

行政院國家科學委員會專題研究計畫 成果報告

壓水式反應器壓力槽之老化評估及風險管理策略研究 研究成果報告(完整版)

計畫類別：個別型
計畫編號：NSC 96-NU-7-002-001-
執行期間：96年01月01日至96年12月31日
執行單位：國立臺灣大學機械工程學系暨研究所

計畫主持人：吳文方
共同主持人：游章雄
計畫參與人員：碩士班研究生-兼任助理：韋鐘豪、鄭宇良、孔維國、林若森、陳孟良

處理方式：本計畫可公開查詢

中 華 民 國 97 年 01 月 24 日

本報告包含以下兩部份：

一、完整報告一篇(第 1-31 頁)

二、依核能研究所「成果發表會」所要求六頁為限的精簡版論文一篇
(第 32 頁以後)

其他較為完整、原始的研究內容另記載於以下學位論文中：

韋鐘豪，反應器壓力槽之老化評估研究，國立台灣大學機械工程學研究所碩士論文，民國 96 年 7 月。

壓水式反應器壓力槽之老化評估及風險管理策略研究(1/2) Aging Assessment and Risk Management of Reactor Pressure Vessels in PWR Plants (1/2)

(計畫編號：NSC 96-NU-7-002-001)

吳文方¹ 游章雄² 韋鐘豪¹ 鄭宇良¹ 孔維國¹ 林若森³ 陳孟良³ 朱厚瑾⁴

¹台灣大學機械工程學系 ²台北教育大學造形設計學系 ³台大工業工程學研究所 ⁴核能研究所

中文摘要

反應器壓力槽為核能電廠蒸汽供應系統中極為重要的壓力邊界組件，在電廠長期運轉後，反應器壓力槽會面臨各種老化問題，而影響電廠之安全；其中，輻射脆化為反應器壓力槽最主要之老化機制。目前國內電廠係依據美國核能管制委員會所制訂的規範，以定論式的分析方法，針對反應器壓力槽之輻射脆化問題，定期進行老化評估，期能確保其在運轉期間之安全。本研究根基於現行定論式之評估模式，建構一套反應器壓力槽之機率式評估模式，據以估算壓力槽因輻射脆化而超出法規規定之可能性。本研究以國內壓水式核能電廠之反應器壓力槽為案例進行此項分析與評估，並針對其結果加以討論。研究結果顯示，在合理的假設下，若以「參考溫度」評估，該反應器壓力槽於設計壽命終期時，有 3.42×10^{-7} 因輻射脆化至超出法規規定之可能性；但若以「上限衝擊能量」評估，則有 1×10^{-4} 超出法規規定之可能性。因為現行法規主要仍根基於傳統保守式的定論分析觀念，所以反應器壓力槽因輻射脆化而導致破壞的機率應仍小於以上數據。

Abstract

The reactor pressure vessel (RPV) is an extremely important component in the steam supply system of a nuclear power plant. However, after a long period of operation, it will face various aging problems that would affect the safety of the plant. Among them, radiation embrittlement is considered the major aging mechanism of the reactor pressure vessels. To evaluate the degree of radiation embrittlement and ensure the safety of vessels, the domestic nuclear power plants adopt the standard set by the United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and carry out aging assessment programs periodically. Based on the deterministic assessment procedure as required by USNRC, the present study proposes a probabilistic aging assessment model to estimate the probability of outrunning the required values set by USNRC in consideration of radiation embrittlement of reactor pressure vessels. Taking the domestic pressurized water nuclear power plant as an example, the present study

shows that, under a reasonable assumption and based on the consideration of adjusted reference temperature (ART), the reactor pressure vessel might outrunning the code-required value with a probability of 3.42×10^{-7} at the end of its design life. If the calculation is based on the consideration of upper shelf energy (USE), the probability would become 1×10^{-4} . Since the required values set by USNRC are based on the rather conservative deterministic consideration, the real failure probability of the studied vessel owing to radiation embrittlement must be lower than the above mentioned values.

1. 緒論

在核能蒸汽供應系統(Nuclear Steam Supplying System, NSSS)中，反應器壓力槽為極重要的壓力邊界組件，同時也是提供爐心(core)及其他內部組件結構支撐的功能。一般而言，核能電廠反應器壓力槽係參照美國機械工程師學會所頒布之 ASME B&PV Code sec III 規範[1]進行設計與製造，並且執行嚴格的品質保證計畫。而在核能電廠開始營運後，反應器壓力槽必須依照 ASME B&PV Code Sec XI 營運中檢測計畫(In-Service Inspection, ISI) [2]進行檢測，包括焊道裂縫之非破壞檢測、機組暫態之疲勞分析、監測計畫之材料輻射損害評估等，以預防反應器壓力槽因老化所造成之破壞。而一般反應器壓力槽可能所面臨之老化機制可分為輻射脆化、熱老化、回火脆化、疲勞、腐蝕、磨耗等，其中又以輻射脆化對反應器壓力槽內壁腹帶區所造成的影響也最為嚴重[3]。

核能電廠組件老化評估技術為老化管理作業中非常重要的一項工作，而國內電廠對組件之老化評估方式主要可分為「尚未產生裂縫」與「已產生裂縫」兩種情形分別有不同評估方法。第一種為尚未產生裂縫的組件，以 S-N 曲線為依據，

配合 P-T 曲線之監視、檢視運轉中之暫態事故，以計算其疲勞因子損耗情形；並利用監視試片之上限衝擊能量(Upper Shelf Energy, USE)、參考溫度(Adjusted Reference Temperature, ART)等參數於組件使用年限之評估，並檢視其是否符合相關之規範。第二種為已產生裂縫的組件，以裂縫成長模式加以定論式(deterministically)評估其壽限。其中本研究僅考慮國內依照美國核能管制委員會(United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC)之規範執行上述尚未產生裂縫組件之評估方法，以確保反應器壓力槽在老化情形下之可用性。然而其所依據之管制規範係以定論式之方式、在符合深度防禦原則下所制定的，並未能將非破壞檢測數據之分佈情形、人員儀器不準度等不確定或變異性納入考慮，以求得加入可靠度與風險之考量、較為合理之評估，並將其應用於個別之監測計畫中。如此作法，在講求經濟效益之今日，難免令人懷疑其是否過於僵化而缺乏彈性，且不符合現今國外電廠所漸採用的風險度檢測管理觀念。因此本研究針對反應器壓力槽的老化問題以及現行的老化評估模式作相關的探討，並在考量運轉環境與參數的隨機性後，利用機率、可靠度等相關理論來作分析與評估，期能建立更合理的老化評估模式，取代原有定論式的方式，以便日後銜接風險管理之技術。此外，由於國內、外情勢與趨勢使然，近年來國內電廠似乎也不時要求管制單位，在某些範圍內，能放寬現行相當嚴苛之管制規定，而佐以適當之完整性與可靠度評估模式，以為部份電廠系統檢測、老化評估及管理之依據。然而完整之反應器壓力槽及其組件之老化評估及管理技術，包括老化機制、檢測範圍、評估程序及

管理方案等，則仍有待進一步建立。就此，本研究之目的即在協助國內電廠及管制單位提出各項老化評估技術，並探討他們的可行性，進而將其應用於反應器壓力槽及其組件之老化評估與管理上。

核能電廠之反應器壓力槽因老化或暫態事件不能維持其完整性時，可能產生非常嚴重的後果與災害，因此世界各國都以非常謹慎的態度來看待此問題。而就核能電廠反應器壓力槽之老化問題、老化評估、可靠度與機率破壞力學 (Probabilistic Fracture Mechanics, PFM) 分析方面，已經有相當多的研究成果可供參考，以下分別就這些領域簡介相關的研究文獻。

在反應器壓力槽老化問題方面，Tipping [4] 曾提出幾個影響核能安全較嚴重之老化問題，並針對所提出之老化問題提出減緩老化的方法與建議，其中也指出輻射脆化為反應器壓力槽最主要的老化機制。Odette 與 Lucas [5] 曾詳細地說明了反應器壓力槽輻射脆化的機制與模型。國際原子能總署也曾於 IAEA-TECDOC-1120 文件中 [3]，整理出壓水式反應器壓力槽的各種老化問題與各國家針對其所提出之不同之評估與管理方式。

在反應器壓力槽之老化評估方面，大多的文獻都是針對輻射脆化作探討與研究。美國核能管制委員會早在 1977 年就提出了法規指引 Regulatory Guide 1.99, Revision 1，內容完整規定了反應器壓力槽輻射脆化的評估方法與步驟，且在 1988 年又提出法規指引 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 [6]，對原先版本部份內容加以修改。德、法、俄等各國之核能管制機關也對其反應器壓力槽輻射脆化有各自

