

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
案件名稱	核二廠 FLEX 案例分析報告

核能安全委員會 核安管制組

中華民國 113 年 11 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燃料熔毀及放射性物質外釋。事故之後，美國核能學會(NEI)發表 NEI 12-06 報告，提出多樣化與具變通性(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)管制指引 Regulatory Guide 1.226，認可 NEI 12-06 提出之方法與程序，可符合 10 CFR 50.155(b)(1)「發展超越設計基準自然事件減緩策略」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 KS-JLD-10113，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於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。

KS-JLD-10113 立案時核二廠仍在運轉期間，台電公司以機組滿載運轉組態作為分析初始設定，參照美國沸水式核電廠通用分析報告 NEDC-33771P 基本案例事故序列進行分析比對，其後就事故後 RCIC 轉換至 FLEX 設備注水之不同時序進行機組參數分析，最後再以目前核二廠事故後反應爐降壓策略搭配 FLEX 策略進行分析。依據分析結果，台電公司提交「核二廠 FLEX 案例分析報告」，佐證核二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爐心熱量傳遞、爐心水位、程式模型格點、程式輸入參數、RCIC 系統設備操作、圍阻體壓力、圍阻體排氣管徑、備用氣體處理系統可用性、反應爐降壓時間、衰變熱計算、FLEX 設備注水流量、一次側洩漏率與圍阻體溫度峰值關連性等提出審查意見，台電公司均已完成答復。綜合「核二廠 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。

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	1
第二章 分析方法論	3
一、概述	3
二、審查發現	3
三、審查結論	5
第三章 初始條件與模擬假設	6
一、概述	6
二、審查發現	7
三、審查結論	9
第四章 通用分析報告案例分析結果	10
一、概述	10
二、審查發現	10
三、審查結論	11
第五章 FLEX 延伸案例分析	12
一、概述	12
二、審查發現	13
三、審查結論	13
第六章 核二廠 FLEX 策略個廠化案例分析	15
一、概述	15
二、審查發現	16
三、審查結論	16
第七章 審查總結	18
參考文獻	19

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，後續發生燃料熔毀及放射性物質外釋事件。

前項事件之後，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(Loss of Ultimate Heat Sink, LUHS)情境，美國核能學會(Nuclear Energy Institute, NEI)發表 NEI 12-06, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide”，提出建置多樣化且具變通性應對策略(FLEX 策略)之導則，以協助應付此類超越設計基準事故。美國核管會(NRC)管制指引 Regulatory Guide 1.226, “Flexible Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis Events”，認可 NEI 12-06 提出之方法與程序，可符合 10 CFR 50.155(b)(1)「發展超越設計基準自然事件減緩策略」之規定。

本會成立管制追蹤案 KS-JLD-10113，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於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。爰此，台電公司提出「核二廠 FLEX 案例分析報告」送審。

二、審查過程

台電公司依管制追蹤案 KS-JLD-10113 要求提交「核二廠 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「核一廠、核二廠 FLEX 案例分析報告」專案審查小組，一併執行核一廠

與核二廠之 FLEX 案例分析報告技術審查作業。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、熱流分析與核子反應器安全管制專長之專家學者參與專案審查小組。

本會專案審查小組要求本案辦理須能符合美國沸水式核電廠通用分析報告 NEDC-33771P，並請台電公司依該報告提出個廠差距分析(Site-Specific Gap Analysis)。其後台電公司進版「核二廠 FLEX 案例分析報告」，增加比對表及第六章「核二廠 FLEX 策略個廠化案例分析」內容。

總計本會針對「核二廠 FLEX 案例分析報告」共提出 46 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「核一廠、核二廠 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「核二廠 FLEX 案例分析報告」安全審查報告。報告分為七章，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，第四章為通用分析報告案例分析結果，第五章為 FLEX 延伸案例分析，第六章為核二廠 FLEX 策略個廠化案例分析，第七章為審查總結。

