

第二章 爐心功率提升對人為誤失機率的影響

2.1 安全度評估介紹

核電廠安全度評估(Probabilistic Safety Assessment, PSA；或稱 Probabilistic Risk Assessment, PRA)為使用一種講究嚴謹與系統性的分析方法，並根據核電廠實際運轉紀錄與組件狀態來評估核電廠每年發生各種嚴重事故的機率以及發生事故時對公眾所可能造成的危害。由層層的評估程序中，可以分析出電廠在設計上及運轉上的缺失；電廠可針對這些由安全度評估方法所找出的弱點，提出改善的措施，以降低 CDF 或 LERF。核電廠安全度評估經過二十多年來的研究發展，其評估方法以日臻成熟，並有一套完整的分析模式，其中包括可靠度理論、故障樹分析、事件樹分析、人為可靠度分析與重要度分析。

在評估功率提升對核電廠安全度的影響時，通常以廠內事件(internal events)和廠外事件(external event)分別來對電廠的功率運轉期間與停機期間來探討功率提升對電廠風險造成的影響。廠內事件分析的影響，所做的評估包括：肇始事件頻率(initiating event frequency)、組件可靠度(component reliability)、系統成功條件(system success criteria)和人為誤失(human error)；而廠外事件則包括颱風、地震、火災和水災等事件，廠外事件的探討必先評估廠外事件對肇始事件頻率與組件可靠度的影響，再參照廠內事件評估方法以分析之[11]。核電廠安全度評估的範圍主要可區分為三個不同之階層：

Level 1 PSA：就電廠的設計與運轉狀態加以評估，並根據肇因事件的發生頻率與電廠設施之可靠度來分析出造成爐心熔損事故的序列。

Level 2 PSA：根據爐心熔損的事故序列，評估反應器壓力槽與電廠圍阻體之反應，再以圍阻體損毀的時間與狀況，計算出不同程度下的放射性物質外釋之種類、數量、與年發生率。

Level 3 PSA：進一步分析放射性物質外釋後在環境的擴散與傳播，配合電廠周圍環境的人口分布、地理資訊、與氣候狀態，評估核電廠事故對公眾生命健康與財產安全的風險。

2.2 人為可靠度分析

2.2.1 人為可靠度分析介紹[14]

核電廠一階安全度評估的工作項目，主要為建立事件樹(Event Tree)與系統故障樹、人為可靠度分析、以及數據處理分析。而根據多年來核電廠的運轉經驗和發生過的嚴重事故顯示，人為誤失為系統失效的主要原因；人為可靠度分析的目的，在於針對人為動作中的人為誤失機率(Human Error Probability, HEP)定義一個合理而可信的量化分析模式，以計算出一個客觀且具參考性的數值。此外，人為可靠度分析的過程中亦可反應出電廠人機介面、運轉員訓練及運轉程序書對 CDF 的影響，予電廠參考建議以降低人為誤失機率。

在安全度評估中所考慮到的人為誤失大致上可以分為兩類：第一類為在例行操作、校正、測試及維護期間所犯的過錯，導致相關系統在肇始事件發生時無法成功運作；第二類為在肇始事件發生後運轉人員完成該執行的動作，這一類誤失可在系統事件樹或故障樹中表現出來。分析第二類的人為誤失可區分為”判斷”、”反應”和”動作”三部份，在量化過程中分別以 p_1 、 p_2 和 p_3 來代表上述判斷誤失、反應誤失和動作誤失的機率值。

人為誤失機率的量化模式有很多種，一般工業界最常用也將本報告會引用到的為由 Rasmussen、Hannaman 以及 Spurgin 在 1984 年開發出來的 HCR(Human Cognitive Reliability)模式和由 Swain 和 Guttman 在 1983 年所開發出來的 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)模式。HCR 與 THERP 所分析的人為誤失機率各有其強調之特性，所以無法只使用一個評估模式來涵蓋所有的人為誤失機率的計算，必須根據不同的失誤成因，配合其較適合的量化模式才能計算出較具參考價值的評估數據。

