

平成22年度
ISOEアジア技術センター活動報告

平成23年12月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した業務の
成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

平成 23 年 12 月

平成 22 年度 ISOE アジア技術センター活動報告

要旨

職業被ばく情報システム（ISOE: Information System on Occupational Exposure）は、原子力発電所の放射線防護専門家と規制当局で構成されており、世界規模での情報と経験交換ネットワーク、及び関連した ALARA（As Low As Reasonably Achievable）管理の技術的な情報の公表を通じて、原子力発電所作業員の放射線防護の最適化を促進している組織である。ISOE は地域別に 4 つのセンターが設置されており、日本と韓国は JNES が運営している ISOE アジア技術センター(ATC:Asian Technical Center)が担当している。我が国の集団線量低減においては、事業者の被ばく低減意識の向上が重要であり、ATC はこの役割を大きく担っている。

平成 22 年度は、データベースの運営やシンポジウムの開催等の ATC の運営に係わる通常業務のほか、諸外国の被ばく低減背景調査を実施し、ISOE のシンポジウムや最近公表された文献等から欧米の被ばく低減の傾向と低減良好事例及び諸外国でのリモートモニタリング、革新的被ばく低減技術等の最新状況等について調査した。更に、諸外国の医療、航空等他業界の被ばく情報を収集・整理し、我国の原子力発電所の被ばく線量と比較した。

これらの調査結果は、我が国の規制当局及び事業者に向けて、詳細情報を被ばく低減良好事例データベースへの構築、及び ATC が開設しているホームページに掲載した。更に ISOE 国内メンバーに限定した、ISOE 被ばく線量データのグラフ化機能及び情報交換プラットフォームを ATC ホームページ内に新規開設することで利便性を高め、広く活用できるようにした。

また、立地地域住民や原子力に関心のある一般市民へ向けて、理解促進を目的とし、ATC ホームページ上に放射線防護の取りくみについて分かり易く掲載し、積極的な情報発信を行った。

平成 22 年度

ISOE アジア技術センター活動報告

目 次

1. はじめに	1
1.1 ISOE の概要	1
1.2 アジア技術センターの活動目的	3
1.3 実施内容	
1.3.1 アジア技術センターの運営	3
1.3.2 諸外国の被ばく低減背景調査	6
1.3.3 放射線防護活動の情報発信	6
2. 2009 年度 我が国の線量データの収集及び分析	7
3. 被ばく低減良好事例の収集 (ISOE 関連会合)	11
3.1 2010 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウム (2010 年 1 月)	11
3.2 2010 年 ISOE アジア ALARA シンポジウム (2010 年 8 月)	25
3.3 2010 年 ISOE 国際 ALARA シンポジウム (2010 年 11 月)	47
3.4 2011 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウム (2011 年 1 月)	66
4. 被ばく低減良好事例の調査.....	87
4.1 欧米の被ばく線量の傾向	87
4.2 特筆すべき被ばく良好事例及び被ばく低減対策・技術	94
5. 革新的被ばく低減技術の最新状況の調査	96
5.1 諸外国におけるリモートモニタリング普及の最新状況	96
5.2 線源強度分布推定のための新技術	103
6. 諸外国の他業界との被ばく線量比較.....	116
6.1 各国における職業被ばくの登録・管理制度	116
6.2 原子力以外の他分野における職業被ばく	118
6.3 他業界との被ばく線量の比較	121
7. データベースの構築	129
8. まとめ	132
8.1 成果の活用等	132

8.2 成果の要点及び達成状況	133
参考文献	134

表 一 覧

表 3. 1. 1	2010 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム	12
表 3. 2. 1	2010 年 ISOE アジア ALARA シンポジウムプログラム	26
表 3. 3. 1	2010 年 ISOE 国際 ALARA シンポジウムプログラム	48
表 3. 4. 1	2011 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム	67
表 4. 1. 1	欧州各国の年間集団線量－2009 年	88
表 4. 1. 2	米国の年間集団線量の評価－2009 年	92
表 5. 1. 1	諸外国のリモートモニタリング導入済の稼動中原子力発電所一覧表	98
表 5. 2. 1	Almaraz 原子力発電所のフィルタ取替作業時の HESPI と ErgoDose による位置別の集積線量の比較	107
表 5. 2. 2	検査タイプ別の、作業位置 RCP 215 側への生体遮へい選択オプションと線源 RCP 040 の作業位置 RCP 215 への線量率寄与対照表	107
表 6. 3. 1	各国の年間集団実効線量の比較	122
表 6. 3. 2	米国のラジオグラフィー技師の年間被ばく線量の分布	124
表 6. 3. 3	米国の原子力発電所作業者の年間被ばく線量の分布	124

図 一 覧

図 2.1	総線量の年度推移	7
図 2.2	原子炉一基当たり線量の年度推移	8
図 2.3	放射線業務従事者 1 人当たり平均線量の年度推移	9
図 2.4	世界の原子力発電所 1 基当たり線量の推移 (BWR) (1980-2009)	10
図 2.5	世界の原子力発電所 1 基当たり線量の推移 (PWR) (1980-2009)	10
図 4.2.1	ドイツの原子力発電プラントの年間総集団実効線量トレンド	95
図 4.2.2	ドイツの原子力発電プラントの平均年間個人実効線量トレンド	95
図 5.1.1	Sizewell B のリモートモニタリングシステムの画面例	100
図 5.1.2	Sizewell B リモートモニタリングシステムのシステム構成図	101
図 5.1.3	米国のリモートモニタリング導入済原子力発電所マップ	101
図 5.1.4	北米の原子力発電プラントに対する MGP Instruments 社のリモート機器導入シェア	102
図 5.1.5	イリノイ州の 7 原子力発電所を結ぶ IEMA リモートモニタリングシステム	102
図 5.2.1	VRIMOR プロジェクトで開発されたガンマ・スキャン装置の写真	108
図 5.2.2	スペインの CIEMAT 開発の EDR ガンマ・スキャナの概観図	108
図 5.2.3	ある領域への複数の方向への線源測定のためのガンマ・スキャンと距離測定のためのレーザー・スキャン概念図	109
図 5.2.4	測定点から多数方位へのスキャン 3D 図	110
図 5.2.5	未知の発電所の線源マップ及び線量率マップを作成手順	110
図 5.2.6	3D VISIGAMMA によるスペインの Almaraz 原子力発電所のガンマ・スキャン領域のカウント数の色別表示	111
図 5.2.7	VISIGAMMA を利用して作成した Almaraz 原子力発電所のフィルタ取替作業進行に伴う線源強度マップの変化	111
図 5.2.8	Almaraz 原子力発電所のフィルタ取替作業において、作業実施のために作業プラットフォームへ向い、取替作業を実施したある作業員の軌跡	112
図 5.2.9	Almaraz 原子力発電所のフィルタ・ハウジング取外し作業のシミュレーションで採用した作業位置及び作業時間	112
図 5.2.10	EDF の 900MW 級 PWR の弁の検査に関する領域周辺の線源配置	113
図 5.2.11	EDF の 900MW 級 PWR の弁の検査の作業場所配置	114
図 5.2.12	弁 RCP 215 VP 関連の作業位置に対する各線源の寄与を示す円グラフ	114
図 5.2.13	関連の作業位置の線量率への配管 RCP040 上の線源強度の寄与	115
図 5.2.14	弁検査作業に関わる線源配管の除染部分の 3D 表示	115

図 6.3.1 欧州における職業被ばくの業種分類例	125
図 6.3.2 欧州における放射線作業者の個人平均線量（1996～2000 年）	126
図 6.3.3 欧州における放射線作業者の集団線量（1996～2000 年）	127
図 6.3.4 米国のラジオグラフィー技師の年間被ばく線量の推移	128
図 6.3.5 米国の原子力発電所作業者の年間被ばく線量の推移	128

略 語 集

ACEL	Atomic Energy of Canada Ltd.	カナダ原子力公社
ACR	Advanced Candu Reactor	改良型CANDU炉
ADR	Automatic Dose Reader	自動線量読取装置
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AECL	Atomic Energy of Canada Ltd.	カナダ原子力公社
AG	Aktien Gesellschaft	株式会社（ドイツ）
ALARA	As Low As Reasonably Achievable	合理的に達成可能な限り低く
AM	Accident Management	事故マネジメント
ANO	Arkansas Nuclear One	アーカンソー・ニュークリア・ワン 原子力発電所
APS	American Physics Society	米国物理学会
APS	Arizona Public Service Company	アリゾナ電力会社
ATC	Asian Technical Center	アジア技術センター(ISOE)
B&W	Babcock and Wilcox Co.	バブコック・アンド・ウィルコックス社
BE	British Energy	ブリティッシュ・エナジー社（英国）
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CANDU	Canadian Deuterium Uranium	CANDU炉（重水減速重水冷却炉） （カナダ）
CCTV	Closed Circuit Television	閉回路テレビジョン
CE	Combustion Engineering, Inc.	コンバッション・エンジニアリング社
CEA	Commissariat a l'Energie Atomique	原子力庁（フランス）
CEPN	Centre d'etude sur l'Evaluation de la Protection dans le domaine Nucleaire	原子力防護評価研究所（フランス）
CFR	Code of Federal Regulations	連邦規則（米国）
CIDI	Central Index of Dose Information	職業被ばく中央登録

CIEMAT	Centro de Investigaciones Energeticas, Medioambientales y Technologicas	エネルギー・環境・科学技術研究 センター(スペイン)
COG	CANDU Owners Group	CANDUオーナーズ・グループ
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear	原子力安全審査会 (スペイン)
CT	Compact Tension	小規模引張 (試験)
CT	Completion Time	完了時間 (Tech.Spec.の規定)
DC	Design Certification	設計証明
DC	Direct Current	直流
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
DHRS	Decay Heat Removal System	崩壊熱除去系
DIN	Deutsches Institute fuer Normung	ドイツ工業標準局 (ドイツ)
DOT	Department of Transportation	運輸省 (米国)
EC	Eddy Current	渦電流
EC	European Committee	欧州委員会
EDF	Electricite de France	フランス電力
EDG	Emergency Diesel Generator	非常用ディーゼル発電機
ENO	Extraordinary Nuclear Occurrence	異常な原子力事故
EPR	European Pressurized Water Reactor	欧州PWR
EPR	Evolutionary Power Reactor	革新的原子炉 (米国版EPR)
EPRI	Electric Power Research Institute	電力研究所 (米国)
ESOREX	European Study of Occupational Radiation Exposure	欧州職業人放射線被ばく調査
ETC	European Technical Center	欧州技術センター (ISOE)
EU	European Union	欧州連合
EURATOM	European Atomic Energy Community	ユーラトム (欧州原子力共同体)
FAA	Federal Aviation Administration	連邦航空局
FI	Incident Database	運転事象データベース (フランス)

FPL	Florida Power and Light	フロリダ電力
GDN	Gamma Detection Network	ガンマ線検出ネットワーク
GE	General Electric Company	ゼネラル・エレクトリック社
GMS	The Gaseous Effluent Monitoring System	排ガス・モニタリングシステム
GRS	Gesellschaft fuer Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH	原子炉安全協会（ドイツ）
HP	Health Physics	保健物理
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection	国際放射線防護委員会
IEMA	Illinois Emergency Management Agency	イリノイ緊急事態管理局
INPO	Institute of Nuclear Power Operations	原子力発電運転協会
IR	Industry Report	運転認可更新に関する産業界の報告書
IRSN	Institut de Radioprotection et de Surete Nucleaire	放射線防護・原子力安全研究所 （フランス）
ISOE	Information System on Occupational Exposure	職業被ばく情報システム
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	独立行政法人 原子力安全基盤機構 （日本）
JSME	Japan Society of Mechanical Engineers	日本機械学会
KHNP	Korea Hydro & Nuclear Power Company	韓国水力・原子力発電株式会社
KINS	Korean Institute of Nuclear Safety	韓国原子力安全技術院
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt	ライブシュタット原子力発電所 （スイス）
LP	Low Pressure	低圧
MP	Monitoring Post	モニタリング・ポスト
MW	Mixed Waste	混合廃棄物
NATC	North American Technical Center	北米技術センター(ISOE)
NEA	Nuclear Energy Agency	原子力機関（OECD）

NEI	Nuclear Energy Institute	原子力エネルギー協会
NPP	Nuclear Power Plant	原子力発電所
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development	経済協力開発機構
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor	加圧型重水炉
PSE&G	Public Service Electric & Gas Co.	パブリック・サービス電力会社
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
R&D	Research and Development	研究開発
RCP	Reactor Coolant Pump	一次冷却材ポンプ
RCS	Reactor Coolant System	一次冷却系、原子炉冷却系
RDL	Reactor Data Link	原子炉データリンク
REACT	Radiological Emergency Assessment Center	緊急時放射線評価センター
REIRS	Radiation Exposure Information and Reporting System	放射線被ばく情報・報告システム
RI	Radioisotope	放射性同位元素
RI	Risk-Informed	リスク情報を活用した
RMS	Radiation Monitoring System	放射線管理システム
RO	Reactor Operators	原子炉運転員
RP	Radiation Protection	放射線防護
SAE	Society of Automotive Engineers	自動車技術協会（米国）
SAIC	Science Application International Corp.	サイエンス・アプリケーション・ インターナショナル社
SAP	Safety Assessment Principles	基本安全原則（英国）
SCE	Southern California Edison Co.	サザン・カリフォルニア・エジソン社
SEPTEN	Service Etudes et Projets Thermique et	火力原子力計画研究部

	Nucleaire	(EDF、フランス)
SG	Steam Generator	蒸気発生器
STP	South Texas Project	サウステキサス・プロジェクト 原子力発電所
STP	Staff Technical Position	NRCスタッフの技術的見解
STUK	Radiation and Nuclear Safety Authority	フィンランド放射線原子力安全本部
TEDE	Total Effective Dose Equivalent	総実効線量当量
TMI	Three Mile Island	スリーマイル・アイランド原子力 発電所
TVA	Tennessee Valley Authority	テネシー・バレー開発公社
TVO	Teollisuuden Voima Oy	TVO社（フィンランド）
TXU	Texas Utilities	テキサス電力
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiation	国連放射線影響科学委員会
USA	Utilities Service Alliance	事業者サービス・アライアンス (米国)
USE	Upper Shelf Energy	上部棚エネルギー
USNRC	U.S.Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
VIRMOR	Virtual Reality for Inspection, Maintenance, Operation, and Repair of Nuclear Power Plants	検査、運転及び保守へのバーチャル・ リアリティー技術適用プロジェクト (欧州の国際共同研究プロジェクト)
VVER	Water-Water Energetic Reactor	ロシア型加圧水型原子炉
WH	Westinghouse Electric Company	ウェスチングハウス・エレクトリック社
YGN	Young Gwang Nuclear power plant	Young Gwang(霊光) 原子力発電所

1. はじめに

1.1 ISOE の概要

(目的及び背景)

「職業被ばく情報システム (ISOE: Information System on Occupational Exposure) は、OECD/NEA 及び IAEA 加盟国の原子力発電所に係る被ばく情報交換システムであり、従事者の被ばく低減に資することを目的としている。1987年にOECD/NEAが設立の検討を開始し、1989年よりパイロットプロジェクトを実施した後、1992年1月よりOECD/NEA放射線防護・公衆衛生委員会 (CRPPH: Committee on Radiation Protection and Public Health) の下に正式に発足した。さらに、OECD/NEA 非加盟国に対しても参加を募るために、1997年10月よりIAEAがISOEの共同事務局として参画しており、全世界的な情報交換システムとして機能している。日本は1992年4月から正式に参加しており、ISOEアジア技術センター (以下「ATC」という。) は当時の (財) 原子力発電技術機構の安全情報研究センター内に1992年4月に発足した。2003年10月からは独立行政法人原子力安全基盤機構 (JNES) がその役割を担っている。

(組織及び運営)

OECD/NEA と IAEA が共同で事務局となり、それぞれの参加各国の規制当局及び原子力発電事業者代表で構成される運営委員会 (年1回開催) で基本的方針に関する意思決定を行う。さらに、ISOE 諸活動に関わる実務遂行の迅速化を図るため、運営委員会の議長 (1名)、副議長 (2名) と前議長及び各技術センターからなる幹部会を年2~3回開催する。ATCを始め、欧州、米国及びIAEAの3地域1国際機関に技術センターが設置されており、参加者は各々の技術センターを通して情報交換等の活動を行っている。2010年12月末現在、26ヶ国から66の原子力発電事業者と24の規制当局が参加している。

<技術センターの設置場所>

名称 (略称)	所在国	設置機関
アジア(ATC)	日本	JNES (独立行政法人原子力安全基盤機構)
欧州(ETC)	フランス	CEPN (Nuclear Protection Evaluation Center)
北米(NATC)	アメリカ	イリノイ大学 (University of Illinois)
IAEA(IAEATC)	オーストリア	IAEA (International Atomic Energy Agency)

ATCに所属している組織は以下のとおりである。

・日本

<規制当局> 原子力安全・保安院

<原子力発電事業者> 北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、(独)日本原子力研究

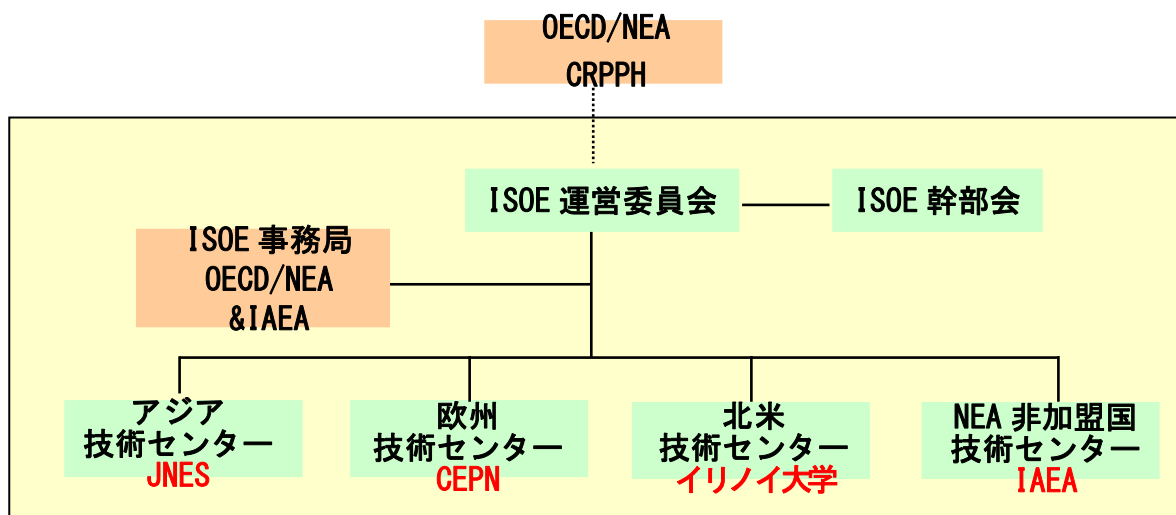
開発機構

・韓国

<規制当局> MEST（教育科学技術部）、KINS（韓国原子力安全技術院）

<原子力発電事業者> KHNP（韓国水力・原子力発電株）

ISOE の組織図



※CEPN（フランス原子力防護評価研究所）

（ISOE データベース）

技術センター毎に電子情報ベースでデータの収集を行い、欧州技術センター（以下「ETC」という。）が全データの取りまとめを行う。整備したデータベースは ISOE Web Network に掲載されるとともに、電子情報として他の技術センターへ送付され、同一のデータベースを保有、利用できるようにする。

データベースの内容は以下に示すものであり、電気事業者からデータの提供を受ける。

ISOE 1： 運転中プラントの放射線業務従事者数、総線量、線量分布、代表点の線量率等の数値データ及び運転停止又は廃炉を決定したプラントの情報

ISOE 2： 被ばく低減対策等の手法、技術情報

－ISOE2s 資材及び水化学等の設備、レイアウトに関する情報

－ISOE2d ホット・スポット、除染等の作業に関する情報

ISOE 3： 特殊な運転又は定検作業に係わる放射線防護の情報

2010 年 12 月末現在、ISOE データベースは 29 カ国の 471 原子炉のデータ（395 基は運転中、76 基は冷温停止又は廃止措置段階）を含んでおり、全世界の商用運転中原子炉の約 90%を占めている。

1.2 アジア技術センターの活動目的

ISOE は原子力発電所の放射線防護専門家と規制当局による世界規模での情報と経験交換ネットワーク、及び関連した ALARA (As Low As Reasonably Achievable) 管理の技術的な資源の公表を通じて、原子力発電所作業員の放射線防護の最適化を支援している。4つの技術センター(欧州、北米、アジア、IAEA)は、この ISOE 活動の技術的な運営を日々管理している。

我が国の集団線量低減においては、事業者の被ばく低減意識の向上が重要である。そこで、ATC がその大きな役割を担うべく、ISOE の運営に係わる通常業務、及び欧米 ISOE のウェブやシンポジウムで発表されている、様々な被ばく低減措置の最新動向調査に係わる全ての情報等を、我が国の規制者及び事業者が広く活用できるようにし、被ばく低減努力を促す動機付けに繋がるよう活動をしている。

また、事業者の放射線防護の取り組み及び規制のしくみについて、関係者や原子力に関心のある一般市民等の理解促進を目的とし、ISOE アジア技術センターのホームページにおいて積極的に分かり易い情報発信を実施している。

1.3 実施内容

1.3.1 ATC の運営

(1) 国内外の ISOE メンバー間の情報交換

- ・国内発電所の被ばく線量データの収集、確認、海外への発信
- ・海外からの被ばく線量データを国内 ISOE メンバーへ配布
- ・ISOE 国内メンバーからの質問を英訳し、ISOE 海外メンバーに発信した。また、海外からの質問を和訳し、ISOE 国内メンバーへ発信し、回答を取り纏める等、被ばく情報の収集、海外の規制当局や事業者との友好関係を構築する等、情報の共有化について全面的に支援した。

(2) 国内 ISOE 連絡会の開催

平成 22 年 5 月 13 日(JNES 会議室)

参加者：NISA 原子力安全技術基盤課、9 電力、原電、JAEA、日立、東芝、三菱重工

ATC から 21 年度実績及び 22 年度計画を報告した。また、事業者による ALARA 活動への取り組みについて、各社の発表により情報共有を図った。

(3) ISOE 発行文書の和訳

・年次報告書

年に 1 回、OECD/NEA の ISOE 事務局が取り纏めて発行している年次報告書(英文)を和訳し、より有効的に使用できるよう ATC のホームページの日本語頁に掲載した。

・ ISOE News

ISOE 事務局より、年 2 回トピックを立て発行している ISOE News を和訳し ATC のホームページの日本語頁に掲載した。

(4) ISOE 関連会合

平成 22 年度は、ATC として、下記の委員会に出席及びシンポジウムを開催した。

<CRPPH (放射線防護・公衆衛生委員会) 定例年次総会 (第 68 回) >

平成 22 年 5 月 18 日-20 日 (パリ, フランス)

参加者 : NEA 加盟各国, EC, IAEA, ICRP 他、22 カ国

会合では、事務局による OECD/NEA の放射線防護関連活動報告のあと、各専門家グループから活動報告があった。職業被ばく及び公衆被ばくについては、ISOE 議長から、原子力発電所従事者被ばくの活動、及び廃止措置原子炉に対する線量データ収集システムの開発等が報告された。EGOE (職業被ばく専門家グループ) からは、新設原子炉に対する放射線防護基準に関するケーススタディ 1 の報告書が発行されたこと、ケーススタディ 2 として、ICRP 新勧告の実施における問題点、特に線量拘束値の適用に焦点をあて、現在、線量拘束値及びそれに類する既存の基準の実施状況について調査していることが報告された。EGBAT (利用可能な最良技術に関する専門家グループ) からは、原子力発電所からの放出に関するワークショップの計画が報告された。

<ISOE ビューロー・技術センター会合>

平成 22 年 5 月 21 日 (パリ, 仏国) 及び、平成 22 年 11 月 14 日 (ケンブリッジ, 英国)

ISOE の事務局会議。ISOE の活動状況の確認、後半の期間の活動方針の確認を行った。

<ISOE アジア ALARA シンポジウム>

平成 22 年 8 月 30 日-31 日 (慶州, 韓国)

参加者 : 韓国 12 機関, 北陸電力, 九州電力, 日立 他、約 150 名

ATC 主催、KINS 及び KHNP の共催で開催した。優秀発表として ISOE 賞が韓国 Wolsong 発電所と Ulchin 発電所に与えられた。

<ISOE データ分析ワーキンググループ (WGDA) >

平成 22 年 9 月 13 日-15 日 (パリ, 仏国)

参加者 : スウェーデン, ドイツ, 仏国, 米国 他

2009 年の被ばく線量データの収集状況の確認と未収集データの収集促進対策の検討、ISOE データベースの改良、CANDU 炉のデータ収集法の改善、廃止措置原子炉のデータ収集法の改善等について検討した。

<ISOE 運営委員会>

平成 22 年 11 月 15 日(ケンブリッジ, 英国)

参加者：NEA,IAEA,各国規制当局、事業者（日本,米国,英国,仏国 他 13 カ国）

各加盟国の放射線業務従事者の被ばく状況の報告、2010 年の ISOE 活動実績及び 2011 年の活動計画について議論と承認が行われた。活動報告では、2010 年の原子力発電所の被ばく線量データの収集・登録状況、ISOE ネットワーク上での ISOE データベースへのデータ入力システムの利用状況、ISOE の新規約下における参加状況、シンポジウムの開催状況とその概要等が報告された。

<ISOE 国際シンポジウム>

平成 22 年 11 月 16 日-19 日(ケンブリッジ, 英国)

参加者：24 カ国から約 140 名

シンポジウムの前日に放射線防護における不適合事象の共有化について規制者側会合（RB 会合）が行われ、規制機関や他の事業者、公衆への不適合事象の報告基準、事象の分類、及び事象を分析し、共有化するためのアプローチ等について議論された。

シンポジウムでは、ホット・スポット位置特定のための新世代カメラ GAMPIX についての発表があった。GAMPIX は可搬型のガンマ線イメージングシステムで、USB でパソコンと接続して線源位置（ホット・スポット）を特定できるものであり、使いやすい特徴がある。その活用が期待できるとして、ISOE 賞に選定された。

また、「作業における放射線防護の経験」において、ベルギーの Doel 1 号機の蒸気発生器（SG）取替の事例等が報告され、SG 取替では断熱材中のアスベストが取替作業をより困難にしたが、厳格な被ばく低減対策とフォローによって、世界でも最良のレベルの低線量を達成している。この発表にも ISOE 賞が与えられた。

<ISOE 北米シンポジウム>

平成 23 年 1 月 10 日-12 日(フォートローダーデール, 米国)

参加者：6 カ国から約 140 名

2011 年 1 月に米国フロリダ州フォートローダーデールで EPRI と共催で開催された。ISOE 北米技術センターは、産業界の被ばく低減の新技术やアイデアを共有する機会として、1997 年から ALARA シンポジウムを開催しており、各発電所で年度及び燃料交換停止に向けた ALARA 目標設定に有益な時期としてこの時期が設定されている。本シンポジウムでは、ATC より、アジア技術センターの活動概要、及び ISOE 国際 ALARA シンポジウムの紹介を行った。

1.3.2 諸外国の被ばく低減背景調査

ISOE の被ばく低減関係の会議や最近公表された文献等から、欧米の被ばく低減の傾向と諸外国の良好事例、革新的な被ばく低減技術最新状況を調査した。また、原子力発電所と諸外国の他業界との被ばく線量比較調査を実施し、米国、英国及びフランスの医療、航空その他の一般産業における従業員被ばくデータを収集した。

1.3.3 放射線防護活動の情報発信

ISOE の活動を中心として、放射線防護の取り組みについて、ATC のホームページを通し、関係者や立地地域住民等に積極的な情報発信を行った。また、被ばく良好事例に関するデータベースの構築を実施した。

2. 2009年度 我が国の線量データの収集及び分析

国内の原子力発電事業者及び韓国に対し、2009年度被ばく線量データの提供を ATC 事務局として依頼し、各原子力発電事業者より収集したデータを確認、整理した後、ETC へ送付した。各技術センターから ETC へ送付された被ばく線量データは、ETC で ISOE データベースとして統合され、ISOE Web Network のグラフ化機能に取り込まれ掲載された。

(1) 総線量

2009年度のGCR(ガス冷却炉)を含む我が国の全プラントの総線量は前年度の84.04人・Svから82.08人・Svと約2人・Sv減少した(図2.1)。稼動中の軽水炉、BWR、及びPWRにおける1基当たりの年間平均線量は、それぞれ1.47人・Sv(前年度1.50人・Sv)、1.36人・Sv(前年度1.45人・Sv)、及び1.61人・Sv(前年度1.57人・Sv)であり、軽水炉、BWRは前年度と比べ減少した(図2.2)。

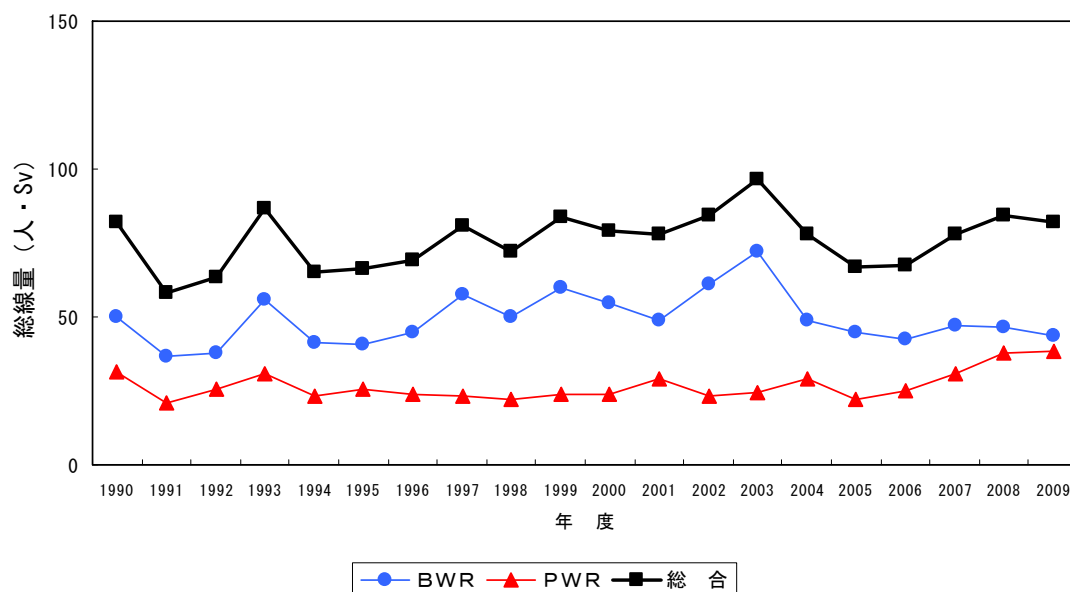


図 2.1 総線量の年度推移

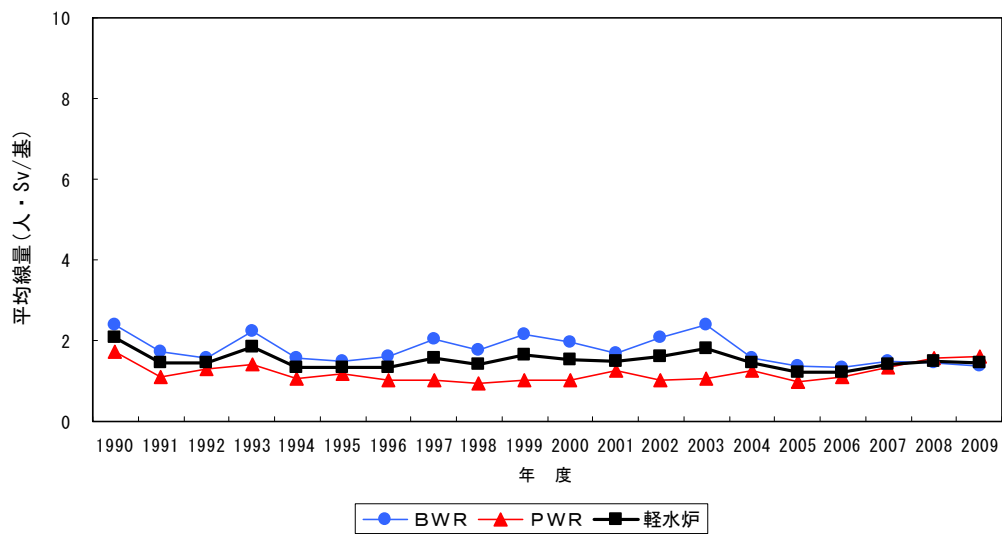


図 2.2 原子炉一基当たり線量の年度推移

(2) 個人線量

2009 年度の軽水炉における我が国の放射線業務従事者の年間平均被ばくは、前年度と同様で約 1.0 mSv であった (図 2.3)。原子力発電所当たりの最高年間個人被ばくは、23.0 mSv で、これは 50 mSv/年の線量制限値よりも低かった。年間個人線量が 15 mSv～20 mSv の作業員数は 258 名で、前年度とほぼ同程度であった。原子力施設で年間 20 mSv を超える従事者は 7 名であった。

