

# 安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
案件名稱	核三廠 FLEX 案例分析報告

核能安全委員會 核安管制組

中華民國 115 年 5 月

## 摘要

2011 年 3 月 11 日日本東北地區發生強震與海嘯，造成福島第一核能發電廠之機組發生核子事故及放射性物質外釋。事故之後，美國核能協會(NEI)發表 NEI 12-06 報告，提出多樣化且具變通性應對(FLEX)策略，以供核能電廠因應超越設計基準事故。美國核管會(NRC)已認可 NEI 12-06 提出之方法與程序，可符合建立超越設計基準自然事件救援策略之規定。

核能安全委員會(組織改制前為行政院原子能委員會，以下簡稱本會)成立管制追蹤案，要求台電公司依據 NEI 12-06 及美國業界之新導則或方法論，建置國內各核能電廠發生超越設計基準事故後，執行機組救援之 FLEX 策略。該策略需配合核能電廠個廠評估分析，以瞭解電廠之特性與承受能力，佐證 FLEX 策略建置之適切性。

本管制案立案時核三廠仍在運轉期間，台電公司以機組滿載運轉組態作為分析初始設定，參照西屋公司 WCAP-17601-P 報告進行核三廠 7 組案例之模擬分析，包括程式驗證、維持二次側熱沉、喪失二次側熱沉、一次側高壓注水泵救援、一次側高壓注水泵救援時機靈敏度，以及二次側中壓注水泵救援與救援時機靈敏度等分析。台電公司依據分析結果，提交「核三廠 FLEX 案例分析報告」，佐證核三廠事故後承受能力及其 FLEX 策略適切性。

本會審查小組針對報告內容涉及之分析方法論、初始條件與模擬假設、案例分析結果等提出審查意見，台電公司均已完成答復。綜合「核三廠 FLEX 案例分析報告」內容，以及相關審查意見答復說明之審查結果，本會專案審查小組確認可以接受。

# 目錄

摘要 .....	I
目錄 .....	II
第一章 前言 .....	1
一、本案緣起 .....	1
二、審查過程 .....	2
第二章 分析方法論 .....	3
一、概述 .....	3
二、審查發現 .....	5
三、審查結論 .....	7
第三章 初始條件與模擬假設 .....	8
一、概述 .....	8
二、審查發現 .....	9
三、審查結論 .....	12
第四章 案例分析結果 .....	13
一、概述 .....	13
二、審查發現 .....	15
三、審查結論 .....	18
第五章 審查總結 .....	19
參考文獻 .....	20

# 第一章 前言

## 一、本案緣起

2011年3月11日日本東北地區外海發生規模9.0地震，造成日本福島第一核能發電廠外電中斷，其後海嘯來襲，緊急柴油發電機遭海水淹沒，導致機組喪失所有交流電力，反應爐冷卻系統因失電無法運轉，機組喪失最終熱沉。此複合式災害程度超出預期，救援與應變處理不及，進而造成福島第一核能發電廠爐心燃料冷卻不足，造成爐心燃料熔毀及放射性物質外釋的事故。

前述事件經驗之後，針對核能電廠同時發生長期喪失交流電力(Extended Loss of Alternating Current Power, ELAP)及喪失最終熱沉情境，美國核能協會(Nuclear Energy Institute, NEI)發表 NEI 12-06, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide”，提出多樣化且具變通性應對(FLEX)策略之實施導則，以協助核電廠因應此類超越設計基準事故。美國 NRC 管制指引“Flexible Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis Events”已認可 NEI 12-06 之方法與程序，可符合發展超越設計基準自然事件救援策略之規定。

本會成立管制追蹤案要求台電公司依據 NEI 12-06 及美國業界之新導則或方法論，建置核三廠於應對超越設計基準事故時，執行機組救援之 FLEX 策略。策略目標為救援電廠面對重大天然危害時的挑戰，範圍包括廠內設備的整備、應對程序的建置以及人員的訓練等。FLEX 策略需配合核能電廠個廠條件進行評估分析，以瞭解電廠之特性與重要參數變化情形，佐證 FLEX 策略建置之適切性，爰此，台電公司提出「核三廠 FLEX 案例分析報告」送審。

送審報告涵蓋內容，包括針對爐心冷卻功能執行 7 組案例分析，就分析結果進行討論說明。報告亦提出核三廠 FLEX 策略相關之圍阻體分析及

用過燃料池分析。此外，送審報告併附核三廠與美國同型核電廠之 FLEX 個案熱流分析事件時序比對結果。

## 二、審查過程

台電公司依管制追蹤案要求提交「核三廠 FLEX 案例分析報告」，經本會程序審查，台電公司依意見進行報告修訂後，本會成立專案審查小組，成員除本會同仁外，考量審查專業需求，另邀請具核能系統安全分析、熱流分析及核子反應器安全管制專長之專家學者參與，審慎進行核三廠 FLEX 案例分析報告之技術審查作業。

本會針對「核三廠 FLEX 案例分析報告」共計提出 55 項審查意見，台電公司已就所有審查意見答復說明並完成相關報告章節內容修訂，經本會審查小組審查確認結果可以接受。

經「核三廠 FLEX 案例分析報告」專案審查小組完成技術審查作業程序，本會彙整審查情形，撰寫「核三廠 FLEX 案例分析報告」安全審查報告。報告分為五章，第一章為前言，第二章為分析方法論，第三章為初始條件與模擬假設，第四章為案例分析結果，第五章為審查總結。

