

核一、二、三廠緊急應變計畫區

檢討修正

台灣電力股份有限公司

中華民國114年6月(審訂版)

摘要

根據「核子事故緊急應變法施行細則」之要求，緊急應變計畫區(EPZ)經中央主管機關核定公告後，設施經營者應每三年檢討修正一次，本公司按施行細則規定提出檢討修正報告，報請中央主管機關審查核定。前次民國111年評估顯示核一、二、三廠之EPZ半徑皆小於2.5公里(本報告中後續所提到之半徑皆以各廠兩反應器連線之中點作為圓心)，行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)於民國111年2月10日，公告核一、二、三廠EPZ半徑維持8.0公里之範圍。

本評估報告依照「核子事故緊急應變法施行細則」第三條規定的準則評估，以前次民國111年EPZ評估方法並更新爐心及用過燃料池活度盤存量、輻射源項及氣象資料(民國108年-112年)，以執行民國114年核一、二、三廠EPZ評估之檢討修正，此次EPZ評估包括核一、二廠除役過渡階段前期以及核三廠全功率運轉階段。因應緊急應變計畫區檢討頻次為三年一次，為預先評估核三廠於除役後，爐心燃料全部退出之情境，本報告另預先分析除役階段島區運轉期之緊急應變計畫區範圍(如附件A)，惟分析所採用之假設條件尚未經管制機關審查通過，相關分析結果僅供參考。

評估結果揭示核一、二廠在除役過渡階段前期，若爐心發生設計基準事故，半徑同為0.3公里處的有效劑量皆小於50 mSv(本報告中後續所提到之劑量皆為有效劑量)；若爐心與用過燃料池發生燃料熔損事故，半徑同為0.3公里處超出50 mSv之年機率皆小於 $3.0E-05$ ，超出2 Sv之年機率皆小於 $3.0E-06$ 。

核三廠全功率運轉階段，若爐心發生設計基準事故，半徑為0.5公里處的有效劑量小於50 mSv；若爐心發生燃料熔損事故，半徑為0.5公里處超出50 mSv之年機率小於 $3.0E-05$ ，半徑為2.0公里處超出2 Sv之年機率小於 $3.0E-06$ 。

本報告依「核子事故緊急應變法施行細則」第三條準則評估，評估結果揭示核一、二、三廠EPZ半徑皆小於2.0公里範圍內，前述評估結果提供中央主管機關參考核定公告。

關鍵字：緊急應變計畫區，核子事故緊急應變法，核能電廠，全功率運轉階段，
除役過渡階段前期，除役階段島區運轉期

Abstract

According to Enforcement Rules for the Implementation of the Nuclear Emergency Response Act, the Emergency Planning Zone (EPZ) must be reviewed by the nuclear reactor facility every three years. To renew the EPZ in 2025, the Taiwan Power Company (TPC) offers the latest EPZ revision to be reviewed by the Atomic Energy Council (Now the Nuclear Safety Commission, NSC). In the previous revision (2022), the EPZ for Chinshan, Kuosheng and Maanshan Nuclear Power Plants (NPPs) were all less than 2.5 km radius from the center. The Atomic Energy Council (Now the Nuclear Safety Commission, NSC) announced that the EPZ for Chinshan, Kuosheng and Maanshan nuclear power plants were 8.0 km radius from the center on 10/2/2022. In this report, the definition for the center is the midpoint of the line connecting the two reactors.

To execute the revision of EPZ for NPPs in Taiwan, the criterion corresponding to the third Article in Enforcement Rules for the Implementation of the Nuclear Emergency Response Act was referred in the investigation; the previous EPZ research methods (2022) combined with the renewed inventory for core and spent fuel pool, radioactive source term and meteorological data (2019-2023) were adopted in this evaluation (2025). This work includes revised EPZ for the Chinshan and Kuosheng NPPs during the pre-defueled stage and for the Maanshan NPP during the rated power stage. In response to the triennial review of the EPZ, this report provides a preliminary assessment of the scenario in which all fuel is transferred from the core to the Spent Fuel Pool (SFP), which occurs during the decommissioning phase of the Maanshan NPP. In addition, the report includes a preliminary analysis of the EPZ associated with Maanshan NPP during the spent fuel pool island operation period of the decommissioning phase (see Appendix A); however, the assumptions used in the analysis have not yet been reviewed and approved by NSC; therefore, the related results are for reference only. For Chinshan and Kuosheng NPPs during the pre-defueled stage, the numerical results reveal that if the Design Basis Accident (DBA) is incurred in core, the doses associated with 0.3 km radius from the center will be all

less than 50 mSv; if the Severe Accident (SA) is incurred in core and SFP, the annual probability of exceeding 50 mSv and 2 mSv in 0.3 km radius from the center will be all less than $3.0\text{E-}05$ and $3.0\text{E-}06$, respectively.

For Maanshan NPP during the rated power stage, the numerical results reveal that if the DBA is incurred in core, the doses associated with 0.5 km radius from the center will be less than 50 mSv; if the SA is incurred in core, the annual probability of exceeding 50 mSv will be less than $3.0\text{E-}05$ in 0.5 km radius from the center; the annual probability of exceeding 2 mSv will be less than $3.0\text{E-}06$ in 2.0 km radius from the center.

For all NPPs, the results indicate that the EPZ for 2.0 km radius from the center can meet the criterion corresponding to the third Article in Enforcement Rules for the Implementation of the Nuclear Emergency Response Act. The aforementioned evaluation results are provided to NSC for a reference to approve announcement associated with EPZ range.

Keywords: Emergency Planning Zone, Nuclear Emergency Response Act, Nuclear Power Plant, rated power stage, pre-defueled stage, decommissioning phase for spent fuel pool island operation period

目錄

摘要.....	i
Abstract.....	iii
目錄.....	v
圖目錄.....	vii
表目錄.....	ix
中英文名詞對照表.....	xi
1. 前言.....	1
2. 緊急應變計畫區評估準則.....	3
3. 評估執行方法說明.....	5
3.1 輻射源項(全功率運轉階段).....	10
3.1.1 爐心活度盤存量	11
3.1.2 設計基準事故	16
3.1.3 風險評估與嚴重事故	19
3.2 輻射源項(除役過渡階段前期).....	25
3.2.1 電廠運轉組態	26
3.2.2 爐心與用過燃料池活度盤存量	28
3.2.3 設計基準事故	32
3.2.4 風險評估與嚴重事故	35
3.3 氣象資料	39
3.3.1 風速修正	39
3.3.2 風速統計	41
3.3.3 風向統計	42
3.3.4 雨量及穩定度統計	44
3.4 劑量與劑量機率評估	45
3.4.1 大氣擴散模型	47
3.4.2 大氣擴散模組	49

3.4.3 早期效應模組	53
4. 核一、二、三廠緊急應變計畫區分析結果.....	57
4.1 核一廠評估結果	58
4.2 核二廠評估結果	60
4.3 核三廠評估結果	63
5. 技術要項差異比較	67
6. 結論.....	74
7. 參考文獻.....	75
7.1 正文文獻	75
7.2 附件文獻	78
附件A 核三廠除役階段之緊急應變計畫區分析	80
A.1 評估執行方法說明.....	80
A.1.1 輻射源項.....	82
A.1.1.1 電廠運轉組態	83
A.1.1.2 用過燃料池活度盤存量	85
A.1.1.3 設計基準事故	90
A.1.1.4 風險評估與嚴重事故	91
A.2 核三廠除役階段之緊急應變計畫區分析結果.....	93

圖目錄

圖3-1 核能電廠設計基準事故及嚴重事故劑量與劑量機率評估執行架構圖.....	7
圖3-2 核一廠用過燃料池廠房位置剖面圖.....	26
圖3-3 核二廠用過燃料儲存池廠房位置側視圖平面位置圖.....	28
圖3-4 核一廠各年度風速分布比較圖.....	41
圖3-5 核二廠各年度風速分布比較圖.....	41
圖3-6 核三廠各年度風速分布比較圖.....	42
圖3-7 核一廠各年度下風向分布比較圖.....	42
圖3-8 核二廠各年度下風向分布比較圖.....	43
圖3-9 核三廠各年度下風向分布比較圖.....	43
圖3-10 核一廠五年氣象分布統計(民國108年至民國112年).....	44
圖3-11 核二廠五年氣象分布統計(民國108年至民國112年).....	45
圖3-12 核三廠五年氣象分布統計(民國108年至民國112年).....	45
圖3-13 MACCS 3.7劑量與風險評估計算流程.....	46
圖4-1 核一廠除役過渡階段前期DBA劑量與距離之關係.....	58
圖4-2 核一廠除役過渡階段前期劑量年超越機率與距離之關係.....	59
圖4-3 核一廠除役過渡階段前期0.3公里處之劑量年超越機率.....	60
圖4-4 核二廠除役過渡階段前期DBA劑量與距離之關係.....	61
圖4-5 核二廠除役過渡階段前期劑量年超越機率與距離之關係.....	62
圖4-6 核二廠除役過渡階段前期0.3公里處之劑量年超越機率.....	63
圖4-7 核三廠全功率運轉階段DBA劑量與距離之關係.....	64
圖4-8 核三廠全功率運轉階段劑量年超越機率與距離之關係.....	65
圖4-9 核三廠全功率運轉階段2.0公里處之劑量年超越機率.....	66
圖A-1 核三廠用過燃料池冷卻與補水示意圖.....	84
圖A-2 核三廠除役階段島區運轉期DBA劑量與距離之關係.....	94
圖A-3 核三廠除役階段島區運轉期劑量年超越機率與距離之關係.....	95

圖A-4 核三廠除役階段島區運轉期0.3公里處之劑量年超越機率.....	96
--------------------------------------	----

表目錄

表3-1 本次EPZ檢討修正使用之計算工具彙整表.....	8
表3-2 設計基準事故之氣象參數差異.....	8
表3-3 嚴重事故之氣象參數差異.....	9
表3-4 各機組額定功率提升之變化與時間.....	12
表3-5 全功率運轉階段核三廠ORIGEN 2重要參數設定.....	12
表3-6-1 核三廠全功率運轉階段之DBA單一機組爐心活度盤存量 (Ci)	13
表3-6-2 核三廠全功率運轉階段之SA單一機組爐心活度盤存量 (Ci)	14
表3-7 核三廠全功率運轉階段之設計基準事故外釋參數表.....	18
表3-8 核三廠全功率運轉階段之設計基準事故核種群組外釋分率.....	18
表3-9 核三廠全功率運轉階段之嚴重事故外釋參數表.....	21
表3-10 核三廠全功率運轉階段之嚴重事故核種群組外釋分率.....	23
表3-11 除役過渡階段前期核一、核二ORIGEN 2重要參數設定.....	29
表3-12-1 核一、二廠除役過渡階段前期之DBA單一機組爐心活度盤存量 (Ci).....	29
表3-12-2 核一、二廠除役過渡階段前期之SA單一機組爐心與SFP活度盤存量 (Ci)	30
表3-13 核一、二廠除役過渡階段前期之設計基準事故外釋參數表.....	34
表3-14 核一、二廠除役過渡階段前期之設計基準事故核種群組外釋分率.....	34
表3-15 核一廠除役過渡階段前期之嚴重事故外釋參數表.....	37
表3-16 核二廠除役過渡階段前期之嚴重事故外釋參數表.....	37
表3-17 核一廠除役過渡階段前期之嚴重事故核種群組外釋分率.....	38
表3-18 核二廠除役過渡階段前期之嚴重事故核種群組外釋分率.....	38
表3-19 核一、二、三廠氣象塔監測高度資料(公尺).....	40

表3-20 大氣穩定度分類準則.....	40
表3-21 各廠址廠房尺寸表.....	51
表3-22 各類地況之粗糙長度表.....	51
表3-23 MACCS氣象資料輸入的檔案參數表.....	52
表3-24 各廠ATMOS輸入檔數目統計表.....	53
表3-25 MACCS Cs-137劑量轉換因子摘錄.....	55
表3-26 曝露情境設定參數.....	55
表4-1 民國105年與民國110年EPZ差異之比較表.....	57
表4-2 各電廠EPZ詳細分析結果.....	66
表5-1 民國111年與民國114年EPZ分析相關技術要項差異之比較表.....	68
表5-2 全功率運轉階段與除役過渡階段前期EPZ分析相關技術要項差異之比較表.....	70
表A-1 設計基準事故之氣象參數.....	81
表A-2 嚴重事故之氣象參數.....	81
表A-3 除役階段島區運轉期核三廠ORIGEN 2重要參數設定.....	86
表A-4-1 核三廠除役階段島區運轉期FHA計算時(DBA)之活度盤存量.....	87
表A-4-2 核三廠除役階段島區運轉期之SA單一SFP活度盤存量(Ci).....	88
表A-5 核三廠2號機週期27至29燃料運轉預估資訊.....	90
表A-6 核三廠除役階段島區運轉期之設計基準事故外釋參數表.....	91
表A-7 核三廠除役階段島區運轉期之設計基準事故核種群組外釋分率.....	91
表A-8 核三廠除役階段島區運轉期之嚴重事故外釋參數表.....	92
表A-9 核三廠除役階段島區運轉期之嚴重事故核種群組外釋分率.....	92
表A-10 核三廠除役階段EPZ詳細分析結果.....	96

中英文名詞對照表

英文	中文
CET, Containment Event Tree	圍阻體事件樹
CLTP, Current Licensed Thermal Power	現行執照熱功率
CPET, Containment Phenomenological Event Tree	圍阻體現象事件樹
CSET, Containment System Event Tree	圍阻體系統事件樹
CTMT, Containment	圍阻體
DBA, Design Basis Accident	設計基準事故
EAB, Exclusion Area Boundary	禁制區邊界
EPZ, Emergency Planning Zone	緊急應變計畫區
ESF, Engineered Safety Features	特殊安全設施
FHA, Fuel Handling Accident	燃料吊運事故
FSAR, Final Safety Analysis Report	終期安全分析報告
FUF, Fuel Uncovery Frequency	未被冷卻水覆蓋的發生頻率
IAEA, International Atomic Energy Agency	國際原子能總署
IDC, Industry Decommissioning Commitment	業界除役承諾
LOCA, Loss-of-Coolant Accident	冷卻水流失事故
LOOP, Loss of Offsite Power	喪失廠外交流電源
LPZ, Low Population Zone	低密度人口區
MUR, Measurement Uncertainty Recapture Power Uprate	小幅度功率提升
NG, Noble Gas	惰性氣體
NRC, Nuclear Regulatory Commission	美國核能管制委員會
NSC, Nuclear Safety Commission	核能安全委員會
OLTP, Original Licensed Thermal Power	原始執照熱功率
Plume	煙羽
PAG, Protective Action Guides	防護行動指引
PDSAR, Pre-Defueled Safety Analysis Report	除役過渡階段前期安全分析報告
POS, Plant Operating State	除役過渡階段前期的電廠組態
PRA, Probabilistic Risk Assessment	安全度評估
PSDS, Passive Shutdown Seal	被動式停機軸封
RCP, Reactor Coolant Pump	反應器冷卻水泵
RG, Regulatory Guide	法規指引

RHR, Residual Heat Removal	餘熱移除系統
RPV, Reactor Pressure Vessel	反應器壓力槽
Release Alarm Time	事故預警時間
RC, Release Category	外釋類別
Release Duration	煙羽排放持續時間
Release Heat	煙羽排放能量
Release Height	煙羽排放高度
Release Start Time	煙羽外釋開始時間
SA, Severe Accident	嚴重事故
SBGT, Stand-By Gas Treatment	備用氣體處理系統
SFP, Spent Fuel Pool	用過燃料池
SDAs, Staff Decommissioning Assumptions	管制機關官員對於除役的審查假設
SGTS, Standby Gas Treatment System	備用氣體處理系統
SMR, Small Modular Reactor	小型模組化反應器
SPU, Stretch Power Uprate	中幅度功率提升
STC, Source Term Category	輻射源項類別
UNSCEAR, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation	聯合國原子輻射效應科學委員會
WHO, World Health Organization	世界衛生組織

1. 前言

自 1979 年美國三哩島核子事故發生後，我國行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)為加強政府與業者之安全整備，於民國 70 年頒布「核子事故緊急應變計畫」，除每年輪流於各核能電廠舉行緊急應變演習外，並先後舉辦多次大規模廠內及廠外聯合演習。鑑於核子事故緊急應變涉及民眾安全，遂於民國 92 年 12 月公布「核子事故緊急應變法」以落實法制化，該法第十三條規定：(1) 核子反應器設施周圍之緊急應變計畫區(Emergency Planning Zone, EPZ)應定期檢討修正；(2) 核子反應器設施經營者應定期提出緊急應變計畫區內民眾防護措施之分析與規劃。

依據「核子事故緊急應變法」第二條第五款之定義^[1]，「緊急應變計畫區:指核子事故發生時，必須實施緊急應變計畫及即時採取民眾防護措施之區域」。即核能電廠遭遇核子事故時，為降低事故對於電廠周邊民眾之健康安全影響所劃定的整備區域，平時於劃定區域內藉由預先規劃及演練各項緊急防護行動，因應事故發生以即時採取有效之民眾防護措施，以避免早期確定性健康效應之發生，同時抑低中、長期的機率性健康效應風險。

在核能電廠緊急應變計畫區範圍檢討及調整方案中，核子反應器設施經營者必須考量電廠發生事故之情況，以進行劑量與劑量機率之評估，並作為緊急應變計畫區設立範圍之參考。民國100年評估結果顯示核一、二、三廠 EPZ 半徑皆小於7.5公里，行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)公告核一、二、三廠EPZ半徑保守擴大同為8.0公里，民國105年及111年評估結果顯示核一、二、三廠 EPZ 半徑皆分別小於5.0與2.5公里，行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)公告核一、二、三廠EPZ半徑仍維持8.0公里之範圍，即自民國100年起核一、二、三廠 EPZ半徑皆公告為8.0公里。

過去國內評估緊急應變計畫區時，主要參考美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)於1978年出版之NUREG-0396報告^[2]以及1980年出版之NUREG-0654報告^[3]擬定評估標準，並且採用美國聖地亞國家實驗室(Sandia National Lab, SNL)發展之CRAC2 (Calculation of Reactor Accident Consequences,

Version 2)程式，以及後續修訂改版為MACCS (MELCOR Accident Consequence Code System) 程式進行劑量評估。隨著事故等級不同，其可能影響的範圍及程度亦有差異，依據前次民國111年核一、二、三廠EPZ檢討修正報告^[4]，設計基準事故(Design Basis Accident, DBA)以單機組考量，爐心熔損之嚴重事故(Severe Accident, SA)則因考慮核能電廠強震與海嘯所造成之事故情況，以雙機組考量，換言之，對於緊急應變計畫區之設立必須以風險、機率與事故特性為基礎，以設定合理並能達到最大效益的範圍。

本報告依據「核子事故緊急應變法施行細則」第四條之要求^[5]，緊急應變計畫區經中央主管機關核定公告後，經營者應每三年檢討修正一次，報請中央主管機關核定公告之。本報告沿續前次民國111年緊急應變計畫區評估方法^[4]，採用近5年(民國108年至民國112年)氣象資料並運用更新後之各廠址輻射源項資料，最後採用評估程式MACCS 3.7，據以執行核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正評估，以供主管機關審查核定緊急應變計畫區。

2. 緊急應變計畫區評估準則

為推動整備對核子事故民眾防護措施之規劃，有關核能電廠緊急應變計畫區之評估，依據核能安全委員會修正發布之「核子事故緊急應變法施行細則」

第三條：

經營者依本法第十三條第一項規定，劃定其核子反應器設施周圍之緊急應變計畫區，應依下列規定辦理：

- 一、設計基準事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，不超過核子事故民眾防護行動規範之疏散干預基準。
- 二、爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範疏散干預基準之年機率應小於十萬分之三。
- 三、爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過二西弗之年機率應小於百萬分之三。

經營者依前項規定辦理時，以核子反應器設施為中心分析計算之緊急應變計畫區半徑不得小於五公里，並應以村(里)行政區域為劃定基礎。

依「核子事故緊急應變法施行細則」第四條規定：

經營者應於申請初次裝填核子燃料時或本法施行之日起六個月內，將依前條規定劃定之緊急應變計畫區，依本法第十三條第一項規定報請中央主管機關核定公告之。

前項緊急應變計畫區自中央主管機關核定公告後，經營者應每三年重新檢討修正，並報請中央主管機關核定公告之。

依照「核子事故民眾防護行動規範」第二點第二款之規定^[6]，「可減免劑量：指採行防護措施所預估可以減免之個人劑量」。因此，藉由實施防護措施整備與執行，可防止核子事故對於民眾之確定效應發生及抑低機率效應。在事故發生之前，實務上我們無法明確得知事故之原因及其嚴重程度，因此必須歸納出

可能發生之情況以及外釋程度，如設計基準事故與嚴重事故即分別代表不同程度之事故類型；對於事故之劑量影響程度及範圍，主要可由事故類型以及事故期間之氣象條件決定，故必須評估事故期間各階段放射性核種污染程度及劑量影響範圍，以規劃採行相應之防護措施。

3. 評估執行方法說明

本報告係依據「核子事故緊急應變法施行細則」規定的評估準則，進行設計基準事故及嚴重事故之評估。本次民國114年評估流程與前次民國111年相同，評估作業所需主要資料，包括各廠之爐心及用過燃料池活度盤存量、輻射源項(係指圍阻體或用過燃料池廠房一開始外釋至環境的分裂產物外釋比例)、各事故之外釋時序與外釋高度、及相對應之全年氣象逐時資料(即民國108年至民國112年氣象資料)，再以MACCS 3.7^[7,8]程式進行事故影響之劑量評估，最終可依劑量及劑量機率之評估結果，作為緊急應變計畫區範圍劃定之參考，整體評估架構如圖3-1。本次各廠的評估事故發生時間為民國114年1月31日，並且以此時間各電廠之組態進行EPZ檢討修正，此時間核一、核二廠兩部機組已停機進入實質除役階段，核三廠一部機組(2號機)仍處於商轉狀態(民國114年5月17日執照屆期)，而有“核一、二廠之除役過渡階段前期”與“核三廠全功率運轉階段”等兩部分，因應緊急應變計畫區檢討頻次為三年一次，為預先評估核三廠於除役後，爐心燃料全部退出之情境，本報告另預先分析除役階段島區運轉期之緊急應變計畫區範圍(如附件A)，惟分析所採用之假設條件尚未經管制機關審查通過，相關分析結果僅供參考。

本報告採用MACCS程式作為EPZ分析之核心工具，模擬放射性物質於事故後外釋到大氣的擴散行為，並評估廠外民眾可能承受之輻射劑量。MACCS由美國Sandia國家實驗室為NRC開發，長期以來廣泛應用於反應爐在超出設計基準事故條件下，輻射源項外釋與其對民眾健康風險的評估。NRC於1978年發布的NUREG-0396報告^[2]中，明確建議將EPZ劃定為10英里範圍，此一距離隨後亦成為美國多數商轉核電廠所依循的標準。隨著小型模組化反應器(Small Modular Reactor, SMR)及其他新型反應器技術逐步發展，針對縮減EPZ範圍的需求亦逐漸浮現，美國也因此重新檢視相關劑量後果評估方法。以通過NRC審查的NuScale SMR為例，其技術報告TR-0915-17772(ML22299A145)^[9]中之表4-1即說明，EPZ劃設所需的廠外劑量後果評估必須同時涵蓋設計基準事故與嚴重事故，並以WinMACCS程式模擬大氣擴散與計算民眾劑量。儘管MACCS原先主要用

於嚴重事故分析，但針對NuScale SMR的EPZ分析，其應用範圍已擴展至設計基準事故輻射源項的後果模擬，並獲得NRC的認可。因此，本報告採用MACCS進行EPZ分析，符合國際標準^[9]，並能有效提供廠外劑量後果的定量評估。

本報告進行EPZ分析，須同時考慮設計基準事故與嚴重事故之輻射源項，其中，DBA輻射源項分析為電廠安全分析報告第15章設計基準事故劑量分析中的前段部分，主要計算事故後外釋到大氣環境之放射性核種活度量，並作為WinMACCS程式進行大氣擴散模擬與民眾劑量計算之輸入資料。電廠安全分析報告第15章所述之DBA劑量分析，則是採用PAVAN或ARCON96程式計算大氣擴散因子，作為後續計算人員劑量之輸入資料。PAVAN及ARCON96程式係基於極度保守的氣象條件進行模擬計算，主要應用於核電廠選址階段，以符合10 CFR Part 100所規範之劑量標準。而WinMACCS程式、PAVAN程式及ARCON96程式皆會於氣象資料處理中考慮風速、風向及大氣穩定度等參數，惟三者於資料取樣方式及假設條件上存在差異。

WinMACCS程式採用與PAVAN及ARCON96程式不同的氣象資料取樣方法，並進一步考慮降雨對放射性物質沉降的影響，同時模擬放射性核種在環境中傳輸過程的沉降機制，此外，MACCS程式亦會考慮地表粗糙度，可反映核電廠周邊地形與建物高度等實際環境條件，當地面存在較多或較高的建築物時，表面粗糙度會比較大，使得大氣中的混合效應較佳，進而降低輻射劑量。上述這些機制考量，有助於提升模擬結果更為符合實際狀況。

為利於報告之可讀性，本次EPZ檢討修正所使用之計算工具彙整於表3-1，此外，針對DBA與SA之氣象參數差異彙整於表3-2與3-3。表3-1所列工具程式皆已用於民國105年及111年EPZ檢討修正報告，相關內容均經核安會審查通過，具備實績依據，且目前使用之程式版本經評估仍可以滿足現行EPZ檢討修正需求，因此，沿用民國111年EPZ檢討修正所使用程式之版次。

本次EPZ檢討修正之機組選用各電廠2號機進行分析，原因在於2號機停機時間較晚，離事故評估發生時間(114/1/31)較短(冷卻時間較短)，因此，爐心與

用過燃料池活度盤存量以及衰變熱會較大。DBA以單機組考量(一部2號機)，SA則以雙機組考量(兩部2號機)，SA雙機組作法為依據單一機組爐心活度盤存量計算輻射源項，最後在MACCS 3.7中會將爐心活度盤存量乘上2(雙機組)，再進行EPZ劑量分析。

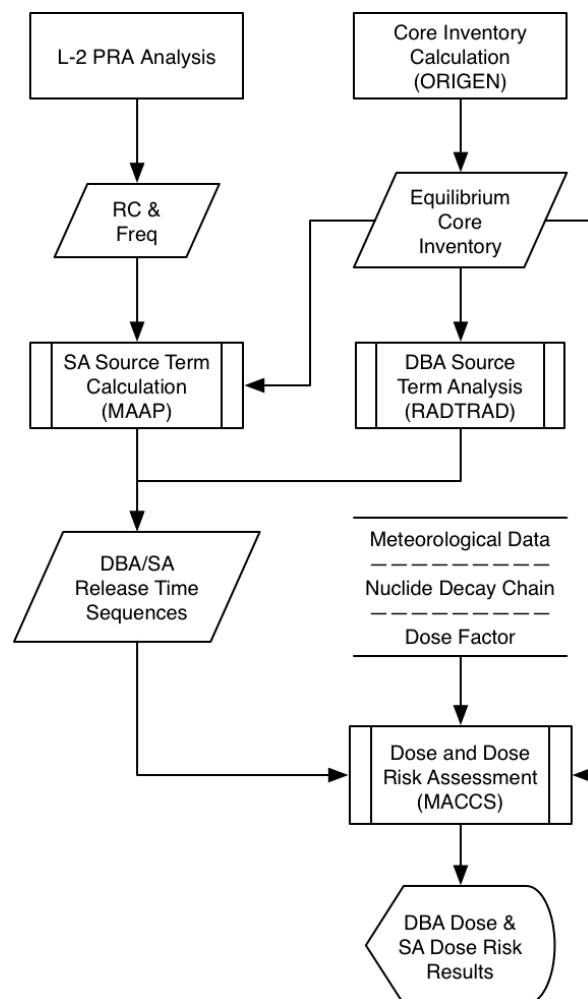


圖3-1 核能電廠設計基準事故及嚴重事故之劑量與劑量機率評估執行架構圖

表3-1 本次EPZ檢討修正使用之計算工具彙整表

技術要項	前次檢討(民國111年)使用程式	本次檢討(民國114年)使用程式
爐心活度盤存量	ORIGEN 2	ORIGEN 2
DBA 輻射源項	RADTRADv3.03	RADTRADv3.03
一、二階PRA	WinNUPRA / WinNUCAP	WinNUPRA / WinNUCAP
嚴重事故輻射源項	MAAP5.04	MAAP5.04
劑量與劑量機率評估	WinMACCS/MACCS 3.7	WinMACCS/MACCS 3.7