第二章 分析方法論

一、概述

日本福島第一核能發電廠事件後，美國核能學會(NEI)發表 NEI 12-06 報告，提出一套多樣化與具變通性策略(Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)，以供核能電廠因應超越設計基準事故。針對事故應變分成三階段，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。

送審報告「核二廠 FLEX 案例分析報告」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，並參照美國沸水式核電廠通用分析報告(報告編號：NEDC-33771P)之假設條件進行基本案例分析，其後再進行延伸案例分析，以了解各種不同情境下，核二廠重要參數變化情形，如爐心冷卻、圍阻體壓力，以確認事故應變第一階段轉換至第二階段之容許期長，作為核二廠後續制定 FLEX 策略之參考。分析模式採用美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)主導發展之嚴重事故分析程式 MAAP (Modular Accident Analysis Program)第 5 版。

核二廠 MAAP 模式之格點及區塊，爐心分成 165 個格點，壓力槽分成 9 區塊，17 個熱沉，18 條流徑；圍阻體分成 8 區塊、18 個熱沉；輔機廠房分成 7 區塊、9 個熱沉，並模擬爐心冷卻相關系統，包括：備用硼液控制(SBLC)系統、控制棒驅動(CRD)系統、高壓爐心噴灑系統(HPCS)、爐心隔離冷卻(RCIC)系統、緊急爐心冷卻系統(ECCS)、餘熱移除(RHR)系統等。冷卻爐心所需之最低注水流量，則是依照沸水式反應器業主組織(Boiling Water Reactor's Owners Group, BWROG)之緊急程序與嚴重事故導則(Emergency Procedures and Severe Accident Guidelines, EPGs/SAGs)進行計算。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，針對爐心隔離冷卻(RCIC)系統運轉時，反應爐蒸汽於推動 RCIC 泵汽輪機後會於抑壓池內冷凝，同時亦將蒸汽熱量傳至抑壓池，詢問分析模式是否納入上述熱量傳遞。台電公司答復 MAAP 程式及分析模式已有考慮此種熱量傳遞模式，MAAP 程式計算 RCIC 系統抽汽是透過反應爐和抑壓池壓差計算相對應的流量，並給定對應壓力流量表進行內插計算。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告提及分析驗證有足夠冷卻，惟爐心卻未被水覆蓋之敘述，要求澄清正確性。台電公司說明若分析方法證明沸水式反應器可保持足夠的爐心冷卻，則反應爐降壓過程伴隨的爐心裸露是可被允許的。前述答復符合 NEI 12-06 第 3.2.1.1 節之一般準則，且另由送審報告案例分析結果，顯示事故後爐心水位均能維持在有效燃料頂部(Top of Active Fuel, TAF)之上，經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明核一廠、核二廠 MAAP 程式輸入模型之格點差異。台電公司答復核一廠、核二廠在 MAAP 程式輸入模型之爐心格點相同，但圍阻體流徑和熱沉格點則因圍阻體設計不同而有差異，經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明送審報告分析程式之適切性。台電公司答復，美國核管會(NRC)表示以 MAAP 程式第 4 版進行沸水式反應器之圍阻體分析與主要系統於喪失交流電源下之分析具適切性，只要遵循條件包括：(1)水位必須維持在有效燃料頂部之上且降溫率在技術規範限值內，(2)符合 NEI position paper 4.1~4.5 節要求(文件編號 ML13275A318)。另本案採 MAAP 程式第 5 版，其為 MAAP 程式第 4 版之精進版本，且根據 NEDC-33771P 報告基本案例進行比對驗證，故本案分析具適切性。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告提及確保 RCIC 系統已被起動來移除早期爐心所產生的熱量是一個很重要的初步動作，即使是運轉員必須到設備所在的現場去起動與控制，要求再補充與澄清。台電公司答復，