2.2.2 THERP 模式[12]

THERP 模式的建立是由工業界以及核工界所提供的各種組件失效資料而得到的統計結果，THERP 提供了一套相當完整的表格，可依照各種情況輕易地利用 THERP 模式查表，找出維修誤失、測試誤失與操作誤失的機率，快速量化人為

誤失機率。然而，THERP 模式在量化操作誤失的分析過程稍嫌粗糙，本文利用 THERP 所量化的人為誤失機率只針對”判斷”與”動作”的分析模式，也就是〈2.2.1 節〉所提到的 p_1 和 p_3 。

此外，關於運轉人員動作之間的相依性(Dependency)討論，若以 $P(B|A)$ 代表 A 動作失敗之下 B 動作失敗的機率，THERP 定義了五個不同的相依程度：

1. 完全相依(Full Dependence)： $P(B|A)=1$
2. 高度相依(High Dependency)： $P(B|A)=\frac{1+P(B)}{2}$
3. 中度相依(Medium Dependency)： $P(B|A)=\frac{1+6P(B)}{7}$
4. 低度相依(Low Dependency)： $P(B|A)=\frac{1+19P(B)}{20}$
5. 完全獨立(Zero Dependency)： $P(B|A)=P(B)$

在後續與相依度相關的人為誤失動作中，本文將採納以上 THERP 所定義的五種相依程度的分析模式。

2.2.3 HCR 模式[12]

HCR 模式的使用必須確定此人為誤失動作與時間有關，主要用來量化運轉人員在事故發生時，未能於有限的時間內完成動作致使系統失效的誤失機率，也就是〈2.1〉節中的 p_2 值的估算。HCR 的人為誤失機率評估模式主要是建立在兩個假設上：第一個假設為所有的動作行為類別皆可根據運轉人員相關的例行工作、程序書狀況及訓練程度來分為技術類型(Skill-base)、規則類型(Rule-base)以及知識類型(Knowledge-base)；第二個假設為動作的誤失機率決定於動作允許時間(Available Time)與動作執行時間(Action)的比值。根據以上的兩個假設，定義出 HCR 的數學模型為：

$$P(t) = \exp\left[-\left(\frac{t/T_{1/2} - \gamma}{\alpha}\right)^\beta\right]$$

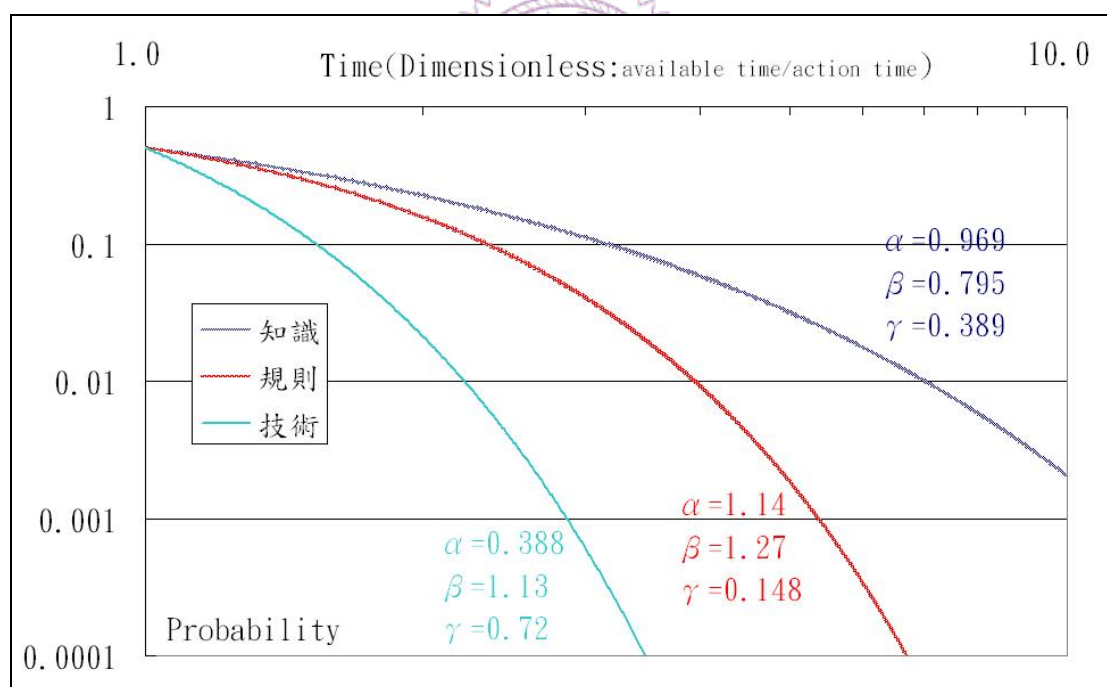
其中， α 、 β 與 γ 為經由數學歸納而得的參數，其應用意義是由 HCR 模式所假設的動作類型衍伸而出，在技術類型、規則類型以及知識類型三種分類中，