## 第二章 分析方法論

### 一、概述

美國 NEI 12-06 報告提出多樣化且具變通性應對(FLEX)策略，以供核能電廠因應超越設計基準事故。考量事件演進時序，針對事故應變分成三個階段，包括：依靠電廠固定式設備進行初始因應、轉換到廠內 FLEX 設備以維持或恢復關鍵功能，以及後續由廠外 FLEX 設備得到更多處理能力與設備多重性，直到電力、水源、與冷卻水注入系統恢復(或投入)使用。

西屋公司因應 NEI 12-06 報告，提出 WCAP-17601-P 報告，就壓水式電廠在全黑下的各種暫態反應進行評估，且參考 INPO IER 11-4 建議與美國 NRC Bulletin 2011-01 的救援行動內容，對於壓水式電廠在全黑下的緊急措施提供分析的技術基礎。WCAP-17601-P 對評估案例成功的準則如下：

1. 爐心不發生損毀：分析過程中以爐心水位高於有效燃料頂端(Top of Active Fuel, TAF)作為成功準則。
2. 不會發生再臨界：喪失交流電源期間，電廠均處於次臨界狀態，爐心沒有發生再臨界的情況。

台電公司送審報告採用 NEI 12-06 同時發生電廠全黑與喪失最終熱沉之事故情境，並參照 WCAP-17601-P 壓水式電廠在長期喪失電源下可能遇到的各種議題，根據相關議題建立分析假設及事故時序進行計算，以了解核三廠在面對類似的事件情節時，電廠所能承受的能力，亦同時觀察各重要參數的變化趨勢，作為核三廠後續制定 FLEX 策略之參考。分析模式採用美國愛達荷國家實驗室所發展的最佳估算熱水流分析工具暫態分析程式 RELAP 5。

核三廠 RELAP5 基本分析模式係以核能蒸汽供應系統作為主要分析系統，其包含反應器壓力槽、冷端及熱端管路、反應器冷卻水泵(Reactor Coolant Pump, RCP)、調壓槽與蒸汽產生器等重要元件，同時為模擬失水事

故與其他嚴重意外事故，緊急爐心冷卻系統、反應器跳脫保護與重要控制系統均依照運轉規範所制定之參數建立於 RELAP5 輸入模式內。整個核三廠輸入模式由 246 個控制體積，272 個連接控制體積的流體接點，199 個傳遞熱能的熱結構以及核三廠跳脫保護與重要控制系統控制卡片所構成，此外還有點動態中子模式計算爐心功率時變情形。

送審報告進行核三廠 7 組案例之模擬分析，包括程式驗證分析、維持二次側熱沉之分析、喪失二次側熱沉之分析、一次側高壓注水泵救援分析、一次側高壓注水泵救援時機靈敏度分析，以及二次側中壓注水泵救援與救援時機靈敏度等分析。透過案例模擬計算，考量在電廠發生長期全黑事故時，以廠內現有之設備，以及加入 FLEX 注水設備後的機組反應狀況，驗證救援事故能力的適切性。

美國 North Anna 核電廠與核三廠皆屬西屋公司 3 迴路壓水式反應器，送審報告提出兩者 FLEX 個案熱流分析事件時序比對如下：

- 1.在 RCP 軸封洩漏方面，North Anna 核電廠採用 WCAP-17601-P 報告數值，而核三廠則分別採用 WCAP-17601-P 報告數值以及安裝 RCP 停機軸封後之數值。
- 2.在緊急爐心冷卻系統方面，North Anna 核電廠假設蓄壓槽可進行補水，而核三廠假設蓄壓槽水源不可用。
- 3.在冷凝水儲存槽容量方面，North Anna 核電廠容量較小，因此在較早時間即須切換為替代水源，並列置移動式泵提供水源至汽機帶動輔助飼水泵系統，以維持汽機帶動輔助飼水泵可用。核三廠由於冷凝水儲存槽容量大，至少可提供汽機帶動輔助飼水泵系統運轉 24 小時。
- 4.North Anna 核電廠根據次臨界及自然循環分析，程序書要求最慢在事故開始 33 小時內須對反應器冷卻水系統(Reactor Coolant System, RCS) 列置移動式注水泵。核三廠由案例分析結果顯示，若汽機帶動輔助飼水泵於 8 小時後停止，改由中壓注水泵補水至 3 台蒸汽產生器維持