RCIC 系統如自動起動功能失效，則將依策略改採手動操作。主控制室將派設備操作員至輔助廠房 RCIC 室開啟相關閥(E51-F045/E51-F046)及主蒸汽隧道內之注入閥(E51-F013)。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 NEDC-33771P 進行基本案例事故序列分析，分析程式為 MAAP 程式第 5 版。審查小組針對報告內容涉及之爐心熱量傳遞、燃料水位淹蓋、程式模型格點、程式適切性、RCIC 設備操作等提出審查意見，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 NEDC-33771P, “GEH Evaluation of FLEX Implementation Guidelines”之沸水式核電廠初始條件與模擬假設，作為 MAAP 程式計算之基本設定，相關設定將用於後續案例分析，以了解事件後電廠重要參數變化及承受能力。核二廠所有模擬案例的初始狀態，皆為電廠處於正常運轉期間，且已連續運轉 100 天。假設條件如：

- 1.事故前為滿載運轉，額定熱功率 3,001 MWt，爐壓 1,038.83 psia。
- 2.衰變熱採用 ANSI/ANS 5.1 之 1979 年標準。
- 3.反應爐初始水位在正常運轉水位。
- 4.主蒸汽隔離閥(Main Steam Isolation Valve, MSIV)在急停信號後 3.5 秒完全關閉。
- 5.溼井自由空間體積 5,759 立方公尺(氣)/11,850 立方公尺(水)。氣溫 27°C，水溫 27°C，壓力 1 大氣壓，初始溼度 100%。
- 6.乾井自由空間體積 5,226 立方公尺，氣溫 56°C，壓力 1 大氣壓，初始溼度 20%。
- 7.不考慮乾井初始 γ 熱負載。
- 8.假設一次側有 25 gpm 洩漏率。
- 9.乾井設計壓力 30 psig，設計溫度 330°F；圍阻體設計壓力 15 psig，圍阻體設計溫度 199.4°F。
- 10.RCIC 泵注水水源可由抑壓池或冷凝水儲存槽(Condensate Storage Tank, CST)取水，冷凝水儲存槽初始存量 2,732 立方公尺，水溫 27°C。

- 11.當圍阻體達熱容量溫度限制(Heat Capacity Temperature Limit, HCTL)時，反應爐以不超過技術規範之每小時 55°C 之降溫率進行降壓，直到反應爐壓力達約 15 kg/cm²，之後維持此壓力。
- 12.於事故發生後 4 小時開始執行圍阻體排氣，排氣管徑採核二廠實際排氣管徑 30 吋，排氣管路摩擦損失因數 K 假設為 4.0。
- 13.模擬分析事故起 24 小時。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，針對分析涉及之衰變熱計算方法要求澄清說明，項目包括：(1)請說明分析採用之衰變熱計算模式與 NEDC-33771P 報告相符性。(2)請說明 GE SIL No. 636 議題，關於鈾系元素及活化產物對衰變熱之影響。(3)請增加 ANSI/ANS-5.1, “Decay Heat Power in Light Water Reactors”不同年份版本計算結果。台電公司答復如下：(1)依 NEDC-33771P 報告，BWR/6 反應器分析方法採用 ANSI/ANS-5.1 1979 年版衰變熱計算模式，MAAP 程式已納入 ANSI/ANS-5.1 1979 年版，符合 NEDC-33771P 報告。(2)GE SIL No. 636 建議分析事故時間在 10⁶ 秒 (277.8 小時)以內，如已考量不準度(+ 2σ)或最佳估算時增加 3%~6%衰變熱，即可涵蓋鈾系元素及活化產物等效應。(3)新增 Case 4~Case 6，比較 ANSI/ANS-1979+2σ、1994+2σ、2005+2σ 版本衰變熱模式差異，其結果顯示在長時間停機後才會出現差異。於事故後第 72 小時，衰變熱計算結果分別為 13.06 MW、13.17 MW 及 13.49 MW。另因 MAAP 程式第 5.0.0 版之限制，僅有 ANSI/ANS-5.1 1979 年版衰變熱計算模式，故此部分案例改用 MAAP 程式第 5.0.3 版分析計算。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求比較送審報告程式輸入參數與 NEDC-33771P 報告參數之異同。台電公司答復評估方法均依照 NEDC-33771P 所述，並臚列分析程式、事故前狀態、主蒸汽隔離閥(MSIV)動作情形、衰變熱計算式、乾井初始熱負載、反應爐額定壓力、反應爐額定功率、反應爐

