

出國報告（出國類別：實習）

赴日參加 ANDES 除役訓練課程 與參訪濱岡核能電廠

服務機關：行政院原子能委員會

姓名職稱：何恭旻 科長

洪子傑 科長

鄭再富 技正

王雅玲 技士

林宣甫 技士

派赴國家/地區：日本東京

出國期間：107 年 6 月 3 日至 107 年 6 月 9 日

報告日期：107 年 8 月 3 日

摘 要

在非核家園的既定政策之下，國內核能電廠即將陸續進入除役階段，原能會已積極進行安全管制相關作業，其中包括蒐集國際除役安全管制與技術之經驗，並積極參與國際討論與經驗交流，以強化除役安全管制的專業能力與品質。本次出國目的係參加日本除役研究學會(ANDES)舉辦之核能電廠除役訓練課程與參訪濱岡核能電廠，出國訓練期間(含往返路程)自 107 年 6 月 3 日至 107 年 6 月 9 日，共 7 日。課程內容包含日本的除役管制現況、除污作業與技術、緊急整備規劃及意外事故應變方案、廠址輻射特性調查、除役期間仍需運轉重要系統之運轉監控與維護作業，以及日本除役經驗與教訓等。訓練期間 ANDES 亦安排參訪除役中之濱岡核能電廠 1、2 號機，由該廠簡報說明該公司除役作業的執行現況與未來規劃，亦安排到除役機組現場實地參觀除役作業執行情形，雙方也就除役規劃與實務作業的相關議題，包括技術與經驗進行討論與分享。

本次參加 ANDES 除役訓練課程以及參訪濱岡核能電廠除役中之機組，除瞭解日本除役安全管制規範與除役作業相關技術與經驗外，更藉由參訪機會實地瞭解設施經營者對除役作業的執行現況與實務經驗，對強化我國除役安全管制的專業知能有相當助益。

目 次

	頁碼
壹、目的	1
貳、出國行程.....	2
參、過程紀要.....	3
肆、心得與建議.....	32

壹、 目的

在非核家園的既定政策下，我國核能電廠將於執照有效期屆滿後陸續進入除役階段，除役期間本會將持續執行除役作業安全管制的重要業務，因此也持續掌握國際除役資訊脈動，蒐集國際除役安全管制與技術之經驗，並積極參與國際討論與經驗交流，以強化除役安全管制的專業知能。

日本原子力除役研究會(Association for Nuclear Decommissioning Study, ANDES)成立於 1997 年，該會由核能工業界富有除役專業知識與經驗的專家學者組成，並定期舉辦除役技術交流與經驗分享等訓練課程。本次核能電廠除役訓練課程由 ANDES 籌劃開辦，訓練期間自 107 年 6 月 4 日至 107 年 6 月 8 日，共計 5 日。課堂課程係邀請核能工業界與學術界富有除役技術專長與經驗的專家學者共同講授，除由講師於課堂上進行授課內容說明外，本會參訓成員亦於課程中提出相關問題與講師進行討論。講授主題包含：

- (1). 日本的除役管制現況。
- (2). 除污作業與技術。
- (3). 緊急整備規劃及意外事故應變方案。
- (4). 廠址輻射特性調查。
- (5). 除役期間仍需運轉重要系統之運轉監控與維護作業。
- (6). 日本除役經驗與回饋。

本次訓練期間，ANDES 亦安排參訪濱岡核能電廠，瞭解濱岡電廠除役中之 1、2 號機的除役作業規劃、執行狀況、以及執行期間的經驗等相關事項，期間並實地至除役中之 1、2 號機現場參觀除役現況。藉由參加 ANDES 舉辦之除役實務訓練課程，並實地參訪除役中核能電廠，得以從制度面及執行實務面，瞭解日本除役安全管制規範與除役作業相關技術與經驗，以及日本核能電廠除役實務作業情況，對強化我國除役安全管制之技術與能力有相當之助益。

貳、出國行程

本次出國訓練期間自 107 年 6 月 3 日起至 107 年 6 月 9 日止，共計 7 日。行程如下：

日 期	行 程	摘 要
6 月 3 日(日)	台灣→東京	去程
6 月 4 日(一) ~ 6 月 6 日(三)	東京	參加 ANDES 除役訓練課程 ● 日本的除役管制現況。 ● 除污作業與技術。 ● 緊急整備規劃及意外事故應變方案。 ● 廠址輻射特性調查。
6 月 7 日(四)	掛川	參訪濱岡核能電廠
6 月 8 日(五)	東京	參加 ANDES 除役訓練課程 ● 除役期間仍需運轉重要系統之運轉監控 與維護作業。 ● 日本除役經驗與回饋。
6 月 9 日(六)	東京→台灣	返程

參、過程紀要

本次出國訓練，包括參加 ANDES 除役課堂訓練課程與參訪濱岡核能電廠之重點，分述如下：

一、ANDES 除役訓練課堂課程

1. 日本的除役管制現況

本次訓練課程中，有關「日本的除役管制現況」之主題係由 ANDES 的佐藤忠道事務局長(Tadamichi Satoh)負責講授，其內容包括目前除役中機組與除役進度、相關除役管制法規與管制規定，以及國際原子能總署(IAEA)於 2016 年執行整體評估(Integrated Regulatory Review Service, IRRS)中所提建議事項等。課程中亦針對台日雙方除役作業進行討論，課程內容及討論結果分別簡述如下：

1.1. 日本目前除役中核能機組與除役進度

日本核能設施中，日本動力實驗反應器 (JPDR)目前已完成除役，共有 11 部機組進入除役階段，其中 6 部進行除役作業中，另 5 部除役計畫已於去(2017)年獲原子力規制委員會(NRA)審查核准，進行除役作業準備中；3 部撰寫除役計畫中；另福島 1 廠 6 部機則歸類為特殊事故電廠之處理。目前除役或準備除役機組整理如下表 1。

表 1 日本除役或準備除役核能機組一覽表

運轉/除役類別	機組數	機組名稱與反應器型式
進行除役作業中	6	東海 1 號機(Tokai-1)-氣冷式反應器 濱岡 1/2 號機(Hamaka-1/2)-沸水式反應器 敦賀 1 號機(Tsuruga-1) -沸水式反應器 普賢(Fugen) - 重水式反應器 文殊(Monju)-快滋生反應器
除役作業準備中 (除役計畫已通過)	5	美濱 1/2 號機(Mihama-1/2) - 壓水式反應器 玄海 1 號機(Genkai-1) - 壓水式反應器 島根 1 號機(Shimane-1) -沸水式反應器 伊方 1 號機(Ikata-1) - 壓水式反應器
除役計畫撰寫中	3	大飯 1/2 號機(Ohi-1/2) - 壓水式反應器 伊方 2 號機(Ikata-2) - 壓水式反應器
特別事故機組	6	福島 1 廠 1~6 號機(Fukushima-Daiichi 1~6) - 沸水式反應器

1.2. 相關除役管制法規與管制規定

日本對於核電廠執照的管制法令與美國類似，其執照係從建廠開始，到完成除役作業後，其執照方中止(termination)。其於 2005 年修訂其除役管制法令(Act on the regulations of nuclear source material, nuclear fuel material, and reactors)，增訂業主須事先提出除役計畫(decommissioning plan)，送主管機關核准。

目前有關除役管制規定可分法律及相關管制辦法。法律部分，在 Act on the regulations of nuclear source material, nuclear fuel material, and reactors 第 43-3-33 章(Article 43-3-33)中，要求業主於計畫將核子反應器停轉時，應適當處理(process)核子燃料，拆除核設施，去除可能的污染及將放射性污染物質適當的處置，並依主管機關(即原子力規制委員會，NRA)之管制規定採行必要措施。同時，必須事先提出除役計畫送主管機關審查，於獲核准後執行。

在管制辦法部分，其於「商用核子反應器的安裝與運轉等相關規則(Rules on the Installation and Operation of Commercial Power Reactors)」中明訂除役計畫核准之前提，並送 NRA 審查確認所提計畫是否符合所訂各項前提：

- (1). 用過核子燃料已移出反應爐。
- (2). 核子燃料應採取適當的管理與運送作業。
- (3). 核子燃料與放射性廢棄物應採取適當的管理、處理與處置作業。
- (4). 對核子燃料、放射性污染物質與核子反應器可能發生的危害，應採取適當的防護措施。

除役計畫的內容應包含下列要項：

- (1). 申請者或代表之姓名與職稱
- (2). 除役設施之名稱、除役機組、基本條件(premises)
- (3). 拆除的範圍與方法
- (4). 核子燃料管理與運送計畫
- (5). 除污計畫
- (6). 放射性污染物質之處置

(7). 除役作業相關程序書

除役計畫所需檢附相關附件包括下列各項：

- (1). 證實用過核子燃料已移出反應爐的文件。
- (2). 除役設施之基本條件以及與除役作業相關區域之平面圖
- (3). 除役期間輻射暴露管制作業文件。
- (4). 除役期間針對可能因人員作業失誤、機械設備故障、地震、火災或其他原因發生之意外事故的型態與嚴重程度之評估文件。
- (5). 針對放射性污染分布及評估方法之文件。
- (6). 除役期間仍需維持之功能與對應系統設備之文件。
- (7). 除役所需經費及財務管理計畫。
- (8). 執行除役所需之管理系統。
- (9). 除役期間之品保計畫。
- (10). 其他主管機關要求提供之文件。