表3-2 設計基準事故之氣象參數差異表

事故類型	電廠組態	主要風向	主要大氣穩定度	主要風速區間(m/s)	雨量(全年佔比%)	煙羽排放高度(m)
LOCA	核三廠 (全功率運轉)	東北風及北北東風	Class A/B	1-2、2-3、3-4與>6	5.5	28.6
LOCA	核一廠 (除役過渡階段前期)	東北風	Class E 與 Class F/G	> 6	9.9	238
LOCA	核二廠 (除役過渡階段前期)	東北風、東北風及西風	Class A/B、Class C/D、Class E 與 Class F/G	0-1、1-2與>6	17	21.5

表3-3 嚴重事故之氣象參數差異表

事故類型	電廠組態	主要風向	主要大氣穩定度	主要風速區間(m/s)	雨量(全年佔比%)	煙羽排放高度(m)
RC01-1	核三廠 (全功率運轉)	東北風及 北北東風	Class A/B	1-2、2-3、3-4 與 > 6	5.5	0
RC01-2						
RC02-1						
RC02-2						
RC03						
RC04-1						
RC04-2						
RC05-1						
RC05-2						
RC06-1						
RC06-2						
RC07-1						
RC07-2						
RC08						6.43
RC09						0
RC10						2.74
RC11						
LOCA	核一廠 (除役過渡階段前期)	東北風	Class E 與 Class F/G	> 6	9.9	43.58
LOCA	核二廠 (除役過渡階段前期)	東北東風、東北風及西風	Class A/B、 Class C/D、 Class E 與 Class F/G	0-1、 1-2 與 > 6	17	21.5
LOOP	核二廠 (除役過渡階段前期)	東北東風、東北風及西風	Class A/B、 Class C/D、 Class E 與 Class F/G	0-1、 1-2 與 > 6	17	9.6

3.1 輻射源項(全功率運轉階段)

基於保守作法，核三廠功率運轉階段，採用全功率運轉作為分析對象，其中劑量評估所運用的輻射源項，包括爐心活度盤存量(此處討論不包含用過燃料池活度盤存量)、分裂產物外釋分率與排放時序等三部分：

1. 爐心活度盤存量計算，採用美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Lab, ORNL)所開發之ORIGEN 2 (Oak Ridge Isotope GENeration, Version 2)程式，計算上依據核能電廠爐心活度盤存量計算方法論^[10,11]，其方法以核能電廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第 15 章原始劑量評估使用的運轉功率，來進行核三廠設計基準事故分析使用之爐心活度盤存量計算；在嚴重事故爐心活度盤存量計算方面，基於最保守作法，其方法以2號機組現行執照熱功率(如表3-4)，進行核三廠嚴重事故分析使用之爐心活度盤存量計算。以上計算結果為後續分裂產物外釋分率分析之源頭。
2. 設計基準事故之外釋輻射源項分析則以冷卻水流失事故為代表情節，採用美國聖地亞國家實驗室(Sandia National Lab, SNL)開發之RADTRAD 3.03 (RADionuclide Transport and Removal And Dose Estimation, Version 3.03)程式，配合機組、核種及傳輸路徑等設定進行外釋分率評估；而嚴重事故則延續一階爐心熔損事故序列，發展二階圍阻體喪失功能之情節，以MAAP 5.04 (Modular Accident Analysis Program, Version 5.04)程式進行外釋分率評估。MAAP 5.04程式為美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)主導下，由Fauske & Associates, Inc. (FAI)發展完成的嚴重事故分析工具。
3. 發生核子事故後之劑量分析依法規規範須考量事故後放射性核種連續 7 日排放之情形。在 MACCS 3.7劑量評估程式煙羽數目上限為 4 次及各煙羽持續時間不超過 24 小時之輸入限制下，將排放序列分割為第 1 天、第 2 天、第3 天以及第 4~7 天共 4 煙羽，而各煙羽排放持續時間設定為 24 小時(也就是說保守將第 4~7 天共 4 天的排放量，集

中於第 4 天在 1 天內完全釋出)，以總排放濃度不變、連續 4 日排放之情況下，儘可能在符合實際排放情況下保守進行計算。針對各類事故劑量評估所引用之輸入參數資料，將於以下各小節說明。

3.1.1 爐心活度盤存量

本分析工作是根據「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」^[10,11]，使用 ORIGIN 2 程式，由衰變數據、光子數據及截面與分裂產物產率等數據庫，配合爐心燃料相關資料包含熱功率、燃料數目、比功率、鈾濃縮度、累積燃耗值、平均燃耗天數等(燃耗值定義為每單位質量(MTU)核子燃料釋放的核分裂能量(MWD)；運轉週期定義為核子燃料在反應器爐心釋放核分裂能量的時間(DAY))，除了上述資料外還包括核三廠使用之燃料、爐心組成等資訊計算爐心活度盤存量^[12]，重要的計算參數值列於表3-5；在爐心活度盤存量的計算上，DBA依照FSAR訂定105%原始執照功率進行計算(Original Licensed Thermal Power, OLTP)，而SA的計算則以現行執照熱功率(Current Licensed Thermal Power, CLTP)進行計算(即MUR後之功率作計算)。本次民國114年核三廠SA爐心活度盤存量是根據平均燃耗(44000 MWD/MTU)計算，本評估方法計算DBA與SA單一機組爐心活度盤存量^[12]，分別如表3-6-1與3-6-2所示。

表3-4 核三廠額定功率提升之變化與時間

機組	原始執照功率	提升後之額定功率	功率提升時間
2 號機	2775 MWt	2822 MWt(MUR) ¹	2008 年

¹ MUR: Measurement Uncertainty Recapture Power Uprate(小幅度功率提升)。

表3-5 全功率運轉階段核三廠ORIGEN 2重要參數設定^[13]

計算參數	核三 DBA ¹	核三 SA ²
熱功率(MWt)	2914	2822
燃料束數目	157	157
比功率(MWt/MTU)	43.91	42.52
累積燃耗值 (MWD/MTU)	44000	44000
鈾濃縮度(%)	5	5
平均燃耗天數(Day)	1002.16	1034.83

¹ DBA事故以105%原始執照功率為假設功率(依FSAR要求)，計算爐心活度盤存量。

² SA事故以100%提升後之現行執照熱功率，計算爐心活度盤存量(核三廠以MUR之功率為提升後之額定功率)。

表3-6-1 核三廠全功率運轉階段之DBA單一機組爐心活度盤存量(Ci)

<i>Nuclide</i>	<i>核三 DBA</i>
I-131	7.83E+07
I-132	1.15E+08
I-133	1.60E+08
I-134	1.77E+08
I-135	1.51E+08
Kr-83m	9.82E+06
Kr-85m	2.07E+07
Kr-85	8.81E+05
Kr-87	3.97E+07
Kr-88	5.59E+07
Kr-89	6.81E+07
Xe-131m	8.77E+05
Xe-133m	5.00E+06
Xe-133	1.57E+08
Xe-135m	3.16E+07
Xe-135	3.65E+07
Xe-138	1.33E+08

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表3-6-2 核三廠全功率運轉階段之SA單一機組爐心活度盤存量(Ci)

<i>Nuclide</i>	<i>核三 SA</i>
Kr-85	8.78E+05
Kr-85m	1.99E+07
Kr-87	3.81E+07
Kr-88	5.36E+07
Xe-131m	8.52E+05
Xe-133	1.50E+08
Xe-133m	4.84E+06
Xe-135	3.61E+07
Xe-135m	3.04E+07
Xe-138	1.27E+08
I-131	7.59E+07
I-132	1.10E+08
I-133	1.55E+08
I-134	1.70E+08
I-135	1.45E+08
Cs-134	1.61E+07
Cs-136	5.22E+06
Cs-137	9.17E+06
Rb-86	2.11E+05
Rb-88	5.46E+07
Rb-89	6.99E+07
Y-90	7.42E+06
Y-91	9.43E+07
Y-92	9.86E+07
Y-93	1.14E+08
Zr-95	1.33E+08
Zr-97	1.35E+08
Nb-95	1.34E+08
Mo-99	1.45E+08
Te-127	8.18E+06
Te-127m	1.08E+06
Te-129	2.42E+07
Te-129m	3.60E+06
Te-131m	1.10E+07
Te-132	1.08E+08
Te-134	1.28E+08
Sb-127	8.26E+06
Sb-129	2.46E+07
Sr-89	7.30E+07
Sr-90	6.92E+06
Sr-91	9.06E+07
Sr-92	9.82E+07
Ba-139	1.38E+08

Ba-140	1.34E+08
Ru-103	1.17E+08
Ru-105	8.02E+07
Ru-106	3.99E+07
Rh-105	7.32E+07
Tc-99m	1.26E+08
Ce-141	1.27E+08
Ce-143	1.17E+08
Ce-144	1.02E+08
Pu-238	2.75E+05
Pu-239	2.62E+04
Pu-240	3.88E+04
Pu-241	8.97E+06
Np-239	1.57E+09
La-140	1.42E+08
La-141	1.26E+08
La-142	1.22E+08
Nd-147	5.07E+07
Pr-143	1.14E+08
Am-241	8.99E+03
Cm-242	2.55E+06
Cm-244	1.79E+05

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

3.1.2 設計基準事故

依據核三廠之FSAR^[14]，電廠有多個設計基準事故，其中以大破口冷卻水流失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)之外釋活度最大，故核三廠之設計基準事故以 LOCA 為代表，並以單機組事故情境進行輻射源項評估。

DBA LOCA輻射源項分析工作主要參考已於107年1月5日獲核安會審查通過的「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-大破口冷卻水流失事故」^[15,16]，使用美國核管會認證之RADTRAD 3.03 版，考慮圍阻體內滯留及核種的放射性衰變等因素，建立DBA LOCA放射性核種傳輸及移除的模型，求得核三廠設計基準事故之外釋輻射源項。在上述之參考文獻14中，提到「DBA LOCA輻射劑量分析方法論經過管制單位審查認證後，未來可應用於FSAR相關的輻射劑量評估工作，如禁制區邊界 (Exclusion Area Boundary, EAB) 與低密度人口區(Low Population Zone, LPZ)重新評估、控制室適居性評估等。在不同的輻射劑量評估工作應用時，相關輸入參數所採用的數值可能需要依據應用的個案進行更改，例如大氣擴散因子、劑量轉換因子、系統設計參數變更等，而更改後的計算結果應經過管制單位認可後，才可進行實際之應用。」，本報告之DBA輻射源項分析工作為DBA輻射劑量分析中的前段部分，屬於FSAR相關的輻射劑量評估工作之範圍，並使用與參考文獻14相同之模式與RADTRAD 3.03版程式進行DBA輻射源項分析，不涉及系統設計參數變更，亦不會使用到大氣擴散因子與劑量轉換因子等計算人員劑量所需之參數，故符合參考文獻14中所述之內容，可作為本報告DBA輻射源項分析工作之參考。此輻射源項計算結果連同爐心活度盤存量、大氣數據及劑量轉換因子等資料作為WinMACCS程式之輸入參數，可計算得到最後的輻射劑量。

核三廠LOCA輻射劑量分析是假設電廠運轉於2,914 MWt爐心功率時發生事故，爐心燃料全部損毀，由燃料釋放的放射性物質可能經圍阻體洩漏、特殊安全設施 (Engineering Safety Feature, ESF)洩漏及圍阻體低容積排放外釋到大氣環境中：(一) 在圍阻體洩漏方面(CTMT)，爐心內100%惰性氣體及25%放射性碘核種立即釋放到圍阻體^[17]，圍阻體內的放射性物質經洩漏進入

大氣環境，圍阻體的體積洩漏率假設為運轉技術規範所允許之最大值0.1%/day，事故發生一天後因圍阻體壓力降低而假設為0.05%/day^[14]。(二)在ESF洩漏方面，爐心內50%放射性碘核種立即釋放到集水池，含有放射性碘物質的池水經ESF管路及閥洩漏進入ESF泵室，10%洩漏液體閃化成為放射性碘懸浮物質^[14]，經通風系統從燃料廠房屋頂煙囪排放。(三)在圍阻體低容積排放方面，假設LOCA事故後全部冷卻水都洩漏到圍阻體內，圍阻體低容積排放系統於收到ESF啟動信號(即LOCA發生)後5秒內隔離，隔離完成前，冷卻水中活度會由低容積排放系統外釋^[14]。以上之核三廠圍阻體洩漏的外釋點假設為圍阻體高度一半的位置，其相對廠址地表高度為61公尺。而ESF洩漏部分，外釋點假設為燃料廠房頂樓的煙囪，其相對廠址地表高度為28.6公尺。圍阻體低容積排放的部分，外釋點為低容積排氣系統排氣口，其相對廠址地表高度為37公尺^[18]。

由以上可知，核三廠之設計基準事故包含不同外釋途徑及高度，在模式計算上，總外釋分率為各途徑外釋分率之總和，而排放高度設定取較低之排放點以維持保守度。在使用MACCS程式進行劑量分析時，在相同的氣象條件及外釋量條件下，外釋高度較低時，放射性物質的擴散效應相對較小，因此劑量通常較高。基於保守性原則，在多個外釋點的情境下，選擇較低的外釋點(即28.6公尺)作為代表排放點，以確保計算結果不低估可能的劑量影響，從而提供更嚴謹的劑量評估結果。因此核三廠採用相對廠址地表高度28.6公尺，作為MACCS 3.7劑量評估之外釋高度設定，相關輸入參數如表3-7與表3-8。

表3-7 核三廠全功率運轉階段之設計基準事故外釋參數表

Accident	Plume #	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
核三廠 (LOCA)	1	24	0	0	0	28.6
	2	24	24	0	0	28.6
	3	24	48	0	0	28.6
	4	24	72	0	0	28.6

¹ 第4煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為24小時。

² TL為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個TL時間。

³ TLL為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH計算方式為各廠排放點至廠址地面的高度差。

表3-8 核三廠全功率運轉階段之設計基準事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
核三廠 (LOCA)	1	1.0E-03	1.9E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	2	5.0E-04	8.3E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	3	5.0E-04	7.6E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	4	2.0E-03	2.5E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

¹ NG (Noble Gas)為惰性氣體。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

3.1.3 風險評估與嚴重事故

就嚴重事故的外釋輻射源項分析，核三廠為反映反應器冷卻水泵加裝被動式停機軸封(Passive Shutdown Seal, PSDS)之現況，修正現有之安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)模式^註，並依據最新之數據重新分析核三廠於全功率運轉階段之外釋類別及外釋頻率^[19]，如表3-9所示，並以MAAP 5.04計算各RC之外釋輻射源項^[20]，嚴重事故之核種群組外釋分率，如表3-10所示。PSDS為一熱動元件，安裝於現有之反應器冷卻水泵(Reactor Coolant Pump, RCP)組件上，當溫度達126.7°C至160°C時，即受驅動而作動，可限制每迴路RCP軸封洩漏率小於1gpm，抑低在喪失外電或喪失核機冷卻水等肇始事件下，發生RCP軸封反應器LOCA的可能性，核三廠已於民國107年完成1、2號機組反應器冷卻水泵PSDS之安裝，並於民國113年3月完成相關安全分析修正報告^[19]。

核能電廠採深度防禦的設計，即使爐心在事故中熔損，在圍阻體保持完整之情況下，仍可有效地防止放射性物質外釋。在安全度評估中，除了爐心熔損頻率之外，尚須考量圍阻體於事故中喪失完整性的發生頻率，此即為二階安全度評估模式所需處理與分析的核心內容。二階 PRA 分析發展輻射源項外釋情節所用的方法類似一階分析，以建立圍阻體事件樹(Containment Event Tree, CET)為主軸。我國圍阻體事件樹與圍阻體完整性評估分析可分為兩項工作，其一為根據電廠系統設計發展圍阻體系統事件樹(Containment System Event Tree, CSET)，提供爐心熔損後圍阻體相關救援系統的分析邏輯；其二為根據爐心熔損後續事故情節可能的時序演進與物理現象，建立圍阻體現象事件樹(Containment Phenomenological Event Tree, CPET)，以分析嚴重事故現象對圍阻體完整性可能造成的負荷>Loading)。

註：本報告引用之核三廠 PRA 模式涵蓋廠內事件安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)模式、地震事件安全度評估模式及海嘯事件安全度評估模式，均為本公司目前最新之評估結果，各模式版本說明如下：廠內事件安全度評估模式為民國 106 年 3 月核安會准予備查之版本(以下簡稱 PRASA1.1)；地震事件安全度評估模式為基於 PRASA1.1、依據地震相關情節(已納入美國「地震危害分析資深專家委員會」所訂定第 3 層級(簡稱 SSHAC Level 3)結果)進行修訂，並於民國 112 年 1 月陳報管制單位審查之版本；海嘯事件安全度評估模式為基於 PRASA1.1、依據海嘯相關情節進行修訂，並於民國 108 年陳報管制單位審查之版本；後兩者(地震安全度評估模式(SPRA)及海嘯危害分析(PTHA))目前處於核安會審查階段。

即使圍阻體於嚴重事故中喪失功能，也不表示所有放射性物質均會外釋到環境，放射性物質外釋的量與其物理與化學特性有關。在不同事故序列中，放射性物質存在的化學形態可能有極大的差異，進而有不同的外釋行為。因此在二階 PRA 分析中需計算外釋到外界環境的放射性物質的發生時間、種類、數量與能量，即所謂的輻射源項(Source Term)。二階安全度評估中，為了便於分析與區分放射性物質的外釋行為，通常會將爐心熔損事故所能導致的外釋，依其行為特性分為數個(或數十個)RC，針對每個外釋類別量化計算輻射源項，並由系統分析以及圍阻體事件樹分析的結果，獲得各外釋類別的年發生頻率與外釋量，以適當呈現複雜的輻射外釋現象。

表3-9 核三廠全功率運轉階段之嚴重事故外釋參數表

Accident	Frequency (1/year)	Plume	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
RC01-1	1.16E-07	1	24	65.11	65.11	8.01E+07	0
		2	24	89.11	65.11	1.22E+05	0
		3	24	113.11	65.11	1.41E+05	0
		4	24	137.11	65.11	9.94E+04	0
RC01-2	1.14E-07	1	24	39.58	39.58	2.70E+06	0
		2	24	63.58	39.58	1.80E+06	0
		3	24	87.58	39.58	7.66E+05	0
		4	24	111.58	39.58	1.59E+06	0
RC02-1	4.15E-10	1	24	0.20	0.20	2.03E+06	0
		2	24	24.20	0.20	1.63E+06	0
		3	24	48.20	0.20	1.41E+06	0
		4	24	72.20	0.20	1.74E+06	0
RC02-2	4.15E-10	1	24	5.87	1.05	1.27E+06	0
		2	24	29.87	1.05	2.50E+05	0
		3	24	53.87	1.05	4.32E+05	0
		4	24	77.87	1.05	7.23E+05	0
RC03	3.02E-08	1	24	6.17	4.17	3.68E+06	0
		2	24	30.17	4.17	1.16E+06	0
		3	24	54.17	4.17	6.16E+05	0
		4	24	78.17	4.17	1.39E+06	0
RC04-1	2.90E-07	1	24	50.40	40.22	1.86E+06	0
		2	24	74.40	40.22	1.17E+06	0
		3	24	98.40	40.22	1.27E+06	0
		4	24	122.40	40.22	7.04E+05	0
RC04-2	4.61E-08	1	24	10.73	8.73	3.59E+06	0
		2	24	34.73	8.73	1.21E+06	0
		3	24	58.73	8.73	6.10E+05	0
		4	24	82.73	8.73	1.36E+06	0
RC05-1	1.48E-07	1	24	50.40	40.22	1.86E+06	0
		2	24	74.40	40.22	1.17E+06	0
		3	24	98.40	40.22	1.27E+06	0
		4	24	122.40	40.22	7.07E+05	0
RC05-2	2.19E-08	1	24	112.35	8.73	1.05E+07	0
		2	24	136.35	8.73	4.61E+05	0
		3	24	160.35	8.73	3.40E+05	0
		4	24	184.35	8.73	8.98E+05	0
RC06-1	1.41E-05	1	24	129.32	11.65	8.37E+06	0
		2	24	153.32	11.65	2.97E+05	0
		3	24	177.32	11.65	2.50E+05	0
		4	24	201.32	11.65	7.09E+05	0
RC06-2	2.39E-06	1	24	92.59	2.38	7.61E+06	0
		2	24	116.59	2.38	2.94E+05	0
		3	24	140.59	2.38	2.36E+05	0
		4	24	164.59	2.38	6.78E+05	0
RC07-1	1.44E-05	1	24	67.46	4.17	7.30E+06	0
		2	24	91.46	4.17	3.60E+05	0
		3	24	115.46	4.17	2.93E+05	0
		4	24	139.46	4.17	8.14E+05	0
RC07-2	2.28E-06	1	24	67.20	2.38	7.96E+06	0
		2	24	91.20	2.38	4.93E+05	0
		3	24	115.20	2.38	4.06E+05	0
		4	24	139.20	2.38	1.17E+05	0
RC08	1.71E-10	1	24	40.41	40.41	1.96E+06	6.43
		2	24	64.41	40.41	9.32E+05	6.43
		3	24	88.41	40.41	1.30E+06	6.43
		4	24	112.41	40.41	2.65E+06	6.43
RC09	4.19E-08	1	24	40.41	40.41	2.46E+06	6.43
		2	24	64.41	40.41	1.70E+06	6.43
		3	24	88.41	40.41	7.64E+05	6.43
		4	24	112.41	40.41	1.60E+06	6.43
RC10	3.06E-07	1	24	39.20	39.20	7.77E+08	0

		2	24	63.20	39.20	5.73E+07	0
		3	24	87.20	39.20	1.89E+06	0
		4	24	111.20	39.20	7.06E+06	0
RC11	2.04E-07	1	24	2.21	2.21	1.06E+06	2.74
		2	24	26.21	2.21	0.00E+00	2.74
		3	24	50.21	2.21	0.00E+00	2.74
		4	24	74.21	2.21	0.00E+00	2.74

¹ 第 4 煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為 24 小時。

² TL 為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個 TL 時間。

³ TLL 為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR 為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH 計算方式為核三廠排放點至廠址地面的高度差。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表3-10 核三廠全功率運轉階段之嚴重事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
RC01-1	1	9.11E-01	1.26E-01	9.16E-02	1.08E-01	1.38E-02	3.47E-02	1.50E-03	1.79E-02	1.43E-02
	2	1.66E-02	3.96E-03	1.61E-03	9.38E-04	4.13E-07	1.01E-06	2.40E-08	2.99E-07	5.04E-07
	3	1.49E-02	4.25E-04	9.66E-04	4.07E-05	3.42E-09	9.14E-09	1.74E-10	2.11E-09	5.93E-09
	4	2.55E-02	1.17E-03	4.73E-04	2.72E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.64E-11
RC01-2	1	8.88E-01	2.60E-01	2.53E-01	2.36E-01	2.66E-02	1.76E-01	1.78E-03	2.69E-02	7.39E-02
	2	1.01E-01	2.89E-02	2.57E-02	2.32E-02	4.10E-03	1.82E-02	3.58E-04	6.05E-03	7.92E-03
	3	6.87E-03	3.08E-03	1.02E-03	5.09E-05	4.04E-09	0.00E+00	4.59E-10	6.87E-09	2.62E-09
	4	4.53E-03	6.53E-03	3.99E-03	1.62E-04	6.23E-10	0.00E+00	5.92E-11	4.36E-10	1.70E-09
RC02-1	1	9.82E-01	3.29E-01	2.50E-01	1.82E-01	5.69E-03	4.04E-02	3.06E-04	4.24E-03	1.61E-02
	2	1.63E-02	8.47E-03	1.91E-02	1.31E-02	2.47E-04	1.51E-03	1.40E-05	2.00E-04	6.49E-04
	3	1.46E-03	5.65E-04	6.90E-04	4.76E-04	1.76E-06	1.08E-05	1.00E-07	1.43E-06	4.70E-06
	4	5.77E-04	2.98E-02	2.69E-02	8.37E-04	2.07E-11	0.00E+00	3.10E-13	3.47E-12	1.58E-07
RC02-2	1	7.69E-01	3.32E-01	2.76E-01	2.61E-01	2.51E-02	2.01E-01	5.20E-04	5.95E-03	7.38E-02
	2	8.53E-02	3.50E-02	2.91E-02	2.64E-02	2.53E-03	2.03E-02	5.18E-05	5.89E-04	7.45E-03
	3	7.92E-02	1.23E-02	1.04E-02	9.05E-03	8.69E-04	6.97E-03	1.78E-05	2.02E-04	2.56E-03
	4	5.03E-02	5.58E-03	4.82E-03	4.07E-03	3.91E-04	3.13E-03	7.99E-06	9.07E-05	1.15E-03
RC03	1	9.88E-01	1.67E-01	7.48E-02	1.13E-01	1.42E-02	2.98E-02	1.16E-03	1.91E-02	1.24E-02
	2	9.52E-03	1.34E-02	6.82E-03	3.89E-04	2.39E-08	5.35E-09	1.09E-09	1.86E-08	1.50E-07
	3	1.68E-03	1.33E-02	8.05E-03	1.86E-04	2.16E-09	5.82E-10	1.63E-11	1.51E-10	8.66E-08
	4	1.02E-03	1.92E-02	1.40E-02	5.10E-03	1.79E-10	6.55E-11	0.00E+00	0.00E+00	2.21E-07
RC04-1	1	9.10E-01	5.48E-01	4.45E-01	4.07E-01	7.18E-02	2.42E-01	4.83E-03	7.32E-02	1.49E-01
	2	6.67E-02	1.87E-02	2.63E-02	2.98E-02	1.58E-03	5.30E-03	1.07E-04	1.63E-03	3.27E-03
	3	1.52E-02	1.85E-03	3.77E-03	3.92E-03	8.69E-05	2.91E-04	5.88E-06	8.96E-05	1.80E-04
	4	3.00E-03	1.99E-04	6.84E-05	8.92E-04	3.06E-07	1.53E-10	8.12E-09	7.94E-08	7.07E-08
RC04-2	1	9.85E-01	2.16E-01	1.16E-01	1.51E-01	2.20E-02	2.13E-02	1.39E-03	2.80E-02	1.94E-02
	2	1.15E-02	7.76E-03	5.78E-03	2.27E-04	3.87E-08	7.89E-09	2.47E-09	5.18E-08	1.32E-07
	3	1.89E-03	5.40E-03	2.20E-03	3.96E-05	1.10E-08	3.08E-09	1.12E-10	9.61E-10	7.22E-08
	4	1.22E-03	1.08E-02	6.50E-03	3.57E-04	5.33E-09	1.50E-09	4.77E-11	3.21E-10	2.03E-07
RC05-1	1	9.10E-01	5.48E-01	4.45E-01	4.07E-01	7.18E-02	2.42E-01	4.83E-03	7.32E-02	1.49E-01
	2	6.67E-02	1.87E-02	2.63E-02	2.98E-02	1.58E-03	5.30E-03	1.07E-04	1.63E-03	3.27E-03
	3	1.52E-02	1.85E-03	3.77E-03	3.92E-03	8.69E-05	2.91E-04	5.88E-06	8.96E-05	1.80E-04
	4	3.00E-03	1.99E-04	6.84E-05	8.92E-04	3.06E-07	1.53E-10	8.12E-09	7.94E-08	7.07E-08
RC05-2	1	9.86E-01	2.79E-01	1.99E-01	2.96E-01	5.33E-02	4.27E-02	5.72E-03	1.03E-01	4.16E-02
	2	5.64E-03	1.78E-03	1.01E-03	1.38E-05	4.29E-12	5.44E-14	5.75E-13	1.26E-11	2.82E-10
	3	3.13E-03	2.52E-03	1.28E-03	2.07E-05	2.64E-13	2.97E-14	2.30E-14	2.23E-13	3.69E-10
	4	4.18E-03	7.99E-03	4.54E-03	6.89E-05	3.44E-13	3.92E-14	2.88E-14	1.27E-13	3.54E-09
RC06-1	1	9.45E-01	7.90E-04	1.52E-03	1.04E-03	5.34E-08	3.31E-07	2.98E-09	5.71E-08	5.98E-06
	2	2.08E-02	2.15E-04	2.00E-04	1.33E-04	6.95E-08	7.47E-07	3.48E-12	6.67E-11	6.40E-06
	3	1.19E-02	8.76E-05	1.08E-04	2.17E-04	6.06E-08	6.65E-07	1.71E-13	3.21E-12	6.17E-06
	4	1.62E-02	8.08E-05	1.69E-04	6.36E-04	1.59E-07	1.72E-06	5.04E-14	3.15E-13	1.86E-05
RC06-2	1	9.49E-01	7.23E-02	2.72E-02	1.47E-03	9.58E-08	1.85E-09	1.38E-08	2.55E-07	5.43E-08
	2	1.82E-02	3.33E-03	2.51E-03	9.37E-05	7.23E-12	1.58E-13	1.04E-12	1.92E-11	1.31E-09
	3	1.07E-02	4.61E-04	1.31E-03	8.74E-05	2.22E-13	3.57E-14	2.02E-14	1.99E-13	1.49E-09
	4	1.64E-02	3.27E-04	9.21E-04	3.10E-04	4.90E-13	2.64E-13	3.72E-14	1.76E-13	1.21E-08
RC07-1	1	9.66E-01	1.21E-01	4.21E-02	2.48E-03	4.78E-07	5.18E-08	7.04E-08	1.27E-06	2.68E-07
	2	1.47E-02	4.75E-03	4.51E-03	1.50E-03	1.65E-11	1.81E-12	2.43E-12	4.39E-11	2.32E-09
	3	7.55E-03	7.74E-04	1.63E-03	1.27E-03	2.80E-13	6.53E-14	2.78E-14	3.20E-13	2.06E-09
	4	9.28E-03	4.36E-04	1.69E-03	2.49E-03	3.18E-13	3.49E-13	2.66E-14	1.03E-13	1.38E-08
RC07-2	1	9.66E-01	1.20E-01	4.16E-02	2.13E-03	6.67E-07	1.29E-08	9.63E-08	1.78E-06	3.76E-07
	2	1.48E-02	3.90E-03	4.42E-03	1.32E-03	2.38E-11	4.85E-13	3.43E-12	6.32E-11	2.33E-09
	3	7.55E-03	7.11E-04	1.67E-03	1.20E-03	3.22E-13	4.51E-14	3.41E-14	4.57E-13	2.03E-09
	4	9.22E-03	3.83E-04	1.75E-03	2.25E-03	3.36E-13	3.29E-13	2.79E-14	1.05E-13	1.34E-08
RC08	1	7.64E-01	4.31E-01	4.17E-01	3.89E-01	5.29E-02	3.08E-01	3.05E-03	4.15E-02	1.49E-01
	2	1.70E-01	5.30E-02	5.70E-02	5.40E-02	7.54E-03	3.45E-02	4.95E-04	7.28E-03	1.75E-02
	3	5.26E-02	2.85E-03	6.22E-03	1.02E-02	2.65E-04	1.21E-03	1.74E-05	2.56E-04	6.14E-04
	4	1.09E-02	2.75E-03	1.26E-03	1.64E-03	1.74E-05	3.96E-05	5.97E-07	8.59E-06	2.35E-05
RC09	1	8.76E-01	2.66E-01	2.57E-01	2.36E-01	3.13E-02	1.84E-01	1.78E-03	2.40E-02	9.06E-02
	2	1.07E-01	3.38E-02	4.31E-02	3.97E-02	4.58E-03	1.83E-02	3.21E-04	4.88E-03	9.69E-03
	3	8.19E-03	1.84E-03	2.21E-03	4.60E-03	1.40E-05	1.76E-07	9.57E-08	6.56E-07	1.10E-05
	4	5.52E-03	2.16E-03	8.27E-04	9.00E-04	2.43E-05	4.50E-08	9.58E-08	8.31E-07	1.19E-05
RC10	1	5.97E-01	2.00E-02	1.78E-02	1.10E-02	9.73E-04	5.14E-03	2.85E-05	9.38E-05	2.42E-03
	2	3.34E-01	6.21E-03	7.42E-03	5.25E-03	2.10E-03	1.10E-03	6.87E-05	2.55E-04	2.08E-03
	3	5.35E-03	3.68E-05	1.28E-03	7.75E-04	1.34E-06	7.15E-08	3.88E-08	3.16E-07	1.05E-06
	4	1.91E-02	1.22E-04	3.64E-05	1.72E-04	5.88E-08	3.61E-09	1.89E-09	1.65E-08	4.23E-08