二次側熱沉，同時一次側採用高壓注水泵注水，則爐心水位均可維持在 TAF 以上。

## 二、審查發現

審查小組提出審查意見，要求進一步探討 WCAP-17601-P 報告中，避免爐心損毀準則與本案分析所採準則之異同。台電公司答復：分析電廠在 ELAP 情境下的成功準則，其中之一是爐心不發生損毀，在不同的電廠採用不同的作法，如維持護套尖峰溫度低於熔毀限值、避免護套破裂與維持水位高於 TAF 等。在送審報告中以維持水位高於 TAF 作為成功準則。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告提及模擬移動式注水設備，模式在迴路 1 新增連接點 851 及控制體積 850，作為移動式高壓注水泵注入點模擬之用；控制體積 512、612、712 及其相對應的連接點 513、613 與 713 做為移動式中壓注水泵將水直接補入 3 台蒸汽產生器。要求澄清：(1)核三廠高壓注水泵注水是否涵蓋迴路 2、迴路 3，以及(2)事故發生後，若採用中壓注水策略，則是否 3 台蒸汽產生器皆須執行補水？台電公司答復：(1)模擬高壓注水泵將水注入 RCS，主要目的為觀察注水流量對反應器壓力槽水位的影響，為簡化分析只選取迴路 1 作為注水流徑；實際上核三廠高壓注水可透過安全注水管路注入 3 個迴路。(2)中壓注水可注入 3 台蒸汽產生器，可於實際使用時依機組狀況執行補水，若 3 台蒸汽產生器狀況皆容許補水，且無其他顧慮，則可同時進行補水，而若事故時有蒸汽產生器損壞或處於熱乾涸狀態，則可考慮先補水至狀況較好之蒸汽產生器。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明報告內 PWR FLEX 基準能力摘要之依據，以及核三廠是否已符合此「PWR FLEX 基準能力」。台電公司答復報告內所提 PWR FLEX 基準能力項目符合 NEI 12-06 內容，包括爐心冷卻、圍阻體功能及用過燃料池冷卻等。核三廠已完成相關設備及程序書建置，符合 NEI 12-06 有關 FLEX 基準能力之要求。針對圍阻體部分，圍阻體完整



性可於事故後長時間維持，核三廠保守考量仍規劃利用移動式中壓注水泵，作為圍阻體後備冷卻之用。在用過燃料池部分，核三廠規劃使用柴油引擎中繼泵從 CST 取水，流量為 150 GPM，根據計算結果，用過燃料池內燃料於事故後可持續為水所覆蓋。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明分析所採取之評估方法、參數與 WCAP-17601-P 之差異。台電公司列表針對基礎案例(Case A)之分析程式、反應器型式、初始功率、事件初始狀態、衰變熱模式、汽機帶動輔助飼水泵可用性、RCP 軸封洩漏率、降溫率、蓄壓槽可用性與儀用空氣等進行比較說明，經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求針對本案蓄壓槽關閉的做法，進一步比較與 WCAP-17601-P 之差異，並補充說明適切性。台電公司答復：WCAP-17601-P 報告並未考慮二次側降壓，RCS 維持在較高壓力狀態，因此蓄壓槽水源實際上未使用。核三廠分析有考慮二次側降壓，RCS 壓力會降低，但假設蓄壓槽不可用，目的是希望在保守的假設條件下，驗證事故情境下皆能維持爐心為水覆蓋。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明送審報告自然循環停止之定量判斷依據。台電公司答復：判定自然循環停止之時間是依據 WCAP-17601-P 報告之說明，即熱端管路溫度與冷端管路溫度相近時；分析時以 $\Delta T$  小於 0.5 °F 為判定基準。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求參考美國同型電廠做法以及美國 NRC 文件，提出核三廠個案事件序列及全面性整合計畫規劃適切之說明。台電公司答復：WCAP-17601-P 採行 NEI 12-06 之緩解策略以符合 NRC 之 EA-12-049 要求，而核三廠與 North Anna 之評估均是參考 WCAP-17601-P 之評估程序，因此兩者整體之緩解策略一致。North Anna 核電廠與核三廠個案分析，因 RCP 軸封洩漏流量、汽機帶動輔助飼水系統持續可用時間假設，以及蓄壓槽假設不同，使得結果會有不同。其中，有關於 RCP 軸封洩漏率部分，美國已安裝 RCP 停機軸封之電廠，經蒐集包括：Arkansas Nuclear One、Beaver

Valley、Farley、Shearon Harris、Braidwood 等核電廠，除 Farley 外，分析假設均同 WCAP-17601-P 分析。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明送審報告之分析與 NUREG-1953, “Confirmatory Thermal-Hydraulic Analysis to Support Specific Success Criteria in the Standardized Plant Analysis Risk Models-Surry and Peach Bottom”之異同。台電公司答復：送審報告分析之劇情假設係依 NEI 12-06 及 WCAP-17601-P 所制訂，未參考 NUREG-1953 文獻。送審報告與 NUREG-1953 第 6.4 節之差異在於：RCP 軸封洩漏率、高壓安全注水動作時間、安全閥動作情形、蒸汽驅動輔助飼水可用性、二次側控制降壓及爐心損毀準則等。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明本案熱傳分析條件。台電公司答復：本分析使用 18 個熱結構體，取自核三廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)，其中熱結構體 4~7 是圍阻體集水池的地板。參考 FSAR 第 6.2 節喪失冷卻水事故下圍阻體溫度壓力分析的假設，本分析在圍阻體集水池不考慮空氣與熱結構體間的熱傳，僅考慮水與熱結構體間的熱傳，熱結構體另一面與地表接觸假設為絕熱。經審查答復內容可以接受。

### 三、審查結論

送審報告分析方法採用 NEI 12-06 同時發生電廠全黑與喪失最終熱沉之事故情境，並參照 WCAP-17601-P 報告進行基本案例事故序列分析，分析程式為 RELAP 5。審查小組針對分析的成功準則、注水流量分配、核三廠 FLEX 基準能力、評估方式與 WCAP-17601-P 異同、蓄壓槽注水假設、熱傳分析條件、同型電廠作法等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

### 第三章 初始條件與模擬假設

#### 一、概述

送審報告參照 WCAP-17601-P 報告進行分析，採用核三廠完成小幅度功率提昇後的額定功率作為事件發生前之穩態功率，並以此功率下之運轉參數數據當作 RELAP 5 模式分析之輸入參數。