在完成除役作業，準備解除管制之前提規定如下，並將由 NRA 進行審查確認是否符合所訂各項規定：

- (1). 已完成核燃料之運送(離開設施)作業。
- (2). 除役廠址之土壤及存留設施已無因應輻射危害而需採取對應措施。
- (3). 已完成放射性廢棄物之處理。
- (4). 已將放射性物質管理料帳移轉給 NRA 指定之負責機構。

另外，日本法規對於運轉期間及除役期間均要求業主必須提出運轉安全計畫 (Operational Safety Program)，其章節內容包括一般要求、品質管理系統、組織、除役作業管理系統(包括相關工項之權責機關、作業程序書及廢棄物之管理等)、放射性廢棄物管制、輻射暴露管制、維護計畫、緊急計畫、人員訓練、文件與通報及輻射管制區之平面圖。初步了解，此部分內容應與國內之終期安全分析報告及運轉技術規範相當。

在管制實務上，日本電廠在除役計畫經管制機關核准後，仍需定期檢視相關內容，配合除役進程適時提出除役計畫修訂，送主管機關 NRA 審查。至於除役期間管制機關

之視察作業部分，在燃料未移出反應爐或燃料池前，基本上維持與運轉中相同之視察頻次，但移出反應爐或燃料池後，則會調整延長視察頻次或每次專案視察之期長。另外，電廠於完成各階段主要除役作業後，均會提出除役活動報告送 NRA，NRA 會派員執行視察確認，一般以文件審查為主。

1.3. IAEA 於 2016 年執行管制議題整體評估(Integrated Regulatory Review Service ,簡稱 IRRS) 中所提建議事項

國際原子能總署應日本 NRA 之邀，由各國人員組成專業團隊，於 2016 年 1 月 11 日至 22 日於日本執行名為管制議題整體審視(Integrated Regulatory Review Service, IRRS)，針對核安與輻安管制議題進行檢視並提出建議。其中除建議 NRA 應檢討簡化及建立更有效能之視察作業，如將風險認知(risk informed)與性能基準(performance based)導入視察與管制架構，以及持續強化安全文化外，針對除役管制部分，則建議針對核設施及輻射場所除役之管制及最終場址釋出(site release)建立對應管制要求與標準。針對前者，NRA 已修法要求業主今(2018)年 10 月新法公布施行後 3 個月內提出除役政策(Decommissioning Policy)，載明放射性廢棄物預估產量及經費預估與財務規劃等；後者有關最終場址釋出標準則仍研訂中，其將參考 IAEA 及美國核管會之標準。國內對前述相關議題，均已於法令中有相關規定。

2. 除污作業與技術

本次訓練課程中，有關「除污作業與技術」之主題係由福井大學柳原敏(Satoshi Yanagihara)教授負責講授，課程內容包含除污作業概述、除污技術、除污作業流程、與選擇除污技術之考量因素、日本解除管制之程序作法等，課程內容及討論結果簡述如下：

2.1. 除污作業概述

核能電廠主要除役程序依序為移除用過核子燃料、爐內組件周圍物件的除污與拆除、爐內組件的遠端(Remote)拆除、其他周邊組件的除污與拆除、廠房建物的表面除污、放射性的最終偵檢等，其執行時間約為 10~60 年。其中，除污作業係指自系統、組件

表面移除放射性物質，以降低工作人員的輻射劑量，或使設備組件得以符合回收再利用(free release)之標準，或者使降低其放射性廢棄物等級，減少處置成本。

除污作業涵蓋核子設施內之結構、系統與管件，進行結構或設備附著之放射性移除或降低其表面活度的相關作業。主要除污作業可區分為三類：

(1) 系統除污

系統除污的主要目的係降低工作人員的輻射劑量，針對管件與系統組件的除污，如一次系統管路或反應爐槽內部，一般將使用化學除污技術執行。

(2) 組件除污

組件除污的目的係降低放射性核種的活度濃度，達到清潔標準後使組件得以回收再利用，或雖未達到清潔標準但仍可有效降低處置成本。使用的除污技術包含化學除污、機械除污或其他除污方式。

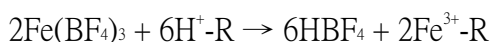
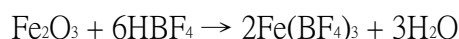
(3) 結構表面除污

廠房結構的表面除污係為使建物達到解除管制之標準，主要以機械除污技術進行。

2.2. 除污技術

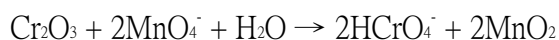
國際上發展許多除污技術，包含化學除污(如 DFD、CAN-DECON、CITROX、CORD、LOMI)、機械除污與其他除污技術，其中亦提到目前發展中的微波刮除(Microwave scabbling)及超臨界流體萃取(Supercritical fluid extraction)技術。除污技術的選擇需視污染表面與材料的類型而決定。本次課程主要介紹系統化學除污的DFD與CORD除污技術，以及機械除污有關混凝土剷除與磨料噴砂技術，簡要說明如下。

DFD(Decontamination for Decommissioning)除污技術係美國電力研究所於 1996 年開發而成，主要以氟硼酸、過錳酸鉀與草酸為除污試劑。工作方法係以氟硼酸溶解氧化層與基材。化學反應方程式如下：



CORD(Chemical Oxidation Reduction Decontamination)除污技術則由 SIEMENS 公司(目

前屬 Areva SA 公司)開發而成，主要以過錳酸為氧化劑，草酸為螯合劑。工作方法係以過錳酸氧化鉻氧化層形成可溶於水的鉻酸根離子。一旦過錳酸與二氧化錳還原為錳離子後，草酸將溶解氧化鐵。化學反應方程式如下：



針對廠房建物表面的除污作業，可利用機械剷除設備(Scabblar)，其以壓縮空氣推動圓柱形尖頭撞擊混凝土表面，並藉由調整尖頭數量進行不同範圍的除污作業。其除污深度約為 0.2 公分，工作效益為每小時 0.1 至 2.3 平方公尺。磨料噴砂(Sand Blast)技術係以壓縮空氣推動沙粒或鋼砂，經由噴槍衝擊混凝土表面。除污深度約為 0.5 公分，工作效益為每小時 2.7 至 11.8 平方公尺。

2.3. 除污作業流程

針對組件的除污，一般會先進行被除污管件之輻射劑量分析，然後進行除污作業，評估除污效果後執行拆除作業，並評估是否於拆除後再進行二次除污，同時也要考量後續廢料處理量。在建築物部分，亦須先進行輻射特性調查，包括歷史紀錄調查現場量測與現場實地表面與鑽心取樣，了解現場可能之污染面積與深度等資訊，再依放射性強度進行輻射分區後，執行除污作業，之後進行表面量測，評估除污效果後再進行拆除作業，最後再針對拆除之建物廢料進行量測，確認其活度是否符合解除管制標準(Clearance level)。

課程中亦提到日本核能電廠的除污範圍會包括反應爐，這與所蒐集到之美國除役核能電廠，如 Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 之作法不同，該兩座電廠並未針對反應爐內部進行除污。講師說明其主要目的為降低作業人員之劑量，顯示除污範圍須就其目的與效果綜合考量。另外，日本核電廠進行建物表面除污後，管制機關會查核電廠對除污後之偵測結果，一般係以文件紀錄查核為主。就國內而言，原能會亦會執行確認作業。

2.4. 與選擇除污技術之考量因素

選擇採取除污技術之考量因素包括除污方式之可行性與除污效率、二次廢料產生

量與處理以及環境安全與健康等。課程中提到各國際組織對於以降低人員劑量(每人-西弗)所需費用作為是否值得進行除污的考量因素之一，IAEA/NRC/ANL(美國 Argonne 國家實驗室)有相關評估，此訊息可作為參考。

2.5. 日本解除管制之程序作法

解除管制係規範已進入管制體系之物件，若其放射性活度符合解除管制標準者，設施經營者可向管制機關提出解除管制之申請，經核准後該項物質即可視為非放射性物質進行回收再利用。日本解除管制標準係由核能安全委員會(Nuclear Safety Commission)基於各種輻射曝露情節研議解除管制標準，並由管制機關於 2005 年建立。解除管制程序係由設施經營者執行解除管制的研究與準備工作，並報請管制機關審查，管制機關核准該量測與評估方法後，由設施經營者依核定的方法執行量測與評估作業，若單核種物質低於標準值，或多核種物質之各核種活度濃度與標準值之比值和小於 1 者，即符合外釋標準，如式 1 所示。管制機關將對量測與評估結果進行確認核可後，再由設施經營者進行後續的回收再利用作業。

$$\sum D_i/C_i \leq 1 \cdots \cdots \cdots \text{(式 1)}$$

D_i ：放射性核種活度濃度值(Bq/g)； C_i ：核種解除管制標準值(Bq/g)

針對設施經營者的回收再利用規劃，課程中說明目前 JRR-3 研究型反應器正執行混凝土碎塊外釋作業的解除管制驗證作業，預計將有 4050 噸混凝土碎塊將進行外釋作業。而東海電廠預期將有 4900 噸金屬廢棄物進行外釋作業，目前已有 130 噸金屬廢棄物應用作為加速器的屏蔽物質。