初始水位、抑壓池體積、抑壓池水溫、溼井體積、溼井空間溫度、溼井壓力、溼井溼度、乾井自由空間、乾井氣室空間溫度、乾井壓力、乾井溼度等參數數值。台電公司另答復，依 BWROG-TP-13-015, “GEH MAAP-SHEX Benchmark Study for the BWROG”報告結論，可知 MAAP 與 SHEX 程式之模擬結果在圍阻體壓力和圍阻體溫度趨勢相似。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對模擬假設條件第 12 項之依據要求說明，包括：(1)事故後開始執行圍阻體排氣為 4 小時，以及(2)排氣管路摩擦損失因數 K 假設為 4.0。台電公司答復如下：(1)於事故發生後 4 小時開始執行圍阻體排氣為參考 NEDC-33771P 報告之初始假設，採用相同排氣時間以進行基本案例比對；後續核二廠個廠延伸案例則有不同排氣時間之分析結果。(2)K 值選定為 4 之假設為參考 NEDC-33771P 報告 BWR/6 電廠分析之初始假設，並以核二廠實際排氣管徑 30 吋作為模擬條件。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，要求說明：(1)分析假設初始乾井溼度 20%之保守性。(2)核二廠模擬分析之假設是否如同核一廠分析，未考慮再循環水泵水封洩漏量。台電公司答復：(1)初始乾井溼度 20%為 NEDC-33771P 報告之設定。(2)根據 NEDC-33771P 報告，BWR/6 型式機組分析假設有考慮一次側洩漏量，核二廠分析亦採此設定；另有關再循環水泵之洩漏流量，其包括兩個機械式水封，當皆受損時之洩漏流量約為 20 gpm。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告提及 RCIC 水泵運轉水溫範圍為 40~140°F，水源為抑壓池或冷凝水儲存槽，而依分析結果顯示，抑壓池池水於事故過程中溫度升至 200°F 以上，要求澄清 RCIC 系統以抑壓池做為水源之適切性。台電公司答復 RCIC 系統由抑壓池取水係參考 NEDC-33771P 報告採相同模擬假設進行分析。RCIC 系統正常水源為冷凝水儲存槽，抑壓池為後備水源。另依 NEDC-33771P 報告，評估 RCIC 系統在抑壓池水溫 240°F 下仍可運轉。經審查答復內容可接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告第 3.2 節第 12 個初始條件敘述：「於事故發生後 4 小時開始執行圍阻體排氣」，建議考慮事故下圍阻體排氣及圍阻體噴灑所造成的圍阻體負壓狀況，訂定圍阻體排氣起動之定量條件(如壓力設定點)。台電公司答復，依 BWROG 緊急運轉程序書(Emergency Operation Procedure, EOP)第 4 版之圍阻體控制程序，當圍阻體噴灑後，圍阻體壓力下降至 $0.122 \text{ kg/cm}^2 \sim 0 \text{ kg/cm}^2$ 前，會停止圍阻體噴灑，以確保圍阻體壓力不會減少至低於大氣壓力，此程序已納入目前二廠 EOP 策略中。經審查答復內容可以接受。

三、審查結論

送審報告參照 NEDC-33771P, “GEH Evaluation of FLEX Implementation Guidelines”之沸水式核電廠初始條件與模擬假設，作為 MAAP 程式計算之基本設定。審查小組針對報告內容涉及之衰變熱計算、程式輸入參數、圍阻體排氣、RCIC 水泵運轉溫度、圍阻體壓力等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