假若此時核電廠發生超越設基準事件，導致喪失外電且緊急柴油發電機無法起動，即電廠發生全黑事故，反應器保護系統自動動作，控制棒全部進入爐心，反應器安全停機，主蒸汽隔離閥自動關閉，主飼水泵跳脫，馬達帶動之輔助飼水泵因為電廠全黑無電力供應，無法啟動，由汽機帶動之輔助飼水泵供水至蒸汽產生器。

送審報告以反應器水位在 TAF 之上作為成功準則進行分析，分析重點參數包含反應器水位、反應器壓力、蒸汽產生器水位、蒸汽產生器壓力、軸封洩漏率、反應器水溫、熱端管路水溫、冷端管路水溫、冷卻水補水量等。

分析案例總共為 7 組。Case A 是根據 WCAP-17601-P 之基本案例情境及時序進行計算，用以比對 RELAP 5 與 WCAP-17601-P 中西屋 NOTRUMP 程式計算結果，驗證 RELAP 5 程式在執行此類事故時，與 WCAP-17601-P 中西屋公司分析結果的相似性。Case A 假設核三廠原於全功率運轉狀態，其後發生全黑事故 (Station Blackout, SBO)，反應器急停。衰變熱採用 RELAP5-MOD3.3 內建模式並加上 2 倍標準差，即 ANS 5.1-1979+2 sigma。汽機帶動輔助飼水泵於 60 秒後啟動。事故起始時採用 5 gpm 作為 1 台 RCP 軸封洩漏量，780 秒後假定洩漏量增加為每迴路 21 gpm。事故 2 小時後開始進行二次側控制性降壓，採用 RCS 每小時 70°F 的降溫率，二次側最後維持在 300 psia。蓄壓槽出口閥初始設定為開啟，並於一次側壓力降至 22 kg/cm<sup>2</sup> 時，由運轉員手動關閉出口閥。

Case B 至 Case G 是核三廠 FLEX 策略之救援時序分析，分述如下：

1. Case B 根據 Case A 情境，修訂情境為汽機帶動輔助飼水泵的起動時機，由 60 秒鐘更改為 30 分鐘後啟動。另假設蓄壓槽出口閥由開啟更改為關閉狀態。以及考量核三廠已完成安裝 RCP 停機軸封，當軸封注水流體溫度上升至設定值時引動，引動後洩漏率為每迴路 1 gpm，不會如 Case A 增加至每迴路 21 gpm。Case B 可分析核三廠現行設備在 ELAP 情況下的耐受性。
2. Case C 之情境及時序與 Case B 大致相同，修訂為汽機帶動輔助飼水泵在 8 小時後停止，以了解若未建立蒸汽產生器熱沉時，反應器水位變化情形。
3. Case D 延續 Case C 的假設及時序，但修訂為汽機帶動輔助飼水泵在 8 小時停止時，啟動高壓注水泵注水至 RCS，以進行靈敏度分析，探討高壓注水泵注水至一次側的效益。
4. Case E 也是延續 Case C 的假設及時序，但修訂為汽機帶動輔助飼水泵在 8 小時停止時，改採中壓注水泵注水至蒸汽產生器，以進行靈敏度分析，探討中壓注水泵注水至蒸汽產生器的效益。
5. Case F 則是使用與 Case D 相同的假設及時序，針對調壓槽動力釋壓閥 (Power Operated Relief Valve, PORV) 不同開啟數目及不同開關壓力設定點，進行靈敏度分析。
6. Case G 則沿用 Case C 的假設及時序，探討二次側移動式中壓注水泵最晚注水時機。

## 二、審查發現

審查小組提出審查意見，針對 Case B 假設汽機帶動輔助飼水系統於 30 分鐘啟動，其後皆維持正常運轉之情境，詢問核三廠如何排除起動失敗或運轉後跳脫故障之狀況。台電公司答復：WCAP-17601 報告的假設條件為汽機帶動輔助飼水系統自事故後 60 秒即自動啟動且持續運轉；核三廠為保守考量，假設於 30 分鐘完成手動啟動，故自動啟動失敗已涵蓋於核三廠的

分析當中。至於汽機帶動輔助飼水泵運轉中跳脫狀況，核三廠已建置處理程序書，且於現場張貼手動起動操作步驟，以利電廠工作人員順利恢復使用。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告提及核三廠已安裝 RCP 停機軸封的情境，要求進一步說明分析採用的洩漏率數值合理性。台電公司答復 RCP 停機軸封為被動式裝置，於軸封進口流體溫度上升達到設計溫度才會引動。在引動前，RCP 既有之 1 號軸封維持運作，洩漏流量約每迴路 3.0 gpm。參考西屋公司 WCAP-10541 報告，發生喪失所有交流電源時，RCP 1 號軸封進口流體溫度約於 13 分鐘時上升達到 RCS 冷端溫度 550 °F，在無停機軸封裝置下洩漏流量會達到每迴路 21 gpm，若有停機軸封裝置，則停機軸封引動並限制洩漏流量維持至多約每迴路 1.0 gpm。因此，若以 13 分鐘作為停機軸封引動時間，引動前 RCP 洩漏流量為每迴路 3.0 gpm 進行計算，洩漏總量僅占 RCS 總體積 0.12%，效應可忽略。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對 Case A 分析衰變熱採用 ANS 5.1(1979 年版)加上 2 倍標準差，要求進一步說明是否另採 ASB 9-2 進行衰變熱功率計算？台電公司答復：無特定法規要求衰變熱計算方式，目前各電廠相關安全分析均是使用 ANS 5.1(1979 年版)之模式進行計算，例如核一、二、三廠 FSAR 均是採用 ANS 5.1(1979 年版)進行全黑 8 小時分析，WCAP-17601-P 分析中也使用相同方式。送審報告分析是依據 WCAP-17601-P 報告使用 ANS 5.1(1979 年版)，並已採保守考量，再加上 2 倍標準差。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，針對 Case B 的分析假設為汽機帶動輔助飼水系統於 30 分鐘後啟動成功，詢問假設的依據，以及該系統之可靠度與特性。台電公司答復：汽機帶動輔助飼水系統可在 30 分鐘內起動係依核三廠運轉人員訓練課程，經演練程序驗證可在 30 分鐘內起動。另依據核三廠全黑 24 小時承受能力報告，指出(1)汽機帶動輔助飼水泵室喪失冷卻在門開啟的狀態下，24 小時內可維持設備之可用性；(2)供應控制器直流電源的電池設計

