

102年6月核能一廠

核安管制資訊

行政院原子能委員會提供

目 錄

壹、核能一廠管制措施

貳、核能一廠異常事件

壹、核能一廠管制措施

一、召開第 12 屆核子反應器設施安全諮詢會第 6 次會議

6 月 28 日召開第 12 屆核子反應器設施安全諮詢會第 6 次會議，會中就「龍門電廠強化安全檢測小組專案報告」作專案報告，會議中委員提出相關諮詢意見，作為核能安全管理之參考。

二、召開核一廠 1 號機第 26 次大修視察後會議

6 月 13 日召開核一廠 1 號機第 26 次大修視察後會議，會議中除由核一廠報告本次大修之執行成效外，本會視察人員亦針對大修視察之發現提出說明，本次大修檢查爐心襯板水平焊道 H4 有新增裂紋，要求電廠依 BWRVIP-253 評估將本次大修尚未執行檢測的水平焊道 H3-H5 納入下次大修檢查項目。針對機組申請臨界文件部分，亦要求台電公司一併提報日本福島事件有關之核能管制追蹤案件規劃方案及時程。

三、辦理「核一廠 1 號機第 26 次大修後機組臨界申請」案審查

6 月 19 日台電公司向本會提出核一廠 1 號機第 26 次大修後機組臨界申請，經審查後發現日本福島事件有關之核能管制追蹤案件規劃方案仍有部分內容需待台電公司澄清說明，如核管案件 CS-JLD-10111「新增設置第二套最終熱沉」所提新設置之管線耐震設計基準提升至 0.5g 之評估依據；CS-JLD-10121「強化生水池儲水能力並提昇可靠性」未依安全停機地震（SSE）評估各生水池池體耐震設計基準，而僅將十萬噸生水池與 3600 噸生水池耐震設計基準分別提升至 0.5g 與 0.42g；CS-JLD-10120「強化外電系統並提昇核能電廠之外電可靠性」輸電鐵塔基礎地下底部耐震強度

為 0.3g 換算高程為 0.6g 之加速度值與採用 SSE 評估方法之差異。針對上述待澄清事項，經台電公司澄清並補提相關資料、規劃方案及時程後，本會於 6 月 20 日 00 時 40 分同意核一廠 1 號機臨界申請。

四、開立核能一廠視察備忘錄 1 件

6 月 24 日開立視察備忘錄 CS-會核-102-03，有關核一廠 1 號機第 26 次大修視察，發現「爐水流失事故後氫氣再結合器熱機功能測試」，測試員驗證相關測試結果時，並未記錄現場實際測試數據，且該程序書第 8.0 節亦未建立明確的接受標準，不符合品保規定，要求電廠檢討改善。

五、開立核能一廠注意改進事項 1 件

6 月 26 日開立注意改進事項 AN-CS-102-012，有關核一廠 1 號機第 26 次大修期間，發現控制室背盤有地板填封未提出開挖申請而直接進行開挖之情事，要求電廠檢討改進。

貳、核能一廠異常事件

一、國內核能電廠異常事件說明

我國各核能電廠異常事件之陳報，係依據原子能委員會於民國 93 年所訂定之「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」之相關規定辦理。規範中所規定應陳報之事件中，例如機組降載停機檢修設備、工安事件、安全設備起動等，絕大部分對核能機組運轉安全並無實質影響。通報之重要目的，在讓管制單位能適時掌握電廠各種狀況，以提早反應並能迅速處理。

有關異常事件之分級方面，目前大多數國家均採用國際原子能總署所制訂之國際核能事件分級制度（INES），該制度係就異常事件之嚴重性及影響程度，將核能電廠發生之事件分為 0 至 7 級，級數愈低代表對安全之影響層面愈小，而級數愈高則代表屬於較嚴重之事件，其中 3 級以下為異常事件，4 級（含）以上才屬於核能事故，我國目前即採用此一制度作為異常事件等級之依據。

二、本月異常事件：1 件

1. 6 月 28 日核一廠 1 號機反應器急停事件

6 月 28 日核一廠 1 號機第二十六次大修，核一廠執执行程序書 727.1 “汽機每月定期測試（汽機保護設備試驗）”，發現主汽機旁通閥於測試過程中有異常之短暫關閉現象，電廠於派員進行相關線路檢查過程中，因動搖並未鎖固良好而有鬆動現象之主冷凝器低真空邏輯線路，致引動主凝冷器低真空邏輯，造成三只主汽機旁通閥瞬間關閉，進而使反應器因高壓力而急停。事件發生後，各項保護系統運作正常，機組安全停機。本次事件屬國際核能事件分級制（INES）之 0 級事件，無安全顧慮。