不同的評估方法[3]。除此之外，也有許多學者提出其他不同的預估模型來預測反應器壓力槽之脆化程度。Debarberis 等人[7]根據三種獨立的輻射脆化機制建立脆化預估模型，以預測壓力槽材料之無延性轉變溫度改變量，且與實際資料比對後有良好的契合度。Wang 等人[8]提出了以銅、鎳、磷、中子照射通量、輻射時間、與輻射溫度等六項變數之脆化預估模型，並將其與 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 之預估結果作比較，結果顯示可減少約 50%的不確定性。

在反應器壓力槽可靠度與機率破壞力學分析方面，Sundararajan [9]曾介紹了有關壓力槽與管路(piping)可靠度的計算法以及許多相關研究，對於如何由基本參數的機率性推至最後之可靠度，有非常詳細的介紹。Becher 與 Pedersen [10]針對沸水式反應器壓力槽，使用實際上發生暫態(transient)的頻率與壓力變化之統計資料，應用線彈性破壞力學(Linear Elastic Fracture Mechanics, LEFM)的破壞準則，以蒙地卡羅模擬法(Monte Carlo Simulation, MCS)得到其在運轉 40 年後，失效機率為 2×10^{-6} 。Dufresne 也曾使用 LEFM 與 MCS，針對壓水式反應器壓力槽之不同部位，計算發生冷卻水流失事件(Loss of Coolant Accident, LOCA)的機率大約在 3.5×10^{-8} 至 4×10^{-14} 左右，其中又以內壁腹帶區(Beltline region)發生的機率最大(3.5×10^{-8}) [11]。日本的 Yagawa 等人[12]使用 Round Robin 分析法，驗證機率破壞力學的適用性，結果發現八個獨立的團體，分析同樣設計暫態情況，得到相當一致的結果，即壓力槽的失效機率大約在 1.1×10^{-7} 至 2.2×10^{-7} 之間。Dutta 等人[13]、Li 與 Modarres [14]、Pugh 等人[15]也曾分別根據機率破壞力學理論，

提出反應器壓力槽在受到壓力熱震(pressurized thermal shock)時之分析方法，並以不同的案例做探討。

據上可知，目前已有許多學者利用機率破壞力學等理論，針對反應器壓力槽分析其失效機率，但較少有學者針對現行之老化評估方法進行機率性之研究，是以本研究以國內核電廠現行之評估方法為根基，建立機率性之老化評估模式並加以討論。

2. 反應器壓力槽之老化評估

反應器壓力槽之材料是低合金鋼，而低合金鋼在受到壓力槽內快中子照射下，會發生輻射脆化之老化問題，造成材料延性降低、脆性增加。而脆性增加的結果，會使材料更容易斷裂破壞。因此為了確保反應器壓力槽在長期高溫高壓運轉與快中子照射狀態下之安全性，電廠工程師通常必須擬出一套反應器壓力槽材料的監測計畫(Reactor Pressure Vessel Material Surveillance Program)，以便得知反應器壓力槽材料之脆化程度作為老化評估之依據。

2.1 現行老化評估

國內現行反應器壓力槽輻射脆化之老化評估模式主要是依據美國核能管制委員會法規指引 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 [6]的計算方式，並配合反應器壓力槽監測所得資料進行評估，而其主要評估對象可分為反應器壓力槽本體材料(base metal)與焊道材料(weld metal)兩部份，需分別估算材料在受到輻射脆化後之參考溫度與上限衝擊能量，其分析步驟如下：

(一) 利用監測所得資料中所估算出的快中子照射通量與反應器壓力槽原材料在出廠時之材料證明報告，配合 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 中之預估公式 [6]，以推算反應器壓力槽受到快中子照射後材料之參考溫度 ART (°F) (Adjusted Reference Temperature)，而其預估公式如下：

$$ART = InitialRT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} + Margin \quad (1)$$

其中，

1. $InitialRT_{NDT}$ (°F) 為未經快中子照射前材料初始之無延性轉變溫度，可由材料證明報告得知。也可由具有足夠測試資料之同級(class)材料而獲得。
2. ΔRT_{NDT} (°F) 為經快中子照射後材料之無延性轉變溫度的改變量，可由下列公式算出：

$$\Delta RT_{NDT} = (CF) f^{(0.28-0.11 \log f)} \quad (2)$$

$$f = f_{surf} (e^{-0.24X}) \quad (3)$$

其中，

- (1) CF (°F) 為材料之化學係數(Chemistry Factor)，其與材料中銅、鎳含量(wt%)有關，可由 NRC Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Table 1 與 Table 2 [6] 用線性內插求得。而材料中銅、鎳含量(wt%)可由材料證明報告得知。

(2) f_{surf} (10^{19} n/cm², E>1 MeV) 為反應器壓力槽內壁所受到之快中子照射通量。

(3) f (10^{19} n/cm², E>1 MeV) 為反應器壓力槽在內壁厚度為 X (inch) 所受到的快中子照射通量。

(4) $f^{(0.28-0.1\log f)}$: 照射通量係數 (Fluence Factor, FF) 可由 NRC Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 1 [6] 查得，或直接計算求得。

3. $Margin$ (°F) : 餘裕，為二倍的 $InitialRT_{NDT}$ 與 ΔRT_{NDT} 之量測不準度 (各自的標準差)，而加入此項之目的可使所求得之 ART 更趨保守，其計算方式如下：

$$Margin = 2\sqrt{\sigma_I^2 + \sigma_\Delta^2} \quad (4)$$

其中：

- (1) σ_I : $InitialRT_{NDT}$ 之標準差。一般在分析時，因為認為 $InitialRT_{NDT}$ 之值是由實際量測而得，通常假設 σ_I 為 0。但實際上，即使 $InitialRT_{NDT}$ 是經由量測所得，應該還是具一定的隨機性。
- (2) σ_Δ : ΔRT_{NDT} 之標準差。當無可用之反應器壓力槽監測所得資料時，本體材料與焊道材料之 σ_Δ 可分別假設為 17°F 與 28°F，但 σ_Δ 值不可超過 0.5 倍 ΔRT_{NDT} 之值；而當有可用之反應器壓力槽監測所得

資料時，本體材料與焊道材料之 σ_{Δ} 可分別假設為 8.5°F 與 14°F，且

σ_{Δ} 值不可超過 0.5 倍 ΔRT_{NDT} 之值 [6]。

(二) 利用監測所得資料中所估算出的快中子照射通量與反應器壓力槽在原材料出廠時之材料證明報告，配合 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 2 中曲線 [6]，可推算反應器壓力槽受到快中子照射後之上限衝擊能量 USE (Upper Shelf Energy) (ft-lb) 為：

$$USE = USE_i(1 - d) \quad (5)$$

其中， USE_i 為未經快中子照射前材料初始之上限衝擊能量，可由材料證明報告得知； d 為上限衝擊能量之下降百分率，可根據材料中銅的含量(wt%) 與快中子照射通量利用 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 2 線性內插求得。

(三) 除了利用上述公式來估算材料之 ART 與 USE 外，當我們有兩組以上可信的反應器壓力槽監測所得資料時，可利用它們來計算另一組可作為評估用的 ART 與 USE ，其步驟如下：

1. 將各組監測所得資料中試片在受到快中子照射後之無延性溫度改變量各自分別乘上其相對的照射通量係數後並相加，再將所得之和除以各個照射通量係數平方之和，即可求得材料之化學係數(CF)。利用所得之 CF 與所估算出的快中子照射通量，配合公式(1)，即可算得材料之 ART 。

2. 將各組監測所得資料中試片在受到快中子照射後之上限衝擊能量的下降百分率，依其相對的快中子照射通量將數據點繪入 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 2 中。再求其與圖中直線平行之最適直線，並利用所得之直線與所估算出的快中子照射通量求得上限衝擊能量的下降百分率 d ，進而可依據式(5)計算材料之 USE 。

(四) 將步驟(一)、(二)與步驟(三) 所計算出材料之 ART 與 USE 作一整理，並比較其值之保守性(ART 越高、 USE 越低，越保守)，選取其中較保守之結果作為之後評估之依據。

(五) 將所求得之 ART 與 USE 與法規所訂定之老化評估準則作比較，以評估反應器壓力槽之安全性。並根據在設計壽命終期所估算之 ART ，修改反應器運轉限制曲線(Operating Limit Curves)，以避免壓力槽在低溫高壓下發生斷裂。