可確保提供 24 小時的直流電源；及(3)冷凝水儲存槽水量可供系統運轉達 24 小時以上。因此汽機帶動輔助飼水系統在全黑事件發生時，應可維持 24 小時可用。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，要求澄清 Case E 移動式中壓注水泵注水至 3 台蒸汽產生器的流量分配，以及考量雙機組事故，移動式中壓注水泵之數量需求。台電公司答復：注水流量 215 gpm 為 1 台中壓注水泵注入 3 台蒸汽產生器的總流量。核三廠共備置 3 台移動式中壓注水泵，是依 NEI 12-06 要求須符合 N+1 原則，核三廠 2 部機組，再加上 1 台餘裕，故為 3 台。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，要求送審報告 RCS 高壓補水之啟動假設應該與核三廠現況相符，若與現況不符，應檢討各案例分析所假設之 RCS 高壓補水時間，或修正 FLEX 策略，縮短 RCS 高壓補水之列置時間，或視為靈敏度分析，並在報告中說明進行此靈敏度分析之理由。台電公司答復：送審報告分析的移動式高壓注水泵案例(Case D、F)，是針對失去二次側熱沉後，是否能使用移動式高壓注水泵對 RCS 注水以進行救援之靈敏度分析，故分析假設並未依照核三廠現況設定。依照審查意見報告第 3.3 節內文修正如下：Case D 是延續 Case C 的假設及時序，但考慮高壓泵於事故後 8 小時注水至 RCS，此個案分析並未依據電廠程序書 1460.1 訂定之啟動條件啟動高壓泵，而是單純假設高壓泵於輔助飼水失效後啟動，目的為進行靈敏度分析，探討高壓泵注水至一次側的效益。CASE E 也是延續 Case C 的假設及時序，但考慮中壓注水泵於事故後 8 小時注水至 SG，目的為進行靈敏度分析，探討中壓注水泵注水至 SG 的效益，以提供電廠在擬定 FLEX 策略之參考。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，要求針對核三廠圍阻體分析，假設 RCS 洩漏及 RCP 洩漏共 26 gpm，計算事故 7 天內圍阻體溫度與壓力變化情形。澄清 7 天洩漏總量對於圍阻體整體壓力之貢獻，並說明與分析結果趨勢圖之符合性。台電公司答復：本分析是延伸「核三廠 SBO 24 小時承受能力評估」圍

阻體分析內容，以 GOTHIC 程式模擬圍阻體空間之溫度與壓力反應變化，並延長計算至 7 天，分析使用之圍阻體熱源包括 Sensible Heat Source 及 RCS Leakage Heat Source。依據上述假設條件計算得到 SBO 7 天(168 小時)最高壓力與溫度分別為 24.4 psia 及 305.4 °F，可符合設計條件；其中洩漏量部分保守考量 7 天均維持 26 gpm 之流量，累積水量為 262,080 gallon，洩漏量之熱焓依上述假設，事故發生後 0~2.3845 小時區間採用 600.73 Btu/lbm(Full Power 588.45°F)，2.3845~7 天(168 小時)則均保守假設維持在 321.8 Btu/hr (Hot Shutdown 之最高溫 350°F)，而分析結果趨勢圖顯示，隨著持續的洩漏熱源進入圍阻體，圍阻體溫度及壓力均會緩慢地升高，惟在 7 天的時間內，仍在圍阻體溫度與壓力限值內。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，有關用過燃料池池水沸騰所需時間之計算條件中，設定核三廠燃料池初始水溫為 30 °C，針對此溫度的保守性，要求補充說明。台電公司答復：以水溫 40 °C，計算用過燃料池在喪失冷卻到池水沸騰所需時間，以及池水沸騰到水位下降至燃料儲存架頂端高度所需時間，合計用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料儲存架頂端高度所需時間，與原先使用 30 °C 水溫計算時間，差距為 0.9 小時。核三廠已計畫於事故後 24 小時建置用過燃料池補水策略，可使池水上升  $6.5 \times 10^{-5} \text{m/s}$ ，故無論水溫使用 30 °C 或 40 °C，皆可及時補水至用過燃料池，且其補水能力可維持燃料持續為水所覆蓋。經審查答復內容可接受。

### 三、審查結論

送審報告參照 WCAP-17601-P 長期喪失交流電源(ELAP)事件下的暫態假設，進行 7 組案例分析。分析初始條件採用核三廠正常運轉狀態下數據，探討如反應器水位壓力、蒸汽產生器水位壓力等重要參數。審查小組針對 7 組案例之初始條件與模擬假設進行審查，並就關切議題如汽機帶動輔助飼水系統可用性、洩漏率採用數值、衰變熱分析模式、中壓注水泵備置數量等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