第四章 通用分析報告案例分析結果

一、概述

送審報告提出核二廠參照通用分析報告 NEDC-33771P 進行基本案例事故序列分析之結果，分析初始假設同本報告第三章。情境假設為事故初始即喪失外電且緊急柴油發電機無法起動，電廠發生全黑事故，反應爐急停，控制棒迅速插入。主蒸汽隔離閥(MSIV)自動關閉，反應爐壓力迅速上升，並於事故後圍阻體達熱容量溫度限制(HCTL)時，反應爐進行控制性降壓，目標是以不超過技術規範之每小時 55°C 將反應爐壓力槽降溫並降壓至 15 kg/cm^2 左右，確保 RCIC 系統可繼續運轉補水。

送審報告就前述基本案例事故序列分析事故起 24 小時內之機組反應，共模擬 3 個案例，第 1 個案例為不進行圍阻體排氣且 RCIC 系統自抑壓池取水，第 2 個案例為不進行圍阻體排氣且 RCIC 系統自冷凝水儲存槽取水，第 3 個案例為事故後 4 小時進行圍阻體排氣且 RCIC 系統自抑壓池取水。

本章第 1 個、第 2 個案例分析結果，於未進行圍阻體排氣情境下，由於 RCIC 系統持續運轉將冷卻水注入反應爐，反應爐內水蒸汽藉由安全釋壓閥(Safety Relief Valve, SRV)排放至抑壓池中，並且在通過抑壓池的過程時被冷凝，使抑壓池水位上升，故乾井壓力、氣溫、抑壓池壓力、溫度等參數數值皆會上升。本章第 3 個案例分析結果，於事故後 4 小時進行圍阻體排氣，開啟備用氣體處理系統，此時圍阻體壓力與乾井壓力等參數數值將因執行圍阻體排氣而下降。本章 3 個案例情境分析結果，核二廠機組參數變化情形與國外同型電廠分析結果相同。

送審報告依據案例分析結果，提出反應爐壓力、反應爐溫度、爐心側板水位、圍阻體壓力、圍阻體氣溫、濕井/抑壓池溫度變化等參數變化圖。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，針對送審報告排氣案例提及，核二廠為透過備用氣體處理系統執行圍阻體排氣，管徑為 30 吋管，要求說明事項如下：(1)請說明圍阻體排氣從濕井到大氣，排氣路徑連接管路管徑之符合性。(2)請說明從濕井執行圍阻體排氣時，所排放之高溫度及濕度之蒸汽是否會損壞備用氣體處理系統。台電公司答復如下：(1)備用氣體處理系統之抽氣管徑為 30 吋，可由管閥圖(P&ID)佐證。(2)依核二廠程序書編號 345，備用氣體處理系統的活性炭床過濾器高溫度(310 °F)時，其排氣風扇會自動停止，而依照送審報告圖 4.4.5 及 4.4.6 之分析結果顯示，圍阻體溫度不會高至 310 °F；另依據核二廠全面整合計畫(Overall Integrated Plan, OIP)，事故後 6 小時內人員抵達電廠即可開始列置相關圍阻體控制策略，故備用氣體處理系統可維持可用。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對未執行圍阻體排氣兩案例之事故時序，RCIC 系統係分別自抑壓池及冷凝水儲存槽取水，反應爐壓力降至 15 kg/cm² 的時間分別為事故後 9.76 小時與 5.28 小時，要求說明時間差異之理由。台電公司答復，因水溫不同，冷凝水儲存槽水源水溫較低，所以降壓效果較抑壓池水源快。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，提出核二廠參照 NEDC-33771P 基本案例事故序列之分析結果。分析結果顯示，核二廠機組參數變化趨勢與國外同型電廠相同，確認本案核二廠 MAAP 模式可應用於後續 FLEX 策略分析。審查小組針對報告內容涉及之圍阻體排氣管徑、備用氣體處理系統可用性及反應爐降壓時間等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