每個行為類型都有其不同的 α 、 β 與 γ 值來代表此類動作的特性，如〈表 2.1〉所示；而三種行為類別在各自系統的 α 、 β 與 γ 參數下，對於允許時間與執行時間的比值關係如〈圖 2.1〉所示。

〈表 2.1〉HCR 模式的參數設定值。

動作行為類型	α	β	γ
技術類型	0.388	1.13	0.72
規則類型	1.14	1.27	0.148
知識類型	0.969	0.795	0.389

〈圖 2.1〉HCR 行為類別對於允許時間與執行時間的比值關係。



HCR 對於執行時間的參數設定主要是根據模擬器訓練的數據歸納而得，然而在真正事故發生時，運轉人員所遭受到的緊急狀況而要面對的本身心理壓力與電廠實際狀況一定會與模擬器的訓練環境不同。因此，HCR 模式針對此情況將在模擬器訓練的執行時間($T_{\frac{1}{2}, \text{nominal}}$)加以表現修正因子(Performance Shaping Factor, PSF)來修正執行時間($T_{\frac{1}{2}}$)。執行時間的修正因子主要是考慮到訓練

(K_1)、心理壓力(K_2)及人機介面(K_3)來進行修正，修正因子的係數大小主要是根據〈表 2.2〉來定義，修正後公式如下：

$$T_{\frac{1}{2}} = T_{\frac{1}{2}, \text{normal}} \times (1 + K_1) \times (1 + K_2) \times (1 + K_3)$$

〈表 2.2〉HCR 模式表現修正因子的對應係數值

	係數
運轉員訓練	
專業知識足夠且訓練經驗精良	-0.22
專業知識普通且訓練經驗一般	0.00
達至最低訓練要求的新手	0.44
運轉員壓力	
十分緊急狀態的壓力之下	0.44
有潛在性緊急狀態壓力之下	0.28
運轉員狀況良好且無緊急狀態壓力	0.00
運轉員狀況稍差但處於低警戒狀態	0.28
人機介面	
非常良善	-0.22
良善	0.00
一般	0.44
差	0.78
極差	0.92

允許時間與執行時間的比值對於量化結果有決定性的影響。執行時間是經由模擬器訓練的統計數據經修正而得，而允許時間則決定於電廠系統在事故發生後的反應以及狀態，牽涉到的系統參數非常廣泛，而最具參考性的主要是電廠的熱水流狀態，包括一次側壓力、爐心水位、蒸汽產生器水位等。這些狀態參數的分析十分複雜，必須仰賴各種熱水流的計算程式(例如：RELAP5、MELCOR、MAAP、RETRAN 等)來模擬分析。接續的章節，即是利用 MAAP4.0.4 來模擬核三

廠在各種肇始事件之下的熱水流狀態，根據其狀態參數來討論電廠執行 EPU 後對允許時間的衝擊，最後計算出人為誤失機率受到 EPU 執行的影響為何。

2.3 功率提升對人為可靠度的衝擊

在電廠執行功率提升之下，飼水流量的增加、燃料燃耗的提高等相關更動都會對電廠安全度造成許多的影響，需要在功率提升之後所更加注意的議題大致上有：爐心冷卻水進出口的熱焓量、爐心功率分布、蒸汽產生器的流量以及飼水的流率及溫度等，以上參數在發生事故時，都會因功率提升的關係對事故序列的發展有所影響。[7]