根據美國聯邦法規(10 CFR Appendices G and H) [16,17]及美國核能管制協會之法規指引的規定(NRC Regulatory Guide 1.99, Revision 2) [6]，反應器壓力槽內壁腹帶區材料從內表面到1/4內壁厚度之初始上限衝擊能量 USE 必需高於75 ft-lb，運轉期間至設計壽命終期之上限衝擊能量必須維持在50 ft-lb以上；在運轉期間至設計壽命終期之參考溫度 ART 也必須低於200°F，以預防反應器壓力槽因輻射脆化而發生斷裂之可能。當所估算之 ART 或 USE 超出其允許值時，核能電廠需反應器壓力槽進行進一步之檢測，判斷是否對其進行退火熱處理以恢復韌

性，或停止反應器繼續運轉。

2.2 失效機率分析

我們在2.1節中所提及國內現行反應器壓力槽之老化評估模式，主要是根據監測所得資料，配合法規之預估公式與準則作一定論式的評估。但在真實環境下，並無所謂絕對安全的系統與組件，即使採用極大的安全係數來設計或評估，依然可能會產生失效，究其原因，應該是真實狀況下存在許多不確定的因素，我們無法全部掌控，因此會有出乎意料之外的情形發生。此外，若參考核能電廠資料，可發現以3.1節老化評估模式的分析步驟(一)、(二)與步驟(三)兩種方式所計算出材料之 *ART* 與 *USE*，往往有些許差異，通常以前者所估算之值較為保守。所以本節將根基於現行反應器壓力槽的老化評估模式，在考量運轉環境的隨機性後，利用機率、可靠度等相關理論，建立一套反應器壓力槽的失效機率分析模式，以估算壓力槽之失效機率及其變化情形。而本研究對失效機率分析模式中所估算的「失效機率」並非反應器壓力槽因輻射脆化而發生斷裂之機率，而是指其材料之參考溫度與上限衝擊能量「超出法規允許值之可能性」。

此外，在2.1節之預估公式(1)中，加入 *Margin* 這項的目的是希望將所估算出的參考溫度更為保守，此動作有如賦與反應器壓力槽有更高的安全係數，但在以失效機率分析模式下，由於已考慮估算時所產生的隨機性，所以不再以加入安全係數的觀念作探討，因此在參考溫度的計算將不加入 *Margin* 項，以 *ART'* 表示。因此我們可將反應器壓力槽之失效準則表示為：

$$USE < 50 \text{ (ft-lb)} \quad (6)$$

與

$$ART' > 200 \text{ (°F)} \quad (7)$$

對於量化失效設備組件而言，我們可藉由蒐集經驗資料加以統計以求出。

但反應器壓力槽之失效機率極為微小，往往所蒐集到之資料不足以統計出其失效機率，因而不易使用此該經驗資料統計方法。所以，在此為了將反應器壓力之失效機率予以量化，本研究首先根據電廠運轉資料與參考文獻決定各參數之隨機性後，依據式(1)~(3)與(5)進行蒙地卡羅模擬，產生多組 ART' 與 USE 數據，再利用機率圖法與卡方檢定決定其分佈的機率密度函數，最後利用應力-強度干涉理論之概念配合失效準則，計算反應器壓力槽之失效機率。

3. 老化評估結果與討論

本節以國內壓水式核能電廠為案例，進行反應器壓力槽老化評估之分析。分析內容主要分為兩部份，首先，國內現行之定論式老化評估模式進行分析；之後，另以本研究所建構之失效機率模式進行分析；最後，再將分析結果作個別與比對討論。

3.1 現行老化評估結果

本子節以國內壓水式核能電廠一號機組反應器壓力槽之第四支材料監視試片容器所得資料(10.15 EFPY)為案例，進行定論式之老化評估。首先，蒐集電廠運轉資料與相關的文獻[18,19]，決定老化評估模式所需輸入之參數，再利用式(1)~(3)與(5)估算在 40 年設計壽命(32 EFPY)終期本體材料與焊道材料分別之

ART 與 USE，其分析結果如表 1 與表 2 所示。結果顯示，反應器壓力槽在 40 年設計壽命(32 EFPY)終期本體材料與焊道材料所估算出之 ART 與 USE 皆未超出法規所規定之允許值。這表示反應器壓力槽在 40 年設計壽命(32 EFPY)終期，其輻射脆化之安全性能符合規範。

除計算反應器壓力槽在 40 年設計壽命(32 EFPY)終期材料之 ART 與 USE 外，為觀察反應器壓力槽隨時間之老化情形，我們假設在反應器運轉期間壓力槽內壁所受到之快中子照射通量 f 隨 EFPY 成線性變化，計算從第四支材料監視試片容器取出時間(10.15 EFPY)經設計壽命(32 EFPY)終期至假設計壽命延長為 60 年(48 EFPY)時材料之 ART 與 USE，結果如圖 1 與圖 2 所示，顯示反應器壓力槽在運轉至 60 年，其輻射脆化之安全性仍符合規範。

3.2 失效機率分析結果

由於國內現行之反應器壓力槽老化評估模式為一定論式之分析方法，並未考慮到參數可能具有之隨機性。因此，本節以先前 2.2 節所建構之失效機率分析模式，重新針對反應器壓力槽進行機率式的老化評估分析。首先，我們根據電廠運轉資料與參考文獻[13,19,20]決定各參數之隨機性。而從各項參數當中可以發現，在同一運轉環境下，反應器壓力槽壁厚度 X 為較不可能變動的物理事實，所以在此將其視為定值。因此，依據式(1)~(3)與(5)， ART' 與 USE 將可以視為由數項隨機變數所構成的函數，：

$$ART' = ART'(initial RT_{NDT}, Cu, Ni, f) \quad (8)$$

與

$$USE = USE(USE_i, Cu, f) \quad (9)$$

其中， Cu 為反應器壓力槽本體或焊道材料中銅的含量， Ni 為反應器壓力槽本體或焊道材料中鎳的含量， f 為 1/4 壓力槽壁厚度之快中子照射通量。而各參數依 3.1 節所述設定其平均值，並依電廠運轉資料與參考文獻分別設定反應器壓力槽在設計壽命(32 EFY)終期各參數的標準差與其機率分佈。其中，由參考文獻 [20]，可知在決定材料之 $initial RT_{NDT}$ 時，確存在一定的變異性，因此文獻在此將其假設為一標準差為 29°F 之常態分佈。此外，根據參考文獻[13]，我們假設 Cu 、 Ni 為具變異係數(coefficient of variance, c.o.v.) 0.1 之常態分佈。而根據相關技術報告[19]，假設 f 與 USE_i 分別為具 0.14 與 0.05 變異係數之常態分佈，以上各隨機參數的設定值如表 3 所示。在決定各參數之隨機性後，我們利用數學軟體 Matlab 產生各參數之隨機數值代入式(1) (但不考慮 *Margin* 項)與式(5)進行蒙地卡羅模擬，產生 100 組在設計壽命(32 EFY)終期本體材料與焊道材料分別之 ART' 與 USE 的數據如表 4 所示(以本體材料之 ART' 為例，且僅顯示部分數據)。

為了判定最適合描述 ART' 與 USE 數據分佈的機率密度函數，因此必須分別對所產生的 100 組 ART' 與 USE 數據作適合度檢定。本研究首先以機率圖法分別對常態分佈函數、對數常態分佈函數與韋伯分佈函數進行數據的嵌合，並估算各機率密度函數之參數，如表 5 與表 6 所示。其中由於 ART' 之數據中有負值存在，無法以機率圖法進行對數常態分佈函數與韋伯分佈函數的嵌合，因此暫將 ART' 換算為絕對溫度(K)表示。而由所繪出之機率圖中，無法直接以目視的方式準確

的判定所得數據之最適分佈，因此為了要進一步決定函數的嵌合情形，則再利用卡方檢定(Chi-Square Test)配合機率圖法所得之參數進行 ART' 與 USE 分佈的適合度檢定。且由表 7 之卡方檢定之結果顯示，在 5% 之顯著水準下，其臨界值為 3.84， ART' 之分佈以常態分佈函數的嵌合較為理想，而 USE 之分佈以對數常態分佈函數的嵌合較為理想。因此，根據機率圖法所得之參數，並將 ART' 之平均值 σ 與標準差 μ 換算為原先之單位 $^{\circ}F$ 表示，即可決定 ART' 為常態分佈函數如下：

$$f(ART') = \frac{1}{\sigma_{ART} \sqrt{2\pi}} \exp \left[-\frac{1}{2\sigma_{ART}^2} (ART' - \mu_{ART})^2 \right] \quad (10)$$