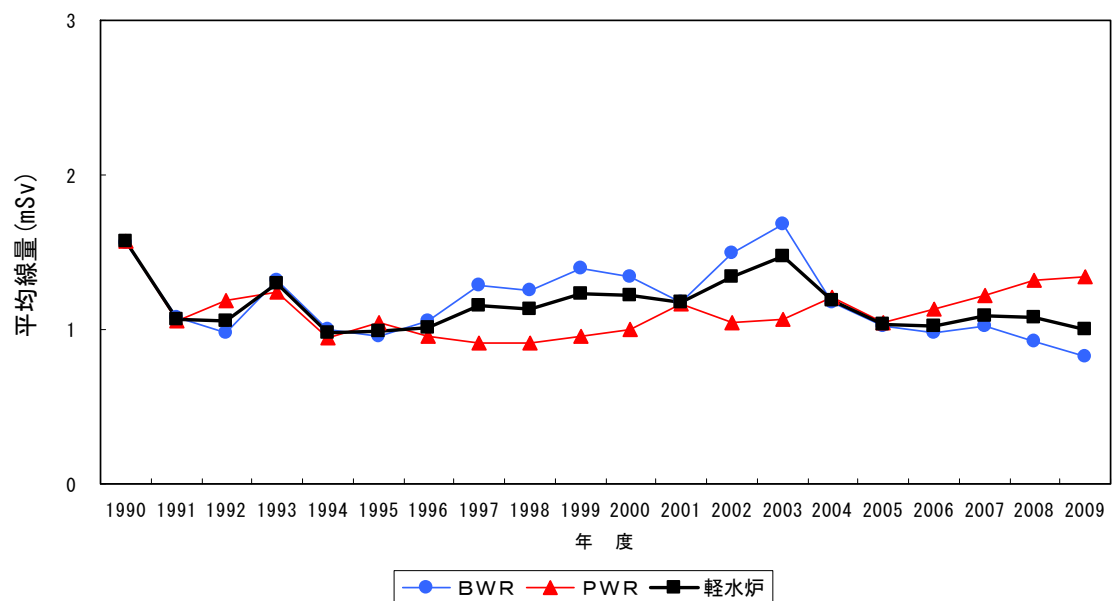


図 2.3 放射線業務従事者 1 人当たり平均線量の年度推移

※敦賀発電所 1 号機 (BWR) と 2 号機 (PWR) のユニット毎の従事者数では兼務従事者は重複集計されているので、ここでは敦賀発電所全体の従事者を各号機の被ばく実績に応じて比例配分した人数を用いている。

(3) 世界の原子炉一基当たり線量の年度推移

①BWR

2009年度の日本のBWRの実績は1.36人・Svで、海外の主要国では、1.0～1.5人・Svの間にあった(図2.4)。

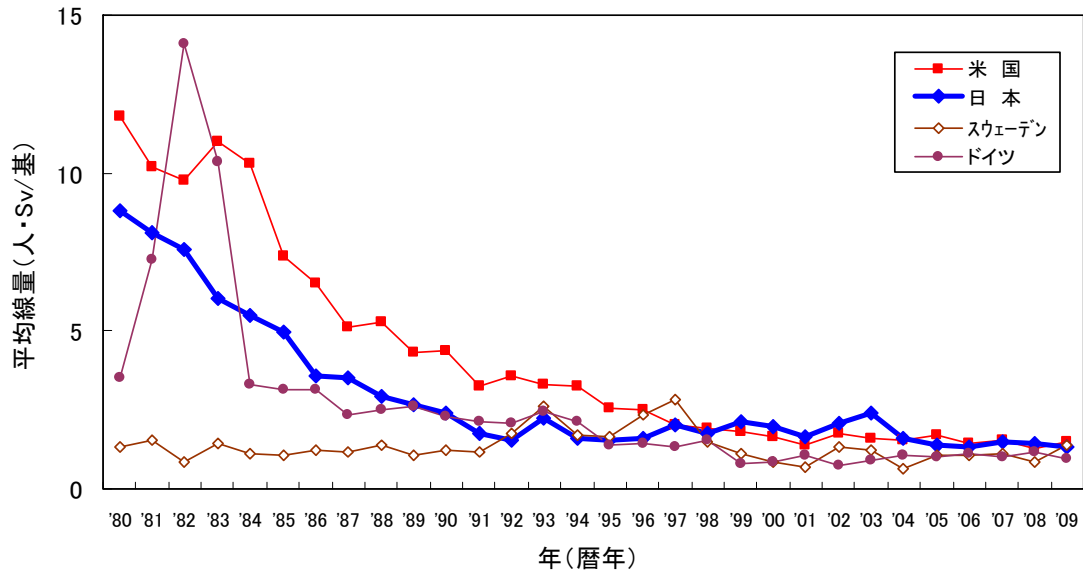


図 2.4 世界の原子力発電所1基当たり線量の推移 (BWR) (1980-2009)

②PWR

2009年度の日本のPWRの実績は1.61人・Svで、海外の主要国では、0.5～1.0人・Svの間にあった(図2.5)。

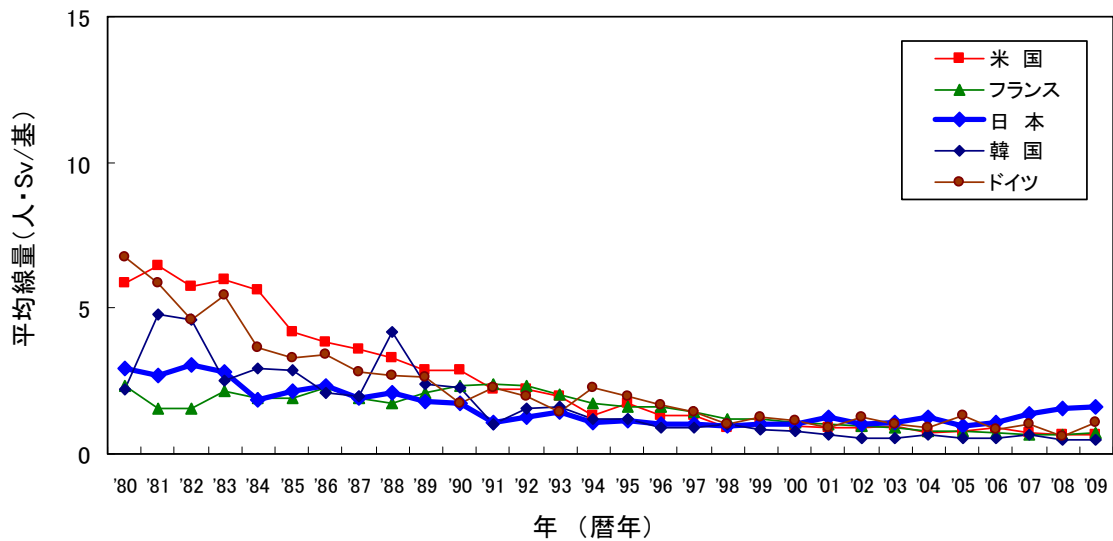


図 2.5 世界の原子力発電所1基当たり線量の推移 (PWR) (1980-2009)

3. 被ばく低減良好事例の収集（ISOE 関連会合）

3.1 2010年ISOE北米ALARAシンポジウム（2010年1月）

ISOE 北米技術センター（NATC）は、産業界の被ばく低減の新技术やアイデアを共有する機会として、1997年からALARAシンポジウムを開催している。このシンポジウムは、各発電所で年度及び燃料交換停止に向けたALARA目標設定に有益となるように、近年は毎年1月に開催している。また、2005年の国際シンポジウムからEPRIと共同開催の形をとっている。

2010年1月11～13日に米国フロリダ州フォートローダーデールで開催されたALARAシンポジウムのプログラムを表3.1.1に、また、主な発表の概要を表3.1.2に示す。

表 3.1.1 2010 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム (1/2)

セッション I : 世界の原子カルネッサンスと ALARA		
1-1	カナダの原子カルネッサンス	Terry Jamieson, CNSC, VP of Technical Support (カナダ)
1-2	2008 ISOE World Class ALARA Performance Award	D. Jernigan et.al, TVA (米国)
1-3	EDF での放射線防護への挑戦	Y. Garcier, EDF (フランス)
セッション II : RP 2020 イニシアティブ		
2-1	2010 年における RP 2020 の現状	E. Anderson, NEI (米国)
2-2	放射線防護の今後の産業界の改善と INPO の見通し	D. Williams, INPO (米国)
2-3	EPRI 放射線管理プログラムのハイライトと活動	D. Hussey, EPRI (米国)
セッション III : ALARA のスペシャル・トピック		
3-1	Pickering の放射性粒子の解説	S. Cameron, Ontario Power Generation (カナダ)
3-2	Leibstadt における放射性粒子の放射線 管理	A. Ritter, KKL (スイス)
3-3	TMI 蒸気発生器交換/燃料取替停止時の放射線防護管理と ALARA 教訓	W. Harris, Exelon (米国)
3-4	ACR -100® 集団線量と放出を最小化し ALARA を達成するための設計上の特徴	S. Julien, Atomic Energy of Canada Ltd. (カナダ)
3-5	ISOE データの更新 : 新しいウェブ・ベース ISOE ソフトウェアの概要	L. D'Ascenzo, CEPN (フランス)
3-6	新しい ISOE 作業管理ブック	水町, JNES (日本)
セッション IV : 線源強度低減及び放射線防護技術		
4-1	Browns Ferry 1 号機復旧時の線量及びソースターム低減イニシヤチブ	J. Underwood, TVA (米国)
4-2	EPRI ソースターム低減プログラムの最新状況	D. Hussey, EPRI (米国)
4-3	PWR 一次系の SG 伝熱管材合金からの金属放出を低減するブレ・フィルミング法	上平, 住友金属 (日本)
4-4	垂鉛注入の最新状況	D. Perkins, EPRI (米国)
4-5	制御棒案内管フラッシュ・ツール・プロセス	H. Bush, Exelon (米国)
4-6	仮設遮へい設置の簡素化	P. Saunders, Suncoast Solutions (米国)

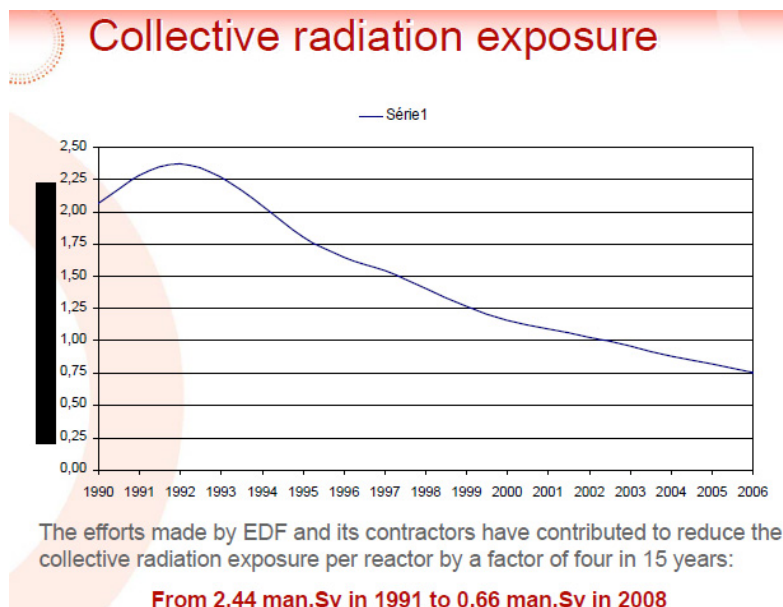
表 3.1.1 2010 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム (2/2)

セッション V : 原子力発電プラントにおける放射線作業管理		
5-1	放射線防護におけるヒューマン・パフォーマンスの理解	S. Cameron, Ontario Power Generation (カナダ)
5-2	Catawba 原発の RCP ガasketからの原子炉停止に対する ALARA 応答	J. Foster, Duke Energy (米国)
5-3	ワイブル分布解析を用いた ALARA パフォーマンス評価	D. Hagemayer, Oak Ridge Associated Universities (米国)
セッション VI : ICRP-103 の実施		
6-1	NRC の ALARA 活動に関する規制上の決定の更新	S. Garry, USNRC (米国)
6-2	ICRP-103 勧告についてのカナダでの見通し	A. Hicks, CNSC (カナダ)
6-3	放射線防護基準改訂オプション—更なる考察	D. Cool, USNRC (米国)
セッション VII : 停止時の ALARA 教訓 : ALARA 目標		
7-1	停止期間中の RP 技術者不足に対する電力の対応	J. Hiatt, Bartlett Nuclear Services (米国)
7-2	Cook 2 号機の燃料取替停止時の ALARA の成功 : 34 人レム	T. Brown, Cook 原発 (米国)
7-3	Calvert Cliffs における乾式燃料貯蔵時線量低減	P. Jones, Constellation Generation Group (米国)
セッション VIII : CANDU の改良工事		
8-1	Point Lepreau の改良工事の ALARA な結果	C. Hickman, Ontario Power Group (カナダ)
8-2	Bruce A の配管取替時の ALARA 経験	A. Dykstra, AECL (カナダ)
セッション IX : 2009 年秋 ALARA プラント最新状況		
9-1	Beaver Valley 発電所のソースターム低減戦略、苦闘、そして成功	D. Noble, FENOC (米国) 他
9-2	放射線線量計シミュレーターのパワーポイント・プレゼンテーション	Wm. Keith Hodnett, Vogtle, Southern Co (米国)
セッション X : 国際 ALARA セッション		
10-1	ロシアの異なる型の原子力発電プラントの職業被ばく指標の分析	V. Glasunov, Russian Research Institute for Nuclear Power Plants, VNIIAES (ロシア)
10-2	COG 保健物理 R&D の最近の進捗	A. Vikis, Canadian Owner's Group (カナダ)
10-2	EPRI の低線量健康影響レビューからの結果	P. TranSr., EPRI (米国)

表 3.1.2 2010 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウム—主な発表

1-3 EDF での放射線防護への挑戦 Y. Garcier, EDF (フランス)

EDF とそのコントラクタの努力によって、原子炉当たりの集団被ばく線量は、15 年間で 1/4 となった (1991 年の 2.44 man.Sv から 2008 年の 0.66 man.Sv へと低減)。



ソースターム管理では、ソースタームを維持又は低減するための一次系水化学管理に努力が向けられた：炉停止手順、pH 最適化、ろ過/樹脂、亜鉛注入、など。ソースターム低減のための工学プロジェクトが実施された。

ソースタームの最適化のために、EDF では 1992 年以降 ALARA アプローチが適用されてきた。ALARA アプローチを開発するためのツールとして、放射線防護に関する新しい情報システム (PREVAIR) が開発・使用されている。個別ジョブに関しては、特に高個人線量の特定ジョブに着目した線量低減努力が行われてきた。

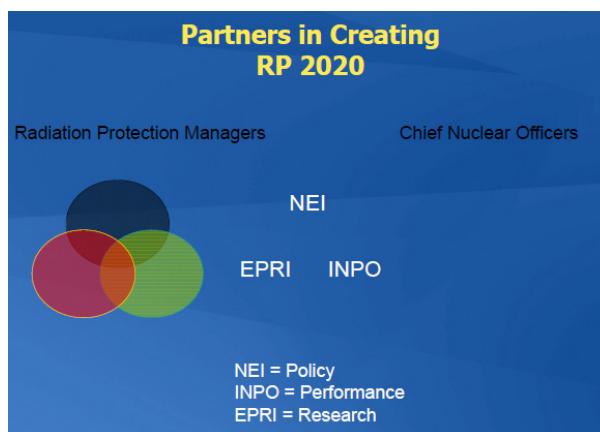
測定システムの更新については、新たな電子個人線量計の採用、管理区域内のエアモニタの改良・刷新、汚染又は管理区域出口の個人汚染モニタの更新、通信線量測定システムの使用などが行われてきた。

放射線防護のための今後の挑戦 (チャレンジ) として、以下の事項が挙げられる。

- ・ 集団被ばく線量低減努力の継続
- ・ 高個人線量の低減による個人線量均一化のための努力の開始及び継続
- ・ 全サイトでの遠隔モニタリングシステムの開発
- ・ 高リスク状況の管理
- ・ 新設炉 (EPR) での良好かつ効率的な放射線防護の確保
- ・ スキルの更新
- ・ 経験のフィードバック

2-1 2010年における RP 2020 の現状 E. Anderson, NEI (米国)

RP (放射線防護) 2020 の目標は、安全性能 (パフォーマンス) 及びコスト効果性を大幅に改善するために原子力発電所 (NPP) の放射線防護を再形成 (reshape) することである。RP 2020 のパートナーは NEI (政策)、INPO (パフォーマンス) 及び EPRI (研究) である。



RP 2020 の目的は、次の通りである。

- ・放射線場の低減 (EPRI)
- ・技術利用の改善 (EPRI)
- ・RP 要員の需要と供給の調整 (NEI)
- ・RP 規制の情報伝達と影響把握 (NEI)
- ・RP 行為 (プラクティス) の標準化 (NEI/INPO)
- ・RP の透明性及び公開性の改善 (NEI)

RP 要員の需要と供給の調整に関しては、NEI 要員問題タスクフォースを設立し、原子力均一教育プログラムを実施して、RP 要員の確保等を図っている。

RP 規制の情報伝達と影響把握には、ドラフト RG、新設炉に関する一般的 FSAR テンプレート、暫定スタッフガイダンス (ISG)、RP 規則改訂案等が関係している。SECY 08-0197 (2008 年 6 月) において、NRC スタッフは RP 規則の枠組改訂に関して、次の 3 つのオプションを提示した。

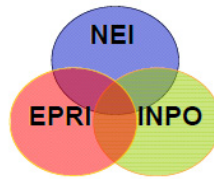
- ・オプション 1 : 何もしない (現状のまま)。
- ・オプション 2 : 10 CFR 50 及び附則 I だけを改訂する。
- ・オプション 3 : RP 規則を ICRP 103 に合わせる。

2-3 EPRI 放射線管理プログラムのハイライトと活動 D. Hussey, EPRI (米国)

RP 2020 の使命は、安全性能（パフォーマンス）及びコスト効果性を大幅に改善するために原子力発電所（NPP）の放射線防護を再形成（reshape）することである。RP 2020 のパートナーは NEI（政策）、INPO（パフォーマンス）及び EPRI（研究）である。

Radiation Protection Managers

Chief Nuclear Officers

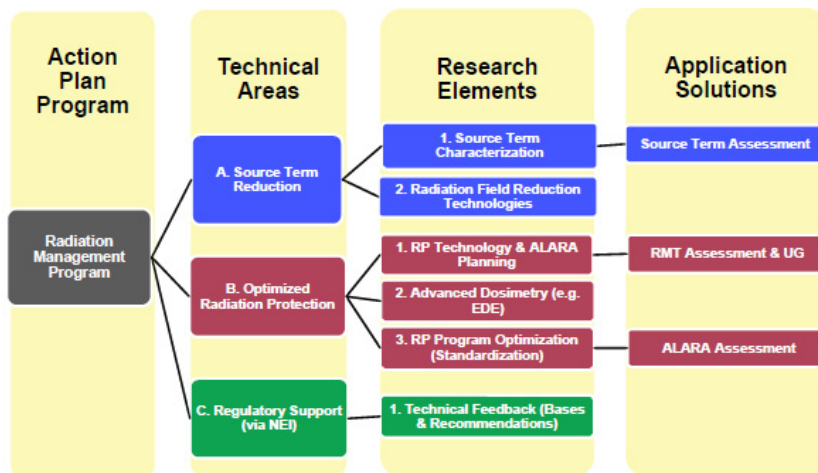


NEI = Policy
 INPO = Performance
 EPRI = Research

RP 2020 の戦略は、次の通りである。

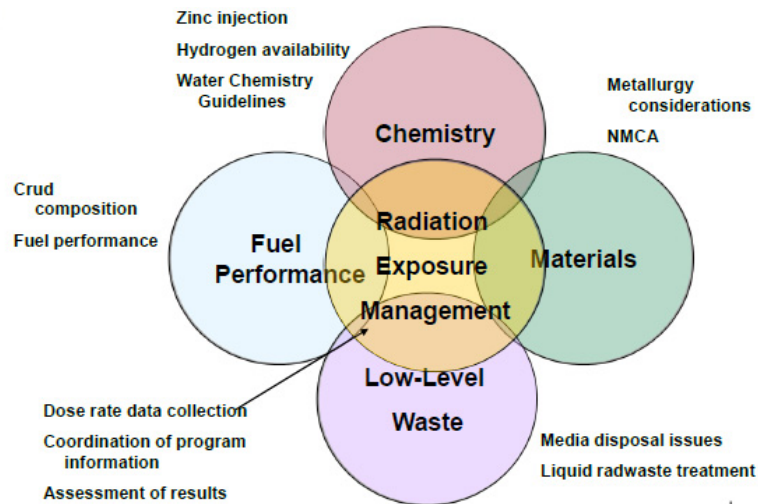
- ・放射線場の低減 (EPRI)
- ・技術利用の改善 (EPRI)
- ・RP 要員の需要と供給の調整 (NEI)
- ・RP 規制の情報伝達と影響把握 (NEI)
- ・RP 行為（プラクティス）の標準化 (NEI/INPO)
- ・RP の透明性及び公開性の改善 (NEI)

現在の放射線管理プログラムの構成要素は、下図の通りである。



なお、現在は2007年のICRP新勧告（ICRP 103）に対応した規制変更の動きがあり、それへの対応が必要となっている。

EPRIの放射線管理プログラムの技術的内容は、下図の通りである。



ソースターム低減戦略や放射線防護に関して、EPRIは2008年及び2009年に下記のレポートを公表した。

2008年

- 1018371, “BWR Source Term Reduction - Estimating Cobalt Transport to the Reactor”
- 1016766, “High Activity Crud Burst Impacts and Responses”
- 1016769, “Program on Technology Innovation : Feasibility Assessment of a Core Vacuum for Foreign Material and Activity Removal”
- 1016767, “Technology Evaluations and Operations Strategies for PWR Radiation Source Term Reduction”

2009年

- 1019225, “Plant Specific Recommendations for PWR Radiation Source Term Reduction”
- 1019500, “EPRI Alpha Monitoring Guidelines for Operating Nuclear Power Stations”
- 1019224, “Radioactive Material Monitoring & Control Guideline”
- 1019227, “Evaluation of Updated Research on the Health Effects and Risks Associated with Low-Dose Ionizing Radiation”

3-3 TMI 蒸気発生器交換／燃料取替停止時の放射線防護管理と ALARA 教訓 W. Harris, Exelon (米国)

(ISOE 賞)

TMI 1 号機で 2009 年 10 月末から実施された蒸気発生器交換／燃料取替停止作業の開始時に、RCS の放射能レベルが高いことによる想定外の高線量率が観測された。この原因は、燃料設計の変更によるクラッド付着量の増加、メカニカルフィルタのサイズ最適化の不備によるものであった。根本原因の分析は現在進行中である。

その後の SG 交換作業中の 11 月 21 日に、エアモニタリング・システムから警報が発せられ、作業員が避難するといった事態が生じた。この時には換気系のラインアップ変更が行われており、それが事態を悪化させた。145 名が内部汚染した可能性があり、17 名は外部汚染した。

この事象の根本原因は放射線管理区域 (RCA) のウェット・バキューム・クリーナー (wet vacuum cleaner) の管理にあり、コールドレグからデブリを除去するためのバキュームが HEPA フィルタを用いたウェット・バキュームではなかった。

速やかに、以下の対応策が講じられた。

- ・ウェット・バキュームの撤去
- ・給排気ファンの管理
- ・RWP (放射線作業許可) の見直し
- ・RCS 機器関連作業の放射線管理の現場検証
- ・根本原因調査チームによる独立レビュー
- ・担当要員の資格停止
- ・TMI スタッフの補強

得られた教訓の例を以下に示す。

- ・サイトの放射線防護 (RP) 管理者が、Exelon 内外の全てのコミュニケーションをレビューできるようにする。
- ・多数要員汚染事象への対処を支援するための、RP トリアージ (行動順位決定) 手順を策定する。
- ・要員汚染事象手順書に追加すべきテーマ (Q&A) を評価する。
- ・作業員が外部汚染又は内部汚染しているかどうかを迅速に確認するためのバックアップ手段を開発する。

4-1 Browns Ferry 1 号機復旧時の線量及びソースターム低減イニシャチブ J. Underwood, TVA (米国)

Browns Ferry 1 号機は 1985 年に停止され、17 年間レイアップ状態に置かれた。2002 年、電力需要の増加に対応するため、TVA は 1 号機を復旧させる決定を下した。ユニットは 2007 年 5 月に再起動された。

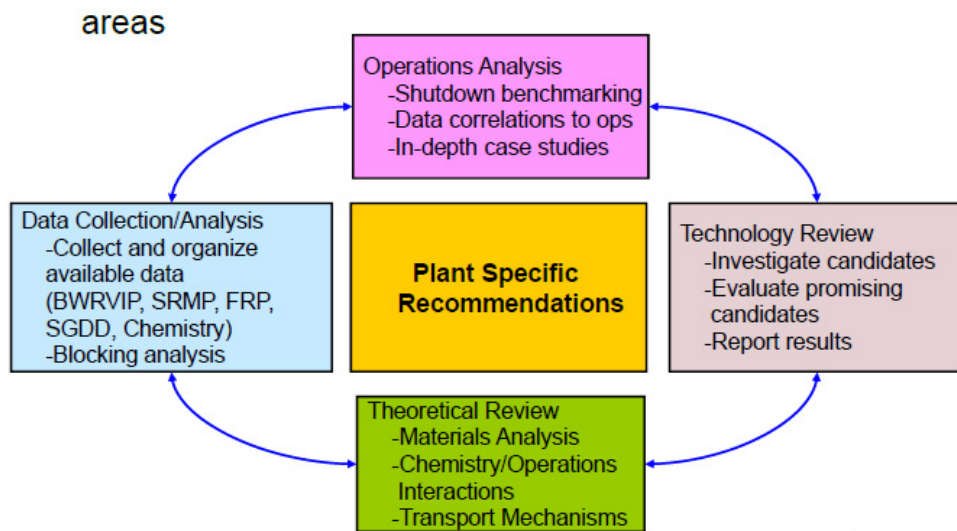
2003 年 8 月、線量及びソースターム低減イニシャチブのレビューが行われ、積極的なプログラムが整備されていないことが示された。プログラムの問題点に言及するために、以下に示すようなソースターム低減対策が講じられた。

- Stellite を含む弁、低圧タービン翼、制御棒ブレードを、非 Stellite 材料と交換した。
- 炉容器に向かう流路内の全ての交換機器及び補修機器の残留コバルトを分析し、除去した。
- 原子炉キャビティあるいは燃料プール内で使用される全ての工具(ツール)は、コバルトフリー (<0.5%) にした。
- 炉容器に向かう流路内の機器の設計、調達、計画及び保守にソースターム低減策を含めるように、手順書を改訂した。
- 交換する再循環配管及び RWCU 配管を、撤去前に化学除染した。
- 復水器を洗浄した。
- 炉容器及びサブプレッションプールの補充(リフィル)は、脱塩水貯蔵タンクから行った。
- 全ての再循環配管及び RWCU 配管を交換した。
- 全ての RWCU 再生熱交換器を交換した。
- 新たな配管及び熱交換器は、設置前に機械研磨、電気研磨及び事前酸化した。
- RWCU 系の 12 個の弁、RHR 系の 2 個の弁、2 台の RWCU ポンプを交換した。
- 新たな弁及びポンプは、設置前に機械研磨、電気研磨及び事前酸化した。
- 起動時に、1 号機には 2 号機からの 1 回燃焼燃料 36 体及び 2 回燃焼 56 体が装荷された。2005 年 6 月、92 体の燃料バンドルの超音波洗浄を行った。
- 再循環ポンプに恒久遮蔽を設置した。その他の遮蔽強化も実施した。
- 3 ユニットの燃料プール配管に加水分解タップ (hydrolyzed tap) を設置した。
- 作業開始時の徹底した除染計画を設定した。

4-2 EPRI ソースターム低減プログラムの最新状況 D. Hussey, EPRI (米国)

ソースターム低減プログラムの第一の目標は、できる限り安全に、経済的に、かつ速やかに放射線被ばくを低減するために、炉外の放射線場を最小化することである。第二の目標は、放射能放出を最小化すること、及び、できる限り安全に、かつ効率的に浄化するためのガイダンスを提供することである。

EPRI のソースターム低減プログラムは、理論的レビュー、技術的レビュー、運転解析、そしてデータ収集/分析という 4 分野に焦点を合わせている。



ソースターム・メカニズムの緩和戦略候補としては、下記のものがある。

腐食及び放出

- ・ 炉心設計の変更
- ・ 亜鉛の注入
- ・ 燃料の洗浄
- ・ 腐食表面/燃料表面の前処理

腐食生成物の輸送

- ・ 化学的な環境
- ・ 温度
- ・ 腐食生成物の組成

燃料への付着と放射化

- ・ 燃料のボイリング (Distribute boiling on the fuel)
- ・ 亜鉛の注入 (取り込みの防止、クラッド (crud) の安定化)
- ・ 燃料の洗浄

放射化生成物の輸送

- ・化学的な環境
- ・温度
- ・クラッドの形態

表面への付着及び取り込み

- ・亜鉛の注入
- ・除染／フラッシング
- ・電気研磨／安定化クロムめっき
- ・化学的な環境／停止時 Ops／燃料の洗浄

BWR に対する結論は、次の通りである。

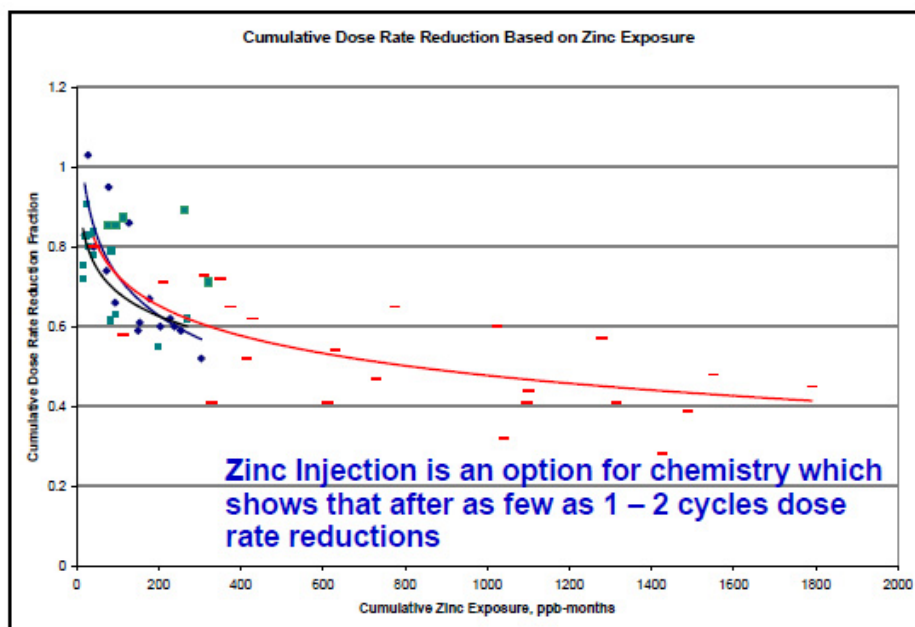
- ・線量率の四半期毎の値は、かなり変化している。
- ・BRAC 線量率のメディアン値及び平均値は、除染の回数と共に低下する。
- ・制御棒ブレード中の stellite は、原子炉水中の Co-60 に対する重要な寄与因子である。
- ・EPRI メンバーは、停止時カルキュレータ (Shutdown Calculator) を利用することができる。

PWR に対する結論は、次の通りである。

- ・クラッド・バースト (crud burst) 放射能レベルは、ボイリング・デューティ (boiling duty) 及び表面積に関係している。製造法の影響は不明瞭である。
- ・管の材料は、コバルト源に影響する。
- ・亜鉛の効果は、重要である。
- ・pH の調整は、プラスの効果を示している。
- ・電気研磨は、チャンネル・ヘッドに対して有効である。

4-4 亜鉛注入の最新状況 D. Perkins, EPRI (米国)

亜鉛注入による線量率の低減状況を、下図に示す。



化学、材料、燃料及び放射線管理に焦点を合わせた包括的亜鉛注入プログラムは、以下の通りである。

- ・放射線場の管理：放射線防護プログラム
 - － 標準化モニタリング・アプローチ
 - － 亜鉛注入実施プラント及び非実施プラントに関するデータの収集・管理
- ・一次冷却材応力腐食割れ (PWSCC) に対する効果：材料信頼性プログラム
 - － PWSCC に対する化学的緩和オプションの候補
 - － RCS 水素濃度上昇との組み合わせ効果
- ・燃料性能：燃料信頼性プログラム
 - － 腐食生成物管理
 - － 高負荷 (high duty) 炉心
 - － クラッド (crud) 変化

亜鉛注入の現状をまとめると、次のようになる。

- ・PWR の 25%以上が、今後 2 年間に亜鉛注入を行う予定である。
- ・亜鉛注入は、プラント化学者にとって一時的な流行ではなく、全体的戦略の一環として実行可能なオプションである。
- ・亜鉛注入は、注入後 1-2 サイクルで線量率を低減させることが示されている。
- ・これまで低、中及び高程度の注入が行われてきたが、燃料の性能に関する問題が生じたことはない。
- ・亜鉛注入は、PWSCC に対して好影響をもたらすことが示されている。

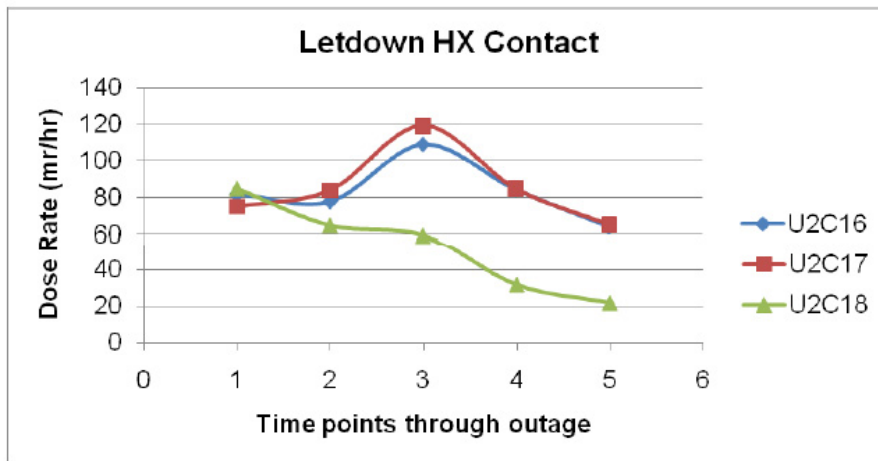
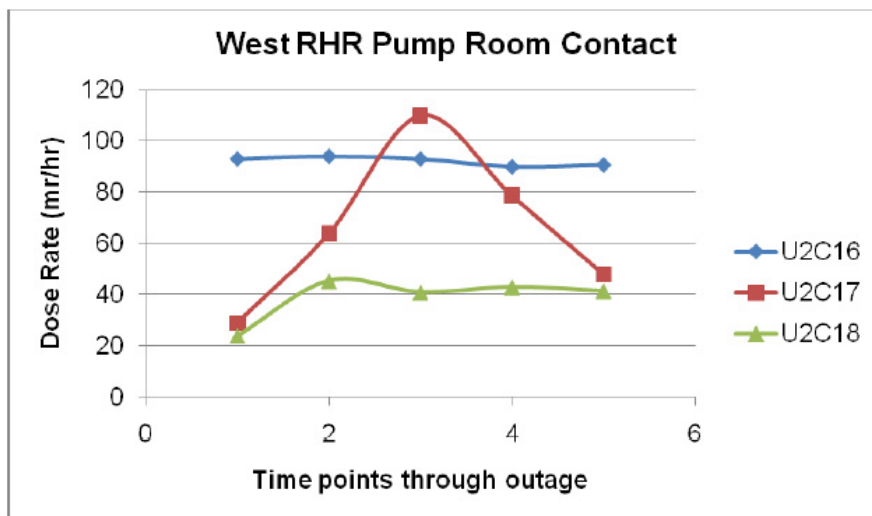
7-2 Cook 2 号機の燃料取替停止時の ALARA の成功 : 34 人レム T. Brown, Cook 原発 (米国)