客觀環境的變化將會影響運轉人員處理事故的心理狀態，而影響到運轉人員在事故時的反應。因此，爐心功率提升後的故事序列變化，會因其狀況的不同而對人為操作造成各種程度的衝擊，壓縮到運轉員的可運用時間。透過程式模擬，可分析出電廠 EPU 的執行對動作允許時間的壓縮程度，再經由 HCR 模式計算出反映在人為誤失機率上的結果，最後可得到電廠執行 EPU 對電廠安全度的影響。以 Brunswick 電廠為例，在功率提升壓縮到運轉員的應變動作時間之下，提高了人為誤失機率，使得 Brunswick 電廠的 CDF，因執行 EPU 從 $2.55 \times 10^{-5}/\text{year}$ 升高至 $2.59 \times 10^{-5}/\text{year}$ ，約增加了 1.6%；而本報告評估核三廠執行 EPU 對安全度的影響結果為 CDF 從 $7.325 \times 10^{-6}/\text{year}$ 提高至 $8.329 \times 10^{-6}/\text{year}$ ，升高約 13.7%，進一步的討論會在之後的章節做詳細的說明。

2.4 核三廠安全度評估[12]

根據核三活態安全度評估量化，在採用 1.0×10^{-12} 為最小失效組合(Minimum Cutset)的最小刪除值(Truncate Value)之下， $\text{CDF} = 7.325 \times 10^{-6}$ 。其主要肇始事件共有 23 項，如以下所列：

1. 喪失核機冷卻水(Loss of Component Cooling Water, TC1)。
2. 蒸汽產生器蒸氣管束破裂(Steam Generator Tube Rupture, TR)。
3. 喪失廠用海水(Loss of Nuclear Service Cooling Water, TC2)。

4. 主飼水可用暫態-反應器跳脫(Main feedwater Available Transient-Reactor Trip, T1A)。
6. MSIV 上游主蒸汽管破裂(MSLB upstream from MSIV, TS1)。
7. 中破口冷卻水流失事故(Medium LOCA, S1)。
8. 超過補水能力之冷卻水流失事故(LOCA Beyond Makeup Capacity Vessel Repture、R)。
9. 喪失 125V 之直流電源匯排流 B 組(Loss of one 125V DC BUS B, TB)。
10. 小破口冷卻水流失事故(Small LOCA, S2)。
11. 喪失外電(Loss of Offsite Power, TP)。
12. 主飼水喪失暫態(Main Feedwater Lost Transient-MFW Insufficient, T3B)。
13. 喪失 125V 之直流電源匯排流 A 組(Loss of one 125V DC BUS A, TA)。
14. 主飼水可用暫態(Main Feedwater Available Transient-MFW Insufficient, T1B)。
15. 主蒸汽隔離閥關閉之暫態(Main Steam Line Closure Transient, T2)。
16. MSIV 下游主蒸汽管破裂(MSLB downstream from MSIV, TS2)。
17. 系統介面冷卻水流失事故(System Interface LOCA, V)。
18. PORV 卡在開啟位置(Stuck Open PORV, S3)。
19. 大破口冷卻水流失事故(Large LOCA, A)。
20. 主飼水喪失暫態(Main Feedwater Lost Transient-Reactor Insufficient, T3A)。
21. 主飼水不可用下預見暫態未急停(Main Feedwater Trip Induced ATWS, T2K)。
22. 喪失 125V 之直流電源匯排流 A 組預見暫態未及停(Loss of 125V DC BUS A Indiced ATWS, TAK)。
23. 喪失 125V 之直流電源匯排流 B 組預見暫態未及停(Loss of 125V DC BUS B Indiced ATWS, TBK)。