其中，在設計壽命(32 EFY)終期，本體材料之 $\mu_{ART} = 56.99$ ， $\sigma_{ART} = 28.80$ ；焊道材料之 $\mu_{ART} = 29.11$ ， $\sigma_{ART} = 33.05$ 。而 USE 為對數常態分佈函數如下：

$$f(USE) = \frac{1}{s_{USE} \cdot USE \sqrt{2\pi}} \exp \left[-\frac{1}{2s_{USE}^2} \left(\ln \frac{USE}{x_{med,USE}} \right)^2 \right] \quad (11)$$

其中，在設計壽命(32 EFY)終期，本體材料之 $x_{med,USE} = 4.115$ ， $s_{USE} = 0.050$ ；焊道材料之 $x_{med,USE} = 4.117$ ， $s_{USE} = 0.055$ 。

在決定 ART' 與 USE 在參數不確定性影響下之分佈情形後，我們接著利用應力-強度干涉理論，計算反應器壓力槽之失效機率。因此在已知 ART' 與 USE 之分佈情形的條件下，反應器壓力槽之失效機率即為其分佈超出法規允許值的部份，亦即圖 3 與圖 4 中斜線部分的面積，且應用應力-強度干涉理論之概念，可得到以下式子：

$$P_{f,ART} = \int_{200}^{\infty} f(ART') d(ART') \quad (12)$$

與

$$P_{f,USE} = \int_{-\infty}^{50} f(USE)d(USE) \quad (13)$$

其中， $P_{f,ART}$ 為以 ART' 所判斷之失效機率， $P_{f,USE}$ 為以 USE 所判斷之失效機率。

將式(8)代入式(10)、式(9)代入式(11)中，可計算出反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期之 $P_{f,ART}$ 與 $P_{f,USE}$ ，結果如表 8 所示。

此外，在決定各參數之隨機性後，我們也利用數學軟體 Matlab 產生各參數之隨機數值代入式(1) (但不考慮 *Margin* 項)與式(5)進行蒙地卡羅模擬，產生 10^7 組在設計壽命(32 EFPY)終期本體材料與焊道材料分別之 ART' 與 USE 的數據，以直接統計失效數進行分析，結果如表 8 所示。表 8 顯示，失效機率分析模式中使用之應力-強度干涉理論(使用了 100 組數據)與 10^7 組數據之直接統計失效數間之比較，兩者之間有一定的吻合性，也驗證了應力-強度干涉理論之可信度。

我們除了估算反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)之失效機率，為了觀察反應器壓力槽之老化隨時間變化情形，假設在反應器運轉期間壓力槽內壁所受到之快中子照射通量 f 隨 EFPY 成線性變化，以機率失效模式計算從第四支材料監視試片容器取出時間(10.15 EFPY)經設計壽命(32 EFPY)終期至假設計壽命延長為 60 年(48 EFPY)時反應器壓力槽之失效機率，如圖 9 與圖 10 所示。

3.3 討論

若欲估算反應器壓力槽之失效機率，可以使用本研究所建立之失效機率模式進行分析，輸入參數分別為反應器壓力槽未經快中子照射前之無延性轉變溫度、

未經快中子照射前之上限衝擊能量、壓力槽材料中銅與鎳元素含量、在 1/4 壓力槽壁厚度之中子照射通量，即可在短時間內求出其失效機率。本研究以國內壓水式核能電廠反應器壓力槽為分析對象，以下為分析結果的討論：

1. 本報告若以定論式老化評估模式在設計壽命(32 EFPY)終期所計算出之 ART 與 USE 和法規之允許值作比較，結果顯示反應器壓力槽有良好的安全性。但以失效機率模式評估的結果顯示，反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期，其材料之 ART' 與 USE 還是有超出法規允許值之可能性。
2. 若以定論式老化評估模式估算，反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期之 ART 為一定值，進而可依據其值修改反應爐運轉限制曲線。但以失效機率模式評估，結果為以 ART' 所判斷之失效機率，因此無法直接以此結果對反應爐運轉限制曲線進行修改。
3. 卡方檢定之結果顯示，反應器壓力槽材料 ART' 之分佈以常態分佈函數的嵌合較為理想，而 USE 之分佈以對數常態分佈函數的嵌合較為理想。此結果符合 ART' 在實際情況下可能為負值，而 USE 不可能為負值之情形。
4. 我們應用失效機率分析模式中所使用之應力-強度干涉理論(使用了 100 組數據)與 10^7 組數據之直接統計失效數之方法，皆可得到反應器壓力槽材料 ART' 與 USE 超出法規允許值的可能性，但利用應力-強度干涉理論可節省大量數值運算的時間。

5. 反應器壓力槽在設計壽命終期(32 EFY)時，以本體材料或焊道材料 USE 所判斷之失效機率約為 $1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-4}$ 之間，而 ART' 所判斷之失效機率約為 $1 \times 10^{-7} \sim 1 \times 10^{-6}$ 之間，兩值相差約 10^3 倍，顯示反應器壓力槽在設計壽命終期時，因材料上限衝擊能量下降至超出法規允許值的可能性較高。因此爾後針對反應器壓力槽作安全評估分析時，若時間有限，可考慮只針對材料 USE 的部份進行分析與評估即可。
6. 為探討 USE_i 之不確定對分析結果之影響，我們改變 USE_i 的變異係數，再重複進行同樣的分析，結果如表 10 所示，顯示 USE_i 之變異性對失效機率的影響相當顯著。因此，我們如果能有效控制 USE_i 的變異性，即可降低反應器壓力槽的失效機率。
7. 我們若以定論式評估模式所計算出之 ART 與 USE 分別定義反應器壓力槽的安全因子(safety factor)為：

$$SF_{ART} = \frac{ART_a}{ART} \quad (14)$$

$$SF_{USE} = \frac{USE}{USE_a} \quad (15)$$

其中， ART_a 為法規對反應器壓力槽參考溫度所規定之允許上限值 200°F ， USE_a 為法規對反應器壓力槽上限衝擊能量所規定之允許下限值 50 ft-lb ；再將 3.1 節所求得本體材料與焊道材料之分別 ART 值為 92.85°F 與 81.65°F 代入式(11)，可求得本體材料與焊道材料之 SF_{ART} 分別為 2.15 與 2.45；而將 4.1 節所求得本體材料與焊道材料之分別 USE 值為 61.51 ft-lb 與 61.52 ft-lb 代入式(12)，可求得本體材料與焊道材料之 SF_{USE} 分別為 1.23 與 1.23。由上述所

得 SF_{ART} 與 SF_{USE} ，顯示以 ART 作為評估反應器壓力槽之安全性，約為以 USE 作為評估反應器壓力槽之安全性之 2~3 倍。但在以失效機率模式進行評估時之結果，以 ART' 與 USE 所判斷之失效機率卻相差了約 10^3 倍。因此由定論式評估模式所得結果顯示，以 ART 或 USE 評估反應器壓力槽之安全性時其結果看似相差有限，但在以失效機率模式進行評估時，以 ART' 或 USE 評估結果卻相差甚遠，因此爾後針對反應器壓力槽作安全評估分析時，若時間有限，可考慮只需針對 USE 的部份進行計算與分析即可。

8. 圖 1、圖 2 與圖 5、圖 6 顯示，無論以定論式老化評估模式或失效機率分析模式分析，反應器壓力槽皆隨著時間產生輻射脆化之老化情形。此外，由圖 2 與圖 6 可知，相較於本體材料，焊道材料在受到快中子照射後，因輻射脆化致使其 USE 下降之程度較為顯著；以焊道材料 USE 所判斷反應器壓力槽之失效機率也較本體材料為高。就此，核能電廠在進行反應器壓力槽之安全性檢測時，應更加注意其焊道部分。
9. 由於現行法規主要仍根基於傳統保守式的定論分析觀念，所以反應器壓力槽實際因輻射脆化而導致破壞的機率應仍小於材料之 ART' 與 USE 超出法規允許值之可能性。
10. 由於本研究受到資料收集的限制，在研究過程中，部份參數的設定並非為實際之情形，而參考文獻內的數據作適當、合理之假設。因此若有更完備、齊全的數據，分析結果將更準確。

4. 結論

針對反應器壓力槽之老化評估研究，本報告首先探討反應器壓力槽的老化機制，接著導入國內現行之老化評估模式，再以此為基礎建構一套失效機率分析模式。我們從決定參數與其隨機性、蒙地卡羅的模擬到最後失效準則擬定，針對反應器壓力槽之失效機率可能性進行估算。而經過以上研究過程將可得到結論分述如下：