RC11	1	6.69E-01	6.55E-01	6.54E-01	2.13E-01	4.52E-02	2.82E-02	3.46E-04	2.86E-03	5.76E-02
	2	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	3	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
	4	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

¹ NG (Noble Gas)為惰性氣體。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

3.2 輻射源項(除役過渡階段前期)

核一、二廠之除役過渡階段前期的評估包括爐心與SFP，針對劑量評估所運用的輻射源項部份，包括爐心與SFP活度盤存量、分裂產物外釋分率以及排放時序等三部分：

1. 爐心與SFP活度盤存量計算，採用美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)所開發之ORIGEN 2程式，依據核能電廠爐心活度盤存量計算方法^[10,11]，以FSAR第 15 章原始劑量評估使用的運轉功率，考慮停機時間，進行各電廠設計基準事故分析使用之爐心活度盤存量計算；在嚴重事故爐心活度盤存量計算方面，基於最保守作法，於此，以各機組現行執照熱功率，同時考慮停機時間，進行各電廠嚴重事故分析使用之爐心活度盤存量計算，此外，針對核二廠SFP活度盤存量，則以核二廠提供的用過燃料束燃料資料，每束計算並加總得到SFP的活度盤存量。以上計算結果為後續分裂產物外釋分率分析之源頭。
2. 設計基準事故之外釋輻射源項分析則以冷卻水流失事故為代表情節，採用美國聖地亞國家實驗室(SNL)開發之RADTRAD 3.03程式，配合機組、核種及傳輸路徑等設定進行外釋分率評估；而嚴重事故則延續一階爐心熔損事故序列，並以MAAP 5.04程式進行外釋分率評估。MAAP 5.04程式為美國電力研究所(EPRI)主導下，由Fauske & Associates, Inc. (FAI)發展完成的嚴重事故分析工具。
3. 發生核子事故後之劑量分析依法規規範須考量事故後放射性核種連續 7 日排放之情形。在 MACCS 3.7劑量評估程式煙羽數目上限為 4 次及各煙羽持續時間不超過 24 小時之輸入限制下，將排放序列分割為第 1 天、第 2 天、第3 天以及第 4~7 天共 4 煙羽，而各煙羽排放持續時間設定為 24 小時(也就是說保守將第 4~7 天共 4 天的排放量，集中於第 4 天在 1 天內完全釋出)，以總排放濃度不變、連續 4 日排放之情況下，儘可能符合實際排放情況進行計算。針對各類事故劑量評估所引用之輸入參數資料，將於以下各小節說明。

3.2.1 電廠運轉組態

核一、二廠因故於停機後未能將爐心燃料移出至用過燃料池，依除役計畫第五章定義屬除役過渡階段前期，於本報告評估期間，核一、二廠室外乾貯進展尚未明確，故本報告僅評估除役過渡階段前期。除役過渡階段前期的運轉規範則是比照Mode 5修訂，依目前運轉規範要求，需運轉一串餘熱移除系統 (Residual Heat Removal, RHR) 來移除爐心衰變熱，然用過核子燃料衰變熱持續降低，且其與用過燃料池連通下，可移除衰變熱之系統除有運轉規範要求外，另外仍可藉由新增用過燃料池冷卻系統或用過燃料池冷卻淨化系統移除。

核一廠之二次圍阻體亦稱為反應器廠房，核一廠SFP池面位於二次圍阻體五樓，池體本身為二次圍阻體的鋼筋混凝土結構之一部分，而其所處的燃料填換樓層空間結構屬於鋼構樑柱與不具氣密性的牆面與屋頂，屋頂設有被動式釋壓板 (Blowout Panel)，當廠房壓力大於外界超過0.25 psig，釋壓板將被頂開排氣釋壓。正常運轉期間，可透過二次圍阻體通風系統與備用氣體處理系統維持大氣負壓，以抑低二次圍阻體內空浮放射性物質的洩漏率，如圖3-2所示。

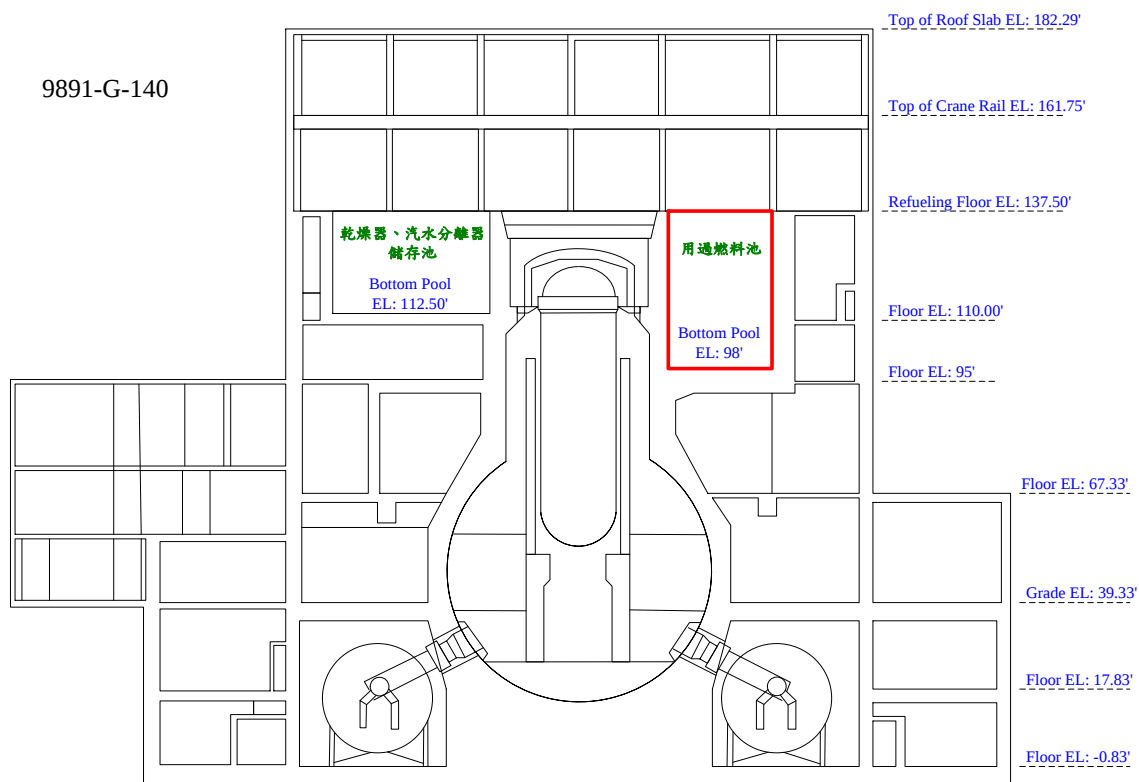


圖3-2 核一廠用過燃料池廠房位置剖面圖

此外，核一廠SFP之正常運轉著重兩個目標，一為確保用過核子燃料能夠保持有水淹蓋，另一為確保用過核子燃料所產生之衰變熱能夠被移除。在用過核子燃料等待移至乾式貯存的過程中上述兩個目標皆能達成時，即可確保其完整性不會因燃料過熱而被破壞。在SFP端，平時運轉燃料池淨化與冷卻系統。在永久停機後，核一廠因應除役工作使用燃料池淨化與冷卻系統以及新增燃料池冷卻系統來冷卻SFP。待爐心所有用過核子燃料挪移至SFP，則進入除役過渡階段後期。

核二廠永久停機後，機組維持與大修停機燃料填換近似之狀態；此時反應爐爐蓋開啟、爐穴滿水位、燃料上池閘門移除。永久停機後需運轉一串餘熱移除系統與相關支援系統以維持爐心冷卻，隨著爐心核子燃料衰變熱的遞減，若發生假想事故時可用的救援時間會逐漸延長。上述冷卻系統需運轉到所有核子燃料移出反應爐，始得告一段落。依據核二廠除役技術規範3.6節Containment System之定義，僅對Mode1、2、3的運轉組態限制要求圍阻體系統需具有原始設計功能與包封能力條件，而除役過渡階段前期(Mode 5)之圍阻體組態應無此規範限制的要求，故保守假設一次與二次圍阻體平時處於連通狀態。

核二廠SFP位於獨立的燃料廠房內，而燃料廠房為耐震一級鋼筋混凝土結構物(PDSAR Table 3.2-1)，廠房上部結構為不具氣密性的牆面與屋頂。另燃料廠房北側為車道間，座落於地面上，其基礎位於耐震一級回填土上；就結構而言，燃料廠房車道間與其他結構為分離，作為燃料護箱搬運車暫時之遮蔽與清潔之用，其北側設有鐵捲門一扇，如圖3-3所示。SFP之正常運轉著重兩個目標，一為確保用過核子燃料能夠保持有水淹蓋，另一為確保用過核子燃料所產生之衰變熱能夠被移除。在用過核子燃料等待移至乾式貯存的過程中上述兩個目標皆能達成時，即可確保其完整性不會因燃料過熱而被破壞。在SFP端，平時運轉SFP冷卻與淨化系統。待爐心所有用過核子燃料挪移至SFP，則進入除役過渡階段後期，除役過渡階段前期則告一段落。

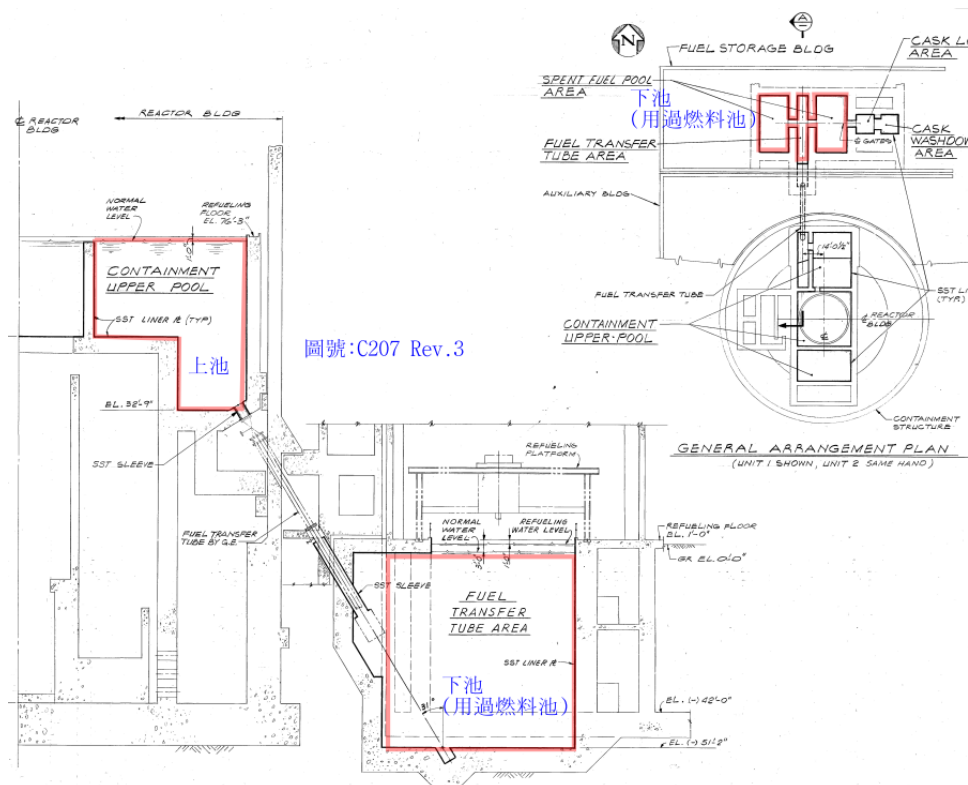


圖3-3 核二廠用過燃料儲存池廠房位置側視圖平面位置圖

3.2.2 爐心與用過燃料池活度盤存量

本工作分析核一、核二除役過渡階段前期的活度盤存量計算，爐心部分計算模式是根據「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」^[10,11]，使用ORIGEN 2程式，由衰變數據、光子數據及截面與分裂產物產率等數據庫，配合爐心燃料相關資料包含熱功率、燃料數目、比功率、鈾濃縮度、累積燃耗值、平均燃耗天數等^[21,22]，重要的計算參數值列於表3-11，除了上述資料外，除役過渡階段前期爐心活度盤存量與全功率運轉階段差異最大的地方在於冷卻時間設定上的差異，全功率運轉階段活度盤存量並沒有經過冷卻時間，除役過渡階段前期爐心活度盤存量計算假設核一廠(2號機)經過2800天冷卻(民國106/6/2至民國114/1/31)，核二廠(2號機)經過688天冷卻(民國112/3/15至民國114/1/31)。爐心活度盤存量計算結果^[21,22]，如表3-12-1與表3-12-2所示；核一廠用過燃料池與爐心連通，從嚴重事故分析結果顯示SFP釋出分裂產物的時間較爐心釋出的時間晚7天以上，於此，本報告不需分析核一廠SFP活度盤存量。關於核二廠SFP(核二廠計算時有考慮裝載池內之燃料束)的活度盤存量，相較於前次使用統計方法來

評估用過燃料池活度盤存量，本次計算每束燃料束的盤存量更能如實評估用過燃料池的活度盤存量。以核二廠提供的燃料資料進行計算，將每束用過燃料束依照資料內容進行ORIGEN 2參數檔設定並進程式運算，週期1至27每束用過燃料束活度盤存量加總後，即可獲得核二廠SFP活度盤存量。

表3-11 除役過渡階段前期核一、二廠ORIGEN 2重要參數設定^[13]

	核一 DBA ¹	核一 SA ²	核二 DBA ¹	核二 SA ²
熱功率(MWt)	1864	1840	3039	3001
燃料束數目	408	408	624	624
比功率 (MWt/MTU)	25.57	25.24	27.26	26.92
累積燃耗值 (MWD/MTU)	38000	38000	38000	38000
鈾濃縮度(%)	5	5	5	5
平均燃耗天數 (Day)	1486.16	1505.54	1394.08	1411.74

¹ DBA事故以105%原始執照功率為假設功率(依FSAR要求)，計算爐心活度盤存量。

² SA事故以100%提升後之現行執照熱功率(核一、二廠以SPU之功率為提升後之額定功率)，計算爐心活度盤存量。

表3-12-1 核一、二廠除役過渡階段前期之DBA單一機組爐心活度盤存量(Ci)

Nuclide	核一 DBA ^{1,3}	核二 DBA ^{2,3}
I-131	0.00E+00	0.00E+00
I-132	0.00E+00	0.00E+00
I-133	0.00E+00	0.00E+00
I-134	0.00E+00	0.00E+00
I-135	0.00E+00	0.00E+00
Kr-83m	0.00E+00	NA
Kr-85m	0.00E+00	0.00E+00
Kr-85	4.95E+05	1.11E+06
Kr-87	0.00E+00	0.00E+00
Kr-88	0.00E+00	0.00E+00
Kr-89	0.00E+00	0.00E+00
Xe-131m	0.00E+00	NA
Xe-133m	0.00E+00	NA
Xe-133	0.00E+00	0.00E+00
Xe-135m	0.00E+00	0.00E+00
Xe-135	0.00E+00	0.00E+00
Xe-137	0.00E+00	NA
Xe-138	0.00E+00	0.00E+00

¹ 冷卻時間(cooling time)為2800天(2號機實際停機時間民國106/6/2至民國114/1/31)。

² 冷卻時間假設為2號機停機後688天(2號機實際停機時間民國112/3/15至民國114/1/31)。

³ 「核一 DBA、核二 DBA」，係指在爐心內的燃料總活度。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表3-12-2 核一、二廠除役過渡階段前期之SA單一機組爐心與SFP活度盤存量(Ci)

Nuclide	核一 SA ^{1,4}	核二 SA ^{2,4}	核二 SFP ^{3,4}
Kr-85	4.94E+05	1.11E+06	2.37E+06
Kr-85m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Kr-87	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Kr-88	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Xe-131m	0.00E+00	1.10E-11	0.00E+00
Xe-133	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Xe-133m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Xe-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Xe-135m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Xe-138	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I-131	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I-132	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I-133	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I-134	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	9.72E+05	1.06E+07	4.86E+06
Cs-136	0.00E+00	1.01E-09	0.00E+00
Cs-137	7.17E+06	1.26E+07	5.86E+07
Rb-86	0.00E+00	1.63E-06	1.47E-13
Rb-88	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Rb-89	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Y-90	5.48E+06	9.65E+06	3.88E+07
Y-91	2.51E-07	3.02E+04	2.20E+01
Y-92	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Y-93	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Zr-95	6.17E-06	8.70E+04	1.12E+02
Zr-97	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Nb-95	1.37E-05	1.93E+05	2.48E+02
Mo-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Te-127	1.28E-02	1.42E+04	1.44E+02
Te-127m	1.31E-02	1.45E+04	1.47E+02
Te-129	0.00E+00	1.67E+00	5.89E-05
Te-129m	0.00E+00	2.56E+00	9.06E-05
Te-131m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Te-132	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Te-134	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sb-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sb-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	1.01E-09	6.43E+03	2.19E+00
Sr-90	5.48E+06	9.65E+06	3.88E+07
Sr-91	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sr-92	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ba-139	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ba-140	0.00E+00	9.18E-09	0.00E+00
Ru-103	2.59E-14	6.46E+02	7.39E-02
Ru-105	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Ru-106	1.45E+05	1.23E+07	1.74E+06
Rh-105	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Tc-99m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	0.00E+00	5.84E+01	1.36E-03
Ce-143	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-144	7.68E+04	2.14E+07	1.24E+06
Pu-238	2.50E+05	3.96E+05	3.61E+06
Pu-239	2.58E+04	3.95E+04	3.07E+05
Pu-240	3.45E+04	5.26E+04	4.51E+05
Pu-241	6.43E+06	1.30E+07	4.89E+07
Np-239	1.08E+03	1.65E+03	2.68E+04
La-140	0.00E+00	1.06E-08	0.00E+00
La-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
La-142	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Nd-147	0.00E+00	1.02E-11	0.00E+00
Pr-143	0.00E+00	7.52E-08	0.00E+00
Am-241	1.09E+05	6.11E+04	2.91E+06
Cm-242	1.49E+03	2.32E+05	4.38E+04
Cm-244	1.00E+05	1.91E+05	2.65E+06

¹ 冷卻時間(cooling time)為2800天(2號機實際停機時間民國106/6/2至民國114/1/31)。

² 冷卻時間假設為2號機停機後688天(2號機實際停機時間民國112/3/15至民國114/1/31)。

³ 冷卻時間為以每批燃料退出到SFP之時間計算至事故發生時間，核二廠2號機SFP事故發生時間則為114/1/31。

⁴ 「核一 SA、核二 SA」，係指在爐心內的燃料總活度；「核二 SFP」係指SFP內的用過燃料總活度。
附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

3.2.3 設計基準事故

依據核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)^[23]以及核二廠之PDSAR^[24]，各電廠皆有多個設計基準事故，其中以LOCA之外釋活度最大，故各電廠之設計基準事故皆以 LOCA 為代表，並以單機組事故情境進行劑量評估。

除役過渡階段前期之LOCA輻射源項分析工作是參考已獲核安會審查通過的「核一廠除役過渡階段前期控制室包封內漏率允許限值分析報告」^[25]，使用美國核管會認證之RADTRAD3.03版，根據PDSAR第15章^[23,24]原始設計基準事故劑量分析的假設，考慮圍阻體內滯留及核種的放射性衰變等因素，建立DBA LOCA放射性核種傳輸及移除的模型，求得核一、二廠設計基準事故之外釋輻射源項。

核一廠除役過渡階段前期之LOCA輻射源項分析是假設電廠2號機於114年1月31日發生事故，保守假設全爐心燃料棒於事故發生時全部損壞，考慮未加蓋爐頂且爐心連通二次圍阻體空間，燃料棒內100%惰性氣體與25%放射性碘同位素立即釋放至二次圍阻體內^[17,26,27]，由燃料釋放的放射性物質會再經過SGTS(核一廠亦稱SBGT)由煙囪排放至大氣環境。

核一廠之核種外釋到大氣環境的釋放點為煙囪，依PDSAR^[23]中圖2.3-19b，煙囪設於高程約94公尺小山上，煙囪本身高度為156公尺，煙囪頂部排放口高程為海平面上250公尺，考慮廠房地面高度為海平面上12公尺，故外釋點相對廠址地表高度假設為238公尺^[26]。

核二廠除役過渡階段前期之LOCA輻射源項分析同樣是假設電廠2號機於114年1月31日發生事故，保守假設全爐心燃料棒於事故發生時全部損壞，考慮未加蓋爐頂且爐心連通一次圍阻體空間，一次圍阻體與二次圍阻體為連通狀態，燃料棒內100%惰性氣體與25%放射性碘同位素立即釋放至一次圍阻體與二次圍阻體內^[17,28]，由燃料釋放的放射性物質會再經過SGTS排放至大氣環境。依據核二廠圖面9713-M-928與9713-M-965，核二廠SGTS排氣口位在二次圍阻體上半部的位址，此外釋點相對廠址地表高度為21.5公尺^[28]。

由以上可知，核一廠採用相對廠址地表高度238公尺，核二廠採用相對廠址地表高度21.5公尺，作為MACCS 3.7劑量評估之外釋高度設定，相關輸入參數分別如表3-13及表 3-14所示。

表3-13 核一、二廠除役過渡階段前期之設計基準事故外釋參數表

Accident	Plume #	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
核一廠 (LOCA)	1	24	0	0	0	238 ⁶
	2	24	24	0	0	238
	3	24	48	0	0	238
	4	24	72	0	0	238
核二廠 (LOCA)	1	24	0	0	0	21.5
	2	24	24	0	0	21.5
	3	24	48	0	0	21.5
	4	24	72	0	0	21.5

¹ 第4煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為24小時。

² TL為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個TL時間。

³ TLL為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH計算方式為各廠排放點至廠址地面的高度差。

⁶ 假設外釋核種經由核一廠SBGT透過山上煙囪排放，因此高度為238公尺。

表3-14 核一、二廠除役過渡階段前期之設計基準事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
核一廠 (LOCA)	1	9.6E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	2	4.0E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	3	1.6E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	4	6.1E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
核二廠 (LOCA)	1	9.7E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	2	3.1E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	3	9.9E-04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	4	9.0E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

¹ NG (Noble Gas)為惰性氣體。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

附註: 分析中假設核一廠於114年1月31日發生事故，爐心中的放射性碘核種已經過7年以上的衰變，活度皆已為0。因此雖然分析假設燃料棒內25%放射性碘同位素立即釋放至二次圍阻體內再經過SGTS由煙囪排放至大氣，但爐心內已無放射性碘核種活度，故最後分析結果之外釋分率皆為0。

3.2.4 風險評估與嚴重事故

核一廠基於目前除役過渡階段前期之運轉組態，重新進行風險評估之工作。參考核一廠原先的大修停機模式，重新檢視肇始事件、成功準則、事故序列；並且依據現行電廠運轉組態，更新故障樹與事故序列標題。定義用過核子燃料未被冷卻水覆蓋的發生頻率(Fuel Uncovery Frequency, FUF)，同時考量爐心與SFP可能的事故序列，綜整為一階的風險評估結果，保守的假設FUF即為燃料熔損頻率。核一廠以此電廠運轉狀態建立風險評估模型，採用WinNUPRA軟體運跑模型。