以上 23 項肇始事件與 CDF 的關係整理如<表 2.3>所示。其中，喪失核機冷卻水與廠用海水的肇始事件十分類似，其差異只在於分析喪失廠用海水事故時必須考慮到輔助飼水泵的失效，而探討喪失核機冷卻水時不需要考慮到輔助飼水泵失效的問題；而此兩項肇始事件不僅對電廠安全系統的影響相像，並且其 CDF 值也相當高，分居第一與第三，共佔總 CDF 值達 40%。此外，相較於 BWR 電廠的設計，與 ATWS 相關的肇始事件對核三廠 CDF 值的影響十分輕微，但其肇始事件之下的事故序列發展都十分迅速，因此必須特別注意的為與 ATWS 相關肇始事件之下的運轉員反應時間。

在所有肇始事件之下的人為誤失事件當中，並非所有的人為誤失事件都會對 CDF 造成極大的影響，對於重要度過小的人為誤失事件我們可以忽略不計，以免安全度的評估過程投資過多的資源在不必要的事件上。依照過去核二廠執行 MUR 與 Brunsack 執行 EPU 的安全度評估程序，本報告將以下列五項條件來篩選所需進行評估的人為誤失事件：

1. CDF 的 F-V 重要度 $> 5 \times 10^{-3}(\alpha)$ 。
2. CDF 的 RAW 之 $\Delta CDF > 10^{-6}(\beta)$ 。
3. LERF 的 F-V 重要度 $> 5 \times 10^{-3}(\gamma)$ 。
4. LERF 的 RAW 之 $\Delta LERF > 10^{-7}(\delta)$ 。
5. 動作允許時間小於 30 分鐘(ε)。

符合以上之條件，而必須重新評估會受到電廠執行 EPU 的人為誤失事件共有 39 件(由核研所 林子仁先生提供)。在運用事件樹及故障樹的模式來量化爐心熔損頻率時，為了評估之方便，通常會將所需評估之人為誤失事件依照其肇始事件的不同而做歸類。如此，才能有效而快速的將所需計算之人為誤失事件作有系統的分析。因此，以下將所需評估之人為誤失事件依照所屬事件樹來歸類成如<表 2.4>所示。

<表 2.3>核三廠主要肇始事件頻率

肇始事件	爐心熔損序列數	爐心熔損序列頻率總和(/year)	所佔總 CDF 比率(%)
TC1	4	2.191×10^{-6}	29.908
TR	9	1.251×10^{-6}	17.078
TC2	4	8.070×10^{-7}	11.017
T1A	3	7.485×10^{-7}	10.218
TS1	9	4.422×10^{-7}	6.036
S1	13	3.712×10^{-7}	5.068
R	1	2.700×10^{-7}	3.686
TB	3	2.507×10^{-7}	3.422
S2	11	4.484×10^{-7}	3.391
TP	9	1.713×10^{-7}	2.338
T3B	3	1.697×10^{-7}	2.317
TA	1	1.499×10^{-7}	2.046
T1B	3	1.330×10^{-7}	1.816
T2	3	3.392×10^{-8}	0.463
TS2	6	3.229×10^{-8}	0.441
V	3	2.533×10^{-8}	0.346
S3	11	1.874×10^{-8}	0.256
A	7	5.749×10^{-9}	0.078
T3A	3	5.462×10^{-9}	0.075
T2K	5	0.000×10^0	0.000
TAK	5	0.000×10^0	0.000
TBK	5	0.000×10^0	0.000

