

「核一廠除役過渡階段前期技術規範暫行
措施申請案 PDTSI-CS1/2-002」

安全審查報告

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 110 年 01 月 21 日

目錄

摘 要	2
第一章 技術規範暫行措施內容、試驗及監測參數.....	3
第二章 安全評估	6
第三章 異常狀況應變	9
第四章 審查總結	12

摘 要

核一廠 1/2 號機已於 108 年 7 月 16 日進入除役期間，但兩部機組爐心內之用過核子燃料因用過燃料池已無空間可擺放，因此均未移出爐心，必須依規定維持類似運轉期間之大修狀態，藉由運轉餘熱移除系統停機冷卻功能（Residual Heat Removal shutdown cooling, RHR S/D cooling），移除爐心內用過核子燃料衰變熱。由於核一廠 2 部機組進入除役期間前即已停止運轉（1 號機 103 年 12 月 10 日、2 號機 106 年 6 月 2 日），加以核一廠人員曾於進入除役期間後，RHR 系統因測試需求而暫時停止運轉期間，觀察發現用過燃料池水溫及爐水溫度不僅未有增加情形，反而有逐漸下降現象。台電公司依據當時設備組態，初步推論餘熱移除系統泵運轉產生的熱量與其自身熱交換器所帶走之熱量應該十分接近，至於爐心核子燃料之衰變熱則由燃料池冷卻系統及環境空間溫差所移除。台電公司因此規畫特殊程序書 STP-109-01，並依規定向本會提出測試申請，以了解爐心及用過燃料池內之用過燃料衰變熱，是否可僅藉由環境周溫溫差、用過燃料池冷卻系統（Spent Fuel Pool Cleanup Cooling System, SPFCCS）及爐水淨化系統（Reactor Water Cleanup System, RWCU）即足以移除。本會於接獲測試申請案後即組成專案審查團隊，並邀請本會前核安技支中心主任廖俐毅博士及清華大學楊融華博士協助本案審查，以確認電廠執行測試期間是否有安全上之疑慮，以及測試期間若發生機組暫態，電廠相關應變措施是否適當與足夠。審查期間共計召開三次審查會議，並提出 42 項審查意見請台電公司澄清說明，本案審查期間所提之審查意見，經審查台電公司對審查意見之答覆及修訂後之內容，審查結果可以接受。

第一章 技術規範暫行措施內容、試驗及監測參數

1.1 前言

核一廠目前處於除役過渡階段，因爐心燃料尚未移出，依據除役技術規範規定此時反應爐開蓋，水位維持在高水位，爐穴與燃料池連通之狀態。為移除爐心燃料的衰變熱，餘熱移除系統（Residual Heat Removal, RHR）必須維持停機冷卻功能（Shutdown cooling, S/D cooling）模式，由於核一廠 2 部機分別於 103 年 12 月 10 日及 106 年 6 月 2 日停止運轉，核子燃料之衰變熱已大幅降低，核一廠並曾於配合測試暫時停止 RHR 系統運轉期間，發現爐水溫度不僅未有上升反而有降低趨勢，因此推論爐心及用過燃料池內之核子燃料衰變熱，僅藉由環境空間溫度溫差，以及運轉 SPFCCS 與 RWCU 系統即可移除，RHR 系統可如運轉期間置於備用狀態，無須持續處於 RHR S/D cooling 模式下運轉。因此台電公司遂規劃特殊測試程序書並向本會提出測試申請，以進行驗證。專案審查團隊針對台電公司送審之特殊測試程序書，其測試方式及測試要求與接受標準進行審查外，並就其安全分析內容是否可符合安全要求進行審查。

1.2 審查發現

針對國外電廠是否有因長期停機而將 RHR S/D cooling 轉為備用之案例，及國外長期使用替代冷卻之經驗，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明透過世界核能協會（World Association of Nuclear Operators, WANO）詢問日本島根電廠有類似經驗，同時回覆美國 Cooper 與 Fermi 2 個電廠使用替代冷卻之經驗，其替代冷卻均依循美國核管會（Nuclear Regulatory Commission）技術文件 TSTF-566 規定，核一廠未來執行本項測試期間亦將遵循美國 NRC TSTF-566 規定，答覆內容經審查後可接受。