## 第四章 案例分析結果

### 一、概述

送審報告共執行核三廠 7 組案例分析，並就各案例分析結果，提出反應器重要參數之趨勢變化圖及討論說明，分述如后。

Case A 假設自事件發生時起，RCS 總洩漏量為 16 gpm。事件後 780 秒時，假設發生 RCP 軸封失效，RCS 總洩漏率升高至 64 gpm，隨後洩漏率隨系統壓力改變並由 RELAP 5 程式計算。參照 WCAP-17601-P 基本案例之設定，於事件 2 小時後開啟二次側 PORV 進行控制性降壓，維持二次側壓力在 300 psia，RCS 降溫率保持在 70°F/hr 內。Case A 模擬結果顯示，與 WCAP17601-P 大致相符，核三廠總洩漏量較低是因為 WCAP-17601-P 報告係就四迴路之壓水式核電廠進行分析。此外，核三廠爐心水位降至 TAF 時間較短，原因在於為了要防止蓄壓槽氮氣進入 RCS 系統，核三廠程序書規定在 22 kg/cm<sup>2</sup> 時即手動關閉蓄壓槽出口閥，若蓄壓槽內硼酸水能全部排入 RCS，則可使爐心水位延後約 8 個小時才會到達 TAF。

Case B 假設核三廠喪失所有交流電後，反應器安全停機，主蒸汽隔離閥關閉，主飼水泵跳脫，馬達帶動之輔助飼水泵無法啟動，汽機帶動輔助飼水系統於 30 分鐘後啟動，一次側沒有任何外加冷卻水注入系統且蓄壓槽出口閥關閉，RCS 總洩漏率假設為 4 gpm，隨後洩漏率隨系統壓力由 RELAP 5 程式計算。Case B 模擬結果顯示，72 小時後反應器水位仍高於 TAF，燃料沒有發生裸露情形。由案例 B 分析結果可知，汽機帶動輔助飼水泵持續運轉，加上核三廠已安裝 RCP 停機軸封，洩漏量極小，反應器水位可長時間維持在 TAF 以上。

Case C 假設與 Case B 大致相同，不同處在於 Case C 之汽機帶動輔助飼水系統假設於 8 小時後停止，且未啟用中壓注水泵將冷卻水再注入蒸汽產生器，以探討二次側失去熱沉功能時，反應器水位的變化情形。Case C 模擬結果顯示，於不啟用中壓注水泵條件下，在約 13 小時喪失二次側熱沉，



此時一次側壓力開始上升，當壓力達到一次側 PORV 開啟設定點後，PORV 反覆開啟，形成一次側冷卻水流失途徑。由案例 C 分析結果可知，維持二次側熱沉，如汽機帶動輔助飼水泵持續運轉或使用中壓注水泵，對於反應器水位的控制具關鍵影響。

Case D 沿用與 Case C 相同的事故假設，差異在於 Case D 汽機帶動輔助飼水系統於 8 小時停止後，立刻啟動高壓注水泵將水注入一次側，以探討高壓注水泵救援措施的成效。Case D 模擬結果顯示，當二次側熱沉喪失後，雖然一次側持續注入冷卻水，但補入的冷卻水受衰變熱影響仍會提高一次側壓力。當 RCS 壓力高於高壓注水泵的操作壓力時，冷卻水即無法注入系統。而在壓力上升到調壓槽 PORV 設定壓力時，PORV 即會開啟，形成爐水流失途徑。由案例 D 分析結果可知，一次側高壓注水泵仍需搭配二次側熱沉維持措施，以維持反應器水位。

Case E 延用 Case C 的事故假設，並在汽機帶動輔助飼水系統於 8 小時停止後，即使用中壓注水泵將水注入蒸汽產生器，以探討使用移動式中壓注水泵救援措施的成效。Case E 模擬結果顯示，各參數變化與案例 B 相近，也就是二次側若持續有冷卻水補入，保持二次側熱沉能力，則在事故後 72 小時反應器水位仍然高於 TAF。

Case F 使用與 Case D 相同的假設及時序，當電廠進入全黑狀態後，若汽機帶動輔助飼水於 8 小時後停止，二次側熱沉喪失，同時一次側採用高壓注水泵注水，則反應器壓力會隨著注水以及衰變熱而升高，在壓力大於高壓注水泵的操作條件後，高壓注水泵即無法再注入水，隨後因壓力達到調壓槽 PORV 開啟設定點，PORV 開啟形成爐水流失路徑。Case F 針對調壓槽 PORV 不同的開啟數目，包括開啟 3 個 PORV 與開啟 1 個 PORV 兩種案例進行分析。由案例 F 分析結果可知，在二次側無法維持熱沉情況下，無論調整調壓槽 PORV 開啟設定點或不同的開啟數量，均不利於維持反應器水位。

Case G 使用與 Case C 相同的假設及時序，當喪失所有交流電後，反應器安全停機，主蒸汽管隔離閥關閉，主飼水泵跳脫，馬達帶動之輔助飼水泵亦無法啟動，汽機帶動輔助飼水系統於 30 分鐘後啟動，一次側沒有冷卻水注入且蓄壓槽關閉。RCS 總洩漏率為 4 gpm。汽機帶動輔助飼水系統於 8 小時停止後，使用移動式中壓注水泵將水注入蒸汽產生器。本案例進行中壓注水泵靈敏度測試分析，分別於反應器水位到達 Case C 的 TAF 前 10、30、40、50 分鐘，使用中壓注水泵注水至二次側。由 Case G 分析結果顯示，在事故發生後約 15.1 小時前，開始使用中壓注水泵將水注入蒸汽產生器，則反應器水位始終維持高於 TAF。