3. 緊急整備規劃及意外事故應變方案

「核能電廠除役時之緊急應變整備」課程之講師桐山崇先生為日本原子力發電株式會社(JAPC)除役計畫管理部門的計畫管理次長，主要工作為負責與管制機關-原子力規制委員會(NRA)進行除役作業申請及核能安全管理。他於 2016 年開始負責敦賀 1 號機除役計畫送審作業，並於 2017 年 4 月獲得 NRA 核准，然後即負責東海核電站及敦賀 1 號機的除役計畫。本課程係從電力公司與核能電廠的角度，講述核子事故緊急

應變的規劃與實務，及除役時的轉變。

課程主要介紹日本核能電廠緊急應變法規及實務，最後講述除役電廠的緊急應變。

整體課程分為四部分：

- (1). 核子事故緊急應變整備概要；
- (2). 事故復原計畫（以敦賀電廠為例）；
- (3). 核能電廠之核子事故緊急應變整備計畫；
- (4). 除役核電廠之核子事故緊急應變整備議題。

課程中安排學員討論「比較台灣和日本除役電廠核子事故緊急應變措施之差異」並發表討論結果，其中亦就日本對除役電廠之緊急應變作業相關議題與日方進行討論。

3.1. 核子事故緊急應變整備概要

- (1). 「原子力災害對策特別措置法」之制訂與修正

「原子力災害對策特別措置法」為日本規範核子事故緊急應變整備措施之主要法規，其地位相當於我國核子事故緊急應變法。該法係因 2000 年日本發生 JCO 臨界事件後，深覺有必要規範核能緊急事件整備措施而制訂，於 2000 年 6 月施行。2012 年修訂，納入 311 福島事故的教訓。2013 年修訂時在緊急行動基準（EAL）中加入緊急戒備事故（Alert），使核子事故分類與我國相同，依嚴重程度依序為緊急戒備事故、廠區緊急事故（Site Emergency）及全面緊急事故（General Emergency）。

2015 年 5 月的修訂，納入「演習績效指標」的規定，要求每年的緊急應變演習以 A/B/C 為各項演練進行評分，並於演習後召開會議向 NRA 報告。

- (2). 「原子力災害對策特別措置法」概要

第 2 章規定原子力事業者必須提出防災業務計畫，相當於我國核子反應器設施經營者之核子事故緊急應變計畫。第 10 條為核子反應器設施經營者緊急通報之相關規定，因此廠區緊急事故之通報通稱為「第 10 條通報」。

第 3 章第 15 條為核子反應器設施經營者發布「原子力緊急事態宣言」之相關規定，因此全面緊急事故之通告通稱為「第 15 條通告」。

(3). 原子力事業者「防災業務計畫」概要

原子力事業者（核子設施經營者）須訂定每個核子設施的「防災業務計畫」，並每年檢視一次，必要時得修訂之，並公告周知。

日本核子事故分類及緊急行動基準與我國「核子事故分類通報及應變辦法」類似，以東海及敦賀電廠為例，緊急戒備事故發生時，電廠及電力公司成立警戒本部，也就是緊急戒備事故應變中心；廠區緊急事故及全面緊急事故發生時，則成立災害對策本部。

廠內應變組織亦與我國類似，應變本部長由廠長擔任，下屬組織有情報班（負責通訊）、廣報班（負責公共關係）、庶務班（負責一般事務）、保健安全班（負責安全防護及救傷）、技術班（負責技術評估及支援）、放射線管理班（負責輻射劑量管理）、運轉班（負責機組運轉）、保修班（負責再入維修）、特命班（負責特殊任務）。

核子事故發生時須通報中央管制機關及地方政府，並規定須於 15 分鐘內以傳真通知。

關於緊急應變訓練的實施，電廠及總公司的應變相關人員每年須接受有關應變組織及輻射度量設備的教育訓練。電廠每年與總公司進行聯合演習一次，並加入與管制機關 NRA 的緊急應變中心（Emergency Response Center, ERC）的演練，相當於我國的廠內緊急應變計畫演習。

電廠防災業務計畫規定緊急事故發生時必須採取之行動，包括：

- 疏散訪客及限制進入；
- 放射性物質影響範圍評估；
- 消防滅火作業；
- 負傷者搶救、緊急醫療及後送；
- 限制進入、污染管制及除污；
- 人員輻射劑量評估。

關於核子事故的中長期行動，則須建立核子事故中長期行動計畫，進行除污及對受災移居者的生活重建支援。

由於日本有多家擁有核能電廠的電力公司，防災業務計畫提到緊急事故發生時須向其他電力公司尋求支援，且在平時就必須建立合作管道與機制。

3.2. 事故復原計畫（以敦賀電廠為例）

此部分課程名稱為「事故收束活動」（Accident Restoration Action Plan），然而內容即為緊急事故發生時採取之動員機制與應變措施，以減緩事故後果。

自從 311 福島事故後，電廠已經強化相關的緊急應變組織。核子事故應變與支援體系圖如圖 1 所示。電力公司的應變中心設有「對應班」，負責與管制機關 NRA 聯絡；和「緊急後勤支援班」及「受災者相談窓口」都是福島事故後新增設的。電力公司負責與「原子力緊急事態支援組織」（見下段說明）及其他電力公司請求支援，其他電力公司與「緊急後勤支援班」派員前往電廠附近設置支援中心，就近支援電廠應變。這種支援中心在電廠附近有多處，視事故時風向決定進駐場所。

前述「原子力緊急事態支援組織」為日本擁有核能電廠的電力公司合資建立，以支援發生核子事故的電廠。該組織設立於福井縣，全日本僅此一處，可支援非電廠常備的應變設備，如機器人及大型除污設備等，並訓練各電力公司應變人員。發生緊急事故時，該組織運送設備及器材到事故電廠，並提供支援。

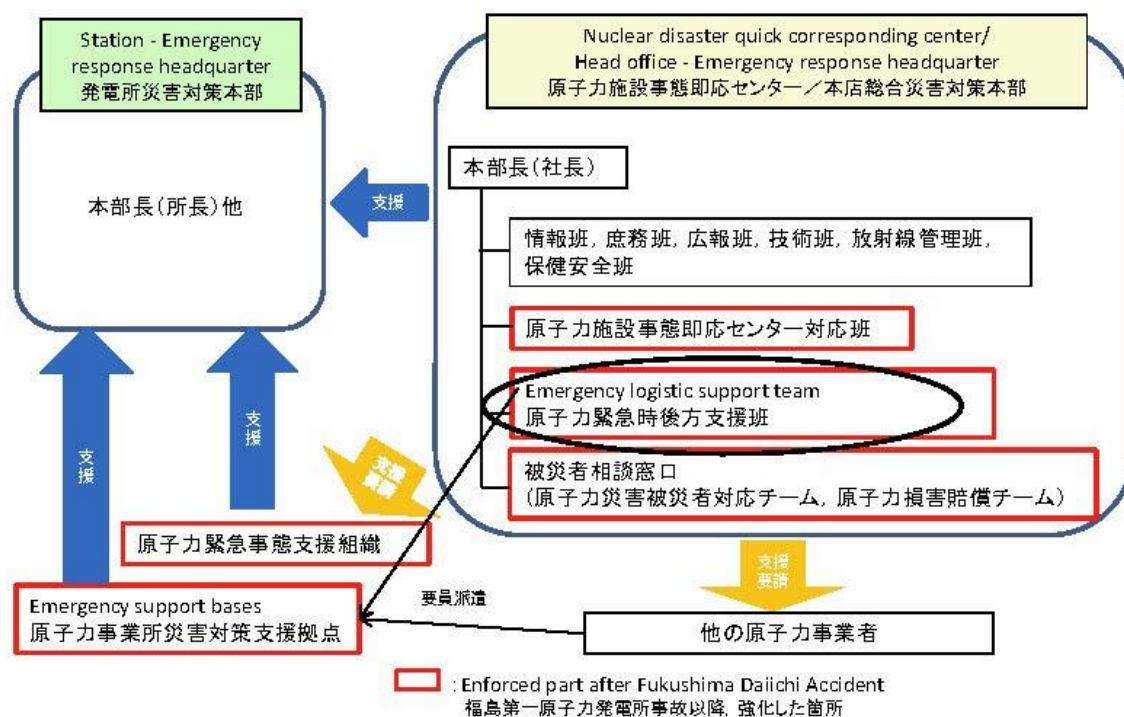


圖 1：核子事故應變與支援體系圖

講師特別提到，在福島事故前，當核子事故發生後，中央政府與管制機關可以直接介入電廠的應變行動，造成指揮體系之紊亂與無效。福島事故後，依據學到的經驗教訓建立指揮機制，管制機關須透過電力公司的對應班與電力公司聯繫，電力公司則指揮電廠應變。

廠內應變組織總人數約 100 人，其中約數十人常駐於廠內，包括機組運轉員、水源供應操作員、電力操作員、消防隊、輻防人員及各值班人員等。這數十人係以三班制輪班駐守於廠內，當事故發生時可以進行立即處置，並召集應變人員進廠。緊急召回機制為值班經理以電話同時通知，應變人員住於離電廠 16 公里內，即使因為天然災害導致道路中斷，以步行也可於 4 小時內進廠。以上應變人員動員機制與我國類似，福島事故後我國執行管制追蹤案，即將應變人員分為第一階段及第二階段動員進行評估應變能量。

課程中也提到敦賀電廠因應福島事故後的強化措施，例如設置移動式電源車、注水設備及設計多樣注水方式，並增設起重機及推土機等。

考量事故初期廠外支援無法到達的情況，在電廠附近的支援中心儲備必要的設備與物料。主要的設備與物料儲放於距離電廠約 40 公里的敦賀總合研修中心，也就是敦賀電廠的訓練中心。