有關未來測試期間將使用之替代冷卻系統，針對核一廠特有之新增燃料池卻系統（Spent Fuel Pool Additional Cooling System, SFPACS）是否做為持續替代冷卻系統及其冷卻路徑與 SFPCCS 系統是否有評估過虹吸逆流現象之影響，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明 SFPACS 系統僅作為緊急替代冷卻系統，當燃料池水位下降，低於 SFPACS

泵取水口時，將會影響 SFPACS 系統熱移除功能，但核一廠此時除可起動餘熱移除系統，恢復 RHR S/D cooling 功能模式外，燃料池亦可利用緊急補水來維持冷卻；另 SFPCCS 系統管路則設計有 2 道隔離閥，其中一個為止回閥可以有效防止燃料池水逆流，答覆內容經審查後可以接受。

針對測試結果接受標準之訂定依據與停止測試要求限制，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明，台電公司說明依據除役過渡前期安全分析報告 (Predefueled Safety Analysis Report, PDSAR)，各冷卻系統均是以水溫在 51.6°C(125°F)下進行設計，故本案之接受標準擬訂為 51.6°C，若超過則暫停測試並立即恢復新增燃料池冷卻系統，此與 140°F(60°C)安全限值仍保留充份的餘裕；另恢復 RHR S/D cooling 約需 1-2 小時與爐水溫升率 (0.438°C/hr) 評估結果相比，可保有充分之應變時間餘裕，答覆內容經審查後可接受。

因測試期間爐水溫度監測對於爐心燃料安全十分重要，台電公司並規劃新增設溫度計，審查委員提出審查提問，請台電公司說明。台電公司說明將新增設之兩只池水溫度監測元件 TE-116-8A/B 係安裝於池水表面下 12.8 呎(389.9cm)。同時因應福島改善案 DCR-C1/C2-3429/3430 設計要求(USNRC Order EA-12-051 及 NEI 12-02)裝設之燃料池水溫度計，亦將一併作為本案之溫度監測儀器，再搭配原本即有之反應爐下方 RWCU 取水溫度計將更能有效監測爐水溫度，答覆內容經審查後可接受。

針對送審之安全評估文件內容其中有關文字錯誤及內容不清楚部分，審查委員提出審查提問請台電公司針對送審之安全評估報告內容、圖表澄清說明或文字進行修改，經台電公司提出相關說明及修改後之安全評估文件，答覆內容經審查後可接受。

1.3 審查結論

對於台電公司所提之技術規範暫行措施內容、試驗及參數，審查委員針對國外長期替代冷卻爐心之經驗、爐心溫度計擺放位置、測試結果之接受標準等議題提出多項審查意見，經審查後其送審之測試方式、接受標準及安全

評估報告，可符合除役過渡期間安全分析報告要求，並仍有相當之安全餘裕，審查結果可接受。

第二章 安全評估

2.1 前言

有關測試期間爐心燃料及用過燃料池加總之衰變熱，台電公司評估報告係以較晚停機之 2 號機爐心燃料衰變熱做為評估依據，再依據核研所計算 2 號機停機 1050 天(109 年 4 月 17 日)後之衰變熱功率，進而計算評估燃料池冷卻系統運轉之冷卻能力是否足以冷卻爐心及用過燃料池內燃料加總之衰變熱。至於爐心內部雖沒有 RHR S/D cooling 運轉達到強制對流，台電公司評估依靠爐心燃料衰變熱仍可使爐心內部持續保持熱對流狀態，以及爐內組件材質均屬於抗腐蝕材料，可確保爐內組件與燃料完整性。針對台電公司提出之資料與計算結果，專案審查團隊進行相關安全審查並提出審查意見，以確認測試期間機組之安全。

2.2 審查發現

針對台電公司計算爐心熱沉計算結果與是否有將 RHR 泵運轉所產生之熱量納入考量，同時在單台 SFPCCS 泵運轉及使用 1 個熱交換器狀態下，是否確實可滿足冷卻需求，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明評估時係假設 RHR 泵轉動所產生的熱量及 RHR 熱交換器移除熱沉能力因暫時停用故皆為 0，因此 SFPCCS 熱移除能力只需要考慮總衰變熱是否可被移除，以簡化相關計算及留有適當之保守度。台電公司並詳細列出相關計算依據與公式，確認所獲得之數據確實足以移除機組用過核燃料產生之總衰變熱，答覆內容經審查後可接受。