依據此時的核一廠運轉組態，反應爐開蓋後，一次圍阻體系統(乾井/抑壓槽)即喪失原本範圍邊界，剩下二次圍阻體系統(反應器廠房)。現階段的模式考量下，由於一階風險評估結果已相當低，且二次圍阻體壓力大於外界超過7吋水柱(0.25 psi)的情況下，反應器廠房屋頂的釋壓平板即會動作；因此保守假設，不考量二次圍阻體系統的功能，而直接將FUF視為大量輻射外釋頻率(Large Release Frequency)，僅用一個RC代表^[27]，此RC的外釋頻率保守假設為所有事故序列頻率的總和。

核一廠嚴重事故的外釋輻射源項分析，採用更新的核一廠PRA事故序列與RC的分析結果，並以MAAP 5.04計算各類別之外釋輻射源項。假設發生核一廠最嚴重的事故序列(大破口爐水流失事故且所有救援系統皆不可用)。根據MAAP計算結果顯示，反應爐失水後約57小時(約2.4天)護套劣化而使分裂產物外釋。而用過燃料池水因用過燃料衰變熱加熱而使水位下降，約94小時(3.9天)水位下降至用過燃料頂端，裸露的用過燃料開始加熱，約324小時(13.5天)燃料護套溫度達900 K左右，此時已超過爐心外釋7天(2.4+7天)。因此爐心發生LOCA，並不需要考慮SFP之用過燃料的分裂產物外釋，分裂產物從反應器壓力槽爐心燃料外釋^[29]，外釋參數如表3-15所示，總時間7天之4個煙羽的核種群組外釋分率如表3-17所示。

由於核二廠RPV與SFP配置於不同廠房，如圖3-3所示，前者在圍阻體內，後者位於獨立燃料廠房，本次個別發展相應之風險模式。因核二廠已進入除役階段，為利於本次除役過渡階段前期風險評估與建模進行，故對其運轉組態作部分假設。

在RPV邊界組態部分，重新發展其一階PRA模式，但不考慮圍阻體之包封功能(如3.2.1節所述)，其情節為發生大破口肇始事件下，無爐心注水，燃料一旦熔損

後，則放射性物質直接外釋大氣環境^[30]。

在SFP邊界組態部分，主要參考除役計畫^[31]與現行電廠運轉組態來發展其一階PRA模式，且因燃料廠房不具氣密與包封功能，一旦發生嚴重事故，則保守假設放射性物質直接外釋大氣環境，且依據「核二廠除役許可申請及除役作業規劃」^[31]。參照NUREG-1738在業界除役承諾(Industry Decommissioning Commitment, IDC)與管制機關官員對於除役的審查假設(Staff Decommissioning Assumptions, SDAs)中^[32]，可篩濾SFP LOCA之因素，因此，僅需考量喪失外電以及喪失冷卻之肇始事件，又以喪失外電(LOOP)所佔的風險最大，因而選擇LOOP代表事故的依據，其情節為喪失外電且無法回復下，且無池內注水及池水冷卻，用過核子燃料一旦無水覆蓋裸露，則放射性物質直接外釋大氣環境^[30]。

核二廠嚴重事故的外釋輻射源項分析，採用更新的核二廠PRA事故序列與RC(因廠房與事故情節不同而加以區分，爐心採用LOCA，SFP採用LOOP)的分析結果，外釋參數如表3-16所示，並以MAAP 5.04計算各類別之外釋輻射源項^[33]，核種群組外釋分率如表3-18所示。

表3-15 核一廠除役過渡階段前期之嚴重事故外釋參數表

Accident	Frequency (1/year)	Plume	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
⁶ LOCA	1.91E-06	1	24	57.57	57.57	8.12E+05	43.58
		2	24	81.57	57.57	2.46E+05	43.58
		3	24	105.57	57.57	2.24E+05	43.58
		4	24	129.57	57.57	9.34E+05	43.58

¹ 第4煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為24小時。

² TL為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個TL時間。

³ TLL為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH計算方式為核一廠排放點至廠址地面的高度差。

⁶ 核一廠除役過渡階段期間，RPV處於開蓋且與二次圍阻體大氣連通狀態，因二次圍阻體並不具氣密性，故保守假設爐心與SFP燃料熔損後，放射性物質即經反應器廠房屋頂(43.58公尺)外釋外界大氣環境，因此僅有一個RC類別。

附註: 表列數字由科學記號表示，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表3-16 核二廠除役過渡階段前期之嚴重事故外釋參數表

Accident	Frequency (1/year)	Plume	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
⁶ LOCA	2.15E-06	1	24	22.1	22.1	2.34E+05	21.5
		2	24	46.1	22.1	4.15E+04	21.5
		3	24	70.1	22.1	1.99E+05	21.5
		4	24	94.1	22.1	6.79E+04	21.5
⁷ LOOP	6.42E-07	1	24	601.5	483.55	4.28E+07	9.6
		2	24	625.5	483.55	2.85E+06	9.6
		3	24	649.5	483.55	8.29E+05	9.6
		4	24	673.5	483.55	2.60E+05	9.6

¹ 第4煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為24小時。

² TL為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個TL時間。

³ TLL為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH計算方式為核二廠排放點至廠址地面的高度差。

⁶ 核二廠除役過渡階段前期，RPV處於開蓋且與二次圍阻體大氣連通狀態，因二次圍阻體並不具氣密性，故保守假設爐心燃料熔損後，放射性物質即外釋外界大氣環境，因此僅有一個RC類別。

⁷ 此RC為除役過渡階段前期SFP，因燃料廠房並不具如圍阻體的包封能力，將保守假設輻射源項直接外釋大氣環境。

附註: 表列數字由科學記號表示，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表3-17 核一廠除役過渡階段前期之嚴重事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
LOCA	1	5.85E-01	0.0E+00	4.89E-01	4.62E-01	7.92E-02	3.16E-01	4.69E-04	9.62E-03	1.14E-01
	2	3.53E-02	0.0E+00	5.44E-03	2.50E-02	9.68E-03	1.39E-01	2.52E-05	2.36E-03	5.27E-02
	3	7.77E-07	0.0E+00	6.16E-07	4.79E-06	4.02E-05	9.93E-06	2.20E-12	1.37E-07	2.25E-04
	4	3.16E-01	0.0E+00	2.42E-01	2.81E-01	1.48E-01	2.71E-01	8.58E-04	1.61E-02	1.87E-01

¹NG (Noble Gas)為惰性氣體。

附註: 表列數字由科學記號表示，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表3-18 核二廠除役過渡階段前期之嚴重事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
LOCA	1	9.99E-02	0.0E+00	1.70E-02	1.05E-02	1.16E-03	5.64E-03	6.11E-06	9.39E-05	1.83E-03
	2	2.51E-02	0.0E+00	3.48E-05	5.13E-05	1.33E-05	4.35E-05	5.14E-08	1.40E-06	4.41E-05
	3	1.53E-01	0.0E+00	2.84E-03	3.15E-03	5.51E-04	3.08E-03	3.28E-06	6.30E-05	8.66E-04
	4	4.36E-02	0.0E+00	9.84E-05	9.87E-05	3.10E-05	1.06E-04	3.30E-07	5.19E-06	5.70E-05
² LOOP	1	9.46E-02	0.0E+00	8.53E-02	4.20E-02	4.24E-03	2.93E-02	8.17E-05	3.56E-04	1.51E-02
	2	4.24E-01	0.0E+00	3.73E-01	3.60E-01	5.90E-02	2.91E-01	1.40E-03	1.21E-02	1.44E-01
	3	2.12E-01	0.0E+00	1.22E-01	1.68E-02	9.25E-03	9.36E-03	2.05E-04	2.38E-03	2.57E-02
	4	2.70E-01	0.0E+00	1.44E-01	7.42E-04	9.31E-04	8.80E-05	1.49E-05	1.85E-04	1.73E-03

¹NG (Noble Gas)為惰性氣體。

²在LOOP案例中因發生位置是SFP，分裂產物會從燃料廠房外釋至大氣環境。而LOCA案例是發生在RPV，此案例為RPV處於開蓋且與二次圍阻體連通，分裂產物會從RPV進到一次圍阻體，再從一次圍阻體進到二次圍阻體，最後再外釋至大氣環境，在此傳輸過程中會有較多的比例被留滯於圍阻體中，所以LOOP案例各個群組的總外釋分率皆比LOCA案例高。

附註: 表列數字由科學記號表示因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

3.3 氣象資料

本報告使用之原始資料來源為民國108年至民國112年間本公司核一、二、三廠廠區氣象高低塔之觀測資料，包括全年風向、風速與垂直溫差之逐時觀測資料等。

3.3.1 風速修正

劑量評估所需的全年逐時氣象資料包括風向、風速、雨量及大氣穩定度，其中大氣穩定度係依據各廠氣象塔監測資料之垂直溫差，再參照RG1.23內Table 1垂直溫差對應大氣穩定度之換算表而得。核一、二、三廠氣象塔監測高度資料如表3-19，廠區各座氣象塔監測儀器安裝位置各分為兩層(高、低層)，藉由兩層之垂直溫差，查表可得該氣象塔之大氣穩定度資料，大氣穩定度分類準則表如表3-20，大氣穩定度分7類(A到G)。

另由於監測儀器又區分為微風啟動(LT)及強風啟動(GP)之風向、風速資料，因此每座氣象塔都有4組氣象資料(高層-微風、高層-強風、低層-微風、低層-強風)，而此4組風速-風向資料搭配同一組穩定度資料。核一廠有兩座氣象塔，所以共有8組氣象資料(高塔高層強風啟動、高塔高層微風啟動、高塔低層強風啟動、高塔低層微風啟動、低塔高層強風啟動、低塔高層微風啟動、低塔低層強風啟動與低塔低層微風啟動)；核二廠目前只有一座氣象塔(J塔)，另一座氣象塔(I塔)業已拆除，並於2018年9月20日將I塔設備移至J塔上，即2018年9月20日以前I+J塔(8組氣象資料，I塔高層強風啟動、I塔高層微風啟動、I塔低層強風啟動、I塔低層微風啟動、J塔高層強風啟動、J塔高層微風啟動、J塔低層強風啟動與J塔低層微風啟動)，2018年9月20日以後J+J塔(8組氣象資料，J塔#1高層強風啟動、J塔#1高層微風啟動、J塔#1低層強風啟動、J塔#1低層微風啟動、J塔#2高層強風啟動、J塔#2高層微風啟動、J塔#2低層強風啟動與J塔#2低層微風啟動)；核三廠只有一個氣象塔，所以共有4組氣象資料(高層強風啟動、高層微風啟動、低層強風啟動、低層微風啟動)。

使用MACCS程式分析時，會將核一、二廠每年各別的8組氣象資料與核三廠4組氣象資料各別分析計算，程式運跑之結果經過統計整理後會取最大值(保守值)。而各監測點的高度風速會先根據Smith (1968)風速修正公式，修正為離地10公尺高

之風速，以作為MACCS程式的輸入資料；而MACCS程式於分析計算時，再依程式內所設定之排放高度，回推於該高度之風速值。

表3-19 核一、二、三廠氣象塔監測高度資料(公尺)

核一廠			核二廠			核三廠		
	地表高度 ¹	海拔高度		地表高度 ¹	海拔高度		地表高度 ¹	海拔高度
高塔	86	180	I 塔 ²	17.5	64.5	-	10	34
	140	234		61	108		40	64
低塔	12	20.5	J 塔 ³	10	34			
	35	43.5		40.5	64.5			

¹ 此處之地表高度為氣象塔所在位置相對地面之高度。

² 核二廠I塔設備已於2018年移除，並將設備移至J塔，2018年9月20日後I塔氣象數據欄位即為J塔上所收集之I塔設備量測的資料。

³ I塔之溫度計於2018年9月20日移至J塔上，即2018年9月20日之後，J塔在同一個高度上有兩套溫度計。

表3-20 大氣穩定度分類準則

Stability Classification	Pasquill Stability Category	Ambient Temperature Change With Height (EC/100m)
Extremely unstable	A	$\Delta T \leq -1.9$
Moderately unstable	B	$-1.9 < \Delta T \leq -1.7$
Slightly unstable	C	$-1.7 < \Delta T \leq -1.5$
Neutral	D	$-1.5 < \Delta T \leq -0.5$
Slightly stable	E	$-0.5 < \Delta T \leq 1.5$
Moderately stable	F	$1.5 < \Delta T \leq 4.0$
Extremely stable	G	$\Delta T > 4.0$

附註: A為極不穩定，B為中度不穩定，C為輕微不穩定，D為中性穩定，E為稍微穩定，F為中等穩定，G為非常穩定

為配合MACCS 3.7氣象檔輸入需求，風速須修正為距地表10公尺之風速(u_{10})。

採用Smith所述之方法^[34]，風速修正公式如下：

$$u_{10} = u_z \cdot \left(\frac{10}{z}\right)^\alpha$$

其中 z 為氣象塔之地表相對高度， u_z 為氣象塔監測之地表風速，指數項 α 在大氣穩定度類別為A、B、C、D時為0.25，大氣穩定度類別為E、F、G時為0.5。此外，MACCS 3.7程式氣象輸入檔接受之風速最小值為0.1 m/s，最大值為30 m/s，當以Smith公式修正後之風速超出此區間時，則以邊界值取代。

3.3.2 風速統計

圖3-4至圖3-6為各核能電廠民國108年至民國112年之五年風速百分比分布統計，分成7個區間統計(0-1 m/s、1-2 m/s、2-3 m/s、3-4 m/s、4-5 m/s、5-6 m/s與> 6 m/s)。民國108年至民國112年五年風速數據統計結果，核一廠的風速分布較集中於> 6 m/s區間，佔比35.7%；核二廠的風速分布集中於0-1、1-2與> 6 m/s區間，佔比61.3%；核三廠的風速分布較為均勻，1-2、2-3、3-4與> 6 m/s區間，佔比71%。

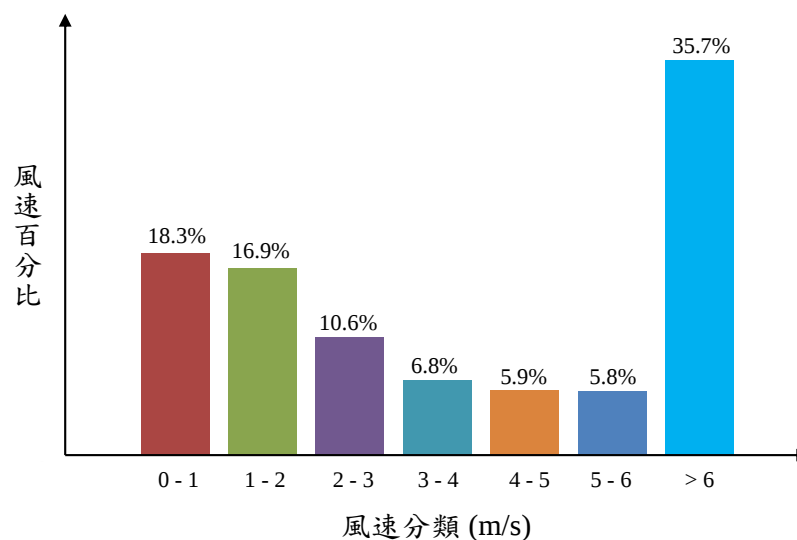


圖3-4 核一廠五年風速分布統計(民國108年至民國112年)

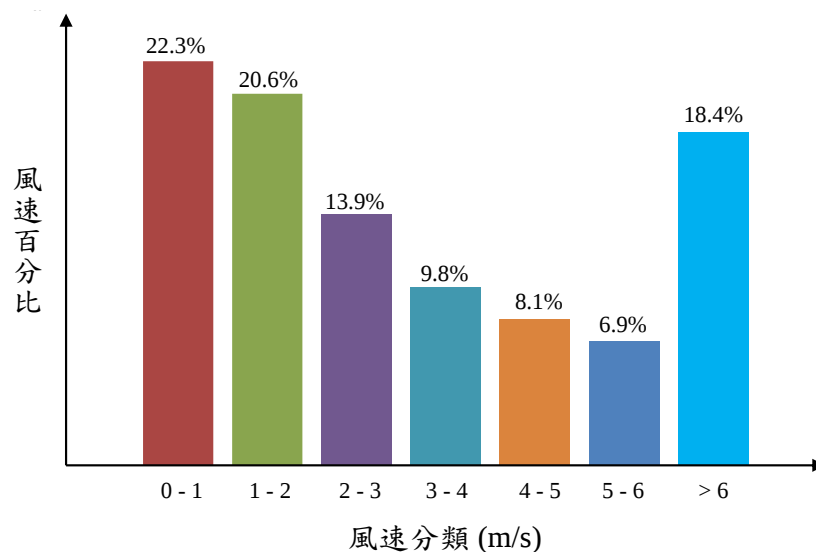


圖3-5 核二廠五年風速分布統計(民國108年至民國112年)

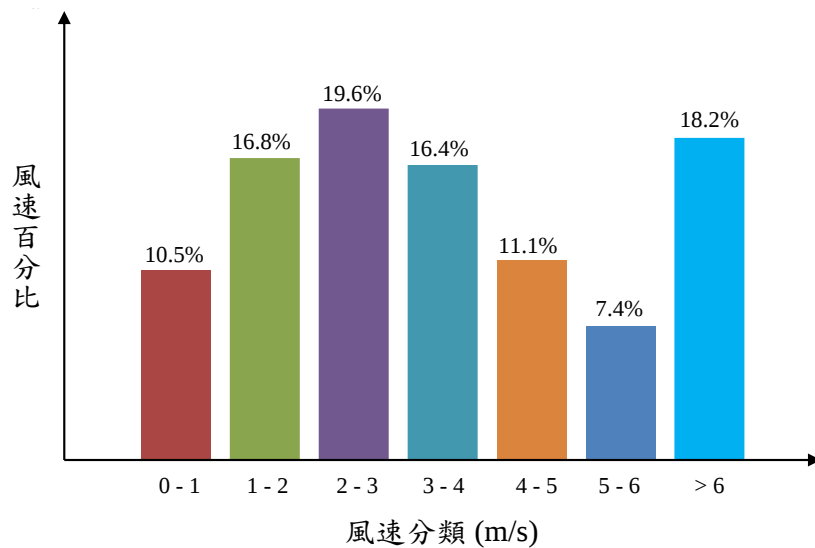


圖3-6 核三廠五年風速分布統計(民國108年至民國112年)

3.3.3 風向統計

劑量評估時風向為關鍵因素，由下風向分布便可初步判斷劑量最大值出現的方位。核一、二、三廠各年度的下風向分布圖分別如圖3-7至圖3-9所示。核一、二廠每年有8組氣象資料；核三廠則只有4組氣象資料。圖中各年度的下風向比例係統計該年度所有氣象資料之結果。

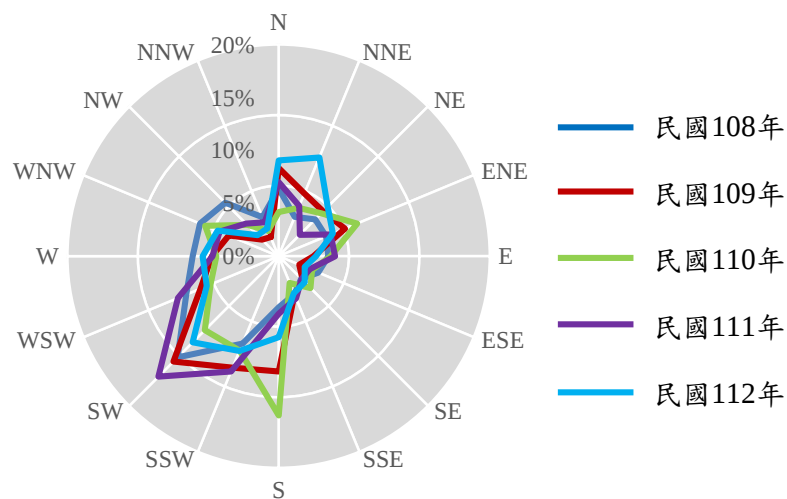


圖3-7 核一廠各年度下風向分布比較圖

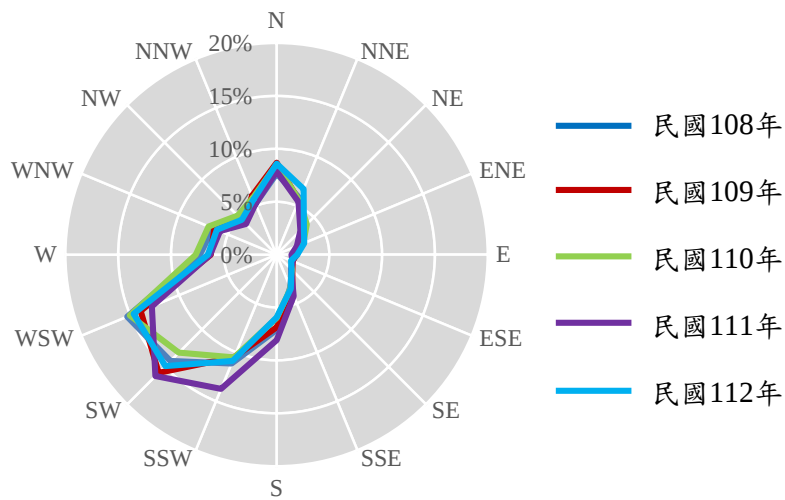


圖3-8 核二廠各年度下風向分布比較圖

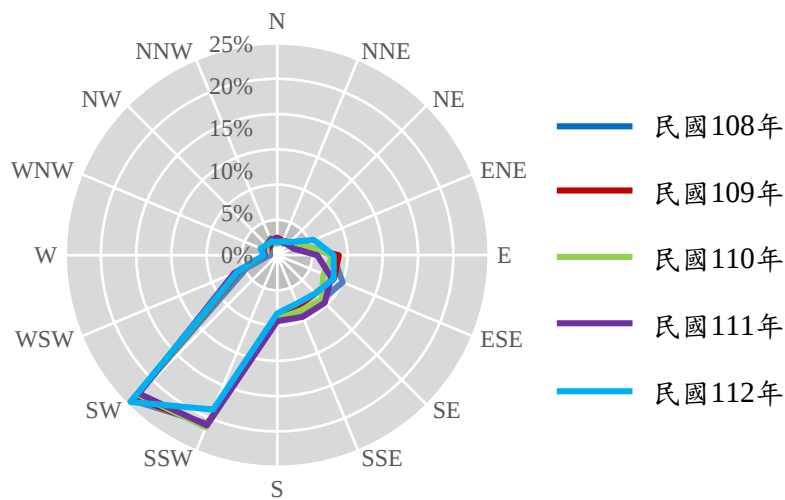


圖3-9 核三廠各年度下風向分布比較圖

由圖3-7可以看出，核一廠民國108年至民國112年之下風向趨勢除了110年度外，其餘4個年度並無太大差異。民國110年主要是北風(吹往南方)較為突出，占比約為15%。其餘4個年度各方位之下風向占比雖略有不同但尚稱均勻，東北風(吹往西南方)較為突出，占比約為15%。

由圖3-8可以看出，核二廠民國108年至民國112年之下風向趨勢較核一廠更為集中，下風向明顯偏向西南西及鄰近方位，東北東風、東北風及西風加總之占比約為45%，此下風向之差異性已足以判斷劑量之最大值極可能出現在西南西方附近。

由圖3-9可以看出，核三廠民國108年至民國112年之下風向趨勢最為集中，下風向明顯偏向西南及南南西，東北風及北北東風加總之占比超過60%，此下風向之差異性已幾可確定劑量之最大值必定出現在西南方附近。

3.3.4 雨量及穩定度統計

在劑量評估模式當中，降雨將會造成濕沉降，濕沉降會對劑量分析有所影響，MACCS使用Brenk & Vogt^[35]的模式計算濕沉降，其計算如下：

$$dQ/dt = -AQ = -CWASH1 \times I \times CWASH2 \times Q$$

t 為時間， Q 為濃度， A 為沖洗係數，與降雨強度 I 有關，而CWASH1與CWASH2為參照Jones^[36]的建議，設定評估參數設定CWASH1(模式線性因數)：9.5E-05；CWASH2(模式指數因數)：0.8。降雨時，放射性物質會被雨水刷下，沉降會加快，如降雨在近廠址的地方其相對的放射性物質沉積量會較高。雨量資料來源，核一、二廠係由廠內提供，核三廠則是擷取氣象署網站恆春氣象測站的雨量資料。

大氣穩定度會影響擴散因數，圖3-10至圖3-12為各核能電廠民國108年至民國112年之五年雨量及大氣穩定度百分比分布統計。氣象分布統計表分為有降雨及沒有降雨，各欄位代表的意義應為「全年時數百分比」，故「Rain」為「降雨時數百分比」而非雨量；「Class A/B」為「沒降雨時大氣穩定度A/B時數百分比」，依此類推，合計值為100%。

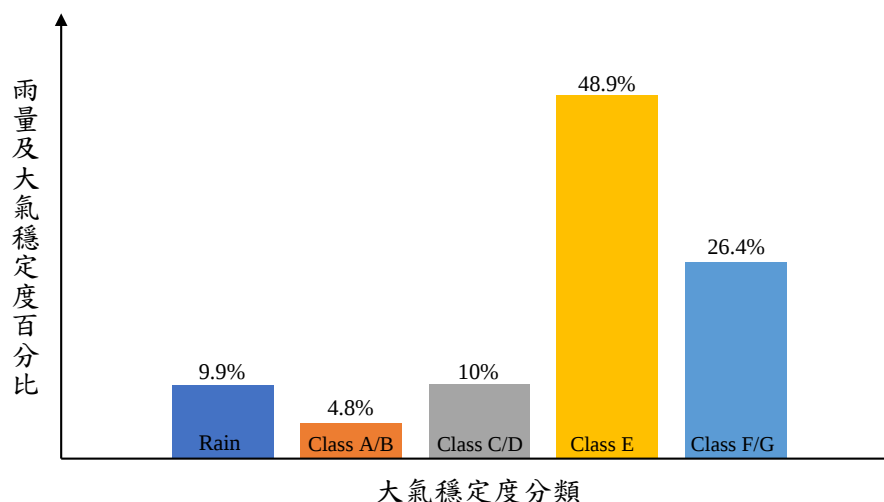


圖3-10 核一廠五年氣象分布統計(民國108年至民國112年)

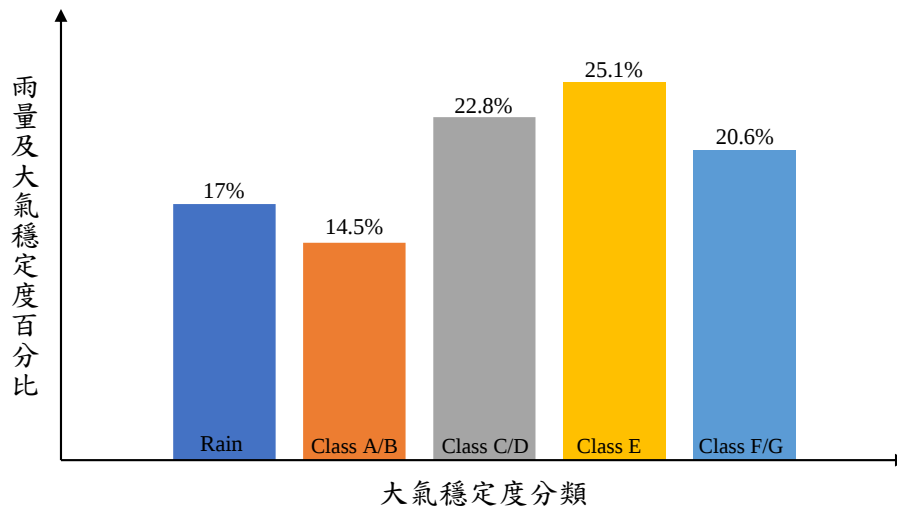


圖3-11 核二廠五年氣象分布統計(民國108年至民國112年)