## 二、審查發現

審查小組提出審查意見，要求針對送審報告重要分析參數之不確定度，補充說明並納入報告。台電公司答復：本案分析是以反應器水位作為判斷依據，經檢視影響爐心水位的參數包括：一次側流量、汽機帶動輔助飼水泵流量、二次側壓力、冷卻水泵洩漏量、蒸汽流量、降溫率、爐心功率、調壓槽壓力與 RCS 平均溫度等。針對上列參數進行靈敏度分析結果，對反應器水位影響最為顯著的 3 項參數為爐心功率、蒸汽產生器壓力及 RCS 平均溫度等。各重要參數的不確定度探討結果，新增於送審報告附錄三。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對 Case A 案例述及 WCAP-17601-P 電廠總洩漏量較核三廠多，是因為 WCAP-17601-P 電廠為四迴路洩漏。要求補充 WCAP-17601-P 電廠具體總洩漏量以及有哪些電廠？台電公司答復：於時間點 130,000 秒時，WCAP-17601-P 報告之總洩漏量約 350,000 lbm，Case A 約 290,000 lbm。Case A 分析假設條件大部分皆與 WCAP-17601-P 報告相同，僅蓄壓槽關閉時機是以核三廠程序書 570.20 之操作步驟作為設定條件。另外，WCAP-17601-P 報告中所列西屋設計之電廠，依電廠的爐心冷卻水回路、熱功率、蒸汽產生器型式、緊急爐心冷卻水系統等可分為 6 類，包含 North Anna, Surry, Summer... 等 25 座美國核電廠。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，Case A 為基本案例，須能明確呈現並與 WCAP-17601-P 文件結果比對趨勢之一致性，請補充說明。台電公司答復：在 15,000 秒至 20,000 秒間之差異，是因為 Case A 案例之 RCS 壓力，因隨著二次側降壓至 300 psia，PORV 關閉，壓力出現波動，導致洩漏量出現震盪。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，有關 Case A 分析結果，報告述及蓄壓槽因為防止氮氣進入系統，在達到設定壓力後手動關閉，因此三個蓄壓槽仍留有大量冷水，若能全部排入系統，將延長爐心水位到達 TAF 的時間。詢問：(1)達設定壓力後手動關閉之操作程序？(2)蓄壓槽手動關閉的操作方式？台電公司答復：(1)操作依據為核三廠程序書 570.20。(2)可於控制室盤面開關控制，亦可派員至現場手動關閉。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，有關 Case A 分析結果，圖 4.6 顯示注水峰值 (peak) 為注水中期，而非前期，原因為何。台電公司答復：該圖為 RELAP 5 模式分析所得的結果，蓄壓槽注水流量會依據蓄壓槽與 RCS 冷端管路間之差壓而變化。在約 12,000 秒時，一次側壓力降至蓄壓槽注水的設定點，蓄壓槽開始注水，隨後一次側壓力隨著二次側壓力降至 300 psia 後，兩者間差壓變大，導致蓄壓槽注水量增加，峰值出現，後續蓄壓槽壓力因注水使得氮氣空間變大壓力降低，造成差壓變小，注水量降低。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對報告述及 Case B 的分析結果，在二次側有熱沉的狀況下，72 小時內不會有 reflux condensation 現象發生，故 72 小時內沒有進行一次側補水的需求。要求針對停機軸封於 72 小時內不致有劣化導致洩漏量增加，提出補充說明。台電公司答復：由分析結果顯示，一次側壓力於 50,000 秒時，自 2250 psia 降至 300 psia，冷端管路溫度為 420 °F。依據廠家西屋公司文件(編號 TWP-18-16)，均在設計壓力、溫度與設計壽命內，故不致有停機軸封劣化導致洩漏量增加之疑慮。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，有關 Case C 分析結果，圖 4.18 「Case C 冷端管路及熱端管路時變圖」顯示 13 小時後，因二次側喪失熱沉，一次側溫度快速增加至 650 °F；圖 4.16 「Case C 二次側壓力時變圖」於相同時段(13 小時後)顯示二次側壓力下降。一次側溫度應與二次側壓力有關連性，請探討二次側壓力在 13 小時後呈現下降趨勢之合理性。台電公司答復：在 Case C 的假設條件下，13 小時後蒸汽產生器水位降至 0%，蒸汽產生器變空，導致內部空氣體積變大，造成二次側壓力快速下降。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，有關 Case C 分析結果，圖 4.16 顯示在分析開始 3 小時內，二次側壓力有兩個峰值，請補充說明。台電公司答復：由圖 4.15 一次側壓力的變化及圖 4.16 二次側壓力的變化可看出一、二側壓力在一開始時因反應器急停，主蒸汽隔離閥關閉而上升，隨後二次側壓力到達 PORV 設定點後，此時壓力因 PORV 開啟維持在固定值。事故一開始時喪失飼水，導致蒸汽產生器水位(如圖 4.17)開始下降，30 分鐘後，蒸汽驅動輔助飼水注入，移熱能力增加，使得一次側壓力下降，1 小時後，蒸汽產生器水位回升到足以使二次側壓力開始回升的程度，使得二次側壓力再度回升。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，有關 Case D 分析結果，說明因高壓注水泵操作壓力為 1,500 psig，在約 11.5 小時一次側壓力大於高壓注水泵的操作壓力後，高壓注水泵無法繼續注水，請將高壓注水泵無法繼續注水時間補充納入各 Case 之分析結果時序表。台電公司答復：已依照審查意見修改 Case D 時序表納入。另外，涉及高壓注水泵之分析案例為 Case D 及 Case F，其中 Case F 又分為 Case F-1：開啟 3 個 PORV，及 Case F-2：開啟 1 個 PORV，Case F-3：一次側壓力於 1500 psig 開啟 1200 psig 關閉，及 Case F-4：一次側壓力於 800 psig 開啟 600 psig 關閉，PORV 開啟個數皆為 1 個，共 4 個子案例。在 Case F 的案例中，因一次側壓力 PORV 開啟方式及設定點不同，移動式高壓注水泵除 Case F-3 外，並未出現無法繼續注水之情形，故不於表格中註明。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告 Case F 案例，提及是沿用與 Case D 相同的假設及時序，加入調壓槽 PORV 不同開關設定壓力之條件，研究以移動式高壓注水泵將水注入 RCS 的救援措施，詢問若調壓槽 PORV 開啟後無法關閉及無法打開對於分析結果的影響。台電公司答復：分析報告 Case F 案例是參考 WCAP-17601-P 報告，再加上電廠特性參數而定，分析假設為 PORV、安全閥(SV)皆可正常使用。若 PORV 無法開啟，則壓力會繼續上升至安全閥(SV)開啟洩壓；若 PORV 開啟無法關閉，則蒸汽將持續沖放。以上兩種狀況，都會形成爐水大量流失路徑，兩種情境下反應爐水位到達 TAF 的時間點與 Case F 原分析結果差距不大。經審查答復內容可以接受。

