

行政院原子能委員會

委託研究計畫

核一廠汽機廠房輻射評估模式驗證之先期發展研究

期末報告

投標單位：國立陽明交通大學

研究主持人：許世明

研究期程：中華民國 110 年 決標次日 至 110 年 12 月

研究經費：新台幣 80 萬元

中華民國 110 年 12 月

* 本研究報告僅供參考，不代表本會意見 *

計畫摘要

本先期研究參考 IAEANW-T-1.18 建議，考量放射核種源項的產生、物理，化學性質、及傳輸途徑。建立汽機廠房輻射評估分析模式，藉以評估低微污染設備，其污染核種種類及存量。本研究探討核一廠汽機廠房空浮污染，及蒸汽/爐水遠距活化污染。空浮污染累積設備表面濃度參考 RESRAD-BUILD 方法論提出評估模式；遠距活化探討受到反應爐水/蒸汽攜帶放射性同位素的影響，在汽機廠房流徑中衰變釋出延遲中子及光子，可能導致未直接與爐水接觸的設備或系統被活化污染。本先期評估模式，主要目的係研究建立設備污染評估模式的可能性，評估結果僅供主管機關管制作業參考，不應引申為受評估對象物的確定污染情形，實際污染情形仍以設備實際量測驗證結果為準。

關鍵字：核一廠、汽機廠房、污染、空浮、中子、光子

Abstract

This pilot study refers to the recommendations of IAEA NW-T-1.18 to consider the generation, physical and chemical properties, and transmission pathways of radionuclides. Establish an analysis model to evaluate the types and inventory of difficult-to-measure radionuclides for low- and micro-pollution equipment. This study explores the airborne contamination of the turbine building and remote activation of steam/ coolant water pollution. The cumulative concentration of airborne contamination can be evaluated by RESRAD-BUILD code theoretical model. Remote activation may affect by the radioactive isotopes carried by the coolant water/vapor of the reactor, which decay and release delay neutrons and photons in the flow path of the turbine building, resulting in activation of equipment or systems that are not in direct contact radiation. The main purpose of this preliminary research is to study the possibility of equipment pollution assessment by establishing a theoretical model. The simulation calculation results provide a reference for regulatory agencies to administrate radiation safety and should not be seen as the pollution situation of the assessed objects.

Keywords : Chin-Shan Nuclear Power Plant, Turbine Building, Contamination, Airborne, Neutron,

Photon

目 錄

計畫摘要	i
Abstract	ii
目 錄	iii
表目錄	v
圖目錄	vi
第一章 前言	1
第二章 研究目的	3
第三章 研究方法、結果	4
3.1 參考ISO 標準流程及作法	5
3.1.1 ISO 標準流程及作法	5
3.1.2 研究評估方法概述	7
3.1.3 蒐集輸入參數及計算條件	7
3.1.4 建議可使用評估程式介紹	8
3.2 設備污染途徑評估	10
3.2.1 設備污染途徑探討	10
3.2.2 國外電廠同類型設備污染判定及偵檢結果	10
3.3 中子活化評估模式	15
3.3.1 中子活化研究方法國際文獻參考	15
3.3.2 中子源產生及遷移可能性探討	16
3.3.3 核分裂產物延遲中子源	18
3.3.4 爐水活化產物延遲中子源	24
3.3.5 中子活化測試評估模式	33
3.4 光核反應評估模式	34
3.4.1 光子源能量篩濾	35
3.4.2 光核反應能量閾值	38
3.4.3 光核反應測試評估模式	39
3.5 汽機廠房設備活化蒙地卡羅評估模式	41
3.6 空浮沉降污染評估模式	43
3.6.1 空浮沉降污染物理評估模式	43

3.6.2 確定性評估模式	49
3.6.3 機率性評估模式	50
第四章 結論	51
第五章 建議	52
參考文獻	53

表目錄

表 3.1 常見材料元素組成。·····	8
表 3.2 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機設備輻射污染分級。·····	13
表 3.3 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機發電機及勵磁機輻射偵檢結果-1。·····	14
表 3.4 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機發電機及勵磁機輻射偵檢結果-2。·····	14
表 3.5 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機發電機及勵磁機輻射偵檢結果-3。·····	15
表 3.6 篩濾分裂產物延遲中子源放射性同位素。·····	21
表 3.7 氧同位素被中子活化產物及衰變形式。·····	26
表 3.8 篩濾分裂產物延遲中子源放射性同位素。·····	32
表 3.9 延遲中子源分析假設條件。·····	32
表 3.10 常見材料光核反應能量閾值。·····	38
表 3.11 核一廠 FSAR 運轉期間廠房空浮濃度設計值。·····	45

圖目錄

圖 3.1 廢棄物活化模式評估流程圖。·····	6
圖 3.2 核一廠除役計畫管路 3D 模型圖。·····	17
圖 3.3 核反應器產生放射性核種來源示意圖。·····	18
圖 3.4 U-235 熱中子核分裂產物質量數與產生比例關係圖。·····	19
圖 3.5 中子源隨蒸汽管路遷移示意圖。·····	20
圖 3.6 朗肯再生熱功循環式 T-S 示意圖。·····	23
圖 3.7 O-16, O-17, O-18 中子活化反應截面圖。·····	27
圖 3.8 飼水加氫濃度與裂縫成長速率關係圖。·····	29
圖 3.9 飼水加氫與聯氨消除爐水氧化環境示意圖。·····	30
圖 3.10 MCNP 中子活化測試評估模型圖。A 為模擬射源、B 為待評估材質。·····	34
圖 3.11 光核反應作用示意圖。·····	35
圖 3.12 中子活化產生超鈾元素同位素相對產率比例關係圖。·····	36
圖 3.13 放射性核種衰變原子序質量數與 Q value 關係圖。·····	37
圖 3.14 常見材料光核反應能量與產率。·····	39
圖 3.15 MCNP 光子活化測試模式結構圖。A 為模擬射源、B 為待評估材質。·····	40
圖 3.16 Qing Xu 等人對低壓汽機流體研究圖-1。·····	42
圖 3.17 Qing Xu 等人對低壓汽機流體研究圖-2。·····	43
圖 3.18 Qing Xu 等人對低壓汽機流體研究圖-3。·····	43
圖 3.19 RESRAD-BUILD 室內空浮沉降速率參數機率密度分布。·····	48
圖 3.20 RESRAD-BUILD 室內空浮再懸浮速率參數機率密度分布。·····	49

第一章 前言

我國行政院原子能委員會，核發給台灣電力股份有限公司第一核能發電廠（金山核能電廠）兩部機組之運轉執照，分別於 107 年 12 月 5 日及 108 年 7 月 15 日屆滿 40 年效期；核一廠於 108 年 7 月 12 日取得除役許可，展開為期 25 年的除役作業。根據核一廠除役計畫規劃 [ref.1]，除役時程將分為 4 個階段：停機過渡階段（8 年）、除役拆廠階段（12 年）、廠址最終狀態偵測（3 年）、廠址復原階段（2 年）。在停機過渡階段，將規劃執行設施停止運轉、用過核子燃料移出、燃料乾式貯存設施準備、廠址特性調查、拆除前除污...等相關前置作業。

核一廠取得除役許可後，依原能會除役管制會議辦理：「若拆除之建物、系統或設備位於受輻射影響區，將依除役計畫重要管制事項第 14 項要求，於拆除前 1 年將廠房拆除作業計畫送原能會審查同意後據以執行」。因此，台電公司向原能會提報「核一廠汽機廠房二號機主汽機、一/二號機主發電機及其附屬設備、主/輔變壓器、冷凝水泵馬達等設備拆除作業計畫」。由於該計畫係國內首次規劃拆除核電廠內，位於受輻射影響區中的系統及設備，對於後續除役作業與拆除規劃，將具有重要指標意義。

該拆除計畫規劃將核一廠 1、2 號機，汽機廠房內受輻射影響及未受輻射影響之系統管路及相關設備進行拆除及移置；清理完成之空間可作為後續受輻射污染廢棄物清理、分類、管理之作業區域使用(Waste Management Area, WMA)。目前，對於上述待拆除及移置對象之輻射特性偵檢，僅完成空間劑量率、表面劑量率、污染擦拭量測，而是否受到污染、污染之核種種類及受污染程度尚無法確認。位於汽機廠房受輻射影響區內，上述待拆除設備，除與反應爐水/蒸汽直接接觸，確定會受到輻射污染，例如：高壓汽機、低壓汽機、冷凝水泵...等，亦包含未與爐水/蒸汽直接接觸之設備，如：發電機、勵磁機、

慢車迴轉機構...等，該等設備至今尚無法確認是否受到輻射污染及其污染程度。

參考國際除役經驗 IAEA NW-T-1.18 [ref.2]，對於系統及設備設備於運轉期間是否受到放射性污染、受污染核種種類及受污染程度等評估，除從運轉歷史參考資料推測外，另可透過現場輻射量測確定、或以模式方式進行評估。對於輕微污染系統或設備，由於量測環境存在背景值、量測系統能力限制、量測具有隨機誤差及系統誤差等因素，預期執行該類輻射量測時，對測得的放射性量，難以取得一定程度以上的信心度，尤其有一些放射性核種由於衰變時不會釋出 γ 射線，或放出 γ 射線能量過低，致使無法以純鍺偵檢器，從 γ 能譜計測方式測得個別核種含量，而需要以物理或化學方式將元素個別分離後，再執行 α 及 β 活度計測，以判定個別核種含量是否符合法規限值，由於分析過程非常冗長，因此稱為難測核種。因輕微污染系統或設備，執行難測核種取樣分析時，預期有極大概率測值低於最低可測活度(minimum detectable activity, MDA)，或對量測值無法取得一定程度以上信心度，或現階段國內尚無技術將難測核種獨立分離後執行計測...等因素，未來可能無法得知低微污染設備難測核種之定性及定量情況，如何確認該等待拆除系統或設備符合法規所列放射性核種限值，例如：一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法、低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則...等，成為除役過程中待解決的重要課題。

第二章 研究目的

對於運轉期間，位於受輻射影響區，未與爐水/蒸汽直接接觸的系統及設備，是否會受到放射性污染、受污染核種種類及受污染程度等問題。評估使用歷史資料並無法直接獲得確定結論，而使用輻射度量方式，受限於汽機廠房輻射背景值、對象標的物內部污染可能很輕微、污染與背景信號區別困難、量測系統有偵測極限、對象標的物龐大難以逐一分解、且有許多內表面無法逐一接近等因素，預期以動態或靜態方式進行表面掃描偵檢，亦無法評估整體污染情形，而使用直接取樣分析方式，雖然是最能確定對象物污染情形方法，但需要耗費許多時間及資源進行破壞性取樣，獲取一定樣品數目，再送實驗室進行 γ 能譜分析及難測核種分析，以獲得對象物污染評估結果，且對於低微污染設備量測，預期難以取得足夠量測及統計信心度。本研究參考國際除役經驗，規劃以模式評估方式，執行汽機廠房設備輻射評估模式先期研究，對該等待拆除設備內部污染情形，以較為經濟的方式進行污染可能性的定性分析及評估，並彙整計畫執行成果完成研究報告，提供管制機關於除役管制作業時參考。

因應國內首次規劃拆除核電廠內位於受輻射影響區中的系統及設備，將對後續除役作業與拆除規劃，具有重要指標意義。經由本項核一廠汽機廠房輻射評估模式驗證之先期發展研究計畫，執行成果將可即時補充目前輻射特性調查尚未完成，資訊不足之處，對主管機關關注之待拆除設備審查及管制作業，提供專業評估建議，且對於該等系統及設備應如何拆除及後續應如何妥適處理，將提供有用參考資訊，促使國內核能電廠除役作業順利進展。

第三章 研究方法、結果

本項先期發展研究計畫，係以蒐集及借鏡國外除役相關案例及研究經驗，建立核一廠汽機廠房輻射評估模式驗證之先期發展研究模式，以較為經濟的方式，評估核一廠汽機廠房內，待拆除物設備內部低微污染的可能性，並對污染核種做定性分析與評估，計畫執行成果提供管制機關於除役管制作業參考。國際間對於除役放射性廢棄物難測核種相關研究，通常是針對中低強度以上放射性廢棄物，經區分產源/區域後，再對廢棄物進行分群抽樣，並以化學方法分離個別核種後獨立計測，得到難測核種活度，再與該樣品易測加馬核種活度測值進行統計回歸分析，建立比例因素，替代逐批對放射性廢棄物進行難測核種分析。對於低強度放射性廢棄物的難測核種如何定性及定量，有其困難性及不易控制精確度，因此現有文獻甚少。另，由於放射性核種含量，可能低於量測系統最低可測值，或以現行技術無法以物理或化學方法獨立分離後計測等因素，勢必拆除後之廢棄物，難以逐批證明符合我國法規限值，因此本研究參考國際文獻建議，如 IAEA NW-T-1.181，考量核種源項的產生、物理及化學性質、傳輸途徑後，建立分析模式，評估低微污染設備難測核種種類及存量，及 ISO 212383 及 ISO 169664 標準流程及作法建議，建立評估模式以評估放射性污染情形。

本章節將分別針對：ISO 標準流程及作法、設備污染途徑評估、中子活化污染模式、光核反應活化污染模式、汽機廠房設備評估模式、空浮沉降污染模式等研究方法作探討與說明。

3.1 參考 ISO 標準流程及作法

3.1.1 ISO 標準流程及作法

為評估蒸汽/爐水遠距活化及空浮沉降造成污染，污染核種種類及污染程度，發展模式進行先期評估，參考 Makoto Kashiwagi [ref.3]對於中低放射性廢棄物於 ISO 標準理論活度評估方法，文獻中提出理論評估有三個面向的基本假設，分別為：

- 1.轉化方法(conversion method)：假設易測核種與難測核種產量與燃耗，存有固定的比例轉換關係。
- 2.關聯方法(correlation method)：由於被活化物有相似的曝露條件或環境，使得難測核種與易測核種之間產生關連性，例如：有共同的中子能通量、材料組成、曝露時間...等因素。
- 3.分布評估方法(distribution evaluation method)：假設特定的物件有固定組成及曝露條件，而在不同位置因為中子情況不同而使分布值跟著變化。

並且 ISO 建議的標準理論活度評估步驟，如下所述：

- 1.蒐集輸入參數及輸入計算的條件，包括：

- (1)建立被活化廢棄物的元素組成資料庫

- 藉由化學分析、文獻、廠家數據、原始材料的材料規格等方法，取得待評估物件的元素組成。
- 依據選擇的計算模式，例如單點計算或範圍計算法，建立代表元素組成。

- (2)中子條件

- 藉由中子傳遞程式，計算待評估物的中子能通率。
- 根據待評估物的大小及位置，計算一系列的局部區域中子能通率，或計算平均中子能通率。

- (3)曝露條件

- 根據待評估物的特定中子曝露歷史評估曝露情形。

2. 活化計算

(1) 依據待評估物的特性、幾何條件、中子條件及曝露條件，以經驗證過的活化計算程式計算。

(2) 以下圖 3.1 所示之流程圖進行評估計算。

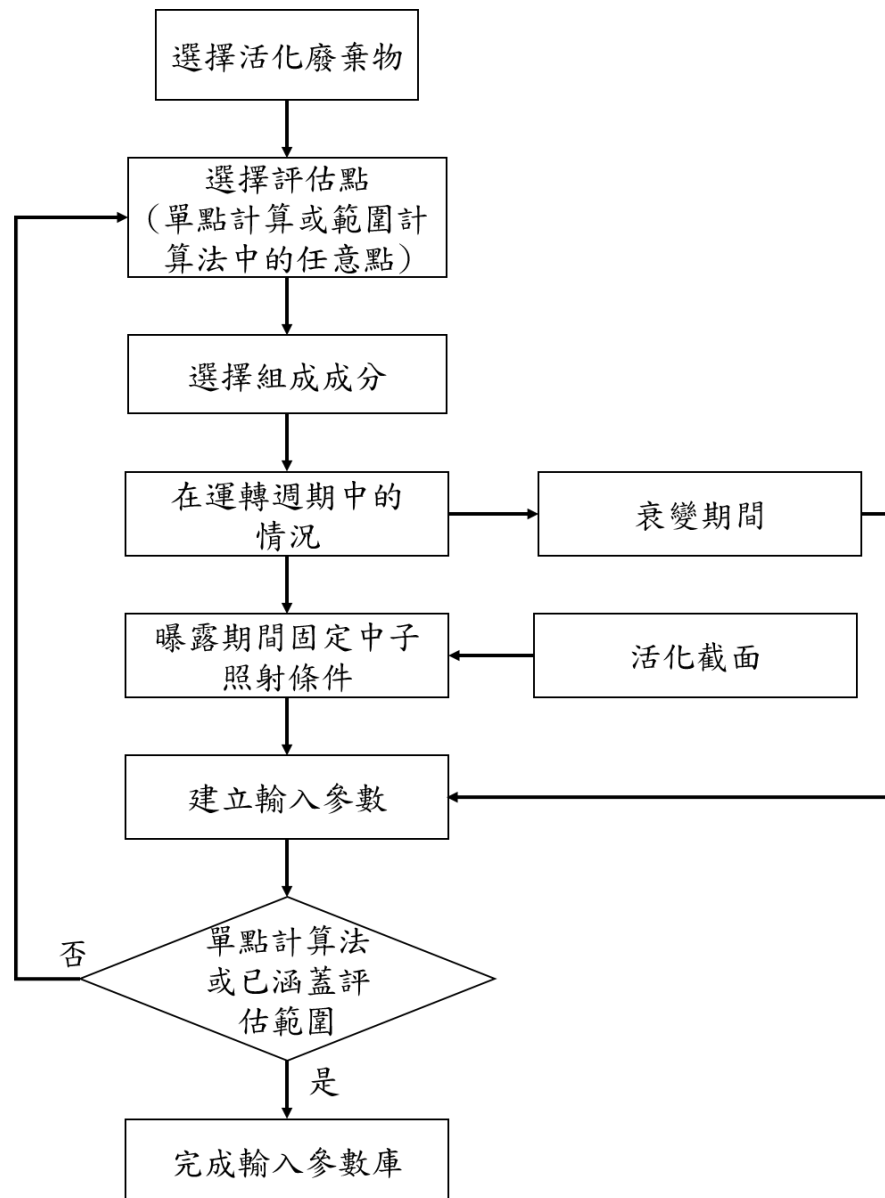


圖 3.1 廢棄物活化模式評估流程圖。

本研究參考 ISO 212383 [ref.4]及 ISO 169664 [ref.5]對於標準流程及作法建議，建立先期評估模型，其中各項考量及作法說明如下：

3.1.2 研究評估方法概述

由於本研究污染評估對象為汽機廠房的發電機及勵磁機，屬於固定式設備，位置及材料並不會發生變動，且反應器於運轉期間功率幾乎都維持滿載穩定運轉，每一運轉週期或年度，設備的曝露條件未發生變化，因此評估模式基本假設選擇第3項，分布評估方法(distribution evaluation method)。由於核一廠汽機廠房發電機及勵磁機位於核一廠除役計劃判定的受輻射影響區，雖然設備未與受輻射污染的冷卻水直接接觸，但研究假設設備會受到三方面機制影響而造成污染，包含：光子、中子活化以及空浮沉降表面造成污染，並進一步探究三方面污染機制存在的可能性、污染核種種類及污染程度。本研究考量設備內部組件材料及位置不同，受到中子與光子不同的輻射曝露情況，因此污染情形有所差異，對於受到曝露造成活化的差異情形，本研究以蒙地卡羅程式 MCNP6 進行評估，而對於空浮沉降造成設備表面污染，本研究則參考 RESRAD-BUILD 程式空浮污染方法論，進行蒙地卡羅機率性模型評估。