第五章 FLEX 延伸案例分析

一、概述

送審報告提出核二廠 FLEX 延伸案例分析結果，分析初始假設同本報告第三章。情境假設於事故後第 4 小時開始執行圍阻體排氣，當圍阻體達熱容量溫度限制(HCTL)時，反應爐控制性降壓，以不超過技術規範之每小時 55°C 將反應爐壓力槽降溫並降壓至 15 kg/cm² 左右，確保 RCIC 系統可繼續運轉補水以降低壓力，並將分析時間延長至 72 小時。

送審報告分析事故起 72 小時內之機組反應，共模擬 3 個 FLEX 延伸案例，就 RCIC 系統不同之運轉期長，探討 RCIC 系統於事故後 6 小時、8 小時或 24 小時轉換到廠內 FLEX 設備注水情境下，機組參數變化情形，分述如下：

(一)事故後第 6 小時轉換到廠內 FLEX 設備

事故後反應爐水位由 RCIC 系統注水維持在正常水位(自抑壓池取水)，事故後 6 小時 RCIC 系統停止注水，之後開啟自動洩壓系統(Automatic Depressurization System, ADS)，反應爐執行緊急洩壓並由 FLEX 設備及外部水源注水維持反應爐水位。

(二)事故後第 8 小時轉換到廠內 FLEX 設備

事故後反應爐水位由 RCIC 系統注水維持在正常水位(自抑壓池取水)，事故後 8 小時 RCIC 系統停止注水，之後開啟自動洩壓系統(ADS)，反應爐執行緊急洩壓並由 FLEX 設備及外部水源注水維持反應爐水位。

(三)事故後第 24 小時轉換到廠內 FLEX 設備

事故後反應爐水位由 RCIC 系統注水維持在正常水位(自抑壓池取水)，事故後 24 小時 RCIC 系統停止注水，之後開啟自動洩壓系統(ADS)，反應爐執行緊急洩壓並由 FLEX 設備及外部水源注水維持反應爐水位。

本章 3 個案例分析結果，事故後 6 小時、8 小時或 24 小時停止 RCIC 系統並轉換至外部 FLEX 設備注水，圍阻體溫度及濕井溫度均會上升。

送審報告依據案例分析結果，提出反應爐壓力、反應爐溫度、反應爐側板水位、反應爐注水流量變化(RCIC 系統)、反應爐注水流量變化(消防水)、濕井/抑壓池溫度、圍阻體壓力、圍阻體氣溫等參數變化圖。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，要求澄清送審報告圖 5.1.5 消防水流量 1,000~1,100 gpm，與核二廠壓力測試國家報告第 6.2.1.3 節之消防栓供水 808 gpm 不一致。台電公司答復：報告圖 5.1.5 誤植為消防水，應係生水池重力注水。核二廠於現場實際量測生水注入廠房消防管路入口之流量及壓力，分別為 1,082 gpm 及 7.8 kg/cm²，將修正報告。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對抑壓池溫度於事故後上升，潛在影響人員靠近進行 RCIC 系統手動控制(若有必要時)，要求說明相應措施。台電公司答復：於喪失外電後，將依程序書 500.15 派員將 RCIC 室門保持開啟，以維持 RCIC 區域之溫度。另核二廠將使用 FLEX 設備供電至 RCIC 系統，保持 RCIC 系統可運轉。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對送審報告圖 5.1.6、圖 5.2.6 與圖 5.3.6，分號代表於事故後第 6、8 與 24 小時停止 RCIC 系統注水，開啟自動洩壓系統，圍阻體壓力變化情況，要求比較圍阻體壓力變化不同之原因。台電公司答復：於 8 小時和 24 小時案例，因自動洩壓系統開啟後大量蒸汽洩至抑壓池，故造成圍阻體壓力短暫上升；而 6 小時之案例，圍阻體壓力無壓力突波是因為 RCIC 系統只運轉 6 小時，抑壓池之液態水還可以冷凝蒸汽，所以沒有壓力上升趨勢。經審查答復內容可以接受。