日本核能界體認到核子事故的應變是整個國家核能工業界的責任，因此每個電力公司建立應變支援設備與器材清單，並與其他電力公司分享，以縮短支援調度的時間。

福島事故後，體認到風險永遠存在的事實，必須藉由加強教育訓練與應變演練的強度，提升意外事故應變的能量。而對於需要長期應變的事件，則建立電廠緊急應變中心輪班的機制。

3.3. 核能電廠之核子事故緊急應變整備計畫

由於核電廠緊急應變計畫內容繁複，簡報中僅就四個部分簡要說明，分述如下：

(1) 核子事故民眾防護措施概要

福島事故前，日本核能電廠外的緊急應變計畫區為 3 到 5 公里。福島事故後，日本核能電廠緊急應變計畫區依國際原子能總署建議，劃分為 PAZ (Precautionary Action

Zone) 及 UPZ (Urgent Protective Action Planning Zone)，其範圍分別為 0 到 5 公里及 5 到 30 公里。

PAZ 類似我國的 3 公里半徑預防性疏散範圍。原則上，當發生緊急戒備事故時，對 PAZ 內弱勢族群執行室內掩蔽及疏散準備；事故升級到廠區緊急事故時，對 PAZ 內弱勢族群執行室內掩蔽或預先疏散，對一般居民則執行室內掩蔽並準備疏散；事故升級到全面緊急事故時，對 PAZ 所有民眾執行疏散。

UPZ 內民眾，在事故升級到廠區緊急事故時準備室內掩蔽；全面緊急事故時，則執行室內掩蔽，並聽候指揮執行疏散撤離。

由於訓練前預先提問除役電廠緊急應變計畫區調整的規定，講師主動回答：由於日本防災法規尚未考量到除役核電廠，且日本核設施的執照係適用到除役完成，運轉中機組和除役中機組都視為核子反應器設施，因此除役電廠的 PAZ 和 UPZ 目前都沒有變更，廠外民眾防護措施的規定也沒有改變。對於除役電廠，已經不可能發生如前述「第 15 條通告」的全面緊急事故，但相關規定依然存在，講師也覺得相當無奈，認為相關管制法規應該檢討後修正。講師表示，據他了解，NRA 已經開始規劃相關法規修訂。

(2) 設施經營者向中央政府及地方政府通報機制

依據「原子力災害對策特別措置法」，核能電廠應該在緊急事件演變為核子事故前通報中央政府及地方政府。通報應以各種方法及管道執行，包括有線電話及衛星電話等。各項事故分類有須通報單位之規定。如前述「第 10 條通報」，廠區緊急事故發生時，須通報到內閣府及首相。

(3) 地方政府的緊急應變措施

核子事故發生時，地方政府成立廠外應變中心，與電廠交換資訊，並發布新聞，也加入 NRA 的中央緊急應變中心 (ERC)。電廠必須派員到地方政府的應變中心。緊急環境輻射偵測由地方政府執行。

(4) 電力公司間之支援機制

日本有核能電廠的 12 家電力公司於 2000 年簽訂合作協定，當核子事故發生時，協

力派遣人員及資材，協助進行事故電廠周遭環境輻射偵測及除污工作。

3.4. 除役核電廠之核子事故緊急應變整備議題

日本法規要求進入除役階段的核能機組，須儘速將用過燃料移出反應器爐心，因此除役核能機組沒有造成放射性物質外釋的高溫高壓來源。除役機組的事故風險低於運轉中機組，並隨著除役作業的進程，事故風險逐漸降低。因此，對除役電廠的緊急應變管制，應該與事故風險成比例，採取運轉中機組管制的「減法」措施。緊急應變計畫的規模應該降低，緊急應變計畫區的範圍也應該縮減，然而因為日本法規尚未就除役電廠進行修訂，所以實際上能調整的幅度相當有限。

除役過程中，保護的目標由運轉中的反應器轉變為放射性物質，工作人員的安全也非常重要。因此，除役作業的意外事件管制，其目標在於使除役作業安全並順利地完成。除役作業的績效指標應該主要為「輻射安全」，這和核能電廠建廠與運轉的管制不同。基本上，除役設施的危害分類在燃料移除前後差異很大，應依用過燃料冷卻時間及燃料數目進行風險評估。

4. 廠址輻射特性調查

有關除役前置作業「廠址輻射特性調查」之訓練課程，係由日本原子力發電株式會社(JAPC)除役部門資深經理荻込敏(Satoshi Karigome)及副經理田辺秀憲(Hidenori Tanabe)共同講授，內容包括：廠址內之輻射特性調查及廢棄物數量評估、調查廠址內活化或污染產物、輻射偵測與外釋及未來待解決的課題等議題。核電廠「除役」作業，係指將放射性污染之設備、結構或物質予以拆除，此與拆除一般用途建物之最大不同處，即為拆除「含放射性活化或受污染」之物，因此除役作業期間之輻射防護作為、放射性廢棄物數量如何最少化均為重要課題。訓練課程除由講師於課堂上進行授課內容說明外，我方亦於課程中提出相關問題，進行討論，課程及討論內容簡述如下：

4.1. 廠址內之輻射特性調查及廢棄物數量評估

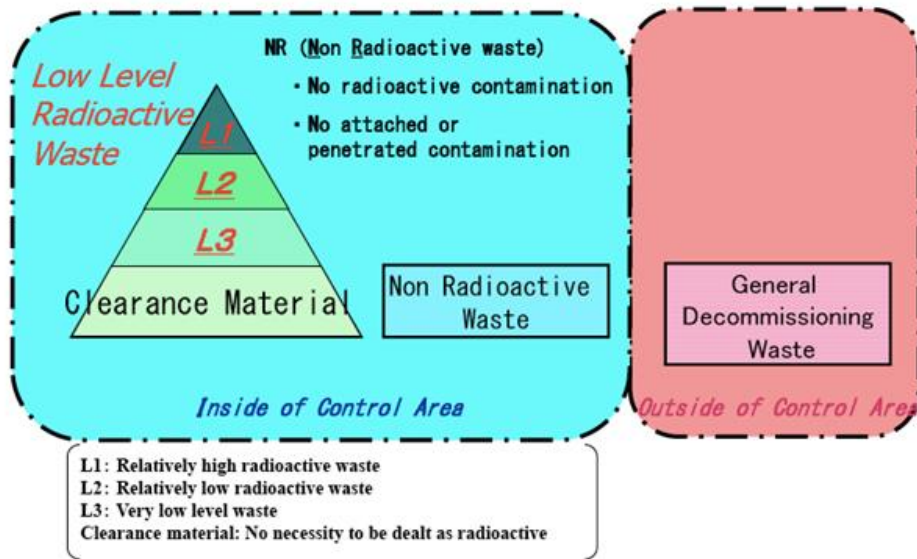
「除役計畫」中之輻射特性調查作業內容，必須考量後續之除污方式及最終輻射偵檢標準，又涉及工作人員之輻射曝露及後續的放射性廢棄物處理，因此，保障作業

期間之輻射安全及放射性廢棄物數量最少化，亦為除役之重要課程之一，故充分之「輻射特性調查」準備工作，扮演相當重要的角色。

日本管制機關對於核電廠所提之除役計畫，要求內容應含放射性污染分布情形、除污方法、輻射曝露評估、放射性廢棄物處理方式及除役所需資金等說明；因此，日本核電廠對將邁入除役之機組，原則上會規劃先就結構管路受中子活化與組件污染情形進行模擬，評估放射性廢棄物之數量及分布情形，並將評估結果，依比活度大小分區分第一級 (Relatively high radioactive waste, L1)、第二級 (Relatively low radioactive waste, L2)、第三級 (Very low level waste, L3) 及無需特別處理 (Clearance material) 4 個等級 (如圖 2 及 3)，其中 Clearance material 為無需再進行除污處理，可視為一般廢棄物處理或回收再利用，另比活度大於 L2 數值者，為第一級放射性廢棄物。

前述預先模擬污染情形的特點包含：(1)經由模擬與實測比對，提升模擬準確性，大幅減少實測點，強化工作效率；(2)可依不同輻射強度之待拆除組件或建築結構，採取合理之輻射防護措施 (避免過度防護)，有利合理預估施工期程；(3)最適化完整作業流程，包含規劃除污操作空間與方式、搬運動線、除污後存放位置等，避免二次污染，及(4)對放射性廢棄物分級管理，避免無謂徒增高污染廢棄物之數量 (實際活度不高)，減少不必要之處理與經費。以日方的評估經驗來看，不同核子反應器設計，除役所衍生之放射性廢棄物數量也不盡相同，氣冷式核子反應器 (gas-cooled reactor, GCR) 之放射性廢棄物量最多，沸水式核子反應器 (boiling water reactor, BWR) 次之，壓水式核子反應器 (pressurized water reactor, PWR) 則最少 (如圖 4)。

Waste arose from decommissioning



8

May contain JAPC's proprietary information. Subject to JAPC's prior written consent before using for any other purposes than originally intended or before disclosing to any third party.