(ISOE 賞)

2009 年、2 号機の燃料取替停止時の線量は 33.8 人レムであった。これは 4 ループ WH アイスコンデンサ型 PWR ではこれまでで最も低く、また米国 PWR においても 4 番目に低い値であった。

ALARA 線量低減イニシャチブに関する 5 年計画が策定され、2500 万ドルが投じられた。

ソースターム低減に関しては、停止時及び起動時の化学、PRC 樹脂の採用、pH の調整が行われた。線量率の事例を、下図に示す。



その他、2008 年 9 月 20 日に起こった主タービン振動事象の説明があった。

9-1 Beaver Valley 発電所のソースターム低減戦略、苦闘、そして成功

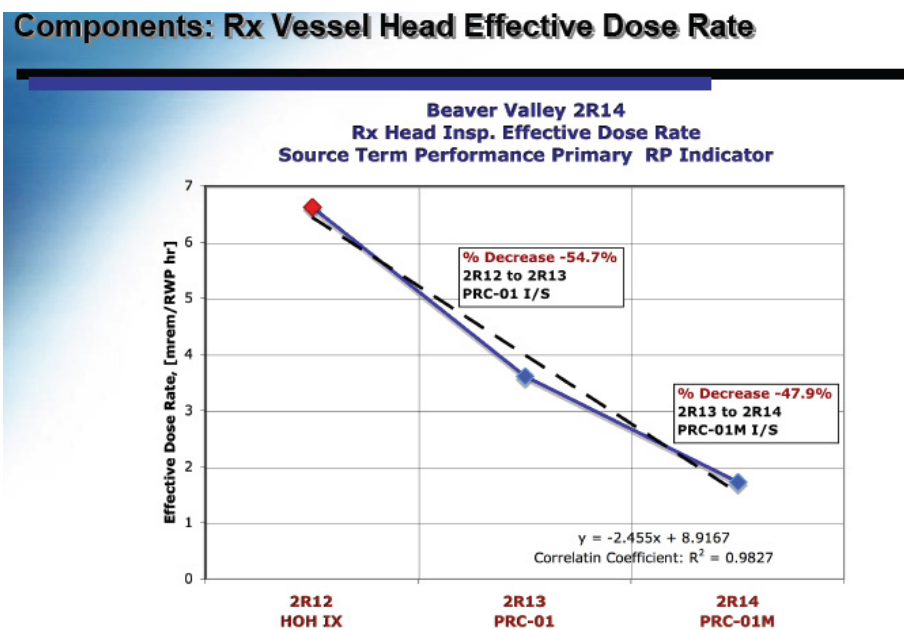
D. Noble, FENOC (米国) 他

Beaver Valley 1/2 (FENOC) は、過去 8 - 10 年間でソースターム低減に関して大きな改善を示した WH プラントを“まねる (clone)”ことにした。選定されたのは VC Summer、Turkey Point-3/4、及び DC Cook 1/2 である。

Beaver Valley 1/2 が採用した停止時化学戦略は、次の通りである。

- ・急速な RCS クールダウン
- ・クラッド・バースト (crud burst) の低減
- ・レットダウン純化流量の最大化
- ・原子炉キャビティ・フラッドアップ (flood-up) 前の EPRI 浄化目標 ($\leq 0.05\mu\text{Ci/ml}$) の達成
- ・PRC-01M 特殊媒体技術の使用
- ・亜鉛の注入

例として、2号機の炉容器ヘッドの線量率の変化を下図に示す。



2010 年の改善計画は、以下の通りである。

- ・特殊樹脂の使用の拡大
- ・ソースターム・モニタリング・プログラムの強化
- ・停止時の事前計画と保守

3.2 2010年 ISOE アジア ALARA シンポジウム (2010年8月)

2010年 ISOE アジア ALARA シンポジウムが、ATC の主催、KINS 及び KHNP の共催により、8月30-31日に韓国の慶州市で開催された。シンポジウムのプログラムを表3.2.1に、また、主な発表の概要を表3.2.2に示す。

表 3.2.1 2010 年 ISOE アジア ALARA シンポジウムプログラム (1/2)

セッション I		
1-1	ISOE の広範な活動	水町渉, JNES, ISOE 議長 (日本)
1-2	原子力発電所の放射線防護を最適化するための作業管理	Dr. 林田芳久, JNES (日本)
1-3	韓国の文化と技術	KSC
1-4	放射線防護の文化	Dr. Seung. Ho NA, KINS (韓国)
セッション II-A		
2A-1	韓国の原子力発電所の放射線防護の最新状況	Byoung-il, Lee, KHNP, Radiation Health Research Institute (韓国)
2A-2	高放射線区域での作業最適化による被ばく低減	Dong-Sup Shin, Hana Inspection & Engineering Co., Ltd (韓国)
2A-3	2009 年度の日本の原子力発電所の職業被ばくと ISOE アジア技術センターの活動の概要	鈴木亜紀子, JNES (日本)
セッション II-B		
2B-1	呼吸のための圧縮空気フィルターによる ALARA 最適化	Seong-Gyu Leem, Hanil Nuclear Co. (韓国)
2B-2	ICRP-103 に基づく韓国の原子力発電所に対する線量拘束値の原案	Hee geun Kim, Korea Electric Power Research Institute (韓国)
2B-3	工作機械を用いた放射性金属廃棄物の除染	Dae-Seong Jang, Sunkwang Atomic Energy Safety Co., Ltd. (韓国)
セッション II-C		
2C-1	ADR システムの改良	Jin myung Jun, KHNP, Ulchin NPP units 5&6 (韓国)
2C-2	川内原子力発電所の被ばく線量低減対策	Masahiro Yoshinaga, 九州電力 (日本)
2C-3	Kori 原子力発電所 4 号機の第 19 回予防保守における放射線安全管理慣行及び将来計画	Sang-Hee Park, Korea Nuclear Engineering Co., Ltd (韓国)
2C-4	放出傾向分析に基づくトリチウム放出の低減	Jason Shin, KHNP, Wolsong NPP (2) (韓国)
セッション III-A		
3A-1	RP 高度化のための遠隔モニタリング&テレビ電話システムの活用	Weon seob Yoon, KHNP, ULJIN NPP (1) (韓国)

表 3.2.1 2010 年 ISOE アジア ALARA シンポジウムプログラム (2/2)

3A-2	志賀原子力発電所における入退出管理システムを用いた職業被ばく線量の管理	Takeshi Masaki, 北陸電力 (日本)
3A-3	自動多重トリチウム・サンプラー	Young-Seung Lee, SAE-AN Engineering Co. (韓国)
セッション III-B		
3B-1	原子力発電所の ALARA パフォーマンス向上のための韓国における最近の規制活動	Kyu Hwan Jeong, KINS (韓国)
3B-2	放射能汚染表面検知のための視覚的指示ペイント	Jinhyuk Fred Chung, Korea Industrial Testing Co., Ltd. (韓国)
3B-3	炭素鋼配管のための Hi-F コートの開発	Hirofumi Matsubara et al., 日立-GE Nuclear Energy, Ltd (日本)
セッション III-C		
3C-1	放射性廃棄物ドラム缶のタイプ別重量最適化のための実験研究	Myoung-Kyu Kim, KNDT Co., Ltd (韓国)
3C-2	放射性廃棄物管理の変遷	Gui jong Lee, KHNP, Yonggwang NPP 5&6 (韓国)
3C-3	放射線管理区域用の電気式蒸気タイプ乾燥機の開発	Guk-Jin Jin, LJIN Radiation Engineering Co. (韓国)

表 3.2.2 2010 年 ISOE アジア ALARA シンポジウムー主な発表

1-4 放射線防護の文化 Dr. Seung. Ho NA, KINS (韓国)
<p>放射線防護の文化は、知識、ルール及びスキルの3段階で構成される。</p> <p>アジアには“暗黙の了解”、“実地訓練”、“知力と筋力の統合”、“全身学習”及び“心の知能指数”という歴史及び文化がある。放射線防護の文化とは、認識及び作業は全身のスキルに基づくものであることを意味する思考様式及び行動様式のことである。</p>

2A-1 韓国の原子力発電所の放射線防護の最新状況 Byoung-il, Lee, KHNP, Radiation Health Research Institute (韓国)

放射線量測定システムの認証評価プログラムについて、次の観点から議論した：線量管理の法令（外部及び内部線量測定）。

原子力発電所の線量測定システムについて、次の観点から議論した：線量登録システム、放射線被ばく管理。

原子力発電所の ALARA プログラムについて、次の観点から議論した：ALARA に関する法規制、KHNP の ALARA プログラム。

原子力発電所作業員の被ばく傾向について、次の観点から議論した：運転状態別の線量分布、被ばくタイプ別の線量分布、作業員の個人線量の傾向、作業員の線量分布、作業員の集団線量の傾向。

原子力発電所の放射線防護（RP）に関する Radiation Health Research Institute（RHRI）の活動について議論した：原子力発電所の緊急時医療対策、事故時線量評価システム、電子スピン共鳴システム、人体放射化分析システム、韓国型ファントムの開発、内部線量測定研究、放射線量の再構成／PC 計算／疫学調査、低線量照射研究、ICRP 新勧告の適用研究。

2A-2 高放射線区域での作業最適化による被ばく低減 Dong-Sup Shin, Hana Inspection & Engineering Co., Ltd (韓国)

高放射線区域での作業員の被ばくを低減するために、高放射線区域の区分け（ゾーニング）管理の改善、作業開始前のミーティングの改善、ホット・スポット及び日／週／月単位での兆候場所へのラベル付け、並びに、作業員の遮蔽衣服の改善が実施された。

その結果、2009年1月1日から12月31日までの期間で、合計で105.54 man-mSvの線量が低減された。その内訳は、作業のためのミーティングの改善によるものが80.17 man-mSv、廃棄物の暫定貯蔵の改善（高放射線区域の区分け管理の改善に属する）によるものが11.35 man-mSv、そして放射線遮蔽の改善によるものが14.02 man-mSvであった。

今後の計画は、以下の通りである。

- ・高放射線区域での作業方法の改善策とその拡張に関する結論：2010年8月28日 - 2010年10月30日
- ・全部門への通達：2010年12月30日
- ・高放射線区域での作業方法の追加改善：2011年前半

2B-1 呼吸のための圧縮空気フィルターによる ALARA 最適化 Seong-Gyu Leem, Hanil Nuclear Co.
(韓国)

蒸気発生器内の作業員に清浄な空気を供給するための圧縮空気には、湿分、及び配管の腐食による微粒子が含まれており、呼吸に適さない場合がある。さらに、高温で湿った環境は、人体の温度を上昇させ、疲労を引き起こす。

こうした状況を改善するために、幾つかの開発が行われてきた。

- 2つの空気フィルタの設置
 - ダストやオイルミストの除去による清浄な空気の供給
 - ウイルス及びバクテリアの除去
- 圧縮空気冷却系の設置
 - 低温及び高温の空気の分離による新鮮な空気の供給
 - 清浄な作業環境の維持及びミストの防止
- レギュレータの設置
 - 適切な空気供給のための調節
 - 空気供給コネクタ追加のための拡張可能性の確保

期待される効果は、次の通りである。

- 作業時間の低減及び作業環境の改善
 - ろ過／清浄空気供給による作業条件の改善
 - ミストの防止による作業時間の低減及び品質の向上
 - 清浄空気供給による快適な作業環境の確保
- 空気の少ない部屋や密室等で使用可能
 - 低酸素空間での作業への適用可能性

2B-2 ICRP-103 に基づく韓国の原子力発電所に対する線量拘束値の原案 Hee geun Kim, Korea Electric Power Research Institute (韓国)

設計段階における線量拘束値については、次のような議論がなされている。

- ・ 韓国の原子力発電所の設計における集団線量の例
 - 集団線量の目標値：1.0 person·Sv/unit·yr
 - 原子力発電所の設計時の線量予測値：0.76 person·Sv/unit·yr
- ・ 韓国原子力安全委員会 (KINS) の安全要件 (線量拘束値)
 - 最大個人線量：5.0 mSv/yr、 平均線量：2.0 mSv/yr
- ・ 韓国の原子力発電所の設計における線量拘束値の例
 - 最大個人線量：10 mSv/yr、 平均線量：2.0 mSv/yr
- ・ 職業被ばく線量の予測値
 - 最大個人線量：7.0 mSv/yr、 平均線量：0.84 mSv/yr
 - 線量拘束値には適合しないが、関与する作業員は最小限であり、運転／保守期間における作業員能力 (capability) を増す。

運転／保守 (O/M) 段階における線量拘束値については、次のような議論がなされている。

- ・ 線量限度：100 mSv/5years (平均で 20 mSv/yr)
- ・ O/M に関する線量拘束値：線量限度の> 80% (16 mSv/yr)

公衆に関する線量拘束値については、次のような議論がなされている。

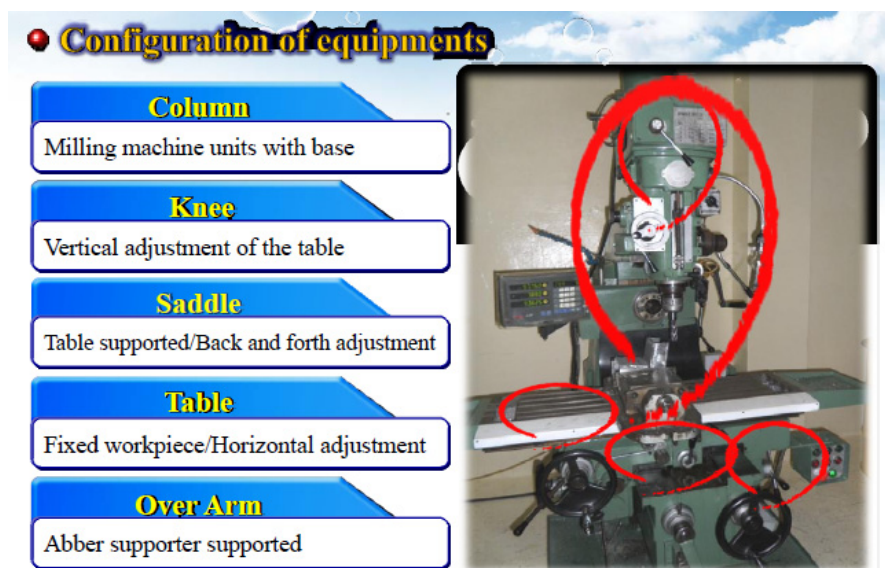
- ・ 公衆の構成員に対する線量拘束値案
 - 単一原子炉ユニットに関する線量拘束値：0.1 - 0.2 mSv/yr
 - サイトに関する線量拘束値：0.6 mSv/yr
 - 必要ならば、サイトに関する線量拘束値は削除する

2B-3 工作機械を用いた放射性金属廃棄物の除染 Dae-Seong Jang, Sunkwang Atomic Energy Safety Co., Ltd.
(韓国)

手工具による研削には、作業時間の長さ、付着による作業プロセスの遅れ、大量金属の長時間処理に不適、金属表面研削用機械装置の欠如、低効率・高危険といった幾つかの問題がある。

既存方法の限界に打ち勝ち、作業環境を改善し、作業時間を低減し、コストを低減して効率化を図るための技術開発を行うというニーズがある。

放射性金属廃棄物を研削・研磨するために開発された工作機械を、下図に示す。



その結果、次のような結論が得られている。

- ・ドラム缶の発生量が減少した。
- ・効率及び環境が改善された。
- ・放射性金属廃棄物の除染プロセスが標準化された。
- ・様々なタイプの装置に適用可能である。
- ・金属のハイブリッド除染技術が使用され、処理技術が改善された。

2C-1 ADR システムの改良 Jin myung Jun, KHNP, Ulchin NPP units 5&6 (韓国)

ADR (自動線量読取) システムの主要機能は、次の通りである。

- ・放射線管理区域のアクセス管理
- ・RWP (放射線作業許可) の管理
- ・放射線量の管理

ADR システムの故障やエラーの低減、ユーザーのアクセス性の改善、保守の容易性の改善、及びコストの低減を図るために、2007 年から新たな ADR システムが採用された。

改善内容は、次の通りである。

- ・アクセスのためのステップの簡素化
- ・放射線作業員に関する追加情報を表示するための表示システムの再設計
- ・システムのエラー及び故障の排除
- ・保守の容易化及びコストの低減

こうした改善による効果は、次の通りである。

- ・システムの信頼性が向上した。
- ・コストが低減した。
- ・ユーザー満足度の向上、放射線管理効率の向上、といった付加的効果があった。

2C-2 川内原子力発電所の被ばく線量低減対策 Masahiro Yoshinaga, 九州電力（日本）

川内原子力発電所では、被ばく線量低減対策として以下のような措置が講じられてきた。

- ・作業プロセスの改善
 - 高線量率区域へのアクセスの制限
 - 蒸気発生器二次側のドレン・プロセスのタイミングの変更
- ・暫定遮蔽の設置
 - 主要な作業場所への暫定遮蔽の設置
- ・作業員の注意の喚起
 - イルミネーション・チューブの設置
 - エリア・モニターの設置
 - ボイス・センサーの設置
 - 放射線警告標識の設置
 - 待機区域の明確化
- ・認識の改善
 - 放射線管理パトロールの実施
- ・教育
 - 定期検査に関する放射線管理教育の実施

こうした努力の結果として、次のような結論が得られている。

- ・PDCA（計画、実施、評価、改善）を適用した線量低減活動の結果、直近の定期検査時の被ばく線量は計画値を10 - 20%下回った。
- ・プラントの経年化により、現在、定期検査時の被ばく線量の増加をもたらす大規模な保守作業が進められている。しかしながら、我々は、各作業について適切な措置を講じることによって、被ばく線量の低減に努めている。

2C-3 Kori 原子力発電所 4 号機の第 19 回予防保守における放射線安全管理慣行及び将来計画 Sang-Hee Park, Korea Nuclear Engineering Co., Ltd (韓国)

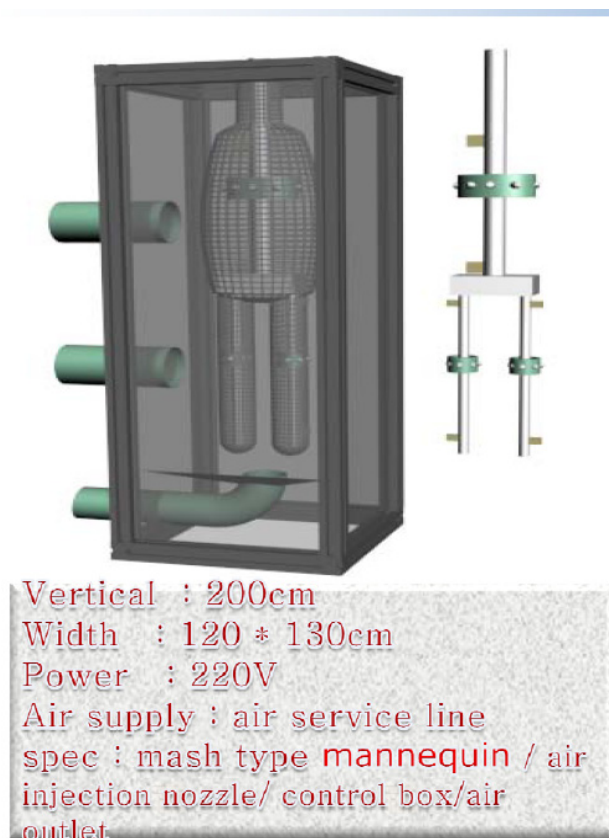
放射線安全管理慣行の改善は、作業員管理の改善と防護管理の改善からなる。

作業員管理の改善は、蒸気発生器二次側の水位管理によるプロセス管理慣行に依存する。

- ・湿分分離器の作業においては、水位を 70%より上に維持する。
- ・湿分分離器の作業と Lancing / FOSAR の作業は同時には行わない。

防護管理の改善は、今後の汚染防護服自動除染装置の開発に依存する。現在の洗濯システムは、洗剤を用いない清浄水を使用しており、液体放射性廃棄物の増加など幾つかの問題を抱えている。自動除染装置の採用から期待される効果は、次の通りである。

- ・放射性廃棄物の低減
- ・再洗浄・再乾燥回数の低減
- ・微細粒子ダスト濃度の増加問題の解決
- ・汚染防護服の体系的な管理



自動除染装置

2C-4 放出傾向分析に基づくトリチウム放出の低減 Jason Shin, KHNP, Wolsong NPP (2) (韓国)

(ISOE 賞)

Wolsong 第二原子力発電所には 3 号機と 4 号機がある。いずれも加圧型重水炉 (PHWR) であり、トリチウムを発生・放出している。

毎月の空気中トリチウム放出量の測定から、3 号機からの放出量が 4 号機からの放出量よりも多い状態が続いていることが分かった。

管理区域のトリチウム濃度測定データと設計空気流量の分析から、漏洩場所を特定することができた。

結論

- ・放射性物質の局所濃度の定期測定データと設計ベント流量を用いて、放射性物質の放出率を評価することができる。
- ・この方法は漏洩箇所の探索に有用であり、放出率の低減をもたらす。

NPP (1) (韓国) (ISOE 賞)

RMVS*を活用する前の放射線防護の主要な問題は、次の通りであった。

- ・放射線被ばくの増加
- ・高放射線場及びホット・スポットへのアクセスの必要性

*RMVS : Remote Monitoring & Video Telephony System (遠隔モニタリング&テレビ電話システム)

我々は、原子炉建屋内で (原子炉建屋 RMVS)、高放射線区域内で (高放射線区域 RMVS)、及び蒸気発生器のノズルダムの取付け/取外しのために (蒸気発生器 RMVS)、RMVS の活用を開始した。

RMVS 活用の利点は、次の通りである。

- ・放射線被ばくの低減及び放射線防護の高度化
- ・緊急事態への迅速な対応
- ・作業効率の向上



原子炉建屋 RMVS



高放射線区域 RMVS



蒸気発生器 RMVS

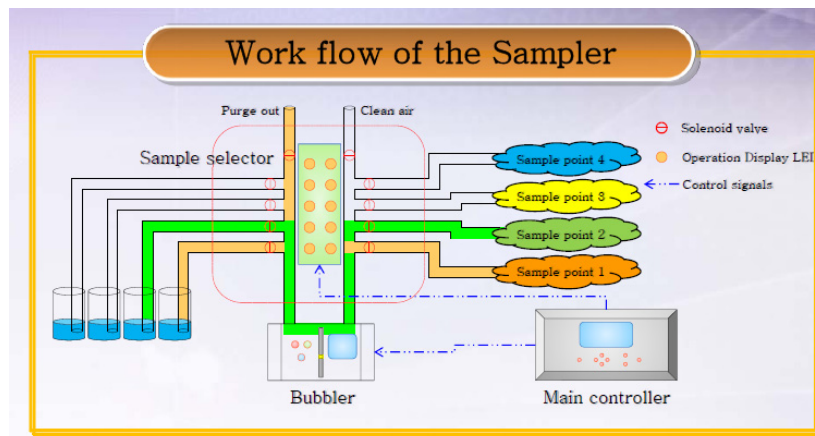
3A-2 志賀原子力発電所における入退出管理システムを用いた職業被ばく線量の管理 Takeshi Masaki,
北陸電力（日本）

日本の原子力発電所においては、職業被ばく線量管理は、放射線防護コンピュータシステム及び入退出管理システムを用いて、各作業及び各個人に対して実施されている。入退出管理システムは、各放射線作業員の入室時の線量を読み取り、それをリアルタイムで放射線防護コンピュータシステムに伝える。放射線防護コンピュータシステムは、線量を把握し、それが管理レベルを超えているかどうかを判断することができる。

本ペーパーは、志賀原子力発電所における入退出管理システムを用いた職業被ばく線量の管理について紹介している。

Wolsong プラント 1/2 号機は CANDU 型原子炉である。複数箇所でのトリチウム・サンプリングのためには、設定された時間に自動サンプリングが可能な設備が必要である。

以下に示すような自動多重トリチウム・サンプラー (AMTS : Automatic Multiple Tritium Sampler) の適用試験が実施された。



得られた結論及び期待は、次の通りである。

- ・サンプリング時間の短縮が期待される。
- ・同一区域内の複数箇所でのサンプリングが可能になる。
- ・設定された時間及び手順に従った定期的なサンプリング／パーキングが可能になる。
- ・重水漏洩が起こった場合、短時間での様々な区域のサンプリングによって、緊急事態に対する迅速な対応が可能になる。
- ・重水漏洩が疑われる箇所周辺の迅速な観測が可能になる。

今後の計画には、同時サンプリング機能、可搬機能、データ貯蔵機能及び TAM (トリウム自動測定) 機能の改良が含まれている。

3B-1 原子力発電所の ALARA パフォーマンス向上のための韓国における最近の規制活動 Kyu Hwan Jeong, KINS (韓国)

ALARA 活動によって被ばく線量は継続的に低減し、放射性廃棄物の発生量は最小化されてきた。ALARA の努力は今後も継続されるべきである。

規制基準及び規制指針の策定によって期待される事項は、以下の通りである。

- ・規制側と設置者間のコミュニケーションの強化
- ・規制手順の透明性の改善
- ・規制行政の民主化
- ・無駄な議論の排除
- ・規制の効率及びパブリック・アクセプタンスの改善

原子力発電業界の管理者は、仕事に自信が持てるような作業環境を作り上げなければならず、また、管理にとっての ALARA の重要性を明示的に説明できなければならない。

規制側は、サイトの管理者、作業員及び技術者との先入観なしでのコミュニケーションによって ALARA を支援するための、また、技術者及び放射線作業員の意見を管理者に有効に伝達するための手段を探求しなければならない。

ALARA は、放射線防護体系における最も重要かつ不可欠な要件である。ALARA は、達成が容易でなく、調和と節度の美徳が要求され、かつ、工学的な知識、技術及び手法並びに経験、知恵及び創造力が要求される分野である。

3B-2 放射能汚染表面検知のための視覚的指示ペイント Jinhyuk Fred Chung, Korea Industrial Testing Co., Ltd. (韓国) (ISOE 技術賞)

生物学的損傷は、放射線への比較的低レベルの曝露 (0.5~6 Gy) においてさえも起こる。それゆえ、低レベル放射能の視覚的インジケータ (指示物質) は、放射能汚染表面の浄化及び作業環境の安全性向上に大いに役立つものとなる。

“フェーズ 1: インジケータの特定及び開発”のインジケータ候補として、Au-NP/染料共役系、有機シンチレータ系及び水溶性クマリン系が取り上げられた。評価結果は、以下の通りである。

	放射能可視性	感度	安全性
水溶性クマリン	パッシブ蛍光 (UV が必要)	低レベル (0.1 ~ 50 Gy) での感度は線形	非生物濃縮性&比較的低毒性
有機シンチレーション	アクティブ蛍光 (UV は不要)	低レベルでの感度はあまり良くない	生物濃縮性&特定状況で毒性
Au-NP / 染料	目に見える変色 (青 → ピンク)	不明	非生物濃縮性&比較的低毒性

望ましくない	中程度	非常に望ましい
--------	-----	---------

今後の方向性は、以下の通りである。

- ・可視化物質に関する追加評価
- ・増感物質 (sensitizer) の開発
- ・感度を 0.01Gy 以下まで拡張
- ・スプレーによるペインティングが可能な方式の開発

3B-3 炭素鋼配管のための Hi-F コートの開発 Hirofumi Matsubara et al., 日立-GE Nuclear Energy, Ltd (日本)

ステンレス鋼 (SS) については、Hi-F コート (日立フェライト・コーティング) の適用によって再汚染が低減することが確認された。炭素鋼 (CS) への Hi-F コートの適用における問題は、SS に対する手順が CS には使用できないことである。

CS に対する Hi-F コートの適用においては、pH を高めることが腐食低減にとって重要となる。これを考慮した新たな手法を用いることによって、CS に十分な被膜が形成される。形成された被膜の詳細分析から、多結晶 Fe_3O_4 の単層が特定された。模擬 NWC (通常水化学) 条件下で Co 沈着試験が実施され、その効果が確認された。

- ・ CS の腐食低減によって、被膜の形成が実現した。
- ・ 被膜は、目標値である $90 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ に達した。
- ・ Hi-F コートによって、重量増加は約 1/4 となった。
- ・ Co-60 の沈着量は約 40% に減少した。

3C-1 放射性廃棄物ドラム缶のタイプ別重量最適化のための実験研究 Myoung-Kyu Kim, KNDT Co., Ltd (韓国)

放射性廃棄物の暫定貯蔵容量が飽和に近づいてきたこと、また、低中レベル放射性廃棄物処分場の建設が遅れていることから、廃棄物量を低減する必要性が表面化している。

ドラム缶の重量最適化実験の目的は、以下の通りである。

- ・ 製造から処分までの品質保証を行い、信頼性を確保する。
- ・ 標準化によって重量が最適化された廃棄物ドラム缶を製造する。
- ・ 廃棄物ドラム缶の発生量を低減して、処分コストを削減する。
- ・ 廃棄物ドラム缶の処分場への輸送規定に適合する。

2010年8月時点で、紙廃棄物を充填する廃棄物ドラム缶の重量は最適化されている。2010年9月以降は、綿布、ビニール樹脂、ゴム又はプラスチック廃棄物を充填する廃棄物ドラム缶の重量を最適化するための試験が行われる。

3C-2 放射性廃棄物管理の変遷 Gui jong Lee, KHNP, Yonggwang NPP 5&6 (韓国)

リアルタイム管理プログラムの開発・運用による放射性廃棄物管理の改善によって、下記のような成果が得られている。

改善前	改善後
廃棄物の発生源及び発生者に関する検討なし	<ul style="list-style-type: none"> ・原因の特定とフィードバック ・発生者に関する責任ある管理
作業後に混合して、全てを廃棄	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染物／非汚染物の分別 ・放射能特性に従った適切な除染
データの欠如による目標管理の不足	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物に関する目標管理と ALARA
液体放射性廃棄物の前処理なし	<ul style="list-style-type: none"> ・液体放射性廃棄物の分別 ・床ドレンへの異物混入防止用フィルタの設置

リアルタイム管理プログラムによる廃棄物の低減 (2010 年)

乾燥放射性廃棄物 (DAW) ドラム缶	計画	結果	低減率
	38	15	61%

今後は、次のような活動が計画されている。

- ・主要な放射性廃棄物発生源の改善
- ・放射性廃棄物低減のための目標管理と ALARA
- ・廃棄物低減に関する教育用ビデオの制作
- ・利便性及び実用性の向上のためのプログラム改善

3C-3 放射線管理区域用の電気式蒸気タイプ乾燥機の開発 Guk-Jin Jin, LJIN Radiation Engineering Co. (韓国)

放射線管理区域の物品に対する乾燥機（ドライヤー）の性能が不十分なことから、幾つかのトラブルが発生した。乾燥性能を改善して作業の効率化を図るために、摩耗・損傷によって発生する放射性廃棄物の物量低減に焦点を合わせた電気式蒸気タイプ乾燥機の開発が行われた。開発された乾燥機の利用を拡大することによって、

- ・ヒーターではなく蒸気タイプであることから、損傷なしで乾燥することが可能となる。
- ・放射線管理区域からの綿手袋及び綿靴下を、変形なしで完全に乾燥することができる。
- ・ゴム手袋や雑巾などのリサイクル品に適用する適切な温度及び飽和湿度に関する試験が、可能となる。

我々は、次のように結論することができる。

- ・作業衣の乾燥時間の短縮によって、作業環境が改善される。
- ・作業衣の摩耗・損傷が最小化される。
- ・フィルタの改良によって、粒状物汚染が防止される。
- ・火災リスクの防止によって、放射線管理区域内の保護装置の改良が導かれる。

3.3 2010年 ISOE 国際 ALARA シンポジウム (2010年11月)

2010年 ISOE 国際 ALARA シンポジウムが、ETC 主催、Sizewell B 発電所共催で、11月17-19日に英国のケンブリッジで開催された。シンポジウムのプログラムを表3.3.1に、また、主な発表の概要を表3.3.2に示す。

表 3.3.1 2010 年 ISOE 国際 ALARA シンポジウムプログラム (1/3)