1. 以現行定論式老化評估模式針對反應器壓力槽進行安全性的評估，通常直接估算在反應器壓力槽設計壽命終期之 *ART* 與 *USE*，以確保運轉期間之安全性。而以失效機率模式進行評估時，反應器壓力槽在運轉期間材料之 *ART'* 與 *USE* 皆有可能超出法規允許值，因此估算所有運轉期間內之失效機率，可更完整的顯示壓力槽在運轉期間之安全性與輻射脆化之老化情形，也可作為核能電廠在運轉期間是否需針對反應器壓力槽進行進一步檢測之依據。
2. 針對國內某壓水式核能電廠反應器壓力槽，若以國內現行定論式評估模式加以計算評估，顯示反應器壓力槽有良好的安全性。但在本研究之假設條件下，利用所建立之失效機率模式分析國內某壓水式核能電廠反應器壓力槽結果顯示，在反應器壓力槽設計壽命(32 EFY)終期，以本體材料 *USE* 所判斷之失效機率為 2.64×10^{-5} ，而以 *ART'* 所判斷之失效機率為 1.00×10^{-4} ；在焊道材料部份，以 *USE* 所判斷之失效機率為

4.02×10^{-2} ，而以 ART' 所判斷之失效機率為 1.16×10^{-7} 。由此可知反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期，仍有 1.00×10^{-4} 的可能性會超出法規標準。

3. 在本研究之假設條件下，由於反應器壓力槽在壽命終期時，因材料之上限衝擊能量下降所超出法規允許值的可能性，較因參考溫度上升所超出法規允許值的可能性高出許多。因此在利用失效機率模式針對反應器壓力槽進行老化評估分析時，可考慮只針對上限衝擊能量的部份進行計算與分析。

5. 後記

本計畫第二年原擬將壓力槽不同焊道與/或其週邊組件考慮為一系統，進行焊道與/或組件之失效機率與風險重要度分析與排序，從而銜接風險管理策略之探討，但因計畫未獲核定，而無法推動第二年有關風險管理策略之研究工作。

參考文獻

1. American Society of Mechanical Engineers, *ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III*, 1995 Editions, 1995.
2. American Society of Mechanical Engineers, *ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI*, 1995 Editions, 1995.
3. International Atomic Energy Agency, *Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Import to Safety: PWR Pressure Vessels*, IAEA-TECDOC-1120, 1999.
4. Tipping, P., “Lifetime and ageing management of nuclear power plants: a brief overview of some light water reactor component ageing degradation problems and ways of mitigation,” *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 66, pp. 17-25, 1996.
5. Odette, G.R. and Lucas, G.E., “Embrittlement of nuclear reactor pressure vessels,” *The Journal of the Minerals, Metals & Materials Society*, Vol. 53, pp. 18-22, 2001.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, Regulatory Guide 1.99, Revision 2*, 1988.
7. Debarberis, L., Kryukov, A., Gillemot, F., Acosta, B. and Sevini, F., “Semi-mechanistic analytical model for radiation embrittlement and

- re-embrittlement data analysis,” *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 82, pp. 195-200, 2005.
8. Wang, J.A., Rao, N.S.V. and Konduri, S., “The development of radiation embrittlement models for US power reactor pressure vessel steels,” *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 362, pp. 116-127, 2007.
 9. Sundararajan, C., “Probabilistic assessment of pressure vessel and piping reliability,” *ASME Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 108, pp. 1-13, 1986.
 10. Becher, P. E. and Pedersen, A., “Application of statistical linear elastic fracture mechanics to pressure vessel reliability analysis,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 27, pp. 413-425, 1974.
 11. Francois, D., *Advances in Fracture Research (Fracture 81)*, Vol. 2, Pergamon Press, pp. 517, 1981.
 12. Yagawa, G., et al., “Japanese round Robin analysis for reliability for probabilistic fracture mechanics,” *SMiRT 11 Transactions*, Vol. G, pp. 331-336, 1991.
 13. Dutta, B.K., Kushwaha, H.S. and Venkat, R.V., “Probabilistic assessment of reactor pressure vessel integrity under pressured thermal shock,” *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 76, pp. 445-453, 1999.

14. Li, F. and Modarres, M., “Probabilistic modeling for fracture mechanic studies of reactor vessels with characterization of uncertainties,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 235, pp. 1-19, 2005.
15. Pugh, C.E., Richard B.B. and Dickson, T.L., “Role of probabilistic analysis in integrity assessments of reactor pressure vessels exposed to pressurized thermal-shock conditions,” *Engineering Failure Analysis*, Vol. 14, pp. 501-517, 2007.
16. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Radiation embrittlement of reactor vessel material, *Code of Federal Regulations, 10 CFR50, Appendix G*, 1995.
17. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, *Code of Federal Regulations, 10 CFR50, Appendix H*, 1995.
18. 核能實務與理論，行政院原子能委員會，1993。
19. *Analysis of Capsule W from the Taiwan Power Company Maashan Unit 1 Reactor Vessel Radiation Surveillance Program*, 1999.
20. Chang, S. J., “Fracture probability integral applied to reactor vessel life estimate,” *ASME Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 123, pp. 346-354, 2001.

表 1 反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期材料之 ART 計算結果

Parameter	Base metal	Weld metal
Copper content, Cu (wt%)	0.060	0.054
Nickel content, Ni (wt%)	0.580	0.130
Chemistry Factor, CF (°F)	37.00	42.15
Fluence, f (10^{19} n/cm ²)	3.403	3.403
Fluence Factor, FF	1.32	1.32
$Initial RT_{NDT}$ (°F)	10	-30
$\Delta RT_{NDT} = CF \times FF$	48.85	55.65
$Margin$ (°F)	34	56
ART (°F)	92.85	81.65

表 2 反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期材料之 USE 計算結果

Parameter	Base metal	Weld metal
Copper content, Cu (wt%)	0.060	0.054
Fluence, f (10^{19} n/cm ²)	3.403	3.403
USE_i (ft-lb)	78	83
Decrease in Shelf Energy, d (%)	21.15	25.88
USE (ft-lb)	61.51	61.52

表 3 參數的平均值與標準差

Parameter	Mean		Standard deviation		Distribution
	Base metal	Weld metal	Base metal	Weld metal	
$Initial RT_{NDT}$ (°F)	10	-30	29	29	Normal
Cu (wt%)	0.060	0.054	0.0060 ^(a)	0.0054 ^(a)	Normal
Ni (wt%)	0.580	0.130	0.058 ^(a)	0.013 ^(a)	Normal
f (10^{19} n/cm ²)	3.403	3.403	0.476 ^(b)	0.476 ^(b)	Normal
USE_i (ft-lb)	78	83	3.90 ^(c)	4.15 ^(c)	Normal

(a) c.o.v. = 0.10

(b) c.o.v. = 0.14

(c) c.o.v. = 0.05

表 4 模擬 100 組本體材料(base metal)之 ART' (僅顯示部份數據)

$Initial RT_{NDT}$ (°F)	Cu (wt%)	Ni (wt%)	f (10^{19} n/cm ²)	ART' (°F)
28.423	0.0574	0.5111	2.9761	74.102
-7.441	0.0500	0.4523	3.4674	33.623
25.984	0.0608	0.6372	3.3368	75.356
-21.895	0.0617	0.5499	2.8487	26.946
12.494	0.0531	0.5990	3.9669	57.017
-48.132	0.0672	0.5936	3.3956	7.297
-4.300	0.0671	0.5813	3.6585	51.829
23.400	0.0598	0.5218	3.0617	71.159
0.691	0.0620	0.5251	3.0907	50.493
45.860	0.0610	0.5583	3.5528	96.045
⋮	⋮	⋮	⋮	⋮

表 5 ART' (K)各機率密度函數之參數

Material	Normal	Lognormal	Weibull
Base metal	$\mu = 287.04$	$x_{med} = 5.658$	$\beta = 22.19$
	$\sigma = 16.00$	$s = 0.056$	$\theta = 294.04$
Weld metal	$\mu = 271.55$	$x_{med} = 5.602$	$\beta = 18.35$
	$\sigma = 18.36$	$s = 0.068$	$\theta = 279.47$

表 6 USE 各機率密度函數之參數

Material	Normal	Lognormal	Weibull
Base metal	$\mu = 61.34$	$x_{med} = 4.115$	$\beta = 24.79$
	$\sigma = 3.06$	$s = 0.050$	$\theta = 62.68$
Weld metal	$\mu = 61.46$	$x_{med} = 4.117$	$\beta = 22.22$
	$\sigma = 3.41$	$s = 0.055$	$\theta = 62.96$