圖 2：日本放射性廢棄物等級

Limitation of each Classification

Isotope	Isotope Concentration Upper Limit (Bq/ton)		
	L2	L3	CL
H-3	3.07×10^{11}	3.00×10^8	1.00×10^8
C-14	8.51×10^9	1.10×10^7	-
Ca-41	-	1.50×10^7	-
Mn-54	-	-	1.00×10^5
Co-60	2.78×10^{12}	8.10×10^8	1.00×10^5
Ni-59	8.80×10^9	-	-
Ni-63	1.10×10^{12}	7.20×10^8	-
Sr-90	1.67×10^{10}	4.70×10^5	1.00×10^6
Nb-94	8.51×10^7	-	-
Tc-99	1.85×10^7	-	-
I-129	2.78×10^5	-	-
Cs-134	-	-	1.00×10^5
Cs-137	1.04×10^{11}	1.00×10^7	1.00×10^5
Eu-152	-	3.60×10^7	1.00×10^5
Eu-154	-	-	1.00×10^5
Am-241	5.55×10^8	1.70×10^6	1.00×10^5

29

May contain JAPC's proprietary information. Subject to JAPC's prior written consent before using for any other purposes than originally intended or before disclosing to any third party.

圖 3：放射性廢棄物各核種之不同級別比活度限值

Estimated amount of dismantled and removed materials

Unit: tons

Radioactivity level division		GCR	BWR	PWR
Low-level radioactive waste	Waste with relatively high radioactivity level (L1)	Approx. 1,600	Approx. 100	Approx. 200
	Waste with relatively low radioactivity level (L2)	Approx. 8,700	Approx. 900	Approx. 1,800
	Waste with extremely low radioactivity level (L3)	Approx. 12,300	Approx. 11,900	Approx. 4,100
Subtotal		Approx. 22,400	Approx. 12,800	Approx. 6,000
Clearance materials (CL)		Approx. 41,100	Approx. 28,500	Approx. 11,700
Waste that is not radioactive waste (including general removed materials)		Approx. 128,700	Approx. 495,500	Approx. 477,300
Total*		Approx. 192,200	Approx. 536,700	Approx. 495,000

Amount after decontamination treatment after dismantlement

*Total value is rounded up to the nearest 100 tons (total value may not match as values are rounded up for fraction processing)

May contain JAPC's proprietary information. Subject to JAPC's prior written consent before using for any other purposes than originally intended or before disclosing to any third party

圖 4：不同核子反應器設計，除役所衍生之放射性廢棄物數量

4.2. 調查廠址內活化或污染產物

核電廠對於廠址內的輻射評估，包含評估中子活化情形、表面污染及放射性廢棄物數量如圖 5 其中，以評估中子活化情形為例，中子通量（neutron flux）分布評估係用 DORT 方法，活度（Radioactivity）分布評估則採用 ORIGEN-S 方法，並以金（Au-198）、金加鎘（Au+Cd）及鎳（Ni-58）三種金屬薄片，運用該金屬片對不同能量中子，有不同的中子反應截面（neutron cross-section）的特性，藉以量測分析實際中子活化情形，據以修正模擬參數，流程如圖 6。在預先「模擬評估」後會再以現場實測數據比對評估值，進而精確修正模擬參數，提升各項評估值之準確性。

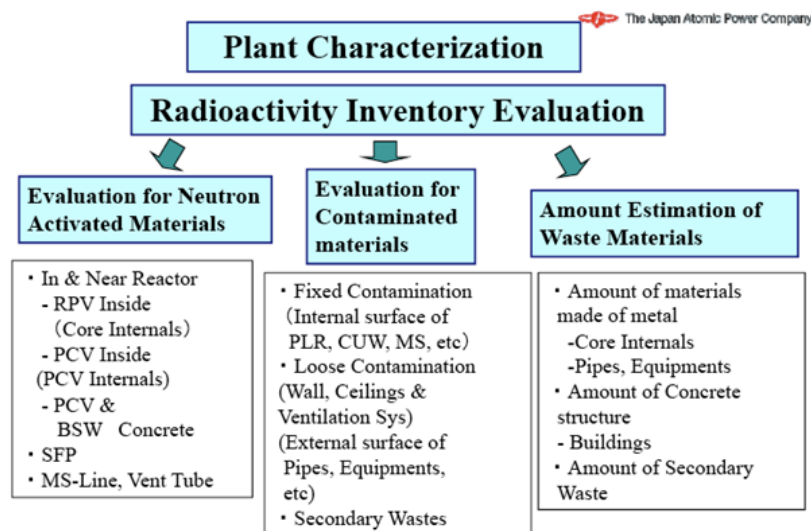


圖 5：日本核電廠對於廠址內的輻射評估

Evaluation for Neutron Activated Materials

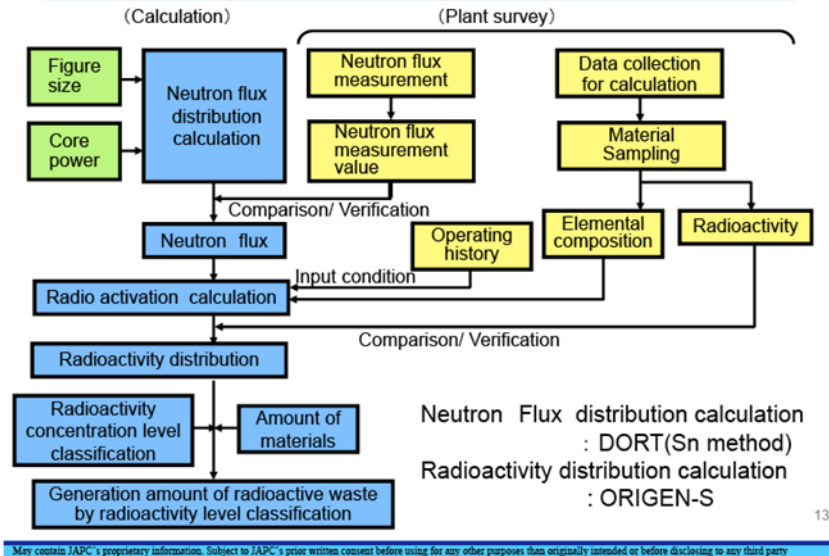


圖 6：日本評估中子活化情形與實際結果比對之作業流程圖

日本對於廠址輻射特性調查，主要為針對廠房內部樓板牆面之輻射狀況進行調查，其所採「模擬評估」與抽樣實測之驗證方式，據講師表示此作法可減少現場實地量測點的數目。相較於國內，將採美國核能管制委員會認可之 MARSSIM 方法，依污染程度不同來規劃實地取樣偵測，其對單位面積之偵測點密度均有明確建議，同時包括廠房建物與土壤。管件部份則採 MARSAME 進行實地檢測。兩種方式之作法雖不同，但均是為了瞭解輻射分布狀況以利後續拆解工程、除污作業所應採行之輻防措施，及放射性廢棄物之處置規劃，並期減少第一至三級之放射性廢棄物數量，其調查結果也可作為未來廠址最終釋出之依據。後續可再就日本電廠模擬評估及現場實地取樣之實務作業進行了解。

4.3. 放射性廢棄物之輻射偵測與處理

核電廠為落實拆除期間之輻射防護措施，於拆除之前需依管制機關核定之除役計畫及前述輻射評估結果，仔細對每一項設備或組件，依活度、施工危害管理要求、及是否為現階段拆除等因素，以不同顏色標示進行分類。舉例來說，具潛在污染物漆上黑色標誌、第一至三級放射性廢棄物分別漆上 3 種不同顏色標誌、除役期間仍須維持運作之設備（即為不拆部分）則標示上橘色標誌、另亦考量石棉之特殊危害，則漆上綠色示警。於拆除作業開始前，以不同顏色進行不同危害程度分類，確保工作人員進行正確之除污作業及其拆除程序。此做法有助於現場識別，可作為國內之參考。

拆解下來的組件或建築結構物，如有必要，將再次除污，最終進行輻射偵測，該放射性廢棄物之比活度，如為 Clearance Level 以下，並經日本管制機關現場檢查核可後，即可以一般廢棄物處理或回收再利用。

有關放射性廢棄物之處置，日本境內雖有「低放射性核廢料填埋中心」（位於青森縣六所村（Rokkasho），由日本核燃料有限公司（JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED，簡稱 JNFL）經營），但該中心僅接受「運轉」中電廠之第二級之低放放射性廢棄物，並不接受第一、三級及除役電廠所衍生的放射性廢棄物，又依日本法規，核電廠（電力公司）須自行設置低放射性廢棄物掩埋場所，因此，有關高、低放射性廢棄物處置場，就日本核電廠而言，亦為極具挑戰。惟日本核電廠之除役現狀，除福島電廠外，均為部分機組除役、部分機組維持運轉，而非整廠除役，因此，用過核燃料及除役所衍生之低放射性廢棄物，均移至運轉機組場所內貯存。

5. 除役期間仍需運轉重要系統之運轉監控與維護作業

有關除役期間仍需運轉重要系統之運轉監控與維護作業訓練課程部分，係由日本原子力發電株式會社除役部門資深經理 Mr. Satoshi Karigome 主講，課程內容包括除役安全管制、除役維護管理、除役設施週期性檢查及未來面臨的課題等四項議題。訓練課程除由講師於課堂上進行授課內容說明外，所有授課學員亦於課程中提出相關問題進行討論，相關課程議題內容及討論簡述如下：

