

## 九、 輻射源項與輻射影響分析 (Source Terms and Radiological Consequences Analyses)

在輻射源項與輻射影響分析中因電廠是否採用替代輻射源項 (Alternative Source Terms) 而有不同之審查項目。若採用替代輻射源項須審查下列 1 及 2 項，若未採用則審查下列 1 及 3 至 8 項，每項工作的執行細節與須遵守的導則詳述於相對應之小節中。

- 9.1 輻射廢料系統分析之輻射源項 (Source Term for Radwaste System Analyses)
- 9.2 採用替代輻射源項之輻射影響分析 (Radiological Consequences Analyses Using Alternative Source Terms)
- 9.3 控制棒掉落之輻射影響 (Radiological Consequences of Control Rod Drop Accident)
- 9.4 於圍阻體外含主冷卻水之小管路失效之輻射影響 (Radiological Consequences of the Failure of Small Lines Carrying Primary Coolant Outside Containment)
- 9.5 主蒸汽管於圍阻體外失效之輻射影響 (Radiological Consequences of Main Steam line Failure Outside Containment)
- 9.6 設計基準喪失冷卻水事故之輻射影響 (Radiological Consequences of a Design-Basis Loss-of-Coolant Accident)
- 9.7 燃料吊運事故之輻射影響 (Radiological Consequences of Fuel Handling Accident)
- 9.8 用過核燃料護箱掉落事故之輻射影響 (Radiological Consequences of Spent Fuel Cask Drop Accidents)

### 9.1 輻射廢料系統分析之輻射源項 (Source Term for Radwaste System Analyses)

電廠須用足夠的輻射源做為輸入值，驗證其有足夠的液態與氣態輻射廢料處理容量。本項審查須確認功率提昇後，電廠輸入的輻射源項是否仍然足夠。本項審查範圍包括以下之參數：(1) 反應爐冷卻水中每一放射性核種的濃度。(2) 分裂產物放射性釋放到反應爐冷卻水中的比例。(3) 除了放射性核種外，其他核種在反應爐冷卻水中之濃度。(4) 所有可能具有放射性之水與蒸汽系統之洩漏率與其相關之流體放射活度，及 (5) 液態與氣態輻射廢料處理系統排放物中，未於電廠安全分析報告考慮的輻射源。

本項審查的接受準則是根據：(1) 游離輻射防護安全標準，規範放射性廢氣、廢水於輻射工作場所外地區 (unrestricted area) 之輻射排放強度。(2) 核能電廠環境輻射劑量設計規範，訂立符合「合理抑低 (as low as is reasonably achievable)」原則之設計目標與極限條件 (limiting condition) 之量化導則。及 (3) 依核子反應器設施安全設計準則第 53 條規定，核子設施應有控制放射性氣體與液體外釋及處理放射性固體廢棄物之設計，確保於正常運轉及可預見運轉事件下，符合核子反應器氣體及液體排放之輻射劑量限值。放射性氣體及液體處理系統之設計，應有足夠之滯留能力。並依游離輻射防護法第 9 條及游離輻射防護法施行細則第 3 條第 1 項第 4 款之規定，核能電廠排放放射性廢氣、廢水，應有防止環境污染之監測設備與處理程序之設計。SRP 11.1 節提供了特定的審查準則。

註：採用替代輻射源項之電廠須進行下列 9.2 節之審查

## 9.2 採用替代輻射源項之輻射影響分析 (Radiological Consequences Analyses Using Alternative Source Terms)

替代輻射源項之採用可分為「過去已採用」及「初次採用」兩種狀況，因此本節有下列兩種審查導則，審查者宜依申請案例採用替代輻射源項狀況，選擇適當的導則。

### 9.2.1 過去已採用替代輻射源項之狀況

針對輻射影響分析，本項審查範圍包括喪失冷卻水事故 (LOCA)、燃料吊運事故 (FHA)、控制棒掉落事故 (CRDA)、及主蒸汽管破裂 (MSLB)。而針對每一項分析之審查重點為：(1) 事故發展序列，及 (2) 計算有效劑量 (effective dose) 的模式、假設與輸入參數值。

本項審查的接受準則是根據：(1) 10 CFR 50.67，規範假想意外事故輻射影響的標準。(2) GDC-19，此法規要求在發生事故後，工作人員進出控制室並在控制室工作時，必須有足夠的輻射防護，以避免事故期間有效劑量超過 50 毫西弗。SRP 15.0.1 節提供了特定的審查準則。

### 9.2.2 初次採用替代輻射源項之狀況

本項審查的接受準則是根據：(1) 10 CFR 50.67，規範假想意外事故輻射影響的標準。(2) 10CFR 50.49，要求以正常運轉及事故狀況的累積輻射量，對安全相關設備執行驗證 (qualification)。(3) GDC-19，此法規要求在發生事故後，工作人員進出控制室並在控制室工作時，必須有足夠的輻射防護，以避免事故期間有效劑量超過 50 毫西弗。(4) 10 CFR 50 App. E 的 IV.E.8 節，要求電廠的技術支援中心 (technical support center) 與近廠指揮中心 (near-site emergency operation facility) 必須能在緊急狀況下運作。(5) 各個電廠針對 NUREG-0737 (包括 II.B.2, II.B.3, II.F.1, III.D.1.1, III.A.1.2, 及 III.D.3.4 節) 所做之承諾。SRP 15.0.1 節提供了特定的審查準則。