表 7 ART' (K)與 USE 之卡方檢定結果

Parameter	Material	Normal	Lognormal	Weibull
ART'	Base metal	0.3687 ◎	0.7506	5.4231
	Weld metal	0.1277 ◎	0.2188	2.7287
USE	Base metal	1.2921	1.1063◎	24.3870
	Weld metal	0.8076	0.4260◎	17.1750

表 8 在設計壽命(32 EFY)終期以 ART' 與 USE 所判斷之失效機率

Parameter	Material	P_f
ART'	Base metal	3.42×10^{-7}
	Weld metal	1.16×10^{-7}
USE	Base metal	2.64×10^{-5}
	Weld metal	1.00×10^{-4}

表 9 直接統計失效數與應力-強度干涉理論之比較

Parameter	Material	Probability of failure		
		Stress-Strength interference	Simulation 10^7 times	
			Counts	Probability
ART'	Base metal	3.42×10^{-7}	3	3.00×10^{-7}
	Weld metal	1.16×10^{-7}	0	0.00×10^{-7}
USE	Base metal	2.64×10^{-5}	374	3.74×10^{-5}
	Weld metal	1.00×10^{-4}	821	8.21×10^{-5}

表 10 USE_i 之變異性對失效機率的影響

Parameter	Material	c.o.v.	Probability of failure
USE_i	Base metal	0.10	1.18×10^{-2}
		0.09	1.00×10^{-2}
		0.08	4.52×10^{-3}
		0.07	3.38×10^{-3}
		0.06	2.94×10^{-4}
		0.05	2.64×10^{-5}
		0.04	3.56×10^{-8}
	Weld metal	0.10	4.02×10^{-2}
		0.09	2.72×10^{-2}
		0.08	1.37×10^{-2}
		0.07	3.24×10^{-3}
		0.06	7.37×10^{-4}
		0.05	1.00×10^{-4}
		0.04	1.81×10^{-6}