セッション 1：原子力発電プラント設計段階の放射線防護		
1-1	職業放射線被ばく防護の原則と新しい原子力プラントの設計基準—ケーススタディ序論	E. G.-Lecanu, EDF R&D (フランス)他
1-2	AP1000 の設計での ALARA を確認する手法	E. Slobe, LLC (米国) 他
1-3	職業被ばく線量と公衆線量を ALARA に最小化する ACR-1000 の設計の特徴	S. Julien, ACEL (カナダ) 他
1-4	APR-1400 の放射線防護及び安全性能上の設計の特徴	H.S. Rho & H.H. Lee, KHNP (韓国)
1-5	Flamaville 3 EPR の設計上での放射線防護	N. Eglizaud, EDF-CNEN(フランス)他
1-6	EPR TM の設計段階での ALARA に従った材料選定	P. Jolivet, AREVA NP(フランス)他
セッション 2：放射線管理 (1)		
2-1	作業計画段階から作業実施、経験のフィードバックに至るまでの統合放射線防護実務ガイド	G. Abela, EDF-DIN(フランス) 他
2-2	SAP Nuclear – Slovenske elektrarne / Enel compay の新しい放射線防護ソフトウェア	L. Dobis, Bohunice NPP(スロバキア) 他
2-3	ALARA パフォーマンス評価のためのワイブル分布手法の更なる開発	E.L. Frome, ORAU (米国) 他
セッション 2：放射線管理 (2)		
2-4	卓越を目指して - EDF Energy(英国の既存原発)の放射線防護計画の変更	M.Mekisich, EDF Energy (フランス) 他
2-5	重要パフォーマンス指標の使用によるドライビング・パフォーマンス (運転性能) の改善	P. A. Jones, Calvert Cliffs NPP (米国)
2-6	運転放射線防護自己評価プログラム	M. Medrano, Laguna Verde NPP (メキシコ)
2-7	ALARA の道具としての線量拘束の使用	C. Chitu, Cemavoda NPP (ルーマニア)
2-8	Cook 2 号機の燃料取替停止 ALARA の成功	D. W. Miller, AEP Cook NPP (米国)
セッション 3：線量計測及び計測材料		
3-1	定常内部被ばく線量モニタリングが求められるときの判断	G Roberts, Nuiva Limited (英国)
3-2	EDF 原発の放射線管理区域出口の新しい個人汚染モニター使用経験のフィードバック	V., Kulich, Dukovany NPP (チェコ) 他
3-3	発電所汚染管理改善のための自動汚染サーベイ手法の使用経験	G Renn, Sizewell B (英国) 他

表 3.3.1 2010 年 ISOE 国際 ALARA シンポジウムプログラム (2/3)

3-4	GAMPIX：ホットスポット特定のための新世代ガンマ・カメラ	F.Carrel, CEA (フランス) 他
セッション 4：線源管理		
4-1	加圧水型原子炉一次系水化学イニシアティブとそのプラント線量率への影響	D. Perkins, EPRI (米国) 他
4-2	ソースターム低減のための EDF の測定プログラム	G. Ranchoux, EDF-SEPTEN.(フランス) 他
4-3	青森 2009 優秀論文 島根原子力発電所の線量率低減対策	金岡, 中国電力 (日本) 他
4-4	全系統除染－運転中原子力発電所の持続可能な線量低減	C. Stiepani, AREVA NP (ドイツ)
セッション 5：作業個別の経験		
5-1	改良型ガス炉の格納容器入口キャンペーン期間中の職業被ばく管理	I. Goldsmith, Nuvia Limited (英国) 他
5-2	ベルギーの Doel 1 号機の蒸気発生器交換 - フォローアップ及びオンサイト線量測定	B. Walschaert, Tractebel Eng.(ベルギー) 他
5-3	燃料運搬用水サンプの洗浄	B. Breznik, Krsko NPP (スロベニア) 他
5-4	2003 年の YGN5 号機ボトム・ヘッダ不具合の補修の最新情報	Y. H. Youn, KHNP (韓国)
セッション 6：放射線防護関連事象からの教訓		
6-1	スイスの放射線関連事象からの教訓	S.-G. Jahn, ENSI (スイス)
6-2	Fort Lauderdale2010 優秀論文 TMI の燃料取替停止中の放射線管理と ALARA 教訓	W. Harris, Exelon Nuclear (米国)
6-3	放射線管理区域から持出された物品からの汚染の広がり：教訓	S Hennigor & J. Uijons, Forsmark NPP (スウェーデン)
セッション 7:放射線防護及び廃止措置		
7-1	原子力発電プラント廃止措置時作業の ALARA 手法の特殊性	F. Drouet, CEPN (フランス)
7-2	解体作業時の作業配置と環境影響を評価するための EDF の一般的手法：知識の欠如及び改善への道筋	P. Fayolle & G. Laurent, EDF-CIDEN (フランス)
7-3	天然ウラン・グラファイト・ガス炉の廃止措置に適用可能な空气中 α 粒子に対する再浮遊係数の評価	R. Reynier, EDF R&D (フランス) 他
7-4	Jose Cabrera 原子力発電所の放射能(2009)	M. A. De la Rubia, CSN (スペイン) 他

表 3.3.1 2010 年 ISOE 国際 ALARA シンポジウムプログラム (3/3)

7-5	運転から廃止措置へと移行中のドイツの原子力発電所の放射線データ：廃止措置下の電力会社のためのデータ収集構造改善の必要性	E. Strub, GRS (ドイツ) 他
7-6	EPR の廃止措置設計	I. Terry, AREVA NP GmbH (ドイツ)

表 3.3.2 2010 年 ISOE 国際 ALARA シンポジウム—主な発表

1-6 EPR™ の設計段階での ALARA に従った材料選定 P. Jolivet, AREVA NP (フランス) 他

中性子束下の、及び／又は一時冷却材と接する機器の材料インベントリは、炉心内で中性子により放射化されて保守作業時の職業放射線被ばく (ORE) の一因となり得る元素に関する放射線防護設計にとって、非常に重要である。一時冷却系 (RCS) のコバルト基表面硬化部品及び残留コバルト含有量は、設計段階において適用される ALARA アプローチに従って正当化しなければならない。本ペーパーは、EPR の材料インベントリに関する設計が ALARA アプローチに従って低 ORE をもたらすことを実証するための事項を提示している。

表 1 は、コバルトの含有量に関する、RCC-M (原子炉系の機械機器に関する設計・建設規則) 要件と比較した EPR の最適化状況を示している。

表 1 一時冷却材と接するステンレス鋼のコバルト含有量要件

機器／材料	RCC-M 要件 (%)	EPR (%)
RPV 内部構造物	<0.2 要求、但し<01.期待	<0.06
RPV 及び PZR ステンレス鋼被覆	<0.2	<0.06
主冷却材配管及び PZR サージライン	<0.2 要求、但し、<01.期待	<0.06

現在の EPR 設計は ALARA アプローチに従っており、EPR ユニットの低 ORE を示すであろう。材料に関する努力は、一時冷却材化学など、その他の分野における放射線低減措置によって補完しなければならない。幾つかの EPR プロジェクトについては、顧客の要求やその国／地域の規制に従って、潜在線量を低減するための追加手段を講じることが可能である。付着物中の全腐食生成物に起因する被ばくは EPR の全職業被ばく線量の約 75 - 80 % (40 %は Co-60 に起因) を占めることに留意して、ケースバイケースでリスク、犠牲 (コスト、スケジュールなど)、及び潜在的線量低減手段の解析を行わなければならない。線量低減のための改善の余地があるかどうかをチェックするために、状況の再評価を時々行わなければならない。

2-5 重要パフォーマンス指標の使用によるドライビング・パフォーマンス（運転性能）の改善

P. A. Jones, Calvert Cliffs NPP（米国）

米国の原子力発電所（NPP）は、プラント運転の多くの分野（設備利用率、計画外自動原子炉トリップ、集団線量など）で、そのパフォーマンスを劇的に改善してきた。総合的データ管理システムを用いた重要パフォーマンスデータの追跡及び傾向分析能力が、こうした改善に寄与してきた。重要パフォーマンス指標の設定と管理が、NPPのドライビング・パフォーマンスの向上のための鍵となった。

原子力産業界は、遠い昔に、“十分に良好であるということは、単に十分であるということではない”ことを学んだ。卓越性（エクセレンス）が必要である。重要パフォーマンス指標の使用は、世界中の電力会社間での情報共有を可能にすることによって、原子力発電業界を支援してきた。特定の指標に関する他のNPPのパフォーマンスを知ることによって、教訓を得ることができる。米国NPPの設備利用率の向上は、一部は、フィンランド・モデルを学んだことによるものであった。また、EDFの原子炉ヘッドSCC問題に関する知識は、米国の電力会社が検査プログラムを実施することを可能にした。

事故の80%は文化、管理、及び／又はヒューマン・パフォーマンスの問題を含んでいるという証拠があることから、貧しいパフォーマンスをもたらすプレカーサを特定するための、より多くの指標を含めることが重要であろう。INPOは2008年に、ヒューマン・パフォーマンス指標の開発を始めるためのミーティングを開催した。2011年には、緊急時計画、作業管理、及び是正措置に関する新しいINPO指標が履行されるであろう。2012年には、INPOは、集団線量、高放射線区域管理、計画外線量事象、RCA又は保護区域外で発見された放射性物質、及び要員汚染に関する重み付けした編集を含む、新しいRP Index（放射線防護指数）を履行するであろう。

幾つかの指標の相互連結性は、産業界の改善にとって重要なものとなるであろう。例えば、集団線量指標に対するソースタームの直接的影響があるにもかかわらず、現在の化学有効性指標（CEI：Chemistry Effectiveness Indicator）は、主として、機器の信頼性に対するプラント化学の影響に焦点が合わせられている。これは、INPOパフォーマンス指標の拡張が必要な分野である。

原子力産業界は、相互連結、相互依存した国際社会である。卓越性（エクセレンス）及び電力会社間の緊密な関係の促進は、INPO及びWANOにとって不可欠である。改善のための主要な手法の1つは、パフォーマンス指標を用いてNPPパフォーマンスを追跡することである。NPPの運転者としての我々には二重の責任がある：自身のプラントの安全性を保証するための個人的な責任と、世界中の運転中プラントのパフォーマンスを改善し安全性を向上させるために共に働くという集団的責任である。パフォーマンス指標データの使用及び共有は、産業界がこの責任を果たすための支援となる。

2-8 Cook 2 号機の燃料取替停止 ALARA の成功 D. W. Miller, AEP Cook NPP (米国)

2010 年 10 月、DC Cook-2 (4 ループ WH アイスコンデンサ PWR) は、32 日間の燃料取替停止において計画線量 29 レムという、米国の集団作業線量の最少記録に近い状態にある。(1974 年、Pt Beach-1 (2 ループ WH PWR) は、28.4 レムでの燃料取替停止を達成した。) Cook の成功は、RCS 機器の信頼性及び燃料の性能を改善しつつ、RCS 腐食生成物の影響を継続的に低減するために実施されたプロセスの成果である。

AEP (American Electric Power) の DC Cook のプラントマネージャは、1/2 号機の安全かつ経済的な運転を妨げるようなプロセスに対して挑戦し続けている。RCS の機器及び配管系の浸食、腐食及び摩耗は、RCS における金属酸化物沈着の主要原因である。こうした腐食生成物は、燃料及び RCS 機器の性能を劣化させ、放射化するとプラントの放射線レベルを (従って、運転コストを) 高めることが知られている。停止期間、放射線作業員の生産性、低レベル廃棄物に要するコスト、そして作業員の放射線被ばくにも影響が及んだ。2002 年、AEP は、PWR 一次系内での腐食生成物の輸送及び増加の影響を低減するために、2000 年に Turkey Point 3/4 で初めて使用された新しい解決策を特定した。この解決策は、1) US DOE の原子力技術研究所 (National Nuclear Technology Research Laboratory) からの新技術、及び 2) 応用工学経験から導かれた。DC Cook は一連の措置を実施し、1/2 号機の放射線ソースタームは 2002 年以降減少し続けた。

本ペーパーのメッセージは、放射線ソースタームの低減は作業員の放射線被ばくにとっても好ましいだけでなく、RCS の燃料及び機器の信頼性にとっても、また停止時パフォーマンスにとっても好ましいということである。

DC Cook は、1 号機に関しては 6 サイクル分についての、また 2 号機に関しては 4 サイクル分についての、持続可能かつ予測可能なソースターム低減を実証した。その結果、DC Cook は現在、CRE に関して INPO の上位 1/4 にランク付けされている。DC Cook は、ソースターム低減のための亜鉛注入を行うためのプラント改造に百万ドル未満しか投資しなかった。ソースターム低減は、20 万ドル/サイクルユニットも用いることなく達成された。

Cook は、プラントのソースターム測定データを収集及び分析し、その結果を他の WH PWR と比較し続ける。放射線防護 (RP) 管理の目標は、実行可能な最小放射線場を達成するためにソースターム除去を改善し続けることである。

3-4 GAMPIX : ホットスポット特定のための新世代ガンマ・カメラ F.Carrel, CEA (フランス) 他

(ISOE 賞)

ALARA 原則の尊重は、除染及び解体活動時の主要課題である。被ばく線量を低減するためには、新たな放射線防護ツールが必要である。ガンマ線診断システム (gamma imaging system) は、こうした活動分野において非常に興味深い解決策である。CEA は長年、こうしたシステムの開発を進めてきた。例えば、ALADIN システム及び CARTOGAM システム (AREVA CANBERRA が商品化) は、原位置測定のために集中的に使用されている。その優れた性能にもかかわらず、そのツールの重さが、携帯機器として使用するための課題となっている。数年にわたって、CEA は GAMPIX と称する新世代ガンマ・カメラの開発を進めてきた。このシステムは、厚さ 1 mm のハイブリッド CdTe 基板を用いたチップに基づいている。カメラの感度を高めるために、ピンホール・コリメータ (pinhole collimator) の代わりにコード化マスク (coded mask) が使用されている。さらに、コンピュータとの USB 結合によって、このガンマ・カメラは瞬時に運用可能な、ユーザ・フレンドリーなものとなっている。最終システムは非常にコンパクト (ガンマ・カメラ全体の重さは、遮蔽なしで 1 kg 未満) であり、放射線防護のための携帯機器として利用することができる。

GAMPIX ガンマ・カメラの主要機器を下図に示す。

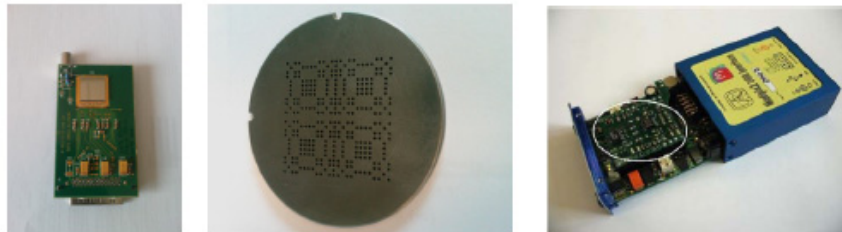


Fig. 1: On the left: the Timepix chip. On the middle: coded mask of rank 13, 2 mm thick. On the right: the USB interface.

GAMPIX ガンマ・カメラの現在のプロトタイプ版を下図に示す。

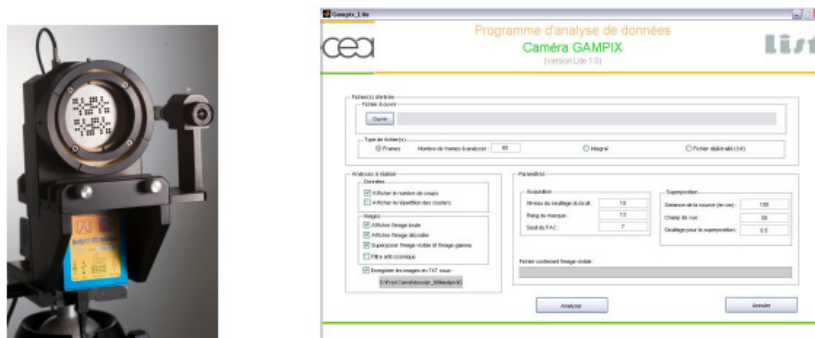


Fig. 2: On the left: the GAMPIX gamma camera. On the right: the Matlab interface used for post-processing.

また、分析の様々な段階で得られたイメージ（画像）を以下に示す。

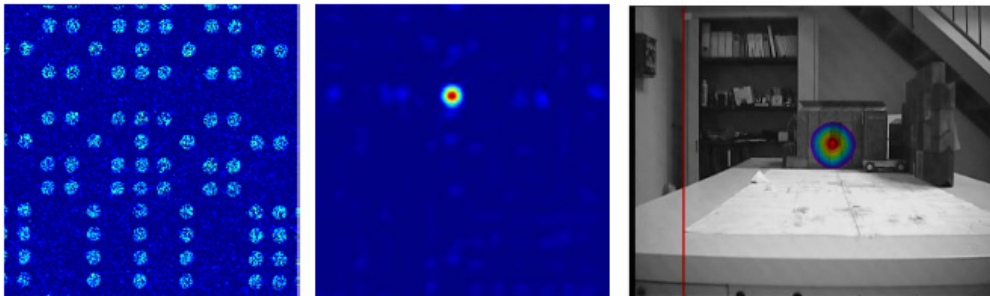


Fig. 3: On the left: raw gamma image. On the middle: decoded gamma image. On the right: decoded gamma image superimposed with a visible image.

GAMPIX の性能向上のための開発は、現在も続けられている。ガンマ・カメラに分光分析能力を追加するために、Timepix チップの TOT (time over threshold) モードが研究されている。高エネルギーガンマ線放射体 (Cs-137 や Co-60 など) に対する性能を改善するための様々な解決策の研究も行われている。さらに、コード化マスクによってモジュレートされない信号部分を除去する手順の試験も行われている。最後に、今年末には、携帯放射線防護ツールとしてのフィージビリティを評価するための測定が行われる予定である。

4-1 加圧水型原子炉一次系水化学イニシアティブとそのプラント線量率への影響

D. Perkins, EPRI (米国) 他

PWR 一次系の線量率は、材料、炉心設計、サイクル運転及び化学管理など、幾つかの因子の影響を受ける。プラント化学者は、燃料取替、炉心設計最適化及び主要機器交換のための速やかな炉停止を支援し続けている。そのためには、炉内外の表面から放出される腐食生成物の挙動を理解する必要がある。

PWR 一次側への亜鉛注入は、プラント化学者が採用できるツールの 1 つであり、線量率低減に対するプラスの影響を示し続けている。PWR での亜鉛注入は、世界中の 68 のプラントで採用されており、その 80 % 以上は全体的ソースターム管理プログラムの一環として行われている。残りのプラントでは、一次冷却材応力腐食割れ (PWSCC) あるいは腐食生成物管理対策として実施されている。

出力運転時の亜鉛注入から得られる利益については比較的良く知られているが、停止時化学の最適化については、化学者は様々な課題に直面している。冷却材の化学条件は、短時間で、弱アルカリ性の還元条件から酸性の酸化条件へと遷移する。こうした変化は、腐食生成物の著しい放出を引き起こし、計画的浄化によって正しく管理しない場合にはプラント線量率に悪影響を及ぼし得るものとなる。炉停止計画と調和した十分に計画された停止時化学を適用することによって、線量率に悪影響を及ぼすことのない燃料取替等が可能となる。

プラント材料及び燃料設計に関する十分な技術的理解を伴う、バランスの取れた一次冷却材化学アプローチを適用することによって、プラントの線量率にプラスの影響を及ぼすことができる。EPRI レポート「Plant Specific Recommendations for PWR Radiation Source Term Reduction, 1019225, December 2009」及び本ペーパーでは、以下に示すような幾つかの重要事項について議論した。

- ・個々のプラントの経験とフリート (fleet) の平均的経験との比較だけで単純に評価することはできない。
- ・亜鉛注入は線量率低減に対して利益をもたらし続けている。
- ・停止時線量率の評価の際には、全出力換算年 (EFPY)、亜鉛付加、pH、電解研磨及び炉心ボイリング (core boiling duty) によるグループ化が必要と予測される。
- ・一次系の運転・設計変数が停止時の放出及び線量率に及ぼす影響の評価は、各独立変数の相対的重要度予測に基づいて実施しなければならない。
- ・停止時化学が停止時線量率に及ぼす影響は、停止時化学に関する EPRI ガイドラインの勧告に従っているプラントにおいて最小なはずである。停止時及び運転時の慣行をレビューする際には、粒子沈着の影響について考察すべきである。

4-2 ソースターム低減のための EDF の測定プログラム G. Ranchoux, EDF-SEPTEN.(フランス) 他

停止時の線量低減は、EDF にとっての戦略的目標（生産性の向上、原子力の受容性、及び規制の尊重）である。こうした主要目標の達成は、ソースタームの低減と、従って、汚染の特性評価及び線量率の測定と関連している。

最初に、EDF プラントの 1979 年以降の集団線量の変遷を、以下に示す。

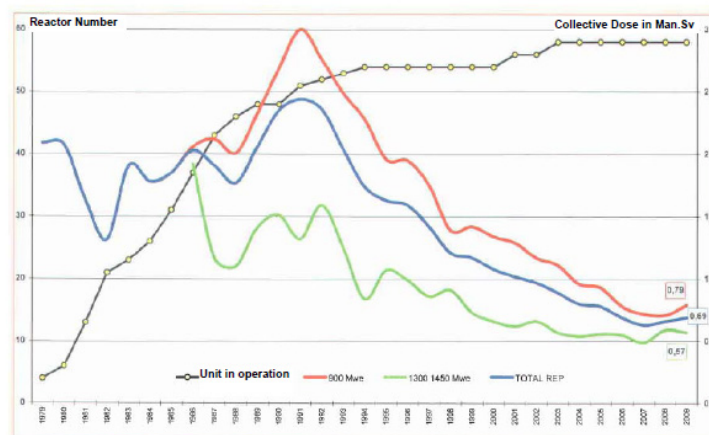


Figure 1: French fleet collective dose since 1979

また、EDF プラントの 2009 年の線量パフォーマンスを、世界と比較して以下に示す。

表 1 2009 年の集団線量：世界との比較

国	フランス	米国	日本	ドイツ	ベルギー	スペイン	スウェーデン	スイス
集団線量 (man.Sv)	0.69	0.70	1.49	1.05	0.37	0.72	0.92	0.36
ユニット数	58	69	23	11	7	6	3	3

次いで、線量率の測定及び汚染の特性評価（放射性核種の特定）に関する EDF の戦略について述べる。EDF は、特に下記事項を含めて、グローバルなモニタリングプログラムを整備してきた。

- ・ EMECC 装置（ガンマ線スペクトロメトリー用）を用いた付着放射能のモニタリング
- ・ CZT 装置（同じく、ガンマ線スペクトロメトリー用）を用いた線量率への主要寄与因子のモニタリング
- ・ 線量率の測定（RCS 指数（Reactor Coolant System Index）及び RB 指数（Reactor Building Index））

さらに、燃料被覆管が損傷した場合のアクチニド放射能レベルをモニターするために、個別の測定キャンペーンも実施した。

最後に、ソースターム低減プロジェクトの一環として、上述した全ての測定データは、線量率低減効率を定量評価するために、EDF の各ユニットで現在実施されている種々の最適化手順（亜鉛注入、新たな化学的ホウ素／リチウム管理、新たな燃料管理、一次系ポンプ停止基準変更）の分析に利用される。

4-4 全系統除染－運転中原子力発電所の持続可能な線量低減 C. Stiepani, AREVA NP (ドイツ)

持続可能な線量低減のための AREVA の概念は、下表に示すような、性能保証された技術に基づいている。全系統除染 (FDS : Full System Decontamination) は性能保証された技術であり、成功のためには下記事項の組み合わせとチームプレイが必要である。

- ・ 除染プロセス
- ・ プロセス・エンジニアリング
- ・ 有資格要員

有資格要員とは、能力及び経験を有する要員を意味している。加えて、FDS の計画及び実施の際の NPP 要員と除染サービス要員との協力は、重要なテーマの 1 つである。

<p>除染プロセス</p>	<p>HP/CORD (Chemical Oxidation Reduction Decontamination) UV</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 先導的技術 ・ 全ての主要 NPP 設計に対する世界的レファレンス ・ 自主開発プロセス ・ 高 DF が達成可能 ・ 再現性のある結果 ・ 高信頼性 ・ 廃棄物体積が最少 ・ 低再汚染
<p>プロセス・エンジニアリング</p>	<p>AMDA (Automated Mobile Decontamination Appliance)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ NPP (BWR 及び PWR) システムに対するプロセス・エンジニアリングの経験 ・ 長い運転経験 (30 年超) ・ 自主開発 ・ モジュラー設計 ・ ALARA 原則の適用 ・ プロセスパラメータのモニタリング
<p>要員</p>	<p>AREVA</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 経験のある要員 (1 年間に 10 回超の経験) ・ ほぼ毎年の FSD ・ 全ての分野に対する組織内対応能力 ・ 冷却材化学に関する能力
<p>冷却材化学</p>	<p>亜鉛注入</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 長い経験 ・ Angra 2 に関する優れた結果 ・ 運転中 BWR 及び PWR に関する優れた結果

5-2 ベルギーの Doel 1 号機の蒸気発生器交換 – フォローアップ及びオンサイト線量測定

B. Walschaert, Tractebel Eng.(ベルギー) 他 (ISOE 賞)

Doel 1 (392 MWe) の蒸気発生器 (SG) は、2009 年 11 - 12 月に交換されることになった。悪天候及び断熱材中のアスベストの存在によって、交換作業には難題が追加された。

ALARA 評価が行われ、活動のフォローアップが実施された。低被ばく線量が達成され、このプロジェクトの線量測定結果は、ベルギーで及び世界で最善のものとなった。

Doel 1 は、1975 年に運開したベルギーで最も古い NPP である。Doel 1 はツイン原子炉の一部であり、Doel 2 と幾つかの回路及びシステムを共有している。Doel 1 の設備は、Doel 2 の設備とほとんど同一である。Doel 2 の SG は、2004 年に交換された。両ユニットの一次回路は分離されており、化学的条件及び放射能付着は異なっている。

Doel 1 の古い SG の供用時間が 35 年に及ぶこと、また、過去数年間に何度か補修が行われたことや寿命延長を考慮して、SG を交換することにした。SG 交換と共に、10% の出力アップを行った。

Doel 1 が建設された 1970 年代当時は、SG の交換は想定されていなかった。原子炉建屋の扉は新旧 SG の出入りのための十分な大きさがなく、また建屋内での取扱も困難であった。2004 年の Doel 2 の SD 交換の際にも同様の問題が生じ、原子炉建屋の天井を通して SG 交換が行われたが、今回も同じ方法が用いられた。

原子炉建屋天井の開放には、特別の ALARA 配慮が必要とされ、次の措置が講じられた。

- ・原子炉の停止
- ・炉心燃料の撤去 (全ての燃料要素を原子炉建屋外の燃料貯蔵プールへ移送しなければならなかった)
- ・原子炉建屋の一時的閉止
- ・原子炉建屋の常時加圧化

これによる集団線量を、過去に世界で行われた幾つかの SG 交換プロジェクトにおける集団線量と共に、下図に示す。

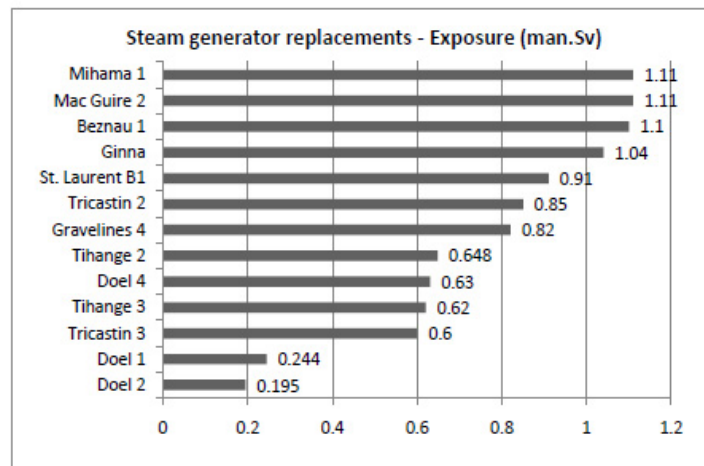


Figure 10 - Overview of the exposure of the different steam generator replacement projects.

過去の経験のフィードバックによって、線量は低減傾向を示している。但し、Doel 1 の値は Doel 2 の場合よりも高かった。その理由としては、アスベストの除去を行わざるを得なかったことなどが考えられる。それでも、Doel 1 の結果は、国際的なデータと比べて優れている。

5-4 2003年のYGN5号機ボトム・ヘッダ不具合の補修の最新情報 Y. H. Youn, KHNP (韓国)

Young Gwang 原子力発電所5号機の停止中の検査で、8つのサーマル・スリーブ中の3つが原子炉容器底部ヘッダの安全注入ノズルから外れていることが発見された。これらのサーマル・スリーブの1つは原子炉容器底部に位置しているため、原子炉容器底部ヘッダ表面に影響を及ぼし、原子炉容器底部の表面2箇所が損傷していた。

他のプラントの参考情報として、原子炉容器底部ヘッダ破損に関わる次の2点についてデータを報告する。第1は将来の補修に備えるため、放射線安全課によって実施された破損底部ヘッダ周辺状況下での線量評価結果である。第2は、当初、GENE(General Electric Nuclear Energy Company)やUCC(Underwater Construction Corporation)によって実施されることになっていた底部ヘッダ破損復旧のための補修計画についてである。補修計画は当発電所側の幾つかの理由により遅延している。

原子炉容器底部ヘッダ周辺の作業箇所の最大線量率は1mSv/hrを上回っており、これを1mSv/hr未満に抑えるために、ダイバー・スレッド及び遮へいを設置する。ダイバー・スレッド及び遮へい材は、密度、強度等の様々な観点 considering タングステンとした。タングステン遮へいを設置することにより、作業場所の線量率が1mSv/hr未満に抑えられる。

タングステン材のダイバー・スレッド及び遮へいの適用により、総線量は55.8man-mSvに抑えることができる。

原子炉容器底部ヘッダ破損箇所の補修計画は、以下の通りである。

1. 担当会社

- a. 管理：GENE
- b. 水中での溶接：UCC

2. メンテナンス

原子炉容器底部ヘッダ破損箇所の補修は、水中でのシーリング溶接及びNDE手法によるシール・プレート取り付け後、リング状の整形、による。

3. 総作業員数(GENE/UCC)：22名

- a. プロジェクト管理者及び作業管理者：3名
- b. 技術者及び技能者：6名
- c. QA及びQC：2名
- d. 潜水夫：11名

6-3 放射線管理区域から持出された物品からの汚染の広がり：教訓

S Hennigor & J. Uijons, Forsmark NPP (スウェーデン)

インシデント

2009年5月末、Forsmark NPPにおいて、汚染車両が車両モニタリングシステムによって発見された。荷物室内の内部が汚染していることが判明したが、車内には汚染機器・物品は存在しなかった。

その後の調査で、一週間前にその車で放射線管理区域（RCA）から運び出された物品が汚染源となった可能性があるとして推定された。その物品とは、幾つかのバケツや建設作業用工具などであった。

測定の結果、バケツの1つが主たる汚染源となったことが判明した。バケツ底面の線量率は11.5 mSv/hであり、それは小さな金属片に起因するものであった。

このインシデントによって分散されたトータル放射能は25 MBqであり、主に原子炉水中に通常見られる腐食生成物によるものであった。

このインシデントはINESスケール外と判断された。

根本原因

根本原因解析が実施され、再発防止のための多くの対策が勧告された。

RCAから物品が持ち出される前の検査では汚染は検出されなかったが、物品が持ち出されたのは検査から1日後のことであり、実際に持ち出された時点では再検査は行われなかった。汚染はその1日の間に生じたとして想定されているが、どのようにして汚染したかは不明である。

このインシデントのすぐ後に、RCAからの物品持ち出し手順が改訂され、物品の持ち出しは、放射線防護（RP）要員の立会いの下で、汚染のないことが確認された後速やかに行うこととされた。

その他の実施済み又は検討中の対策は、以下の通りである。

- ・この種の物品のRCA内外への出し入れの必要がないように、RCA内に専用の保管場所を設置する。
- ・RCA出口扉の手前に、RCA外に搬出しなければならない物品用に設計した特別な施錠区域（locked area）を設置する。
- ・RCAからの搬出は、所定の時間だけ行う。（実施済み）
- ・RCA関連の全ての物流に関するコーディネーターを任命する。これには、物品だけでなく、RP要員、セキュリティ要員及び輸送要員のコーディネーションも含める。（実施済み）
- ・この種の作業は十分に計画しなければならず、また、リスク評価を行わなければならない。
- ・作業監督者は実際の作業現場にいないといけない。

7-2 解体作業時の作業配置と環境影響を評価するための EDF の一般的手法：知識の欠如及び改善への道筋 P. Fayolle & G. Laurent, EDF-CIDEN (フランス) .