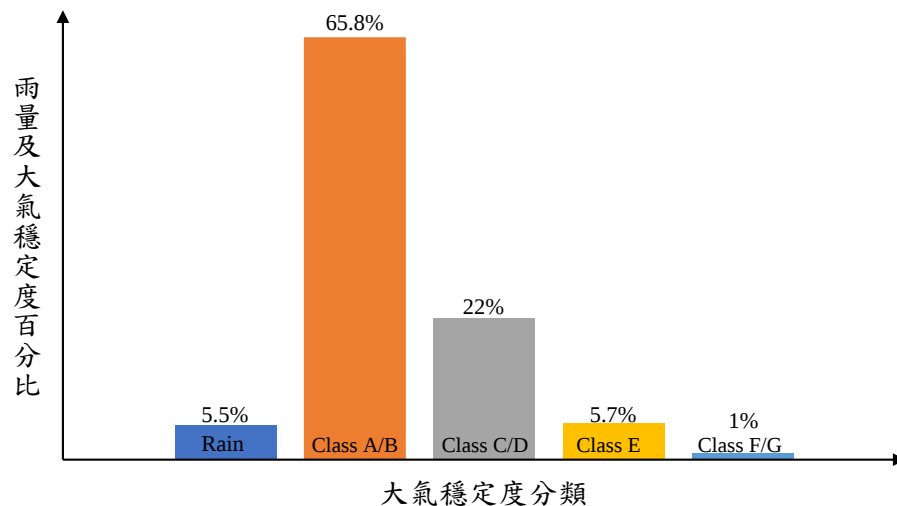


圖3-12 核三廠五年氣象分布統計(民國108年至民國112年)

民國108年至民國112年五年氣象數據統計結果，核一廠降雨時數佔比9.9%，大氣穩定度則集中於E級；核二廠降雨時數佔比17%，大氣穩定度較集中於C/D、E與F/G級；核三廠降雨時數佔比5.5%，大氣穩定度各年度則集中於A/B級。

3.4 劑量與劑量機率評估

核能電廠意外事故之劑量與劑量機率之評估，係以SNL開發之MACCS 3.7程式執行，MACCS 3.7中劑量計算參數定義為：受體早期致死與罹癌致死所考量之器官、各器官引發健康效應之有效劑量參數。MACCS 3.7可以使用特定位置的大氣條件、人口數據和疏散計畫來模擬計算人口輻射曝露的所有相關劑量

途徑，如雲團輻射(Cloudshine)、吸入(Inhalation)、地表輻射(Groundshine)、再懸浮吸入(Resuspension Inhalation)、皮膚接觸(material deposited on the skin)等；其中雲團輻射：於煙羽的相對位置受體從放射性物質煙羽中接收到的 γ 射線；地表輻射(Groundshine)：受體相對於沉降物的位置，受體從沉積在地面上的放射性物質(沉降物)接收到的 γ 射線量。

MACCS程式對於地表輻射與再懸浮吸入之劑量計算皆與地面的輻射落塵濃度有關，MACCS程式於分析計算時，將同時考慮乾沉降及濕沉降對於地面輻射落塵濃度的影響，故MACCS程式分析計算時會考慮到濕沉降後的地表輻射及再懸浮效應。MACCS程式包含大氣擴散、早期效應以及中長期效應三大部份，配合輻射源項、核種外釋時序以及氣象監測資料等資訊，得以評估放射性核種外釋對於廠外環境之影響，MACCS會將計算結果彙整為以反應器為圓心，16方位徑向距離對應之劑量或劑量年超越機率，評估架構如圖3-13。各模組功能概述如下：

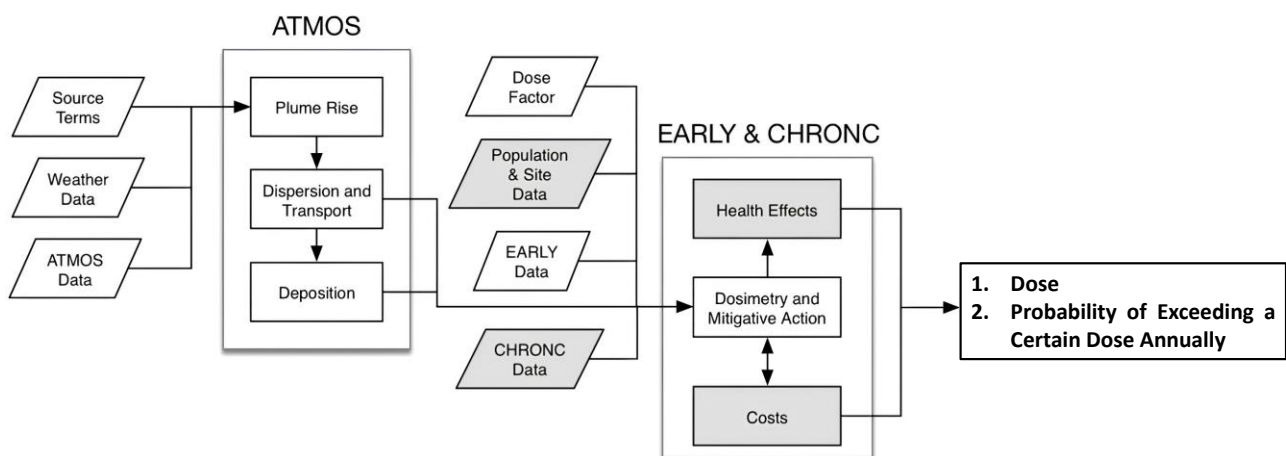


圖3-13 MACCS 3.7劑量與風險評估計算流程

1. 大氣擴散模組(ATMOS)：評估所有大氣傳送、擴散、沉降與核種外釋後在大氣環境中的衰減情況，計算各外釋核種下風之傳輸路徑中之空氣及地面核種濃度，這些數值參數將作為下游EARLY與CHRONC兩模組的輸入資訊。
2. 早期效應模組(EARLY)：進行早期應變階段的相關評估。自事故發生外釋的第一朵煙羽抵達下風向任一徑向切割點開始計算(Time=0)

至Time=7天，其劑量接受途徑來自雲團、地表、吸入、再懸浮吸入與皮膚接觸，其中亦可選擇是否納入緊急應變階段所實行的疏散、掩蔽以及移居措施的功能選項。

3. 中長期效應模組(CHRONC)：進行中、長期階段的評估，主要探討受污染區域長期復原階段之各項對應措施之效益，包括輻射核種在土壤及食物鏈間之傳播途徑及民眾飲食習慣所造成之累積劑量，以及土壤除污所需投入之經費。

參照「核子事故緊急應變法施行細則」第三條之要求，評估緊急應變計畫區範圍，主要以設計基準事故下是否超過疏散干預基準劑量，及爐心熔損事故下超過疏散干預基準劑量及 2 Sv 之年機率是否超過限值為考量，因此，評估時以早期效應模組(EARLY)所計算之劑量及機率結果，作為緊急應變計畫區範圍劃定之參考依據。

3.4.1 大氣擴散模型

MACCS 3.7 程式的大氣擴散模型係採用高斯煙羽模型(Gaussian Plume Models)，此模型依據煙羽的擴散發展依序可以分為三種模式：

1. 自由擴散模式：當煙羽剛從煙囪外釋後，未受地面或逆溫層限制之狀況，大氣擴散模型採用標準高斯煙羽方程式(如下式)，其係為一維傳輸(x 方向)，僅考慮 y 與 z 方向的擴散效應，因此，在 y 與 z 方向所計算之放射性核種濃度會呈現常態分佈。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\bar{u}\sigma_y\sigma_z} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right] \cdot \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-h}{\sigma_z}\right)^2\right]$$

上式 χ 表示下風方向位置 (x, y, z) 之時間積分的放射性核種濃度(Bq-s/m³)， Q 為放射性核種活度(Bq)， $\bar{u}$ 為平均風速(m/s)， σ_y 與 σ_z 分別為 y 與 z 方向的標準差， h 為放射性核種的外釋高度(m)。

此外，在此模式下尚需定義 y 與 z 方向之初始標準差，其計算如下：

$$\sigma_y(t=0) = W_b/4.3$$

$$\sigma_z(t=0) = H_b/2.15$$

上式 W_b 與 H_b 分別表示廠房寬度與高度(m)。

當煙羽從煙囪外釋後， σ_y 與 σ_z 會隨下風距離增加而增大，MACCS 3.7 程式依據 Pasquill-Gifford 曲線(此曲線僅適用表面粗糙度長度 3 cm 的地形)計算煙羽沿著下風距離所對應的 σ_y 與 σ_z ，或可使用針對垂直方向(z 方向)的尺度因子進行調整，詳細計算可參閱章節 3.5.2。

2. 受限擴散模式：當外釋煙羽受地面或逆溫層限制時(z 方向擴散受限，y 方向擴散未受限)，標準高斯煙羽方程式已不再適用，需以多重反射法(Multiple Reflection Method)作修正，將地面與逆溫層視為全反射邊界，標準高斯煙羽方程式修正如下式：

$$\begin{aligned} \chi(x, y=0, z) &= \frac{Q}{2\pi\bar{u}\sigma_y\sigma_z} \left\{ \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2\right] \right. \\ &\quad + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2\right] \\ &\quad + \sum_{n=1}^5 \left\{ \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H-2nL}{\sigma_z}\right)^2\right] \right. \\ &\quad + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H-2nL}{\sigma_z}\right)^2\right] + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H+2nL}{\sigma_z}\right)^2\right] \\ &\quad \left. \left. + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H+2nL}{\sigma_z}\right)^2\right] \right\} \right\} \end{aligned}$$

上式 χ 表示下風方向位置 $(x, y=0, z)$ 之時間積分的放射性核種濃度(Bq-s/m³)， Q 為放射性核種活度(Bq)， $\bar{u}$ 為平均風速(m/s)， σ_y 與 σ_z 分別為 y 與 z 方向的標準差，又 $H=h+\Delta h$ ， h 為放射性核種的外釋高度(m)， Δh 為煙羽上升高度(m)， L 為逆溫層高度(m)。

3. 煙羽充分混合模式：當煙羽在地面與逆溫層之間達到均勻混合，不需要考慮 σ_z (因為垂直方向濃度已經均勻分布)，則能以簡化高斯煙羽方程式(如下式)來計算放射性核種濃度。

$$\chi(x, y = 0, z) = \frac{Q}{\sqrt{2\pi}\bar{u}\sigma_y L}$$

上式 χ 表示下風方向位置 $(x, y = 0, z)$ 之時間積分的放射性核種濃度(Bq-s/m³)， Q 為放射性核種活度(Bq)， $\bar{u}$ 為平均風速(m/s)， σ_y 分為 y 方向的標準差， L 為逆溫層高度(m)。

3.4.2 大氣擴散模組

MACCS 3.7 程式大氣擴散模組(ATMOS)之輸入參數可以區分為以下五大區塊：

1. 幾何資料區塊：定義徑向切割數及切割點與外釋中心點(兩反應器連線之中點)之距離。本次核三廠全功率運轉階段之 EPZ 評估範圍為 25 公里，0 至 10 公里間每 0.5 公里切割一次，10 至 25 公里間每公里切割一次，共 35 個切割數；本次核一、二廠除役過渡階段前期之 EPZ 評估範圍為 21 公里，0 至 0.5 公里間每 0.1 公里切割一次，0.5 至 10 公里間每 0.5 公里切割一次，10 至 21 公里間每公里切割一次，共 35 個切割數。
2. 核種資料區塊：定義納入評估之放射性核種、各核種盤存量、核種對應群組及各群組乾溼沉降速率等。本次評估考量 63 個放射性核種，計算時將其衰變鏈中半衰期較長之 25 個子核種定義為準穩定核種(不包含 Ba-137m)。此 63 個核種分為 9 個核種群組，除惰性氣體群組不考量沉降外，其餘群組以 MACCS 3.7 程式內建之公式計算沉降速率。
3. 大氣傳播區塊：定義大氣擴散參數，可採用查表法或公式計算不同大氣穩定度及距離下煙羽擴散範圍。本次評估與前次皆採用公式法，在 MACCS 的計算中，可透過線性尺度因子的設定，額外對煙羽舉升高度進行調整。煙羽舉升方面主要使用 Briggs 公式，而根據 Briggs 公式，

煙羽舉升只會在風速小於臨界風速才進行計算，而臨界風速的大小主要由建物高度及煙羽的熱含量決定，建物越高臨界風速越小，熱含量越高則臨界風速越大；同時，煙羽上升高度則是與大氣穩定度和煙羽片段的熱含量有關。計算時輸入參數須考量各廠廠房寬度、廠房高度及地表粗糙度等加以修正。各廠址廠房尺寸如表 3-21，各類地況之粗糙長度如表 3-22。考量各廠址周圍情況，需針對垂直方向的尺度因子進行調整，參照公式如下：

$$\sigma_{z,new} = \sigma_{z,P-G} \left[\frac{z_{0,new}}{z_{0,P-G}} \right]^{0.2}$$

上式中 $\sigma_{z,new}$ 為經尺度因子修正後，煙羽於垂直方向的擴散距離標準差； $\sigma_{z,P-G}$ 為依據Pasquill-Gifford曲線所得之煙羽於垂直方向的擴散距離標準差； $z_{0,new}$ 為欲評估位置之地表粗糙度； $z_{0,P-G}$ 為依據NUREG/CR-4691 SAND86-1562 Vol.2，Pasquill-Gifford曲線所用之地表粗糙度(3cm)。因此，以平原粗糙長度為3 cm，而對於郊區的地表粗糙長度為100cm，依上式之計算結果，可得垂直尺度因子為2.02 ($= (100/3)^{0.2}$)。

4. 氣象取樣控制區塊：包含使用者指定氣象檔日期、依氣象檔資料群組後取樣、氣象檔連續 120 小時取樣、直接定義氣象條件、及直接使用氣象檔取樣等 5 種方式。本次評估與前次相同，直接使用氣象檔取樣，其取樣方式為對一年 8760 小時的天氣序列進行分層抽樣，以「每天」為階層，每階層取樣 24 次(即每小時取樣一次)。以一年一組氣象條件且一個方位(N 方位)為例說明，在早期效應 7 天(168 小時)的分析時間內，MACCS 模擬共進行 8760 (=365 天 x 24 小時)個不同的起始時間點。例如：分析#1：從第 1 天，第 1 小時開始，使用第 1 天，第 1 小時到第 7 天，第 24 小時(共 168 小時)的氣象數據。分析#2：從第 1 天，第 2 小時開始，使用第 1 天，第 2 小時到第 8 天，第 1 小時(共 168 小時)的氣象數據，以此類推，此模式會持續進行，直至 8760 個起始時間點全部模擬完成，MACCS 會將計算結果彙整為以反應器為圓心，N 方位徑向距離對應之

劑量或劑量年超越機率。

5. 輻射源項區塊：定義事故情境下之外釋類別相關參數，包括外釋煙羽數、開始排放時間(TL)、排放期長(DR)、警示時間(TLL)、排放能量率(FPR)、排放高度(RH)及各核種群排放比例等，綜上 MACCS 程式中主要輸入的氣象輸入參數，可參閱表 3-23。

表3-21 各廠址廠房尺寸表

廠址	廠房寬(m)	廠房高(m)
核一廠	42.3	55.6
核二廠	47	53.5
核三廠	42	59.4

表3-22 各類地況之粗糙長度表

地況	$Z_0(\text{cm})$
水面	0.01~0.5
草地	1
農田	10~15
鄉間	30
郊區	100
森林	20~200
城市	100~300

表 3-23 MACCS 氣象資料輸入的檔案參數表

變數名稱	變數功能	自行設定資料	觀測資料
NUMRAD	定義此模式之徑向方位格數	☒	
SPAEND	定義徑向方位格點距離	☒	
METCOD	氣象資料選取方式	☒	
NSMPLS	取樣數	☒	
NUMCOR	角羅盤方位數	☒	
DEPFLA	濕沉降及乾沉降開啟	☒	
NPSGRP	粒徑分類群數(乾沉降)	☒	
VDEPOS	各粒徑分類群沉降速率(乾沉降)	☒	
CWASH1	洗出模式之線性項	☒	
CWASH2	洗出模式之指數項	☒	
NUMREL	排放煙羽數目	☒	
BUILDH	廠房高度	☒	
PDELAY	煙羽排放時間	☒	
PLHITE	煙羽外釋高度	☒	
PLUDUR	煙羽排放時間	☒	
RELFRF	種群外釋比例	☒	
PLHEAT	煙羽外釋熱含量	☒	
HRMXHT	混合層高度	☒	
IHRSTB	大氣穩定度		☒
HRRAIN	雨量		☒
HRWNDV	風速		☒
IHRDIR	風向		☒
ZSCALE	σ_z 的線性比例因子	☒	
YSCALE	σ_y 的線性比例因子	☒	

在不同事故外釋情境下，大氣模式輸入檔只有輻射源項區塊之參數須調整變更。本次評估 DBA 及 SA 的外釋情境(核三廠全功率運轉階段與核一、二廠除役過渡階段前期)，共建立 23 個 ATMOS 輸入檔，如表 3-24 所示。

表3-24 各廠ATMOS輸入檔數目統計表

	核一廠	核二廠	核三廠
全功率運轉階段 DBA	-	-	1
全功率運轉階段 SA	-	-	17
除役過渡階段前期 DBA	1	1	-
除役過渡階段前期 SA	1	2	-

此表之數值為 RC(外釋類別)數目。

3.4.3 早期效應模組

MACCS 3.7 程式早期效應模組(EARLY)之輸入參數區分為以下四大區塊：

1. 模式設定參數區塊：包括指定劑量轉換因子檔案、是否運跑 CHRONC 模組、選擇風向模式、煙羽於下風向可擴散之方位數、人口分布使用檔案輸入或假設為均勻分布、是否指定風向覆蓋氣象資料輸入檔分析結果等。本評估不運跑 CHRONC 模組、風向模式選擇模式 3(風向會改變但不會打轉)、煙羽行進時可以擴散的方位數最多 7 個、人口分布使用均勻假設、以及直接由氣象資料輸入檔分析風向等。

劑量轉換因子(Dose Conversion Factor, DCF)：將放射性物質環境濃度和攝入量與特定曝露途徑、器官和放射性核素的人體劑量相關聯。劑量來自體內、體外曝露，體內曝露包括吸入(來自煙羽和再懸浮)和攝入。體外曝露來自地表輻射、雲團輻射、皮膚接觸和來自臨界點的直接輻射。放射性物質可能對器官或組織造成的生物損傷量由 DCF 給出，考慮了放射性同位素在體內的遷移、放射性同位素的衰變以及可能具有放射性的子同位素的形成。

MACCS 於程式中所使用之劑量轉換因子檔案係基於FGR13(Federal Guidance Report No. 13)所提供之劑量參數，依核種、器官、曝露途徑的不同，給定不同的轉換係數；全身有效劑量之轉換係數，則由各器官之轉換係數乘上ICRP60之器官加權因數後，再加總而得。以Cs-137之體外曝露為例，身體各器官及全身有效劑量於WinMACCS之DCF檔案內容摘錄如表3-25，其中ICRP60ED欄位為全身有效劑量轉換係數。

2. 防護行動參數區塊：包括防護行動定義、採行各項防護行動時之整體屏蔽因數、吸入濃度因子、呼吸率、皮膚保護因子、徑向疏散速度等。由於本評估保守地考量原地正常生活七日(不考慮疏散)，呼吸率採用貼近真實生活的數值，即一般活動下之數值，參照 NUREG/CR-4551^[37]成人平均呼吸率(每天睡眠 8 小時並在清醒時進行輕度活動的成年男性)為 $2.66\text{E-}04 \text{ m}^3/\text{s}$ 。民眾防護行動掩蔽的建物輻射屏蔽減免因子係指民眾在該建物之內，該建物對於戶外輻射(雲團與地表輻射)之降低比例，因此，該建物輻射屏蔽減免因子越小則表示該建物對 γ 射線強度減少程度越大(輻射屏蔽效果越好)，參考世界衛生組織(World Health Organization, WHO)評估報告^[38](基於福島事故特定情境)，以木造民宅之建物為例(建物輻射屏蔽減免因子為 $0.4^{[38,39]}$)，假設全日戶外活動 8 小時與室內活動 16 小時，於室內時具有建物輻射屏蔽之效果，室外活動時則無輻射屏蔽或防護，因此，民眾對應之一天整體輻射屏蔽減免因子可等效為 $(0.4 \times 16 + 1 \times 8) / 24 = 0.6$ ，該數據符合國際間針對核事故早期推估之合理假設，亦為國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)與聯合國原子輻射效應科學委員會(United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR)等組織後續報告所沿用(符合國際對比性)，此外，吸入及皮膚接觸放射性核種之減免因子為 1(可假設無任何輻射屏蔽效應)，上述相關情境設定參數如表 3-26。若建物為鋼筋混凝土或是磚造建築(建物輻射屏蔽減免因子皆低於 0.4)，其整體輻射屏蔽減免因子會低於 0.6 (輻射屏蔽效果更佳)，因此，本評估使用木造建築與室內時間佔用因子 66%作為標準，對輻射劑量的評估較為保守合理。

表 3-25 MACCS Cs-137 劑量轉換因子摘錄

Cs-137	CLOUDSHINE (Sv/s per Bq/m ³)	GROUNDSHINE (Sv/s per Bq/m ²)
BONE SUR	2.29E-17	8.15E-19
BREAST	9.67E-18	3.47E-19
SKIN	8.63E-15	2.75E-16
THYROID	7.55E-18	2.51E-19
LUNGS	6.68E-18	2.22E-19
ICRP60ED	9.28E-17	2.99E-18

表 3-26 曝露情境設定參數

		參數名稱	值
碘片模式	停用模式	KIMODL	NOKI
應變階段結束時間	(s)	ENDEMP	604800
呼吸率	(m ³ /s)	BRRATE	2.66E-04
屏蔽因數	吸入	PROTIN	1
	皮膚	SKPFAC	1
	整體	CSFACT (建物對戶外雲團輻射) GSHFAC (建物對戶外地表輻射)	0.6
再懸浮初始因數	(m ⁻¹)	RESCON	1E-04
再懸浮半衰期	s	RESHAF	1.825E05

- 劑量計算參數區塊：定義早期致死與罹癌致死所考量之器官、各器官引發健康效應之劑量參數、以及設定早期效應劑量計算之曝露時間等。本評估所定義之早期效應期間為 7 天，並僅針對有效劑量進行分析，因此不用輸入早期致死及罹癌致死相關之健康效應參數。
- 結果輸出參數區塊：定義輸出結果。早期效應可選擇之輸出結果類型有 10 種，包括某健康效應(癌症、早期致死、早期傷害)之人數(TYPE1)、超過某一早期致死風險度之最遠距離(TYPE2)、某器官劑量超過指定限值之人數(TYPE3)、某健康效應在特定距離之平均風險度(TYPE4)、某器官之群體劑量(TYPE5)、造成某器官劑量之曝露途徑占比(TYPE6)、某健康效應在環形區域之風險度(TYPE7)、考量人口權重後某健康效應在環形區域之風險度(TYPE8)、特定距離之器官平均劑量(TYPEA)、及

特定距離與方位之器官劑量(TYPEB)。本評估需考量不同方位劑量隨距離之變化，因此選擇 TYPEB 輸出各方位距離網格點內之劑量。由於 TYPEB 輸出數目限制為 32 個，無法將所有方位及距離區間之劑量結果整併於一個案例運跑，因此本評估建立 16 組早期效應輸入檔(D01~D16)，每次運跑之輸出結果為同一方位不同距離區間之劑量。

4. 核一、二、三廠緊急應變計畫區分析結果

依據民國 94 年 7 月 15 日行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)發布之「核子事故民眾防護行動規範」，其中疏散措施的干預基準為可減免劑量於七天內達 50 至 100 mSv。由於核子事故之發生有時序性、階段性，而且是漸進的，當有嚴重輻射外釋之虞時，大部分事故應有足夠前置時間可預先評估並及時採取疏散措施以減少民眾可能接受的輻射劑量，因此，將疏散防護行動的可減免劑量，假設相當於事故發生後，在不採取任何防護行動下預期七天的累積劑量。本報告係依疏散措施的干預基準進行 50 mSv 之評估(保守)，以供後續緊急應變計畫區範圍或執行民眾防護行動之參考。

有關設計基準事故評估之準則，主要依據「核子事故緊急應變法施行細則」第三條第一項第一款規定：設計基準事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，不超過核子事故民眾防護行動規範之疏散干預基準。第三條第一項第二款、第三款所述：爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範疏散干預基準之年機率應小於十萬分之三，超過 2 Sv 之年機率應小於百萬分之三。

DBA 考量單機組事故，而 SA 則以考量雙機組同時發生事故之情況，有關本次民國 114 年執行之評估結果與前次民國 111 年之差異比較表如表 4-1，各廠址各年度方位統計結果之 DBA 最大劑量值以及 SA 統計機率與中心(兩反應器連線之中點)距離之關係如圖 4-1 至圖 4-9，中心距離亦可視為半徑(以各廠兩反應器連線之中點作為圓心)，在以下各小節進行說明。

表 4-1 民國 111 年與民國 114 年 EPZ 差異之比較表

電廠狀態	111 年評估距離	114 年評估距離
核二廠(全功率運轉階段)	<2.5 km	NA
核三廠(全功率運轉階段)	<2.5 km	<2.0 km
核一廠(除役過渡階段前期)	<0.5 km	<0.3 km
核二廠(除役過渡階段前期)	<2.0 km	<0.3 km

4.1 核一廠評估結果

核一廠兩部機組運轉執照已到期，目前維持在除役過渡階段前期，爐心存放用過核子燃料、RPV 爐蓋開啟，SFP 閘門移除、RPV 上方爐穴充滿冷卻水，運轉組態與運轉階段之大修停機模式相似，核一廠即參考大修停機模式與現行運轉組態建立風險評估模型，考量爐心與 SFP 可能發生的各種事故序列。經風險評估考量各序列發生燃料裸露頻率都低於 $3.0\text{E-}06/\text{yr}$ ^[27]，故選用最具代表性的放射性物質外釋事件(爐心大破口冷卻水流失事故且所有救援系統不可用)來代表核一廠發生燃料熔損事故的風險，此事件的發生頻率則保守假設為各種事故序列發生頻率的總和($1.91\text{E-}06/\text{yr}$ ，參閱表 3-15)，據此假設進行 EPZ 分析的結果說明如後。

核一廠每年可產生 8 組氣象資料，因此，在評估的 5 年期間內共建立 40 組氣象資料。本次核一廠僅針對除役過渡階段前期進行評估，其 DBA 只考量一種爐心外釋情節(LOCA)，而 SA 亦只包含一種爐心外釋類別(LOCA)。針對 DBA 外釋情節下，40 組氣象資料計算所得之劑量區間隨距離之變化，如圖 4-1 所示；核一廠因發生 SA 而導致超過防護行動指引(Protective Action Guides, PAG)劑量 50 mSv 以及 2 Sv 之年超越機率隨距離之變化，如圖 4-2 所示。

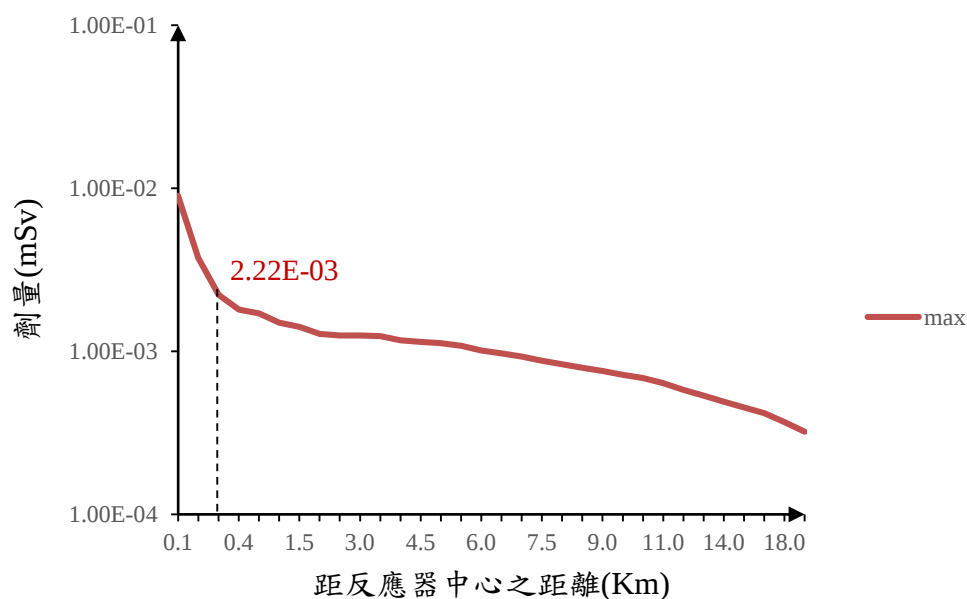


圖4-1 核一廠除役過渡階段前期DBA劑量與距離之關係

針對核一廠民國108年至112年間40組氣象資料，可計算出在DBA外釋情節下，16方位各距離之劑量。保守假設以半徑0.3公里處為廠界，選定一特定方位(16方位之一)搭配民國108年(或其他年度)高塔(或低塔)高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出一劑量值，意即在0.3公里處，不同方位與氣象資料組合下，可計算出640個劑量值。圖4-1為640次MACCS 3.7運跑DBA外釋情節之綜整，圖中紅色曲線(max)為各距離點劑量最大值之連線，在0.3公里處之最大劑量為 $2.22\text{E-}03\text{ mSv}$ ，遠小於 50 mSv 之PAG劑量。