### 三、審查結論

送審報告以第三章之初始條件與模擬假設進行分析，執行核三廠 7 組案例分析，並就各案例分析結果，提出反應器重要參數之趨勢變化圖及討論說明。Case A 分析結果顯示，與 WCAP17601-P 大致相符，確認本案核三廠 RELAP 5 模式可應用於後續 FLEX 策略分析。Case B 模擬結果顯示，核三廠於事故 72 小時後反應器水位仍高於 TAF，燃料沒有發生裸露情形。Case C、D、E、F、G 等，則係就 FLEX 策略如中壓注水泵、高壓注水泵，以及調壓槽 PORV 開啟設定點等進行探討，提供不同條件下機組重要參數的變化情形。審查小組針對報告 7 組案例分析結果進行審查，並就關切議題如分析參數不確定度、停機軸封設計特性、Case A 分析比對結果、Case C 二次側壓力變化情形、Case D 高壓注水泵無法繼續注水時間、Case F 調壓槽 PORV 無法關閉或開啟之影響等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

## 第五章 審查總結

2011 年 3 月 11 日日本福島第一核能發電廠事故之後，美國核能協會 (NEI)發表 NEI 12-06 報告，提出多樣化且具變通性應對(FLEX)策略，以供核能電廠因應超越設計基準事故。本會成立管制追蹤案 MS-JLD-10113，要求台電公司建置核三廠發生超越設計基準事故後執行機組救援之 FLEX 策略，該策略需配合核能電廠個廠評估分析，以瞭解電廠之特性與承受能力，佐證 FLEX 策略建置之適切性。

MS-JLD-10113 立案時核三廠仍在運轉期間，台電公司以機組滿載運轉組態作為分析初始設定，提出「核三廠 FLEX 案例分析報告」。送審報告參照西屋公司 WCAP-17601-P，評估壓水式電廠在長期喪失電源下的暫態反應，根據可能遇到的議題建立分析假設及事故時序進行計算。報告進行核三廠 7 組案例之模擬分析，包括程式驗證分析、二次側始終有熱沉之分析、二次側沒有熱沉之分析、一次側高壓注水泵救援分析、一次側高壓注水泵救援時機靈敏度分析，以及二次側中壓注水泵救援與救援時機靈敏度等分析。

分析結果顯示，核三廠在爐心冷卻方面，符合 NEI 12-06 的緩抑策略相關要求，包括(1)初始階段依靠已安裝在電廠之設備，及(2)若無法滿足救援，第二階段再轉換到廠內的 FLEX 設備救援。在圍阻體部分，圍阻體完整性可於事故後長時間維持，核三廠保守考量仍規劃利用移動式中壓注水泵，作為圍阻體後備冷卻之用。在用過燃料池部分，核三廠規劃使用柴油引擎中繼泵從 CST 取水，流量為 150 GPM，根據計算結果，可維持燃料於事故後持續為水所覆蓋。

本會審查小組針對報告內容涉及分析方法論、初始條件與模擬假設、案例分析結果等提出審查意見，台電公司均已完成答復。綜合「核三廠 FLEX 案例分析報告」內容，以及相關審查意見答復說明，本會專案審查小組確認可以接受。

## 參考文獻

1. NEI 12-06, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide.”
2. Regulatory Guide 1.226, “Flexible Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis Events.”
3. WCAP-17601-P, “Reactor Coolant System Response to the Extended Loss of AC Power Event for Westinghouse, Combustion Engineering and Babcock & Wilcox NSSS Designs.”