2009 年において、9 基の EDF ユニットが解体作業中である。解体活動には、運転時や停止時と比べた場合、フィードバックできる経験が乏しい、放射線条件・被ばく作業量を正確に評価するのが困難である、などの特異性がある。

解体作業のレファレンス・シナリオは、様々な要素を考慮して開発される。シナリオ開発は、複数の産業チームの支援を受けて進められる。環境面に関しては、環境要件、特にろ過（フィルタ）要件に従った選択が行われる。廃棄物に関しては、カッティング（cutting）のタイプの選択が重要である。

シナリオ研究の枠組の中で行われる計画線量率の評価のために、我々は PANTHERE コードを使用している。

一例として、Bugey-1 に関する評価を示す。Bugey-1 の解体の原則は次の通りである。

- ・内部機器の水中解体
- ・上部スラブの開放
- ・トップダウン解体

解体のステップは次の通りである。

1. “ケーソン（caisson）”外側の構造物を解体する。
2. 廃棄物を摘出する。
3. ケーソンを解体する。
4. 除染する。
5. サイトを修復する。

今後考慮すべき事項を以下に示す。

- ・計算（中性子移動距離、不確実性など）の改善
- ・計算の集約方法の改善
- ・米国の経験のフィードバック
- ・その他の追加情報の取得

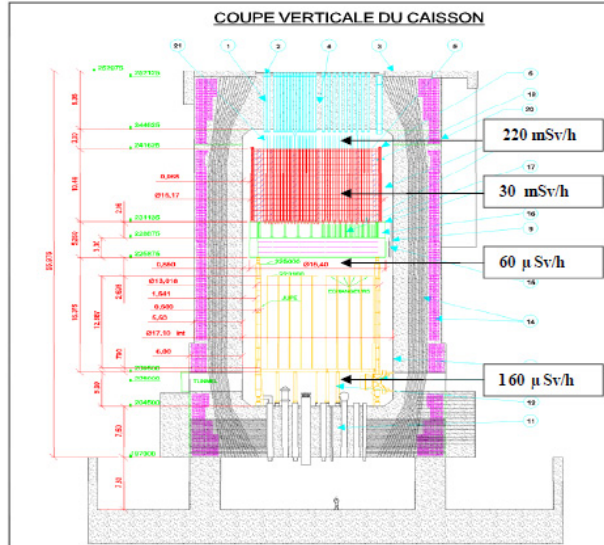
Bugey-1 に関する線量評価結果

Bugey-1

Radiological state of the caisson in 2010

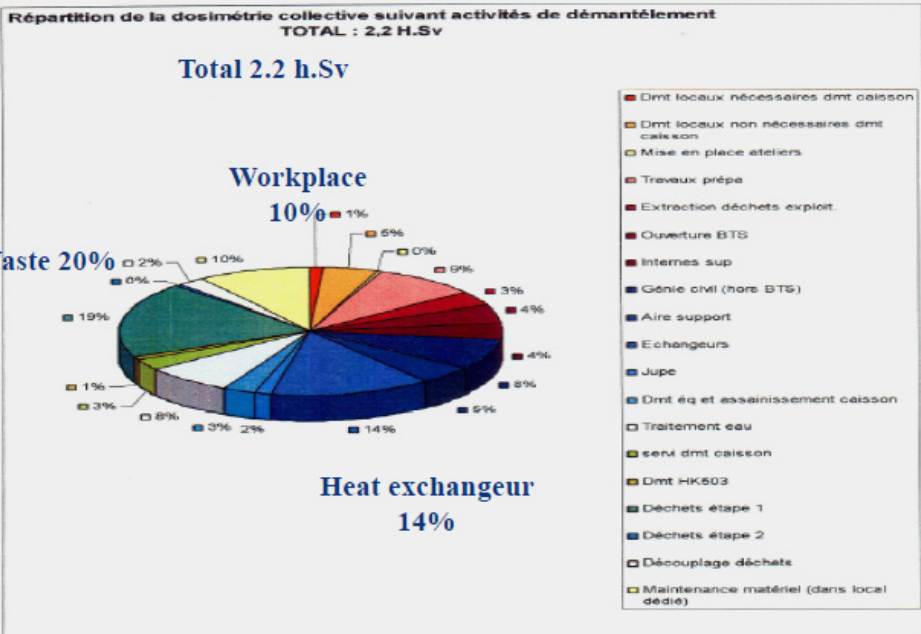
Calculated values (PANTHERE) in the upper part of the caisson,

Measured values in the lower part



Surface Contamination :
 β/γ : 3020 Bq/cm²
 α : 0,18 Bq/cm²
 (Ratio β/α = 16500)

Collective dose for the dismantling Bugey 1 scenario



7-5 運転から廃止措置へと移行中のドイツの原子力発電所の放射線データ：廃止措置下の電力会社のためのデータ収集構造改善の必要性 E. Strub, GRS（ドイツ）他

過去数年間において、幾つかの原子力発電所（NPP）が運転フェーズから廃止措置（デコミッションング）フェーズへと移行した。

廃止措置下にある NPP について、ISOE データベースから得られたデータの例を下図に示す。図は幾つかの問題を示している。例えば、年集団線量は作業量に依存して年毎に変化しており、廃止措置の特性に起因した年集団実効線量の傾向が追跡されていない。また、年集団線量は、ジョブ及びタスクに関するデータを総計したものとして示されていない。

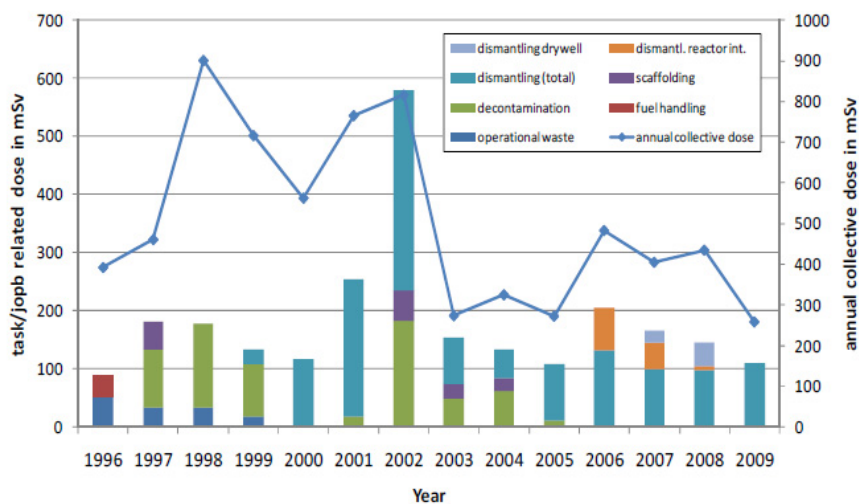


Fig 9: Different job and task doses (left scale) and the annual collective effective dose (right scale) in an arbitrarily chosen German NPP under decommissioning

ISOE は放射線防護措置を理解及び改善するための有用なツールを提供するが、廃止措置プロジェクトについては ISOE データ収集構造の調整が必要である。現在の構造のままでは、廃止措置時の要員の職業被ばくを詳細に理解し、放射線防護措置の改善策を特定することは可能ではない。その原因は、既存の構造では反映することができない廃止措置プロジェクトの複雑さ及び多様性にある。

改善された ISOE データ構造は、廃止措置作業の複雑さを反映するために十分詳細なものでなければならぬが、同時に、ISOE の参加者が十分なデータを提供できるように容易に構造化できるものでなければならない。廃止措置プロジェクトの特性によって課せられる基本的な制約事項及び廃止措置作業の個別特性の両方を考慮しなければならない。それによって初めて、データベースから、職業被ばくに関する深い洞察を得ることができ、廃止措置時の“最善行為（best practice）”及び放射線防護改善に関するヒントを得ることができ、また、放射線防護措置に関する議論を開始することができる。これは未解決の課題であり、(a) データ収集に関する要求事項と、(b) 廃止措置プロジェクトの制約事項を考慮して現実的に到達可能な目標とを、調和させなければならない。

3.4 2011年 ISOE 北米 ALARA シンポジウム (2011年1月)

ISOE 北米技術センター (NATC) は、産業界の被ばく低減の新技术やアイデアを共有する機会として、1997年から ALARA シンポジウムを開催している。このシンポジウムは、各発電所で年度及び燃料交換停止に向けた ALARA 目標設定に有益となるように、近年は毎年1月に開催している。また、2005年の国際シンポジウムから EPRI と共同開催の形をとっている。

2011年1月10～12日に米国フロリダ州フォートローダーデールで開催された ALARA シンポジウムのプログラムをを表 3.4.1 に、また、主な発表の概要を表 3.4.2 に示す。

表 3.4.1 2011 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム (1/3)

プレナリー・セッション：原子力の至上命題は安全で効率的でかつ ALARA な運転フィロソフィーである		
1-1	ISOE World Class ALARA Performance Award 受賞者：C. Crane, Exelon	贈呈者：H. Bush, RPM, Dresden
1-2	北米の原子力施設での α 線内部被ばく線量計の使用経験	R. Toohey, Oak Ridge Associated Universities (米国)
1-3	INPOCANDO, BWR & PWR の 2010 年線量目標の結果と 2015 年の線量目標	C. Connelly, INPO (米国)
1-4	2011 年の RP プログラムのハイライト	E. P. Anderson, NEI (米国)
1-5	EPRI の放射線管理プログラムの概観	P. Tran, EPRI (米国)
セッション II：産業界の組織からの ALARA ハイライト		
2-1	Bruce A, 3, 4 号機の内部被ばく線量低減イニシアティブ	M. Murray, Bruce Power (カナダ)
2-2	Pickering A ボイラー6 のホット・スポット粒子除去計画と実施	C. Glover, Pickering A, OPG (カナダ)
2-3	Bruce A, 1, 2 号機の改良工事後の再起動に関する RP 問題	R. Hite, Bruce Power (カナダ)
セッション III：ALARA 計画の ICRP への潜在的影響		
3-1	放射線防護規則の改訂オプション	D. Cool, USNRC (米国)
3-2	正当化、最適化と線量限度：欧州各国の最近の規制の評価	C. Schieber, European ISOE Technical Center, Paris (フランス)
3-3	より厳しい線量限度が作業員線量に対して及ぼす潜在影響に関する EPRI の評価	P. Saunders, Suncoast Solutions and P. Tran, EPRI (米国)
3-4	新規建設炉の ALARA 考察及び ICRP 勧告の RP 管理上の考察についての OECD DEA エキスパート・グループのレポート：線量拘束	R. Doty, University of Illinois and Willie Harris, Exelon (米国)
セッション IV：2010 年のグローバルな ALARA 経験		
4-1	Doel への ALARA ベンチマーク訪問のハイライト	W. Harris & H. Miller, Braidwood, Exelon (米国)
4-2	Cook 1, 2 号機における継続的で強力な ALARA パフォーマンス	C. Moeller, Cook Nuclear Plant, American Electric Power (米国)
4-3	Bruce 原発の放射線防護計画の改善	M. McQueen, Bruce Power (カナダ)
4-4	使用済燃料プール内でダイビング中の計画外被ばく	A. Ritter, Kernkraftwerk Leibstadt AG (スイス)

表 3.4.1 2011 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム (2/3)

セッション V : 2010 年の線源強度低減成功及び教訓		
5-1	Perry の ALARA 計画への挑戦と教訓	P. McNulty, First Energy Corp (米国)
5-2	Bruce A 1 号機のフィーダー除染	C. Pritchard, Bruce Power (カナダ)
セッション VI : ALARA 教訓		
6-1	Davis Besse の燃料取替停止時炉容器ヘッダ修理の ALARA チャレンジ	D. Noble, Davis Besse (米国)
6-2	JSME 訪問団と South Texas のオンライン・メンテナンスについての議論	水町, ISOE Bureau (日本)
6-3	コバルト低減ソースブック	D. M. Wells, EPRI (米国)
セッション VII : ALARA 関連規制の最新状況		
7-1	ALARA パフォーマンス指標としてのワイブル線量分布解析	D. Hagemeyer, Oak Ridge Associated Universities (米国)
7-2	ALARA 規制活動に関する NRC の最新状況	S. Garry & M. Phalen, USNRC (米国)
セッション VIII : CANDU の改良工事		
8-1	ソースターム・モニタリング及び ALARA のための CZT 検出器技術に関する米国での現場試験	F. Mis, Multi Industrial Services, LLC (米国)
8-2	Oconee の α 事例	A. P. Stevenson, Duke Power (米国)
8-3	Clinton におけるヘリウム漏洩試験時の生体遮へいとしてのロボットの先進的利用	B. Green, Clinton, Exelon (米国)
8-4	停止時の線量率を最小化するための EPRI の BWR 及び PWR 水化学ガイドラインの勧告	J. McElrath, EPRI (米国)
セッション IX : 産業界の線量低減イニシアティブ		
9-1	線量低減のための足場構築の最適化	L. Edwards, EPRI (米国)
9-2	Gentilly 2 号機におけるトリチウム摂取の教訓	S. Leduc Gentilly-2 (カナダ)
9-3	産業界の亜鉛注入適用の最新状況	C. Haas & D. Perkins, EPRI(米国)

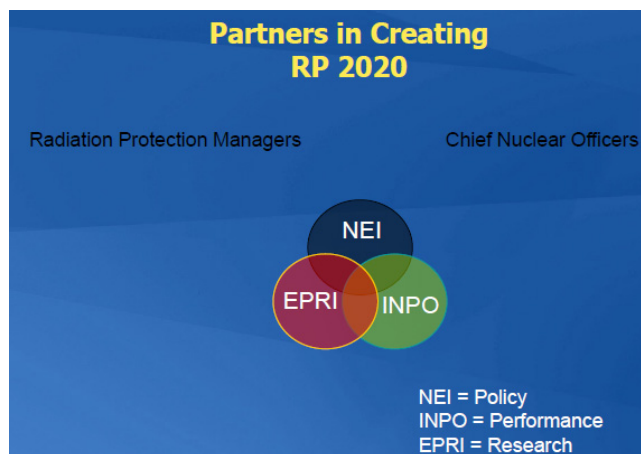
表 3.4.1 2011 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウムプログラム (3/3)

セッション X : その他の国際 ALARA ハイライト		
10-1	690 合金から PWR 一次冷却水への金属放出を低減するブレ・フィルミング法	上原、住友金属 (日本)
10-2	原子力発電所における卓越した ALARA パフォーマンスにハイライトを当てる ISOE ワールドクラス ALARA 賞	D. W. Miller, Cook Nuclear Plant, American Electric Power (米国)

表 3.4.2 2011 年 ISOE 北米 ALARA シンポジウム—主な発表

1-4 2011 年の RP プログラムのハイライト E. P. Anderson, NEI (米国)

RP (放射線防護) 2020 の目標は、安全性能 (パフォーマンス) 及びコスト効果性を大幅に改善するために原子力発電所 (NPP) の放射線防護を再形成 (reshape) することである。RP 2020 のパートナーは NEI (政策)、INPO (パフォーマンス) 及び EPRI (研究) である。



RP 2020 の目的は、次の通りである。

- ・放射線場の低減 (EPRI)
- ・技術利用の改善 (EPRI)
- ・RP 要員の需要と供給の調整 (NEI)
- ・RP 規制の情報伝達と影響把握 (NEI)
- ・RP 行為 (プラクティス) の標準化 (NEI/INPO)
- ・RP の透明性及び公開性の改善 (NEI)

新設炉の RP 問題については、5 つの一般的 FSAR テンプレートが完成した。

RP 規制の改訂に関連するドラフト RG に関しては、産業界は NRC に対してコメントを提示した。その主要点は、以下の通りである。

- ・現行の規制の枠組は適切な防護を提供している。
- ・規則を単にリバイズ (revise) するのではなく、リフォーム (reform) すべきである。
 - － NRC の全ての放射線防護規則及びガイダンス文書に対する均一な技術基盤を確立する。
 - － 全ての一次的 (primary) 線量基準、定義及び一般的適用要件を、Part 20 に含める。
 - － 派生する二次的 (secondary) 数値、ガイドライン及び制限は、規則ではなくガイダンスに含める。
 - － 可能な限り統合されたガイダンスを使用する。

- 1つの科学、1つの基準、1つの（規制）機関
 - 連邦及び州の放射線防護規則を横断する均一性を促進する。
- 段階的な実施
 - 計画的変更のための適切な予算及び資源の配分を可能にする。

Comments on Draft Regulatory Guides

Draft Regulatory Guide Number	Current Regulatory Guide Number and Revision	Title	Status
DG-8039	8.40, Revision 0 (New)	Methods for Estimating Effective Dose Equivalent from External sources	Comments submitted on November 19, 2009; Published in July 2010
DG-1199	1.183, Revision 0 (2000)	Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors	Comments submitted in February, 2010
DG-8032	8.35, Revision 0 (1992)	Planned Special Exposures	Comments submitted on March 5, 2010
DG number not assigned	8.7, Revision 2 (2005)	Instruction for Recording and Reporting Radiation Dose Data	Advanced comments were provided on March 5, 2010.
Withdrawal	8.6, Revision 0 (1973)	Standard Test Procedure for Geiger-Muller Counters	Concurrence letter for withdrawal was submitted on March 25, 2010. Document is withdrawn.
DG-8036	8.4, Revision 0 (1973)	Personnel Monitoring Device – Direct-Reading Pocket Dosimeters	Comments submitted on June 4, 2010
DG-8035	8.2, Revision 1 (1973)	Administrative Practices in Radiation Surveys and Monitoring	Comments submitted on Oct. 18, 2010

1-5 EPRI の放射線管理プログラムの概観 P. Tran, EPRI (米国)

放射線管理プログラムは、1) 放射線場低減プログラム、及び 2) 放射線防護／ALARA プログラムという 2 つの主要分野に分割される。

放射線場低減プログラムの 2010 年の焦点は、次の通りであった。

- ・ コバルト低減ソースブック (Cobalt Reduction Sourcebook)
- ・ 出力増強 (あるいは炉心設計変更) が放射線場に及ぼす影響の評価

一方、放射線防護／ALARA プログラムの 2010 年の焦点は、次の通りであった。

- ・ ICRP-103 の勧告：高線量ジョブと技術的解決策の評価
- ・ 3D EDE ALARA ツール・プロジェクト

放射線管理プログラムの推進力となっているのは、規制側 (NRC) にとっては、ICRP-103 勧告と合致するための 10 CFR 20 及び 10 CFR 50 附則 I の更新である。最も重要な変更は、個人線量限度の低減となる可能性がある。一方、産業界 (INPO) にとっては、2015 年末までの新しい INPO 累積放射線被ばく線量目標 (PWR は 55 人 rem、BWR は 110 人 rem)、高放射線区域の除去／低減、そして汚染区域の低減である。

2010 年の EPRI の刊行物を、以下に示す。

- ・ [EPRI Cobalt Reduction Sourcebook](#), 1021103, 12/10
- ・ [Recommendations in ICRP-103 and Its Potential Impacts to the Nuclear Industry Workforce: Evaluation of Nuclear Industry High Dose Jobs and Technology Solutions](#), 1021100, 12/10
- ・ Evaluation of Moldable Shielding for Permanent Installation, 1021101, 9/10
- ・ Evaluation of Location Tracking Technologies for Radiation Protection Remote Monitoring, 1021182, 9/10
- ・ Scaffold Program Optimization and Dose Reduction Guide (collaborative with NMAC), 1021102, 9/10
- ・ Recommended Practices for Maintaining Radiation Safety of Radiographic Operations at a Nuclear Power Plant (joint w/NDE)

放射線場の管理に影響を及ぼす緩和戦略候補及び運転因子としては、下記のものがある。

腐食及び放出

- ・ 炉心設計の変更
- ・ 亜鉛の注入
- ・ 燃料の洗浄
- ・ 腐食表面／燃料表面の前処理

腐食生成物の輸送

- ・ 化学的な環境
- ・ 温度
- ・ 腐食生成物の組成

燃料への付着と放射化

- ・ 燃料のボイリング (Distribute boiling on the fuel)
- ・ 亜鉛の注入 (取り込みの防止、クラッド (crud) の安定化)
- ・ 燃料の洗浄

放射化生成物の輸送

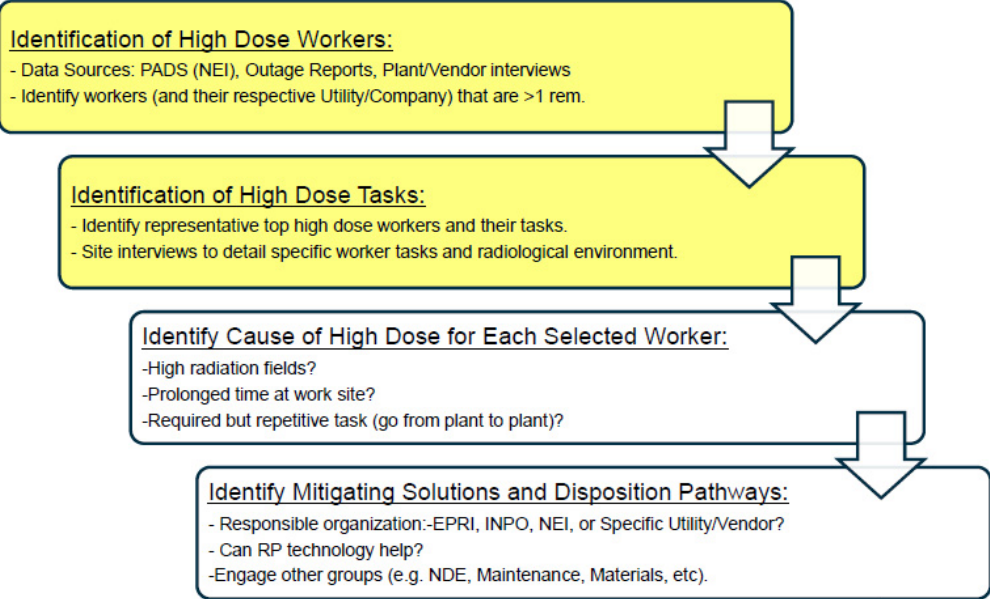
- ・ 化学的な環境
- ・ 温度
- ・ クラッドの形態

表面への付着及び取り込み

- ・ 亜鉛の注入
- ・ 除染／フラッシング
- ・ 電気研磨／安定化クロムめっき
- ・ 化学的な環境／停止時 Ops／燃料の洗浄

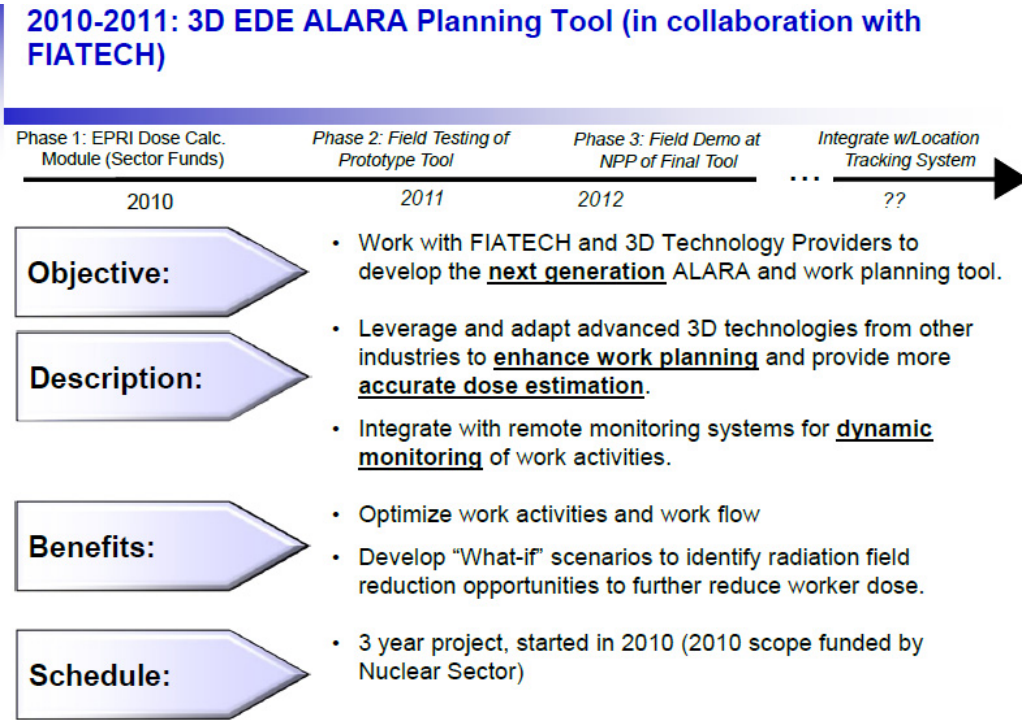
出力増強及び炉心設計変更によって停止後の線量率が高くなる傾向が、PWR 及び BWR で観測された。この問題に関する評価を、2010 - 2011 年に実施中である。

ICRP-103 の勧告が原子力産業の従事者に及ぼす可能性のある影響として、高線量ジョブとその技術的解決策に関する評価を行った。



分析に基づいて、最適化の対象とする高線量活動を選定する（2011 - 2015）。最初に提案されたのは燃料取替である。

3D EDE ALARA ツールの開発計画は、以下の通りである。



3-1 放射線防護規則の改訂オプション D. Cool, USNRC (米国)

ICRP は 2007 年に、放射線防護に関する新勧告を提示した (Publ.103)。NRC は、ICRP の新勧告との調和を図るために、10 CFR 20 及びその他の NRC 規則に含まれている放射線防護規則の改訂可能性に関わる問題について、関係者との協議を続けている。NRC 規則は適切な防護を提供しているとの前提に立って、議論の焦点は、放射線防護規制の枠組を改訂することによる利益及び負担の特定に向けられてきた。2010 年の秋に、NRC は、この問題について議論するための公開ワークショップを 3 回開催した。

主要な問題は次の通りである。

1) 実効線量の使用、並びに、組織及び放射線荷重係数に関する最新勧告を取り入れることの意義

2) 職業線量限度

3) 妊婦の胚/胎児といった、特別の集団に対する線量限度

4) 設置者の放射線防護プログラムの一環としての (線量) 拘束値 (constraint) の使用、及び、被ばくを ALARA に維持するプロセス

1) に関しては、ICRP が線量係数に関する作業を終えるまで規則制定を遅らせるべきというコメントが多い。規則ではなくガイダンスにすべきという議論もある。

2) に関しては、ICRP 勧告が 5 年間で 10 rem かつ 1 年間で最大 5 rem であるのに対し、現在の Part 20 の限度は 1 年間で 5 rem となっている。規則変更を支持するコメントはほとんどない。

3) に関しては、支配的なコメントはない。

4) に関しては、ほとんどの設置者が被ばく線量低減を計画している。“拘束値 (constraint)” という用語を支持するコメントはほとんどない。

NRC スタッフは、委員会に対して、2011 年の秋に勧告を行う予定である。NRC スタッフが何を勧告するかを述べるのは時期尚早である。あなた方には、我々に対して意見を述べる機会がまだ残されている。

3-3 より厳しい線量限度が作業員線量に対して及ぼす潜在影響に関する EPRI の評価

P. Saunders, Suncoast Solutions and P. Tran, EPRI (米国)

NRC の SECY-08-0197“放射線防護に関する ICRP 2007 年勧告 (ICRP 103) に関連する放射線防護規則及びガイダンスを改訂するためのオプション (Options to Revise Radiation Protection Regulations and Guidance with Respect to the 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP 103))”は、職業人及び一般公衆の放射線防護基準に関する規則及びガイダンス (10 CFR Part 20 及び 10 CFR Part 50 附則 I) の更新についての NRC スタッフの勧告事項を詳細に提示している。

産業界に対する放射線防護規則改訂の影響を理解するために、EPRI は、NEI 及び産業界と協力して、年個人線量限度の低減が作業員のアベイラビリティ及びタスクのパフォーマンスに及ぼす影響に関する研究を実施している。このプロジェクトでは、高線量作業員とそのタスクの特定及び評価を行う。この情報を用いて、リスクを有する特定タスクを最適化するための今後の研究の優先度付けを支援するタスクのリストが策定される。

このプレゼンテーションでは、このプロジェクトの結果の概要を提示する。

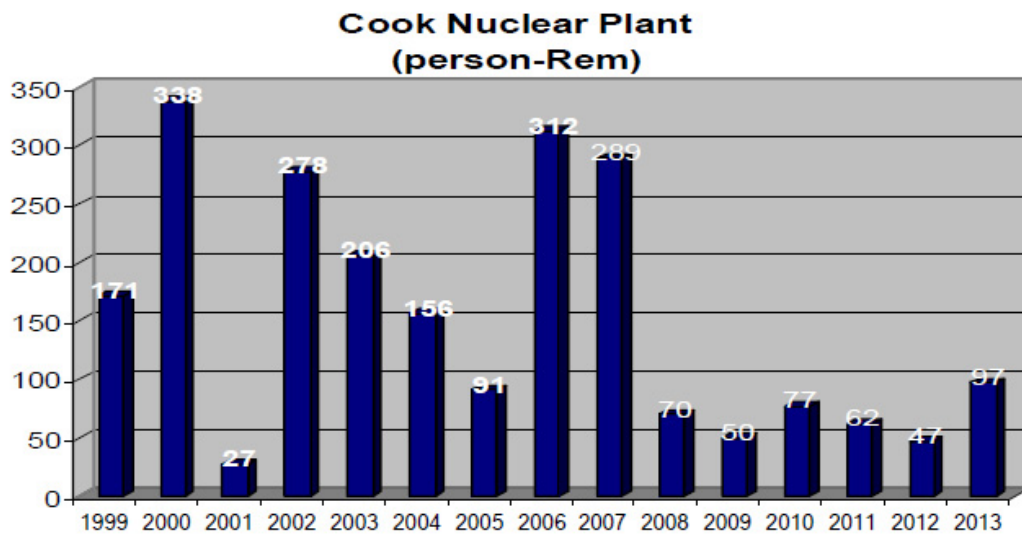
(注：Web への公開情報は、これだけである。)

4-2 Cook 1,2号機における継続的で強力な ALARA パフォーマンス

C. Moeller, Cook Nuclear Plant, American Electric Power (米国)

Cook には、優れた ALARA パフォーマンスに向けたロードマップとして、線量低減 5 ヶ年計画がある。ALARA 委員会が、ALARA トップ 10 リストの作成に際して、毎年、計画に含まれるイニシアチブをレビューし、承認する。2011 年には、線量率及び線量率警報設定点に関する INPO の新ガイダンスを反映した Cook の RWP (放射線作業許可) が策定される。

これまでの努力により、年線量は 5 年間でワーストから米国 PWR ユニットのベストにまで改善された。1 & 2 号機の線量の変遷を、2013 年までの予測を含めて、下図に示す。



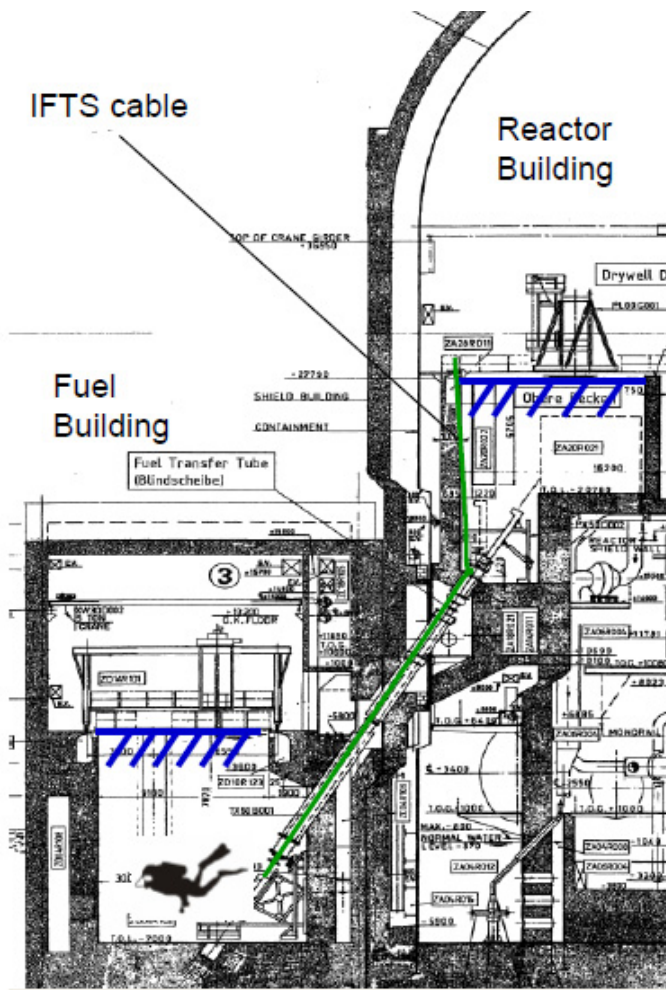
2010 年 ISOE 北米 ALARA シンポ以降、米国の他の PWR 所有者 (First Energy Corp、Duke Energy 及び Exelon Nuclear) がベンチマーキングのために Cook を訪問した。

その他、1 号機で 2008 年 9 月 20 日に起こった主タービン振動事象の説明、また、2 号機で 2010 年 10 月の燃料取替停止時に発見されたバッフルボルト (baffle bolt) 落下の説明があった。後者の問題は、まだ解決していない。

4-4 使用済燃料プール内でダイビング中の計画外被ばく

A. Ritter, Kernkraftwerk Leibstadt AG (スイス)

2010年8月31日、燃料取替停止中のLeibstadt NPPの燃料移送プール内で保守作業中のダイバーが、不審物(未確認物体)を発見した。保守作業は、原子炉建屋と燃料建屋の間で燃料及び炉内機器の移送を行う傾斜燃料移送系(IFTS: Inclined Fuel Transfer System)のケーブルを交換するというものであった。



監督官はダイバーに、不審物を工具かご (tool basket) に入れるよう指示した。かごを持ち上げている途中でエア放射線モニターが警報を発し、かごは再び沈められた。ダイバーはプールを離れ、直ちに TLD の読取が行われた。右指の線量は、手への線量限度 (500 mSv/a) を上回る値となった。

全身：19 mSv (但し、疑問あり)

右指：1,123 mSv

左手：306 mSv

左足：11 mSv

不審物はドライチューブ (Drytube) (炉心内の中性子モニターハウジング) の頂部部分と特定された。ドライチューブは、2006年の燃料取替停止の際に取り出されたものであった。IFTSの傾斜操作時にドライチューブの頂部が切り落とされてしまったと思われる。

ダイバーには、急性放射線症候群の兆候は見られなかった。長期的影響もないと思われる。

2010年10月時点で考慮されている是正措置は、次の通りである。

- ・規制側による全身線量の再評価
- ・ドライチューブの密閉容器への移動 (実施済み)
- ・プール内のルース物質 (loose material) の収集手順の設定
- ・ダイバーのヘッドホンへのEPDアラームの設置
- ・ダイバーの身体へのテレドジメトリー (teledosimetry) の設置
- ・喪失有害物質の追跡手順の策定
- ・規制側による是正措置要件は未定
- ・ヒューマンパフォーマンス・エラーについては検討中

6-3 コバルト低減ソースブック D. M. Wells, EPRI (米国)

多くの電力会社が自身の NPP に関するコバルト低減計画を有しているが、この計画の確立は容易ではなく、弁の交換に焦点を合わせたプラント個別のタスクとなることが多い。2010 年のコバルト低減ソースブック (Cobalt Reduction Sourcebook) (1021103) は、BWR 及び PWR におけるコバルト元素の輸送を最小化するためだけでなく、線量率低減の最適化に向けたコバルト低減活動の優先度付けを行うための一般的なアプローチを提示することも目指している。

コバルト低減ソースブックは、これまでのコバルト低減ガイドライン (Cobalt Reduction Guidelines) (TR-103296) に取って代わるものである。この改訂された文書は、より強固な技術的基盤を含んでおり、産業界の放射線場低減努力の現状のまとめを示している。この文書は、コバルト低減のための分野横断的アプローチに焦点を合わせ、材料特性及び表面前処理に関する結果を更新し、かつ、産業界経験に関する議論を拡張している。