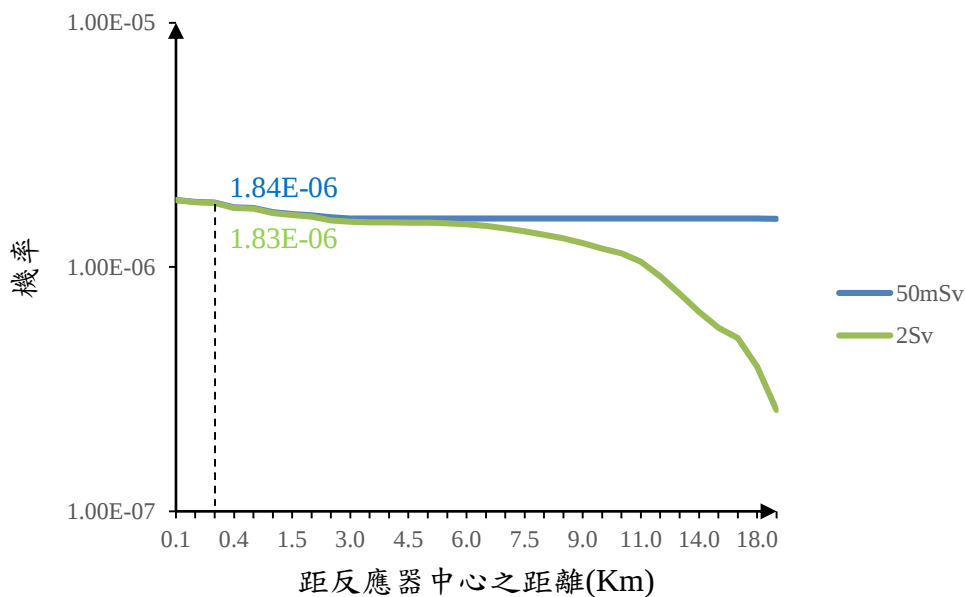


圖4-2 核一廠除役過渡階段前期劑量年超越機率與距離之關係

針對核一廠民國108年至112年間40組氣象資料，可計算出在個別SA外釋情節下，16方位各距離點超越 50 mSv 及 2 Sv 之機率。以0.3公里為例(廠界)，選定一特定方位(16方位之一)搭配民國108年(或其他年度)高塔(或低塔)高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出不同劑量之超越機率值，意即在0.3公里處，不同方位與氣象資料組合下，針對不同劑量(50 mSv 及 2 Sv)可分別計算出640個超越機率值。將各距離點不同劑量(50 mSv 及 2 Sv)超越機率與表3-15核一廠SA外釋頻率($1.91\text{E-}06$)相乘後，便可得知各距離點不同劑量(50 mSv 及 2 Sv)之年超越機率。圖4-2為各距離點不同劑量年超越最大值之連線，由圖4-2可看出在0.3公里處之 50 mSv 的年超越機率為 $1.84\text{E-}06$ ，其值比PAG

準則 $3.0\text{E}-05$ 小 1 個量級，而 2 Sv 之年超越機率 $1.83\text{E}-06$ 也比 SA 準則 $3.0\text{E}-06$ 小。綜上所述，核一廠在 0.3 公里處(廠界)滿足「核子事故緊急應變法施行細則」第三條之規定。由於圖 4-2 之年超越機率曲線為 16 方位最大值，茲將 0.3 公里處 16 方位年超越機率整理如圖 4-3，圖中顯示 50 mSv 的年超越機率低於 PAG 限值($3.0\text{E}-05$)， 2 Sv 的年超越機率低於 SA 限值($3.0\text{E}-06$)。

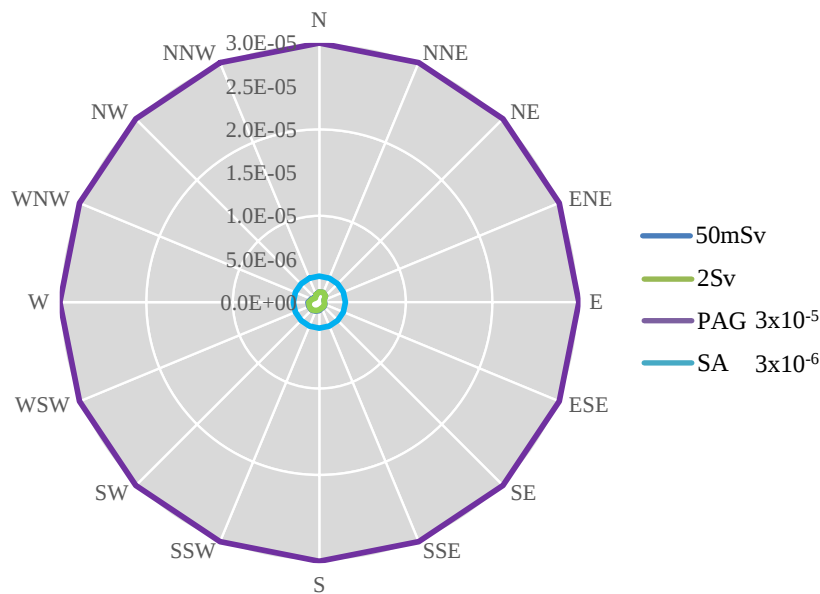


圖 4-3 核一廠除役過渡階段前期 0.3 公里處之劑量年超越機率

4.2 核二廠評估結果

核二廠每年可產生 8 組氣象資料，因此，在評估的 5 年期間內共建立 40 組氣象資料。本次核二廠考慮除役過渡階段，爐心仍存放用過核子燃料，燃料熔損事故分析工作考慮兩部機組都維持在除役過渡階段前期，運轉組態與運轉階段之大修停機模式相似，核二廠即參考大修停機模式與現行運轉組態建立風險評估模型，考量爐心與 SFP 可能發生的各種事故序列。經風險評估得到爐心與 SFP 之燃料裸露整體頻率分別為 $2.15\text{E}-06/\text{yr}$ 與 $6.42\text{E}-07/\text{yr}$ ^[30]，都低於 $3.0\text{E}-06/\text{yr}$ ，考量爐心與 SFP 用過核子燃料位於獨立廠房，故分別選用最具代表性的放射性物質外釋事件來代表核二廠發生燃料熔損事故的風險，前者為爐心大破口冷卻水流失事故且所有救援系統不可用，後者為 LOOP 且 SFP 緊急注水系統不可用，據此假設進行 EPZ 分析的結果說明如後。

核二廠在除役過渡階段前期 DBA 考量一種爐心外釋情節(LOCA)，SA 則包含二種外釋類別，即爐心的 LOCA 與 SFP 的 LOOP，如表 3-16 所示。DBA 外釋情節下，40 組氣象資料計算所得之劑量區間隨距離之變化，如圖 4-4 所示；SA 二種外釋類別依其發生頻率組合計算後，PAG 劑量 50 mSv 及 2 Sv 之年超越機率隨距離之變化，如圖 4-5 所示。

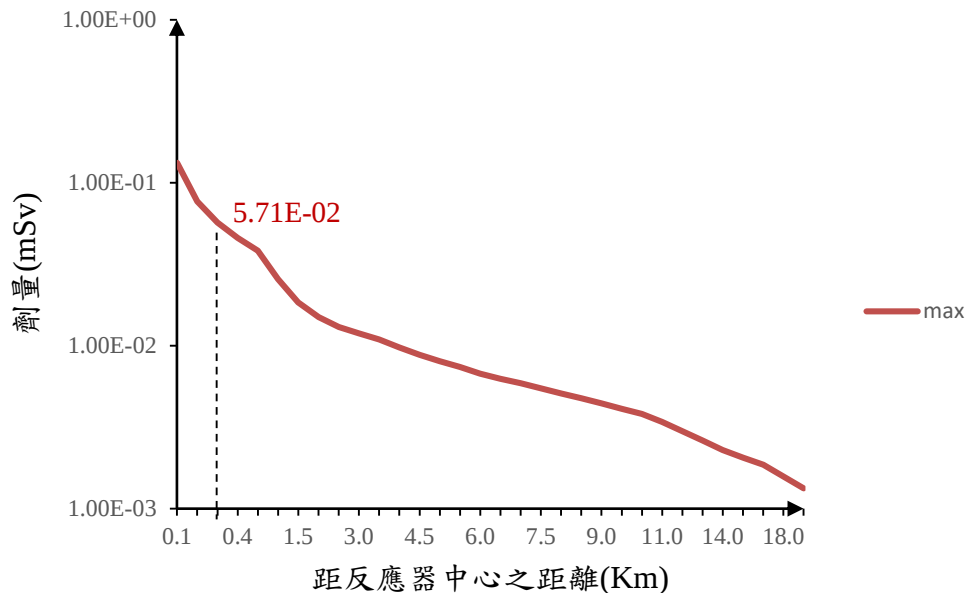


圖 4-4 核二廠除役過渡階段前期 DBA 劑量與距離之關係

針對核二廠民國108年至112年間40組氣象資料，可計算出在DBA外釋情節下，16方位各距離之劑量。保守假設以半徑0.3公里處為廠界，選定一個特定方位(16方位之一)搭配民國108年(或其他年度)I塔(或J塔)高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出一劑量值，意即在0.3公里處，不同方位與氣象資料組合下，可計算出640個劑量值。圖4-4為640次MACCS 3.7運跑DBA外釋情節之綜整，圖中紅色曲線(max)為各距離點劑量最大値之連線，由圖4-4可知，最大劑量在0.3公里處為5.71E-02 mSv，滿足DBA下不超過PAG劑量之準則(50 mSv)。

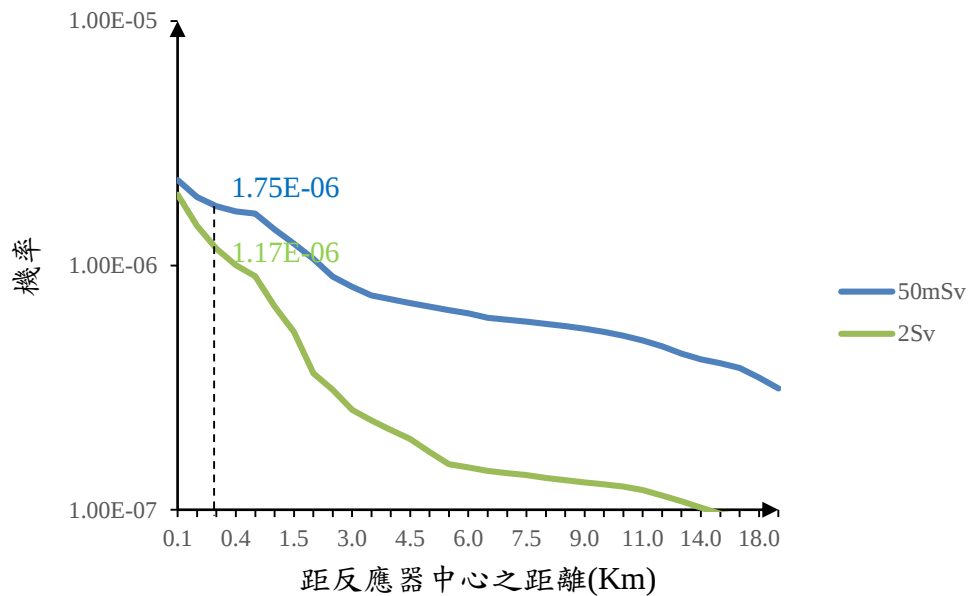


圖4-5 核二廠除役過渡階段前期劑量年超越機率與距離之關係

針對核二廠民國108年至112年間40組氣象資料，可計算出在個別SA外釋情節下，16方位各距離點超越50 mSv及2 Sv之機率。以0.3公里為例(廠界)，選定一個特定方位(16方位之一)搭配民國108年(或其他年度)I塔(或J塔)高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出不同劑量之超越機率值，意即在0.3公里處，不同方位與氣象資料組合下，針對不同劑量(50 mSv及2 Sv)可分別計算出640個超越機率值。將核二廠除役過渡階段二個外釋情境下，各距離點不同劑量(50 mSv及2 Sv)超越機率之計算結果與表3-16核二廠SA外釋頻率相乘後，加總可得知各距離點不同劑量(50 mSv及2 Sv)之年超越機率。圖4-5為各距離點不同劑量年超越最大値之連線，由圖4-5可看出在0.3公里處之50 mSv的年超越機率為1.75E-06，其值比PAG準則3.0E-05約小1個量級，而2 Sv之年超越機率1.17E-06也比SA準則3.0E-06小。

此次核二廠除役過渡階段前期之EPZ評估，因冷卻時間大幅增加為688天(前次EPZ評估僅7天)，此導致爐心活度盤存量下降，因此，DBA劑量、50 mSv與2 Sv之年超越機率下降，故EPZ半徑明顯變小(參閱表4-1)，綜上所述，核二廠除役過渡階段前期在0.3公里處(廠界)滿足「核子事故緊急應變法施行細則」第三條之規定。由於圖4-5之年超越機率曲線為16方位最大値，茲將0.3公里處

16方位年超越機率整理如圖4-6，圖中顯示50 mSv的年超越機率低於PAG限值($3.0\text{E-}05$)，2 Sv的年超越機率低於SA限值($3.0\text{E-}06$)。

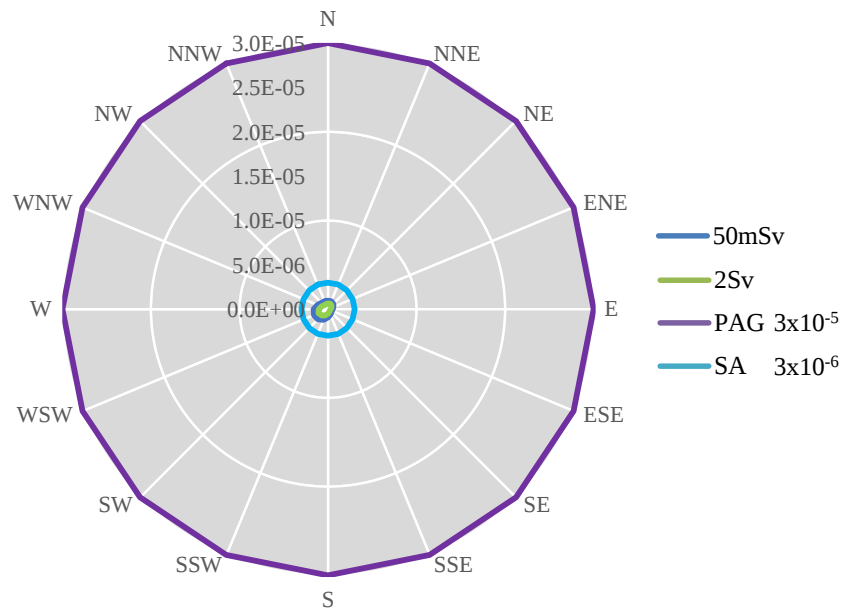


圖4-6 核二廠除役過渡階段前期0.3公里處之劑量年超越機率

參閱圖3-10與3-11，因為核一廠的大氣穩定度E與F/G的占比較高(氣候較穩定)，即大氣穩定不易擴散，反觀核二廠的大氣穩定度E與F/G的占比較低(氣候較不穩定)，即大氣不穩定容易擴散。基於核一廠的氣候較穩定，外釋的放射性核種越靠近反應器，則濃度會越高，因此，0.3 km的劑量年超越機率($1.84\text{E-}6$ 與 $1.83\text{E-}6$)高於核二的機率($1.75\text{E-}6$ 與 $1.17\text{E-}6$)，參閱圖4-2與圖4-5。此外，基於核一廠的氣候較穩定，外釋的放射性核種靠近反應器，則濃度不易消散，接受劑量容易同時滿足50 mSv 與2 Sv，因此，相較於核二廠，核一廠從0.1 km至6 km的劑量年超越機率曲線較貼合且不易衰減(參閱圖4-2)。

4.3 核三廠評估結果

核三廠每年可產生4組氣象資料，因此在評估的5年期間內共建立20組氣象資料，針對全功率運轉階段進行評估，其DBA考量一種爐心外釋情節(LOCA)，SA則包含17種爐心外釋類別，如表3-9所示。DBA外釋途徑包括圍阻體(CTMT)洩漏、特殊安全設施(ESF)洩漏及圍阻體低容積排放，20組氣象資

料計算所得之劑量區間隨距離之變化分別如圖 4-7 所示；SA 之 17 種外釋類別依其發生頻率組合計算後，PAG 劑量(50 mSv)及 2 Sv 之年超越機率隨距離之變化如圖 4-8。

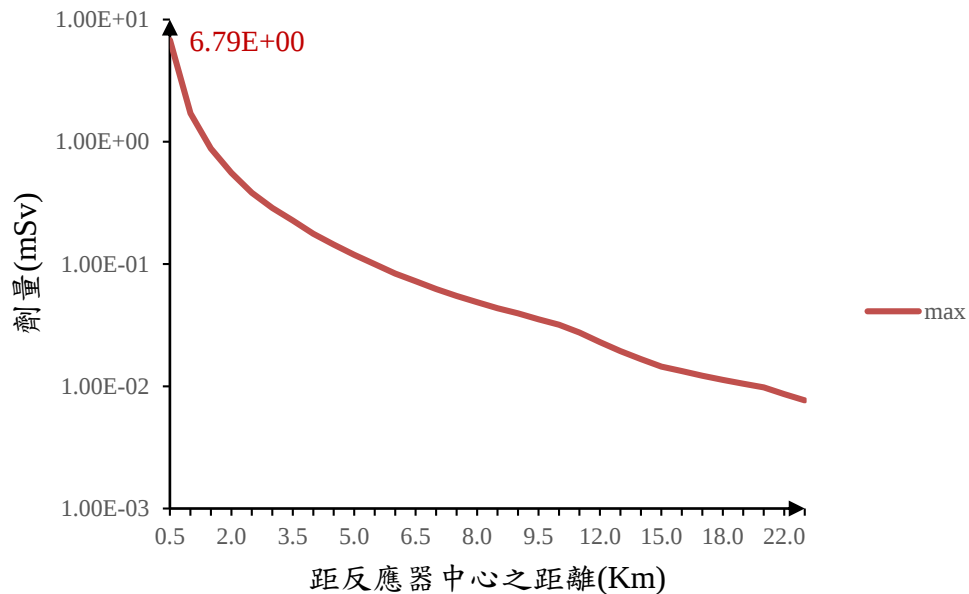


圖4-7 核三廠全功率運轉階段DBA劑量與距離之關係

針對核三廠民國108年至112年間20組氣象資料，可計算出在DBA外釋情節下，16方位各距離之劑量。以0.5公里為例，選定一個特定方位(16方位之一)搭配民國108年(或其他年度)氣象塔高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出一劑量值，意即在0.5公里處，不同方位與氣象資料組合下，可計算出320個劑量值。圖4-7中紅色曲線(max)為各距離點劑量最大値之連線，由圖4-7可以看出在0.5公里處之最大劑量為6.79 mSv，仍遠小於50 mSv之PAG劑量。

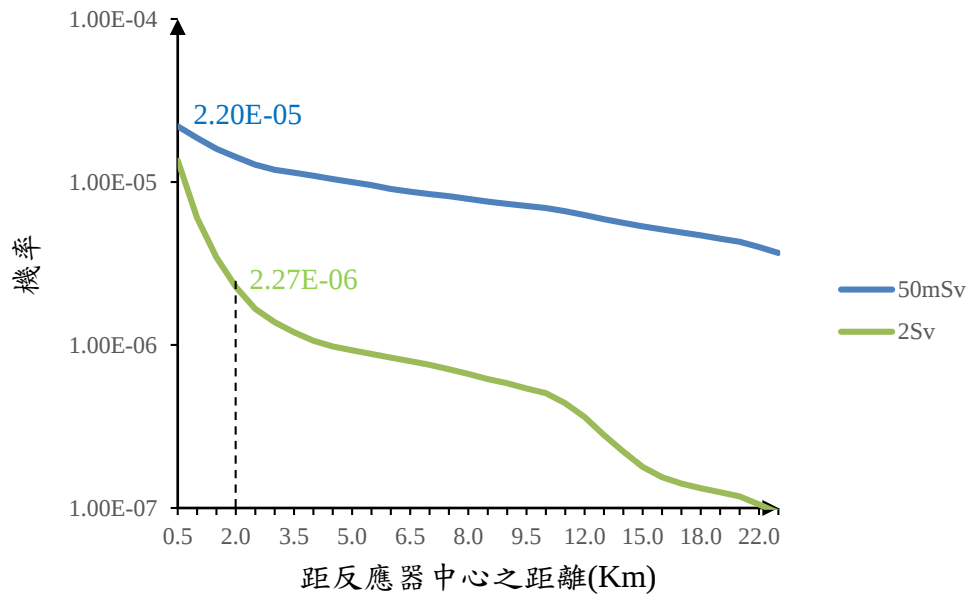


圖4-8 核三廠全功率運轉階段劑量年超越機率與距離之關係

針對核三廠民國108年至112年間20組氣象資料，可計算出在個別SA外釋情節下，16方位各距離點超越50 mSv及2 Sv之機率。以0.5公里為例，選定一個特定方位(16方位之一)搭配民國108年(或其他年度)氣象塔高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出不同劑量之超越機率值，意即在0.5公里處，不同方位與氣象資料組合下，針對不同劑量(50 mSv及2 Sv)可分別計算出320個超越機率值。將核三廠全功率運轉階段17個外釋情境下，各距離點不同劑量(50 mSv及2 Sv)超越機率之計算結果與表3-9核三廠SA外釋頻率相乘後，加總可得知各距離點不同劑量(50 mSv及2 Sv)之年超越機率。圖4-8為各距離點不同劑量年超越最大值之連線，由圖4-8可看出50 mSv的年超越機率在0.5公里處為2.20E-05，其值小於PAG準則(3.0E-05)，而2 Sv之年超越機率則在2.0公里處小於SA準則(3.0E-06)，其值為2.27E-06。由於圖4-8之年超越機率曲線為16方位最大值，茲將2.0公里處16方位年超越機率整理如圖4-9，可以看出最大值發生在西南方位，圖中顯示50 mSv的年超越機率低於PAG限值(3.0E-05)，2 Sv的年超越機率低於SA限值(3.0E-06)。

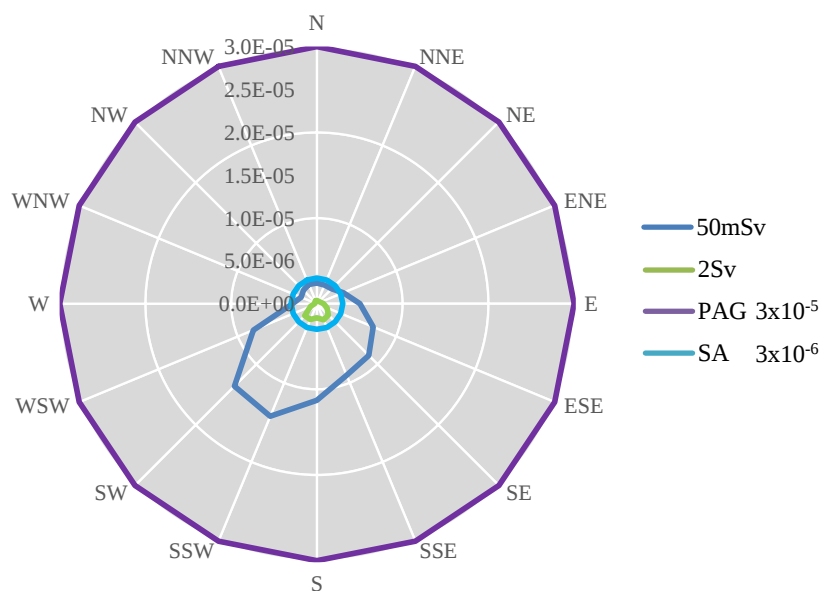


圖4-9 核三廠全功率運轉階段2.0公里處之劑量年超越機率

此次核三廠全功率運轉階段之EPZ評估，考慮反應器冷卻水泵加裝PSDS，此導致SA外釋頻率下降，50 mSv與2 Sv之年超越機率也因此下降，故EPZ半徑變小(參閱表4-1)，綜上所述，核三廠全功率運轉階段在2.0公里處滿足「核子事故緊急應變法施行細則」第三條之規定。各電廠的EPZ評估結果(第一款至第三款)，彙整於表4-2。

表4-2 各電廠EPZ詳細分析結果

電廠組態	DBA (50 mSv)	SA(50 mSv) 年機率<3.0E-05	SA(2 Sv) 年機率<3.0E-06
核一廠(除役過渡階段前期)	0.3 km	0.3 km	0.3 km
核二廠(除役過渡階段前期)	0.3 km	0.3 km	0.3 km
核三廠(全功率運轉階段)	0.5 km	0.5 km	2.0 km

5. 技術要項差異比較

為了易於比較前次(民國111年)與本次(民國114年)EPZ檢討修正之評估差異，本報告列舉前次與本次EPZ分析相關技術要項的差異，如表5-1所示；此外，針對本次民國114年EPZ檢討修正之核三廠全功率運轉階段與核一、二廠除役過渡階段前期的EPZ評估差異，本報告亦列舉其相關技術要項，以易於瞭解其差異，如表5-2所示。

表5-1 民國111年與民國114年 EPZ分析相關技術要項差異之比較表

技術要項	前次檢討(民國111年)	本次檢討(民國114年)
活度盤存量	(1) 使用ORIGEN 2程式並根據爐心設計來計算各廠爐心活度盤存量。 (2) 使用ORIGEN 2程式並依據統計方式計算各廠用過燃料池活度盤存量。 (3) 全功率運轉階段，考量各廠功率提升後之實際功率值。 (4) 除役過渡階段前期模式分析，事故發生時間點，核一廠為2號機停機後942天(評估基準時間民國106年6月2日)，核二廠為2號機停機後7天(評估基準時間民國112年3月15日)。	(1) 使用ORIGEN 2程式並根據爐心設計來計算各廠爐心活度盤存量。(沿用) (2) 使用ORIGEN 2程式並以每周期每束方式計算各廠用過燃料池活度盤存量。(差異) (3) 全功率運轉階段，考量各廠功率提升後之實際功率值。(沿用) (4) 除役過渡階段前期模式分析，核一、二廠評估事故發生時間為民國114年1月31日，核一廠為2號機停機後2800天(評估基準時間為民國106年6月2日)，核二廠為2號機停機後688天(評估基準時間為民國112年3月15日)。(差異)
DBA 輻射源項	(1) 全功率運轉階段根據法規指引1.3(核二廠)與1.4(核三廠)，與各廠FSAR現行執照基準來定義條件參數(核三廠)。 (2) 使用RADTRADV3.03程式建立DBA LOCA放射性核種傳輸及移除的模型。 (3) 計算事故第1天、第2天、第3天、第4~7天期間的累積外釋分率。 (4) 全功率運轉階段之DBA輻射源項分析參考「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-大破口冷卻水流失事故」以及「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-大破口冷卻水流失事故」。 (5) 除役過渡階段前期(核一、二廠)之DBA輻射源項分析參考「核一廠除役過渡階段前期控制室包封內漏率允許限值分析報告」。	(1) 全功率運轉階段根據法規指引1.4，與核三廠FSAR現行執照基準來定義條件參數。(沿用) (2) 全功率運轉階段(核三廠)與除役過渡階段前期(核一、二廠)使用RADTRADV3.03程式建立DBA LOCA放射性核種傳輸及移除的模型。(沿用) (3) 計算事故第1天、第2天、第3天、第4~7天期間的累積外釋分率。(沿用) (4) 全功率運轉階段(核三廠)之DBA輻射源項分析參考「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-大破口冷卻水流失事故」。(沿用) (5) 除役過渡階段前期(核一、二廠)之DBA輻射源項分析參考「核一廠除役過渡階段前期控制室包封內漏率允許限值分析報告」。(沿用)
一、二階PRA	(1) 分析工具：WinNUPRA 與WinNUCAP 程式。 (2) 使用前次EPZ所用之一階PRA模式，更新至最新數據。 (3) 使用前次各廠的二階PRA 模式。 (4) 核一廠由功率運轉模式改為除役過渡階段前期模式；核二廠新增除役過渡階段前期模式。	(1) 分析工具：WinNUPRA 與WinNUCAP 程式。(沿用) (2) 核一、二廠使用前次EPZ所用之一階PRA模式；核三廠在前次EPZ所用之一階PRA模式之基礎上，反應器冷卻水泵加裝PSDS之效益，對模式予以修正。(差異) (3) 核二廠已無二階PRA 模式；核三廠基於前次的二階PRA 模式，反應一階PRA模式之修正，

