

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
案件名稱	核一廠 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 CS-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。

CS-JLD-10113 立案時核一廠仍在運轉期間，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，其後就事故後排氣時間及轉換至 FLEX 設備注水之不同時序進行機組參數分析。依據分析結果，台電公司提交「核一廠 FLEX 案例分析報告」，佐證核一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程式模型格點、程式輸入參數、衰變熱計算、反應爐壓力變化、爐心側板水位變化、RCIC 系統設備操作、反應爐再循環水泵水封洩漏量、FLEX 設備注水策略等提出審查意見。審查期間考量核一廠已停機進入除役期間且反應爐開蓋，對應於機組運轉組態所需之設備未再進一步提問。綜合「核一廠 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、本案概述	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	4
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	8
第四章 通用分析報告案例分析結果	9
一、概述	9
二、審查發現	9
三、審查結論	10
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	14
第六章 審查總結	15
參考文獻	16

第一章 前言

一、本案概述

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 CS-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「核一廠 FLEX 案例分析報告」送審。

二、審查過程

台電公司依管制追蹤案 CS-JLD-10113 要求提交「核一廠 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。

本會專案審查小組於報告審查會議，要求台電公司須考量核一廠進入除役期間，機組狀態為永久停機且反應爐開蓋，相關審查意見應就機組現狀適切答復。台電公司參考 NEI 12-06 停機模式內容提出答復，並說明核一廠機組運轉期間之事故情節已不適用。爰此，專案審查小組對於核一廠機組運轉組態所需之設備未再進一步提問。

總計本會針對「核一廠 FLEX 案例分析報告」共提出 24 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「核一廠 FLEX 案例分析報告」安全審查報告。報告分為六章，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故後，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「核一廠 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，核一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，作為核一廠後續修訂 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。

核一廠 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 5 區塊，7 個熱沉；其他廠房分成 3 區塊，2 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、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，針對事故後應付能力，送審報告提到「若高壓爐心注水(HPCI)系統/爐心隔離冷卻(RCIC)系統確保可用，ELAP 所造成爐心熔毀的風險可大為減少...確保這些系統之一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，即使是運轉員必需到設備所在的現場去起動與控制」。要求澄清所指起動與控制是由運轉員親自至現場，抑或另派員至現場。台電公司答復，運轉員及現場操作員將親自至現場手動起動 RCIC 系統，惟核一廠已進入除役階段，機組已停止運轉，RCIC 系統停用，故於此除役階段不再需求現場手動運轉 RCIC 系統之策略。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對核一廠爐心格點，報告內文敘述「核一廠的爐心格點，設定為徑向 5 個格點，軸向 33 個格點，共有 165 個格點，其中軸向第 1、2 與 33 格點為沒有燃料的格點」，此與送審報告圖 2.5.1.2.1 不一致，要求澄清。台電公司答復，原圖 2.5.1.2.1 誤植為 MAAP 程式使用手冊之爐心格點示意圖，已修訂並置換為正確圖面。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 第 5 版。審查小組針對報告內容涉及之燃料水位淹蓋、程式模型格點、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。核一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 1,840 MWt，爐壓 1,008.88 psia。
- 2.衰變熱採用 ANSI/ANS 5.1 之 1979 年標準。
- 3.反應爐初始水位(窄幅水位)90 公分。
- 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，且無一次側洩漏。
- 5.溼井空間(抑壓池上方部分)體積 95,000 立方英尺，溼井空間溫度 33.5°C，壓力 1 psig，溼度 100%。抑壓池(Torus)體積 70,276 立方英尺，水溫 33.5°C。乾井自由空間(含排氣管段)體積 130,000 立方英尺，初始空間溫度 57°C，初始乾井壓力 1 psig，初始乾井溼度 20%。
- 6.乾井初始熱負載來自反應爐、再循環管路、飼水管路、蒸汽管路以及安全釋壓閥。初始 γ 熱負載 0.001908 MW，控制棒驅動系統管路初始熱能 0.152 MW，每一安全釋壓閥初始排洩管路熱負載 0.0452 MW。
- 7.乾井與抑壓池設計壓力為 56 psig，設計溫度 340°F。
- 8.RCIC 系統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 350,000 加侖、水溫 100 °F。RCIC 系統從抑壓池取水之水溫限制為 250°F。RCIC 系統起動所需時間為 25 秒。