3.1.3 蒐集輸入參數及計算條件

為準確的評估核一廠汽機廠房設備發生污染可能性、污染途徑、污染核種種類、污染程度及曝露歷史等，須使用核一廠實際相關運轉量測數據及設計參數等廠址特性資料，以進行精準評估及分析，本研究之順利執行仰賴於計畫委託單位，行政院原子能委員會輻射防護處，及受評估業者台灣電力股份有限公司的全力協助下始能完成。

對於汽機廠房常用設備材料當中所含的各種元素及同位素組成，由於核一廠設備尚未拆解量測分析，無法取得材料元素組成資料，因此本研究參考國際文獻 Biagio Zaffora

[ref.6]等人對加速器產生非常低階放射性廢棄物特性研究，及 RJ McConn Jr [ref.7]等人對放射性傳輸模式材料組成研究文獻，選出 4 種可能常用於汽機廠房設備材料，並進一步用以執行後續污染分析，材料分別為 Aluminium 6060、Steel 304L、Copper OFE 及 Low carbon content steel，材料元素組成如表 3.1。

表 3.1 常見材料元素組成。

Material grade	Chemical elements and reference concentrations
Aluminium 6060	Al (98.375), Cr (0.05), Cu (0.1), Fe (0.2), Mg (0.475), Mn (0.1), Si (0.45), Ti (0.1), Zn (0.15)
Steel 304L	C (0.03), Cr (18.5), Co (0.1), Fe (67.0825), Mn (2.0), Ni (11.25), P (0.0225), Si (1.0), S (0.015)
Copper OFE	Bi (0.001), Cd (0.0001), Cu (99.99), Pb (0.001), Hg (0.0001), O (0.0005), S (0.0018), Zn (0.0001)
Low carbon content steel	C (0.105), Fe (99.35), Mn (0.45), P (0.02), S (0.025), Si (0.05)

3.1.4 建議可使用評估程式介紹

為評估汽機廠房發電機及勵磁機由於內部組件材料組成及所處汽機廠房位置不同，受到不同的輻射曝露情況，因而污染情形有所差異，對於中子與光子活化造成的差異情形本研究建議以蒙地卡羅程式 MCNP6 進行評估，而對於空浮沉降造成設備表面污染，本研究建議可參考 RESRAD-BUILD 程式空浮沉降污染方法論，結合蒙地卡羅機率性模型進行評估。MCNP6 程式及 RESRAD-BUILD 程式分別介紹如下：

1.MCNP6

蒙地卡羅 MCNP6.2 程式 (Monte Carlo N-Particle)是由美國洛斯阿拉莫斯國家實驗室(Los Alamos National Laboratory)所發展出一套可計算中子、電子以及光子遷移之程式軟體 [ref.8]。其最大優點為計算精準度高，可正確模擬系統幾何形狀與粒子物理特性。模擬過程中，使用數學運算模式追蹤及記錄每個粒子的碰撞紀錄、碰撞位置、角度及能量改變，計算其能量與碰撞係數參數後，再經由作用截面

(cross section) 計算粒子作用機率分布，最後使用統計方法分析粒子運算結果。唯一缺點為計算時間長，故常使用平行運跑技術降低電腦運算時間。

MCNP 程式於幾何描述時，首先以面(surface)制定物件之表面，並利用多平面構成之空間描述同一材質之物體，寫入細胞卡(cell card)中，各細胞之間之幾何關係，可使用圖形介面 Vised 軟體輔助；建置複雜模型時，程式亦提供重複模式(repeat structure)，對於高度重複性的幾何形狀如晶格幾何，除可降低模擬誤差外，對於幾何描述上亦較簡略。輸入完成後，可使用 Vised 軟體進行模型參數驗證及比對。MCNP 程式於射源卡(source card) 描述時，首先決定射源之種類、位置、粒子方向等相關參數，並鍵入 SDEF card 中，可精準模擬射源位置及方向性；另外藉由射源資訊卡(source information card, SI)、射源機率卡(source probability card, SP) 決定射源參數中的能量與發生機率，藉此設置完整的射源參數。

2.RESRAD-BUILD

RESRAD-BUILD 程式是一種曝露途徑分析模型，旨在評估位於受放射性物質污染建築物內工作或生活的個人，所遭受的潛在輻射劑量。建築物內放射性物質從一個隔間到另一個隔間的傳輸，程式使用室內空氣品質模型進行計算[ref.9,10]。空氣品質模型考慮了由於空氣交換、沉積和再懸浮以及放射性衰變和增長，引起的放射性微粒和氡的子核傳輸。RESRAD-BUILD 程式單次可以對最多三個隔間、四個射源幾何形狀（點、線、面和體射源）、10 個不同射源位置和 10 個不同受曝露位置的建築物進行建模評估。體射源最多可以由五層不同的材料組成，每一層都是均勻組成並且射源是等向性的。程式可以在每個射源與受曝露位置之間指定屏蔽材料，用於體外 γ 劑量計算。RESRAD-BUILD 考慮了七種曝露途徑包括：(1)體外直接曝露，(2)沉積在地板上射源的體外曝露，(3)由於空氣浸沒引起的體外曝露，(4)吸入空氣傳播的放射性微粒，(5)吸入氣溶膠室內氡子核和含氡水蒸汽，(6)不經意直接從射源攝入放射性物質，以及 (7)攝入沉積在建築物隔間表面的材料。上述曝露途徑下的曝露劑量，可以使用 RESRAD-BUILD 程式分別進行確定性和機率性劑量分析。

3.2 設備污染途徑評估

3.2.1 設備污染途徑探討

為了解設備是否受到污染，除可對設備實施輻射偵檢確認外，參考國際文獻 IAEA NW-T-1.181 的建議，可考量核種源項的產生、物理及化學性質、傳輸途徑後，建立分析模式，評估設備污染核種種類及存量。本項先期研究對汽機廠房設備可能污染情形建立模式進行評估，於評估前首先必須分析並了解設備污染途徑，針對不可能的污染途徑加以排除後，再對剩下可能的污染途徑評估其可能污染核種及含量。

針對污染途徑及設備材料等問題，本研究團隊於計畫執行期間，由計畫委託單位原能會派員陪同下，前往核一廠與台電公司針對待評估物進行技術討論，台電公司說明核一廠發電機及勵磁機設備，為防止冷卻劑氫氣外洩，因此設備已由機殼完整包覆及密封，而轉動元件與靜止元件之間隙，則設計有油封系統，可防止內外氣體交流。經由技術討論結果，本研究排除機殼外的放射性核種經由間隙，穿越機殼而直接污染內部組件途徑。

經排除上述污染途徑後，針對發電機及勵磁機剩下可能的污染途徑，本研究假設有以下三個面向，並分別進行研究及探討，包括：1.被中子活化、2.被光核反應活化、3.被空浮沉降污染。為研究汽機廠房發電機及勵磁機是否有可能受到遠程中子的活化、受到遠程光子照射產生核反應活化、受到運轉期間空浮放射性核種沉降於機殼表面造成污染，本研究團隊經由計畫委託單位原能會，向台電取得核一廠相關設計值及運轉參數等廠址特性資料，並分別從上述三項污染進行探討及建立污染評估模式先期研究。

3.2.2 國外電廠同類型設備污染判定及偵檢結果

為進一步確認於沸水電廠，假設並探討汽機廠房發電機及勵磁機受到污染是否合理，本研究參考國外電廠除役實績，有關汽機廠房設備受輻射污染的判定及量測結果。研究

參考的電廠為美國加州北部的 Humboldt Bay 電廠，該電廠由美國太平洋天然氣和電力公司(PG&E)營運，其中 3 號機為自然循環式的沸水式反應器設計，並於 1963 年 2 月達到初次臨界並於同年投入商轉，而在 1973 年 3 號機因為耐震改善及年度燃料填換作業而停機，之後評估由於耐震改善及重啟成本過高緣故，於 1983 年宣布對 3 號機進行除役。該研究報告由美國橡樹嶺科學與教育研究所的 W. C. Adams 受美國核管會委託，對 Humboldt Bay 電廠 1 號和 2 號機組部分材料和設備執行確認偵檢，並提出結果報告 [ref.11]。

Humboldt Bay 電廠中，1 號機和 2 號機為化石燃料機組，並與核反應器 3 號機相鄰，並隨著 3 號機一同進行除役作業。PG&E 公司對於 1 號和 2 號機拆除過程中產生的材料和設備(M&E) 如混凝土、鋼材、絕緣材料、屋頂材料、礫石、其他金屬、木材和土壤碎片等，使用美國多部會輻射調查和材料和設備評估方法(MARSAME)，確認 M&E 處置去處。該方法包括表面 β 輻射掃描和靜置型直接 β 活度單元偵檢，如果 M&E 的表面活度符合外釋標準，則 PG&E 公司首選的處置方法是回收再利用，如 M&E 的表面活度不符合外釋標準，則 PG&E 公司已向核管會申請核准，請其代為處置約 200,000 立方英尺，含有低活度放射性的有害廢棄物。

於 MARSAME 方法中，對 M&E 依其受輻射影響程度進行分類及量測，污染程度由高到低分為 1、2、3 級，對於受輻射影響 M&E 超過行動基準(Action Level)可能性大的，分類為 1 級，因此需要受到最大程度的移置偵檢，而對於 M&E 超過 AL 的可能性較低的，則分類為第 2 級或第 3 級，需要偵檢工作也較少。而在對 M&E 分級前，需要對其殘留的放射性同位素濃度先有所了解，而該資訊來自運轉過程歷史數據或通過對 M&E 初步偵檢得到，如果在缺乏相關資訊情況下，則默認所有的 M&E 都分類為 1 級。有關

每一級的分類原則，敘述如下：

1. 第 1 級，(a)具有高度可能性或已知放射性殘留大於 AL，(b)可能有小區域的放射性污染熱點，(c)沒有足夠的證據支持分類為第 2 級或第 3 級。
2. 第 2 級，(a)放射性殘留大於 AL 的可能性低，(b)少量或沒有可能有小區域的放射性污染熱點。
3. 第 3 級，(a)較少或沒有可能性，放射性殘留高於背景值(b)沒有證據可支持分類為未受輻射影響。

在 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機雖為化石燃料機組，惟報告中對除役的設備幾乎都分類為 3 級，包含發電機、勵磁機、汽機、冷凝器、消防槽、輕油槽、電力組件...等，僅移動式電力廠房及其控制廠房分類為未受輻射影響，如表 3.2。

Humboldt Bay 電廠 1 號和 2 號機發電機及勵磁機偵檢單元，依其表面掃描及靜置總 β 量測結果分別敘述如下，表面掃描結果每 1 平方公尺計數率介於 220 至 320 cpm 之間，低於掃描的 AL 計數率 415 cpm。而靜置總 β 量測結果介於 110 至 390 dpm/100 cm² 之間，儀器最低可測值為 260 dpm/100 cm²，如表 3.3 至表 3.5。

Humboldt Bay 電廠 1 號和 2 號機發電機及勵磁機，雖歸類在受輻射影響第 3 級，惟經偵檢後確認低於設定的可回收表面偵檢 AL 標準 415 cpm，且該偵檢結果與背景平均值 234cpm 相當。由 Humboldt Bay 電廠 1 號和 2 號機發電機及勵磁機污染分級及量測實例，類比推論核一廠位於汽機廠房內的發電機及勵磁機，其輻射污染程度可能輕微，若要以輻射污染偵檢結果判定是否受到污染將不易執行，尤其是其中的難測核種含量量測，因此本研究針對上述設備進行污染可能性探討並建立評估模式先期研究，係屬合理且必須。

表 3.2 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機設備輻射污染分級。

TABLE 2: MARSAME SURVEY PACKAGES HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA			
Package #	Class	Description	Additional Description
HBPP-GN-001	3	Units 1 and 2 Generators	Units 1 and 2 Generators
			Units 1 and 2 Exciters
HBPP-TB-001	3	Units 1 and 2 Turbines	Turbines
HBPP-CS-001	3	Condensate System	Condensate System
HBPP-DWT-001	3	Distilled Water Tanks	Distilled Water Tanks
			Fire Water Tank
			Light Oil Tank
HBPP-EL-001	3	Electrical Components	Various Electrical Components
HBPP-FOT-001	3	Fuel Oil System	Storage Tank (1)
			Service Tanks (2)
HBPP-FW-001	3	Feedwater System	Feedwater Heaters (10)
			Feedwater Pumps (4)
HBPP-IS-001	3	Intake Structures	Circulating Water Pumps (4)
			Screen Wash Pumps (4)
			Smaller Pumps (6)
HBPP-LO-001	3	Lube Oil Systems	Lube Oil Tanks
HBPP-NG-001	3	Natural Gas Systems	Multiple Gas Lines
HBPP-SA-001	3	Station Air	Receiver Tanks (4)
HBPP-SS-001	3	Structural Steel	Various-Sized Steel
HBPP-PT-001	3	Propane Tank	NA
HBPP-BL-001	3	Boilers	NA
HBPP-MS-001	3	Main/Auxiliary Steam	Main Steam System
			Auxiliary Steam System
HBPP-TF-001	3	Units 1 and 2 Transformers	Transformers (2)
HBPP-VN-001	3	Ventilation System	Stacks (2)
HBPP-MEPP-001	NI	Mobile Electric Power Plants	MEPP Buildings
			Control Buildings
HBPP-MM-001	1, 2, 3	Miscellaneous Materials	Various Classifications

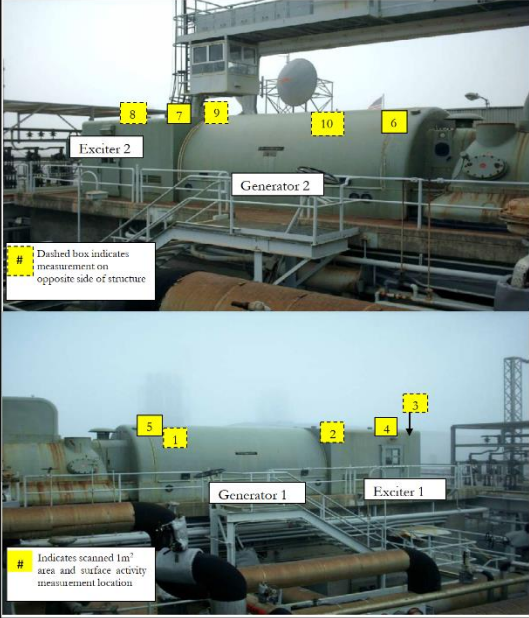
表 3.3 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機發電機及勵磁機輻射偵檢結果-1。

TABLE 3: MAXIMUM SCAN VALUE RANGES PER SURVEY UNIT HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA			
Survey Unit	Max Scan Range (cpm) within 1 m ²		Scan Action Level (cpm)
	Low	High	
HBPP-TB-001	160	380	415
HBPP-GN-001	220	320	415
HBPP-FW-001	210	360	415
HBPP-TF-001	140	430	422
HBPP-NG-001	190	420	486
HBPP-MS-001	210	450	486
HBPP-SA-001	100	300	362
HBPP-BL-001	260	540	416
HBPP-IS-001	250	500	349

表 3.4 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機發電機及勵磁機輻射偵檢結果-2。

TABLE 4: NET BETA ACTIVITY VALUE RANGES PER SURVEY UNIT HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA			
Survey Unit	Net Beta Activity Range (dpm/100 cm ²)		Minimum Detectable Concentration
	Low	High	(dpm/100 cm ²)
Confirmatory Survey Unit MARSAME Data Packages			
HBPP-TB-001	97	390	260
HBPP-GN-001	110	390	260
HBPP-FW-001	24	860	260
HBPP-TF-001	17	650	260
HBPP-NG-001	3	580	280
HBPP-MS-001	52	820	280
HBPP-SA-001	-130	130	230
HBPP-BL-001	-66	270	260
HBPP-IS-001	0	720	230
Reactor Shield Plug Beta Measurements			
HBPP-BP-09-081	240	15,000	160
HBPP-BP-09-079	160	17,000	160
Reactor Shield Plug Alpha Measurements			
HBPP-BP-09-081	0	60	64
HBPP-BP-09-079	-9	9	64

表 3.5 Humboldt Bay 電廠 1、2 號機發電機及勵磁機輻射偵檢結果-3。

TABLE B-1: ORISE CONFIRMATORY SURVEYS OF HBPP MARSAME SURVEY UNITS HUMBOLDT BAY POWER PLANT, EUREKA, CALIFORNIA						
MARSAME Survey Package	HBPP-GN-001	Action Levels				
DESCRIPTION	Generators and Exciters	Recycling Action Level (dpm/100 cm ²)		Burial Action Level		
SURVEY UNIT	Units 1 and 2 Generators	Cs 137	Total	(pCi/g)	(dpm/100 cm ²)	
		Removable	1,000	15	16,600	
	Scan Location (1 m ²)	Max Scan (cpm)	Unshielded (cpm)	Shielded (cpm)	Net Beta Activity (dpm/100 cm ²)	
	Unit 2 Generator and Exciter					
	1	220	198	134	180	
	2	260	253	183	200	
	3	230	278	162	360	
	4	270	238	192	110	
	5	240	218	171	120	
	Unit 1 Generator and Exciter					
	6	320	230	184	110	
	7	320	260	185	210	
	8	250	269	143	390	
	9	250	238	165	210	
	10	230	217	155	170	
	Ambient BKG Measurements		Instrument Efficiency		Other Data	
	Location:	Shielded	Static Efficiency		Mat.-Spec. Beta BKG	
	Count	cpm	$\epsilon_s =$	0.46	13	
	1	228	$\epsilon_a =$	0.5	Scan MDCR	
	2	196	$\epsilon_s =$	0.23	181 cpm	
	3	233	Scan Efficiency		Scan Action Level	
	4	233	$\epsilon_s =$	0.3	415 cpm	
	5	279	$\epsilon_a =$	0.5	Scan MDC	
	Average	234	$\epsilon_s =$	0.15	1708 dpm/100 cm ²	