		對二階PRA 模式做對應之修正(如會引起爐心熔損之序列編號變更)。(差異) (4) 核二廠刪除全功率運轉模式。(差異)
嚴重事故輻射源項	(1) 分析工具：採用當時最新版MAAP5.04 計算嚴重事故輻射外釋源項。 (2) 依據PRA分析結果顯示對各STC類別之序列定義出事故情節，作為下游MAAP運跑輸入參數的依據。 (3) 考量各廠嚴重事故處理指引(SAG)，例如設定點與救援系統之優先次序。 (4) 計算事故第1天、第2 天、第3 天、第4~7天期間的累積外釋分率。	(1) 分析工具：採用MAAP5.04計算嚴重事故輻射外釋源項。(沿用) (2) 依據PRA分析結果顯示對各STC類別之序列定義出事故情節，作為下游MAAP運跑輸入參數的依據。(沿用) (3) 考量各廠嚴重事故處理指引(SAG)，例如設定點與救援系統之優先次序。(沿用) (4) 計算事故第1天、第2 天、第3 天、第4~7天期間的累積外釋分率。(沿用)
氣象塔資料	(1) 資料採用民國104年至108年廠區氣象塔資料。 (2) 依照各類事故排放高度選擇以相對高度較接近之資料，並將風速修正至離地表 10公尺處。 (3) 使用 stratified randomnessampling，以每小時進行氣象資料取樣(即一天有24組氣象數據)，樣本等同母體。	(1) 資料採用民國108年至112年廠區氣象塔資料。(差異) (2) 依照各類事故排放高度選擇以相對高度較接近之資料，並將風速修正至離地表 10公尺處。(沿用) (3) 使用 stratified randomnessampling，以每小時進行氣象資料取樣(即一天有24組氣象數據)，樣本等同母體。(沿用)
大氣擴散模式	(1) 評估程式採用WinMACCS/MACCS 3.7。 (2) 以 RG 1.145 煙羽蜿蜒模式計算煙羽蜿蜒因數，該模式以排放持續時間 1 小時為基礎，並考量風速及大氣穩定度之影響。	(1) 評估程式採用WinMACCS/MACCS 3.7。(沿用) (2) 以 RG 1.145 煙羽蜿蜒模式計算煙羽蜿蜒因數，該模式以排放持續時間 1 小時為基礎，並考量風速及大氣穩定度之影響。(沿用)
擴散模式參數	(1) 以 4 煙羽分別設定事故第 1 天、第 2 天、3 天、第 4~7 天期間之活度。 (2) 地貌修正為粗糙長度之郊區，其 Sigma z 線性修正因數為 $(100/3)^{0.2} = 2.02$。	(1) 以 4 煙羽分別設定事故第 1 天、第 2 天、3 天、第 4~7 天期間之活度。(沿用) (2) 地貌修正為粗糙長度之郊區，其 Sigma z 線性修正因數為 $(100/3)^{0.2} = 2.02$。(沿用)
劑量模式參數	(1) 雲團屏蔽因數: 0.6 (2) 地表屏蔽因數: 0.6 (3) 呼吸率: 4.17E-04 m³/s (ICRP71)	(1) 雲團屏蔽因數: 0.6(沿用) (2) 地表屏蔽因數: 0.6(沿用) (3) ¹呼吸率: 2.66E-04 m³/s (差異) (NUREG/CR-4551)

¹ 本報告於早期效應之7天內保守地不考量疏散(即原地正常生活7天)，因此，呼吸率採用成人一般活動下之平均數值。即成人每天睡眠 8 小時並在清醒時進行輕度活動，其平均呼吸率為2.66E-04m³/s，若呼吸率定為4.17E-04 m³/s，則表示成人一天24小時都處在輕度活動，這並不符合正常人的生活狀態。

表5-2 全功率運轉階段與除役過渡階段前期EPZ分析相關技術要項差異之比較表

技術要項	全功率運轉階段(核三廠)	除役過渡階段前期(核一、二廠)
爐心活度盤存量	(1) 使用ORIGEN 2程式並根據爐心設計來計算各廠爐心活度盤存量。 (2) 考量各廠功率提升後之實際功率值。 (3) 計算出來的爐心活度盤存量皆為停機時的計算結果。	(1) 核一、二廠評估事故發生時間為民國114年1月31日，使用ORIGEN 2程式並根據爐心設計與停機時間來計算各廠爐心活度盤存量。(核一廠為2號機停機後2800天，評估基準時間民國106年6月2日；核二廠為2號機停機後688天，評估基準時間民國112年3月15日) (2) 核一、二廠評估事故發生時間為民國114年1月31日，使用ORIGEN 2程式並根據嚴重事故時間來計算SFP總活度盤存量。 (3) 以計算每束用過燃料束方式得到SFP的活度盤存量。 (4) 計算出來的盤存量皆有考慮冷卻時間(依各廠設計狀況)，盤存量經過冷卻時間後，短半衰期之核種存量會大幅下降。

DBA 輻射源項	(1) 使用 RADTRADv3.03 程式建立 DBA LOCA 放射性核種傳輸及移除的模型。 (2) 計算事故第 1 天、第 2 天、第 3 天、第 4~7 天期間的累積外釋分率。 (3) 核三廠全功率運轉階段之 DBA 輻射源項分析參考法規指引 1.4、核三廠 FSAR 現行執照基準及「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-大破口冷卻水流失事故」。	(1) 使用 RADTRADv3.03 程式建立 DBA LOCA 放射性核種傳輸及移除的模型。 (2) 計算事故第 1 天、第 2 天、第 3 天、第 4~7 天期間的累積外釋分率。 (3) 除役過渡階段之 DBA 輻射源項分析參考核一廠 PDSAR 與核二廠 PDSAR 之現行執照基準及"核一廠除役過渡階段控制室包封內漏率允許限值分析報告"。
一、二階 PRA	(1) 分析工具：WinNUPRA 與 WinNUCAP 程式。 (2) 核三廠使用前次 EPZ 所用之 PRA 模式。 (3) 核三廠使用前次的二階 PRA 模式。	(1) 分析工具：WinNUPRA。 (2) 核一、二廠為除役過渡階段前期模式。

嚴重事故輻射源項	(1) 分析工具：採用MAAP5.04計算嚴重事故輻射外釋源項。 (2) 依據PRA分析結果顯示對各STC類別之序列定義出事故情節，作為下游MAAP運跑輸入參數的依據。 (3) 考量各廠嚴重事故處理指引(SAG)，例如設定點與救援系統之優先次序。 (4) 計算事故第1天、第2天、第3天、第4~7天期間的累積外釋分率。	(1) 分析工具：採用MAAP5.04計算嚴重事故輻射外釋源項。 (2) 依據PRA分析結果顯示對各STC類別之序列定義出事故情節，作為下游MAAP運跑輸入參數的依據。 (3) 考量各廠嚴重事故處理指引(SAG)，例如設定點與救援系統之優先次序。 (4) 計算事故第1天、第2天、第3天、第4~7天期間的累積外釋分率。
氣象塔資料	(1) 資料採用民國108年至112年廠區氣象塔資料。 (2) 依照各類事故排放高度選擇以相對高度較接近之資料，並將風速修正至離地表10公尺處。 (3) 使用 stratified randomsampling，以每小時進行氣象資料取樣(即一天有24組氣象數據)，樣本等同母體。	(1) 資料採用民國108年至112年廠區氣象塔資料。 (2) 依照各類事故排放高度選擇以相對高度較接近之資料，並將風速修正至離地表10公尺處。 (3) 使用 stratified randomsampling，以每小時進行氣象資料取樣(即一天有24組氣象數據)，樣本等同母體。
大氣擴散模式	(1) 評估程式採用WinMACCS/MACCS 3.7。 (2) 以RG 1.145煙羽蜿蜒模式計算煙羽蜿蜒因數，該模式以排放持續時間1小時為基礎，並考量風速及大氣穩定度之影響。	(1) 評估程式採用WinMACCS/MACCS 3.7。 (2) 以RG 1.145煙羽蜿蜒模式計算煙羽蜿蜒因數，該模式以排放持續時間1小時為基礎，並考量風速及大氣穩定度之影響。
擴散模式參數	(1) 以4煙羽分別設定事故第1天、第2天、第3天、第4~7天期間之活度。 (2) 地貌修正為粗糙長度之郊區，其Sigma z 線性修正因數為$(100/3)^{0.2}=2.02$。	(1) 以4煙羽分別設定事故第1天、第2天、第3天、第4~7天期間之活度。 (2) 地貌修正為粗糙長度之郊區，其Sigma z 線性修正因數為$(100/3)^{0.2}=2.02$。

劑量模式參數	(1) 雲團屏蔽因數: 0.6 (2) 地表屏蔽因數: 0.6 呼吸率:2.66E-04 m ³ /s	(1) 雲團屏蔽因數: 0.6 (2) 地表屏蔽因數: 0.6 (3) 呼吸率:2.66E-04 m ³ /s
--------	--	--

6. 結論

本報告依「核子事故緊急應變法施行細則」第四條規定，進行緊急應變計畫區檢討修正評估，延續前次民國111年之評估方法，主要更新爐心與用過燃料池活度盤存量以及輻射源項，包括各廠址的爐心活度盤存量以及各類事故外釋活度之評估，亦納入因地震、海嘯事件所造成的影響，最後結合民國108年至民國112年之廠區氣象監測資料，完成評估各廠五年內相對應之設計基準事故劑量最大值，以及嚴重事故各劑量之發生機率。此次分析包括“核三廠全功率運轉階段”以及“核一、二廠之除役過渡階段前期”，評估結論歸納如下：

1. 核一廠除役過渡階段前期，若爐心發生設計基準事故，半徑為0.3公里處(廠界)的有效劑量小於50 mSv，可符合設計基準事故所造成之七日內劑量低於50 mSv之評估準則；若爐心發生燃料熔損事故，半徑同為0.3公里處超出50 mSv之年機率小於 $3.0E-05$ ，超出2 Sv之年機率也小於 $3.0E-06$ 。
2. 核二廠除役過渡階段前期，若爐心發生設計基準事故，半徑為0.3公里處(廠界)的有效劑量小於50 mSv，可符合設計基準事故所造成之七日內劑量低於50 mSv之評估準則；若爐心與用過燃料池發生燃料熔損事故，半徑同為0.3公里處超出50 mSv之年機率小於 $3.0E-05$ ，超出2 Sv之年機率也小於 $3.0E-06$ 。
3. 核三廠全功率運轉階段，若爐心發生設計基準事故，半徑為0.5公里處的有效劑量小於50 mSv，可符合設計基準事故所造成之七日內劑量低於50 mSv之評估準則；若爐心發生燃料熔損事故，半徑為0.5公里處超出50 mSv之年機率小於 $3.0E-05$ ，半徑為2.0公里處超出2 Sv之年機率也小於 $3.0E-06$ 。

總結此次EPZ檢討修正結果，本報告依「核子事故緊急應變法施行細則」第三條準則評估，評估結果揭示核一、二、三廠EPZ半徑皆小於2.0公里範圍內。因應緊急應變計畫區檢討頻次為三年一次，為預先評估核三廠於除役後，爐心燃料全部退出之情境，本報告另預先分析除役階段島區運轉期之緊急應變計畫區範圍(如附件A)，惟分析所採用之假設條件尚未經管制機關審查通過，相關分析結果僅供參考。

7. 參考文獻

7.1 正文文獻

- [1] 「核子事故緊急應變法」，民國九十二年十二月二十四日總統公布，民國九十四年四月二十日行政院發布，自民國九十四年七月一日施行。
- [2] H. E. Collins and B. K. Grimes, “Planning Basis For The Development Of State And Local Government Radiological Emergency Response Plans In Support Of Light Water Nuclear Power Plants,” NUREG-0396, EPA 520/1-78-016, Dec 1978.
- [3] USNRC, “Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants: Final Report,” NUREG-0654, FEMA-REP-1, Revision 2, Dec 2019.
- [4] 「核一、二、三 廠緊急應變計畫區檢討修正」，台灣電力股份有限公司，民國一百一十一年一月。
- [5] 「核子事故緊急應變法施行細則」，民國一百一十一年十月五日行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)會修正發布。
- [6] 「核子事故民眾防護行動規範」，民國九十四年七月十五日行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)發布。
- [7] D. Chanin and M. L. Young, “Code Manual for MACCS 2: Preprocessor Codes COMIDA2, FGRDCF, IDCF2,” May 1998.
- [8] D. Chanin and M. L. Young, “Code Manual for MACCS 2: User’s Guide,” May 1998.
- [9] NuScale Power, LLC, “Methodology for Establishing the Technical Basis for Plume Exposure Emergency Planning Zones at NuScale Small Modular Reactor Plant Sites,” TR-0915-17772-P, Rev.3, 2022
- [10] 「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」，核能研究所核子工程組(現為國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所)/台灣電力股份有限公司，民國一百零二年十二月。

- [11] 「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」安全評估報告，行政院原子能委員會核能管制處(現為核能安全委員會核安管制組)，NRD-SER-104-05，民國一百零五年二月一日。
- [12] 「核三廠全功率運轉階段、除役階段島區運轉期爐心與用過燃料池之活度盤存量計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-005-01，民國一百一十三年三月。
- [13] 「嚴重事故分析相關核種數據計算」，核能研究所核子工程組(現為國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所)，民國一百零四年九月。
- [14] Taiwan Power Company, “Final Safety Analysis Report of the Maanshan Nuclear Power Station Unit 1&2,” Amendment 46, 2016.
- [15] 「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(大破口冷卻水流失事故)」，核能研究所核子工程組(現為國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所)/台灣電力股份有限公司，民國一百零六年六月。
- [16] 「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(大破口冷卻水流失事故)」安全評估報告，行政院原子能委員會核能管制處(現為核能安全委員會核安管制組)，NRD-SER-106-15，民國一百零六年十月三十一日。
- [17] USNRC, “Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors,” Regulatory Guide 1.3 Rev.2, 1974.
- [18] 「114年緊急計畫區重估之核三廠設計基準事故輻射源項分析」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-006-01，民國一百一十三年三月。
- [19] 「核三廠嚴重事故進展、源項事故序列與外釋風險頻率分析」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-007-01，民國一百一十三年三月。
- [20] 「114年核三廠緊急計畫區MAAP5程式輻射源項計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-008-01，民國一

百一十三年三月。

- [21] 「核一廠除役過渡階段前期爐心之活度盤存量計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-009-01，民國一百一十三年三月。
- [22] 「核二廠除役過渡階段前期爐心與用過燃料池之活度盤存量計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-010-01，民國一百一十三年三月。
- [23] Taiwan Power Company, “Pre-Defueled Safety Analysis Report for Chinshan Station Units 1 &2,” Amendment 1, 2019.
- [24] Taiwan Power Company, “Pre-Defueled Safety Analysis Report of the Kuosheng Nuclear Power Station Unit 1&2,” Amendment 0, 2021.
- [25] 「核一廠除役過渡階段控制室包封內漏率允許限值分析報告」，台灣電力股份有限公司，民國一百零九年四月。
- [26] 「114年緊急計畫區重估之核一廠設計基準事故輻射源項分析」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-011-01，民國一百一十三年三月。
- [27] 「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-PRA-10A16805-REP-010-01，民國一百一十三年三月。
- [28] 「114年緊急計畫區重估之核二廠設計基準事故輻射源項分析」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-013-01，民國一百一十三年三月。
- [29] 「114年核一廠緊急計畫區MAAP5程式輻射源項計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-014-01，民國一百一十三年三月。
- [30] 「核二廠嚴重事故進展、源項事故序列與外釋風險頻率分析」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-015-01，

民國一百一十三年三月。

[31] 「核二廠除役許可申請及除役作業規劃(第七章)」，台灣電力股份有限公司，民國一百零六年九月。

[32] USNRC, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” NUREG-1738, 2001.

[33] 「114年核二廠緊急計畫區MAAP5程式輻射源項計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-012-01，民國一百一十三年三月。

[34] M. Smith, “Recommended Guide for the Prediction of the Dispersion of Airborne Effluents,” New York, 1968.

[35] H. D. Brenk and K. Vogt, “The Calculation of Wet Deposition from Radioactive Plumes,” Nuclear Safety, 1981.

[36] J. A. Jones, “The Uncertainty in Dispersion Estimates Obtained from the Working Group Models,” Chilton, Didcot, Oxon, United Kingdom, 1986.

[37] USNRC, “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters,” NUREG/CR-4551, 1990.

[38] WHO, “Preliminary dose estimation from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan Earthquake and Tsunami,” 2012.

[39] H. Yoshida-Ohuchi, M. Hosoda, T. Kanagami, M. Uegaki and H. Tashima, “Reduction factors for wooden houses due to external γ -radiation based on in situ measurements after the Fukushima nuclear accident,” Scientific Reports, 2014.

7.2 附件文獻

[A1] D. Chanin and M. L. Young, “Code Manual for MACCS 2: Preprocessor Codes COMIDA2, FGRDCF, IDCF2,” May 1998.

[A2] D. Chanin and M. L. Young, “Code Manual for MACCS 2: User’s Guide,” May 1998.

[A3] 「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」，核能研究所核子工程組(現為國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所)/台灣電力股份有限公司，民國

一百零二年十二月。

- [A4] 「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」安全評估報告，行政院原子能委員會核能管制處(現為核能安全委員會核安管制組)，NRD-SER-104-05，民國一百零五年二月一日。
- [A5] 「核三廠除役計畫」，台灣電力股份有限公司，民國一百一十二年四月。
- [A6] 「核三廠全功率運轉階段、除役階段島區運轉期爐心與用過燃料池之活度盤存量計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-005-01，民國一百一十三年三月。
- [A7] 「嚴重事故分析相關核種數據計算」，核能研究所核子工程組(現為國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所)，民國一百零四年九月。
- [A8] Taiwan Power Company, “Final Safety Analysis Report of the Maanshan Nuclear Power Station Unit 1&2,” Amendment 46, 2016.
- [A9] 「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故)」，核能研究所核子工程組(現為國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所)/台灣電力股份有限公司，民國一百一十一年九月。
- [A10] 「核三廠嚴重事故進展、源項事故序列與外釋風險頻率分析」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-007-01，民國一百一十三年三月。
- [A11] USNRC, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” NUREG-1738, 2001.
- [A12] 「114年核三廠緊急計畫區MAAP5程式輻射源項計算」，國家原子能科技研究院原子能系統工程研究所，DNSE-MG-11A16809-REP-008-01，民國一百一十三年三月。
- [A13] USNRC, “Emergency Planning for Decommissioning Nuclear Power Reactors,” DG-1346 (RG 1.235), 2022.

附件A 核三廠除役階段之緊急應變計畫區分析

A.1 評估執行方法說明

本文件係依據「核子事故緊急應變法施行細則」規定的評估準則，進行設計基準事故及嚴重事故之評估。核三廠除役階段之緊急應變計畫區評估作業所需主要資料，包括用過燃料池活度盤存量、輻射源項(係指圍阻體或用過燃料池廠房一開始外釋至環境的分裂產物外釋比例)、各事故之外釋時序與外釋高度、及相對應之全年氣象逐時資料(即民國108年至民國112年氣象資料)，再以MACCS 3.7^[A1,A2]程式進行事故影響之劑量評估，最終可依劑量及劑量機率之評估結果，作為緊急應變計畫區範圍劃定之參考，整體評估架構如圖3-1。為利於報告之可讀性，核三廠除役階段之EPZ檢討修正所使用之計算工具彙整，參閱表3-1，此外，針對DBA與SA之氣象參數彙整於表A-1與A-2。

本次的評估事故發生時間為民國115年11月17日，並且以此時間核三廠之組態進行EPZ檢討修正，核三廠停機後其爐心燃料可全數移出至用過燃料池，與核一、二廠狀況不同，故核三廠除役過渡階段無定義前後期。依除役計畫第5章所示，用過燃料移至乾式貯存設施前，用過燃料將暫存於用過燃料池內，此過渡階段將建立用過燃料池島區，島區開始運轉時間預計為2號機永久停機後18個月(即民國115年11月17日，此刻為爐心燃料全數移至用過燃料池，且島區運轉之際)。

本次EPZ檢討修正之機組選用核三廠2號機進行分析，原因在於2號機停機時間較晚，離事故評估發生時間(115/11/17)較短(冷卻時間較短)，因此，用過燃料池活度盤存量以及衰變熱都會較大。DBA以單機組考量(一部2號機)，SA則以雙機組考量(兩部2號機)，SA雙機組作法為依據單一機組用過燃料池活度盤存量計算輻射源項，最後在MACCS 3.7中會將用過燃料池活度盤存量乘上2(雙機組)，再進行EPZ劑量分析。

表A-1 設計基準事故之氣象參數表

事故類型	電廠組態	主要風向	主要大氣 穩定度	主要風 速區間 (m/s)	雨量(全 年佔比 (%))	煙羽排放 高度(m)
FHA	核三廠 (除役階 段)	東北風及 北北東風	Class A/B	1-2、 2-3、 3-4 與 > 6	5.5	28.6

表A-2 嚴重事故之氣象參數表

事故類型	電廠組態	主要風向	主要大氣 穩定度	主要風 速區間 (m/s)	雨量(全 年佔比 (%))	煙羽排放 高度(m)
LOOP	核三廠 (除役階 段)	東北風及 北北東風	Class A/B	1-2、 2-3、 3-4 與 > 6	5.5	27.65

A.1.1 輻射源項

核三廠除役階段僅分析島區運轉期，因此，劑量評估所運用的輻射源項部份，包括SFP活度盤存量、分裂產物外釋分率以及排放時序等三部分：

1. SFP活度盤存量計算，採用美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)所開發之ORIGEN 2程式，因為核三廠島區運轉期間可能發生最嚴重之設計基準事故為燃料吊運事故(Fuel Handling Accident, FHA)，因此，分析最後一批從爐心吊掛至SFP的用過燃料，作為FHA分析時的活度盤存量；計算上依據核能電廠爐心活度盤存量計算方法^[A3,A4]，以FSAR第 15 章原始劑量評估使用的運轉功率，考慮停機時間進行核三廠設計基準事故分析使用之SFP活度盤存量計算；在核三廠嚴重事故SFP活度盤存量計算方面，則以核三廠提供的用過燃料束燃料資料來計算每束用過燃料束的活度盤存量，計算結果加總後即為SFP活度盤存量。以上計算結果為後續分裂產物外釋分率分析之源頭。
2. 設計基準事故之外釋輻射源項分析則以FHA為代表情節，採用美國聖地亞國家實驗室(SNL) 開發之RADTRAD 3.03程式，配合機組、核種及傳輸路徑等設定進行外釋分率評估；而嚴重事故則使用用過核子燃料熔損事故序列，並以MAAP 5.04程式進行外釋分率評估。MAAP 5.04程式為美國電力研究所(EPRI)主導下，由Fauske & Associates, Inc. (FAI)發展完成的嚴重事故分析工具。
3. 發生核子事故後之劑量分析依法規規範須考量事故後放射性核種連續 7 日排放之情形。在 MACCS 3.7劑量評估程式煙羽數目上限為 4 次及各煙羽持續時間不超過 24 小時之輸入限制下，將排放序列分割為第 1 天、第 2 天、第3 天以及第 4~7 天共 4 煙羽，而各煙羽排放持續時間設定為 24 小時(也就是說保守將第 4~7 天共 4 天的排放量，集中於第 4 天在 1 天內完全釋出)，以總排放濃度不變、連續 4 日排放之情況下，儘可能符合實際排放情況進行計算。針對各類事故劑量評估所引用之輸

入參數資料，將於以下各小節說明。

A.1.1.1 電廠運轉組態

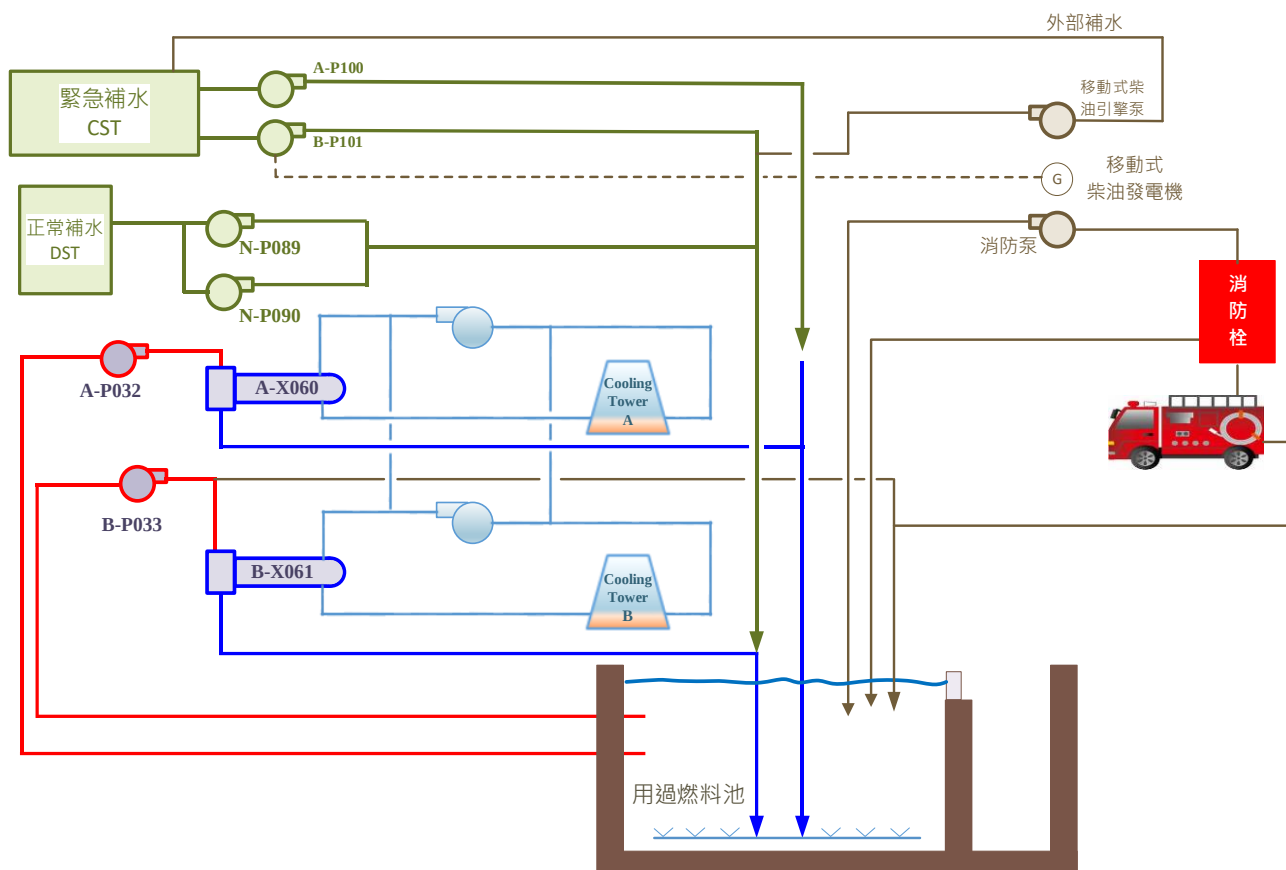
核三廠燃料池為一耐震一級鋼筋混凝土結構物並有不鏽鋼內襯，其所在位置為獨立之燃料廠房結構內，燃料廠房為耐震一級鋼筋混凝土結構物(FSAR Table 3.2-1)。燃料廠房內的空氣經偵測後抽出至大氣，並維持廠房負壓，以確保未經處理的氣體不會直接排出廠房，當發生FHA時，自動關閉正常抽風系統之風門，同時啟動緊急抽風過濾系統，使廠房空氣經過濾後才排至大氣。