ソースブックの 7 つの章 (下記) は、BWR 及び PWR におけるコバルト元素発生源の特定を支援し、重要な放射線場緩和技術にアクセスし、かつ、表形式及びフローチャート形式で、一般化されたコバルト低減評価戦略を示している。

1. コバルト低減努力の履歴、及び、パフォーマンス指標のまとめ
2. チーム・アプローチを重視した管理責任及びプログラム・オーナーシップ
3. 材料交換戦略：材料特性表、弁交換ロジックツリー、サンプリング技術
4. BWR コバルト低減戦略
5. PWR コバルト低減戦略
6. コバルト低減戦略の評価 (表及びフローチャート)
7. 勧告のまとめ

PWR 及び BWR のコバルト低減まとめ表の一例（抜粋）を以下に示す。

PWR Co Reduction Summary Table (excerpts*)

Technology/ Strategy	Benefits	Concerns	Expected Time Required Before Dose Rate Reduction	Approximate Cost
Elemental Cobalt Sources				
Improved valve maintenance monitoring with XRF	Reduce Stellite particles to core	None	2-3 cycles for core fuel replacement needed before expected reduction in RW ⁶⁰ Co concentrations. Best case ⁶⁰ Co decay curve after core replacement.	~\$80K plus training and maintenance
Activity Removal Methods				
Local system chemical decontamination	High decontamination factors on piping	Waste and critical path.	Immediate reduction of dose rates.	~ \$1 million, depends on system
In-vessel vacuuming	Removes particulate activity	Filters must be handled and stored	Immediate reduction of local particulate radiation fields.	~\$50K
Out-of-Core Surface Incorporation Prevention				
Zinc injection	Proven results, large experience base	Fuel concerns for high duty cores	⁶⁰ Co decay curve due to no new cobalt incorporation into oxide films. Faster decay curves possible if other gamma emitters are also mitigated.	~\$300K/unit if no fuel exams or fuel cleaning required
Electropolishing	Significantly lower dose rates, reduced contamination levels	Must be performed with replacement components	Immediate results with newly installed equipment, contamination rates are 50% or greater slower.	~\$10K with small components, more for SG Channel heads

*Full table evaluates 14 PWR technologies and strategies

BWR Co Reduction Summary Table (excerpts*)

Technology/ Strategy	Benefits	Concerns	Expected Time Required Before Dose Rate Reduction	Approximate Cost
Elemental Cobalt Sources				
OEM Blades	Reduce In-vessel elemental cobalt and Co-60 sources	Cost, disposal, outage critical path	Reactor Water Co-60 concentrations should decrease quickly, Cobalt-60 decay curve expected in best case	\$200k per CRB (an estimate from a plant in 2010; includes disposal)
Activity Removal Methods				
Submersible Treatment Equipment	Remove soluble activated corrosion products	Accessibility, vessel dose rates	Immediate impact in local dose rates during refueling.	~\$50,000 (plant estimate, includes vessel and other hardware)
Out-of-Core Surface Incorporation Prevention				
HWC-M; NMCA-HWC; OLNC-HWC	Required for IGSCC mitigation. Need to achieve low ECP, < -400 mV SHE for minimal Co-60 incorporation into corrosion films.	DZO at least 6 months before reducing conditions are established. ¹⁵ N issues with HWC-M; Soluble Co-60 increases following NM applications. NM must be reapplied. HWC must be initiated with NM technology	Immediate impact in maintaining current levels (or dropping along cobalt-60 decay curve) when combined with zinc.	\$1-2 million for first OLNC (includes skid purchase). Annual noble metal purchase/license fee afterwards (~\$300,000). HWC-M hydrogen annual H ₂ cost \$500,000 to \$1 million.
Electropolishing/ Pre-oxidation/ Stabilized Chrome	Reduced Co-60 incorporation into corrosion films	None significant	Immediate impact, new equipment will contaminate to radiation fields 50% or less than similar untreated equipment.	<\$10,000 for small components

*Full table evaluates 17 BWR technologies and strategies

7-2 ALARA 規制活動に関する NRC の最新状況 S. Garry & M. Phalen, USNRC (米国)

NUREG-0713 にまとめられている職業放射線被ばくデータの内容について紹介する。これらの被ばくデータは、職業放射線被ばくの平均値が 1980 年以降減少し続けていることを示している。2009 年の PWR の TYRA (Three Year Rolling Average) は 59 人 rem (メディアン値) / 68 人 rem (平均値)、BWR の TYRA は 132 人 rem (中央値) / 144 人 rem (平均値) と良好である。

しかしながら、NRC は、産業界の平均値ではなく、集団線量が中又は高のプラントに、また、難しい (チャレンジングな) ジョブに対するプラント ALARA プロセスのパフォーマンスに焦点を合わせている。高線量プラントには、強力な ALARA プログラム及び強力な管理支援が必要である。計画及び予算の見直しが必要なジョブに、焦点を合わせる必要がある。

NRC の ALARA 検査モジュール 71124.02, “ALARA の計画と管理 (ALARA Planning and Controls)” の概要を示す。産業界の長期的な ALARA パフォーマンスによって、ALARA 検査時間は減少した。検査項目には、ALARA 計画、線量検証、線量調整、ソースターム低減・管理、放射線作業員パフォーマンス、是正措置プログラムなどが含まれている。

検査マニュアル・チャプター (IMC : Inspection Manual Chapter) 612 に示されているパフォーマンス欠陥 (PD : Performance Deficiency) 評価のための NRC プロセスについて、10 CFR 20.1101, “放射線防護プログラム” の規制根拠と共に議論する。

IMC-612, Appendix B : Screening

IMC-612, Appendix E : Minor Examples

最近の一年間 (2009 年 10 月 - 2010 年 9 月) における ALARA Findings について議論する。“Findings” とは、設置者が設定した基準 (例えば、手順書) に基づいて “マイナー重要度 (minor significance) を超える” パフォーマンス欠陥のことである。

8-1 ソースターム・モニタリング及び ALARA のための CZT 検出器技術に関する米国での現場試験

F. Mis, Multi Industrial Services, LLC (米国)

CZT (Cadmium Zinc Telluride: カドミウム・亜鉛・テルル化物) ガンマ線スペクトロスコピーは、100 - 1,800 keV の間のエネルギーの同位体 (Co-58、Co-60、Ag-110m、Cs-137、Sb-124 & 122、Cr-51、Fe-59、Mn-54、Zn-65) を特定するための新しいガンマ線スペクトロスコピー技術である。CZT は小型軽量で、携帯可能で、コスト効果的で、冷却不要で、燃料取替停止時に 2 日間で測定して 2 日間で分析することが可能な装置である。CZT は、フランスの CEA によって開発され、EdF の経年劣化管理プログラムに適用されている。

CZT 装置の主要機器は、プローブ、コリメータ、及びインスペクター2000 (ガンマ線エネルギースペクトルのリアルタイム収集・貯蔵用) である。

Braidwood、Beaver Valley 及び DC Cook において、CZT を用いて得られた結果を、以下に示す。

Braidwood A1R15 CZT Results

Component Measured	Co-58 Value using CZT detector [nC]	Co-60 Value using CZT detector [nC]	Co-58 to Co-60 ratio	Dose Rate @ Survey Pt [mR/hr]	Co-58 Deposited Activity [uCi/cm ²]	Co-60 Deposited Activity [uCi/cm ²]
S/G cold leg, B Loop	1,200	270	4.4 to 1	75	30.0	2.317
S/G hot leg, B Loop	4,600	575	8.1 to 1	90	42.0	2.70
SI Check Valve 8948A	8,670	410	21.2 to 1	95	4.11	0.123

Beaver Valley 1R20 CZT Results

Component Measured	Co-58 Value using CZT detector [nC]	Co-60 Value using CZT detector [nC]	Co-58 to Co-60 ratio	Contact Dose Rate [mR/hr]	Co-58 Deposited Activity [uCi/cm ²]	Co-60 Deposited Activity [uCi/cm ²]
C S/G cold leg	430	290	1.5:1	50	13.0	2.10
C S/G hot leg	410	270	1.5:1	50	14.5	3.50
B S/G cold leg	214	1164	1.84	40	11.5	2.3
SI check valve	440	357	1.2:1	65	1.75	0.77

DC Cook- 2C19 CZT Results

Component Monitored	Co-58 Value using CZT detector [nC]	Co-60 Value using CZT detector [nC]	Co-58 to Co-60 ratio CZT ratio	Contact Dose Rate [mR/hr]	Co-58 Deposited Activity [uCi/cm ²]	Co-60 Deposited Activity [uCi/cm ²]
Unit 2, S/G cold leg 1	270	200	1.34	15	4.60	1.82
Unit 2, S/G cold leg 2	217	150	1.45	16	5.34	1.86
Unit 2, S/G cold leg 3	376	207	1.81	27	11.4	2.6
Unit 2, S/G cold leg 4	100	40	2.41	28	12.9	2.5
Unit 2, S/G hot leg 1	333	200	1.66	24	7.56	1.70
Unit 2, S/G hot leg 4	100	102	1.04	17	4.11	1.40

米国の幾つかのプラントはこの技術を購入し、自身のシステムに統合するであろう。

8-4 停止時の線量率を最小化するための EPRI の BWR 及び PWR 水化学ガイドラインの勧告

J. McElrath, EPRI (米国)

BWR 及び PWR の線量率は、材料、炉心設計、サイクル運転及び化学管理など、幾つかの要因によって影響される。プラントの化学者は、燃料取替のための急速な停止、炉心設計の最適化、及び主要機器の交換による挑戦を継続的に受けている。これに対処するためには、燃料集合体や構造物表面から放出される腐食生成物の複雑な挙動を理解する必要がある。

RCS への亜鉛の注入、配管系の化学除染、コバルト・ソースタームの除去といった様々な対策が、BWR 及び PWR においてある程度の成功を収めてきた。本ペーパーは、過去及び現在の戦略、新技術の履行、それらの成果等についてレビューしている。

- ・ 運転時の pH 管理
- ・ 運転時の水素管理
- ・ 亜鉛の注入
- ・ 停止時及び起動時の化学
- ・ ChemWorks 停止時カルキュレータ (評価ツール)
- ・ ソースブック

重要分野に関するアクティブな EPRI プログラムを、以下に示す。

- ・ 水分のキャリーオーバー (moisture carryover) : 2010 年にスコーピング研究
- ・ 早期水素注入 : 2011 年にデモを計画
- ・ BWR 水化学ガイドライン : 2012-2013 年に改訂
- ・ 停止時/起動時化学のアドバイス及びレビュー : いつでも !

10-2 原子力発電所における卓越した ALARA パフォーマンスにハイライトを当てる ISOE ワールドクラス
ALARA 賞 D. W. Miller, Cook Nuclear Plant, American Electric Power (米国)

ISOE ワールドクラス ALARA 賞の選定及び表彰に関する 10 年以上に及ぶ経験は、卓越した ALARA パフォーマンスに関する世界的な情報交換において重要な役割を果たしてきた。この賞は、全 433 基の ISOE 原子炉ユニットに対して、それぞれのサイトに適用できる可能性のある、その年度の卓越した ALARA 行為（プラクティス）に関する情報を提示する。これまでの受賞者を以下に示す。

- ・ 1997 年 TVO, Finland : 短い停止時間／低い停止時線量－作業管理
- ・ 1999 年 Peach Bottom, Exelon : 古い BWR での強固な ALARA 文化
- ・ 2000 年 Palo Verde, APS : 線量低減イニシャチブ
- ・ 2001 年 Braidwood, Exelon : ALARA プログラム要素
- ・ 2002 年 Bryon, Exelon : 専用燃料取替ツール／格納容器隣接材料管理施設
- ・ 2003 年 Limerick, Exelon : 米国 BWR で最小の停止時線量
- ・ 2004 年 Cook, AEP : 5 年 ALARA 計画、RTD バイパスライン除去、特殊樹脂
- ・ 2005 年 Summer, SCE&GC : 特殊樹脂
- ・ 2006 年 Vogtle, Southern Nuclear : 放射線作業員の ALARA 文化
- ・ 2007 年 Beaver Valley, First Energy : 2 レム／ユニット運転線量
- ・ 2008 年 Darlington, OPG, Canada : プラント内でのトリチウム緩和の成功
- ・ 2009 年 Susquehanna, PPL Ltd. : 最小 BWR BRAC Points 線量率
- ・ 2010 年 Browns Ferry, Unit 1, TVA : 24 年間の停止後の再起動前の stellite 弁座の交換、補修後の弁座中の stellite の存在に関する化学試験の導入
- ・ 2011 年 Dresden Units 2,3, Exelon : 著しい ALARA 改善による、経年化 BWR での線量低減
- ・ 2012 年 次はあなたのサイトかも!

ISOE Website は、世界中の放射線防護管理者（RPM）に対して優れた行為及び ALARA 教訓を知らせるために、受賞者の燃料取替停止 ALARA レポートを備えている。受賞者が特筆すべき ALARA 達成を継続しているかどうかを知りたいければ、ISOE web を参照のこと。

この賞は、卓越した ALARA パフォーマンスに関する RPM の認識を示すものである。これは、真のワールドクラス ALARA パフォーマンスを達成するために、全ての ISOE メンバーサイトの上級管理者が ALARA イニシャチブを強力に支援するための動機付け（インセンティブ）となる。

4. 被ばく低減良好事例の調査

4.1 欧米の被ばく線量の傾向

(1) 欧州各国の集団線量の傾向

2007～2009年の原子力発電所1基あたりの平均集団線量の傾向が、Information Sheet No. 53⁽⁴⁻¹⁾「欧州各国の年間集団線量（2009年）」（2011年2月付）にまとめられている。炉型別各国の過去3年間の年間平均集団線量、1基あたりの集団線量の3年移動平均値の傾向を表4.1.1に示す。

2009年のPWRの年間平均集団線量は前年に比べやや上昇し、0.63人・Svであった。1基あたりの年間集団線量3年移動平均値も僅かに前年に比べ上昇した。2009年のPWRは、ドイツ、スウェーデン及びスペインの三国が年間集団線量大幅増であったことが、年間平均集団線量、年間集団線量及び3年移動平均値共に増大傾向に転じた主要因となっている。

BWRは、1基あたりの年間集団線量は126人・Svと前年に比べやや上昇した。1基あたりの年間集団線量3年移動平均値も僅かに上昇を見せている。2009年のBWRは、スペインが前年の4倍以上の突出した年間集団線量の増大を示しており、年間集団線量及び3年移動平均値増大の主要因となっている。

(2) 米国の集団線量の傾向

1999～2009年の米国クック原子力発電所（PWR WH 2基）の1基あたりの平均集団線量の3年移動平均値及び2基合計の年間集団線量が2011年ISOE北米ALARAシンポジウムで発表されている（表4.1.2）。

表に見られる通り、クック原子力発電所の被ばく線量はこのところ数年、順調な低減傾向を見せている。

表 4.1.1 欧州各国の年間集団線量—2009 年 (1/4)

(Information Sheet No. 53、2011 年 2 月付)

一基あたりの年間集団線量

各国の過去 3 年間 (2007~2009 年) の炉型別 1 基あたり年間集団線量を表に示す。また、炉型別 1 基あたり年間集団線量の 3 年移動平均値の傾向を図に示す。

2009 年の PWR の平均集団線量は前年に比べやや上昇し、0.63 人・Sv であった。1 基あたりの年間集団線量 3 年移動平均値も僅かに前年に比べ上昇した。

BWR は、1 基あたりの年間集団線量は 126 人・Sv と前年に比べやや上昇した。1 基あたりの年間集団線量 3 年移動平均値も僅かに上昇を見せている。

表 2007~2009 年の 1 基あたりの平均集団線量—PWR

国名	1 基あたりの平均集団線量 (人 Sv)		
	2007 年	2008 年	2009 年
ベルギー	0.29	0.39	0.37
フランス	0.63	0.66	0.7
ドイツ	1.04	0.62	1.05
オランダ	0.23	0.28	0.24
スロベニア	0.89	0.15	0.65
スペイン	0.50	0.29	0.72
スウェーデン	0.41	0.56	0.92
スイス	0.37	0.46	0.36
イギリス	0.05	0.26	0.34
PWR 小計	0.62	0.59	0.71
チェコ	0.17	0.13	0.15
フィンランド	0.36	0.78	0.38
ハンガリー	0.45	0.33	0.44
スロバキア	0.24	0.16	0.17
VVER 小計	0.28	0.26	0.25
合計	0.56	0.53	0.63

表 2007~2009 年の 1 基あたりの平均集団線量—BWR

国名	1 基あたりの平均集団線量 (人 Sv)		
	2007 年	2008 年	2009 年
フィンランド	0.59	0.46	0.59
ドイツ	0.99	1.19	1
スペイン	4.15	0.50	2.31
スウェーデン	1.10	0.85	1.41
スイス	1.10	1.16	1.14
合計	1.33	0.91	1.26

表 4.1.1 欧州各国の年間集団線量－2009 年 (2/4)

(Information Sheet No. 53、2011 年 2 月付)

表 1 基あたりの年間集団線量 3 年移動平均値－PWR

国名	1 基あたりの年間集団線量 3 年移動平均値 (人 Sv)		
	2005～2007 年	2006～2008 年	2007～2009 年
ベルギー	0.36	0.36	0.35
フランス	0.70	0.66	0.66
ドイツ	1.06	0.83	0.90
オランダ	0.35	0.38	0.25
スロベニア	0.61	0.63	0.56
スペイン	0.43	0.39	0.50
スウェーデン	0.52	0.49	0.63
スイス	0.46	0.40	0.40
イギリス	0.31	0.28	0.22
PWR 合計	0.61	0.62	0.64

表 1 基あたりの年間集団線量 3 年移動平均値－BWR

国名	1 基あたりの平均集団線量 (人 Sv)		
	2005～2007 年	2006～008 年	2007～008 年
フィンランド	0.94	0.72	0.55
ドイツ	1.05	1.11	1.06
スペイン	2.29	1.69	2.32
スウェーデン	1.08	1.02	1.12
スイス	1.02	1.08	1.13
BWR 合計	1.18	1.09	1.17

表 4.1.1 欧州各国の年間集団線量－2009 年 (3/4)

(Information Sheet No. 53、2011 年 2 月付)

年間平均集団線量の傾向

各国の炉型別の 1 基あたり年間平均集団線量の 3 年移動平均値の傾向を図に示す。

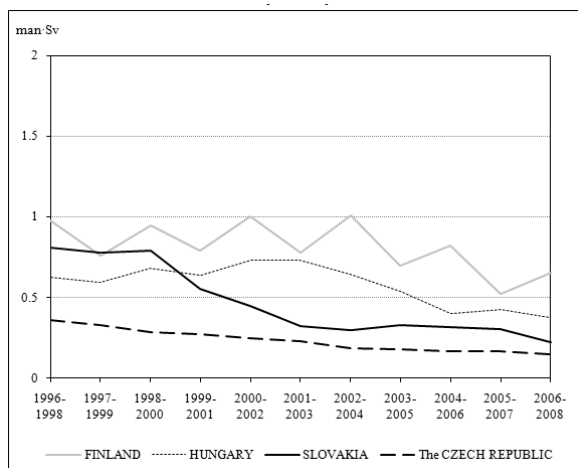


図 各国の 1 基あたり年間平均集団線量の 3 年移動平均値－VVER

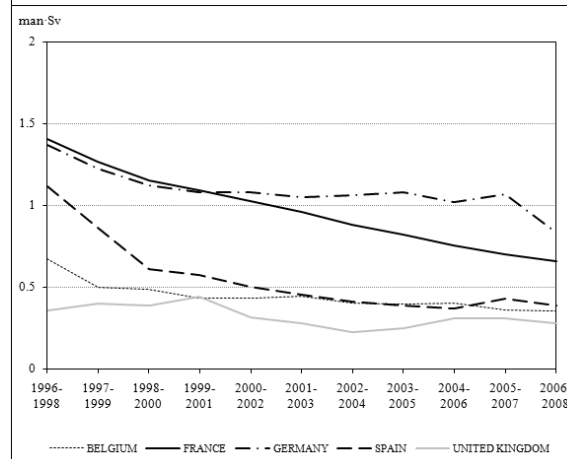
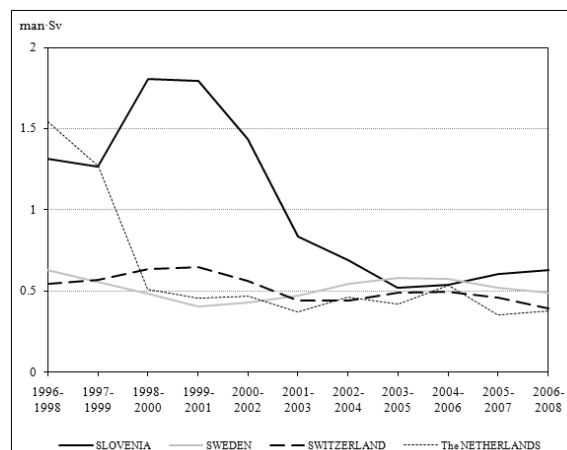


図 各国の 1 基あたり年間平均集団線量の 3 年移動平均値－PWR

表 4.1.1 欧州各国の年間集団線量—2009 年 (4/4)

(Information Sheet No. 53、2011 年 2 月付)

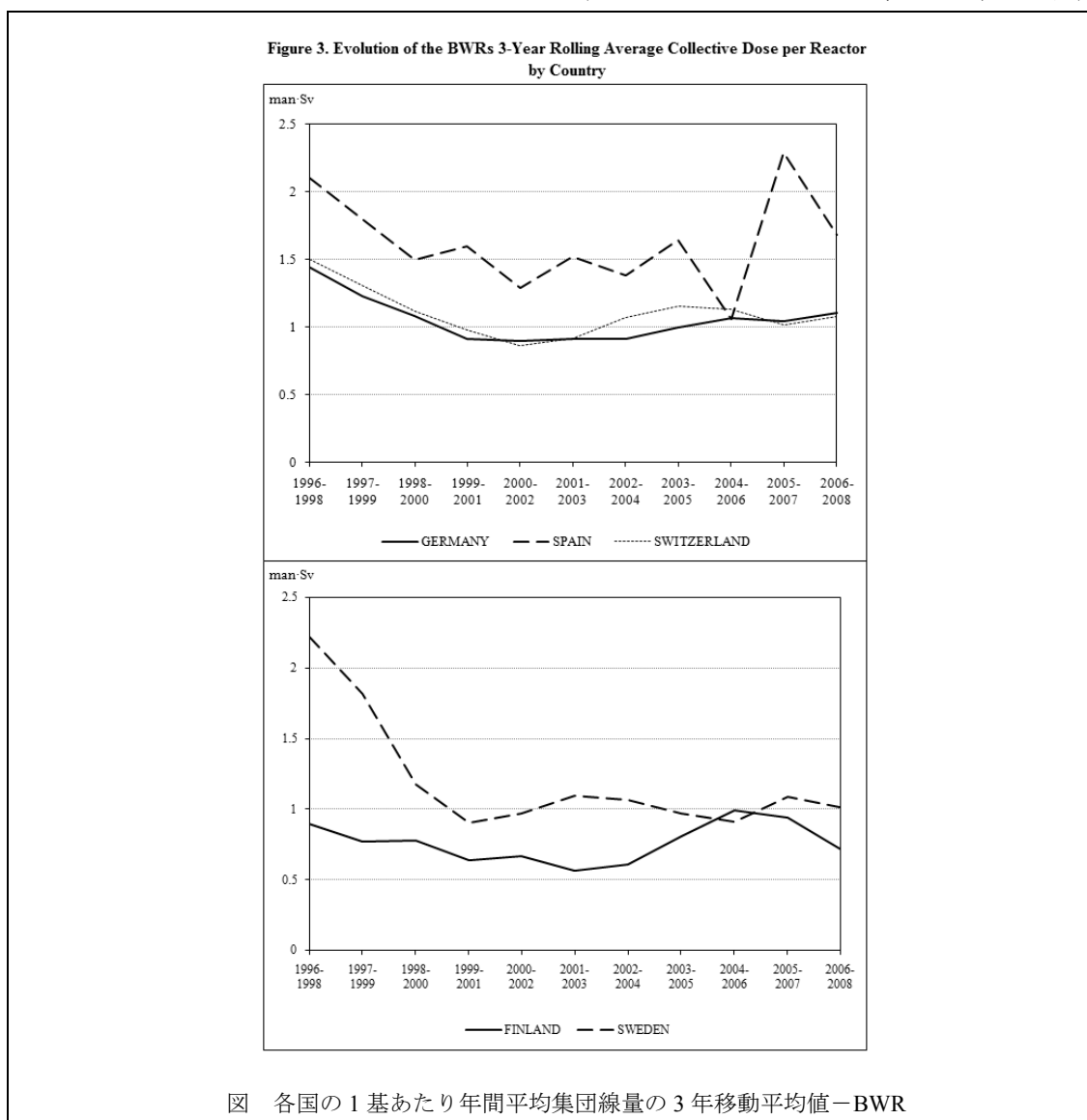


図 各国の 1 基あたり年間平均集団線量の 3 年移動平均値—BWR

表 4.1.2 米国の年間集団線量の評価－2009 年（1/2）

(D. W. Miller, “ISOE World Class ALARA Award to Highlight Excellence in ALARA Performance at NPPs”, 2011
ISOE North American ALARA Symposium, 2011年1月付)

表 クック原子力発電所の1基あたりの年間集団線量3年移動平均値及び年間集団線量（2基合計）
（単位：人 Sv）

年	年間集団線量（1基当）の3年移動平均値	年間集団線量（2基合計）
1999	1.41	1.71
2000	1.05	3.38
2001	0.89	0.27
2002	1.07	2.78
2003	0.85	2.06
2004	1.02	1.30
2005	0.69	0.79
2006	0.73	2.30
2007	0.62	0.61
2008	0.57	0.52
2009	0.33	0.86

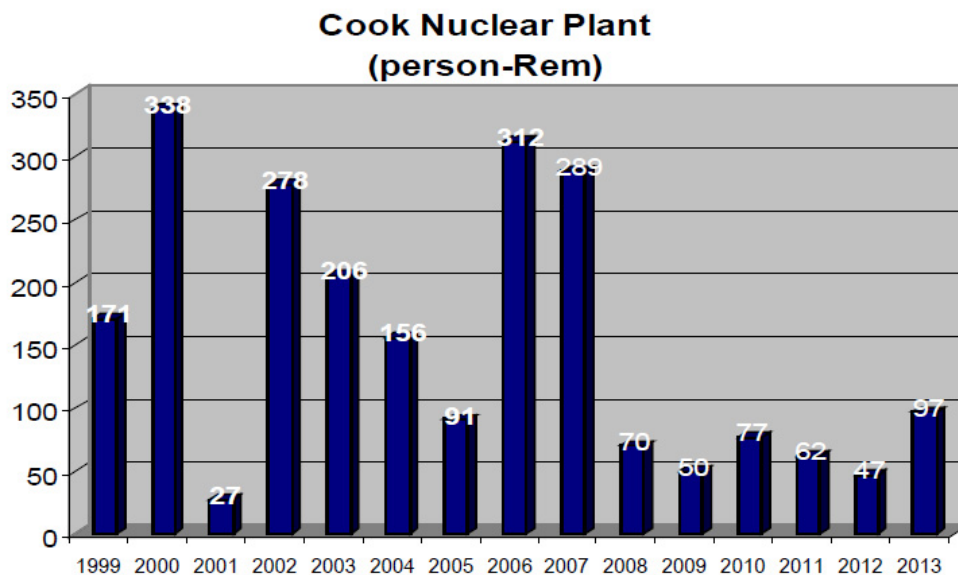


図 クック原子力発電所の年間集団線量（2基合計）の推移及び予測（単位：人レム）

表 4. 1. 2 米国の年間集団線量の評価－2009 年 (2/2)

(D. W. Miller, “ISOE World Class ALARA Award to Highlight Excellence in ALARA Performance at NPPs”, 2011
 ISOE North American ALARA Symposium, 2011年1月付)

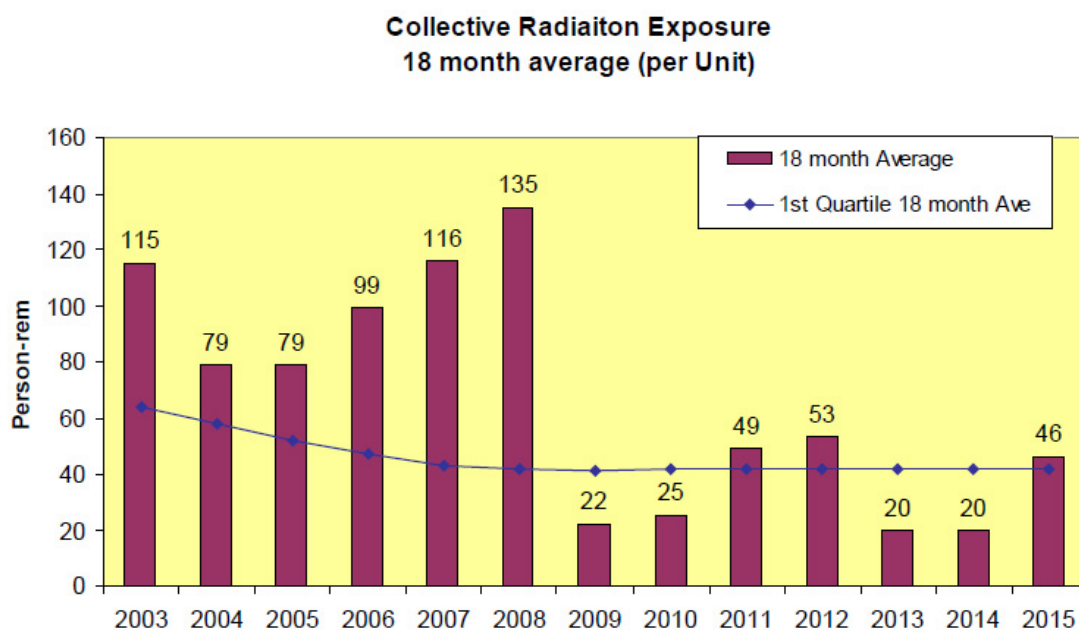


図 クック原子力発電所の1基当たりの18ヶ月平均集団線量の推移及び予測 (単位: 人レム)

4.2 特筆すべき被ばく良好事例及び被ばく低減対策・技術

ドイツの原子力発電所の被ばくトレンドの長期単調低減傾向

ドイツの運転中原子力プラントの年間総集団実効線量（図 4.2.1）及び平均年間個人実効線量（図 4.2.2）のトレンドは、明らかに長期に亘る単調減少傾向を見せている。その要因としては、次のことが挙げられる。^(4.2)

- ・ 経験のフィードバックの効果
- ・ IWRS 放射線防護計画に基づく運転中の放射線防護作業計画立案（IWRS：検査、保守、修理及び放射線防護のためのガイドライン）
- ・ 新しい原子炉程、設計が改善されている
- ・ 経年プラントについてバックフィットの実施

Occupational Radiation Exposure – German NPPs in Operation

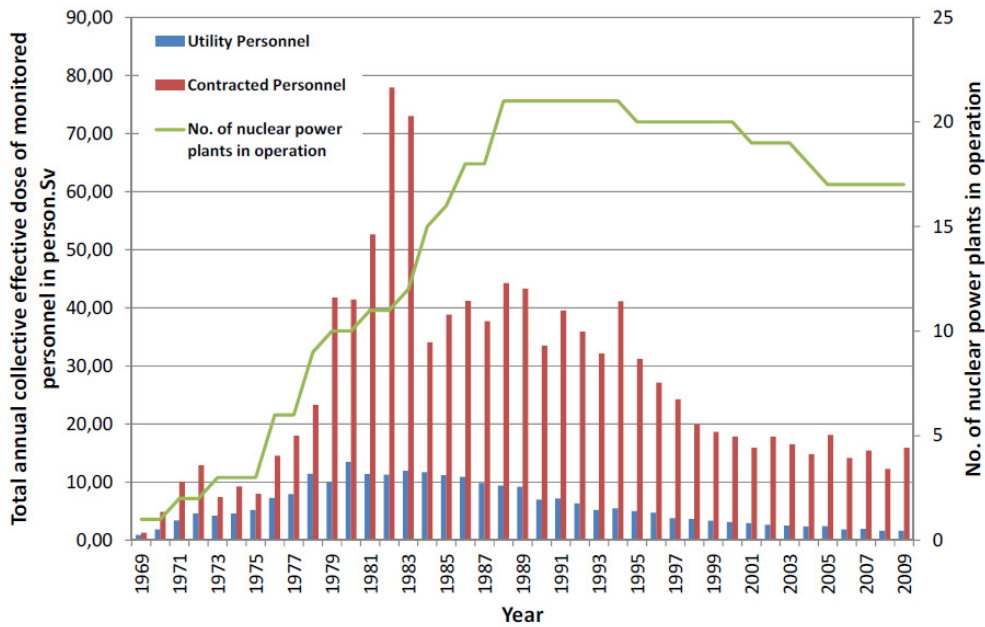


図 4. 2. 1 ドイツの原子力発電プラントの年間総集団実効線量トレンド

Occupational Radiation Exposure – German NPPs in Operation

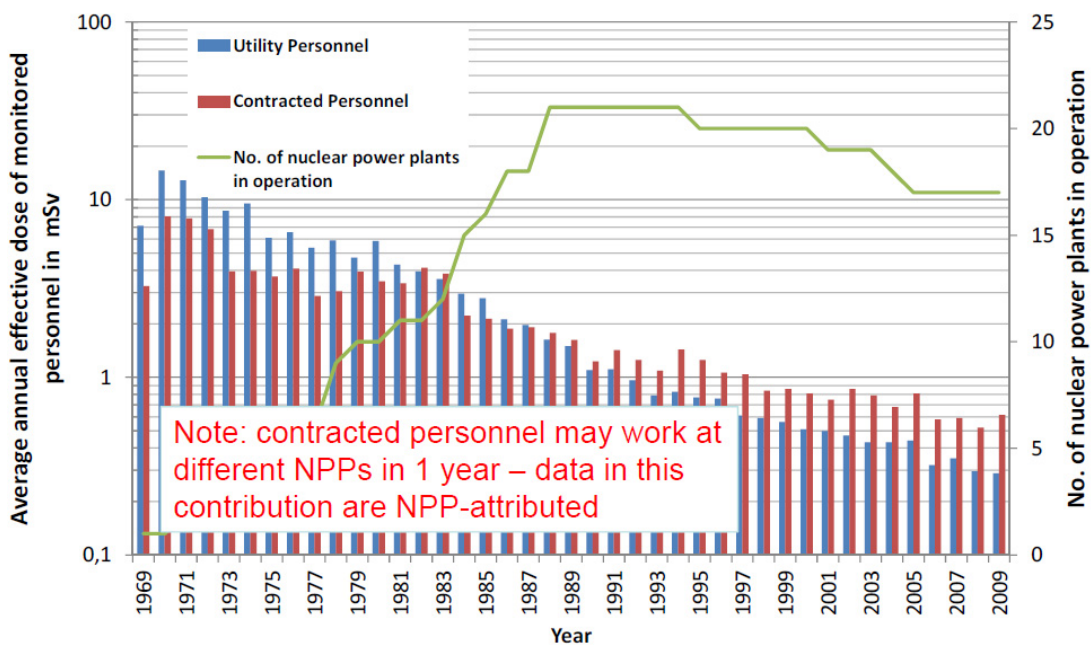


図 4. 2. 2 ドイツの原子力発電プラントの平均年間個人実効線量トレンド

5. 革新的被ばく低減技術の最新状況の調査

5.1 諸外国におけるリモートモニタリング普及の最新状況

リモートモニタリングシステム（RMS：Remote Monitoring System）は、強力な被ばく低減ツールとして、積極的に原子力発電所に採り入れられてきた。2000年代初頭は、燃料取替停止時の放射線作業管理ツールとしてRMSがクローズアップされた。代表的なものとして、英国のSizewell B(PWR)のRMSがある⁽⁵⁻¹⁾。図5.1.1にSizewell Bのリモートモニタリングシステムの画面例を、図5.1.2にシステム構成図を各々示す。RMSの目的は、高線量場作業を無線式線量計及びCCTVカメラを利用して集中管理することにある。SG周り等の高線量作業が多いPWRで特に有効であるとされ、2000年代初頭には主にPWRにRMSが導入された。