- 9.於事故發生後 30 分鐘開始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 ，之後維持此壓力。
- 10.於事故發生後第 8 小時開始圍阻體排氣，假設排氣管徑為 12 吋，排氣管路摩擦損失因數 K 假設為 4.0。實際上核一廠 Torus 排氣有兩條路徑，分別為一條 14 吋管與一條 3 吋管。
- 11.模擬分析事故起 24 小時。
- 12.不考慮反應爐再循環水泵水封洩漏量。
- 13.RCIC 泵送流體溫度於小於 300°F 時，短期(24 小時內)運轉不會影響功能，在 300°F 下運轉水泵軸封洩漏量為 88 gpm。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，要求比較程式輸入參數與 NEDC-33771P 報告案例參數之異同。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、溼井空間體積、溼井空間溫度、溼井壓力、溼井溼度、乾井空間體積、乾井空間溫度、乾井壓力、乾井溼度等參數數值，經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求澄清事故後爐心隔離冷卻(RCIC)系統持續運轉議題，如抑壓池水是否沸騰而影響 RCIC 系統注水、圍阻體排氣與否對於 RCIC 系統注水泵最低淨正吸水頭(NPSH)之影響、RCIC 系統注水泵冷卻方式、事故條件下 RCIC 系統冷卻能力之變化等。台電公司答復送審報告原係參考 NEI 12-06 假設事件發生於機組運轉階段，惟核一廠兩部機運轉執照分別於 2018、2019 年屆期，機組停止運轉，RCIC 系統已停用，故依現況考量，RCIC 系統相關運轉議題應不存在。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求就分析假設說明，包括：(1)假設事故前連續運轉天數之依據。(2)分析採用之衰變熱計算模式與 NEDC-33771P 報告相符性。(3)初始乾井溼度 20%假設之保守性。台電公司答復如下：(1)事故前連續運轉 100 天係參考 NEI 12-06 第 3.2.1.2 節之假設，且符合 NEDC-33771P 報告及 NUMARC 87-00 有關電廠全黑分析之連續運轉天數。(2)依 NEDC-33771P 報告，BWR/4 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。(3)初始乾井溼度 20%為 NEDC-33771P 報告之設定。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求就系統及機械設計觀點，說明模擬假設第 12 點，不考慮反應爐再循環水泵水封洩漏量之原因。台電公司答復，每台再循環水泵有 1 組機械水封，每組水封分成兩段式。第一段水封運轉於爐水系統壓力，第二段水封運轉於爐水一半之壓力。泵殼中設有限流孔 (breakdown orifice)，於兩段水封失效情況下可降低洩漏。水封洩漏量與水封運轉壓力有關，壓力越高水封洩漏量越高(正常爐壓下小於 1 gpm)，核一廠已進入除役階段，反應爐開蓋無爐壓，水封洩漏量議題可不考慮，且此假設亦為 NEDC-33771P 報告對於 BWR/4 案例之假設。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程式輸入參數、RCIC 系統運轉議題、衰變熱計算、反應爐再循環水泵水封洩漏量等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

第四章 通用分析報告案例分析結果

一、概述

送審報告提出核一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，為防止過壓，依緊急運轉程序書(Emergency Operation Procedure, EOP)開啟安全釋壓閥(Safety Relief Valve, SRV)，控制爐內壓力在 60 kg/cm^2 ；同時利用 RCIC 系統維持水位在 90 公分，並於事故後 30 分鐘進行控制性降壓，目標為將反應爐壓力降至 15 kg/cm^2 左右，確保 RCIC 系統可繼續運轉補水。在事故後約 2.5 小時，反應爐壓力降至 15 kg/cm^2 ，且將 RCIC 系統排氣高壓力信號旁通，防止 RCIC 系統跳脫。

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 2 個案例，第 1 個案例未進行圍阻體排氣，第 2 個案例於事故後 8 小時進行圍阻體排氣，假設排氣管路為 12 吋。