3.3 中子活化評估模式

3.3.1 中子活化研究方法國際文獻參考

為了解核電廠中子活化產生的除役廢棄物應如何評估，本研究參考美國愛達荷國家實驗室 E.F.Love 等人所著「使用 MCNP 程式對除役反應器壓力槽內部廢棄物評估報告」[ref.12]。報告中說明，當爐心內部組件被活化後，即依個別核種的半衰期特性開始連續衰變，而活化產量與中子通量基本上為線性關係，而在反應器運轉期間，核種隨中子活化產生及其自然衰變減少作用下，其含量變化情形可用下列微分方程式表達：

$$N(t) = \frac{Q}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}) + N_0 e^{-\lambda t}$$

其中：

- $N(t)$ 表示核種數量，其為時間 t 的函數
- Q 表示為核種產率(核種數目/秒)，由 MCNP 程式評估結果產生，並假設週期運轉期間幾乎都在滿載運轉情況下，因此 Q 約為固定值
- λ 為核種的衰變常數
- t 為時間
- N_0 為核種初始數目

為考慮反應器各個週期運轉及停機日期天數不一，個別核種的產生及衰變因而隨之變化情形，本研究依上述方程式，對核一廠 1、2 號機每個運轉及停機週期時間均進行分別計算。對於 MCNP 中子活化模式，E.F.Love 等人所著報告採用三種 MCNP 紀錄參數進行計算，包含：1.體積內平均中子吸收(n,γ)反應率、2.體積內平均中子撞擊促使質子射出(n,p)反應率、3.體積內平均中子通量。另外 V. Remeikis 等人所著 RBMK-1500 反應器運轉放射性廢物核種清單研究[ref.13]，當中也包含中子撞擊促使阿伐粒子射出(n,α)及中子撞擊促使額外一顆中子射出($n,2n$)。本研究參考上述 2 組研究人員作法做法，採用共 4 種中子活化(n,γ)、(n,p)、(n,α)、($n,2n$)反應模式，計算中子對材料的活化反應率，並建立核一廠汽機活化評估模型，評估各設備及組件，由於組成材料差異及隨著與射源距離不同，中子活化的變化情形。

3.3.2 中子源產生及遷移可能性探討

為探討汽機廠房設備是否存在中子活化污染途徑，首先須對汽機廠房中是否具有中子源進行分析。參考核一廠除役計畫管路 3D 模型圖[ref.1]，本研究對象汽機廠房發電機及勵磁機設備所在位置位於低壓汽機旁，如圖 3.2，由圖上顯示該設備並未與受到輻射

污染的反應爐冷卻水或蒸汽管路相連接，因此可合理的排除與反應爐冷卻水直接接觸而造成污染的途徑，且由於發電機及勵磁機與反應爐距離遙遠，實際上兩者之間還相隔一次及二次圍阻體屏蔽，因此可以合理研判並排除反應器運轉期間，由爐心臨界持續核分裂產生的中子源，對汽機廠房的設備活化途徑。

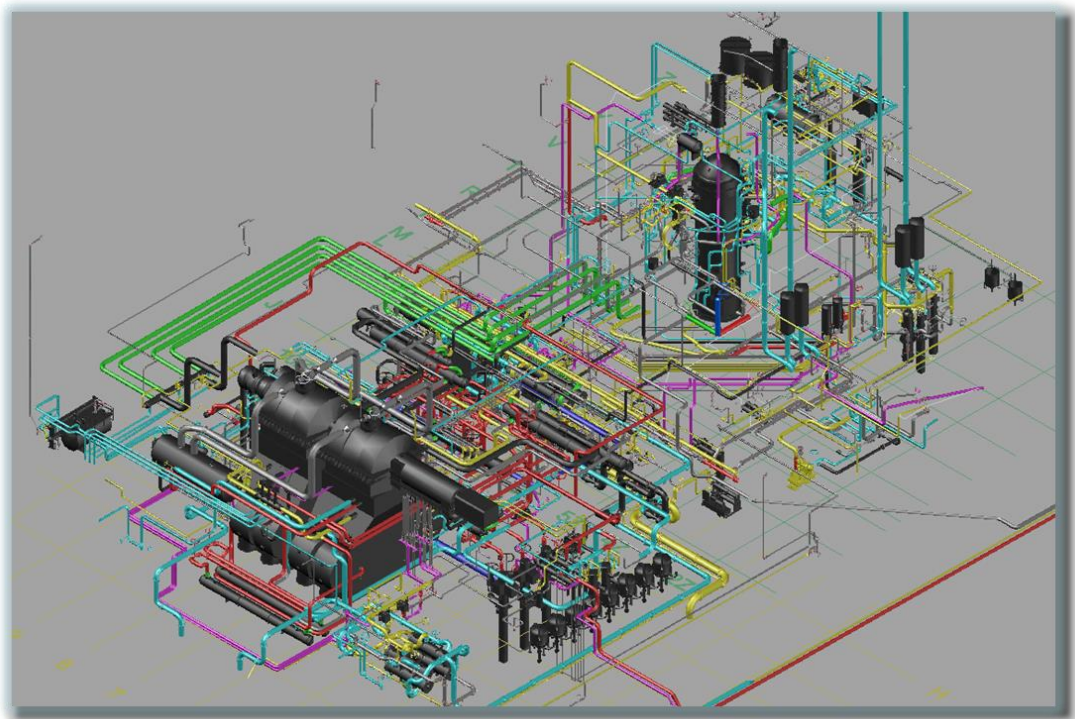
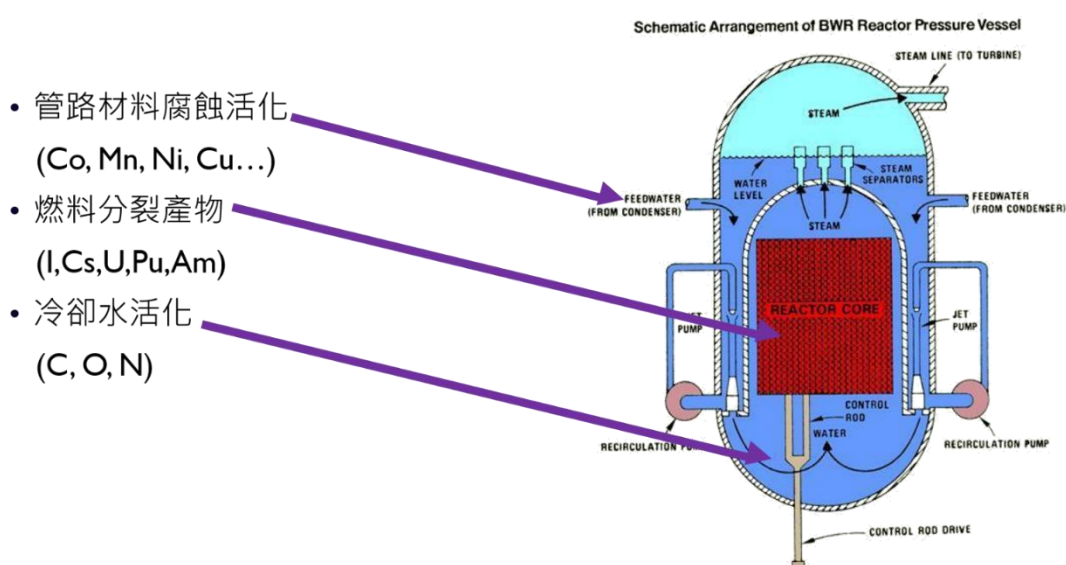


圖 3.2 核一廠除役計畫管路 3D 模型圖。

經排除上述爐心臨界持續核分裂產生的中子源後，本研究繼續探討是否還會有其他中子源，例如放射性同位素衰變時釋出延遲中子源，從反應爐產生後，經由蒸汽挾帶途徑遷移至汽機廠房，並於衰變時釋出中子遠程活化發電機及勵磁機。

為確認反應爐冷卻水中的分裂產物是否可能因蒸汽挾帶，而從反應爐中遷移至汽機廠房蒸汽管路，本研究參考核一廠蒸汽關斷閥取樣核種分析結果，分析結果顯示汽機廠房內的蒸汽內管壁，受到管路腐蝕活化產物、核分裂核種及核燃料被活化後的超鈾元素污染，從台電公司核一廠蒸汽關斷閥取樣分析結果可以合理推論，在反應器運轉過程中，

由於爐心核分裂中子對冷卻水中所挾帶的管路材料腐蝕物質產生活化(例如 Co, Mn, Ni, Cu...等核種)、或由於燃料護套表面殘留的迷離鈾或燃料破損所釋出燃料分裂產物或超鈾元素(例如 I,Cs,U,Pu,Am...)至冷卻水中、或由於冷卻水本身被活化(例如 C, O, N...等),產生的放射性同位素,確實可能隨蒸汽挾帶而傳遞至汽機廠房的蒸汽管路及設備中。放射性核種產源示意圖,如圖 3.3。



圖引用自<https://allthingsnuclear.org/dlochbaum/reactor-core-cooling/>

圖 3.3 核反應器產生放射性核種來源示意圖。

為探討反應器中的延遲中子源具有哪些放射性核種,經蒐集文獻 Robert Meyers 所著物理科技百科全書 [ref.14]說明延遲中子源可區分兩大類,分別為:1.核分裂產物及2.爐水活化產物(N-17),其中並未包含管路腐蝕及活化產物,因此本研究針對此兩大類延遲中子源核種種類、核種活度量分別探討及評估。

3.3.3 核分裂產物延遲中子源

為了解核分裂產物延遲中子源可能有哪些放射性核種,需對於輕水式電廠核分裂產

物具有的物理特性進行研究，經蒐集文獻 Robert William Mills 所著核分裂產物產率評估 [ref.15]，報告指出熱中子造成的 U-235 核分裂產物，除行三元分裂可產生氬外，大部分 U-235 吸收熱中子分裂後，會形成 2 個質量數介於 75~160 之間的分裂產物，而超過此質量數範圍的分裂產物產率，則呈指數方式減少，如圖 3.4 所示。因此本研究將質量數介於 75~160 之間的放射性同位素，視為可能存在的核分裂產物。

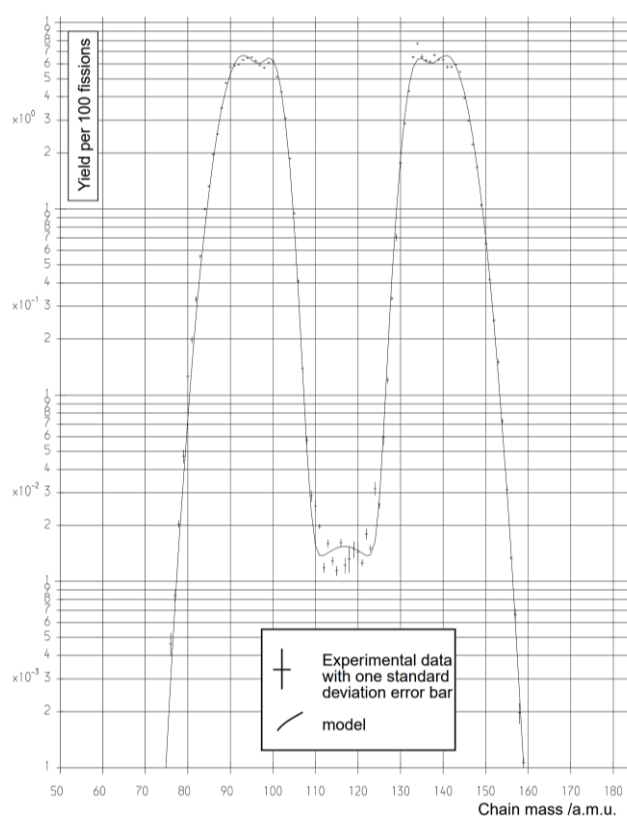


圖 3.4 U-235 熱中子核分裂產物質量數與產生比例關係圖。

另考慮由於分裂產物從反應爐產生後遷移至汽機廠房需要時間，因此本研究設定僅考慮半衰期 1 秒以上的核種。對於半衰期 1 秒以下的核種視為短半衰期核種。考慮其於爐心產生後，經由反應器出口遷移至汽機廠房已歷經至少 7 個半衰期，活度降為初始活度的 128 分之 1，短半衰期核種活度相較於其他更長半衰期核種，含量由於自然衰變緣故顯得忽略。從反應爐遷移至汽機廠房示意圖，引用自核一廠除役計畫如圖 3.5 [ref.1]。

顯示緊鄰發電機旁的蒸汽設備為兩部低壓汽機及其進口蒸汽管路，相比之下高壓汽機及其蒸汽管路，與發電機則明顯距離過遠，且之間還間隔兩部低壓汽機，即使釋出中子亦先受到兩部低壓汽機所阻擋。因此本研究參考核一廠汽機廠房設備相對位置關係，假設發電機及勵磁機如受蒸汽管路內的延遲中子活化，僅可能來自緊鄰的兩部低壓汽機及其進口蒸汽管路所含的中子源，而高壓汽機及其蒸汽管路的影響，則由於距離過遠且受到之間的兩部低壓汽機屏蔽，相比於低壓汽機的影響顯得可以忽略。

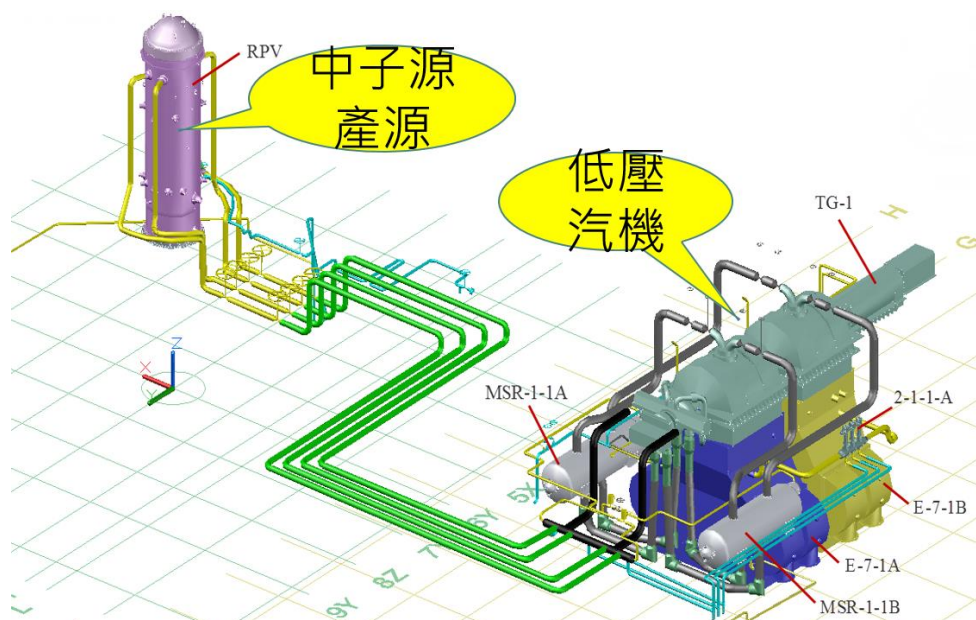


圖 3.5 中子源隨蒸汽管路遷移示意圖。

為研究分裂產物可能行中子衰變的放射性核種，參考從 Nick Mann. Max Whitby 建置的放射性同位素核種資料庫 [ref.16]，針對目前已知所有放射性核種，篩濾可能行中子衰變核種共 376 個，再對半衰期大於 1 秒以上（有機會從反應爐產生後移動到汽機廠房）進行篩濾後剩餘 49 個可能核種，再對其中質量數介於 75~160 之間的核種進行篩濾後，剩餘共 40 個可能核種，如表 3.6 所示。欄位由左而右別為放射性核種、行中子衰變途徑、衰變後子核種、行中子衰變比例及半衰期等資訊。

表 3.6 篩濾分裂產物延遲中子源放射性同位素。

#	From	path	To	%	half-life	time
1	Cu-75	beta n decay	Zn-74	3.5	1.224	s
2	Ga-79	beta n decay	Ge-78	0.089	2.847	s
3	Ga-80	beta n decay	Ge-79	0.89	1.676	s
4	Ga-81	beta n decay	Ge-80	11.9	1.217	s
5	As-84	beta n decay	Se-83	0.28	3.24	s
6	As-85	beta n decay	Se-84	59.4	2.021	s
7	Se-87	beta n decay	Br-86	0.2	5.5	s
8	Se-88	beta n decay	Br-87	0.99	1.53	s
9	Br-87	beta n decay	Kr-86	2.6	55.65	s
10	Br-88	beta n decay	Kr-87	6.58	16.29	s
11	Br-89	beta n decay	Kr-88	13.8	4.4	s
12	Br-90	beta n decay	Kr-89	25.2	1.91	s
13	Kr-92	beta n decay	Rb-91	0.0332	1.84	s
14	Kr-93	beta n decay	Rb-92	1.95	1.286	s
15	Rb-92	beta n decay	Sr-91	0.0107	4.492	s
16	Rb-93	beta n decay	Sr-92	1.39	5.84	s
17	Rb-94	beta n decay	Sr-93	10.01	2.702	s
18	Y-97	beta n decay	Zr-96	0.058	3.75	s
19	Y-99	beta n decay	Zr-98	1.9	1.47	s
20	Nb-104	beta n decay	Mo-103	0.06	4.9	s
21	Nb-105	beta n decay	Mo-104	1.7	2.95	s
22	Ag-120	beta n decay	Cd-119	0.003	1.23	s
23	In-127	beta n decay	Sn-126	0.03	1.09	s
24	Sn-133	beta n decay	Sb-132	0.0294	1.45	s
25	Sn-134	beta n decay	Sb-133	17	1.05	s
26	Sb-135	beta n decay	Te-134	22	1.68	s
27	Te-136	beta n decay	I-135	1.31	17.63	s
28	Te-137	beta n decay	I-136	2.99	2.49	s
29	Te-138	beta n decay	I-137	6.3	1.4	s
30	I-137	beta n decay	Xe-136	7.14	24.5	s
31	I-138	beta n decay	Xe-137	5.46	6.23	s
32	I-139	beta n decay	Xe-138	10	2.28	s
33	Xe-141	beta n decay	Cs-140	0.044	1.73	s
34	Xe-142	beta n decay	Cs-141	0.36	1.25	s
35	Cs-141	beta n decay	Ba-140	0.035	24.84	s
36	Cs-142	beta n decay	Ba-141	0.09	1.684	s
37	Cs-143	beta n decay	Ba-142	1.64	1.791	s
38	La-147	beta n decay	Ce-146	0.04	4.015	s
39	La-148	beta n decay	Ce-147	0.15	1.26	s
40	La-149	beta n decay	Ce-148	1.4	1.05	s