本案申請測試期間 RHR S/D cooling 將轉為備用狀態，因此如何維持 RHR S/D cooling 功能可用是審查重點，此外運轉員需要多久時間方能恢復 RHR S/D cooling 或者新增燃料池冷卻系統，以及如何維持運轉員熟悉相關操作程序亦是關切重點。因此審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明運轉員依據電廠操作經驗，恢復 RHR S/D cooling，原則上僅須 1-2 小時即可，新增燃料池冷卻系統則須 6 小時，而為確保運轉員操作前述系統能力，台電公司承諾未來將新增 RHR S/D cooling 定期測試，除可維

持運轉員熟悉操作系統能力並能定期增加爐心水流強制循環，答覆內容經審查後可接受。

由於台電公司申請測試之機組狀態為反應爐及用過燃料池連通狀態，未來測試期間如果燃料閘門關閉則本案申請內容將不再適用，應回歸技術規範規定，且未來如有技術規範修訂需求亦應另案提出，因此審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明未來若燃料閘門關閉則 RHR S/D cooling 需恢復運轉狀態，未來技術規範若需進行修改將待實施測試符合預期後，再另案提出除役過渡前期技術規範（Predefueled Technical Specification, PDTs）的修改申請案，答覆內容經審查後可接受。

本案相關評估台電公司除利用熱傳公式進行相關計算外，同時亦使用 RELAP-5 程式評估爐心熱水流型態及爐心上方與爐心底部溫度預測，但由於 RELAP-5 程式並未獲得本會認可使用，因此台電公司應說明 RELAP-5 程式評估結果是否應用在本案分析，以及補充 RELAP-5 程式能模擬自然循環對流現象之文獻。審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明 RELAP-5 程式之分析模擬結果，僅供作為其分析評估之參考，確實之測試結果仍以機組實際量測到之爐水溫度做為未來分析與 PDTs 修改申請之依據，答覆內容經審查後可接受。

由於 RHR S/D cooling 若停止運轉改為備用後，爐心循環水流減少，其是否會造成層溫現象以及造成靜滯水流狀態，影響爐心水質及組件材料。審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明依據分析 RHR S/D cooling 轉備用後，爐心水流雖會受到影響，但燃料衰變熱仍將使爐心內部能持續保持熱對流狀態，應不至於發生靜滯水流現象，另內組件材質為不銹鋼或英高鎳，反應爐內表面亦有不銹鋼內襯，均屬於抗腐蝕材料，爐水水質亦會持續控制良好，應不至於發生材料腐蝕現象。另有關 RHR S/D cooling 轉備用後，台電公司說明依其分析結果，顯示爐心上方之溫差僅為 4°C，層溫效應並不明顯，此外電廠為驗證實際之溫度，已規劃有爐穴（CAVITY）、RWCU 系統等位置之爐水溫度及燃料池水溫監測，未來測試期間運轉員亦將每小時記錄前述相關水溫趨勢以驗證程式模擬結果，答覆內容經審查後可接受。

2.3 審查結論

針對台電公司所提有關安全評估內容，審查委員就 RHR S/D cooling 轉備用後，現有維持運轉設備的冷卻能力是否足夠、是否會有層溫與材料腐蝕問題、機組發生喪失冷卻與失水事故暫態之應變能力，以及除役技術規範修改等議題，提出多項審查意見，經審查後確認 RHR S/D cooling 轉備用後，機組設備因應暫態能力並未下降且運轉員有足夠之時間可恢復原有設備進行冷卻，另爐水仍具有適當之對流而爐心材質受腐蝕影響可能性亦低，審查結果可接受。

第三章 異常狀況應變

3.1 前言

在測試期間台電公司針對假想各種可能異常狀態並逐一進行說明與分析，包含燃料池冷卻和淨化系統故障、喪失外電的處理及反應爐穴或燃料池水位突降處置等，基本上因本申請案並未停止使用電廠任何安全系統只是將 RHR 系統處於備用狀態，RHR 系統仍會定期執行測試以驗證其可用性。專案審查團隊審查台電公司之評估報告相關內容，以確認相關應變處置是否符合安全需求。

3.2 審查發現

本案送審資料顯示現階段爐水溫度曾有超過 45°C 之狀況，若台電公司測試期間，發生爐水溫度超過測試接受標準，審查委員提出審查提問請台電公司就相關應變作為提出說明。台電公司說明依 SFPCCS 系統設計能力在池水溫度 51.6°C 時之移熱能力已大於目前反應爐之總衰變熱，可以將爐水溫度、燃料池水溫、爐穴水溫降至 51.6°C 以下或更低。若水溫超過限值將於 2 小時內起動 RHR S/D cooling，6 小時內起動 SPFACS 系統應變，答覆內容經審查後可接受。