その後、EPRIが原子力発電所へのRMSの導入についての調査・研究を行い、2007年に報告しており⁽⁵⁻²⁾、米国ではRMSが広範に普及していることが明らかとなった。今回、改めて米国の原子力発電所におけるRMSの普及率を調査したところ、全原子力発電所が何らかのかたちで無線式線量計を利用していることが明らかとなった。図5.1.3は米国MGP instrumentsのHP⁽⁵⁻³⁾のスライド・ショーから転載した無線線量計を導入済の原子力発電所のマップである。MGP instruments社は無線式線量計のベンダーであり、前記のEPRIの報告にも名前が見られる。当時から約60%のシェアを有していたが現在では約70%にシェアを伸ばしている（図5.1.4参照）。競合会社については、Siemens、SAICについてはEPRIの報告にも名前が見られるが、Rados、Dositecは見られない。

表5.1.1は図5.1.3から発電所名を讀取って作成した、無線式線量計導入済の稼働中原子力発電所（サイト）の一覧である。総サイト数=65であり、これは米国の稼働中サイト総数に等しい(米国NRCのHPのoperating reactorsと照合して確認)。即ち、米国の原子力発電所におけるリモートモニタリング（無線式線量計）の普及率=100%である。米国の原子力発電所の中には、複数のプラントを有するものも多数あるので、全プラントで無線式線量計を利用しているか否かは明らかではない。しかし、無線線量計は可搬であることから複数のプラントで共有することも可能である。従って、既に米国の全原子力発電プラントで無線線量計を利用していると考えてほぼ間違いはないであろう。

米国以外では、カナダの3発電所にもRMSが導入されている。欧州では、英国のSizewell Bに導入されている。フランスでもRMSについて研究がなされているが⁽⁵⁻⁴⁾、未だ実機導入事例はない。最近の実機導入事例としてはVogtleのRMSの評価について報告⁽⁵⁻⁵⁾以外、目立った報告はない。

リモートモニタリングシステムの最近の活用事例として、所内放射線作業の被ばく低減を目指したものではないが、IEMA(Illinois Emergency Management Agency)リモートモニタリングシステム⁽⁵⁻⁶⁾について紹介する（図5.1.5）。本システムは、イリノイ州の7つの原子力を結んだ緊急時環境放射能リモートモニタリングシステムであり、次の3つのサブシステムから構成されている。

(1) 原子炉データリンク(RDL: Reactor Data Link)

RDLは1000以上のキー・パラメーターを1分毎に運転中の各プラントから受信する。データには、原子炉水位、圧力、温度、気象データ、放射線レベル等が含まれる。

(2) ガンマ線検出ネットワーク(GDN: Gamma Detection Network)

GDNは各サイトの16方位、プラントから2-5マイルに設置された検出器のネットワークである。GDNによって収集された放射線データ及びRDLの気象データは緊急時放射線評価センター(REACT: Radiological Emergency Assessment Center)の保物専門家により、放射性物質放出時の環境影響評価に利用される。

(3) 排ガス・モニタリングシステム(GMS: The Gaseous Effluent Monitoring System)

GMSは原子力発電プラントの各プラントの排気筒からの放出される排ガスを、オンラインで自動的に連続サンプリングするシステムである。GMSは、粒子、希ガス及びイオン素をバックグラウンドレベルから緊急時に放出されるレベルまで広範囲の放射能濃度を計測することができる。GMSはプラント緊急時にフレキシブルにサンプリングをするように遠隔制御することができる。

RMSからのデータはIEMAで集中管理・分析され、緊急事態発生を管轄下の住民に通告する。データの連続モニター及び分析のためのソフトウェアはIEMA独自で開発したものである。

以上のように、米国の原子力発電所では、リモートモニタリングは必ずしも所内放射線作業の被ばく低減目的に限って用いられているわけではない。

表 5.1.1 諸外国のリモートモニタリング導入済の稼働中原子力発電所一覧表(1/3)

No.	国	発電所名	炉型 (ベンダー)	電力会社
米国-1	米国	Seabrook	PWR(WH)	FPL
米国-2	米国	Vermont Yankee	BWR(GE)	ENO
米国-3	米国	Pilgrim	BWR(GE)	ENO
米国-4	米国	Millstone	PWR(WH, CE)	DG
米国-5	米国	Indian Point	PWR(WH)	ENO
米国-6	米国	Fitzpatrick	BWR(GE)	ENO
米国-7	米国	Nine Mile Point	BWR(GE)	CE
米国-8	米国	Ginna	PWR(WH)	CE
米国-9	米国	Oyster Creek	BWR(GE)	Exelon
米国-10	米国	Susquehanna	BWR(GE)	PPL
米国-11	米国	TMI	PWR(B&W)	Exelon
米国-12	米国	Limerick	BWR(GE)	Exelon
米国-13	米国	Salem	PWR(WH)	PSE&G
米国-14	米国	Hope Creep	BWR(GE)	PSE&G
米国-15	米国	Calvert Cliff	PWR(CE)	CE
米国-16	米国	Peach Bottom	BWR(GE)	Exelon
米国-17	米国	Surry	PWR(WH)	DG
米国-18	米国	North Anna	PWR(WH)	DG
米国-19	米国	Shearon Harris	PWR(WH)	PG
米国-20	米国	McGuie	PWR(WH)	DEPC
米国-21	米国	Catawba	PWR(WH)	DEPC
米国-22	米国	Robinson	PWR(WH)	PE
米国-23	米国	Brunswick	BWR(GE)	PE
米国-24	米国	Oconee	PWR(B&W)	DEPC
米国-25	米国	VC Summer	PWR(WH)	SCEG
米国-26	米国	Vogtle	PWR(WH)	SNO
米国-27	米国	Hatch	BWR(GE)	SNO
米国-28	米国	Crystal River	PWR(B&W)	PE
米国-29	米国	St Lucie	PWR(CE)	FPL
米国-30	米国	Turkey Point	PWR(WH)	FPL
米国-31	米国	Perry	BWR(GE)	FNO
米国-32	米国	Davis Besse	PWR(B&W)	FNO
米国-33	米国	Beaver Valley	PWR(WH)	FNO

表 5.1.1 諸外国のリモートモニタリング導入済の稼動中原子力発電所一覧表(2/3)

No.	国	発電所名	炉型 (ベンダー)	電力会社
米国-34	米国	Watts Bar	PWR(WH)	TVA
米国-35	米国	Sequoyah	PWR(WH)	TVA
米国-36	米国	Browns Ferry	BWR(GE)	TVA
米国-37	米国	Farley	PWR(WH)	SNO
米国-38	米国	Palisades	PWR(CE)	ENO
米国-39	米国	DC Cook	PWR(WH)	I/MP
米国-40	米国	Fermi	BWR(GE)	DE
米国-41	米国	Kewaunee	PWR(WH)	DG
米国-42	米国	Point Beach	PWR(WH)	FPL
米国-43	米国	Byron	PWR(WH)	Exelon
米国-44	米国	Birdwood	PWR(WH)	Exelon
米国-45	米国	Dresden	BWR(GE)	Exelon
米国-46	米国	LaSalle	BWR(GE)	Exelon
米国-47	米国	Clinton	BWR(GE)	EGC
米国-48	米国	Monticello	BWR(GE)	NM
米国-49	米国	Prarie Island	PWR(WH)	NM
米国-50	米国	Duane Arnold	BWR(GE)	FPL
米国-51	米国	Quad Cities	BWR(GE)	Exelon
米国-52	米国	Callaway	PWR(WH)	Ameren UE
米国-53	米国	ANO	PWR(B&W)	ENTERGY
米国-54	米国	Grand Gulf	BWR(GE)	ENO
米国-55	米国	River Bend	BWRGE	ENTERGY
米国-56	米国	Waterford-3	PWRCE	ENTERGY
米国-57	米国	Fort Calhoun	PWR(CE)	OPPD
米国-58	米国	Cooper	BWR(GE)	OPPD
米国-59	米国	Wolf Creek	PWR(WH)	WOLF
米国-60	米国	Comanche Peak-1, 2	PWR(WH)	TXU
米国-62	米国	South Texas Project	PWR(WH)	STP
米国-63	米国	Palo Verde	PWR(CE)	APS
米国-64	米国	Diablo Canion	PWR(WH)	PGEC
米国-65	米国	San Onofre	PWR(CE)	SCE

表 5.1.1 諸外国のリモートモニタリング導入済の稼働中原子力発電所一覧表 (3/3)

No.	国	発電所名	炉型 (ベンダー)	電力会社
加-1	カナダ	Pickering	PHWR(AECL)	Ontario Power
加-2	カナダ	Darlington	PHWR(AECL)	Ontario Power
加-3	カナダ	Bruce	PHWR(AECL)	Ontario Power
英-1	英国	Sizewell B	PWRWH	BE

Figure 1: Screenshot from a Sizewell B RMS Terminal

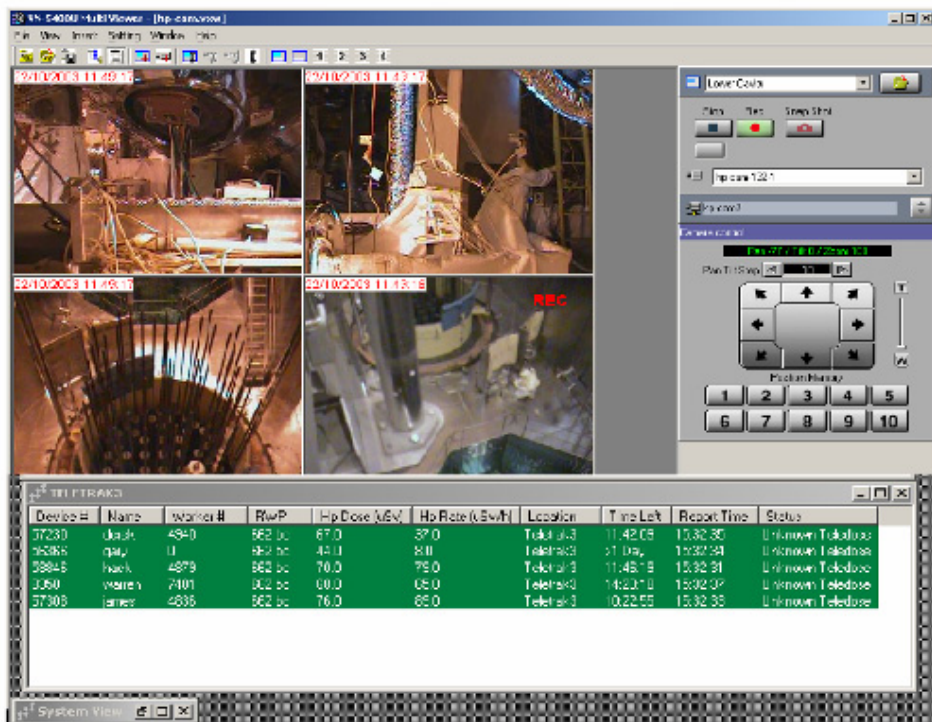


図 5.1.1 Sizewell B のリモートモニタリングシステムの画面例

Figure 2: Schematic diagram of the Sizewell B Remote Monitoring System

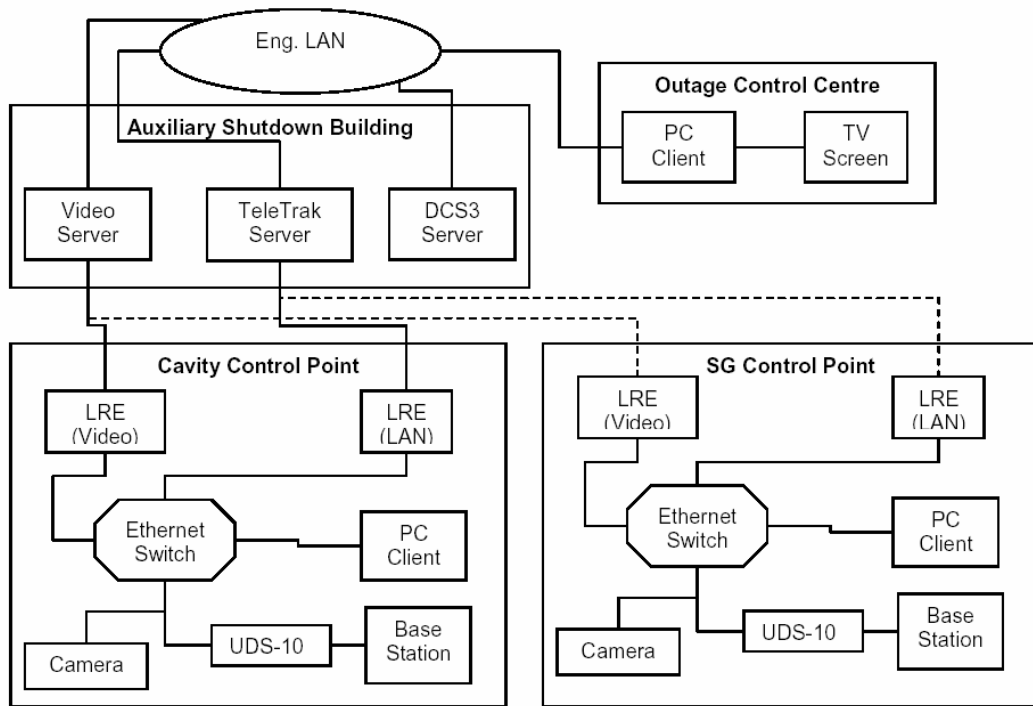


図 5. 1. 2 Sizewell B リモートモニタリングシステムのシステム構成図

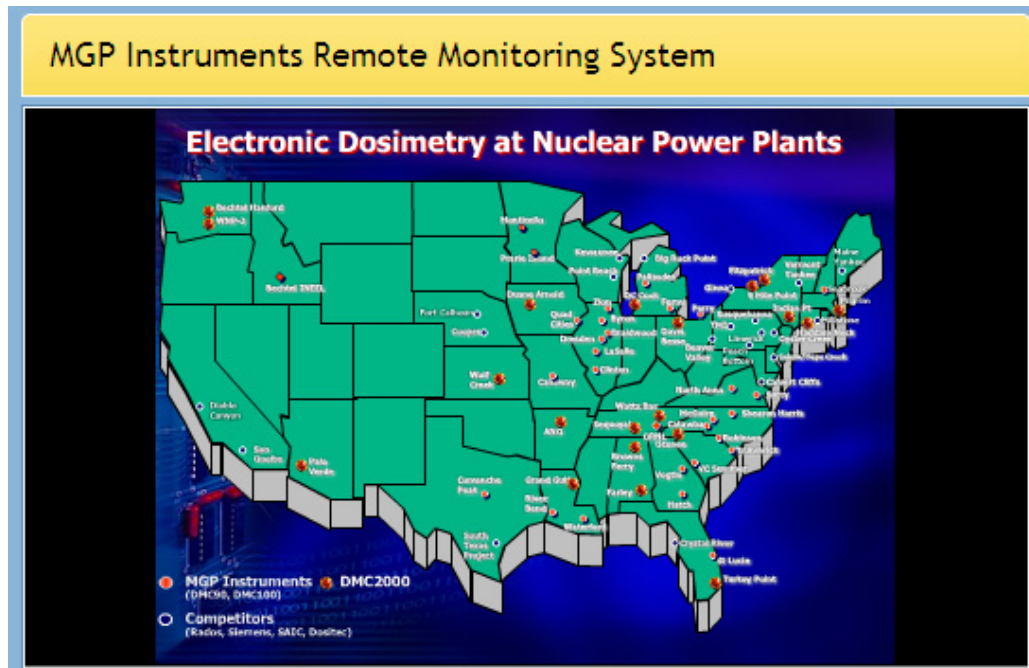


図 5. 1. 3 米国のリモートモニタリング導入済原子力発電所マップ



図 5.1.4 北米の原子力発電プラントに対する MGP Instruments 社のリモート機器導入シェア

Data from the RMS is collected and monitored 24/7. IEMA has developed software to continually monitor and analyze the RMS data and provide notification of unusual occurrences to on-call IEMA personnel.



図 5.1.5 イリノイ州の7原子力発電所を結ぶ IEMA リモートモニタリングシステム

5.2 線源強度分布推定のための新技術

格納容器内の線源強度分布、即ち、どの配管・機器のどの部位に放射能のホット・スポットがあるのかを知ることは、放射線作業計画の立案及び作業管理をする上で大きな意味を持つ。線源強度の分布が与えられれば、格納容器内の3次元線量率分布が推定できるので、上記計画の立案及び作業管理上、非常に有用である。得られた線量率分布が正確ならば、現実的な作業線量の予測も可能となる。

(1) VRIMOR プロジェクトにより開発された VISIGAMMA ツール

原子力発電所における検査・補修作業を対象として、VR(Virtual Reality)技術を適用して被ばく、コスト及びリスクの低減を支援するソフトウェア手法の開発とデモンストレーションを目的とする研究例に VRIMOR プロジェクト⁽⁵⁻⁷⁾がある。VRIMOR は英国、スペイン及びベルギーの大学、研究機関及び企業による多国間共同研究プロジェクトである。VRIMOR は Euratom の委託研究として 2001 年～2003 年に実施された。

VRIMOR プロジェクトの中で VISIGAMMA⁽⁵⁻⁸⁾と称される 3次元線源強度可視化ツールが開発された。VISIGAMMA は、スペインの研究機関である CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas) によって開発されたガンマ・スキャン装置である EDR スキャナ (図 5.2.1) の測定データをインポートして 3次元線源強度マップを作成するツールである。VISIGAMMA 及び EDR スキャナにより通常定検作業の線量分析に用いるに足る高精度の線量率マップを作成している。

VRIMOR プロジェクトでは、スペインの Almaraz 原子力発電所において、同プロジェクト中で開発したツールの適用性検証及びデモンストレーションを行っている。ここでは、Almaraz 原子力発電所への、VISIGAMMA 3次元線源強度マップ可視化ツールの適用例及び、人間動作モデル化と線量評価モデルのカップリング適用事例を紹介する。

VISIGAMMAはEDRガンマ・スキャナによる測定データをインポートして、フィッティングにより線源強度分布を作成し、VISIPLANに引き渡している。EDRガンマ・スキャナは、図5.2.1に示すように、コリメート・ガンマ・スキャナ、ビデオカメラ及びレーザー距離スキャナを統合したシステムである。コリメート角度は $\pm 4^\circ$ である。図5.2.1の写真に示すように筐体上に設置され、区域を自動的にスキャン可能である。図5.2.2に、ある領域への複数の方向への線源測定のためのガンマ・スキャンと距離測定のためのレーザー・スキャンの概念図を示す。

放射線環境モデルは次の4段階を経て構築される。

- ①配管・機器及び構造物の3次元幾何学形状及び材料のモデル化
- ②最も確からしい線源形状及び分布の作成
- ③線源の核種成分への分解
- ④線源強度のフィッティングによる決定

最初に、レーザー・スキャンにより、①対象区域の配管・機器及び構造物の3次元幾何学形状のモデル化及び材料のモデル化を行う。次に、技術情報及び過去の実績値を援用して、複数個所からの複数方位へのガンマ・スキャン結果を最も良く説明する②最も確からしい線源形状及び分布を作成する。ガンマ・スキャン結果の誤解釈を防ぐため、ガンマ・スキャン実施箇所は通常は三角形を形成するように取る。次に、ガンマ・スキャン結果を分析して③線源を核種成分へ分解する。このとき、他のガンマ・スキャン・データやかき取りデータがあれば分析に援用する。最後に④線量率実測値にフィッティングすることにより各部位の線源強度を決定する。ガンマ・スキャン及びレーザー・スキャンの概念図を図5.2.3に示す。本手法は既知の2線源を含む体系について試験され、誤差±20～30%以内という結果を得ている。

VISIGAMMAシステムを用いた放射線環境モデル手法のデモンストレーションは、プロジェクトの一環としてスペインのAlmaraz原子力発電所 補助建屋の一区域で実施された。デモンストレーション手順の概念図を図5.2.5に示す。レーザー・スキャンとガンマ・スキャンのデータを統合してVISIGAMMAツールが線源強度マップを作成し、VISIPLANがそれを利用して2次元線量率コンタ図を描画している。図5.2.6にAlmaraz原子力発電所のガンマ・スキャン領域の例を示す。スキャン方位は図5.2.4に示すように非常に多数であり、対象範囲もかなり狭いので、かなりの高精度が期待できる。図5.2.6を見て分かるように、配管エルボ部分のホット・スポットも再現できている。本手法を用いることにより、高線量率場での表面線量率/環境線量率の測定を伴うことなく、高精度の線源強度マップを得ようとしている。

人間動作モデル化と線量評価モデルのカップリング事例として、VRIMOR プロジェクトでは Almaraz 原子力発電所におけるフィルタ取替作業の線量分析を実施している。図5.2.7は作業の進行に伴う線源強度マップの変化を示す。定検時作業では、この例に示すように、作業の進行に伴い作業環境の線源強度分布及び線量率分布が変化する場合が多いので、シミュレーションにより作業線量を評価するためには、作業の各段階での線源強度分布及び線量率分布を模擬できることが必要である。例えば、分解点検の場合、取外部位を仮置き又は移動して作業するので、この機能は不可欠である。

図5.2.8は作業実施のために作業プラットホームへ向い、取替作業を実施したある作業員の軌跡を示すものである。このような軌跡と作業環境の線量率マップを組合せ、全作業員について集積して作業線量を算出するのが統合作業線量評価ツールである。

VRIMOR プロジェクトの枠内で開発されたものに HESPI, ErgoDose などがある。VRIMOR では HESPI, ErgoDose を用いた 2 チームによる Almaraz 原子力発電所フィルタ取替作業の作業線量分析を実施している。線量評価には、両チームとも同一の線源強度分布、線量率

分布を用いている。表 5.2.1 に HESPI, ErgoDose による Almaraz 原子力発電所フィルタ取替作業の線量分析結果を示す。作業場所毎の線量 (Geomery 1~Geomery 5) と総線量 (Total) を二者で比較している。Geomery 1~Geomery 5 が図 5.2.8 のどのあたりに相当するのか、最終報告書には記載がないので明らかではないが、Geomery 1 の線量が特に高いことから、図 5.2.7 に示した取替作業経過で高線量率のハウジング取外し及びフィルタ取り出し作業実施場所周辺を指すのではないかと推察される。

Geomery 1 の線量は ErgoDose が HESPI の約 2 倍であり、総線量も HESPI の 0.0676 人・Sv に対し ErgoDose が 0.108 人・Sv と 2 倍に近い値となっている。このような差が生じたのは、最も高線量率の環境に曝されるフィルタ・ハウジング取外し作業において、図 5.2.9 に示すように作業位置と作業時間の配分に差があったためであり、図 5.2.9 のような分析は VISIPLAN で可能であると最終報告書では指摘している。即ち、図 5.2.9 左図に示した HESPI の評価では矢印で示した箇所で各々 6 分及び 5 分間作業したのに対し、右図に示した ErgoDose の評価では、図示した領域に 10 分間の作業を均等に分配したためであるとされている。両者で作業環境の線源強度分布及び線量率分布は同一であるか

ら、HESPI の評価で採用した 2 点の作業位置は図示された作業領域も平均線量率よりも低かったことを示している。

(2) EDF の PANTHER-RP を利用した線源の線量率寄与推定

フランスの EDF でも ALARA 関連検討支援のための効率的なエンジニアリング・ツールの利用が推し進められている。PANTHER-RP は、EDF SEPTEN のエンジニアリング部によって開発された格納容器内の各領域を領域内に存在する機器 (管、弁、コンクリート壁) と共に、パソコン上であらゆる方向から可視化可能な 3 次元ソフトウェアであり、当初は最初の蒸気発生器取替作業の計画作成に利用するために開発された。⁽⁵⁻⁹⁾

PANTHER-RP は個々の物質中に存在する放射性同位元素の量を入力して、個々の線源の個々の放射性同位元素の線量率寄与を集計して、個々の領域の個々の点の線量率を推定する機能を有している。

ここでは、PANTHER-RP の活用例として、1 次系弁周辺作業 (900MW 級原子炉に対して、被ばく低減対策実施前の汚染レベル 30~150 人・mSv) における被ばく低減対策の検討を紹介する。⁽⁵⁻¹⁰⁾ 本研究も、被ばく低減対策の策定に当たって、線源強度分布の把握がいかに重要であるかを示している。

弁の検査には 15 名の作業員が関わり、集団線量のみならず個人線量も重視する。作業領域は図 5.2.10 に示すように、1 次系ホットレグ及びコールドレグ、SG 伝熱管、RCS/DHRS 弁、原子炉キャビティ、使用済燃料ピット冷却・処理系などである。検査のタイプは停止の目的により異なり、次の 3 つの主要作業シナリオが考えられる。

- シナリオ1：単一系統の原子炉冷却系／余熱除去系弁の単一簡略検査
- シナリオ2：単一系統の原子炉冷却系／余熱除去系弁の単一簡易検査及び単一完全検査
- シナリオ3：両系統の原子炉冷却系弁／余熱除去系弁の2つの弁の完全検査及び単一系統の単一弁の簡易検査

最初は、代表原子炉（ここでは、Tricastin 1号機）について、特別な汚染やホット・スポットはないものとして、表面線量率や各材料の線源スペクトルなどのデータを用いて線量率の評価を実施する。全ての作業場所の正確な位置は、材料の違いに着目して図5.2.11のように示すことができる。

作業位置と放射線環境（線源強度分布）を与えることにより、PANTHER-RPは、各作業位置の線量率への各線源の寄与を計算することができる。

弁RCP 215 VPに作業位置に対する各線源の寄与を図5.2.12に示す。この機能を利用することにより、特定の機器・配管の表面線量率とその機器・配管についての作業位置の線量率への寄与の関係をおおまかに示すことができる。作業位置RCP 215 VPの線量率への配管RCP040上の線源の寄与を図5.2.13に示す。作業位置RCP 215 Vでの作業時間と配管RCP040の特定の実機の実測線量率を考慮に入れば、特定の線源の作業位置RCP 215 VPへの線量寄与を容易に推定することができる。

特定の線源の線量寄与が分かればその線源の作業位置に対する遮へい材設置等の被ばく低減対策の効果も容易に推定することができる。EDFでは、配管RCP040に対し、1500 x 300 mm、厚み6mmの鉛ブランケット2枚を作業位置側に設置する対策案（オプション2.1）と同じ遮へいを二層に、即ち4枚を設置する対策案（オプション2.2）の二通りの対策案を検討している。

検討結果を表5.2.2に示す。表中、行は前記の検査タイプ（シナリオ1～3）を示し、列は作業位置線量率範囲である。2つの被ばく低減対策案各々を採用したときに予想される作業線量率の範囲を示している。EDFではこのような表を基にして実際に被ばく低減対策に関わる意思決定を行っている。なお、作業線量については、作業線量率に作業時間を乗ずれば簡単に求まると指摘しているだけで、特に示していない。

PANTHER-RP のもうひとつの重要な機能に、各々の線源の各々の放射性核種の各々の作業位置の線量率への影響を評価機能がある。本機能は除染の効果の評価する際に有効である。前に述べた弁の検査の場合には、図5.2.14に示すように、弁検査作業に関わる線源配管の化学除染実施により除染された部分を予測し、3次元表示が可能である。

表 5.2.1 Almaraz 原子力発電所のフィルタ取替作業時の HESPI と ErgoDose による位置別の集積線量の比較

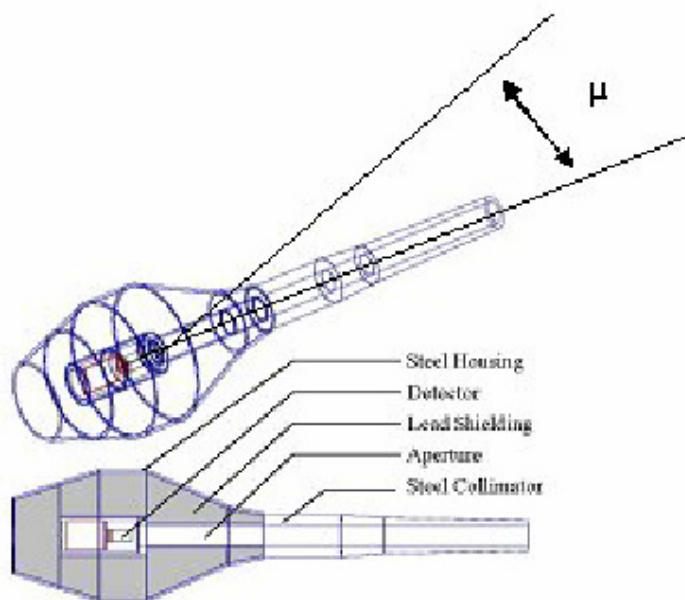
	2.2.3.4 HESPI TRAJECTORY		2.2.3.5 ERGODOSE TRAJECTORY	
	Time (man-h)	Collective dose (man-mSv)	Time (man-h)	Collective dose (man-mSv)
Geometry 1	0.59	0.048	0.245	0.090
Geometry 2	0.09	0.019	0.027	0.0024
Geometry 3	(*)	(*)	0.045	0.015
Geometry 4	0.16	0.00056	0.033	0.00061
Geometry 5	0.84	0 (**)	0.4950	0 (**)
2.2.3.6 TOTAL	1.68	0.0676	0.845	0.108

表 5.2.2 検査タイプ別の、作業位置 RCP 215 側への生体遮へい選択オプションと線源 RCP 040 の作業位置 RCP 215 への線量率寄与対照表

	$0.2 \text{ mSv/h} \leq d < 1 \text{ mSv/h}$	$1 \text{ mSv/h} \leq d < 2 \text{ mSv/h}$	$2 \text{ mSv/h} \leq d$
Scenario 1	Option 2.1		
Scenario 2	Option 2.1		Option 2.2
Scenario 3	Option 2.1	Option 2.2	



図 5.2.1 VRIMOR プロジェクトで開発されたガンマ・スキャン装置の写真



(μ はコリメータによる制限角度 $\pm 4^\circ$ と点線源の方位を示す)