根據核一廠運轉期間反應爐水定期取樣分析結果得知，由於爐水活度過強緣故，為保護工作人員及儀器安全，取樣的爐水樣品須靜置 2 小時至 24 小時，待短半衰期核種衰減，放射性強度降低後再進行分析。比較上述表 3.6 可得知，分裂產物延遲中子源半衰期均小於 1 分鐘，相比於反應爐水定期取樣分析須靜置時間至少 2 小時，分裂產物延遲中子源因半衰期過短緣故，而無法由核一廠定期爐水實際取樣分析數據中測得。

因此為評估分裂產物延遲中子源個別核種活度及其於爐水中含量，本研究改採用個別核種於 U-235 燃料行分裂時產生的比例，推估各個分裂產物延遲中子源活度。本研究

引用 JENDL-4.0 核分裂產率數據資料庫 [ref.17]，以 U-235 熱中子分裂產率及其由母核衰變鍊累積產生的核種產率進行評估，並參考 El-Messiry A. M 對於反應器中放射性同位素排放研究 [ref.18]，該研究文獻指出隨反應器運轉天數的增加，分裂產物氣體 Xe-135 核種的排放活度產量始終約保持恆定，而其餘氣體則由於其母核種為長半衰期，因此會隨運轉天數持續增加排放量。

因此參考核一廠 1、2 號機各週期 Offgas 系統，排放放射性廢氣核種取樣 Xe-135 實測平均值做為比較基準值，並將 U-235 核分裂產物分率中的分裂產物延遲中子源與 Xe-135 關係作比例，計算得到爐心中各個分裂產物延遲中子源的產率。

本研究保守評估最大量的分裂產物延遲中子源產量，假設分裂產物來源均來自於燃料製造過程中，殘留於燃料護套表面的迷離鈾，並於核分裂產生後釋出，由於位於燃料護套表面，因此核分裂後可立即釋出進入冷卻水中，而無須從燃料護套內部經由護套裂隙緩慢遷移釋出，因此忽略分裂產物延遲中子源於燃料護套內遷移的衰變過程。

對於遷移途徑，考慮核分裂產物產生後釋出進入反應爐冷卻水中，然而冷卻水被核燃料加熱形成蒸汽時，核分裂產物可能有部分比例被蒸汽所挾帶，對於蒸汽可挾帶比例，研究參考核一廠終期安全分析報告(FSAR)第 11 章劑量評估 [ref.19]，報告中假設惰性氣體產生後可以 100%被蒸汽挾帶，鹵素元素則有 2%可以被蒸汽挾帶，其餘分裂產物則僅 0.1%可被蒸汽挾帶。

另考量反應器產生蒸汽後，在汽機廠房低壓汽機進口管壓力及低壓汽機中，由於壓力發生改變，蒸汽密度亦隨之產生變化，因此蒸汽挾帶的分裂產物延遲中子源活度濃度亦隨之增減。參考 M. D. Koretsky 工程與化學熱力學一書[ref.20]，計算反應爐出口飽和蒸汽比容約為 $2.95\text{E-}2\text{ m}^3/\text{kg}$ 。參考核一廠訓練教材[ref.21]敘述，經過高壓蒸汽做完功的

低壓蒸汽將被送至汽水分離再熱器階段經過由高壓汽機之第五級抽汽，及第一級加熱器，及第二級由主蒸汽集管蒸汽加熱後，形成過熱蒸汽後進入低壓汽機，由核一廠訓練教材的朗肯再生熱功循環式 T-S 示意圖，如圖 3.6 當中可以看出經高壓汽機作完功的低壓蒸汽(第 4 點)，經汽水分離再熱器後被加熱至(第 5 點)與高壓蒸汽相近溫度(第 3 點)，因此本研究假設進入低壓汽機的過熱蒸汽溫度，與反應爐出口壓力 950 Psia 下的飽和蒸汽溫度 281°C 相當。

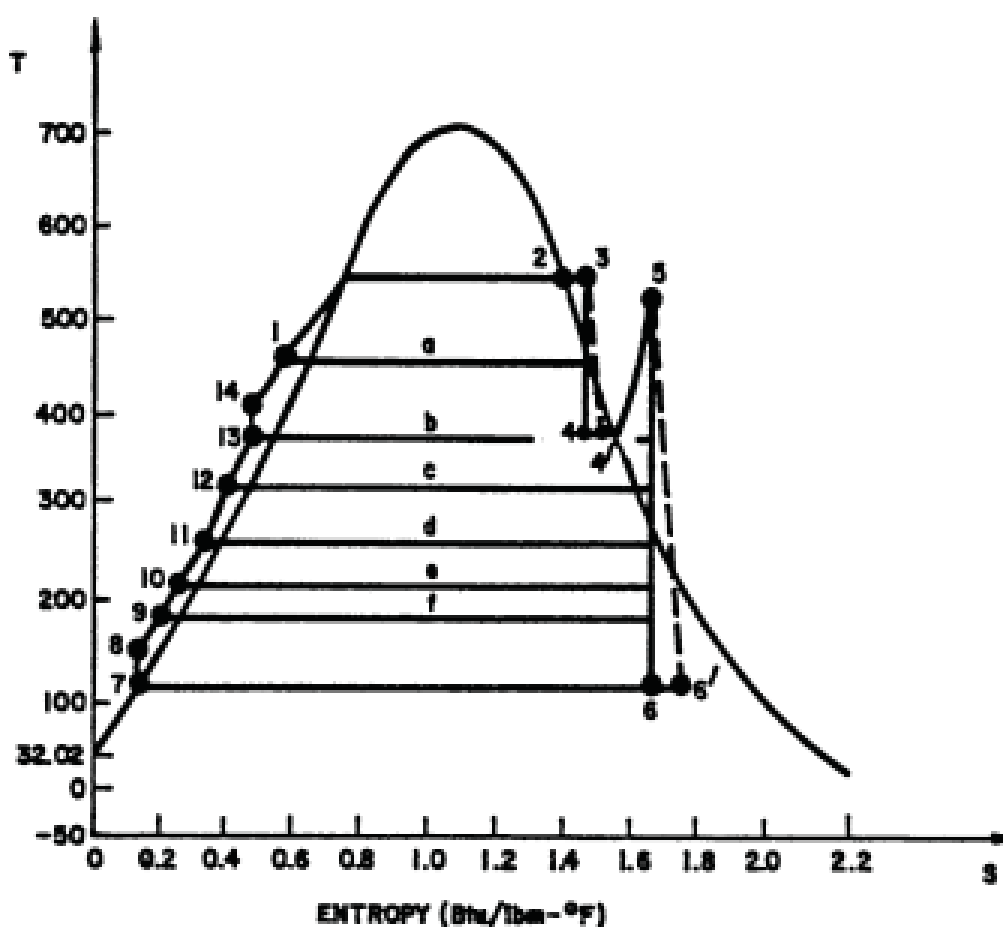


圖 3.6 朗肯再生熱功循環式 T-S 示意圖。

另為計算低壓汽機做完功後蒸汽比容，參考核一廠訓練教材敘述，低壓汽機做完功後蒸汽壓力約 6.06 Psia。由上述數據可分別計算進入低壓汽機前蒸汽管中的過熱蒸汽比容為 0.241 m³/kg，以及經過低壓汽機葉片做完功後的飽和蒸汽比容為 3.859 m³/kg。由上

述資料顯示，因為系統壓力下降蒸汽體積膨脹緣故，進入低壓汽機前的蒸汽管及低壓汽機中單位質量的蒸汽體積，相比於反應爐出口蒸汽，比容約膨脹 14.66 倍及 233.7 倍，亦即僅因體積膨脹緣故，蒸汽中的分裂產物延遲中子源活度濃度較反應爐出口下降約 14.66 倍及 233.7 倍。

經由上述考慮 U-235 熱中子分裂產物延遲中子源產率、蒸汽挾帶比例、從反應爐遷移至汽機廠房時間歷經自然衰變、蒸汽體積膨脹等因素綜合考量，計算 2 部機低壓汽機進口蒸汽管及低壓汽機內的中子活度濃度。其中分裂產物延遲中子源濃度占比，前五名分別為 I-137、Br-88、Br-89、Br-87、I-138，主要原因係上述鹵素行中子衰變比例較高，且由蒸汽挾帶比例高於其他分裂產物所致。本研究經由非常保守假設所有釋出的分裂產物都來自於燃料護套上的迷離鈾情況下，評估結果於 1、2 號機低壓汽機進口蒸汽管中子源活度濃度分別為 78.1 Bq/m^3 、 50.4 Bq/m^3 ，而 1、2 號機低壓汽機的中子源活度濃度分別為 4.9 Bq/m^3 、 3.16 Bq/m^3 。

3.3.4 爐水活化產物延遲中子源

輕水式核電廠之反應爐冷卻水，除用以帶走核燃料產生的熱量並產生蒸汽推動汽渦輪機發電外，亦作為中子緩速劑，緩和核分裂釋出的中子速度，並提高熱中子與核燃料 U-235 碰撞時作用機率。由於冷卻水充當緩速劑角色，於爐心持續受到中子撞擊，冷卻水(H_2O)可能受到中子活化，而形成放射性物質，其中氧的自然存在同位素 O-17 可能受到中子活化產生 N-17，而 N-17 放射性同位素為一延遲中子源。

參考 William Dean Wallace 從反應爐冷卻劑中誘發的加馬活度推定反應器功率研究文獻中說明 [ref.22]，反應爐冷卻水中 N-17 可源於 $\text{N}^{16}(\text{n},\gamma)\text{N}^{17}$ 及 $\text{O}^{17}(\text{n},\text{p})\text{N}^{17}$ 活化反應產生。有關 $\text{O}^{17}(\text{n},\text{p})\text{N}^{17}$ 的活化反應中子能量閾值約為 7.9 MeV，在閾值能量以上的平

均反應截面為 0.01 bar。在天然界中 O-17 同位素在氧的佔比為 0.039%。考慮 O-17 的天然豐度、與中子反應截面及作用機率下，相較於爐心臨界核分裂時產生的大量中子通量，一般而言會忽略 N-17 衰變釋出中子通量。然而為求保守，針對汽機廠房中設備所有可能活化情形進行篩濾及分析，其中包含 N-17 釋出延遲中子造成設備活化。

參考 Saadia Amiel 及 Jacob Gilat 對 $O^{17}(n, p)N^{17}$ 及 $O^{18}(n, d)N^{17}$ 與反應器中子反應研究中說明 [ref.23]，N-17 為延遲中子前驅物，半衰期為 4.14 秒，以放出 β 粒子形式衰變，從 N-17 衰變成為 O-17 激發態後然後立即轉變成 O-16 及一個中子。N-17 除了由 O-17 以快中子 $O^{17}(n, p)N^{17}$ 反應照射(能量閾值為 7.93MeV)產生外，理論上還可以經由 O-18 以更高能中子照射，分裂成氦以及 N-17，反應式為 $O^{18}(n, d)N^{17}$ ，能量閾值為 13.77 MeV，以及 O-18 以更高能中子照射，分裂出中子、質子及 N-17，反應式為 $O^{18}(n, pn)N^{17}$ 能量閾值為 16.0 MeV。而 O-17 同位素天然豐度為 0.037%，而 O-18 天然豐度為 0.204%。

Saadia Amiel 及 Jacob Gilat 已從 H. GOLDSTEIN 及 W. J. HENDERSON 的研究，證實 N-17 出現於反應爐冷卻水中，並指出來源係爐心中尚未經冷卻水緩速的快中子以 $O^{17}(n, p)N^{17}$ 反應產生。而後 P. A. ROYS 及 K. SHURE 針對反應器冷卻水中的中子設計實驗進行量測，一組實驗直接量測反應器冷卻水穿越管射出的中子，另一組實驗將冷卻水引入一特別設計的放射套管中。經實驗量測及評估結果，以 $O^{17}(n, p)N^{17}$ 反應的有效截面，於兩組實驗分別為 $9.3 (\pm 10\%)$ 及 $5.2 (\pm 30\%) \mu\text{barn}$ 。

對於反應器冷卻水中的 N-17 產生，Saadia Amiel 及 Jacob Gilat 則設計實驗量測，該實驗將經過同位素濃縮的水樣（含有 3.8% 的 O-17 及 95% 的 O-18）放入 IRR-I（以色列水池式反應器，運轉功率為 1 MW）進行照射，研究結果顯示 N-17 的來源並不只有 O-17 以 $O^{17}(n, p)N^{17}$ 反應產生，同時 $O^{18}(n, d)N^{17}$ 反應也有一定的產量貢獻，經實驗量測及

計算兩種反應式的有效截面分別為 $7.4(\pm 0.59) \mu\text{barn}$ 及 $0.086(\pm 0.008) \mu\text{barn}$ ，實驗評估結果在使用天然水的反應器產生 N-17 來源中，以 $\text{O}^{18}(\text{n}, \text{d})\text{N}^{17}$ 反應方式產生約占總量的 6%。

本研究另參考 Andrej Žohar 及 Luka Snoj 對核設施冷卻水活化對周遭造成劑量的研究 [ref.24]，文獻指出 N-16 來自 O-16 受到中子活化以 $\text{O}^{16}(\text{n}, \text{p})\text{N}^{16}$ 反應產生，O-16 於天然豐度為 99.76%，N-16 半衰期為 7.13 秒，衰變時釋出 γ 射線。而 N-17 由 $\text{O}^{17}(\text{n}, \text{p})\text{N}^{17}$ 活化反應產生，N-17 衰變時釋出的中子能譜，35%衰變放出中子能量為 0.383 MeV、1%為 0.884 MeV、53%為 1.171 MeV、7%為 1.70 MeV，如表 3.7 所示。

表 3.7 氧同位素被中子活化產物及衰變形式。

Isotope	Natural abundance [%]	Reaction	Activation product	$t_{1/2}$ [s]	Decay products
^{16}O	99.76	(n,p)	^{16}N	7.13	2.742 MeV gamma (1 %)
					6.129 MeV gamma (67 %)
					7.115 MeV gamma (5 %)
^{17}O	0.04	(n,p)	^{17}N	4.14	0.383 MeV neutron (35 %)
					0.884 MeV neutron (1 %)
					1.171 MeV neutron (53 %)
					1.700 MeV neutron (7 %)
^{18}O	0.04	(n, γ)	^{19}O	26.9	0.110 MeV gamma (3 %)
					0.197 MeV gamma (63 %)
					1.357 MeV gamma (33 %)
					1.444 MeV gamma (3 %)

由 Andrej Žohar 及 Luka Snoj 對 O-16 及 O-17 受中子活化截面研究，如圖 3.7 所示，中子活化反應的能量閾值約 8MeV。Andrej Žohar 等人同時以 MCNP 程式評估在熱功率為 2 GW 的 PWR 反應器，達平衡情況下冷卻水中 N-17 濃度約介於 $1.4\text{E}+8$ 至 $4.2\text{E}+8$ Bq/m³ 之間。並且該文獻針對反應爐中的降流區、爐心底部、爐心、爐心上部空間的 N-16 及 N-17 產率分別進行評估。參考其研究結果顯示，由於 O-16 及 O-17 兩核種具有相

近的中子活化能量閾值及中子作用截面，反應爐各區域 N-16 與 N-17 於產率比值約介於 $7.0\text{E}+3$ 至 $1.8\text{E}+4$ 之間變化不大外，且該產率比值與 O-16 對 O-17 天然豐度比值 $2.7\text{E}+4$ 數量級亦相當接近。參考上述結果，由於 O-16 及 O-17 核種中子作用截面相近，且不會因反應器型式變化而有所差異，本研究合理假設該產率比值於 BWR 電廠亦可適用，且為保守評估設備材料受較多中子通量活化，參考上述研究結果保守假設 N-16 對 N-17 產率比值為 $7.0\text{E}+3$ 比 1。

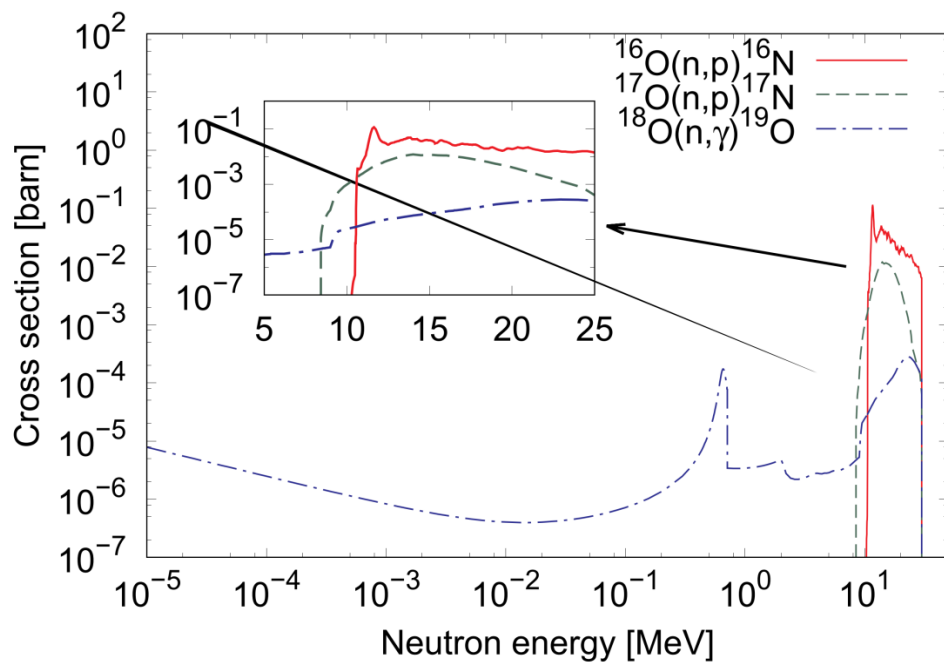


圖 3.7 O-16, O-17, O-18 中子活化反應截面圖。

REGULATORY GUIDE 1.112 [ref.25]為美國核能管制委員會發行，用以針對輕水式核反應器氣體和液體放射性物質排放量的計算的管制指引。對於電廠排放量的計算，美國核管會共核可三種方法，包括：NUREG-0016 (BWR-GALE Code)及 NUREG-0017 (PWR-GALE Code)，以及美國國家標準協會(ANSI)在 ANSI/ANS-18.1-1999 中描述的方法，可用於計算 BWR 反應器冷卻劑和蒸汽，以及 PWR 一次側冷卻劑和二次側水和蒸汽中的輻射源項。