用過燃料池之正常運轉著重兩個目標，一為確保用過核子燃料能夠保持被水覆蓋；另一為移除用過核子燃料所產生之衰變熱，確保用過燃料溫度保持在安全的範圍。在用過核子燃料等待移至乾式貯存的過程中上述兩個目標皆能達成時，即可確保其完整性不會因燃料過熱而被破壞。

核三廠運轉執照到期後，依核三廠除役計畫^[A5]第五章所示，用過燃料池將進行改建為用過燃料池島區繼續運作。運轉期間始於用過燃料池島區開始運作，結束於所有燃料移出用過燃料池島區。

核三廠建置用過燃料池島區時，用過燃料池島區之設計概念係透過現行系統設備進行功能變更或設計修改，將重新配置用過燃料池及冷卻系統與其支援系統，使用過燃料池在除役階段島區運轉期將為一獨立運轉之系統，以排除對於其他廠房內的除污或拆除作業等除役作業之干擾，同時上述除役作業亦不會影響島區正常運轉。

本節電廠運轉組態主要著眼於用過燃料池島區獨立運轉，在此期間爐心已無用過燃料。用過燃料池島區的系統列表可參考核三廠除役計畫第五章^[A5]表5-17，島區系統涉及電力相關系統、用過燃料池島區支援系統、用過燃料池島區控制盤面、用過燃料池島區區域輻射偵測系統、用過燃料池島區消防系統及用過燃料池冷卻水系統冷卻水塔，其中用過燃料池冷卻水系統冷卻水新增氣冷式冷卻水塔及所屬循環水泵，以做為兩個熱交換器之熱沉。核三廠用過燃料池冷卻與補水如圖A-1所示，該圖為參考核三廠除役計畫^[A5]第五章圖5-4進行重繪。



圖A-1 核三廠用過燃料池冷卻與補水示意圖

核三廠用過燃料池島區的冷卻系統係由兩串100%容量的冷卻支系統所組成，移除用過燃料所產生的衰變熱，每串包括一水平離心泵，U型管束熱交換器、濾網、閥組和運轉所需之儀器組成，熱交換器的冷卻水係來自島區二次側系統，島區二次側系統主要的元件包含二個循環水泵、二座冷卻水塔及其管路、儀控及電源，平時運轉一串，另一串做為備用。

正常運轉時，用過燃料衰變熱傳遞至冷卻水，冷卻水再經熱交換器降溫後回到池中，熱交換器傳遞至島區二次側系統的熱，依賴島區二次側冷卻水塔將衰變熱傳遞至大氣中。用過燃料池島區補水則有三套策略，正常補水使用除礦水傳送及儲存系統來補充燃料池正常蒸發，緊急補水則是使用冷凝水儲存槽做為補水來源，最後透過特定重大事故策略做為外部緊急補水使用。

上述系統在所有燃料移出用過燃料池島區後，電廠組態進入用過燃料池島區廠房除污期間，用過燃料池島區及相關系統皆停止運轉並開始進行除污及拆除作業。

A.1.1.2 用過燃料池活度盤存量

核三廠除役階段島區運轉期的事故發生時間設定為2號機停機後18個月(爐心燃料全數移至用過燃料池，且島區運轉之際)，島區運轉期間可能發生最嚴重之設計基準事故為FHA，因此，分析上採用最後一批從爐心吊掛至SFP的爐心燃料(冷卻時間18個月)，作為FHA分析時的活度盤存量，DBA部分計算模式是根據「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」^[A3,A4]，使用ORIGEN 2程式，由衰變數據、光子數據及截面與分裂產物產率等數據庫，配合爐心燃料相關資料包含熱功率、燃料數目、比功率、鈾濃縮度、累積燃耗值、平均燃耗天數等^[A6]，重要的計算參數值列於表A-3，計算結果列於表A-4-1。SA部分因核三廠週期29結束後，爐心內的所有用過燃料束皆可放到SFP，故SFP活度盤存量計算應考量容納週期1至週期29用過燃料束之情況；本報告以2號機的SFP作為分析目標，SFP活度盤存量使用ORIGEN 2程式，設定衰變數據、光子數據及截面與分裂產物產率等數據庫，配合用過燃料束相關資料包含熱功率、比功率、鈾濃縮度、累積燃耗值、實際燃耗天數等，來計算每束用過燃料束的活度盤存量。相較於前次使用統計方法來評估用過燃料池盤存量，本次計算每束燃料束的盤存量更能如實評估用過燃料池的活度盤存量，將週期1至29每束用過燃料束計算結果加總後，即可獲得核三廠SFP活度盤存量^[A6]，計算結果列於表A-4-2。

核三廠SFP的活度盤存量包括週期1至29燃料束，週期1至26燃料束資料為核三廠提供。週期27至29的燃料束活度盤存量則以預估方式評估，僅選取退出燃料束數目作為修正參數，比例修正週期26燃料束活度盤存量，以此得到週期27至週期29的燃料束活度盤存量，例如週期27燃料束的活度盤存量 $=$ (週期27預估退出燃料束數目/週期26退出燃料束數目) $\times$ (週期26燃料束的活度盤存量)，週期27至週期29預估退出燃料束數目亦為核三廠提供(參閱表A-5)。

表A-3 除役階段島區運轉期核三廠ORIGEN 2重要參數設定^[A7]

	核三 DBA ¹
熱功率(MWt)	2914
燃料束數目	157
比功率(MWt/MTU)	43.91
累積燃耗值 (MWD/MTU)	62000
鈾濃縮度(%)	5
平均燃耗天數(Day)	1412.13

¹ DBA事故以105%原始執照功率為假設功率(依FSAR要求)，計算FHA分析時活度盤存量。

表A-4-1 核三廠除役階段島區運轉期FHA計算時(DBA)之活度盤存量(Ci)

<i>Nuclide</i>	<i>核三 DBA¹</i>
I-131	2.11E-15
I-132	0.00E+00
I-133	0.00E+00
I-134	0.00E+00
I-135	0.00E+00
Kr-83m	0.00E+00
Kr-85m	0.00E+00
Kr-85	7.67E+03
Kr-87	0.00E+00
Kr-88	0.00E+00
Kr-89	0.00E+00
Xe-131m	3.12E-10
Xe-133m	0.00E+00
Xe-133	5.80E-26
Xe-135m	0.00E+00
Xe-135	0.00E+00
Xe-138	0.00E+00

¹ DBA計算假設破損314根燃料棒(非燃料束)，此盤存量僅為破損之燃料棒結果。

附註：表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表A-4-2 核三廠除役階段島區運轉期之SA單一SFP活度盤存量(Ci)

<i>Nuclide</i>	<i>核三 SFP^{1,2}</i>
Kr-85	4.66E+06
Kr-85m	0.00E+00
Kr-87	0.00E+00
Kr-88	0.00E+00
Xe-131m	3.38E-08
Xe-133	0.00E+00
Xe-133m	0.00E+00
Xe-135	0.00E+00
Xe-135m	0.00E+00
Xe-138	0.00E+00
I-131	2.16E-13
I-132	0.00E+00
I-133	0.00E+00
I-134	0.00E+00
I-135	0.00E+00
Cs-134	2.37E+07
Cs-136	1.02E-06
Cs-137	8.36E+07
Rb-86	2.51E-04
Rb-88	0.00E+00
Rb-89	0.00E+00
Y-90	5.95E+07
Y-91	1.56E+05
Y-92	0.00E+00
Y-93	0.00E+00
Zr-95	3.79E+05
Zr-97	0.00E+00
Nb-95	8.40E+05
Mo-99	0.00E+00
Te-127	3.92E+04
Te-127m	4.01E+04
Te-129	2.79E+01
Te-129m	4.29E+01
Te-131m	0.00E+00
Te-132	0.00E+00
Te-134	0.00E+00
Sb-127	0.00E+00
Sb-129	0.00E+00
Sr-89	4.22E+04
Sr-90	5.95E+07
Sr-91	0.00E+00
Sr-92	0.00E+00
Ba-139	0.00E+00
Ba-140	1.60E-05
Ru-103	7.17E+03

Ru-105	0.00E+00
Ru-106	2.47E+07
Rh-105	0.00E+00
Tc-99m	0.00E+00
Ce-141	1.06E+03
Ce-143	0.00E+00
Ce-144	4.30E+07
Pu-238	3.98E+06
Pu-239	3.66E+05
Pu-240	5.59E+05
Pu-241	6.19E+07
Np-239	2.47E+04
La-140	1.84E-05
La-141	0.00E+00
La-142	0.00E+00
Nd-147	5.77E-08
Pr-143	8.35E-05
Am-241	2.42E+06
Cm-242	3.19E+05
Cm-244	2.41E+06

¹ 冷卻時間為以每批燃料退出到SFP之時間計算至事故發生時間，核三廠2號機SFP事故發生時間則為停機後18個月(爐心燃料全數移至用過燃料池，且島區運轉之際)，預計為民國115年11月17日。

² 「核三 SFP」係指SFP內的用過燃料總活度。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表A-5 核三廠2號機週期27至29燃料運轉預估資訊

週期	B.O.C ¹	E.O.C ²	退出燃料數目
27	2021/12/9	2023/3/25	72
28	2023/5/11	2024/10/1	16
29	2024/11/12	2025/5/17	157

¹ B.O.C(Begin of Cycle)週期開始。

² E.O.C(End of Cycle)週期結束。

A.1.1.3 設計基準事故

核三廠除役期間，反應爐中的燃料已全數移至用過燃料池，依據核三廠FSAR^[A8]，電廠有多個設計基準事故，依電廠除役狀態重新篩濾後，評估FHA之外釋活度為最大，故分析中電廠之設計基準事故以FHA為代表，並以單機組事故情境進行輻射源項評估。

核三廠除役階段島區運轉期之FHA輻射源項分析工作主要參考已於107年1月5日獲行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)審查通過的「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故)」^[A9]，使用美國核管會認證之RADTRAD 3.03版，考慮廠房內滯留及核種的放射性衰變等因素，建立FHA放射性核種傳輸及移除的模型，求得核三廠設計基準事故之外釋輻射源項。

核三廠除役階段島區運轉期之FHA輻射源項分析是假設電廠停機後18個月於燃料廠房發生FHA事故，事故造成掉落燃料束全部燃料棒(264根)與存放於用過燃料池水中燃料束的50根燃料棒破損(共314根)，破損燃料棒間隙中的分裂產物全部釋出(燃料棒間隙中含有爐心活度盤存量10%的惰性氣體(Kr-85除外)、10% I-131以外的放射性碘同位素、30%的Kr-85及12%的I-131)，FHA發生後，由破損燃料棒釋出的放射性核種會經過SFP池水刮洗(假設99%放射性碘核種會被留置在SFP池水中)後進入燃料廠房，並假設燃料廠房中所有的放射性核種會在2個小時以內全部由燃料廠房排氣系統排放到大氣環境(假設排氣系統無過濾效果)。核三廠FHA之核種外釋到大氣環境的釋放點為燃料廠房排氣系統，依核三廠工程圖面ZF-702-P-2，排氣口高度相對廠址地表高度28.6公尺。

由以上可知，核三廠採用相對廠址地表高度28.6公尺，作為MACCS 3.7劑

量評估之外釋高度設定，相關輸入參數分別如表A-6及表A-7所示。

表A-6 核三廠除役階段島區運轉期之設計基準事故外釋參數表

Accident	Plume #	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
核三廠 (FHA)	1	24	0	0	0	28.6
	2	24	24	0	0	28.6
	3	24	48	0	0	28.6
	4	24	72	0	0	28.6

¹ 第4煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為24小時。

² TL為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個TL時間。

³ TLL為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH計算方式為各廠排放點至廠址地面的高度差。

表A-7 核三廠除役階段島區運轉期之設計基準事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
核三廠 (FHA)	1	3.9E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	2	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	3	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
	4	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00

¹ NG (Noble Gas)為惰性氣體。

附註:表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

A.1.1.4 風險評估與嚴重事故

核三廠考量用過燃料池島區系統運轉，重新進行風險評估之工作，檢視肇始事件、成功準則、事故序列、人為誤失事件及數據分析，參考核三廠除役計畫第五章用過燃料池島區運轉規劃發展事件樹及故障樹，推導出用過燃料池島區在事件發生後的事故序列，並以用過核子燃料未被冷卻水覆蓋做為事故序列之終端電廠狀態，並計算FUF，量化過程採用WinNUPRA軟體進行運跑模式[A10]。

核三廠燃料廠房不具氣密與包封功能，當發生嚴重事故，則保守假設放射性物質直接外釋大氣環境，參考NUREG-1738^[A11]在IDC與SDAs中，當滿足前述條件則可篩濾造成用過燃料池島區 LOCA之因素。因此，僅需考量喪失外電以及喪失冷卻之肇始事件，又以喪失外電所佔的風險最大，因而選擇喪失外電

(LOOP)代表事故的依據，其情節為喪失外電且無法回復下，並且無法對用過燃料池進行注水及冷卻，當用過核子燃料無水覆蓋而裸露，假設放射性物質直接外釋大氣環境。核三廠SFP嚴重事故的外釋輻射源項分析，採用更新的核三廠PRA事故序列與RC(SFP採用LOOP)的分析結果^[A10]，如表A-8所示，並以MAAP 5.04計算各類別之外釋輻射源項，核種群組外釋分率如表A-9所示^[A12]。

表A-8 核三廠除役階段島區運轉期之嚴重事故外釋參數表

Accident	Frequency (1/year)	Plume	¹ Release Duration (DR) (hr)	² Release Start Time (TL) (hr)	³ Release Alarm Time (TLL) (hr)	⁴ Release Heat (FPR) (Watts)	⁵ Release Height (RH) (m)
LOOP	5.55E-07	1	24	355.41	282.42	3.82E+07	27.65
		2	24	379.41	282.42	2.84E+06	27.65
		3	24	403.41	282.42	2.18E+06	27.65
		4	24	427.41	282.42	1.21E+06	27.65

¹ 第4煙羽的排放量為第四天至第七天的總和，但排放時間則因分析程式設定上限為24小時。

² TL為外釋開始時間，對應四個煙羽會有四個TL時間。

³ TLL為外釋警告時間，對廠外民眾採取疏散措施發佈通知的時間。

⁴ FPR為外釋煙羽之能量釋放率(Heat Rate)。

⁵ RH計算方式為各廠排放點至廠址地面的高度差(根據用過燃料廠房工程圖(圖號:C-ZF-603、C-ZF-605、C-ZF-606)，廠房標高190尺7吋，地面標高略低於100尺，因此廠房高度設定為27.65公尺)。

附註: 表列數值由科學記號表示者，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

表A-9 核三廠除役階段島區運轉期之嚴重事故核種群組外釋分率

Accident	Plume	Group								
		1 ¹ NG	2 I	3 Rb-Cs	4 Sb-Te	5 Sr	6 Ru	7 La	8 Ce	9 Ba
LOOP	1	1.98E-01	1.16E-01	1.16E-01	8.14E-02	1.19E-02	2.98E-02	6.50E-05	1.08E-03	2.65E-02
	2	3.48E-01	1.93E-01	1.94E-01	2.02E-01	3.28E-02	1.01E-01	1.86E-04	2.79E-03	8.06E-02
	3	9.51E-02	5.54E-02	5.66E-02	4.90E-02	1.16E-02	3.58E-02	7.42E-05	5.08E-04	2.21E-02
	4	3.57E-01	9.46E-02	9.46E-02	3.50E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.27E-02

¹ NG (Noble Gas)為惰性氣體。

附註: 表列數字由科學記號表示，因小數點取位關係會與實際數值有些微誤差。

A.2 核三廠除役階段之緊急應變計畫區分析結果

依據民國 94 年 7 月 15 日行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)發布之「核子事故民眾防護行動規範」，其中疏散措施的干預基準為可減免劑量於七天內達 50 至 100 mSv。由於核子事故之發生有時序性、階段性，而且是漸進的，當有嚴重輻射外釋之虞時，大部分事故應有足夠前置時間可預先評估並及時採取疏散措施以減少民眾可能接受的輻射劑量，因此，將疏散防護行動的可減免劑量，假設相當於事故發生後，在不採取任何防護行動下預期七天的累積劑量。本報告係依疏散措施的干預基準進行 50 mSv 之評估(保守)，以供後續緊急應變計畫區範圍或執行民眾防護行動之參考。

有關設計基準事故評估之準則，主要依據「核子事故緊急應變法施行細則」第三條第一項第一款規定：設計基準事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，不超過核子事故民眾防護行動規範之疏散干預基準。第三條第一項第二款、第三款所述：爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範疏散干預基準之年機率應小於十萬分之三，超過 2 Sv 之年機率應小於百萬分之三。

本次核三廠考量除役階段後期用過燃料僅存放於用過燃料池島區，用過燃料池島區的運轉組態不同於運轉階段之組態，包含功率運轉與大修停機，因此依核三廠除役計畫第 5 章之內容建立用過燃料池島區之風險評估模型。考量用過燃料池島區可能之肇始事件，所得之燃料裸露頻率為 $5.55\text{E-}07/\text{yr}$ ，選用 LOOP 且緊急補水系統不可用做為放射性物質外釋事件來代表核三廠用過燃料池島區發生燃料熔損事故的風險。

核三廠在除役階段島區運轉期 DBA 只考量一種 SFP 外釋情節(FHA)，SA 則僅包含一種 SFP 外釋類別(LOOP)，如表 A-8 所示。DBA 外釋情節下，20 組氣象資料計算所得之劑量區間隨距離之變化，如圖 A-2 所示；SA 外釋類別依其發生頻率組合計算後，PAG 劑量(50 mSv)以及 2 Sv 之年超越機率隨距離之變化如圖 A-3 所示。

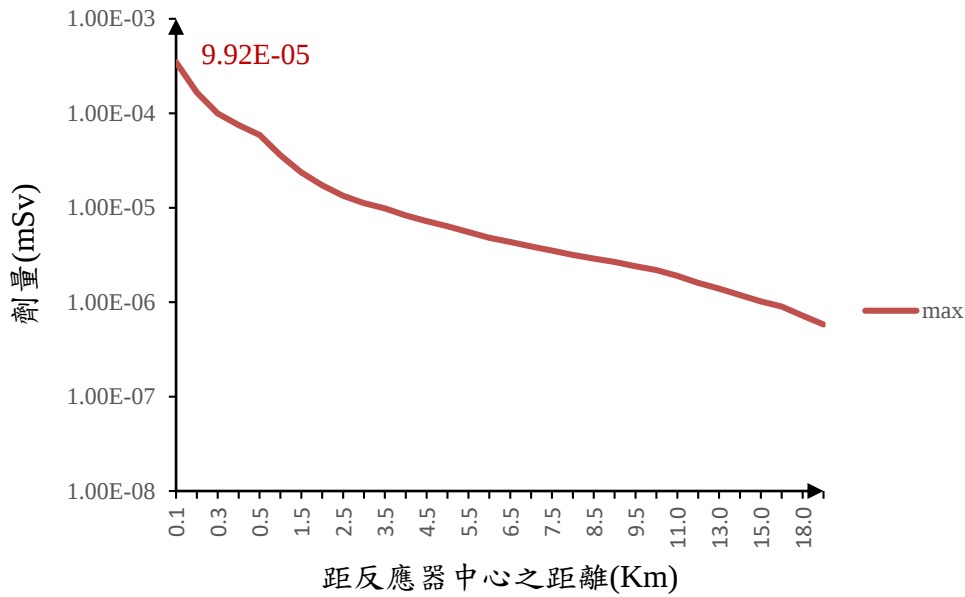
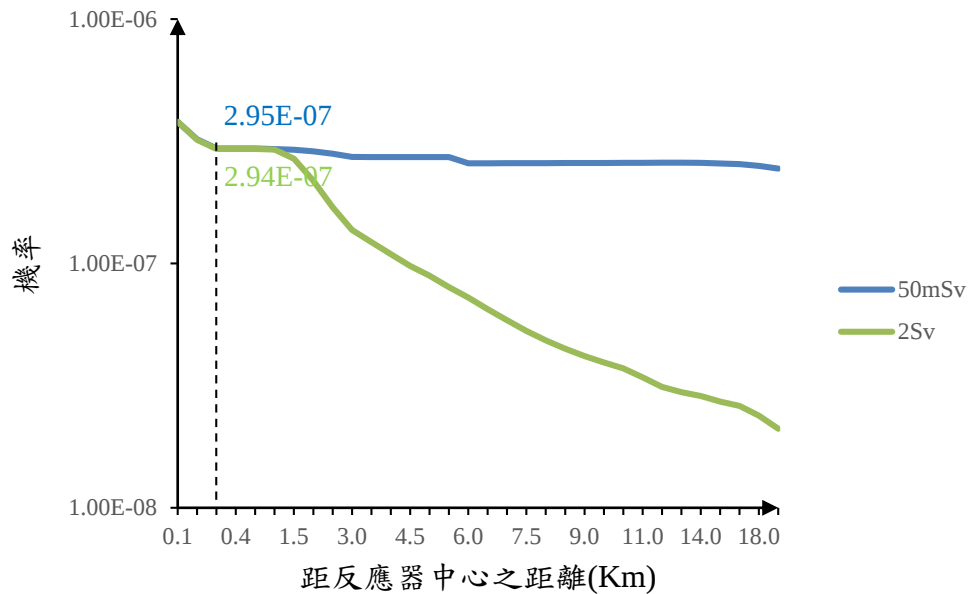


圖 A-2 核三廠除役階段島區運轉期 DBA 劑量與距離之關係

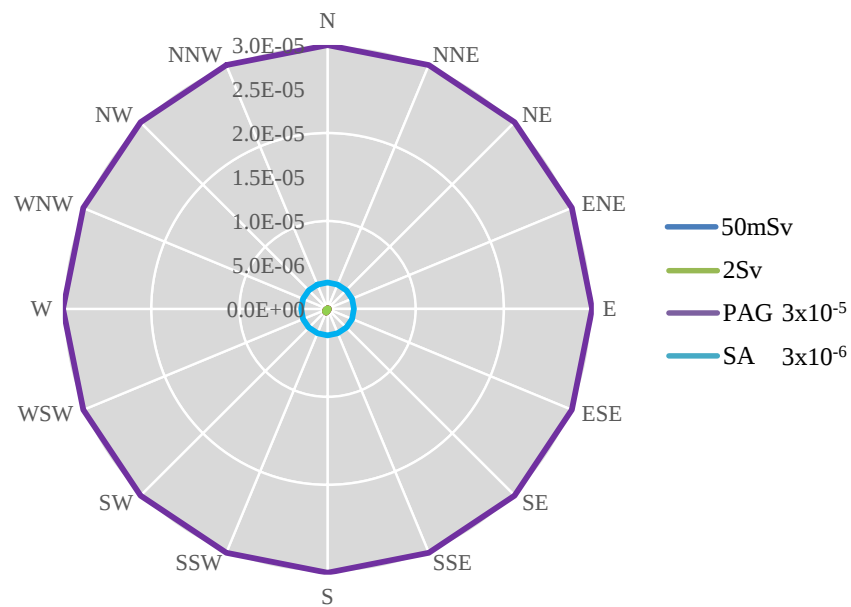
針對核三廠民國 108 年至 112 年間 20 組氣象資料，可計算出在 DBA 外釋情節下，16 方位各距離之劑量。保守假設以半徑 0.3 公里處為廠界，選定一個特定方位(16 方位之一)搭配民國 108 年(或其他年度)氣象塔高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出一劑量值，意即在 0.3 公里處，不同方位與氣象資料組合下，可計算出 320 個劑量值。圖 A-2 中紅色曲線(max)為各距離點劑量最大值之連線，由圖 A-2 可以看出 0.3 公里處之最大劑量為 $9.92\text{E-}05$ mSv，其值遠小於 50 mSv 之 PAG 劑量。

圖 A-2 為核三廠除役階段島區運轉期之 DBA 劑量結果，核三廠除役階段島區運轉期之 DBA 是考慮燃料吊運事故(FHA)，而核一、二廠除役過渡階段前期之 DBA 是考慮冷卻水流失事故(LOCA)，核一、二廠的 LOCA 事故中會假設全爐心燃料全部熔損，而核三廠的 FHA 事故中假設 314 根燃料破損，兩種不同事故由受損燃料外釋的放射性核種活度會相差很多，由表 A-7 及表 3-14 可以看出核一、二廠除役過渡階段前期與核三廠除役階段島區運轉期的設計基準事故核種群組外釋分率相差至少 2 個數量級，此為核三廠除役過渡階段 0.3 km 處的 DBA 劑量($9.92\text{E-}05$ mSv) 遠低於核一、二廠 0.3 km 處的 DBA 劑量($2.22\text{E-}03$ 與 $5.71\text{E-}02$)之主要原因，參閱圖 4-1 與圖 4-4。



圖A-3 核三廠除役階段島區運轉期劑量年超越機率與距離之關係

針對核三廠民國 108 年至 112 年間 20 組氣象資料，可計算出在個別 SA 外釋情節下，16 方位各距離點超越 50 mSv 及 2 Sv 之機率。以 0.3 公里為例(廠界)，選定一個特定方位(16 方位之一)搭配民國 108 年(或其他年度)氣象塔高層(或低層)強風(或微風)啟動之氣象資料可算出不同劑量之超越機率值，意即在 0.3 公里處，不同方位與氣象資料組合下，針對不同劑量(50 mSv 及 2 Sv)可分別計算出 320 個超越機率值。將核三廠除役階段島區運轉期一個外釋情境下，各距離點不同劑量(50 mSv 及 2 Sv)超越機率之計算結果與表 A-8 核三廠 SA 外釋頻率相乘後，加總可得知各距離點不同劑量(50 mSv 及 2 Sv)之年超越機率。圖 A-3 為各距離點不同劑量年超越最大值之連線，由圖 A-3 可看出 50 mSv 的年超越機率在 0.3 公里處為 2.95E-07，其值已小於 PAG 準則(3.0E-05)，而 2 Sv 之年超越機率在 0.3 公里處亦小於 SA 準則(3.0E-06)，其值為 2.94E-07。由於圖 A-3 之年超越機率曲線為 16 方位最大值，茲將 0.3 公里處 16 方位年超越機率整理如圖 A-4，圖中顯示 50 mSv 的年超越機率低於 PAG 限值(3.0E-05)，2 Sv 的年超越機率低於 SA 限值(3.0E-06)。



圖A-4 核三廠除役階段島區運轉期0.3公里處之劑量年超越機率

綜上所述，核三廠除役階段島區運轉期在0.3公里處(廠界)滿足「核子事故緊急應變法施行細則」第三條之規定，核三廠可以參考本報告分析結果進行電廠除役相關作業^[A13]。核三廠除役階段的EPZ評估結果(第一款至第三款)，彙整於表A-10。

表A-10 核三廠除役階段EPZ詳細分析結果

電廠組態	DBA (50 mSv)	SA(50 mSv) 年機率<3.0E-05	SA(2 Sv) 年機率<3.0E-06
核三廠(除役階段島區運轉期)	0.3 km	0.3 km	0.3 km