

「龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告」  
安全評估報告 (R1 版)

行政院原子能委員會核能管制處  
中華民國 104 年 4 月 08 日



# 目錄

|                      | 頁次 |
|----------------------|----|
| 摘要.....              | i  |
| 第一章 簡介.....          | 1  |
| 第二章 組件篩選 .....       | 3  |
| 第三章 環境疲勞修正因子 .....   | 5  |
| 第四章 組件環境效應疲勞評估 ..... | 8  |
| 第五章 總結.....          | 10 |

## 摘要

本案係台電公司依龍門電廠（又稱核四廠）終期安全分析報告之審查意見及承諾辦理，以確認龍門電廠核能一級組件在輕水式反應器主冷卻水環境下的運轉安全性。台電公司於 103 年 5 月 21 日以電核技字第 1038042063 號函提出龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告，並於 103 年 8 月 7 日以電核技字第 1030014474 號函補充業主審查紀錄及重要評估依據與參考資料，送原子能委員會（以下簡稱本會）審查。

送審之報告於第一章中簡述龍門電廠核能一級組件設計依循法規及所用評估方法之法規；第二章說明如何建立須納入疲勞評估分析之範圍；第三章說明環境疲勞修正因子及環境累計疲勞使用因子，如何應用於核能一級組件之環境效應疲勞評估；第四章說明第二章納入評估之組件經使用第三章評估方法其結果以及可行之改善措施；第五章結論乃說明評估分析結果。

為審慎執行龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告審查工作，本會成立專案審查小組，小組成員包括學者、專家、本會龍門電廠終期安全分析第三章審查人。審查作業共計召開 3 次審查會議，請台電公司就委員所提出 22 項審查意見進行報告說明或補充澄清與佐證資料。經台電公司依據本會審查意見修訂後，本會乃接受台電公司所提龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告，相關審查結論詳見本安全評估報告第五章總結。

本安全評估報告敘述本會對台電公司所提送龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告之審查結果，內容分簡介、組件篩選、環境疲勞修正因子、組件環境效應疲勞評估及總結等五章，除總結外，其餘各章均包含概述、審查發現及審查結論三部分。

# 第一章 簡介

## 一、 概述

龍門電廠核能一級金屬組件的設計係依照 1989 年版 ASME Sec. III 來進行設計與分析，在各種設計暫態下，反應器壓力槽(Reactor Pressure Vessel, RPV) 和爐內組件(Reactor Internals, RI)之設計壽命為 60 年，核能一級管路及其附屬組件(Class-1 Piping and Components)之設計壽命為 40 年。

為確認龍門電廠核能一級組件在輕水式反應器主冷卻水環境下的運轉安全性，須篩選出易受環境效應影響的組件，評估環境效應對其運轉壽命的影響，以確保電廠之運轉安全。台電公司依循 R.G. 1.207 (2007 年版) 和 EPRI 報告 NUREG/CR-6909 (2007 年版)，篩選出關鍵性組件並進行環境累計疲勞使用因子，評估龍門電廠主冷卻水對於金屬組件疲勞壽命的影響。

## 二、 審查重點與發現

針對龍門電廠核能一級金屬組件，其設計係依照 1989 年版 ASME Sec. III 設計分析，然該版的評估已考量環境之溫度與壓力的影響，而其他效應係以外加保守度來考量，因此在各種設計暫態下，反應器壓力槽及爐內組件之設計壽命為 60 年，就此本會審查委員提出審查提問編號 RAI-I-1 及 RAI-I-2，就評估結果請台電公司提供相關佐證資料或說明。台電公司答覆顯示：根據 NUREG/CR-6909 (2007 年版) 第 xv 頁，ASME 設計規範中的 S-N Curve 已加入保守因子(疲勞壽命取 20，應力及應變取 2)，且龍門電廠反應器壓力槽組件在進行設計分析時，為了更加保守，在建立有限元素分析模型時又額外扣除腐蝕容許裕度，使得厚度變薄且分析結果更加保守；另依據龍門電廠 FSAR 相關

分析報告書內之負載章節中，載明爐內組件所引用之設計暫態與反應器壓力槽相同；相關答覆內容經審查可以接受。

針對龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告所引用 NUREG/CR-6909 為 2007 年版，然美國核管會於 2014 年 3 月發行 NUREG/CR-6909 Rev.1 draft 版本，就此本會審查委員提出審查提問編號RAI-I-3，請台電公司說明如何因應。台電公司答覆顯示：台電公司已使用 NUREG/CR-6909 Rev.1 draft 評估模式完成龍門電廠環境疲勞效應評估，其評估顯示全部組件之  $CUF_{en}$  仍小於 1.0 並未超出限值，且未來確立之 NUREG/CR-6909 Rev.1 與 2007 年版版本之評估模式應不會有太大差異，龍門電廠應可符合新版本之評估方式。