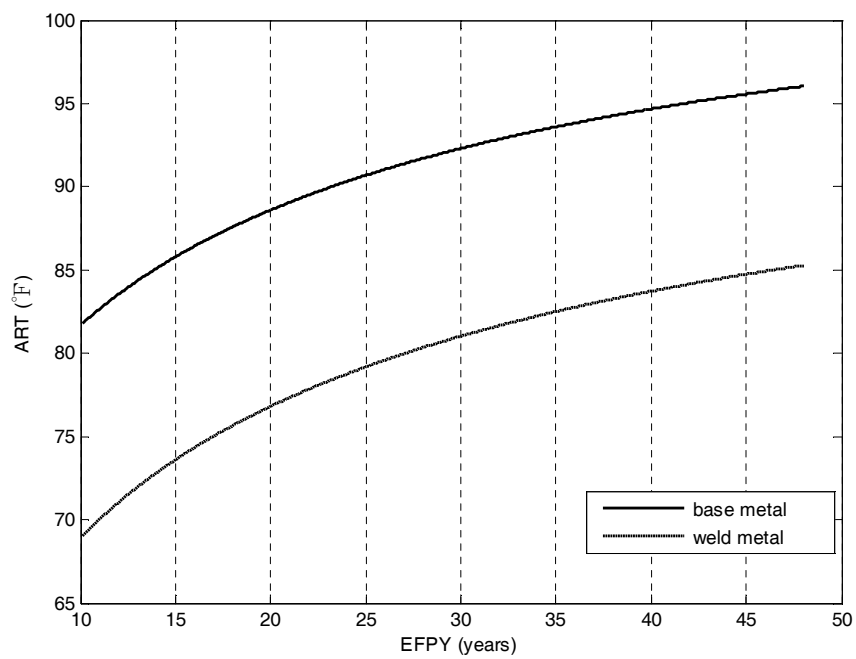


圖 1 ART 與 EFPY 關係圖

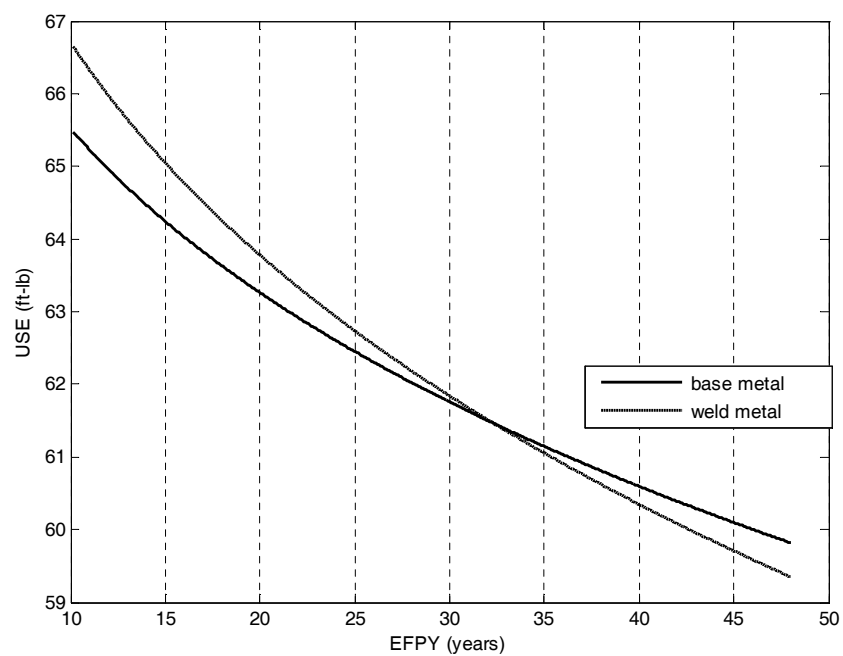


圖 2 USE 與 EFPY 關係圖

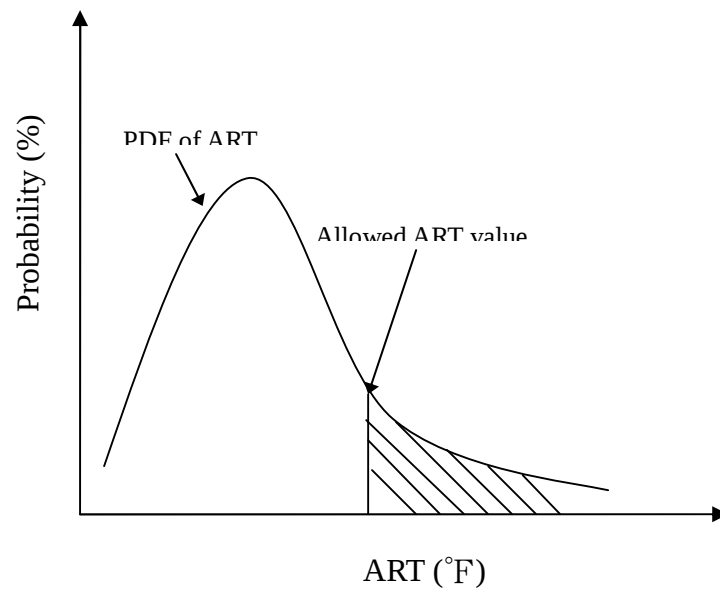


圖 3 以 ART' 所判斷之失效機率分析模型

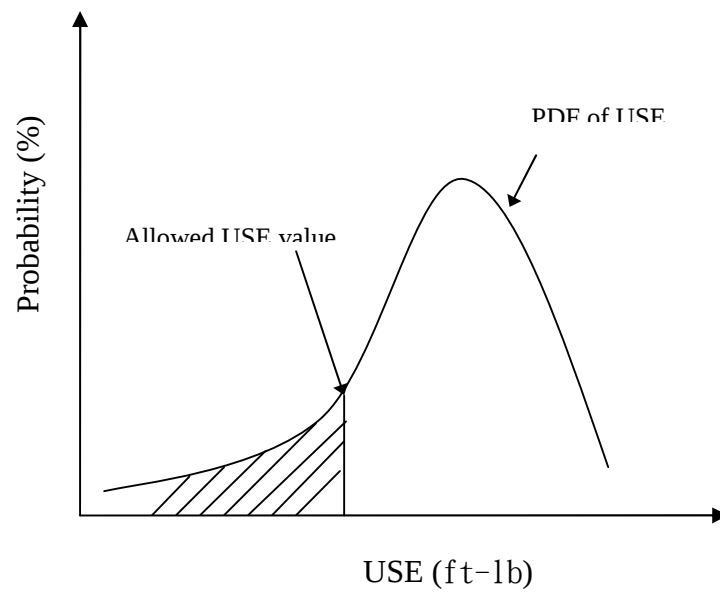


圖 4 以 USE 所判斷之失效機率分析模型

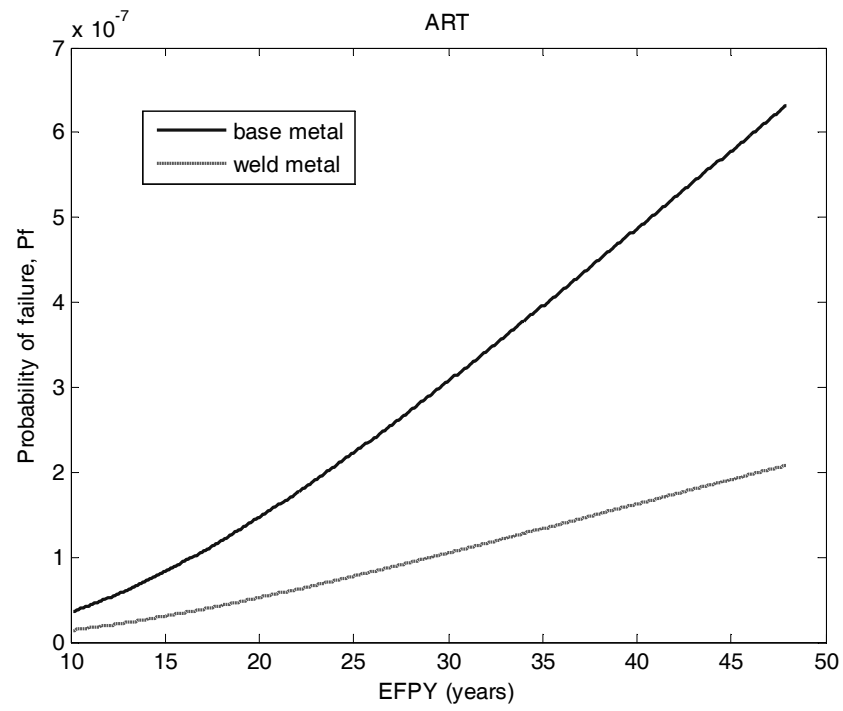


圖 5 以 ART' 所判斷之失效機率

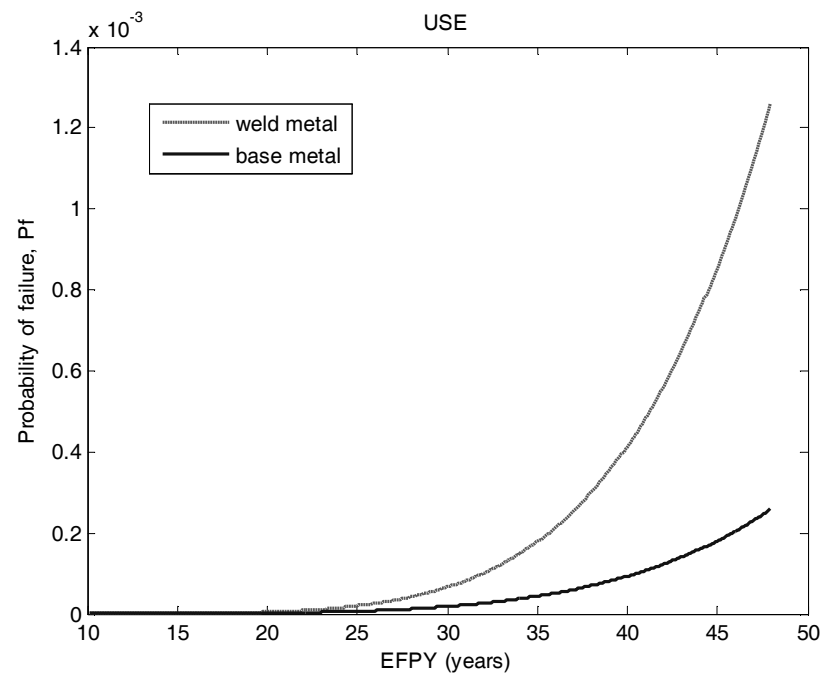


圖 6 以 USE 所判斷之失效機率

壓水式反應器壓力槽之老化評估及風險管理策略研究(1/2)

Aging Assessment and Risk Management of Reactor Pressure Vessels in PWR Plants

(1/2)

(計畫編號：NSC 96-NU-7-002-001)

吳文方¹ 游章雄² 韋鐘豪¹ 鄭宇良¹ 朱厚瑾³

¹台灣大學機械工程學系 ²台北教育大學造形設計學系 ³核能研究所

壹、計畫緣起與目的

在核能蒸汽供應系統(Nuclear Steam Supplying System, NSSS)中，反應器壓力槽為極重要的壓力邊界組件，它同時也提供爐心(core)及其他內部組件結構支撐的功能，所以在核能電廠老化評估時需要特別加以注意。事實上，核能電廠組件老化評估技術為老化管理作業中非常重要的一項工作，是以本研究考慮壓水式反應器壓力槽內壁腹帶區所可能面臨之輻射脆化老化機制[1]，遵循國內比照美國核能管制委員會(United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC)規範執行尚未產生裂縫組件之分析方法，評估反應器壓力槽老化情形下之可用性，特別的，本研究考量運轉環境與分析參數的隨機性，利用機率、可靠度等相關理論來分析、評估並加以討論，期能建立更合理的老化評估模式，取代原有定論式的方式，以便日後銜接風險管理之技術。

貳、研究方法與過程

國內現行反應器壓力槽輻射脆化之老化評估模式主要是依據美國核能管制委員會法規指引 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的計算方式[2]，其分析步驟如下：

- 一、 利用監測所得資料配合 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 中之預估公式，推算反應器壓力槽受到快中子照射後材料之參考溫度 ART

(°F) (Adjusted Reference Temperature)，該預估公式如下[2]：

$$ART = Initial RT_{NDT} + \Delta RT_{NTD} + Margin \quad (1)$$

其中 $Initial RT_{NDT}$ (°F) 為未經快中子照射前材料初始之無延性轉變溫度，可由材料證明報告得知； ΔRT_{NTD} (°F) 為經快中子照射後材料無延性轉變溫度的改變量，可由下列公式算出

$$\Delta RT_{NDT} = (CF) f^{(0.28-0.11 \log f)} \quad (2)$$

$$f = f_{surf} (e^{-0.24X}) \quad (3)$$

式中， CF (°F) 為材料之化學係數(Chemistry Factor)，與材料中銅、鎳含量(wt%)有關，可由 NRC Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Table 1 與 Table 2 [2] 用線性內插求得，而材料中銅、鎳含量(wt%) 可由材料證明報告得知； f_{surf} (10^{19} n/cm², E>1 MeV) 為反應器壓力槽內壁所受到之快中子照射通量； f (10^{19} n/cm², E>1 MeV) 為反應器壓力槽在內壁厚度為 X (inch) 所受到的快中子照射通量； $f^{(0.28-0.11 \log f)}$ 則為照射通量係數(Fluence Factor, FF)，可由 NRC Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 1 [2] 查得。式(1)中的餘裕 $Margin$ 為二倍 $Initial RT_{NDT}$ 與 ΔRT_{NTD} 之量測不準度(各自的標準差)，加入此項可使所求得之 ART 更趨保守，其計算方式如下：

$$Margin = 2\sqrt{\sigma_I^2 + \sigma_{\Delta}^2} \quad (4)$$

式中， σ_I 為 $Initial RT_{NDT}$ 之標準差； σ_{Δ} 則為 ΔRT_{NTD} 之標準差。

二、利用監測所得資料配合 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 2 曲線[2]，可推算反應器壓力槽受到快中子照射後之上限衝擊能量 USE (Upper Shelf Energy) (ft-lb) 為：

$$USE = USE_i(1 - d) \quad (5)$$

其中， USE_i 為未經快中子照射前材料初始之上限衝擊能量，可由材料證明報告得知； d 為上限衝擊能量之下降百分率，可根據材料中銅的含量(wt%)與快中子照射通量利用 Regulatory Guide 1.99, Revision 2 的 Figure 2 線性內插求得。

根據NRC Regulatory Guide 1.99, Revision 2，反應器壓力槽內壁腹帶區材料從內表面到1/4內壁厚度在運轉期間至設計壽命終期之上限衝擊能量必須維持在50 ft-lb以上；在運轉期間至設計壽命終期之參考溫度 ART 也必須低於200 °F，以預防反應器壓力槽因輻射脆化而發生斷裂之可能。