三、審查結論

送審報告以驗證過之 MAAP 模式進行核二廠 FLEX 延伸案例分析，情境假設於事故後 4 小時開始執行圍阻體排氣，當圍阻體達熱容量溫度限制 (HCTL) 時，反應爐控制性降壓。針對事故後 6 小時、8 小時或 24 小時停止 RCIC 系統並轉換至外部 FLEX 設備注水等 3 種情境，探討圍阻體溫度參數與溼井溫度參數變化情形。分析結果顯示，依核二廠事故後處理程序，於事故後 10 分鐘即執行反應爐控制性降壓，則圍阻體與溼井溫度參數變化均在設計限值內，詳參報告第六章所述。審查小組針對報告內容涉及之 FLEX 設備注水流量及 RCIC 系統現場環境可接近性等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

第六章 核二廠 FLEX 策略個廠化案例分析

一、概述

本章係依審查小組意見新增於送審報告，內容包括依照 NEDC-33771P 第七章“Guidance for Performing Site-Specific Gap Analysis”增加核二廠個廠評估說明，以及就一次側洩漏量及衰變熱不同，進行 6 個核二廠 FLEX 策略個廠化案例分析。

各案例依據目前核二廠事故後處理程序，於事故發生後 10 分鐘即執行反應爐控制性降壓，目標為反應爐降壓至 15kg/cm^2 ，並於事故後 1 小時開啟備用氣體處理系統排氣。事故後 RCIC 系統優先自冷凝水儲存槽取水，於事故後 8 小時停止 RCIC 系統，轉換至 FLEX 策略設備開始進行爐心替代注水，並使用替代熱沈執行抑壓池冷卻，模擬至事故後 72 小時。

本章 6 個核二廠 FLEX 策略個廠化案例分析設定如下：

- Case 1：比照「核二廠全黑(Station Blackout, SBO) 24 小時承受能力評估」，一次側洩漏量採用 61 gpm；
- Case 2：比照美國 Grand Gulf 電廠 1 號機靈敏度分析，一次側洩漏量採用 100 gpm；
- Case 3：比照美國 Grand Gulf 電廠 1 號機靈敏度分析，一次側洩漏量採用 184 gpm；
- Case 4：比照「核二廠 SBO 24 小時承受能力評估」，一次側洩漏量使用 61 gpm，並採用衰變熱標準 ANSI/ANS 5.1 1979 + 2σ ；
- Case 5：比照「核二廠 SBO 24 小時承受能力評估」，一次側洩漏量使用 61 gpm，並採用衰變熱模式 ANSI/ANS 5.1 1994 + 2σ ；
- Case 6：比照「核二廠 SBO 24 小時承受能力評估」，一次側洩漏量使用 61 gpm，並採用衰變熱模式 ANSI/ANS 5.1 2005 + 2σ 。