未採用替代輻射源項之電廠須進行下列 9.3 至 9.7 節之審查

### 9.3 控制棒掉落之輻射影響 (Radiological Consequences of Control Rod Drop Accident)

本項審查範圍包括 (1) 電廠對事故之反應。(2) 事故中由爐心經汽輪機與冷凝器洩漏至環境的分裂產物，及 (3) 事故中洩漏至控制室、禁制區邊界 (exclusion area boundary, EAB)、及低密度人口區 (low population zone, LPZ) 外圍之輻射劑量。

本項審查的接受準則是根據：(1) GDC-19，此法規要求在發生事故後，工作人員進出控制室並在控制室工作時，必須有足夠的輻射防護，以避免事故期間有效劑量超過 50 毫西弗。(2) 10 CFR 100，此法規訂立要求以確認假想意外事故之輻射劑量低於可接受範圍。SRP 6.4 及 15.4.9.A 節提供了特定的審查準則，RS-001 矩陣 9 提供相關審查指引。

#### 9.4 於圍阻體外含主冷卻水之小管路失效之輻射影響 ( Radiological Consequences of the Failure of Small Lines Carrying Primary Coolant Outside Containment )

含主冷卻水之小管路如儀器管路與取樣管路為本項審查對象，本項審查範圍包括 (1) 可能破裂的小型管路及其隔離裝置之指認。(2) 管路失效情境 (scenario)。(3) 假設性失效所造成輻射劑量之計算模式與假設。(4) 主冷卻水中碘活度之評估，包含同時發生之最大碘活度，及相關之運轉規範。

本項審查的接受準則是根據：(1) GDC-19，此法規要求在發生事故後，工作人員進出控制室並在控制室工作時，必須有足夠的輻射防護，以避免事故期間有效劑量超過 50 毫西弗。(2) GDC-55，此法規以 10 CFR 100.11 規定為基準，訂立連接於一次系統小口徑管路之隔離要求。SRP 6.4 及 15.6.2 節提供了特定的審查準則，RS-001 矩陣 9 提供相關審查指引。

## 9.5 主蒸汽管於圍阻體外失效之輻射影響 (Radiological Consequences of Main Steam line Failure Outside Containment)

本項審查之目的為確認此種事故造成之輻射外釋量小於相關運轉規範之限制。本項審查範圍包括下述兩種狀況：(1) 事故前已有碘活度波峰出現。(2) 事故前碘活度已達全功率運轉之飽和值。

本項審查的接受準則是根據：(1) GDC-19，此法規要求在發生事故後，工作人員進出控制室並在控制室工作時，必須有足夠的輻射防護，以避免事故期間有效劑量超過 50 毫西弗。(2) 10 CFR 100，此法規訂立要求以確認假想意外事故之輻射劑量低於可接受範圍。SRP 6.4 及 15.6.4 節提供了特定的審查準則，RS-001 矩陣 9 提供相關審查指引。

## 9.6 設計基準喪失冷卻水事故之輻射影響 (Radiological Consequences of a Design-Basis Loss-of-Coolant Accident)

本項審查範圍包括 (1) 經由主蒸汽隔離閥洩漏之輻射劑量。(2) 假設性 LOCA 後由圍阻體、特殊安全設施 (ESF)、及主蒸汽隔離閥洩漏所造成輻射劑量之計算方法與結果。(3) 針對輻射劑量計算相關假設與輸入參數所執行之圍阻體評估。本項審查的接受準則與 9.4 節相同。SRP 6.4 節及 15.6.5 節的附錄 A, B, D 提供了特定的審查準則，RS-001 矩陣 9 提供相關審查指引。

## 9.7 燃料吊運事故之輻射影響 (Radiological Consequences of Fuel Handling Accident)

本項審查之目的為確認系統設計與操作程序是否足以減輕此種事故造成用過燃料損壞之輻射影響。此類事故包括一束燃料掉落、吊運工具或重物掉落於用過燃料上。此類事故可能發生於圍阻體內、燃料傳送渠道、或燃料貯存建築內。本項審查範圍包括 (1) 計算輻射劑量之事故發展序列、模式、及假設。(2) 特殊安全設施 (ESF) 是否足以減輕此種事故，及 (3) 圍阻體排氣系統減輕此種事故之能力，及該系統排氣管路上之輻射偵測器功能。

本項審查的接受準則是根據：(1) GDC-19，此法規要求在發生事故後，工作人員進出控制室並在控制室工作時，必須有足夠的輻射防護，以避免事故期間有效劑量超過 50 毫西弗。(2) GDC-61 規定用過燃料貯存系統必須要有餘熱移除的設計，而且在事故時必須能夠保持用過燃料貯存所需要的水位。(3) 10 CFR 100，此法規訂立要求以確認假想意外事故之輻射劑量低於可接受範圍。SRP 6.4 及 15.7.4 節提供了特定的審查準則，RS-001 矩陣 9 提供相關審查指引。

## 9.8 用過核燃料護箱掉落事故之輻射影響 (Radiological Consequences of Spent Fuel Cask Drop Accidents)

本項審查範圍包括：(1) 決定設計基準輻射分析之需求。(2) 計算輻射劑量之事故發展序列、模式、及假設。(3) 由輻射劑量計算結果檢視禁制區邊界 (EAB)、及低密度人口區 (LPZ) 邊界範圍之可接受性，及相關特殊安全設施 (ESF) 是否足以減輕此種事故，包含控制室適居性之評估，及 (4) 檢視事故發展時序與備用氣體處理系統 (standby gas treatment system, SGTS) 間之關係，以決定該系統減輕此種事故之績效。本項審查的接受準則與 9.6 節相同。SRP 6.4 及 15.7.5 節提供了特定的審查準則，RS-001 矩陣 9 提供相關審查指引。