上述所提國內現行反應器壓力槽之老化評估模式，主要是根據監測所得資料，配合法規之預估公式與準則作一定論式的評估，但在真實環境下，依然有失效的可能性，主要是真實狀況下存在許多不確定的因素，我們無法全部掌控。所以本研究根基於現行反應器壓力槽的老化評估模式，考量運轉環境的隨機性後，利用機率、可靠度等相關理論，建立一套反應器壓力槽的失效機率分析模式，以估算壓力槽之失效機率及其變化情形[3]，然其所估算的「失效機率」並非反應器壓力槽因輻射脆化發生斷裂之機率，而是指其材料之參考溫度與上限衝擊能量「超出法規允許值之可能性」，亦即本研究之兩項失效準則分別定義為：

$$USE < 50 \text{ (ft-lb)} \quad (6)$$

$$ART > 200 \text{ (°F)} \quad (7)$$

我們以國內壓水式核能電廠一號機組反應器壓力槽之第四支材料監視試片容器所得資料(10.15 EFPY)為案例，進行定論式之老化評估。首先，蒐集電廠運轉資料與相關的文獻[4,5]，決定老化評估模式所需輸入之參數，再利用式(1)-(3)與(5)估算在 40 年設計壽命(32 EFPY)終期本

體材料與焊道材料分別之 *ART* 與 *USE*，其分析結果如表 1 與表 2 所示，顯示反應器壓力槽在 40 年設計壽命(32 EFPY)終期本體材料與焊道材料所估算出之 *ART* 與 *USE* 皆未超出法規所規定之允許值。

為觀察反應器壓力槽隨時間之老化情形，我們假設在反應器運轉期間壓力槽內壁所受到之快中子照射通量 f 隨 EFPY 成線性變化，計算從第四支材料監視試片容器取出時間(10.15 EFPY)經設計壽命(32 EFPY)終期至假設設計壽命延長為 60 年(48 EFPY)時材料之 *ART* 與 *USE*，結果如圖 1 與圖 2 所示，顯示反應器壓力槽繼續運轉至 60 年，其輻射脆化之安全性仍符合規範。

對於「量化」組件或設備之失效機率而言，因反應器壓力槽之失效機率極為微小，所蒐集到之資料往往不足以統計出其失效機率，所以本報告根據電廠運轉資料與參考文獻[5-7]決定各參數之隨機性後，依據式(1)-(3)與(5)進行蒙地卡羅模擬，產生多組 *ART* 與 *USE* 數據，再利用機率圖法與卡方檢定決定其分佈的機率密度函數，最後利用應力-強度干涉理論之概念配合失效準則，計算反應器壓力槽之失效機率如圖 3 與圖 4 所示[3]，其中圖 3 中之 *ART'* 係不考慮式(1)中代表量測不準度 *Margin* 項計算所得之 *ART*。

參、主要發現與結論

一、在本報告之假設條件下，利用以上所建立之失效機率模式分析國內壓水式核能電廠反應器壓力槽結果顯示，在反應器壓力槽設計壽命(32 EFPY)終期，以本體材料 *USE* 所判斷之失效機率為 2.64×10^{-5} ，而以 *ART* 所判斷之失效機率則為 3.42×10^{-7} ；在焊道材料部份，以 *USE* 所判斷之失效機率為 1.00×10^{-4} ，而以 *ART* 所判斷之失效機率則為 1.16×10^{-7} 。由此可知，反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期，仍有 1.00×10^{-4} 的可能性會超出法規標準。

二、在本研究之假設條件下，無論以定論式老化評估模式或失效機率模式分析，隨著時間之演進，反應器壓力槽皆會因輻射脆化而產生不同程度之老化，其中以焊道材料 USE 所判斷反應器壓力槽之失效機率(超出法規允許之可能性)為最高。因此在爾後利用失效機率模式針對反應器壓力槽進行老化評估分析時，可考慮只針對上限衝擊能量的部份進行計算與分析，且應更加注意其焊道部分。

參考文獻

21. International Atomic Energy Agency, *Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Import to Safety: PWR Pressure Vessels*, IAEA-TECDOC-1120, 1999.
22. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials*, Regulatory Guide 1.99, Revision 2, 1988.
23. 韋鐘豪，反應器壓力槽之老化評估研究，台灣大學機械工程學研究所碩士論文，2007。
24. 行政院原子能委員會，*核能實務與理論*，1993。
25. *Analysis of Capsule W from the Taiwan Power Company Maashan Unit 1 Reactor Vessel Radiation Surveillance Program*, 1999.
26. Dutta, B.K., Kushwaha, H.S. and Venkat, R.V., "Probabilistic Assessment of Reactor Pressure Vessel Integrity under Pressured Thermal Shock," *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 76, pp. 445-453, 1999.
27. Chang, S. J., "Fracture Probability Integral Applied to Reactor Vessel Life Estimate," *ASME Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 123, pp. 346-354, 2001.

圖表

表 1 反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期材料之 ART 計算結果

Parameter	Base metal	Weld metal
Copper content, Cu (wt%)	0.060	0.054
Nickel content, Ni (wt%)	0.580	0.130
Chemistry Factor, CF (°F)	37.00	42.15
Fluence, f (10^{19} n/cm ²)	3.403	3.403
Fleuence Factor, FF	1.32	1.32
$Initial RT_{NDT}$ (°F)	10.00	-30.00
$\Delta RT_{NDT} = CF \times FF$	48.85	55.65
$Margin$ (°F)	34.00	56.00
ART (°F)	92.85	81.65

表 2 反應器壓力槽在設計壽命(32 EFPY)終期材料之 USE 計算結果

Parameter	Base metal	Weld metal
Copper content, Cu (wt%)	0.060	0.054
Fluence, f (10^{19} n/cm ²)	3.403	3.403
USE_i (ft-lb)	78.00	83
Decrease in Shelf Energy, d (%)	21.15	25.88
USE (ft-lb)	61.51	61.52

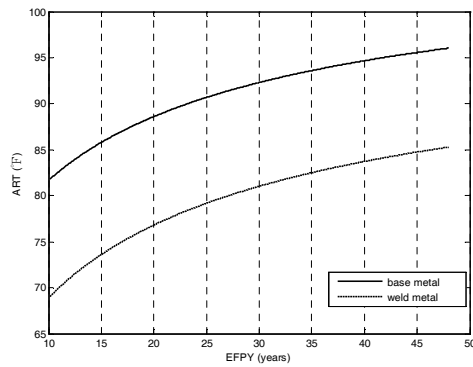


圖 1 ART 與 EFPY 關係圖

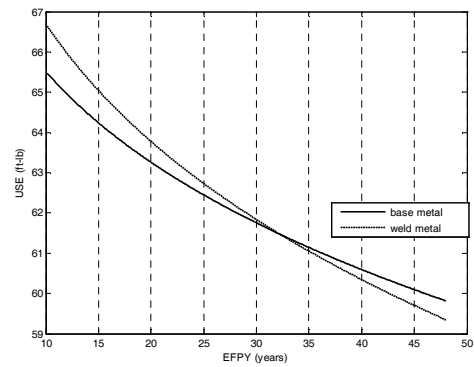


圖 2 USE 與 EFPY 關係圖

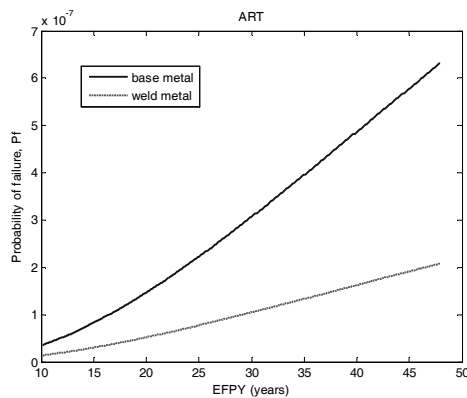


圖 3 以 ART' 所判斷之失效機率

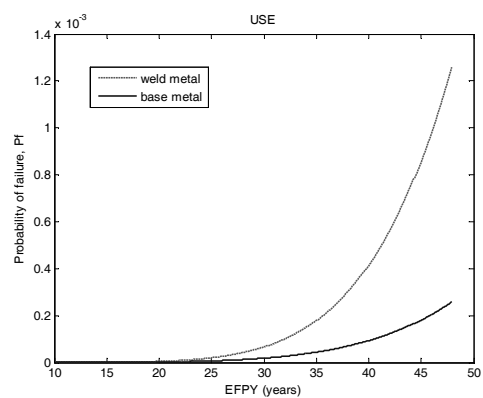


圖 4 以 USE 所判斷之失效機率

後記：

本計畫第二年原擬視壓力槽不同焊道與/或其週邊組件為一系統，進行焊道與/或組件之失效機率與風險重要度分析與排序，從而銜接風險管理策略之探討，但因計畫未獲核定，將無法推動第二年的工作。