引用美國核管會核可的方法之一，美國國家標準協會發行的 ANSI/ANS-18.1-1999 輕水式反應器正常運轉輻射源項報告 [ref.26]，該 ANSI/ANS-18.1-1999 報告數據係針對使用鉛護套包覆氧化鈾燃料的輕水式電廠，目的係用以建立輕水式電廠流體中，典型長期主要的放射性核種，及計算各種預期流徑的放射性氣體及液體外釋量。於報告表 5 第分類 4 類中指出 N-16 於蒸汽中濃度，位於反應器壓力槽出口噴嘴位置為 $5.0E+1 \mu\text{Ci/g}$ 。

對於 ANSI 數據於不同電廠是否能直接使用問題，報告中說明一般需考量反應器尺寸或功率大小或運轉條件，並套用該報告提供有關的濃度調整係數做修正。有關第 4 類 N-16 濃度調整係數，報告說明由於假設各反應器的冷卻水質量與反應器功率比值約為固定值，因此冷卻水或蒸汽中的濃度調整係數均為 1.0，該數值並不受反應器尺寸或功率大小所影響，但如果運轉時實施加氫水化學策略的話，則須依濃度調整係數於冷卻水中為 0.8，於蒸汽中為 5.0 進行修正。

為了解飼水加氫為何會造成 BWR 反應器蒸汽放射性氮含量增加原因，經蒐集文獻包括台灣電力公司 2008 年及核能研究所 2010 年，派員參加反應器水化學國際會議及冷卻水輻射分解暨電化學研討會報告 [ref.27, 28]。報告中說明自 2006 年底，核一廠即開始飼水加氫水化學(Hydrogen Water Chemistry, HWC)策略。由於沸水式反應器(BWR)系統管線之破裂問題，特別是爐心內部組件與再循環系統之沿晶應力腐蝕龜裂現象 (Intergranular Stress Corrosion Cracking, IGSCC)，為 BWR 普遍存在的問題，爐水中的氯與硫酸根離子是主要因素，於飼水加氫的目的為降低腐蝕電位(electrochemical corrosion potential, ECP)以抑低沿晶應力腐蝕龜裂現象，如圖 3.8 所示。

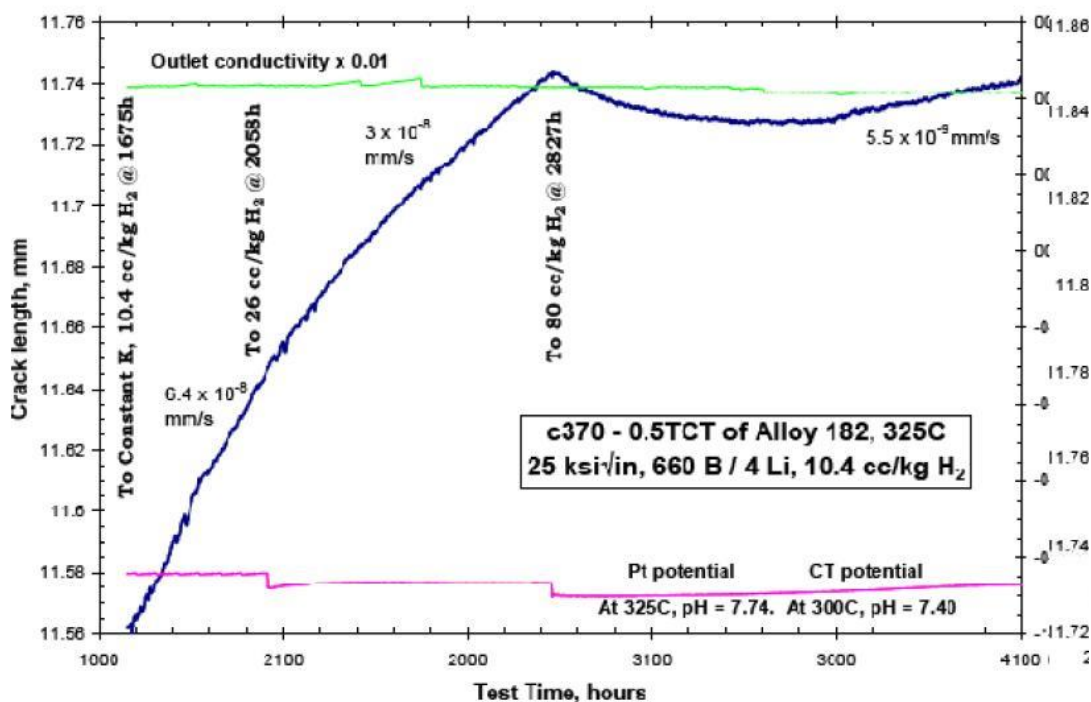


圖 3.8 飼水加氫濃度與裂縫成長速率關係圖。

而奇異公司 (General Electric Company, USA)發展的加氫水化學，建議中量注氫 (moderate hydrogen water chemistry, HWC-M)的電廠 HWC 可用率應>95%，而低量注氫加貴重金屬添加(noble metal chemical application, NMCA) 的電廠 HWC 可用率應>98%，以達到抑低 IGSCC 效果。因此為抑低沿晶應力腐蝕龜裂現象發生，於功率運轉期間幾乎都需要持續於飼水中加氫，故本研究保守假設核一廠 2006 年底實施飼水加氫後，功率運轉期間注氫率皆為 100%。

Yoichi WADA 等人針對聯氨和氫共同注入減輕沸水式反應器結構材料的應力腐蝕龜裂研究 [ref. 28]，說明由於反應爐內輻射水解機制， H_2O 被分解及再結合後產生諸如 O_2 、 O_2^- 、 OH 、 OH^- 、 HO_2^- 、 H_2O_2 等具有氧化能力的分子或離子，於飼水中加入 H_2 ，可使 H_2 與具有氧化能力的分子或離子結合還原成 H_2O ，消除反應器冷卻水中氧化環境並抑制腐蝕龜裂現象，如圖 3.9。

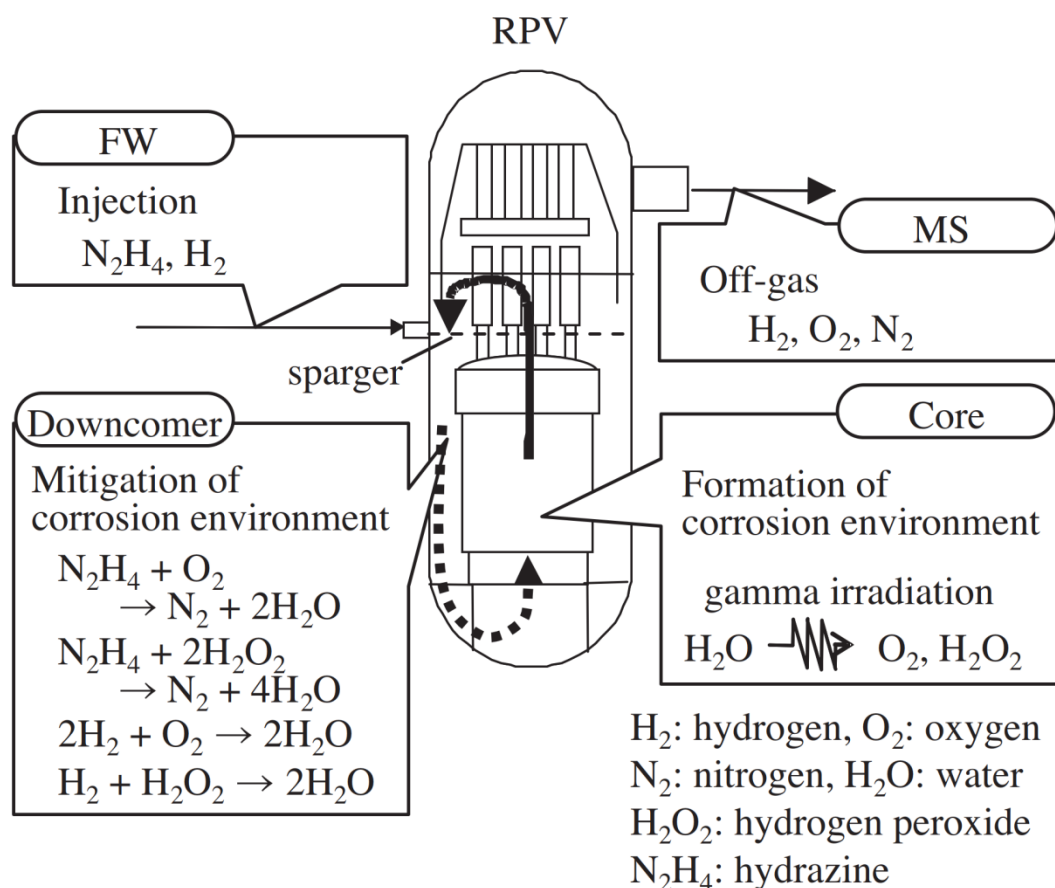


圖 3.9 飼水加氫與聯氨消除爐水氧化環境示意圖。

本研究另參考美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)對 BWR 壓力槽及爐內組件因飼水加氫緩解視察技術報告指出 [ref.30]，反應器產生的蒸汽所含輻射來源，主要是短半衰期的 N-16，半衰期為 7.35 秒，衰變時有 67%的機率釋出 6.13MeV 的 γ 射線，N-16 為冷卻水中的 O-16 在爐心被快中子以 $\text{O}^{16}(\text{n}, \text{p})\text{N}^{16}$ 反應產生，但因飼水加氫緣故，冷卻水的氧化性降低，N-16 的化學形式從主要的非揮發性硝酸鹽類，轉變為更易揮發的形式，例如氮氧化合物和氨，從而跟隨蒸汽跑到主蒸汽管路中，故報告評估飼水加氫緣故造成汽機輻射強度可增加 4 至 5 倍，而該結論與前述美國國家標準協會所發行的 ANSI/ANS-18.1-1999 指出，對實施飼水加氫 BWR 機組蒸汽中 N-16 濃度，修正係數提高 5 倍結果一致。

NSI/ANS-18.1-1999 美國國家標準對 BWR RPV 出口噴嘴位置 N-16 濃度建議值及濃度調整係數 5 倍後，可合理設定核一廠自 2006 年底開始飼水加氫後，反應爐壓力槽出口蒸汽中的 N-16 濃度為 $2.5\text{E}+2 \mu\text{Ci/g}$ 。並參考 Andrej Žoha 研究結果及根據上述假設 N-16 對 N-17 產率比值為 $7.0\text{E}+3$ 比 1，推算出 RPV 出口蒸汽中 N-17 濃度約為 $3.6\text{E}-2 \mu\text{Ci/g}$ 。

參考美國原子能委員會(United States Atomic Energy Commission)，其為美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)的前身，所發行的 WASH-1338 報告(BWR 電廠廢氣處理系統在異常情形下的劑量評估)[ref.31]。報告目的係由於美國聯邦法規 10 CFR 第 50 部分第 50.34 節，要求每位核反應器建造許可證或運行許可證的申請人，提供該電廠運行對公眾健康和安全造成的風險評估。因此美國原子能委員會參考當時許多研究文獻數據後，針對廢氣排放系統(off-gas system)滯留管、活性碳吸附系統及微粒過濾器意外事件(例如破管)造成的外釋劑量進行評估並發表 WASH-1338 報告。報告指出 BWR 電廠廢氣的主要成分包含水被輻射分解產生的氫氣與氧氣、空氣內漏、空氣及水被活化產物及核分裂產生的氣體。參考 WASH-1338 文獻的 Table III 計算意外事故時所使用的活化氣體輻射源項，其中所列的 N-16 活度傳輸率為 $1.7\text{E}+8 \mu\text{Ci/s}$ ，及 N-17 活度傳輸率為 $2.6\text{E}+4 \mu\text{Ci/s}$ ，與前述本研究計算結果，汽機廠房 N-16 傳輸活度為 $1.28\text{E}+8 \mu\text{Ci/s}$ ，N-17 傳輸活度為 $1.10\text{E}+4 \mu\text{Ci/s}$ ，兩者結果相當，顯示本研究射源項評估量合理，且並不存在過度保守高估問題。

為計算爐水活化產物於蒸汽中的輻射源濃度活度，需分別計算進入低壓汽機前蒸汽管及低壓汽機中的蒸汽比容(m^3/kg)變化，計算過程與前述 3.3.3 節相同，根據計算比容變化得到 N-16 及 N-17 於進入低壓汽機前蒸汽管及低壓汽機中，蒸汽中的 N-16 及 N-17

活度濃度值，並考慮實施飼水加氫後的含氫量修正因子後，計算結果如表 3.8。本節有關中子活化相關分析項目、假設條件、參考依據整理如表 3.9。

表 3.8 篩濾分裂產物延遲中子源放射性同位素。

汽機廠房蒸汽設備放射性氫濃度		進入低壓汽機前的 蒸汽管	低壓汽機
飼水加氫前	N-16 濃度(Bq/m ³)	3.95E+09	2.48E+08
	N-17 濃度(Bq/m ³)	3.40E+05	2.14E+04
飼水加氫後	N-16 濃度(Bq/m ³)	1.97E+10	1.24E+09
	N-17 濃度(Bq/m ³)	1.70E+06	1.07E+05

表 3.9 延遲中子源分析假設條件。

分析項目	假設條件	參考依據
設備材料組成元素及佔比	Copper OFE Bi (0.001), Cd (0.0001), Cu (99.99), Pb (0.001), Hg (0.0001), O (0.0005), S (0.0018), Zn (0.0001) Low carbon content steel C (0.105), Fe (99.35), Mn (0.45), P (0.02), S (0.025), Si (0.05)	Biagio Zaffora 等 人研究[ref.6]
中子活化反應式	(n,γ)、(n,p)、(n,α)、(n,2n)	E. F. Love 等人研 究[ref.12] V. Remeikis 等人 研究[ref.13]
核分裂產物延遲中子源質 量數範圍	U-235 熱中子核分裂產物質量數範 圍介於 75~160 之間	Robert William Mills 著作[ref.15]
核分裂產物延遲中子源核 種產率比	假設核反應器產生的各種短半衰期 核分裂產物產率，近似於 U-235 熱 中子分裂產率及其由母核衰變鍊累 積產生的核種產率。	JENDL-4.0 核分裂 產率數據資料庫 [ref.17]

核分裂產物延遲中子產生來源	假設分裂產物來源均來自於燃料製造過程中，殘留於燃料護套表面的迷離鈾，並於核分裂產生後釋出	分裂產物產生後無須從燃料護套內部經由護套裂隙遷移釋出，此為最大量分裂產物延遲中子源假設情境
分裂產物被蒸汽挾帶比例	惰性氣體 100% 鹵素元素 2% 其餘分裂產物 1%	核一廠終期安全分析報告(FSAR)第 11 章[ref.19]
低壓汽機入口蒸汽溫度	假設經過汽水分離再熱器加熱至與主蒸汽溫度相當	核一廠訓練教材[ref.21]
爐水活化產物 N-16 與 N-17 比值	假設反應器產生的爐水活化產物 N-16 比 N-17 約為 7.0E+3 倍	Andrej Žohar 等人研究[ref.24]
N-16 於蒸汽中濃度	反應器壓力槽出口噴嘴位置為 5.0E+1 $\mu\text{Ci/g}$	ANSI/ANS-18.1-1999[ref.26]
飼水加氫造成蒸汽中放射性氮含量增加	飼水加氫造成蒸汽中放射性氮含量增加 5 倍	ANSI/ANS-18.1-1999[ref.26] EPRI 研究報告 BWRVIP-62NP [ref.30]

3.3.5 中子活化測試評估模式

汽機廠房的蒸汽管路中含有一定量的延遲中子源，並且核分裂產物延遲中子源即使以保守方式評估，其含量相比於爐水活化產物延遲中子源而言顯得可以忽略。

經由上述評估過程已確認汽機廠房的蒸汽管路及設備中含有一定量的延遲中子源，為了解中子與待評估設備之間的活化機制、作用可能性、及作用後產生的核種類別等，由於物質與中子作用方式及機率，與入射中子能量息息相關，為了解中子與物質作用可能情形，本研究於汽機廠房中子活化評估模式分析前，先執行中子活化測試評估模式進行觀察與評估。

由台電資料顯示，由低壓汽機 A 台邊界至勵磁機邊界兩者最遠距離約 20 m，因此中子活化測試模型假設有一中空球狀結構，中心為中子射源，球殼厚度為 20 m，材料同表 3.1，以模擬中子從射源處產生後，經過最長可能遷移路徑 20 m 直至中子離開待設備表面為止，以代表如有中子從低壓汽機 A 台邊界產生，完整遷移至勵磁機邊界過程中可能發生的情形，中子活化測試評估模型如圖 3.10。

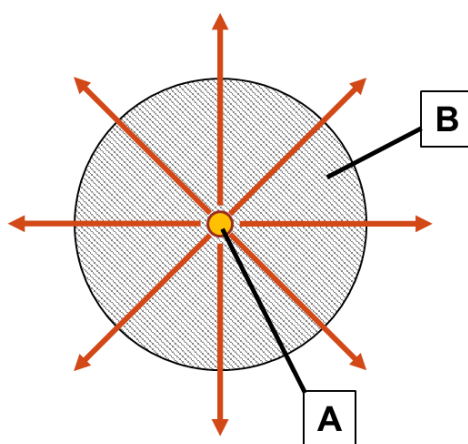


圖 3.10 MCNP 中子活化測試評估模型圖。A 為模擬射源、B 為待評估材質。

3.4 光核反應評估模式

考量發電機與勵磁機並未與挾帶放射性物質的蒸汽直接接觸，如要對設備產生活化，則輻射必須穿透蒸汽管壁或高低壓汽機殼後，遠程與發電機及勵磁機內部組件產生作用因而產生活化污染，帶能量的輻射線除上述研究中探討的中子外，另有原子核衰變釋出的帶電粒子及光子，考量帶電力粒子平均自由徑相當短，要能成功穿越管路或機殼並穿越空氣，成功抵達發電機及勵磁機內部組件產生作用的可能性非常小，因此排除帶電粒子遠程活化可能性，故本研究假設汽機廠房設備另一個可能污染途徑為光核反應，當高能光子入射材料後與原子核發生作用，其能量足以抵銷原子核結合能時，可使原子核分裂產生放射性核種，光核反應作用如圖 3.11 所示[ref.32]。