〈表 2.4〉人為誤失事件之說明。

人為誤失事件名稱	人為誤失事件敘述	條件
<u>喪失主飼水</u>		
HR-FSGI/EDEP	HR-EDEPMSLB-E50 與 HR-FSGIMSLB-E09 的相依性。	$\alpha \beta$ $\gamma \delta$
HR-FSGIMSLB-E09	運轉員未關閉主蒸氣隔離閥並阻止飼水進入受損迴路之蒸氣產生器，導致低溫過壓。	$\beta \varepsilon$
HR-EDEPMSLB-E50	運轉員未執行緊急降壓以避免低溫過壓。	ε
<u>喪失廠用海水</u>		
HR-CCP/RHR	HR-ALRHRCL-E29 與 HR-ALTCCPCL-E29 的相依性。	$\alpha \beta$ $\gamma \delta$
HR-ECNDSGTR-E10	運轉員未隔離受損迴路之蒸氣產生器並執行緊急降溫降壓以避免蒸氣產生器滿水。	$\alpha \varepsilon$
HR-CCP/ECD	HR-ECDLOCCW-E29 與 HR-ALTCCPCL-E29 的相依性。	$\alpha \beta$ $\gamma \delta$
HR-CCP/SGBNF	HR-ALTCCPCL-E29 與 HR-SGBNFCD-E29 的相依性。	$\alpha \beta$
HR-CCP/ACCI	HR-ALTCCPCL-E29 與 HR-ACCISO-E29 的相依性。	$\alpha \beta$
HR-ALTCCPCL-E29	運轉員未能執行 CCP 後備冷卻水源之管閥配置，造成 CCP 喪失冷卻水源，無法提供 RCP 之軸封注水。	$\alpha \varepsilon$
HR-LHSI-TC2	喪失所有廠用海水系統暫態下，引動低壓注水失敗。	β
HR-ECDLOCCW-E29	運轉員未執行緊急降溫降壓以避免 RCP 軸封受損（喪失核機冷卻水或廠用海水系統）。	ε
<u>喪失核機冷卻水</u>		
HR-CCP/RHR	HR-ALRHRCL-E29 與 HR-ALTCCPCL-E29 的相依性。	$\alpha \beta$ $\gamma \delta$
HR-ECNDSGTR-E10	運轉員未隔離受損迴路之蒸氣產生器並執行緊急降溫降壓以避免蒸氣產生器滿水。	$\alpha \varepsilon$
HR-CCP/ECD	HR-ECDLOCCW-E29 與 HR-ALTCCPCL-E29 的相依性。	$\alpha \beta$ $\gamma \delta$
HR-CCP/SGBNF	HR-ALTCCPCL-E29 與 HR-SGBNFCD-E29 的相依性。	$\alpha \beta$
HR-NSCW-TC1	在喪失核機冷卻水系統之下，運轉員未及時建立 NSCW 系統運轉。	$\alpha \beta$ $\gamma \delta$
HR-CCP/ACCI	HR-ALTCCPCL-E29 與 HR-ACCISO-E29 的相依性。	$\alpha \beta$
HR-ALTCCPCL-E29	運轉員未能執行 CCP 後備冷卻水源之管閥配置，造	$\alpha \varepsilon$

	成 CCP 喪失冷卻水源，無法提供 RCP 之軸封注水。	
HR-LHSI-TC1	喪失所有核機冷卻水系統暫態下，引動低壓注水失敗。	$\alpha \beta$
HR-CCW-RHRHX-INI	操作員未手動開啟 EG-HV152, 252。	$\alpha \gamma$ δ
HR-ECDLOCCW-E29	運轉員未執行緊急降溫降壓以避免 RCP 軸封受損(喪失核機冷卻水或廠用害水系統)。	ε
<u>蒸汽產生器管束破裂</u>		
HR-RWSTSGTR-E23	運轉員未完成更換燃料儲存槽補水(蒸氣產生器管束破裂事件)。	$\alpha \beta$
HR-ECD/CCR	HR-CCRLOCA-E42 與 HR-ECNSGTR-E10 的相依性。	γ
HR-BNFSGTR-E45	運轉員於喪失二次側熱沉後未能執行洩充冷卻(蒸氣產生器管束破裂)。	ε
<u>喪失外電</u>		
HR-DG5/1H	運轉員未能在一小時內將第五台柴油機併入提供電源。	$\alpha \beta$ γ
HR-ECNDLOOP-E20	運轉員未執行降溫降壓以避免 RCP 軸封受損(喪失外電)。	ε
<u>一般暫態反應器跳脫</u>		
HR-CP/BNF-RX	HR-BNFRXTRP-E45 與 HR-CDPRXTRP-E45 的相依性。	$\alpha \beta$
HR-BNFSGLLT-E45	運轉員於喪失二次側熱沉後未能執行洩充冷卻(因蒸氣產生器過低水位而跳機)。	$\alpha \beta$ ε
HR-SF/BNF-SG	HR-SF/BNFSGLLT-E45 與 HR-STPSGLLT-E45 的相依性。	α
HR-CDPRXTRP-E45	運轉員未能執行二次側降壓，以冷凝水泵提供二次側熱沉(反應器先跳脫)。	$\alpha \gamma$ δ
HR-CDPSGLLT-E45	運轉員未能完成二次側降壓，以冷凝水泵提供二次側熱沉(因蒸氣產生器過低水位而跳機)。	γ
HR-STPSGLLT-E45	輔助飼水喪失時，運轉員未能啟動電動飼水泵提供二次側熱沉(因蒸氣產生器過低水位而跳機)。	γ
HR-BNFRXTRP-E45	運轉員於喪失二次側熱沉後未能執行洩充冷卻(反應器先跳脫)。	ε
<u>小破口冷卻水流失事故</u>		
HR-RWSTRPNH-E23	運轉員未完成更換燃料儲存水槽補水(冷卻水流失事故)。	$\alpha \beta$