### 三、 審查結論

龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告針對反應器壓力槽、爐內組件、核能一級管路及其附屬組件，透過環境疲勞修正因子 ( $F_{en}$ ) 來評估在輕水式反應器環境下，主冷卻水對於金屬組件疲勞壽命的影響。

綜合以上之敘述，基於審查作業及人員討論之結果，審查小組合理認為，台電公司對於本節報告內容與審查提問的答覆，已提出適當評估說明，其結果可接受。

## 第二章 組件篩選

### 一、 概述

龍門電廠的核能一級組件範圍係指涵蓋在 ASME Section XI Subsection IWB 營運期間檢查（10 CFR 50.2 RCPB）範圍內的所有組件，包含了反應器壓力槽、爐內組件、以及核能一級管路及其附屬組件等三大部分，另位於 RPV 內壁用以支撐爐內組件的支拖架和其焊道部分，亦一併納入反應器壓力槽組件的範圍。

為了謹慎評估環境效應對核能一級組件的疲勞影響，更加確保核能電廠的運轉安全，針對須納入環境效應疲勞評估範圍之相關組件，綜合 NUREG/CR-6260（1995 年版）和 EPRI 1024995（2012 年版）的組件篩選準則，凡同時符合下列三項要件者均須納入環境效應疲勞評估：

- (1) 組件須為核能一級組件。
- (2) 組件須為主冷卻水壓力邊界（RCPB）組件。
- (3) 組件須和主冷卻水長期接觸。

依此篩選準則，龍門電廠篩選出需要進行環境效應疲勞評估的組件，反應器壓力槽組件共計有 21 項，核能一級管路部分共有 5 條，這些項目在進行環境效應疲勞評估時，其與主冷卻水接觸的部分均須予以評估。

### 二、 審查重點與發現

本章所述組件篩選準則，係參照 BWR 型式電廠所制訂，然龍門電廠為 ABWR 電廠，請台電公司說明此篩選準則對 ABWR 的適用性，以及 ABWR 是否存有其他組件須考量環境效應，如 N14 水位儀器管（Water Level Instrumentation），就此本會審查委員提出審查提問編號 RAI-I-6 及 RAI-I-8。台電公司答覆顯示：ABWR 係改進傳統 BWR 的

電廠，兩者設計概念相近，且爐水性質相同，因此 BWR 電廠依組件篩選準則所選組件，對於 ABWR 而言亦均須納入環境效應疲勞評估範圍；然 ABWR 設計和 BWR 電廠最大不同之處，在於 ABWR 將再循環（Reactor Recirculation）的設計移至爐內，其它尚有高壓注水管路系統的設計也和 BWR 電廠不同，這些組件的疲勞壽命會受到環境影響，所以納入環境效應疲勞評估，至於 N14 為 Water level Instrumentation，其功能為偵測水位之用，其位置在 N3 Main Steam Outlet Nozzle 上方，反應器壓力槽正常運轉情況下，其操作環境為蒸汽，沒有誘發環境疲勞的環境，根據篩選準則無須納入評估；相關答覆內容經審查可以接受。

然除龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告中所述反應器壓力槽本體及內部組件外，與反應爐內壁相接的附屬物（Attachment）和焊道是否須納入評估，就此本會審查委員提出審查提問編號RAI-I-5，請台電公司澄清。台電公司答覆顯示：經檢視龍門電廠反應爐內壁相接的Attachment和焊道後，已納入評估範圍，且評估結果顯示 $CUF_{en}$ 仍小於 1.0 並未超出限值；相關答覆內容台電公司已補充至龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告對應內容處，經審查可以接受。

### 三、 審查結論

綜合以上之敘述，基於審查作業及人員討論之結果，審查小組合理認為，台電公司對於本章內容與審查提問的答覆，已提出適當評估說明與修正對應之內容，其結果可接受。



### 第三章 環境疲勞修正因子

#### 一、 概述

依據R.G. 1.207 (2007 年版) 和NUREG/CR-6909 (2007 年版) 的規定，環境累計疲勞使用因子 ( $CUF_{en}$ ) 定義為：依ASME設計規範所計算出來的金屬組件環境疲勞評估係累計疲勞使用因子 ( $CUF_{design}$ ) 乘以環境疲勞修正因子  $F_{en}$ ，可表示為： $CUF_{en} = CUF_{design} \times F_{en}$ ，其所計算出來之  $CUF_{en}$  須小於ASME設計規範所規定之疲勞限值 1.0 方屬安全；龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告中分別針對核能一級組件組成的四種材料：(1) 碳鋼、(2) 低合金鋼、(3) 奧斯田鐵不銹鋼、和 (4) 鎳鉻鐵合金鋼進行金屬組件的環境效應疲勞評估。