本章 6 個核二廠 FLEX 策略個廠化案例，分析結果圍阻體最高溫度均符合設計要求。Case 1~3 有關一次側不同洩漏量，分析結果差異不明顯；

Case 4~6 有關不同衰變熱計算公式，以 ANSI/ANS 5.1 1979 年版本最為保守。

送審報告依據案例分析結果，提出反應爐溫度、反應爐壓力、爐心功率、圍阻體溫度、抑壓池溫度、衰變熱等參數圖。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，針對「為增加 6%衰變熱...初始爐心功率調整為 3,181.06 MWt」之敘述，要求澄清增加 6%衰變熱是否等同於功率提升至 106%。台電公司答復：衰變熱為 MAAP 程式自行計算，Case 1~3 是以 MAAP 程式第 5.0.0 版進行模擬，因第 5.0.0 版程式無法加入 2 倍標準差不準度，故採增加 6%功率方式。台電公司另提出 106%功率衰變熱增加百分比之時間變化曲線圖對照圖，顯示均是在 6%左右。Case 4~6 衰變熱另以 MAAP 程式第 5.0.3 版採用不同衰變熱模式並加入 2 倍標準差不準度進行評估，其評估結果已可確認事故下圍阻體在不同衰變熱模式下之溫度壓力差異，亦可與 Case 1~3 交互比對。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對一次側洩漏率小之案例，圍阻體溫度峰值反而最高，要求說明原因。台電公司答復：反應爐洩漏對於反應爐有降溫降壓效果，而其洩漏位置假設是在乾井，在同樣的降溫降壓目標情境下，洩漏率較小之案例會有較多的蒸汽經由 SRV 排放至抑壓池，較少的爐水洩漏至乾井；洩漏率較大之案例則會有較少的蒸汽經由安全釋壓閥排放至抑壓池，較多的爐水洩漏至乾井。上述情境使圍阻體氣溫隨著排放至抑壓池的蒸汽量而有差異，故洩漏量較多之案例乾井溫度峰值會最高，洩漏量較小之案例圍阻體氣溫峰值反而最高。經審查答復內容可以接受。

三、審查結論

送審報告提出 6 個個廠化案例，依據目前核二廠事故後處理程序，於事故後 10 分鐘即執行反應爐控制性降壓，並於事故後 1 小時使用圍阻體備用氣體處理系統排氣，同時於事故後 8 小時轉換至 FLEX 策略設備開始進

行爐心替代注水，並使用替代熱沉執行抑壓池冷卻，分析結果顯示圍阻體與溼井溫度參數變化均在設計限值內。其中 Case 1~3 為針對一次側不同洩漏量之靈敏度分析，分析結果差異不明顯；Case 4~6 為不同年份版本衰變熱計算公式，及加入兩倍標準差，計算結果以 ANSI/ANS 5.1 1979 年版本最為保守。審查小組針對報告內容涉及之熱功率與衰變熱關連性、一次側洩漏率與圍阻體溫度峰值關連性等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

第七章 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，美國核能學會 (NEI)發表 NEI 12-06 報告，提出多樣化與具變通性(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 KS-JLD-10113，要求台電公司建置國內各核能電廠於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。

KS-JLD-10113 立案時核二廠仍在運轉期間，台電公司以機組滿載運轉組態作為分析初始設定，提出「核二廠 FLEX 案例分析報告」。該報告參照美國沸水式核電廠通用分析報告 NEDC-33771P 基本案例事故序列進行分析比對，其後就事故後 RCIC 系統不同運轉期長轉換至 FLEX 設備注水之機組參數變化進行分析，最後再以目前核二廠事故後處理程序進行分析。

分析結果顯示核二廠事故後處理程序，於事故後 10 分鐘執行反應爐控制性降壓，事故後 1 小時使用圍阻體備用氣體處理系統排氣，事故後 8 小時轉換至 FLEX 策略設備開始進行爐心替代注水，並使用替代熱沉執行抑壓池冷卻，則圍阻體與溼井溫度參數變化均在設計限值內，佐證核二廠 FLEX 策略建置之適切性。

本會審查小組針對報告內容涉及之爐心熱量傳遞、爐心水位、程式模型格點、程式輸入參數、RCIC 系統設備操作、圍阻體壓力、圍阻體排氣管徑、備用氣體處理系統可用性、反應爐降壓時間、衰變熱計算、FLEX 設備注水流量、一次側洩漏率與圍阻體溫度峰值關連性等提出審查意見，台電公司均已完成答復。綜合「核二廠 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. NEDC-33771P, “GEH Evaluation of FLEX Implementation Guidelines”