5.1. 除役安全管制

運轉安全管制與除役安全管制，在策略上最大的差異點在於機組運轉期間除必須維持機組安全運轉外，同時必須維持機組包括安全停機、冷卻及圍阻體包封等各項功能正常，並維持相關核子保防功能正常，機組運轉除必須持續 24 小時進行運轉監控外，同時對於安全設施必須進行週期性檢查及維護；而在機組除役期間則必須著重在除役期間輻射及放射性廢棄物安全管理，同時必須維持特定功能正常，對於廢料及設施最終狀況必須予以檢查確認。隨著除役作業的進行，相關安全設施的維護則將逐漸減小其規模。雖然兩者在策略執行上有其差異，但最終目的均為保護民眾及作業人員不致

接受到不合理的輻射曝露。

日本在電廠除役安全管制作為上，於機組運轉階段進入除役階段前必須提出除役計畫送審，除役計畫內容則必須說明除污與拆解方式、時程、放射性廢棄物處理，以及安全分析等等，除役計畫經審查同意後，在機組除役期間，則依據除役計畫進行相關除污與拆解、燃料運送，以及除污廢料處置等作業管制。電廠並於除役作業末期提出除役計畫完成之確認申請，經管制單位確認完成後，即終止其執照許可。除役期間，電廠運轉管制、燃料運輸管制、技術規範管制，以及實體保護管制則逐漸減少。

日本核能電廠除役程序大致分成四個階段，分別為反應器拆解及反應器周圍組件拆解作業、反應器拆解及後續其他組件拆解與廠房拆除，以及廠址最終釋出等階段，其中拆除作業期間，必須考慮到燃料儲存安全及人員輻射防護，拆除所產生之廢料則依其輻射劑量狀況分成 Level 1~3 及無需視為放射性廢棄物等不同等級進行處理及處置。針對除役期間特定設施，則必須執行週期性檢查及維護。

課程中就日本電廠安全管制作為，包括日本在除役計畫送審時程、審查基準，以及除役計畫確認審查等相關除役安全管理議題提出問題，並進行討論。經講師說明，日本在除役計畫送審管制上，基於各核能電廠運作彈性，在法規上並無明確要求除役計畫提送時程；而相關審查作業，則是依照審查基準文件進行審查確認符合計畫要項(詳參本報告第 1.2 節「相關除役管制法規與管制規定」所述)；至於電廠除役後期除役計畫確認審查部分，日本管制機關目前尚未訂定相關審查接受基準，目前進行研訂中。

5.2. 除役維護管理

除役期間仍需維持其功能之設施及設備，主要係基於降低周遭民眾及輻射作業人員之曝露之考量，以及確保執行除役作業安全之所需。除役期間仍需維持其功能之設施選擇係依據「反應器發電設施及核子反應器測試設施除役計畫準則」進行篩選，相關設施及設備維護管理則必須訂定對應之安全管理規則，並依該規則之實施方法執行定期檢查，以維持其相關功能正常。若該設施屬運轉機組與除役機組共用設施，基於運轉機組功能需求，該設施則由運轉機組負責維護。

機組於除役期間，針對特定設施仍必須持續執行週期性檢查、維護及運轉。相關

設施主要分布於反應器廠房及汽機廠房，部分則屬於廠房外設施。廠房內設施大致均必須同時執行輻射管理，但部分汽機廠房設備及緊急柴油發電機等則設置於無需執行輻射管理區域。

日本「反應器發電設施及核子反應器測試設施除役計畫準則」(Criteria for decommissioning plans for power generation reactor facilities and test nuclear reactor facilities)明確規定除役期間需維持之功能，包括廠房結構物、燃料吊運、燃料儲存、放射性廢料處理、輻射防護、電源供給設施以及其他安全所需設施，相關設施、設備及其功能分別說明如下：

- (1). 廠房及結構物包括反應器廠房、新舊放射性廢棄物處理廠房、反應爐外圍(生物屏蔽)牆壁、乾井，以及反應器廠房等，其主要功能係為避免放射性物質由廠房及結構物內洩漏至廠房外，以及提供輻射屏蔽以降低民眾及輻射作業人員曝露。
- (2). 燃料吊運設施包括燃料吊運設備、反應器廠房吊車，以及燃料護箱吊運設施等，其主要功能提供燃料安全吊運功能。
- (3). 燃料儲存設施包括新燃料儲存設施、用過燃料儲存設施、用過燃料池及其冷卻系統與洩漏偵測系統，以及冷凝水儲存槽等，其主要功能為燃料儲存安全。
- (4). 放射性廢棄物處理設施包括氣體排放端煙囪、設備洩水收集槽/過濾/除礦器、地面洩水收集槽/蒸發器/除礦器、廢液中和槽/中和儲存槽/蒸發器/濃縮器、泥漿洩水槽、過濾沉澱洩水槽、過濾沉澱物儲存槽、用過樹脂儲存槽、濃縮廢料儲存槽、瀝青固化設備，以及廢料倉庫等，其主要功能係分別提供放射性廢氣、廢液及固體廢料之處理功能。
- (5). 輻射防護設施包括排放煙囪輻射偵檢器、冷卻海水輻射偵檢器、排放水輻射偵檢器、風向及風速計、輻射監測設施、輻射分析設備、移動式輻射偵檢器，以及半移動式輻射偵檢器等，其主要功能係分別提供核子設施內外輻射監測功能、環境輻射物質釋放管理功能，以及輻射作業人員劑量管理功能。
- (6). 通風設施包括反應器廠房通風系統、汽機廠房通風系統、廠用廠房通風系統，以及放射性廢棄物處理廠房通風系統等，其主要功能係提供諸如核燃料儲存管理、

放射性廢棄物處理，以及拆解工程所產生之放射性粉塵處理。

- (7). 電源供給設施包括緊急柴油發電機，以及備用電池組等，其主要功能係提供於喪失廠外電源時用過燃料池冷卻設施所需電源。
- (8). 其他安全所需設施包括反應器輔助冷卻系統，以及緊急照明等，其主要功能係分別提供用過燃料儲存設施輔助冷卻功能，以及確保作業人員安全疏散。

針對除役期間仍需維持其功能之設施篩選議題，依據國內核一廠除役計畫審查經驗，國內電廠除役期間仍需維持其功能之設施篩選係參照 EPRI 所建議之需求設備狀態準則進行篩選，該準則係以檢查表方式就所需功能進行篩選，例如是否為燃料儲存與吊運安全相關設施，是否為事故時提供人員防護之設施。與講師及 ANDES 人員討論，初步相較，其功能上要求應大致類同，惟 EPRI 有針對需維持功能之設施週圍設備若異常而會導致影響需維持功能之設施者，故實際細項上則可再了解有何異同之處。另依據「反應器發電設施及核子反應器測試設施除役計畫準則」，若該設施屬運轉機組與除役機組共用設施，基於運轉機組功能需求，該設施則由運轉機組負責維護。若採用臨時之移動式設施替代原系統，且涉及安全功能事項，則必須向管制機關提出申請。

有關除役期間相關設施及設備運轉與維護管理議題，依據國內核一廠除役計畫審查經驗，國內電廠除役期間相關設施及設備大致參照現行設備運轉要求及老化管理方案執行運轉與維護管理。經了解，日本電廠在機組除役期間，若各階段仍需維持其功能之結構、系統與組件其運轉條件與運轉期間相同，則其各項設計要求將與運轉期間要求一致，而對於設施及設備之維護管理，則係依據運轉安全方案(OSP)第七章所制定之維護計畫進行設施及設備之維護作業。同時，電廠會依照實際電廠狀況組態之改變，依循規劃(Plan)、執行(Do)、查核(Check)、行動(Action)之 PDCA 管理原則加以因應。

針對除役期間相關設施、設備及其功能之說明，授課學員乃就除役期間廠房及結構物檢查、燃料儲存設施冷卻及淨化功能等議題提問與進行討論。經了解，日本除役電廠為確保除役期間廠房及結構物之屏蔽功能，均會針對廠房及結構檢查進行定期目視檢查；而由於日本電廠除役期間，用過燃料儲存於用過燃料池並無時間限制要求，只要用過燃料仍儲存於用過燃料池期間，燃料吊運與儲存設施除必須提供燃料安全吊

運、預防臨界等功能外，亦須提供用過燃料池冷卻及淨化、補水、水位監測，以及輻射屏蔽等功能，但用過燃料池於燃料移除後，並無須維持其冷卻功能。若配合除役拆除作業需求，則考慮維持其淨化功能及廠房空調功能。另隨著用過燃料儲存時間增加，燃料餘熱逐漸減少，電力公司認為適度減少安全管制應屬合理，但此部分仍必須與管制機關進行溝通。

另針對除役期間電廠所需執行設計變更修改案之管制議題及因應福島事故改善措施之管制議題，經了解，日本電廠於機組除役期間進行設計變更修改案，若相關設計變更修改案涉及安全及輻射曝露事項，一般而言，均需向管制機關提出申情，但若未涉及安全及輻射曝露事項，則原則由電廠自行管制；而因應福島事故之各項改善措施，隨著用過燃料儲存時間增加，燃料餘熱逐漸減少，若經評估已無放射性物質外釋之虞時，則可向管制機關提出豁免申請。