本章第 1 個案例分析結果，於未進行圍阻體排氣情境下，由於保持 RCIC 系統自 Torus 取水，持續將冷卻水注入反應爐，反應爐內水蒸汽藉由安全釋壓閥(SRV)排放至 Torus，並且在通過 Torus 的過程時被冷凝，使 Torus 水位上升，故乾井壓力、氣溫、Torus 壓力、溫度等參數數值皆會上升。第 2 個案例分析結果顯示，事故後若能利用 12 吋以上管路排氣，則可維持圍阻體壓力參數數值低於設計壓力之下，配合 RCIC 系統持續運轉，可以維持爐心適當冷卻。

送審報告依據案例分析結果，提出反應爐壓力、爐心側板水位、圍阻體壓力、圍阻體空間溫度、Torus 溫度、乾井溫度、乾井壓力等參數變化圖。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，要求說明事項如下：(1)針對送審報告述及為防止 RCIC 系統跳脫，需將相關信號旁通，請澄清哪些訊號會使 RCIC 系統跳脫。(2)送審報告表 4.1.1 圍阻體壓力溫度峰值表，顯示抑壓池水溫於 11.22 小時即達 250°F，請澄清 RCIC 系統如何持續運轉。(3)請補充說明於 24 小時及 72 小時之分析結果中，圍阻體進行排氣的次數。台電公司答復如下：(1)設計上 RCIC 系統跳脫信號包括：RCIC 水泵低吸入壓力、RCIC 排汽高壓力與泵超速等，此外蒸汽低壓力、汽機排汽膜片高壓力、蒸汽檢漏偵測系統動作等隔離信號出現，亦會跳脫 RCIC 系統。(2)為分析轉換到廠內 FLEX 設備之時間點，於程式模擬時旁通 RCIC 系統溫度跳脫控制，故抑壓池水溫達 250 °F時 RCIC 系統仍持續注水。(3)24 小時案例之排氣為 1 次，於事故後之 0.5 小時；72 小時案例之排氣，則當圍阻體壓力達 20 psig 時進行排氣，壓力降回 5 psig 時關閉排氣，分別排氣為 12 次和 11 次。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求說明反應爐溫度/壓力變化、圍阻體溫度/壓力變化、濕井溫度變化等。台電公司答復，核一廠已進入除役階段，衰變熱已顯著降低，反應爐通大氣，故相關參數變化應無需進一步探討。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，要求澄清送審報告圖 4.5.1 反應爐爐心壓力低於 15 kg/cm²，且微幅下降情形之原因。台電公司答復此為參考核一廠事故策略之設定，降壓至 15 kg/cm²~10.5 kg/cm²，微幅下降為壓力控制之結果，屬合理範圍。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，提出核一廠參照 NEDC-33771P 基本案例事故序列之分析結果。分析結果顯示，核一廠機組參數變化趨勢與國外同型電廠相同，確認本案核一廠 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旁通 RCIC 系統跳脫信

號、排氣次數、溫度/壓力變化等提出審查意見，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

送審報告提出核一廠 FLEX 延伸案例結果，分析初始假設同本報告第三章，依照排氣時間及轉換至外部 FLEX 設備注水時間分成 2 個案例，分析時間延長至事故後 72 小時，情節設定分述如下：

(一)第 24 小時開啟自動洩壓系統(ADS)排氣，並轉換至外部 FLEX 設備水源注水維持反應爐水位。

事故後反應爐壓力先藉由自動洩壓系統(ADS)及安全釋壓閥(SRV)控制，若為避免 SRV 重覆自動開關而卡在開啟狀態，運轉人員可採用手動控制。於事故後 30 分鐘，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 ，之後反應爐維持在 15 kg/cm^2 。期間反應爐水位由電廠固有設備(即 RCIC 及 HPCI)注水維持在正常水位；圍阻體壓力達 20 psig 即進行排氣，並維持於 5~20 psig 間。

在第 24 小時開啟自動洩壓系統(ADS)，緊急洩壓至 3 kg/cm^2 ，並轉換至外部 FLEX 設備水源注水維持反應爐水位。

(二)第 8 小時開啟自動洩壓系統(ADS)排氣，並轉換至外部 FLEX 設備水源注水維持反應爐水位。

事故後初始情節同前，但於第 8 小時即開啟自動洩壓系統(ADS)，緊急洩壓至 3 kg/cm^2 並轉換至外部 FLEX 設備水源注水維持反應爐水位。

本章 2 個案例分析結果，無論於 24 小時或 8 小時轉換至外部 FLEX 設備注水，均足以冷卻爐心並維持爐心水位，且圍阻體溫度、壓力均於設計限值內。另分析假設排氣管路為 12 吋，實際上核一廠 Torus 排氣有兩條路徑，分別為一條 14 吋管與一條 3 吋管。