當喪失外電時目前使用之替代冷卻系統（RWCU、SFPCCS）是否會因為緊要匯流排電力供應不足或因為耐震設計能力不足，以致無法發揮原有熱移除功能，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明目前使用之替代冷卻系統均使用緊要電源，當發生喪失外電時，可使用緊急柴油發電機電源供應替代冷卻系統之電力需求，另目前使用之替代冷卻系統已有相當之耐震能力，萬一若發生替代系統不可用時，則會立即恢復 RHR S/D cooling 運轉，答覆內容經審查後可接受。

針對單一失效是否會造成替代冷卻系統不可用之疑慮，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明目前規畫之替代冷卻系統均有多重及多樣性之設計，並不會發生單一問題造成失效之問題，答覆內容經審查後可接受。

國外 RIVER BEND 電廠曾發生爐穴失水事故，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明，台電公司說明 RIVER BEND 電廠事件發生主蒸汽管封塞隙封失效，導致上池及爐穴存水流失事故，但核一廠目前已進入除役期間，主蒸汽管目前除已予以封塞外，並已執行系統評估與再分類過渡作業，將主蒸汽管內/外隔離閥隔離關閉，因此多了兩道阻隔，即使發生主蒸汽管封塞隙封失效也不會造成爐穴存水流失，答覆內容經審查後可接受。

有關應變計畫中，台電公司只提到爐水流失異常事故，是否需考慮其他事故，例如電廠失電（Station Black Out, SBO）事件，而應變計畫書內的程序，是否能應付長期 SBO 事故，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明，台電公司說明當發生喪失外電，核一廠的緊急柴油發電機 A 或 B 會自動起動，運轉員在確認安全級匯流排的供電餘裕後，可陸續起動替代冷卻系統運轉；若為長期失電，核一廠因應日本福島事故強化措施，已增設三項緊急外部補水措施(包括常備硬管補水、常備硬管灑水、後備圍阻體噴灑系統補水等措施)，故仍能確保燃料的安全，答覆內容經審查後可接受。

依台電公司安全分析報告說明，若停機後 224 天發生爐穴底部洩漏，當燃料池水位停在閘門底部時，池水要 19 小時以後才會達到沸騰。針對此時爐穴底部之洩漏率為何，以及達到沸騰所需之確實時間，審查委員提出審查提問請台電公司提出說明。台電公司說明依據 PDSAR 15.1.46 節採用保守之假設情境，意即假設爐穴底部有洩漏的情況下，並不考慮洩漏率及所需時間，反應爐水位是直接降到標高 EL-0.69m 位置，燃料池水位直接降到標高 EL1.02m 位置（並不考慮洩漏時間），再以此水量進行停機多久後，燃料池水到達沸騰的時間相關計算。依據實際洩漏率進行分析之結果，沸騰時間將會大於 19 小時，但事故分析仍以保守 19 小時作為依據，答覆內容經審查後可接受。

3.3 審查結論

針對測試期間可能發生之假設事故，例如：失水洩漏、RHR S/D cooling 轉備用後仍維持運轉之冷卻系統發生單一失效、耐震能力及喪失電源等，審查委員提出多項審查意見，由於 RHR S/D cooling 轉備用後並未停用，原有

RHR 系統設備及相關支援系統仍均將持續定期測試、維護與保持可用狀態，因此審查確認機組安全餘裕並未降低，審查結果可接受。

第四章 審查總結

針對核一廠除役過渡前期技術規範 PDTSI-CS1/2-002-1 申請案評估報告，本會審查委員已就該報告之技術規範暫行措施內容、試驗及監測參數、安全評估與異常狀況應變等章節，提出 42 項審查意見，經 3 次審查會議討論後，所有審查意見均已獲得澄清，台電公司並已依審查意見重新整理修訂送審報告內容，經審查結果可以接受。因此送審之「核一廠除役過渡前期技術規範 PDTSI-CS1/2-002-1 評估報告」，可准予備查。為督促台電公司落實暫行措施與審查承諾事項，以及確認測試結果與送審之安全分析報告符合情形，正式測試執行期間，本會亦會派員現場查證反應爐水及用過燃料池水溫度與設備可用性情形，以確保機組安全。