0.063餘裕，較最大潛在差值0.050為高。因此廠家認為原OPRM設定仍可適用，經審查認為可以接受。

(3) 假想事故分析

燃料裝填錯誤事故分析之廠外劑量計算係以爐心內有0.1%的燃料棒發生變態沸騰之狀態進行分析，廠家以最佳估算法重新分析燃料裝填錯誤事件，發現其MCPR仍有0.09餘裕，較最大潛在差值0.050為高，故廠家認為無需重新分析廠外劑量，經審查認為可以接受。

LOCA分析並未採用ACE預估式，故廠家認為原分析結果不受此議題之影響，經審查認為可以接受。

五、 「爐心佈局修改之安全評估評估」之審查

由於核能一廠1號機第27次大修期間，發現編號C1F029燃料束水棒連接桿斷開無法繼續使用，台電公司遂更換該燃料束，修改原送審之燃料填換佈局。該報告係評估爐心變動後之燃料佈局對填換爐心安全分析相關報告之影響。調整前與調整後之爐心燃料佈局主要差異如下：

調整前				調整後			
座標	編號	已使用週期	燃耗 (GWd/MTU)	座標	編號	已使用週期	燃耗 (GWd/MTU)
31-30	C1F029	3	43.725	31-30	C1E040	3	44.747

替換燃料束位於爐心外圍，廠家評估認為調整前後之爐心燃耗分

佈非常相似，因此，調整前後之爐心反應度分佈(局部及整體)非常接近，故燃料佈局調整後對爐心安全之影響均在原先分析範圍內，並無新增或非預期之安全問題，不影響「填換安全分析報告」、「爐心運轉限值報告」、「可用性評估報告」等報告。

以下針對各項分析項目逐項進行審查，結果如下：

1. 燃料機械設計

廠家重新評估週期末燃料束之最高燃耗為50.42 GWd/MTU仍小於54.00 GWd/MTU，符合規定之限值，經審查認為可以接受。

2. 熱水流設計

SLMCPR主要是受爐心徑向功率及局部尖峰分布影響。調整後爐心其相同燃耗點之徑向功率分佈約略等於原爐心設計值；且局部尖峰分佈調整前後無明顯差異。因此，廠家評估認為MCPR安全限值1.10仍然適用，經審查認為可以接受。

3. 中子設計分析

冷爐停機餘裕及備用硼液系統停機餘裕，由於爐心佈局調整前後之爐心反應度幾乎一樣，因此廠家評估原分析值仍屬有效，經審查認為可以接受。

對於備用穩定性保護區(熱水流不穩定區和Z區)，因爐心佈局調整前後之週期初爐心平均燃耗、徑向與軸向功率分佈及爐心燃耗

(局部及整體)等沒有明顯的改變，所以廠家評估認為原分析仍然適用，經審查認為可以接受。

4. 預期暫態事件

爐心整體壓力暫態及流量偏移暫態影響運轉限值 ($MCPR_p$ 、 $LHGR_p$ 、 $MCPR_f$ 及 $LHGR_f$): 爐心佈局調整前後之爐心反應度(局部及整體)、爐心平均燃耗、軸向功率分佈及K-Factor等基本上都是相同的，不影響極限暫態事件的 ΔCPR ，因此廠家評估認為原 $MCPR_p$ 、 $LHGR_p$ 、 $MCPR_f$ 及 $LHGR_f$ 運轉限值仍然適用，經審查認為可以接受。

ASME過壓事件，爐心佈局調整前後之爐心反應度(局部及整體)、爐心平均燃耗、軸向功率分佈等基本上都是相同的，因此廠家評估認為原ASME過壓事件分析結果仍然適用，經審查認為可以接受。

喪失飼水加熱暫態事故、控制棒誤抽出事件、燃料裝填錯誤事件，爐心佈局調整後並無顯著改變會影響原分析結果，故原分析結果皆仍適用，經審查認為可以接受。

5. 假想事故分析

冷卻水流失事故與燃料吊運事故為通用性分析，爐心佈局調整後並無顯著改變會影響原分析結果，故廠家評估原分析結果皆仍

適用，經審查認為可以接受。

對於控制棒掉落事故，由於爐心佈局調整前後之爐心反應度相似，控制棒本領維持不變，故廠家評估原分析結果仍然適用，經審查認為可以接受。

6. ACE可用性評估報告之影響

由於爐心佈局調整前後之爐心反應度(局部及整體)基本上是相同的，故廠家評估可用性評估報告仍可適用，經審查認為可以接受。

六、 結論

綜合以上之審查，台電公司核能一廠1號機週期28「填換爐心分析報告」及「爐心運轉限值報告」已針對燃料填換佈局、燃耗、使用之參數及分析方法等綜合說明，並依一定之程序，就核燃料機械設計、熱水流設計、中子設計、可預期運轉事件、假想事故、相關運轉限值等，執行爐心填換之安全分析，並沒有超越安全分析可接受之範圍。有關原臨界熱功率分析方法論所採ACE預估式保守度，台電公司已提出「可用性評估報告」，確認在考量潛在差值後，其仍具一定之運轉餘裕，故核能一廠1號機週期28填換執照分析報告與爐心運轉限值報告所載爐心熱限值、儀器設定點與事故分析結果仍可適用。針對核能一廠1號機第27次大修期間，發現編號C1F029燃料束水棒連接桿

斷開無法繼續使用，台電公司選用燃耗值相近之燃料束進行更換，並提出「爐心佈局修改之安全評估報告」，評估結果顯示爐心佈局修改並未影響前述填換爐心執照分析報告之結果。因此核能一廠1號機週期28「填換安全分析報告」、「爐心運轉限值報告」、「可用性評估報告」、「爐心佈局修改之安全評估報告」可以接受。