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、燃料溫度、反應爐注水流量變化(RCIC 系統)、反應爐外部注水流量變化、抑壓池水位、抑壓池溫度、圍阻體壓力、圍阻體空間溫度、乾井壓力等參數變化圖。

二、審查發現

審查小組提出審查意見，要求說明送審報告圖 5.2.1 至圖 5.2.9 之分析目的及所呈現結果之意義。台電公司答復，報告圖 5.2.1 至圖 5.2.9 之延伸案例之分析，為模擬第 8 小時執行 ADS 降壓，並執行外部注水。分析結果顯示於第 8 小時爐心緊急洩壓並採低壓替代注水(消防水)，足以冷卻爐心並維持爐心水位。經審查答復內容可以接受。

審查小組提出審查意見，針對 FLEX 延伸案例分析結果，提問如下：(1) 針對於第 8 小時開啟 ADS 排氣，並由外部水源進行注水，請補充注水流徑或所採行之注水策略。(2)圖 5.1 初期反應爐壓力變化，請說明後續於第 3、24、72 小時之反應爐壓力的變化情形。(3)請解釋圖 5.1.2 反應爐側板水位變化隨時間變化情形之原因。台電公司答復：(1)外部水源注水是以消防車搭配柴油引擎抽水機、佈線消防水帶，抽水引接至主引接點或次引接點，注水流徑優先選擇 RHR 系統或爐心噴灑系統注入爐心。(2)於 0.5 小時開始 RPV 控制性降壓，所以第 3 小時已在 15 kg/cm^2 以下；於第 24 小時開啟 ADS 洩壓至 3 kg/cm^2 ，至 72 小時反應爐壓力皆維持在 3 kg/cm^2 左右。(3)圖 5.1.2 中，事故 24 小時內使用 RCIC 系統補水，維持正常水位；在事故 24 小時至 72 小時，則是由外部水源注水維持反應爐水位。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「RPV 外部水源注水最大 $300 \text{ gpm} @ 7 \text{ kg/cm}^2$ 」，要求說明外部水源設備。台電公司答復：報告所述之壓力 7 kg/cm^2 及流量 300 gpm 為 MAAP 程式分析所用之參數，其中 300 gpm 為 NEI06-12 建議電廠需具有的最低爐心補水能力。核一廠備有移動式抽水機(流量 790 gpm)與消防車(壓力約 10 kg/cm^2 ，流量 792 gpm)，故實際注水能力高於分析所設定的參數。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 模式進行核一廠 FLEX 延伸案例分析，針對排氣時間及轉換至外部 FLEX 設備注水時間共模擬二個案例。分析結果顯示，無論於 24 小時或 8 小時執行爐心緊急洩壓，並轉換至外部 FLEX 設備注水，均足以冷卻爐心並維持爐心水位。審查小組針對報告內容涉及之 FLEX 設備注水策略之設備與流徑、反應爐壓力變化與爐心側板水位變化等提出審查意見，台電公司均已完成答復，答復內容經評估可以接受。

第六章 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 CS-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。

CS-JLD-10113 立案時核一廠仍在運轉期間，台電公司以機組滿載運轉組態作為分析初始設定，提出「核一廠 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，其後就事故後排氣時間及轉換至 FLEX 設備注水之不同時序進行機組參數分析。分析結果顯示，無論於 8 小時或 24 小時執行緊急洩壓並轉換至 FLEX 設備注水，均足以冷卻並維持爐心水位，佐證核一廠 FLEX 策略建置之適切性。

本會審查小組針對報告內容涉及之程式模型格點、程式輸入參數、衰變熱計算、反應爐壓力變化、爐心側板水位變化、RCIC 系統設備操作、反應爐再循環水泵水封洩漏量、FLEX 設備注水策略等提出審查意見。審查期間考量核一廠已停機進入除役期間且反應爐開蓋，對應於機組運轉組態所需之設備未再進一步提問。綜合「核一廠 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”