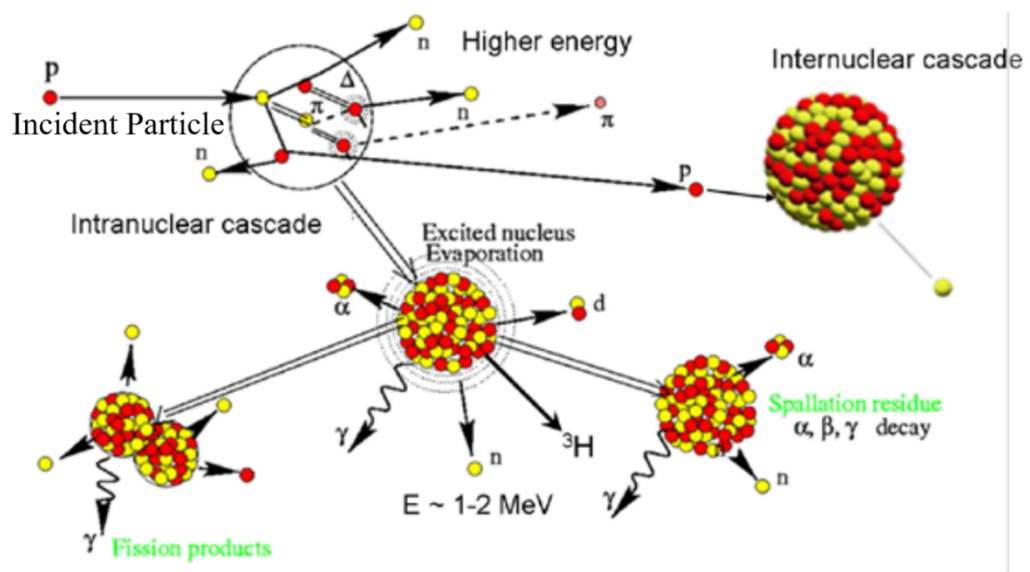


圖 3.11 光核反應作用示意圖。

為探討核電廠運轉過程當中，產生的核分裂產物、管路腐蝕活化產物、冷卻水活化產物衰變時釋出高能射線，對汽機廠房設備是否足以產生光核反應並產生活化，首先需對光子射線的能量上限作探討。

一般而言光核反應在產生高能射束設施，例如加速器，是需要重要考量的活化機制，但輕水式反應器產生的放射性核種衰變釋出的光子能量，是否也會造成其他鄰近設備材料活化則並不清楚而須要進行研究與探討。為了解光核反應是否可能發生，以下針對幾個方向分別研究並綜合探討及驗證，分別是：1.光子源能量篩濾、2.光核反應能量閾值、3.光核反應測試評估模式。

3.4.1 光子源能量篩濾

考量放射性核種產源為核反應爐，與前一節中子源評估作法相似，研究僅針對半衰期大於 1 秒的放射性核種衰變時釋出的光子能量做篩濾。對於要篩濾的放射性同位素類別及質量數範圍，參考 Yu. S. Lutostansky 及 V. I. Lyashuk 對中子活化產生超鈾元素研究

[ref.34]，其中超鈾元素質量數 257 的同位素產率相較於質量數 254 的產率，約為 $1.0\text{E}-8$ 倍，如圖 3.12，亦即當質量數越大，由中子活化產生量呈指數減少關係，因此對於反應爐產生的放射性同位素篩濾僅考慮質量數 257 以下核種，質量數 258 以上的超鈾元素，由於產生比例相對過少因此選擇忽略，亦即針對輕水式反應器產生放射性同位素衰變光子，質量數篩選範圍界定為 1 至 257 之間。

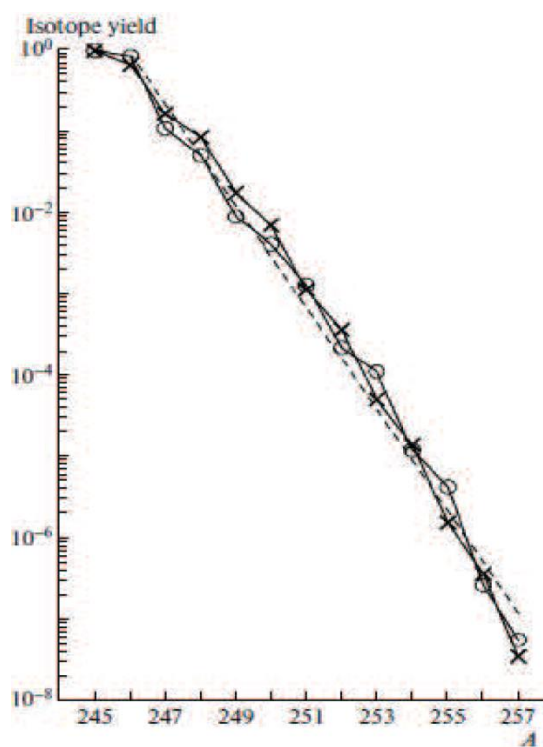


圖 3.12 中子活化產生超鈾元素同位素相對產率比例關係圖。

參考 S.Y.F. Chu 等人建置的核種搜尋資料庫 [ref.35]，以及 F. William Walker 等人出版的核種及同位素一書 [ref.36]，篩濾選定範圍內所有半衰期大於 1 秒的放射性核種衰變前後的能量差(Q-value)，結果總計篩濾共 1,831 個放射性核種如圖 3.13 所示，橫坐標為質量數 A，縱坐標為原子序 Z，並依 Q-value 大小分群組顏色標示，其中 19 個放射性核種衰變 Q-value 大於 10 MeV 如圖上紅點標示。針對該 19 個衰變 Q-value 能量大於 10

MeV 個放射性同位素進一步從資料庫找尋其衰變模式、衰變能量、行該模式衰變比例衰變釋出 γ 能量最高核種分別為 Al-24、K-48、C-15 及 N-16。

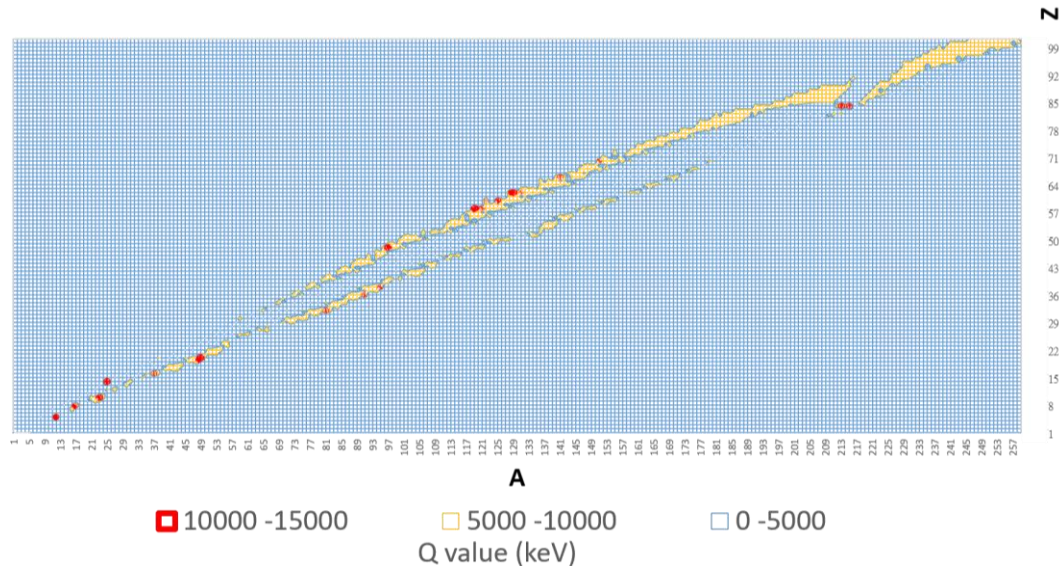


圖 3.13 放射性核種衰變原子序質量數與 Q value 關係圖。

參考前述針對核分裂產物延遲中子源篩濾過程探討，核分裂產物除 H-3 以外，僅需考慮質量數介於 75 至 160 之間的放射性核種，而 Al-24、K-48、C-15 於反應器中無合理產生來源，另考慮 FSAR 假設放射性核種於爐心中產生後，經蒸汽挾帶遷移至汽機廠房微粒類的占比僅 0.1%，因此可剔除上述核種，而其他能量介於 6.5 MeV 至 8 MeV 之間核種，亦因核分裂產率過低以及蒸汽挾帶比例太低因素剔除後，對於光核反應射源僅須考慮 N-16 核種衰變時釋出 γ 能量造成設備材料活化可能性。由 S.Y.F. Chu 等人建置的核種資料庫數據顯示，N-16 行衰變時釋出 γ 能量及其產率分別為，6.13 MeV 為 67.0%、6.92 MeV 為 0.038%、7.12 MeV 為 4.9%、8.87 MeV 為 0.076%。

3.4.2 光核反應能量閾值

為了解前述表 3.1 常見材料所含元素，要產生光核反應的能量閾值為何，本研究參考 William P. Wanson 等人計算電子撞擊材料產生中子產率 [ref.37]及, I.S. Anderson 等人對加速器撞擊產生中子源的研究結果 [ref.38]，如表 3.10 及圖 3.14，對於上述 4 種材料的主要組成成分如 C、Al、Fe、Ni、Cu 要產生核反應具有能量閾值，前提是入射粒子的能量大約至少需超過 10 MeV 以上才開始有可能對靶材產生核反應，然而材料當中少數雜質例如鉛，當光子能量超過 6.73 MeV 時即可能有機會產生核反應。

表 3.10 常見材料光核反應能量閾值。

Z	Material	$k_{th}^{(a)}$ (MeV)	Radiation Length(b) ρX_O (g cm ⁻²)	Critical Energy (MeV X_O^{-1})		$X_p/X_0^{(d)}$	References for Cross Sections (k < 30 MeV)
				As Defined	Used ^(c)		
6	Carbon	18.72	42.70	97.1	79.38	1.287	Fu66 ^(e)
13	Aluminum	13.03	24.01	51.0	41.95	1.306	Ve74
26	Iron	11.21	13.84	27.4	22.31	1.295	Mo53, Pr50 ^(f)
28	Nickel	11.38	12.68	25.6	21.00	1.299	Fu74
29	Copper	9.91	12.86	24.8	20.23	1.300	Fu64
47	Silver	9.18	8.97	16.2	13.32	1.293	Le74
56	Barium	6.90	8.31	15.1	12.11	1.293	Be71
73	Tantalum	7.64	6.82	10.4	9.11	1.297	Be68
74	Tungsten	6.20	6.76	10.2	9.02	1.297	Ve75
79	Gold	8.07	6.46	9.66	8.55	1.297	Ve70
82	Lead	6.73	6.37	9.51	8.50	1.298	Ha64, Ve70 ^(g)
92	Uranium	6.04	6.00	8.36	7.64	1.292	Ve73 ^(h)

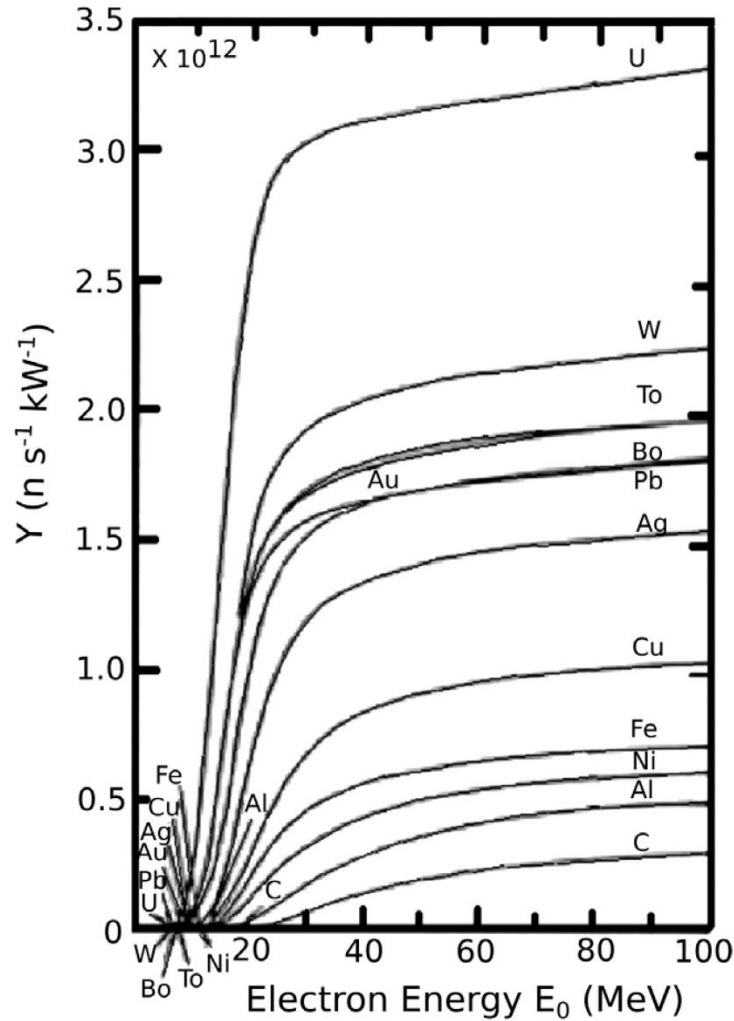


圖 3.14 常見材料光核反應能量與產率。

3.4.3 光核反應測試評估模式

本研究於進行汽機廠房光核反應評估模式前，為研究光核反應活化可能性，除了評估汽機廠房運轉期間，產生的放射性同位素衰變釋出的光子最大能量，並從文獻上蒐集入射光子與材料發生光核反應能量閾值進行比對外，本研究並以 MCNP 程式進行模擬及驗證，包括光子與待評估物質光核反應機制、作用可能性、及作用後產生的核種類別進行研究，因此本研究以光核反應測試評估模型驗證材料活化情形進行探討。由於物質與光子發生光核反應的可能性，取決於入射光子最大能量，是否大於該材料光核反應的

能量閾值，如入射能量低於反應閾值則不會發生光核反應，因此光核反應測試評估模式無須像中子活化測試模式一般，對粒子於最長遷移路徑中的作用進行完整評估。

本研究的光子活化測試模式，假設有一中空球狀結構，中心為光子射源，球殼厚度為 5 mm，結構如圖 3.15。光子活化測試評估模式選用表 3.1 的 4 種材料，包含：304L 不鏽鋼(304L stainless steel)、鋁材(Al-6060)、無氧銅(copper OFE)及低碳鋼(low carbon steel)。模擬的射源填滿球內空間，能量設定為 8.869 MeV，即前述 N-16 衰變時可能釋放之最高能量。模擬運跑粒子數為 1×10^8 個，資料紀錄(tally card)對象為各材質層之中子及光子通量。MCNP 對光核反應之模擬預設為關閉，需於物理模式卡(mode card)輸入指令(PHYS:P)將其開啟，而在材料組成(MX card)亦要置換為光核反應適用之截面資料庫。

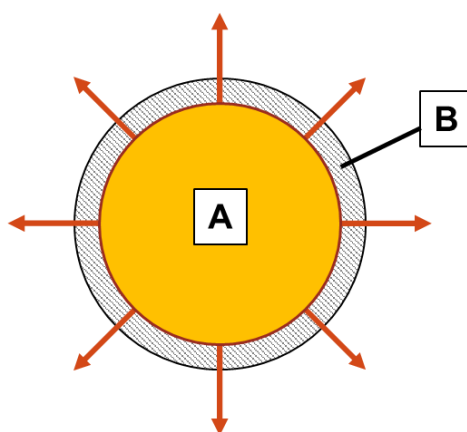


圖 3.15 MCNP 光子活化測試模式結構圖。A 為模擬射源、B 為待評估材質。

3.5 汽機廠房設備活化蒙地卡羅評估模式

為建立汽機廠房設備活化評估模式，本研究建議可參考台電提供之核一廠汽機廠房設備配置圖，並依原始尺寸大小，於蒙地卡羅 MCNP 程式內建立 1 比 1 的近似評估模型。由於 3 樓與 2 樓之間具有樓地板屏蔽，以及 2 樓冷凝器 B 與發電機間有牆面屏蔽，因此射源部分僅考慮 3 樓地板以上的低壓汽機 A、B 以及其蒸汽管路內的輻射源。而參考一廠實際配置，低壓汽機進口蒸汽管旁具有輻射屏蔽牆，因此評估模式亦加入此屏蔽牆進行模擬。而模擬的發電機及勵磁機內部組件則包含：轉子、轉子線圈、定子鐵心、定子線圈、勵磁機、整流輪等組件。

設備組件材質設定部分，低壓汽機(含冷凝機)殼體、勵磁機及發電機主結構設定為低碳鋼，發電機內部線圈設定為無氧銅，蒸汽管內部主要材料設定為蒸汽水(vapor water)，蒸汽管屏蔽牆為低碳鋼，2 樓的隔間牆為常規水泥(regular concrete)。射源模擬採用 N-17 衰變中子能譜，並設定以下空間內具有中子源分布，包括：汽機廠房 3 樓以上蒸汽管、低壓汽機 A、B 機殼內部。

有關輻射源的設定，MCNP 程式對於複雜之射源結構，需使用包覆限制(enclosing rejection)的方式：先設定一個可容納對象結構的射源分布區域，再於 CEL 參數內輸入 cell card 的代號，並指定個別結構之強度比例。由於 MCNP 有射源最低取樣效率的限制，故此部分須依照低壓汽機與蒸汽管的外型進行適當之取樣範圍包覆。射源能量分別採用 N-17 衰變時的中子源進行活化分析，並以 N-16 衰變時釋出的光子源進行光核反應活化分析。而中子源強度及光子源強度，則由前述章節射源活度濃度，乘以本節建立的汽機廠房模型中，位於 3 樓樓板以上的低壓汽機 A 台及 B 台及其蒸汽管內體積，分別計算得到各個組件的射源總活度，並且設定各個組件內的射源分布均勻且為等向性(isotropic)