HR-CNDSLOCA-E06	運轉員未於 RWST 槽空之前，完成 RCS 降溫降壓(小破口)。	β
HR-CCW-RHRHX-INI	操作員未手動開啟 EG-HV152, 252。	$\alpha \gamma \delta$
HR-HOTLEGRC-E08	運轉員未執行熱端再循環之管路配置。	β
HR-ASI/CCR-S	HR-CCRSLOCA-E42 與 HR-ASISLOCA-E00 的相依性。	β
HR-HHRSLOCA-E07	運轉員未切換高壓安全注水系統至再循環模式運轉，喪失補水能力(小破口)。	β
HR-ECD/CCR	HR-CCRLOCA-E42 與 HR-ECNDSGTR-E10 的相依性。	γ
HR-ASI/ECD/CCR	HR-CCRSLOCA-E42 與 HR-ASI/ECD 的相依性。	$\gamma \delta$
HR-CCRSLOCA-E42	運轉員未能執行緊急爐心冷卻復原程序，致使爐心溫度超過限值(小破口)。	ε
HR-CTMTSPRR-E07	運轉員未切換圍阻體噴灑系統為再循環模式。	ε
<u>中破口冷卻水流失事故</u>		
HR-CNDMLOCA-E06	運轉員未於 RWST 槽空前，完成 RCS 的降溫降壓(中破口)。	$\alpha \varepsilon$
HR-RWSTRPNH-E23	運轉員未完成更換燃料儲存水槽補水(冷卻水流失事故)。	$\alpha \beta$
HR-HHRMLOCA-E07	運轉員未切換高壓安全注水系統至在循環模式運轉，喪失補水能力(中破口)。	$\alpha \beta \varepsilon$
HR-HOTLEGRC-E08	運轉員未執行熱端再循環之管路配置。	β
HR-ASI/CCR-S	HR-CCRSLOCA-E42 與 HR-ASISLOCA-E00 的相依性。	β
HR-ASIMLOCA-E00	運轉員未能打開 BH-HV-20 變通高壓安全注水路徑，喪失高壓安全注水(中破口)。	ε
HR-CTMTSPRR-E07	運轉員未切換圍阻體噴灑系統為再循環模式。	ε
<u>大破口冷卻水流失事故</u>		
HR-RWSTRPNH-E23	運轉員未完成更換燃料儲存水槽補水(冷卻水流失事故)。	$\alpha \beta$
HR-HOTLEGRC-E08	運轉員未執行熱端再循環之管路配置。	β
HR-ASI/CCR-S	HR-CCRSLOCA-E42 與 HR-ASISLOCA-E00 的相依性。	β
HR-CTMTSPRR-E07	運轉員未切換圍阻體噴灑系統為再循環模式。	ε
<u>中央寒水系統失效</u>		
HR-CCHW-RECOV	運轉員未復歸中央寒水系統，提供緊要寒水系統失	α

	效後之泵室冷卻。	
<u>介面系統破口</u>		
HR-IFBI/RWST	HR-RWSTIFBK-E23 與 HR-IFBRKISO-E24 的相依性。	β γ δ
<u>預期暫態未停機</u>		
HR-RXMNTRIP-E00	運轉員未能於預期暫態未停機(ATWS)狀況下手動跳脫反應器。	ε