5.3. 除役設施週期性檢查

依據管理規則要求，檢查範圍必須包括如核燃料吊運與儲存設施、放射性廢棄物處置設施、輻射管理設施，以及緊急電源供給設施等。

電廠執行設施週期性檢查期間，管制機關視察員將參與測試操作檢查或其他電廠所執行之檢查，或由管制機關視察員進行檢查紀錄之確認。電廠於除役期間執行設施及設備維護檢查時，並無特別訂定設備性能要求，而是依據除役計畫由電廠自行進行設施及設備必要性能評估，以及確認必要功能及性能。若該設施屬運轉機組與除役機組共用設施，基於運轉機組功能需求，該設施則由運轉機組負責維護。機組於除役期間，相關設施之週期性檢查與維護時間可能一致，亦可能錯開時間分別執行。

針對日本電廠除役期間依據除役計畫由電廠自行進行設施及設備必要性能評估議題，經了解，日本電廠除役設施雖於除役計畫中沒有特別訂定設備性能要求，但電廠仍須依照 OSP 第七章所制定之維護計畫，依其計畫進行設施及設備之維護作業，管制機關並會進行視察。對於例如結構物目視檢查標準、維護管理詳細作為、定期檢查及 OSP 檢查之視察執行方式等，後續可再了解日本實務作法。

另針對管制機關參與除役設施檢查作業視察議題，經了解，日本電廠除役期間，

管制機關並無比照運轉階段執行安全管理視察，但對於電廠週期性檢查會進行抽查，也會進行檢查紀錄進行確認，亦會針對電廠 OSP 執行狀況進行視察。目前日本管制機關正檢討現行各項視察執行方式，未來會重新制定新的視察作法。

6. 日本除役經驗與教訓

本次訓練課程中，有關「日本除役經驗與教訓」之主題係由 ANDES 佐藤事務局長負責講授，課程內容包含東海電廠的除役經驗，以及佐藤局長彙整提出安全除役作業的重要關鍵因素。訓練課程除由講師於課堂上進行授課內容說明外，本會參訓成員亦於課程中提出相關問題與講師進行討論，課程內容及討論結果簡述如下：

6.1. 東海電廠的除役經驗

日本除役作業共區分為四個階段，包含準備階段、周邊設備拆除階段、反應器拆除階段、廠房拆除階段。由於目前各核能電廠均未進入反應器拆除階段，因此日本對除役作業的經驗主要係準備階段與周邊設備拆除階段的經驗。而東海電廠為日本第一部進入除役階段的商用型核能電廠，除役過程累積的豐富經驗可提供我國參考。

東海電廠基於經濟成本等因素於 1996 年宣布該廠於 2001 年開始執行除役作業，於此期間有 5 年的時間進行除役前的準備作業，包含退出用過核子燃料並將燃料運出廠外，以及提交除役計畫的通知。針對東海電廠初期的除役作業規劃，電廠於 2001 年起至 2010 年止，於反應器區域進行 10 年的安全貯存，執行此項作業主要係考量鈷 60 的半衰期為 5 年，經過安全貯存期後核種活度可降低為原活度的 1/4。經過安全貯存期後，2011 年開始進行反應器區域的拆除作業，並於 2017 年完成所有除役作業。其他區域則分為三個階段，依序拆除一般性設施、四個蒸氣產生器以及廠房內的設施。然而目前執行進度中反應器區域的安全貯存期延長 8 年，尚未進入拆除階段，其他區域則拆除一般性設施(如汽機)並完成兩個蒸氣產生器的拆除作業。

東海電廠執行輻射特性調查作業係以低放射性廢棄物的核種活度為標準，將廠房區域分為 L1 至 L3 與解除標準等四個類別。其中一次圍阻體內層為 L3 而兩側為 L2，主要原因係中子除活化一次圍阻體內側外，亦可經由管路穿越至一次圍阻體外，進一

步活化一次圍阻體外側。此經驗顯示現場實際取樣分析很重要，另一點是必須注意中子藉由何種方式活化結構或組件。雖然東海電廠係氣冷式核能電廠，同樣的現象可能不會發生在沸水式的反應器，但基於這樣的經驗說明，電廠在執行作業前應該先思考或預先瞭解、設想各項可能發生的情節。

目前東海電廠已完成兩個蒸汽產生器的拆除作業，第一個蒸汽產生器的拆除作業係以遠端遙控機械方式進行，主要先將周邊設備拆除後再裝設臨時性基座、夾具以及遠端切割設備，對於蒸汽產生器主體部分則分為數個主要部分分別進行切割作業，完成後轉移至其他地區進行第二次切割作業，將其切割為小碎塊進行貯存。第二個 SRU 係用人工的方式執行拆除作業。東海的 SRU 污染很低，所以人員受到的輻射劑量較低，可用人工方式進行拆除作業，現場輻射劑量低或無輻射劑量的話，用人工方式會比較簡單。針對兩次所花費的時間資源相比，兩種 SRU 拆除作業所花費的時間資源相近，惟考量設備裝設作業時，遠端拆除方式因需要裝運設備、安裝與調整，因此花費較人工拆除方式長。

表 2 東海電廠拆除作業差異性

	遠端拆除方式	人工拆除方式
時程(月)	36	11
工時(人日)	14,000	13,000

6.2. 除役安全的關鍵要素

佐藤事務局長依據日本的除役經驗彙整提出除役安全的關鍵要素，整理如下：

(1). 確保足夠的資金

設施經營者執行成本估算後應定期更新，並瞭解成本估算中的不確定性。

(2). 廠址輻射特性調查

設施經營者應結合計算模式與量測結果發展廠址輻射特性調查，並檢視及分析比對調查結果，確認其正確性，以及維持更新。另外提到輻射特性調查可以房間為基礎，專注於區域內的放射性物質與廢料，而非僅組件；不要只看圖面，應

檢視所有紀錄文件與訪談資深員工，了解可能歷史；注意所有可能風險，包括輻射與非輻射，如工安、火災。

其調查結果應建立完整資料庫，以作為除污、拆除工法與所需設備、現場工作人員輻安與工安防護、廢料管理(包括分級、後續處置)，以及經費預估之決策參考。

(3). 設施規模的縮減因素

確立是否持續運轉、修改、持續保留、新增及拆除之系統與重要設備。

(4). 放射性廢棄物的規劃

在確定放射性廢棄物的整體規劃藍圖前，無須急於執行部分前端作業。應依序對工作區域內之暫時作業區域、運輸路線、廢棄物處理與貯存的臨時區域、廠內中期貯存設施、最終處置等項目先有完整的規劃再據以執行，且執行期間對廢棄物包件的內容物應有詳細且正確地紀錄。

(5). 整體最佳化

自除污拆除作業至廢棄物處理、貯存、處置的過程中，應詳細考量各個方案，以評估最佳化的程序。

(6). 掌握技術

參考非核能工業界或國外的技術並進一步結合應用，但採用新研發或創新的技術時，應注意是否增加計畫的風險。

(7). 計畫管理

除役期間的計畫管理非常重要，相較於運轉期間的作業多為常態性並可由固定工作人員依規劃執行，除役期間有各種新且多樣的除役作業，可能需要依工作性質，每日就相關作業採取更密集的管制與監控，因此除役期間應有新的或不同的管理制度，該管理制度應具有靈活性，以便能夠對最新的狀況及時快速反應。

(8). 文化與心態的改變

運轉期間對管理制度、關注焦點、風險、設施結構以及低輻射或低污染水平等議題將於除役期間有所改變，其差異如整理如表 3。

表 3 運轉期間與除役期間的差異性

	運轉期間	除役期間
管理制度導向	生產為導向的管理制度	完成計畫或達成目標為導向的管理制度
專注焦點	系統的功能	放射性物料貯存的管理
結構	依賴設施運轉期間的永久性結構	引入臨時性結構以協助拆除
風險	主要為核能與輻射的風險	核能風險降低、輻射風險的性質改變、工業風險顯著增加
輻射或污染	低輻射或低污染水平相對較不重要	低輻射或低污染水平對解除管制很重要

(9). 專責的組織單位與人力資源的整合

除役作業依不同的階段有不同的需求，因此設施經營者應具備所需不同的知識、技術與領導力。

(10). 激勵

除役不是完結，除役後的管理仍為重要。

(11). 避免過度保護或過度管制

執照持有者應避免過度保護，而管制機關應避免過度管制。

(12). 利害關係人的參與

執照者對地方居民的溝通貴為重要，該作業將為促成順利除役的重要因素。

最後講師總結日本的經驗，說明除役作業能安全、順利與合理的執行，其關鍵點在於廢棄物的管理、組織與管理制度、以及文化與心態的改變。從執行面而言，除役作業屬於「經驗工學」，可由一個計畫得到的經驗教訓，改善或應用於下一個計畫。並且應注意非技術性因子將比技術性因子更為重要。且國際合作與經驗交流將有助於改善計畫的效益與安全性。

二、參訪濱岡核能電廠

此次在 ANDES 的安排下到濱岡核電廠參訪，實地了解其除役作業狀況，其參訪情形整理如下。

1.1 濱岡核電廠背景資料

濱岡核電廠位於日本靜岡縣御前崎市，為中部電力公司所營運之唯一核能電廠，共設有 5 部機組，第 1、2 號機組於 2009 年 1 月 30 日停止運轉並進入除役階段；第 3 至 5 號機組則於 2011 年 3 月福島第一核電廠事故後，接受日本首相下令全國核電廠均停止運轉，要求強化因應海嘯安全措施之要求而停止運轉。於符合 2013 年 7 月施行之新規定，並重新送件審查，審查通過後始得重新啟動。目前，濱岡核電廠已提送第 3 及 4 號機組之重啟文件，送 NRA 進行審查中，並期望能先重啟第 4 號機組，濱岡核電廠相關資訊如表 4。