朝其四周空間進行輻射。

對於低壓汽機內蒸汽分布情形，本研究參考 Qing Xu 等人對於汽渦輪機排氣通道氣動特性數值分析研究 [ref.39]，由於核一廠低壓汽機構造與其研究的汽機樣式類似，如圖 3.16 所示，蒸汽由低壓汽機頂部進入後，由中間往兩側移動進行絕熱膨脹過程，將蒸汽內能轉換成推動汽機葉片旋轉動能。對於低壓汽機中的流體分布如圖 3.17 至圖 3.18，蒸汽推動低壓汽機葉片作完功後，往下移動進入冷凝器空間，因此蒸汽充滿低壓汽機殼內空間。本研究為求保守朝活化反應較大值分析，將汽機葉片所佔空間亦假設為蒸汽所充滿，並忽略從低壓汽機各級抽汽至飼水加熱器的蒸汽損失量，假設反應爐產生的蒸汽量全數通過低壓汽機殼並往下移動進入冷凝器。

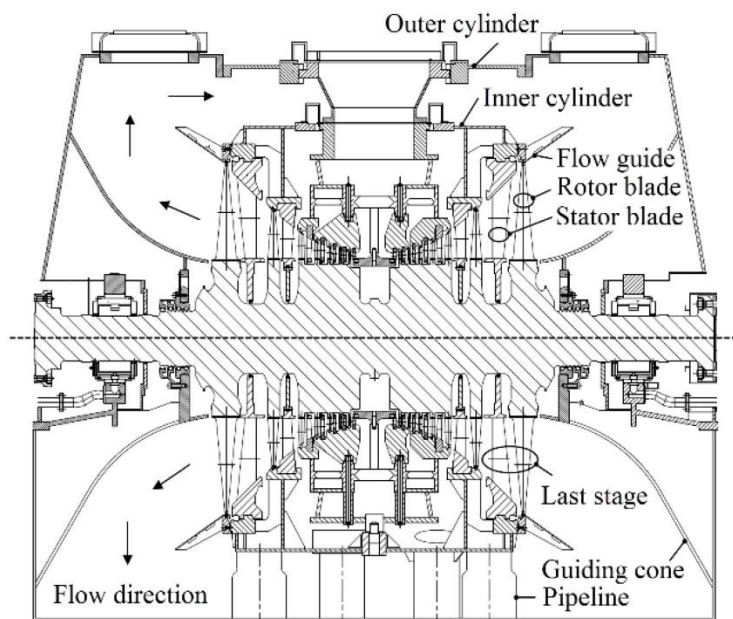


圖 3.16 Qing Xu 等人對低壓汽機流體研究圖-1。

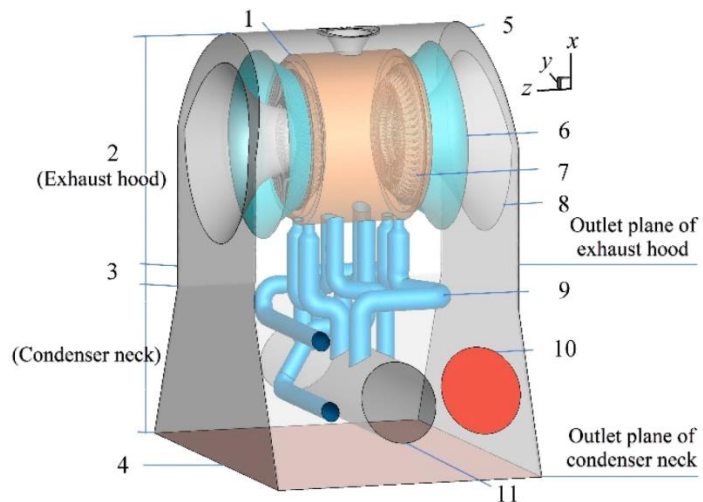


圖 3.17 Qing Xu 等人對低壓汽機流體研究圖-2。

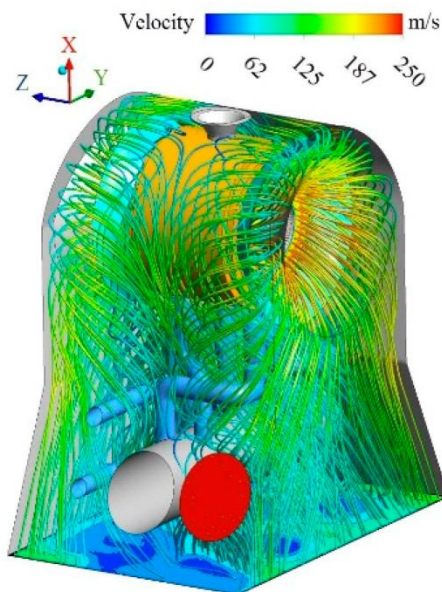


圖 3.18 Qing Xu 等人對低壓汽機流體研究圖-3。

3.6 空浮沉降污染評估模式

3.6.1 空浮沉降污染物理評估模式

對於空浮造成設備表面污染的評估，由於 RESRAD-BUILD 係為建物內人員受到輻射源各種曝露途徑造成之輻射劑量所設計，程式並未特別為使用者開發特定空浮濃度下，因空浮沉降機制造成表面污染活度濃度的評估功能，因此本研究並非提出直接使用

RESRAD-BUILD 程式評估，而是參考其程式中使用的空浮沉降污染物理模式，評估本案設備表面污染活度濃度。

參考 C. Yu 等人所著的 RESRAD-BUILD 使用手冊第 3 版 B-3 頁 [ref.40]，可得知建物內物體表面污染濃度(pCi/m²)與空浮濃度關係表示成下列微分方程式：

$$A_i \frac{dC_{di}^n(t)}{dt} = u_d A_i C_i^n(t) - \lambda_{rn} A_i C_{di}^n(t) - \lambda_R A_i C_{di}^n(t)$$

其中：

- $C_{di}^n(t)$ 為在房間 i，在時間 t，放射性核種 n，由於空浮沉積的關係投影在水平面上的表面污染濃度(pCi/m²)。
- $C_i^n(t)$ 為在房間 i，在時間 t，放射性核種 n，室內空浮濃度(pCi/m³)。
- u_d 放射性空浮微粒平均沉積速率(m/h)。
- λ_{rn} 放射性核種 n，放射性衰減常數(1/h)。
- λ_R 沉積的放射性空浮微粒再懸浮至空氣中的速率或比例(1/h)。
- A_i 在房間 i 的樓板面積。

由於本研究對象僅汽機廠房 3 樓單一空間，並無多個房間共同計算，因此微分方程式可簡化成：

$$\frac{d C_d^n(t)}{dt} = u_d C^n(t) - \lambda_{rn} C_d^n(t) - \lambda_R C_d^n(t)$$

參考核一廠終期安全分析報告(FSAR)第 12 章，針對廠房空浮來源及評估結果。第 FSAR 第 12.2.3 節說明，放射性空浮來源可來自任何含有輻射的系統洩漏，例如蒸汽洩漏導致廠房中含有放射性惰性氣體、碘及微粒，並假設當中的微粒會沉降下來，但惰性氣體和碘則可以自由地留在空氣中直到經由通風系統抽出過濾後釋放到環境中。FSAR 根據 WASH 1258 報告指出，由於蒸汽洩漏來源眾多，且每個來源的洩漏率都太小，以

至於沒辦法對每個設備洩漏率做定量描述，因此建議汽機廠房總蒸汽洩漏率為 $7.72\text{E}+5$ 克每小時，或 $1.7\text{E}+3$ 磅每小時。

因此本研究參考 FSAR 第 12 章的假設，汽機廠房主蒸汽連通管路接合處及設備相聯結之間存在微小縫隙，於運轉期間主蒸汽所含放射性氣體洩漏至汽機廠房，放射性空浮核種種類及核種之間的比例，如 FSAR 表 12.2-4(如表 3.11)。參考 FSAR 1.2.2.4 節敘述，汽機廠房總體積約 $4.1\text{E}+6 \text{ ft}^3$ ，而設計的汽機廠房通風抽氣系統體積流率為 $2.06\text{E}+5 \text{ ft}^3/\text{min}$ ，也就是每小時通風系統約可抽出 3 倍的汽機廠房體積空氣，換算下來當機組停止運轉，不再有蒸汽洩漏產生的空浮源項，則通風系統每 2.25 小時可移除汽機廠房空氣中 99.9%空浮濃度。

表 3.11 核一廠 FSAR 運轉期間廠房空浮濃度設計值。

Isotope	MPCa* ($\mu \text{ Ci/cc}$)	Containment ($\mu \text{ Ci/cc}$)	Building* fmpca	Turbine ($\mu \text{ Ci/cc}$)	Building** fmpca
Kr-83m					
Kr-85m	6×10^{-6}	4.51×10^{-9}	7.50×10^{-4}	2.23×10^{-8}	3.72×10^{-3}
Kr-85					
Kr-87	1×10^{-6}	4.51×10^{-9}	4.51×10^{-3}	4.26×10^{-8}	4.26×10^{-2}
Kr-88	1×10^{-6}	4.51×10^{-9}	4.51×10^{-3}	4.26×10^{-8}	4.26×10^{-2}
Kr-89					
Xe-131m	2×10^{-5}				
Xe-133m	1×10^{-5}				
Xe-133	1×10^{-5}	9.91×10^{-8}	9.91×10^{-3}	8.20×10^{-8}	8.20×10^{-3}
Xe-135m	1×10^{-6}	6.91×10^{-8}	6.91×10^{-2}	2.13×10^{-7}	2.13×10^{-1}
Xe-135	4×10^{-6}	5.11×10^{-8}	1.28×10^{-2}	2.07×10^{-7}	5.18×10^{-2}
Xe-137					
Xe-138	1×10^{-6}	1.05×10^{-8}	1.05×10^{-2}	4.72×10^{-7}	4.72×10^{-1}
I-131	9×10^{-9}	2.55×10^{-10}	2.83×10^{-2}	6.23×10^{-11}	6.92×10^{-3}
I-133	3×10^{-8}	1.02×10^{-9}	3.40×10^{-2}	2.49×10^{-10}	8.30×10^{-3}
Co-60	9×10^{-9}	1.50×10^{-11}	1.67×10^{-3}	6.56×10^{-13}	7.29×10^{-5}
Co-58	5×10^{-8}	9.01×10^{-13}	1.80×10^{-5}	1.97×10^{-13}	3.94×10^{-6}
Cr-51	2×10^{-6}	4.51×10^{-13}	2.26×10^{-7}	4.26×10^{-12}	2.13×10^{-6}
Mn-54	4×10^{-8}	4.51×10^{-12}	1.13×10^{-4}	1.97×10^{-13}	4.93×10^{-6}
Fe-59	5×10^{-8}	6.01×10^{-13}	1.20×10^{-5}	1.64×10^{-13}	3.28×10^{-6}
Zn-65	6×10^{-8}	3.00×10^{-12}	5.00×10^{-5}	6.56×10^{-14}	1.09×10^{-6}
Zr-95	3×10^{-8}	6.01×10^{-13}	2.00×10^{-5}	3.28×10^{-14}	1.09×10^{-6}
Sr-89	3×10^{-8}	1.35×10^{-13}	4.50×10^{-6}	1.97×10^{-12}	6.57×10^{-5}
Sr-90	1×10^{-9}	7.51×10^{-15}	7.51×10^{-6}	6.56×10^{-15}	6.56×10^{-6}
Sb-124	2×10^{-8}	3.00×10^{-13}	1.50×10^{-5}	9.83×10^{-14}	4.92×10^{-8}
			j		
Cs-134	1×10^{-8}	6.01×10^{-12}	6.01×10^{-4}	9.83×10^{-14}	9.83×10^{-6}
Cs-136	2×10^{-7}	4.51×10^{-13}	2.26×10^{-6}	1.64×10^{-14}	8.20×10^{-8}
Cs-137	1×10^{-8}	7.51×10^{-12}	7.51×10^{-4}	1.97×10^{-13}	1.97×10^{-5}
Ba-140	4×10^{-8}	7.51×10^{-12}	1.50×10^{-4}	3.61×10^{-12}	9.03×10^{-5}
Ce-141	2×10^{-7}	1.50×10^{-13}	7.50×10^{-7}	1.97×10^{-13}	9.86×10^{-7}
			.177		.858

本研究考量汽機廠房設計通風系統能力優異，移除汽機廠房空氣中 99.9%空浮濃度所需時間僅 2.25 小時，遠低於大修停機約數十天，因此合理假設當機組停止運轉後，汽機廠房空浮濃度即降為 0 Bq/m³。而機組運轉期間蒸汽持續洩漏與通風系統抽氣亦由於廠房空氣換氣快速，空浮濃度達到平衡時間與之相比遠低於連續運轉達數百日，因此可假設當機組開始運轉時，汽機廠房空浮濃度即達到平衡濃度，亦即 $C^n(t)$ 於運轉期間約等於常數，於停機期間則等於 0 Bq/m³。依據 $C^n(t)$ 近似為常數的假設，上述表面污染濃度與空浮濃度微分方程式可解出通解為：

$$C_d^n(t) = \frac{u_d C^n}{\lambda_{rn} + \lambda_R} (1 - e^{-(\lambda_{rn} + \lambda_R)t}) + C_d^n(0) e^{-(\lambda_{rn} + \lambda_R)t}$$

為評估核一廠運轉期間實際的空浮情形，經由計畫委託單位原能會向台電核一廠取得運轉期間汽機廠房空浮實際監測數值。核一廠汽機廠房 3F 距離高壓汽機 8.4m 處有一空浮偵測器，由於該儀器位於汽機廠房 3F 且鄰近本案評估設備，因此研究將其監測數值用以代表汽機廠房 3F 空浮濃度。該空浮偵測器為濾紙型式，可經由連續抽氣將汽機廠房空氣中的微粒過濾並吸附於濾紙上，並藉由儀器抽氣流率與儀器偵測效率，換算得到實測廠房內空氣的總 α 及總 β 空浮濃度(Bq/m³)。

為求保守本研究選用運轉期間汽機廠房空浮總 β 監測最大值扣除儀器背景值，代表汽機廠房運轉期間淨空浮濃度，一、二號機汽機廠房空浮總 β 淨濃度值分別為 2.79E-10 μ Ci/cc 及 3.48E-10 μ Ci/cc。由於運轉期間濾紙並無核種分析數據，因此本研究引用 FSAR 表 12.2-4 運轉期間汽機廠房空浮濃度設計值，做為汽機廠房空浮核種之間濃度比例參考。考量蒸汽所含放射性物質外釋至汽機廠房後，當中有部分惰性氣體洩漏可衰變成為微粒核種並被汽機廠房 3 樓設置的空浮偵測器量測總測 β 時測得，例如：Kr-85 衰變成為 Rb-85、Kr-88 衰變成為 Rb-88、Xe-135 衰變成為 Cs-135 及 Xe-138 衰變成為 Cs-138，

因此需要另外計算由該類惰性氣體母核種，衰變產生的子核種微粒空浮濃度值。

參考 FSAR 第 12.2.4 節汽機廠房換氣率設計數據，汽機廠房總體積約 $4.1\text{E}+6\text{ ft}^3$ ，而汽機廠房通風系統體積流率設計值為 $2.06\text{E}+5\text{ ft}^3/\text{min}$ ，換算得到空浮因換氣系統造成的衰變常數 λ_{ex} 為 $5.156\text{E}-2\text{ /min}$ ，亦即只要經過過 1 小時廠房持續換氣，則空浮濃度可衰減至初始值的 4.5%。考慮空浮微粒濃度受到沉積及再懸浮速率影響過程緩慢，且相對於廠房換氣量，由沉積及再懸浮影響汽機廠房空浮量小而可以忽略，因此空浮微粒子核種濃度變化方程式，可表示為由母核種空浮衰變產生，減去汽機廠房換氣移除，再減去子核種空浮衰變移除，如下微分方程式：

$$\frac{dC^B(t)}{dt} = \lambda_{rA}C^A(t) - \lambda_{ex}C^B(t) - \lambda_{rB}C^B(t)$$

其中：

- $C^A(t)$ 為母核種空浮濃度($\mu\text{Ci/cc}$)
- $C^B(t)$ 為子核種空浮濃度($\mu\text{Ci/cc}$)
- λ_{rA} 為母核種衰變常數($1/y$)
- λ_{rB} 為子核種衰變常數($1/y$)
- λ_{ex} 為汽機廠房換氣空浮移除常數($1/y$)

由前段敘述已保守選擇運轉期間空浮濃度最大值，且母核種濃度約保持固定常數，

可得到子種核空浮濃度通解為：

$$C^B(t) = \frac{\lambda_{rA}C^A}{\lambda_{rB} + \lambda_{ex}} \cdot (1 - e^{-(\lambda_{rB} + \lambda_{ex})t}) + C^B(0)$$

由於汽機廠房空氣換氣快速，以 Kr-87 為例，當時間 t 為 1 天時， $e^{-(\lambda_{rB} + \lambda_{ex})t}$ 計算結果為 $7.95\text{E}-33$ ，遠小於 1，因此上式可再簡化為：

$$C^B(t) = \frac{\lambda_{rA}C^A}{\lambda_{rB} + \lambda_{ex}} + C^B(0)$$

經由上式可推得 FSAR 表 12.2-4 母核空浮濃度比例下的子核種，如 Rb-87、Rb-88、Cs-135、Cs-138 的空浮濃度。研究假設核一廠汽機廠房運轉期間實際的空浮微粒母核種之間的比例關係，等同於從 FSAR 表 12.2-4 設計值。因此由 1、2 號機汽機廠房空浮總

β 淨實測值與 FSAR 表 12.2-4 母核及上述方程式推得的子核總空浮微粒，計算得到 1、2 號機汽機廠房運轉期間空浮濃度為 FSAR 預估值的 $8.28\text{E-}04$ 及 $1.03\text{E-}03$ 倍。由微粒空浮總濃度、母核種核種比例關係，及核一廠兩部機運轉實測空浮總 β 濃度淨最大值，計算核一廠兩部機運轉期間微粒空浮濃度，由於計算設備表面污染僅須考慮微粒核種，對於子核種欄位仍惰性氣體或鹵素者，如 Xe-133、I-131、Xe-133，由於並非微粒核種。