前述所提  $F_{en}$  模型係依現有的疲勞  $\epsilon$ -N 實驗數據建立，其計算模式係採用固定的應變率、溫度與應變振幅取得； $F_{en}$  在計算時，若應變率使用固定的最小保守值，而溫度使用最大值來計算，即所謂全量式  $F_{en}$  計算模型，對於負載複雜的核能電廠而言，將無法符合電廠實際運轉狀況。因此，為了符合電廠實際運轉狀況，針對  $F_{en}$  模型，NUREG/CR-6909 (2007 年版) 提出一修正速率法來分析組件受到真實負荷下的環境疲勞行為，以獲得核能一級金屬組件實際承受的運轉條件來計算  $F_{en}$ ，較能符合實際電廠運轉特性。

另過往核能一級組件係依 ASME Sec. III Division 1 Subsection NB 設計要求及 Appendix I 中的設計疲勞曲線進行疲勞分析，在經過數十年運轉之後，發現其所制定出來之設計疲勞曲線與實際運轉數據有所差異，故在 NUREG/CR-6909 (2007 年版) 中係採用美國 ANL 國家實驗室蒐集了全世界各國大量的疲勞實驗數據後，再針對上述四種材料重新進行分析，研擬出符合電廠實際運轉狀況的設計疲勞曲線。

## 二、 審查重點與發現

針對NUREG/CR-6909 (2007 年版) 所制訂之四種材料之疲勞設計曲線，當其應力幅度 $S_a$ 大於材料之極限強度 $\sigma_u$ 時，仍有數千週次之疲勞壽命，在理論上並不合理，就此本會審查委員提出審查提問編號RAI-I-10。台電公司答覆顯示：低週疲勞數據為利用應變控制進行實驗而得，ASME 設計規範中的S-N Curve將此應變線性地轉換成應力，並整合高週疲勞實驗數據，加入保守因子，最後製定出設計疲勞曲線S-N Curve，且經過美國核管會認可使用，在設計安全上經過嚴密把關。然依據ASME設計規範的規定，核能一級組件在應力分析時，採用有限元素方法，並採用線彈性分析，而不採用彈塑性分析，因此所計算出來的應力值較大，某些情況下會大過材料的降伏強度，另在使用ASME中的S-N Curve之前，對於核能一級組件，利用線彈性分析出之應力值，必須乘以 $K_e$ 因子（一般介於 1.0~4.5），而焊道及幾何形狀變化處的應力值須額外乘上 $K_1$ 、 $K_2$ 和 $K_3$ 因子（其值介於 1~4），故經有限元素方法分析出之應力值在經過如此這般層層放大後，最終的應力值有可能高達 2000~5000 MPa，但事實上，碳鋼、低合金鋼材料的應力值要達到 2000 MPa幾乎是不可能的，此作法僅為設計安全考量，因此造成目前ASME版本中S-N Curve在應力幅度大於材料之極限強度時，仍有數千週次疲勞壽命的現象出現；相關答覆內容台電公司已補充至龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告對應內容處，經審查可以接受。

另針對評估方式中有關影響疲勞壽命之因素，如溫度、腐蝕、應力、潛變等，其間會有耦合效應，是否也列入考慮，就此本會審查委員提出審查提問編號RAI-I-11。台電公司答覆顯示：基於設計安全的原因，美國ANL國家實驗室在製定S-N Curve時，採用了安全因子的作法（疲勞壽命取 12，應力應變取 2），即在歸納整合世界各國的疲勞實驗數據後，並和工業界進行多次討論，最後才製定出S-N Curve，以確保

依此S-N Curve所設計出來的組件能夠正常服役於所處環境中，不致發生疲勞損壞情事。相關ANL製定S-N Curve的方法及流程詳述於NUREG/CR-6909（2007年版）報告中，並經過美國核管會的認可。另在製定環境疲勞修正因子（ $F_{en}$ ）模型時，利用統計學方法，對於採樣數據 $F_{en}$ 模型須達95%以上的信賴度，用以涵蓋環境疲勞測試環境及疲勞參數耦合效應下的變異性；相關答覆內容台電公司已據此修訂原龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告對應內容，經審查可以接受。

### 三、 審查結論

綜合以上之敘述，基於審查作業及人員討論之結果，審查小組合理認為，台電公司對於本章內容與審查提問的答覆，已提出適當評估說明與修正對應之內容，其結果可接受。

## 第四章 組件環境效應疲勞評估

### 一、 概述

計算環境疲勞修正因子 ( $F_{en}$ ) 時，需要四項參數：(1) 材料硫含量、(2) 環境溫度、(3) 材料應變率、(4) 溶氧量；前二項參數可由龍門電廠設計文件中取得，第三項材料應變率則是採用 NUREG/CR-6909 (2007 年版) 中所建議的保守值，而第四項溶氧量參數因隨不同的注氫濃度而產生不同的變化，故此部分則由水化學分析加以計算取得。

龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告係依據 NUREG/CR-6909 (2007 年版) 所規定的增量式方法來計算環境疲勞修正因子 ( $F_{en}$ ) 和環境累計疲勞使用因子 ( $CUF_{en}$ )。另組件環境效應疲勞評估時共考慮二種狀態：龍門電廠運轉全週期(40 年或 60 年)完全無注氫或龍門電廠因某特定需求，採分段方式注氫，分別進行評估分析計算。

### 二、 審查重點與發現

本章所用增量式環境疲勞修正因子如何應用在龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告中，就此本會審查委員提出審查提問編號 RAI-I-9。台電公司答覆顯示：由美國奇異公司 (GE) 應力分析報告書中，組件的應力在暫態配對 (Load Set Pair) 後，可以得出每組暫態配對的交變尖峰應力強度 (Alternating Peak Stress Intensity)，此時可以找出 2 個不同暫態的溫度；由於應變率數值在龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告中採用保守值 (在此為固定值)，僅將溫度變化代入增量式  $F_{en}$  模型計算，如此便可求得該組暫態配對下的  $F_{en}$  數值；相關答覆內容台電公司已據此修訂龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告對應內容，經審查可以接受。

針對計算環境疲勞修正因子之材料含硫量是否設為固定值，而材料應變率設為固定值之適切性，就此本會審查委員提出審查提問編號 RAI-I-12、13。台電公司答覆顯示：龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告所使用的硫含量，係依組件的材料測試報告（CMTR）所得之值，是一項固定值，但每個組件所用的鋼材爐號和批號不同，因此硫含量會有所差異；另目前所蒐集到的美國核能電廠延役評估報告（LRA），在進行環境效應疲勞評估時，其應變率參數也都使用保守的固定值，以得到保守的評估結果；相關答覆內容台電公司已據此修訂龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告對應內容，經審查可以接受。

針對計算過程中應進行環境疲勞評估分析之組件其使用之計算點數不同，就此本會審查委員提出審查提問編號 RAI-I-15。台電公司答覆顯示：相關計算點數係根據 GE 原始應力分析報告書而來，由暫態配對而得，在暫態配對後，當應力幅度小於 S-N Curve 的 Endurance Limit 時，就不再列出該組暫態配對結果（因計算出之值為零），故此將造成計算點數不同之現象；相關答覆內容台電公司已據此修訂原龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告對應內容，經審查可以接受。

針對龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告內容所提英文縮寫、表格呈現方式及詳細計算評估流程應詳實呈現，就此本會審查委員提出審查提問編號 RAI-I-16、17、18、19、20。台電公司答覆顯示：已據審查提問要求修訂龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告之對應內容，以增進其可讀性。

### 三、 審查結論

綜合以上之敘述，基於審查作業及人員討論之結果，審查小組合理認為，台電公司對於本章內容與審查提問的答覆，已提出適當評估說明與修正對應之內容，其結果可接受。

## 第五章 總結

龍門電廠核能一級金屬組件的設計係依照 1989 年版 ASME Section III 來進行設計與分析，在各種設計暫態下，反應器壓力槽和爐內組件之設計壽命為 60 年，核能一級管路及其附屬組件之設計壽命為 40 年，然美國核管會於 2007 年發行 R.G. 1.207 (2007 年版) 文件說明新的反應器須考量爐水環境效應對疲勞壽命之影響；本會為確認龍門電廠核能一級組件在輕水式反應器主冷卻水環境下的運轉安全性，乃要求台電公司應依循 R.G. 1.207 (2007 年版)，篩選出易受環境效應影響的組件，評估環境效應對其運轉壽命的影響，並將最終龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告結果提送本會審查，以確保電廠之運轉安全。

故此台電公司針對龍門電廠 1、2 號機組的核能一級組件，在依循 R.G. 1.207 (2007 年版) 法規和 EPRI NUREG/CR-6909 (2007 年版) 報告的相關規定下，經環境效應疲勞評估後，顯示龍門電廠之核能一級金屬組件在高溫高壓的反應器主冷卻水環境中，其環境累計疲勞使用因子 ( $CUF_{en}$ ) 仍然小於 ASME 設計規章的疲勞限值 (1.0)。台電公司對於龍門電廠核能一級組件環境疲勞評估報告內容與審查提問的答覆，已提出適當評估、說明與修正，其結果可接受。