表 4 濱岡電廠各機組現況

	1 號機	2 號機	3 號機	4 號機	5 號機
反應器類型	BWR	BWR	BWR	BWR	ABWR
輸出功率(MWe)	540	840	1100	1137	1380
開始運轉日	1976 年 3 月	1978 年 11 月	1987 年 8 月	1993 年 9 月	2005 年 1 月
現況	2009 年 1 月 30 日永久停止運轉，執行除役作業中。		2015 年 6 月 16 日完成強化措施，申請重啟中。	2014 年 2 月 14 日完成強化措施，申請重啟中。	仍持續進行強化措施改善中。

1.2 濱岡核電廠除役作業概況

濱岡電廠的除役作業規劃分為四個階段，每個階段完成後，進入下一個階段前必須先向原子力規制委員會提出申請，核准後方得執行下一階段的除役作業。第一階段為準備階段，主要作業包含燃料移出燃料池、污染狀況調查、系統除污、輻射管制區外的系統與設備拆除作業。第二階段為周邊設備拆除階段，電廠持續進行污染調查、系統除污等作業，第三階段係拆除反應爐區域的設備，目前濱岡電廠正在準備相關資料向原子力規制委員會提出第三階段除役作業申請，第四階段為廠房拆除階段。

第一階段有關核子燃料移除作業的執行情形，中部電力公司說明該公司已將用過核子燃料自燃料池轉移至 5 號機的燃料池，新燃料則自新燃料貯存區轉送至燃料製造廠家。

有關系統除污作業的執行情形，中部電力公司於第一階段期間執行一次圍阻體內再循環系統、爐心冷卻淨化系統、餘熱移除系統的除污作業，第二階段執行反應器內除污作業與一次圍阻體外爐心冷卻淨化系統、餘熱移除系統的除污作業。

中部電力公司於第一階段期間，係依設計等資料估算廢棄物的類別與數量，並執行設備與建物的調查與取樣作業，取樣後執行分析與量測的工作，完成後比較兩者結果，並進一步調整前者估算值，以獲得更精確的數值。估算結果預計除役期間將產生 452 千噸的廢棄物，而目前第二階段以產生約 28 千噸的廢棄物。這些廢棄物中有關放射性廢棄物又區分為 L1、L2、L3。目前規劃 L3 將採取淺地掩埋的方式且無屏蔽結構，L2 則採淺地掩埋並以混凝土窖作為屏蔽結構，L1 則採深層地質處置方式。惟目前尚未決定處置場址，因此皆暫時貯存於廠內。

拆除作業部分，截至 2017 年為止，輻射管制區內主要的拆除作業包含主變壓器、重油槽等，共約 2600 噸，其中有 93% 為可回收再利用，其他 7% 作為事業廢棄物。輻射管制區外主要的拆除作業包含硼液控制系統、再循環系統之馬達發電機組，共約 3000 噸，放射性活度濃度皆低於解除管制標準，目前暫時貯存於 1、2 號機廠房內。

針對廢棄物解除管制作業的執行情形，電廠說明所有廢棄物料帳及釋出前均須經 NRA 審查，其採文件審查及抽查方式驗證。針對第二階段前期，輻射管制區內拆除的金屬設備，如主發電機、熱交換器等，目前正在申請解除管制，總數約為 6900 噸，待原子力規制委員會審核確認後將進行回收再利用的作業。另其 5 號機因更換低壓汽機轉子，舊品曾於 2013 年提出解除管制的申請。經過原子力規制委員會審查確認後，已核准該設備的解除管制作業，目前安全保存於廠內。電廠說明設備拆除前會將設備之輻射狀況以不同顏色標示，並標示是否有危險物質及可拆除/不可拆除者，此為良好範例，可做為國內作業之參考。

針對輻射特性調查部分，詢問現場建物管件之輻射偵檢取樣密度設計依據為何，

電廠回答係依專業經驗判斷，並無參照標準，此部分國內將參採 MARSSIM 之建議作法。

針對目前進行除役作業中的濱岡 1、2 號機，除役期間相關仍需運轉重要系統之運轉監控與維護作業，經現場參訪了解，電廠依據除役計畫篩選準則篩選結果，目前仍需維持其功能之結構、系統與組件，主要為用過燃料池吊運與儲存、通風、電源、廢棄物處理等相關系統，其維護作業均與運轉期間一致。初期相關結構、系統與組件需維持可用之串數均與運轉期間要求一致，而隨著除役作業時間的演進，若經評估結果，作業安全與人員曝露風險已有顯著下降時，則將逐漸減少其可用串數。除役期間，電廠對於設施及設備之維護管理主要係依據 OSP 第七章所制定之維護計畫進行設施及設備之維護作業。由於濱岡 3、4、5 號機仍處於運轉階段期間，若該設施屬運轉機組與除役機組共用設施，基於運轉機組功能需求，該設施則由運轉機組負責維護。

1.3 除役機組現場實地參觀

此次分別至除役中之 1 號機之聯合廠房控制棒液壓系統及乾井底樓生物屏蔽牆外、2 號機汽機廠房、排氣煙囪等區域參觀，主要觀察結果與心得如下：

- (1) 電廠現場廠務管理仍維持現場相當程度的清潔，印象深刻，其中拆除後有關廢棄物的分類，每件材料以顏色做記號分類，並置於專用容器中。每個專用容器均有材料表單，記載內容物及原設備名稱與位置，可提供溯源的管理(電廠表示此為 NRA 要求)，此可作為國內作業之參考。
- (2) 至汽機廠房主汽機發電機樓層參觀，設有噴砂房對裁切後之汽機葉片進行噴砂，消除表面污染；發電機轉子則規劃完整回收再利用，定子則將切除後回收，其表面均經輻射偵測並留有完整紀錄。
- (3) 至乾井底樓參觀，現場設備外觀保持相當的乾淨度，保溫材表面光亮。由個人配戴之劑量計顯示，觀察期間並未接受到劑量(其係 2009 年停機迄今)。

肆、心得與建議

1. 日本核子反應器設施除役的歷史起源相當早，1980 年代就有 JPDR 的除役實務經驗，近年來多部核能機組已陸續進入除役階段，部分電廠，如東海 1 號機已進行大型設備拆除作業，濱岡、敦賀電廠亦有部分管路設備進行除污與拆除作業中，對於事先的輻射評估、不同階段之除役規劃、拆除作業、輻射與工業安全作業管理等，均可再進一步交流，以獲得拆除相關作業之寶貴經驗。
2. 福島事故後，日本的核子事故緊急應變管制有相當大的強化，法規也漸趨完整嚴謹。然而，在除役機組的核子事故緊急應變與核子保安方面，雖然除役機組的事故風險降低，但管制法規仍未鬆綁。目前法規修訂正在進行，其後續發展值得觀察，以做為我國對除役電廠的緊急應變與核子保安管制調整之參考。
3. 針對日本管制機關目前對除役之相關法令與管制作法與可能研修作業，例如對於除役中核電廠維護作業之視察管制、放射性物質釋出之審查與管制，以及對於電廠在完成除役計畫相關作業之廠址解除管制之接受標準的研訂規劃等，可再持續瞭解與交流，作為本會除役安全管制之參考。
4. 在核能電廠除役期間仍需維持其功能之設施部分，日本除役計畫準則明確規定除役期間需維持之功能，對於被篩選到的設備，可知道其被篩選的主要原因為何，此與國內電廠對功能上要求大致類同，惟 EPRI 有針對需維持功能之設施週圍設備若異常而會導致影響需維持功能之設施者，故實際所選擇之結構設備細項上，則可再了解日本之完整資料，比較有何異同之處，以做為管制上的參考。
5. 在除役期間設施維護管理作業方面，日本除役電廠主要係依照 OSP 第七章所制定之維護計畫，依其計畫進行設施及設備之維護作業，相關廠房及結構物目視檢查標準、維護管理詳細作為，以及 OSP 詳細內容等，可作為後續再了解與交流項目。
6. 在除役期間設施檢查作業方面，日本管制機關針對除役電廠設施定期檢查及 OSP 檢查，均會派員執行相關視察，目前日本管制機關正檢討現行各項視察執行方式，未來會重新制定新的視察作法，日後可與日本 NRA 就此進行交流，了解日本管制機關新的視察作法，作為本會管制參考。

7. 此次參訪日本濱岡核能電廠期間，參觀濱岡 1、2 號機現場除役作業執行狀況，現場發現電廠廠務管理作業做得井然有序，相關除役後的物料分類與料帳管理有一嚴謹制度，其中並依現場設備之輻射強度類別及是否為拆解物件，以顏色及文字清楚標識，可做為國內未來執行除役作業借鏡。至於電廠除役實務上如何執行工程管理，未來亦可再加以了解。
8. 廠址輻射特性調查之目的均是為了瞭解輻射分布狀況，以利後續拆解工程、除污作業所應採行之輻防措施，及放射性廢棄物之處置規劃與判定是否符合廠址釋出之重要依據。日本作法係採「模擬評估」與抽樣實測之驗證方式，其範圍以建物與管路為主，國內將採美國核能管制委員會認可之 MARSSIM/MARSAME 建議執行實地取樣偵測方式略有不同，國內範圍亦包括廠區土壤部份，後續可再就日本電廠模擬評估及現場實地取樣之實務作業進行了解。