考量設備表面污染濃度同時受到，空浮微粒沉積速率 u_d (m/h) 及再懸浮速率 λ_{rn} (1/h) 兩個參數影響，文獻 NUREG/CR-6755 研究指出 [ref.41]，空浮微粒沉積速率及再懸浮速率受到下列因素的影響，包含：空氣的擾動類型及強度、設備表面類別、微粒大小分布、微粒的物理及化學特性...，由於不同放射性核種及所處實驗環境差異，明顯影響空浮微粒沉積速率及再懸浮速率值，因此 NUREG/CR-6755 參考相關研究文獻後，對於 RESRAD-BUILD 程式使用的沉積速率及再懸浮速率機率評估模式，給予 loguniform 的機率密度分布，如圖 3.19 及圖 3.20。其中沉積速率速率介於 $2.7\text{E-}6$ m/s 至 $2.7\text{E-}3$ m/s 之間，而再懸浮則介於 $2.5\text{E-}11$ /s 至 $1.3\text{E-}5$ /s 之間。

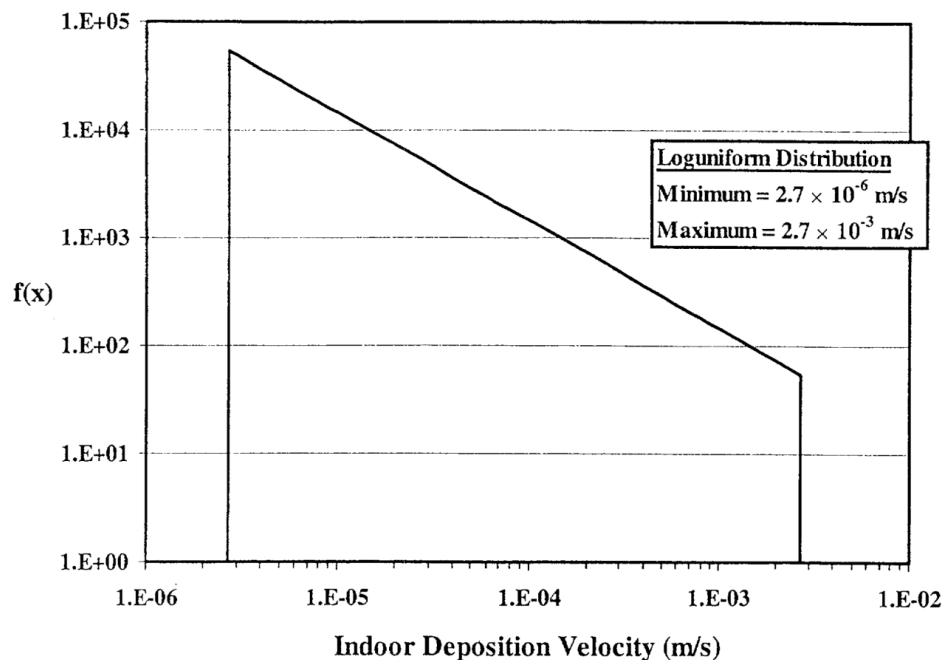


圖 3.19 RESRAD-BUILD 室內空浮沉降速率參數機率密度分布。

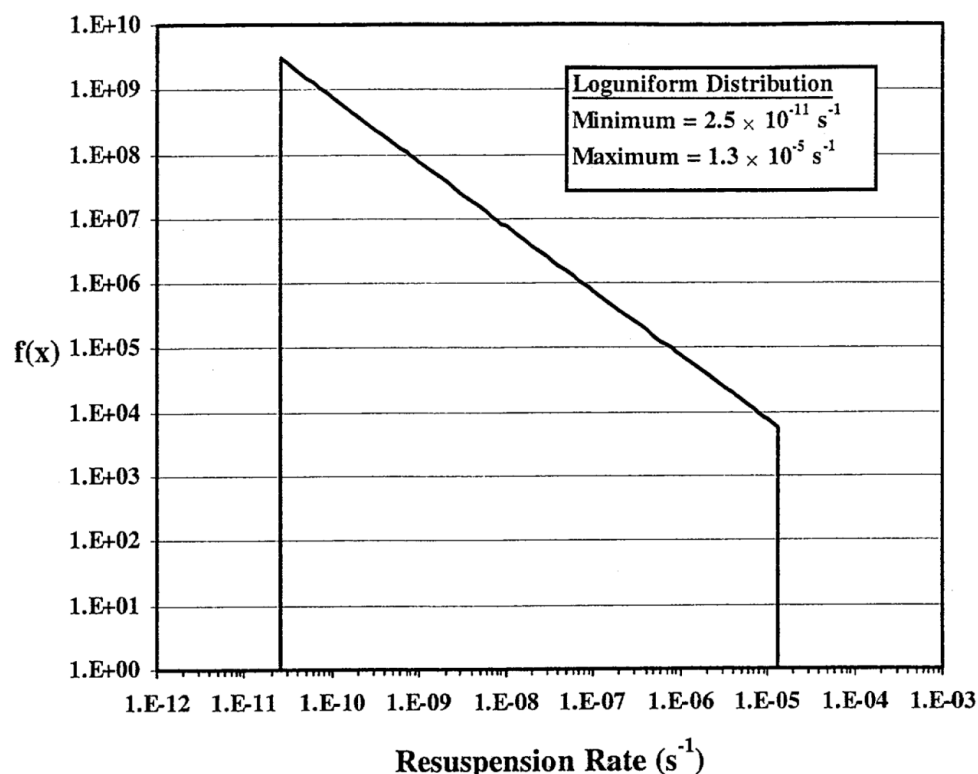


圖 3.20 RESRAD-BUILD 室內空浮再懸浮速率參數機率密度分布。

由於空浮微粒沉積速率及再懸浮速率參數呈機率分布，因此本研究選用兩種模式進行設備表面污染濃度評估，分別為 1.確定性評估模式及 2.機率性評估模式。

3.6.2 確定性評估模式

在確定性評估模式中，考量參數值橫跨數個數量級，評估時如使用極端參數值進行計算，則評估結果將與實際情形出現過度偏差而失去參考性，因此本研究選用 RESRAD-BUILD 沉積速率及再懸浮速率的 50%累積機率值作為確定性評估模型參數，並計算設備水平面表面污染濃度，若設備表面並非水平情況下，由於重力影響，微粒將相較水平面不易附著，因此表面污染濃度也較低，故本研究以水平面表面污染活度計算結果保守可代表所有傾斜類型的設備表面。

計算方式為，將上述兩部機運轉期間空浮微粒濃度、50%累積機率值的微粒沉積速

率及再懸浮速率、各放射性核種衰變常數與兩部機組個別運轉及停機週期時間，代入上述表面污染濃度公式，進行運轉週期及停機時空浮的沉積及停止沉積交替計算即可得到評估結果。

3.6.3 機率性評估模式

本研究除選用 50% 累計機率的沉積及再懸浮速率值作為確定性模型評估參數外，為進一步了解參數機率密度分布對計算結果的影響及分布範圍，本研究更進一步使用機率性模型，以蒙地卡羅亂數取樣方式，從 RESRAD-BUILD 程式建議的沉積及再懸浮速率參數機率密度函數中進行取樣及計算，並選擇前述確定性模型評估結果最主要的表面污染核種，於汽機廠房機率性模式中，評估表面污染濃度變異程度。為確保取樣數量足夠，以消除取樣誤差，並達到一定的統計信心水準，本研究參考林惠玲統計學方法與應用 [ref.42] 一書所建議，當母體為無限大且變異數未知情況下，為使樣本平均數與母體平均數兩者差異在一定信心水準的一定範圍內，所須最小樣本取樣數量可由以下公式表示：

$$n \geq \frac{Z_{\alpha/2}^2 S^2}{d^2}$$

其中：

- n 為所須最小樣本取樣數。
- $Z_{\alpha/2}$ 為分配臨界值。在母體數無限，95% 的信心水準之下，值為 1.96。
- S 為樣本標準差。
- d 為允許偏差範圍

本研究為消除取樣誤差，因此設定目標為 95% 的信心水準，取樣誤差造成的偏差範圍須在取樣平均值的 5% 以內。經蒙地卡羅機率性模型計算，得到核一廠 1 號機、2 號機汽機廠房 3 樓設備表面空浮污染核種，最小取樣數量、表面污染濃度算數平均數、標準差、計算結果分布。

第四章 結論

本研究參考參考 IAEA NW-T-1.18 的建議，考量放射核種源項的產生、物理，化學性質、及傳輸途徑，並參考 ISO 建議的標準理論活度評估步驟，包含蒐集核一廠特性資料、運轉歷史、材料組成及輻射曝露量差異，並建議以 MCNP 程式及 RESRAD-BUILD 空浮沉降機率評估模式，建立核一廠汽機廠房輻射評估模式，分析核一廠 1、2 號機汽機廠房發電機及勵磁機的可能污染途徑、污染情形及核種濃度。

研究從三個方向分別探討可能污染途徑，包括中子活化、光核反應活化及空浮沉降造成表面污染，經分別探討及篩濾核電廠各個射源項後，汽機廠房中子射源主要為爐水中的 O-17 受爐心中子活化，產生延遲中子源 N-17；而分裂產物的延遲中子源含量經評估相比之下可以忽略。光核反應的產生前提係光子最大能量足夠高才有可能產生，經篩濾核電廠存在的放射性核種衰變時可產生足夠高能量的放射性核種為 N-16，為爐水的 O-16 受到爐心中子活化產生，而其他光子射源由於能量不足及評估核種來源過於微量，因此經篩濾後可以忽略。先期評估結果顯示，由於蒸汽中含有微量延遲中子源，因此對汽機廠房的發電機及勵磁機可能產生中子活化。而光核反應作用情形，以測試模型研究後，由於作用機率過低，認為可以忽略而無須進一步探討。

由於本項研究計畫主要目的係參考國際文獻及 ISO 評估流程建議，研究以建立先期評估設備污染模式的可能性，並且發掘實際執行評估時，應考量那些參數、評估模型選擇、國際標準評估流程等資訊。經由本項計畫實際執行與問題發現，可提供管制機關對業者提出評估申請時，制定決策及技術審查作業參考。參考國際經驗，由於電廠設計及運轉條件不同，各別核能電廠除役方式及過程具有獨特性，故本項研究計畫屬實驗性質之先期污染評估模式研究，其評估模式與初步結果僅供主管機關管制作業參考，實際污染情形仍以設備實際量測與輻射特性調查之結果為準。

第五章 建議

本項研究計畫污染評估模式先期研究，以參考 IAEA NW-T-1.18 的建議，從放射核種源項的產生、物理，化學性質、及傳輸途徑，以及參考 ISO 建議的標準理論活度評估步驟，實際蒐集待評估物的特性資料、運轉歷史、並以可能污染途徑。經由研究計畫執行經驗，總結對除役廢棄物受污染情形評估，首先應考慮其所處的環境及可能污染來源，並應針對個別污染途徑分別加以合理分析及論述，包含輻射源來源、核種種類、遷移途徑、遷移特性等加以評估，經排除不存在的污染途徑後，針對可能存在的污染途徑，蒐集廠址特性資料，包含射源的產生機制、產生量、待評估物材料及元素組成、所處空間環境、歷史偵測數據等，並以經國際有相似應用實例或經過認證之評估程式或評估模式，加以評估及分析設備可能的污染情形，並且評估及分析過程中，執行者應詳細敘述評估過程及依據，輔以電廠輻射特性調查資料以佐證其評估結果之合理性。

參考文獻

- [1] 台灣電力股份有限公司. 第一核能發電廠除役計畫。
- [2] Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants. International Atomic Energy Agency. IAEA Nuclear Energy Series Technical Reports No. NW-T-1.18, 2009.
- [3] M. Kashiwagi et al. ISO Standardization of Theoretical Activity Evaluation Method for Low and Intermediate Level Activated Waste Generated at Nuclear Power Plants. Proceedings of the ASME 2013 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2013-96025) Brussels, Belgium 1-7 L/ILW Waste Characterization, Assay and Tracking Systems. 2013.
- [4] Scaling Factor Method to Determine the Radioactivity of Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Packages Generated at Nuclear Power Plants (ISO 21238:2007). International Organization for Standardization. 2007.
- [5] Theoretical Activation Calculation Method to Evaluate the Radioactivity of Activated Waste Generated at Nuclear Reactor (ISO 16966: 2013). Swedish Institute for Standards. 2013.
- [6] Biagio Zaffora, Matteo Magistris, Jean-Pierre Chevalier, Catherine Luccioni, Gilbert Saporta, et al.. A new approach to characterize very-low-level radioactive waste produced at hadron accelerators. Appl. Radiat. Isot., 2017, 122, pp.141-147. 10.1016/j.apradiso.2017.01.019. hal-01555113
- [7] RJ McConn Jr, CJ Gesh, RT Pagh, RA Rucker. RG Williams III. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. Pacific Northwest National Laboratory. PIET-43741-TM-963 PNNL-15870 Rev. 1 March 2011.
- [8] Werner et al. MCNP Version 6.2 - Release Notes. XCP-3 Monte Carlo Methods, Codes, and Applications. Los Alamos National Laboratory, New Mexico, USA. (2018)
- [9] Argonne National Laboratory. Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic RESRAD-BUILD 3.0 Code. NUREG/CR-6755 ANL/EAD/TM/02-1. 2002.
- [10] C. Yu, D.J. LePoire, J.-J. Cheng et al. User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3. ANL/EAD/03-1, 2003.

- [11] W. C. Adams. Confirmatory Survey Results For Portions of the Materials and Equipment from Units 1 And 2 at the Humboldt Bay Power Plant. Oak Ridge Institute for Science and Education. April 2011.
- [12] E. F. Love, K. A. Pauley, B. D. Reid. Use of MCNP for Characterization of Reactor Vessel Internals Waste from Decommissioned Nuclear Reactors. INEL-95/0419. 1995.
- [13] V. Remeikis, A. Plukis, L. Juodis, et al. Study of the Nuclide Inventory of Operational Radioactive Waste for the RBMK-1500 Reactor. Nuclear Engineering and Design. (2008):239, 813–818.
- [14] Robert Meyers. Encyclopedia of Physical Science and Technology. 3rd Edition. ISBN: 9780122274107. 2001.
- [15] Robert William Mills, Fission product yield evaluation, March 1995
- [16] Nick Mann. Max Whitby. (2017, October 28). Isotopedata. <https://periodictable.com/Isotopes/>
- [17] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol.. 48(1), 1-30 (2011).
- [18] El-Messiry A. M, Radio Nuclides Release In Research Reactors, 2007
- [19] 台灣電力股份有限公司.核一廠終期安全分析報告.
- [20] M. D. Koretsky, "Engineering and Chemical Thermodynamics", John Wiley & Sons, 2004)
- [21] 台灣股份有限公司.第一核能發電廠 BWR 訓練教材。
- [22] William Dean Wallace, Power Level Determination from Induced Gamma Activity in Nuclear Reactor Coolants. 1956.
- [23] Saadia Amiel & Jacob Gilat (1964) Reactions O17 (n, p) N17 and O18 (n, d) N17 with Reactor Neutrons, Nuclear Science and Engineering, 18:1, 105-109, DOI: 10.13182/NSE64-A18145.
- [24] Andrej Žohar, Luka Snoj. On the dose fields due to activated cooling water in nuclear facilities. Progress in Nuclear Energy 117 (2019) 103042.
- [25] U.S. Nuclear Regulatory Commission. Calculation Of Releases Of Radioactive Materials in Gaseous And Liquid Effluents From Light-water-cooled Nuclear Power Reactors. Regulatory Guide 1.112. March 2007
- [26] American Nuclear Society. Radioactive source term for normal operation of light water reactors.

- [27] 張靜. 參加 2008 年國際核反應器水化學會議及第七屆輕水式反應器冷卻水輻射分解研討會. 台灣電力公司. 2008.
- [28] 溫冬珍. 參加反應器水化學國際會議及冷卻水輻射分解暨電化學研討會. 核能研究所. INER-F0407 2010.
- [29] Yoichi WADA , Kazushige ISHIDA , Masahiko TACHIBANA , Motohiro AIZAWA , Motomasa FUSE , Eiichi KADOI & Hideki TAKIGUCHI (2007) Hydrazine and Hydrogen Co-injection to Mitigate Stress Corrosion Cracking of Structural Materials in Boiling Water Reactors (IV), Journal of Nuclear Science and Technology, 44:4, 607-622, DOI: 10.1080/18811248.2007.9711849
- [30] EPRI. BWR Vessel and Internals Project Technical Basis for Inspection Relief for BWR Internal Components with Hydrogen Injection (BWRVIP-62NP). February 2000.
- [31] U.S. Atomic Energy Commission. BWR Waste Gas Treatment System Dose Evaluations under Upset Conditions. WASH-1338. MAY 1974
- [32] PHoCEA . (Mar 10, 2020) INCL: a code to model light particle-nucleus interaction. Retrieved from https://irfu.cea.fr/dap/en/Phoce/Vie_des_labos/Ast/ast.php?t=fait_marquant&id_ast=4760.
- [33] M. D. Koretsky, "Engineering and Chemical Thermodynamics", John Wiley & Sons, 2004)
- [34] Yu. S. Lutostansky, V. I. Lyashuk. Transuranium Elements Production in Pulse Neutron Fluxes. The 4-th International Conference. 2012.
- [35] S.Y.F. Chu, L.P. Ekström, R.B. Firestone. The Lund/LBNL Nuclear Data Search Version 2.0, February 1999. <http://ie.lbl.gov/toi.html>.
- [36] F. William Walker, Josef R. Parrington, Frank Feiner. Nuclides and Isotopes Fourteenth Edition. General Electric Company, 1989..
- [37] William P. Wanson. Calculation of Neutron Yields Released By Electrons Incident on Selected Materials, Health Physics Vol. 35 (Aug). pp 353-367 1978.
- [38] I.S. Anderson, C. Andreani, J.M. Carpenter, G. Festa, G. Gorini, C.-K. Loong , R. Senesi. Research opportunities with compact accelerator-driven neutron sources. Physics Reports 654 (2016) 1–58. <http://dx.doi.org/10.1016/j.physrep.2016.07.007>
- [39] Qing Xu, Aqiang Lin, Yuhang Cai, Naseem Ahmad, Yu Duan and Chen Liu. Numerical Analysis

of Aerodynamic Characteristics of Exhaust Passage with Consideration of Wet Steam Effect in a Supercritical Steam Turbine. *Energies* 2020, 13, 1560; doi:10.3390/en13071560.

- [40] C. Yu, C. Yu, D.J. LePoiré, J.-J. Cheng, E. etc., User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3, ANL/EAD/03-1, June 2003.
- [41] B.M.Biwer,..., Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic RESRAD-BUILD 3.0 Code, NUREG/CR-6755, February 2002
- [42] 林惠玲, 陳正倉. 統計學方法與應用, 三版. 2006.