図 5.2.2 スペインの CIEMAT 開発の EDR ガンマ・スキャナの概観図

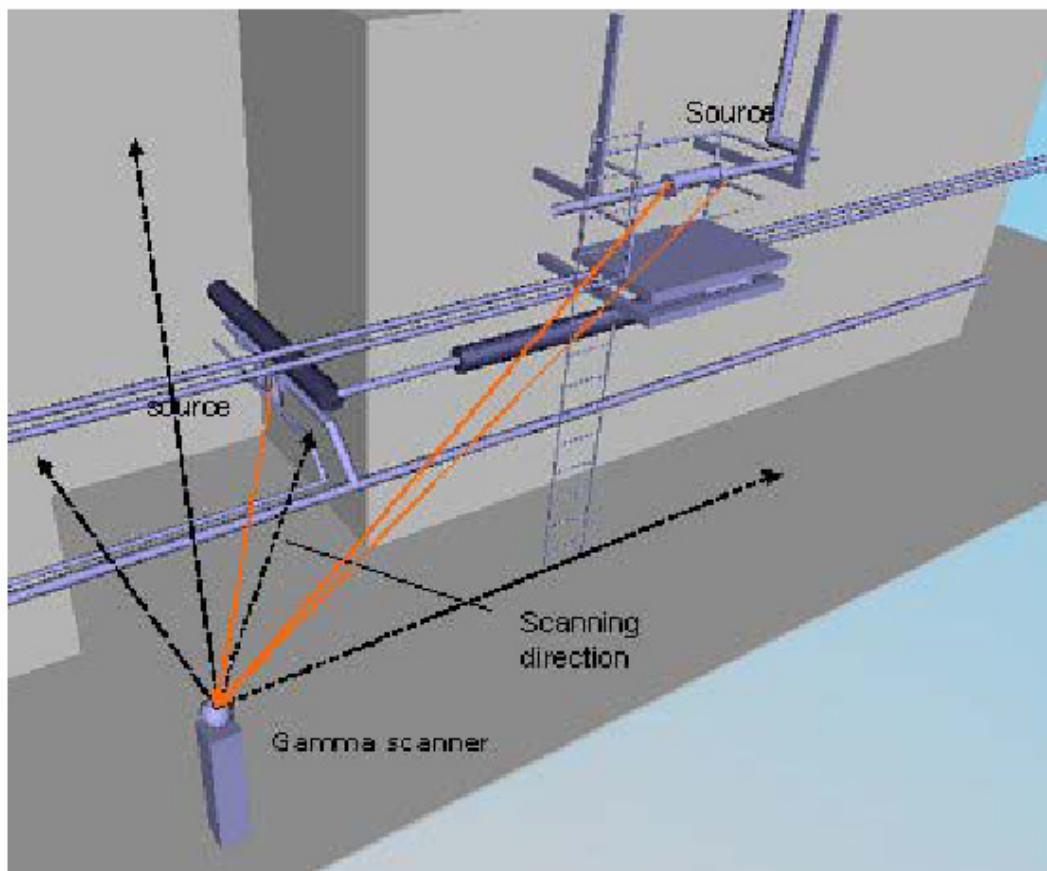


図 5.2.3 ある領域への複数の方向への線源測定のためのガンマ・スキャンと距離測定のためのレーザー・スキャン概念図

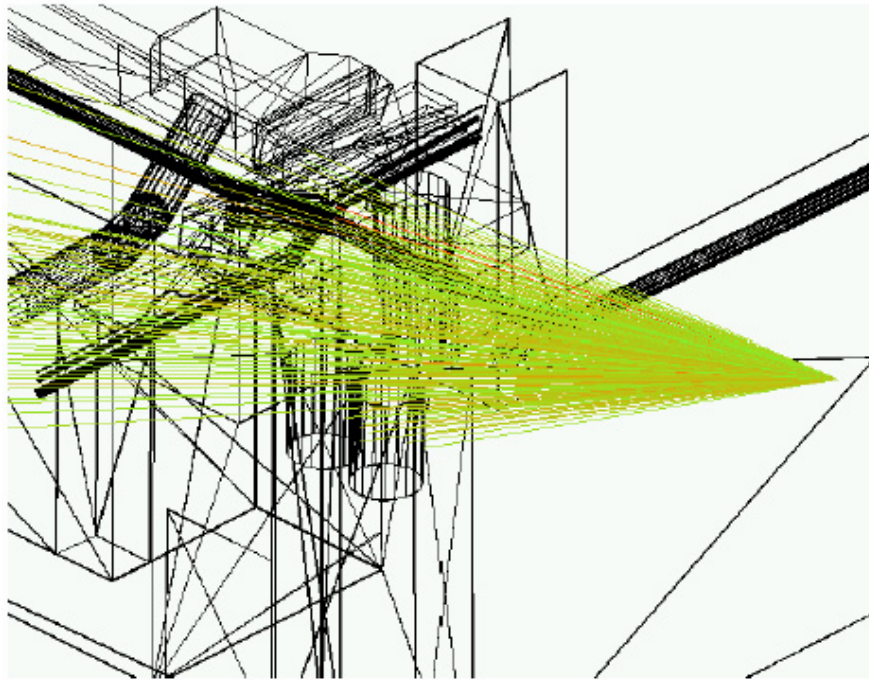


図 5.2.4 測定点から多数方位へのスキャン 3D 図

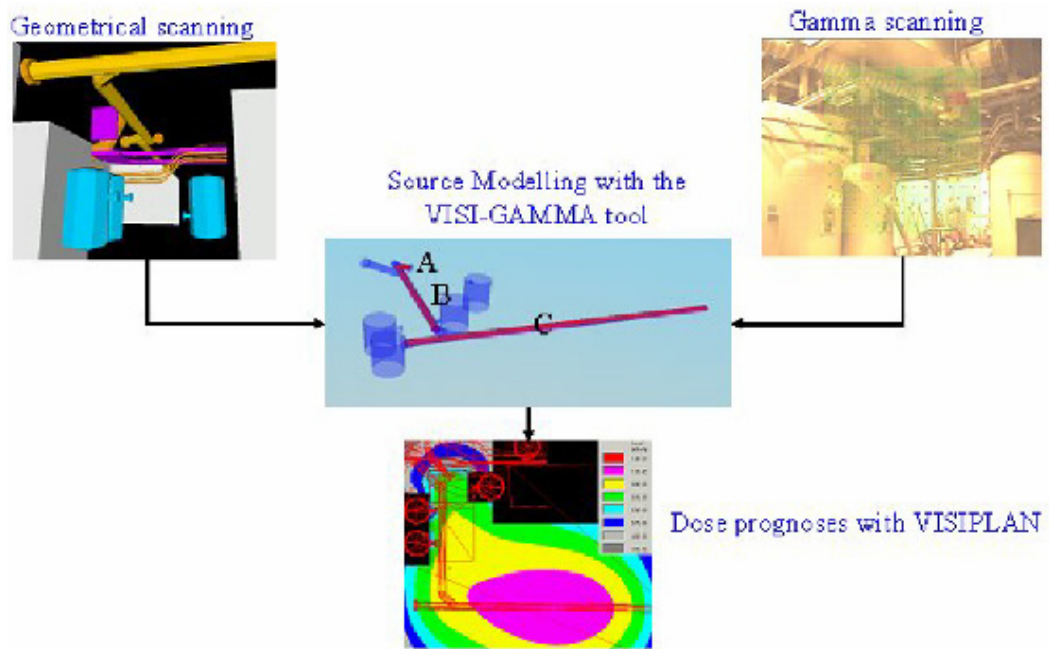


図 5.2.5 未知の発電所の線源マップ及び線量率マップ作成手順

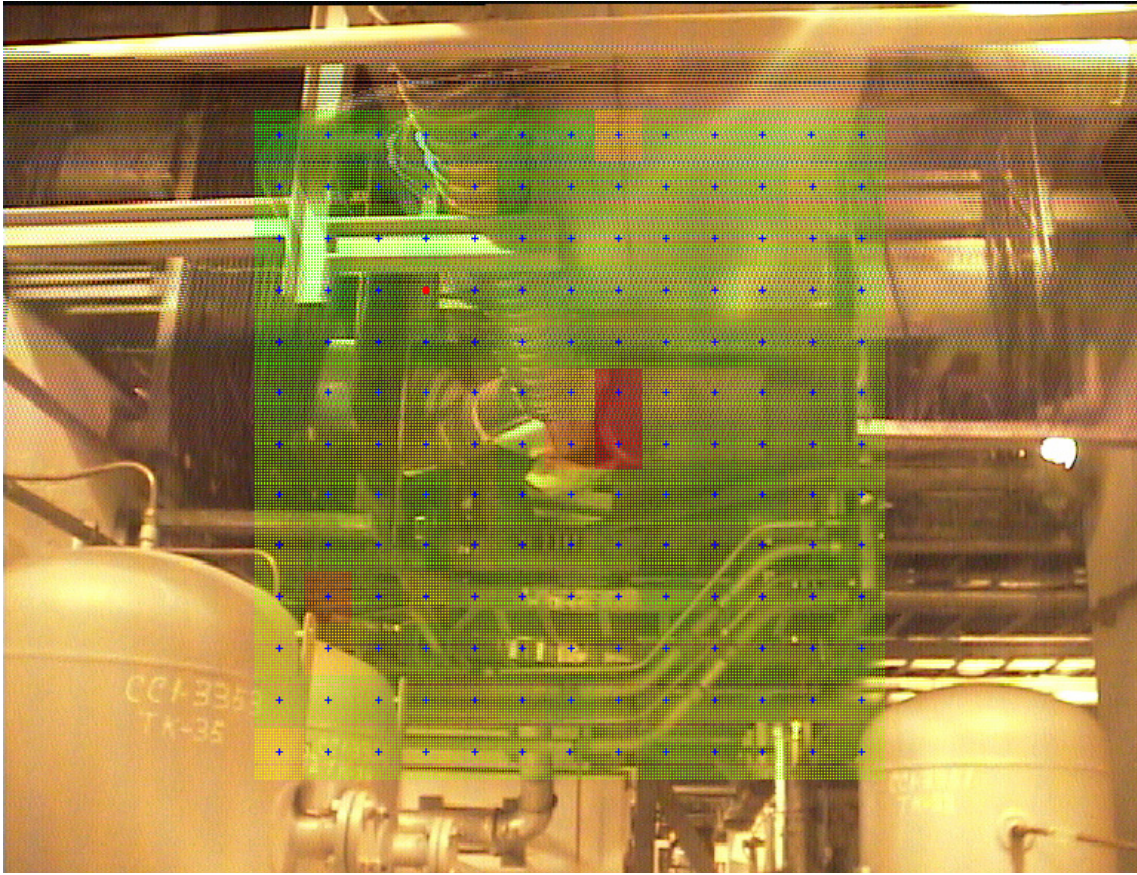


図 5.2.6 3D VISIGAMMA によるスペインの Almaraz 原子力発電所のガンマ・スキャン領域のカウント数の色別表示（緑：15cps，赤：30cps）

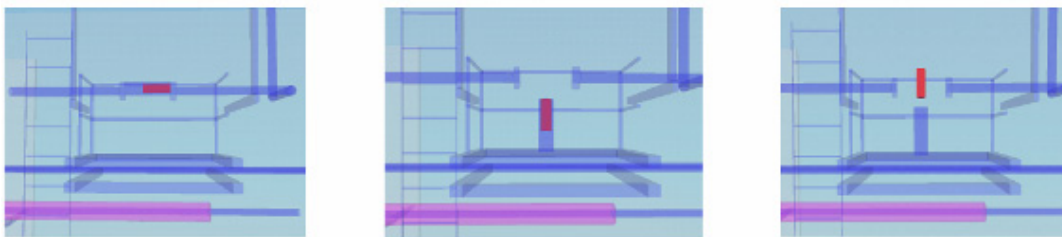


図 5.2.7 VISIGAMMA を利用して作成した Almaraz 原子力発電所のフィルタ取替作業進行に伴う線源強度マップの変化（左図：フィルタ元位置、中央図：フィルタ・ハウジング取外後、右図：フィルタ・ハウジングよりフィルタ取出後）

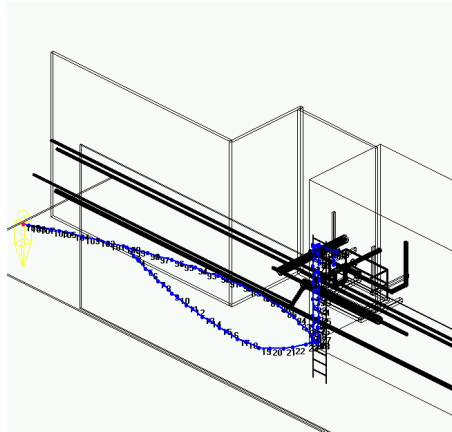


図 5.2.8 Almaraz 原子力発電所のフィルタ取替作業において、作業実施のために作業プラットフォームへ向い、取替作業を実施したある作業員の軌跡 (VISIPLAN にインポート)

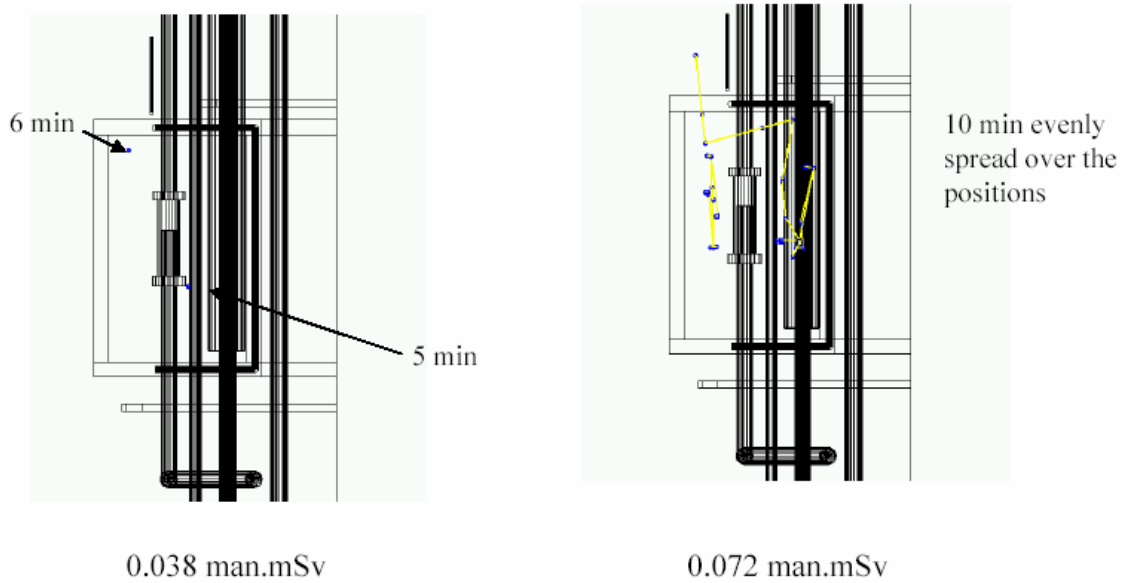


図 5.2.9 Almaraz 原子力発電所のフィルタ・ハウジング取外し作業のシミュレーションで採用した作業位置及び作業時間 (左図 : HESPI、右図 : ErgoDose)

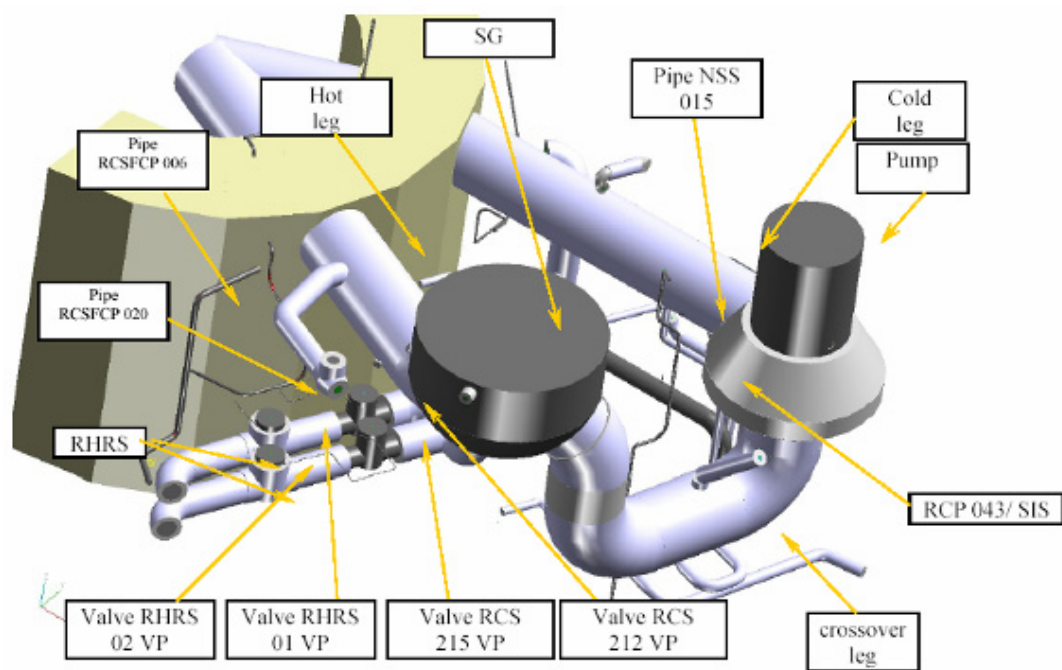


図 5.2.10 EDF の 900MW 級 PWR の弁の検査に関する領域周辺の線源配置

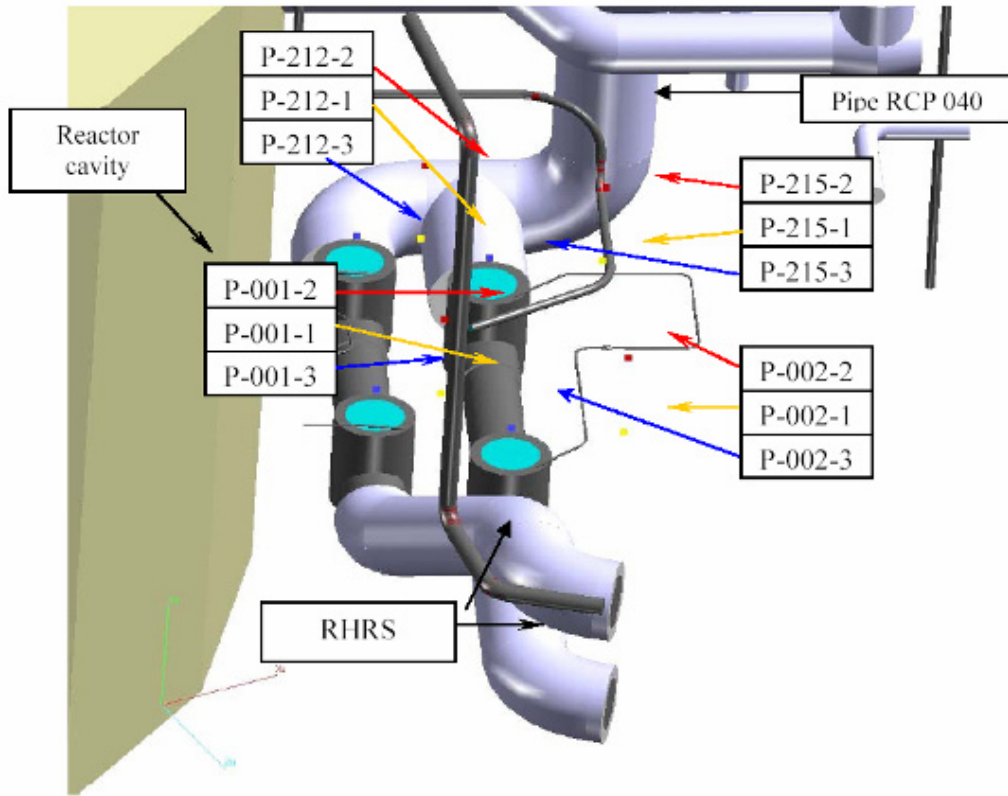


図 5.2.11 EDF の 900MW 級 PWR の弁の検査の作業場所配置

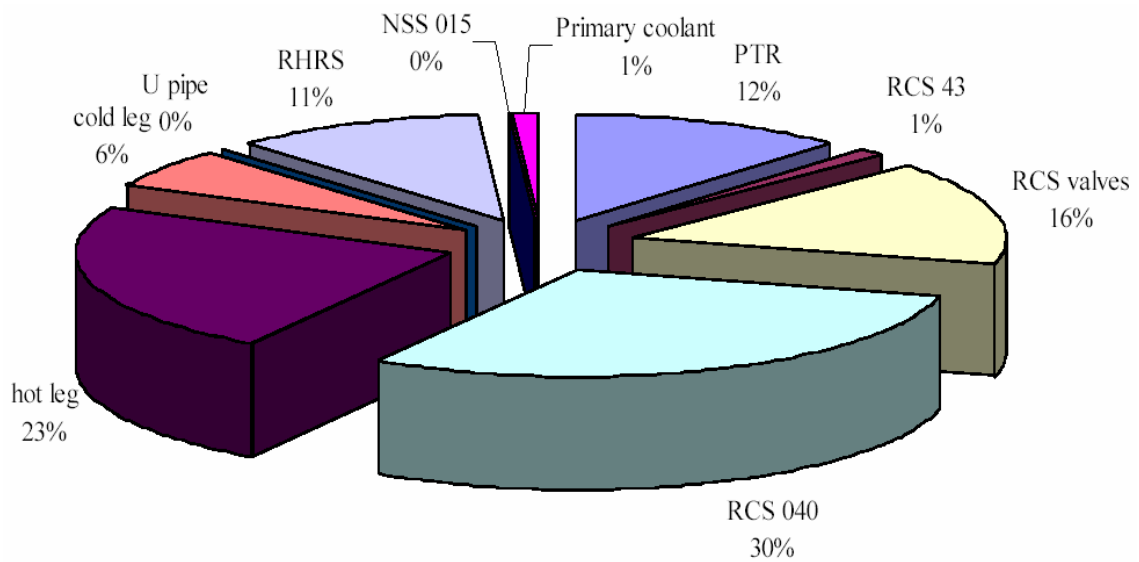


図 5.2.12 弁 RCP 215 VP 関連の作業位置に対する各線源の寄与を示す円グラフ

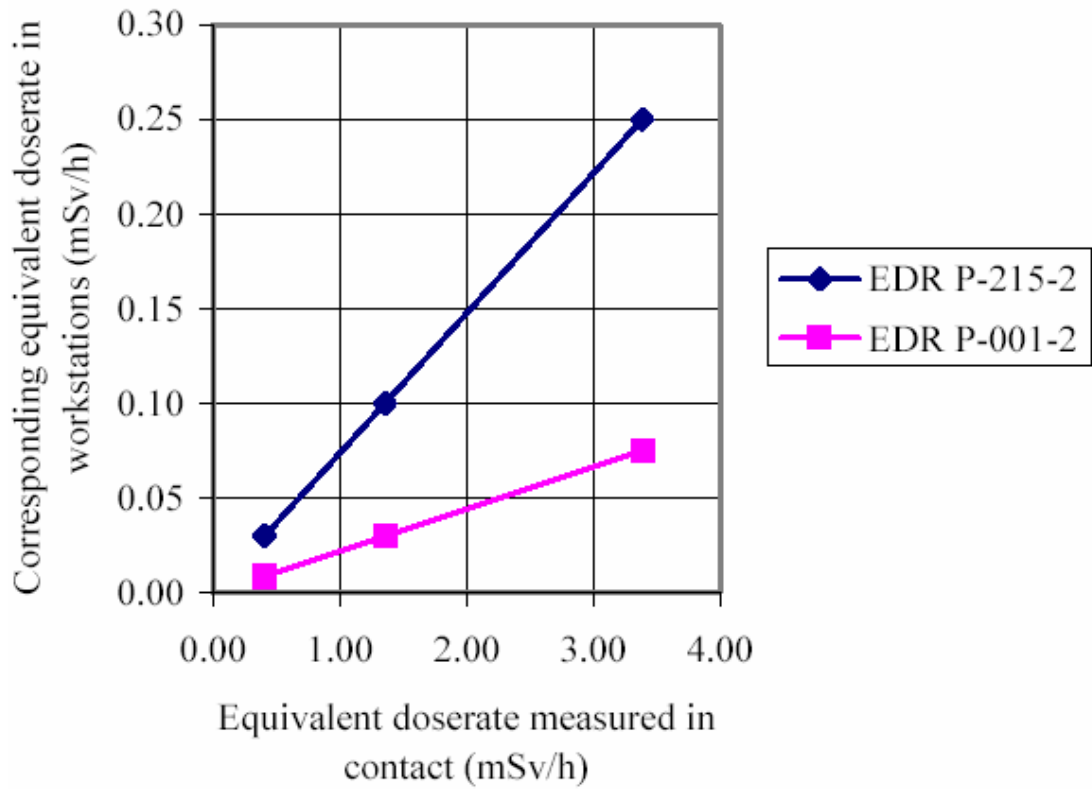


図 5.2.13 関連の作業位置 (P-215-2 及び P-001-2) の線量率への配管 RCP040 上の線源強度 (表面線量率で代表) の寄与

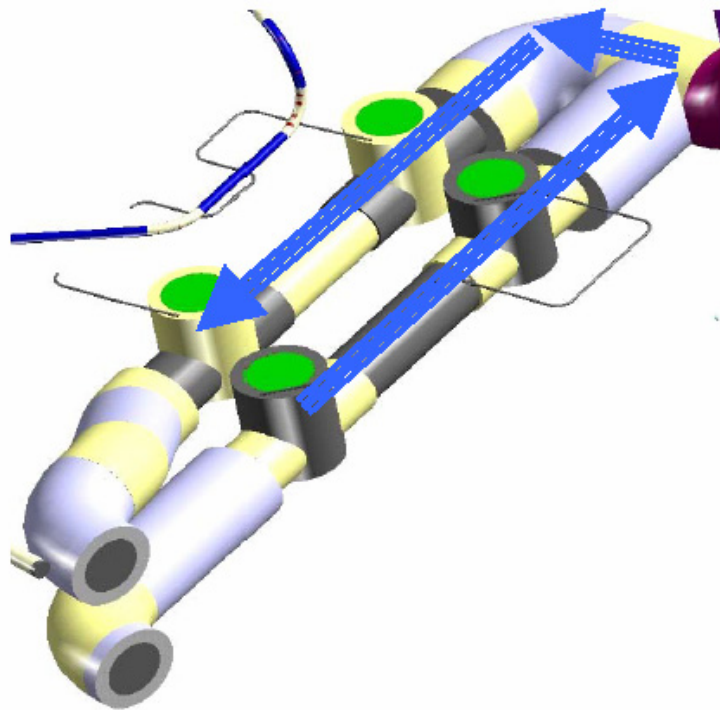


図 5.2.14 弁検査作業に関わる線源配管の除染部分の 3D 表示

6. 諸外国の他業界との被ばく線量比較

医療、航空等、原子力以外の他産業における職業被ばくに関する情報について整理し、得られた情報に基づき、原子力産業の作業者の被ばく線量との比較を行った。

6.1 各国における職業被ばくの登録・管理制度

(1) 日本

日本では、放射線業務従事者の個人毎の被ばく線量のデータを全国的に一元管理する制度が整っていない。

原子力発電所等の原子力施設における放射線業務従事者の被ばく管理は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」に基づき、原子力事業者が施設ごとに実施する。また、放射線業務従事者の被ばく線量が、同法に基づく告示に定める線量限度を超えないように管理することが義務づけられている。しかしながら、原子力事業者数が増え、また、放射線業務従事者が転職するなどの雇用における流動的な動きがあることから、全国規模で一元的に線量記録の把握や管理ができる制度の確立が求められるようになった。このような背景から、1977年（昭和52年）、（財）放射線影響協会に「放射線従事者中央登録センター」が設置された⁽⁶⁻¹⁾。しかしながら、原子炉等規制法の対象施設であっても大学等の研究施設の放射線業務従事者の被ばく線量は、上記の中央登録センターには登録されず、個々の施設毎に管理されるため、全国的な一元管理という点で問題がある。

また、原子炉等規制法の対象施設以外にも、病院等、様々な放射線利用施設が国内には多数あり、それらは「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（放射線障害防止法）」の適用を受けている。そのような事業所を対象に、放射線業務従事者の被ばく線量の一元的管理と記録等の散逸防止を図る目的から、1984年（昭和59年）10月に「RI被ばく線量登録管理制度」が設置された⁽⁶⁻²⁾。この制度は、（財）放射線影響協会の放射線従事者中央登録センター、RI管理課が管理・運営しているが、この制度への参加は法的に義務づけられていない。そのため、対象となる事業者が約5,000あるものの、実際にこの制度へ参加しているのはわずか約30の事業者にすぎない⁽⁶⁻³⁾。

これとは別に、1984年（昭和59年）、個人モニタリングサービスを実施していた産業科学株式会社、株式会社千代田テクノル（旧千代田保安用品株式会社）、長瀬ランダウア株式会社、ポニー工業株式会社（旧ポニー原子工業株式会社）の4社が、測定サービス機関相互の技術的協議団体として、「個人線量測定機関協議会」（以下、個線協）を設立した。個線協では、原子力発電所などにおける放射線業務従事者を除いた約40～50万人の放射線業務従事者について、年間（各年度）の個人線量を集計して公表している。放射線業務従事者の業務分類は、一般医療、歯科医療動物医、一般工業、非破壊、研究教育となっている⁽⁶⁻⁴⁾。

また、国際放射線防護委員会（ICRP）の Publication 60（1990年）で、航空機乗務員の被ばくを職業被ばくとして扱う必要性が勧告された⁽⁶⁻⁵⁾。これを受けて、放射線の職業被ばくという観点から、航空機乗務員の被ばくが注目されるようになった。日本では、自然放射線による被ばくは法規制の対象ではなく、既述の線量登録制度の範疇に入らない。しかしながら、「航空機乗務員の宇宙線被ばく管理に関するガイドライン」が2006年（平成18年）、放射線審議会によって取りまとめられた⁽⁶⁻⁶⁾。これに基づき、航空事業者には、航空機乗務員の被ばく管理について、自主的な取組が求められている。

（2）米国

米国では、商用原子力発電所及びその他の放射性物質取扱い施設の被ばく線量は、設置者が10CFR20.407「個人測定報告要件」に従って、作業被ばく実績を毎年、原子力規制委員会（NRC）に提出する。NRCは、このデータを放射線被ばく情報・報告システム（Radiation Exposure Information and Reporting System：REIRS）で、収集・分析する。これらの職業被ばく実績は、NUREG報告書（NUREG-0713）としてNRCから定期的に公表される⁽⁶⁻⁷⁾。

また、米国では、航空機乗務員の宇宙線被ばくを職業被ばくとして位置づけている。米国連邦航空局（Federal Aviation Administration:FAA）は2003年10月、航空機乗務員らを対象にした報告書「What Aircrews Should Know About Their Occupational Exposure to Ionizing Radiation」を公表した。この中で、飛行ルートや高度などに基づいた計算による被ばく線量の評価等が紹介されている⁽⁶⁻⁸⁾。

（3）欧州

欧州では1990年、EU指令「外部作業者の放射線防護に関する指令（90/641/Euratom）」が作成された。ここで「外部作業者」とは、施設を管理する事業者以外に雇用されているカテゴリーAの放射線作業者（線量限度の10分の3以上の被ばくが予想される作業者）である。この指令に基づき、EUで共有できるシステムが構築されるまでの間、EU加盟国は、全ての外部作業者に対して、それぞれの国の中央登録ネットワークを適用するか或いは個人モニタリング記録を発行しなければならないこととされた⁽⁶⁻⁹⁾。また、ICRP1990年勧告を取り入れたEU指令「電離放射線のリスクに対する一般公衆と職業人の健康防護の基本安全基準（96/29/Euratom）」が1996年5月、発行された⁽⁶⁻¹⁰⁾。EU各国では、これらの指令に基づき、放射線業務従事者の被ばく線量を個人ごとに集計する線量登録システムを開発し、運用している。この制度では、所轄官庁の認証を受けた「認証済労働衛生サービス（approved occupational health services）」或いは「認証済線量測定サービス（Approved Dosimetry Service：ADS）」というシステムが導入されており、作業者の被ばく線量の評価を行い、線量記録を線量登録機関に送付して登録する流れが構築されている⁽⁶⁻¹¹⁾。

6.2 原子力以外の分野における職業被ばく

・業種分類

・職業被ばく線量の登録・管理制度によって、業種の分類は様々である。以下に、日本、欧州、国際機関における被ばくの業種分類について述べる。

(1) 日本

個線協では、原子力発電所などにおける放射線業務従事者を除いた約 40 万人の放射線業務従事者について、年間（各年度）の個人線量を集計して公表している。放射線業務従事者の業務分類は、一般医療、歯科医療・動物医、一般工業、非破壊、研究教育の 5 つである⁽⁴⁾。

(2) 米国

原子力発電所、燃料サイクル施設、放射性廃棄物処分場、試験研究炉、放射性物質取扱施設等の民生用原子力施設は、NRC の規制及び監督の対象となる。但し、NRC と協定を締結して NRC の規制権限の一部を委譲された州（以下、協定州（agreement state））では、核原料物質、臨界量未満の核物質等の取扱いに関する規制や許認可を協定州当局が行う⁽⁶⁻¹²⁾。

米国の商用原子力発電所及びその他の放射性物質取扱い施設の被ばく線量は、設置者が 10CFR20.407「個人測定報告要件」に従って、作業被ばく実績を毎年 NRC に提出している。NRC はその報告をとりまとめ、毎年、NUREG 報告書（NUREG-0713）として公表している。病院を含む医療施設等も本来は NRC の管轄であるが、これらについては州が規制や許認可を行うことから、NUREG-0713 の職業被ばくデータには含まれていない。NUREG-0713 における職業被ばくの業種分類は、産業用ラジオグラフィ、製造、使用済燃料貯蔵、燃料サイクル施設（加工、プロセス、濃縮）、商業用原子力発電所となっている⁽⁶⁻¹³⁾。

(3) 欧州

①基本的な業種分類例

欧州委員会（EC）では放射線防護報告書 No.160「職業外部被ばくの個人モニタリングに対する技術勧告」で、業種分類の例が挙げられている⁽⁶⁻¹⁴⁾。それを図 5.1.1 に示す。実際には国によって若干の相違があるが、概ねこのような分類に従っている。

②欧州における職業放射線被ばく研究

欧州連合（EU）では、「欧州における職業放射線被ばく研究（European study of occupational radiation exposure : ESOREX）」に取り組んでいる⁽⁶⁻¹¹⁾。ESOREX の調査の目的は、個人放射線モニタリングや線量測定結果の報告・記録が欧州各国でどのようにして管理・構築されているかについて、信頼性の高い情報を欧州委員会（EC）並びに各国の放射線防護所轄官庁に提供することである。従来から全産業部門における個人被ばく線量・集団線量に関し

て、信頼性が高く直接比較が可能なデータに対するニーズがあった。それに応えるためには、異なる分野の作業者の個人被ばく線量のレベルや数年に及ぶ線量の傾向等について、情報収集することが重要である。また、将来の法的イニシアチブを含め、調和が取れて統一された放射線防護システムを欧州で確立するという課題に対応するためにも、このような情報は重要であると考えられている。

ECは2009年、「ESOREX 2010」と呼ばれるプロジェクトを開始し、第4回ESOREXワークショップの開催を決定した。ワークショップの目的は、ESOREXで行われてきたこれまでの研究成果を発表し、欧州の職業被ばく分野におけるハーモナイゼーションに関連した今後の課題について、加盟各国で議論を行うことであった。チェコ共和国プラハで2010年6月7～9日、「ESOREX 2010」が開催された。同ワークショップには、英国、フィンランド、フランス、スイス、ドイツ等、欧州の27ヶ国が参加し、各国の職業被ばく管理等について報告がなされた。業種分類は、原子力、医療（獣医も含む）、一般産業、研究となっており、国によって若干の相違が見られる⁽⁶⁻¹¹⁾。

③英国

英国では、職業被ばく中央登録（Central Index of Dose Information: CIDI）が1987年1月に設立された。その後、EU指令96/29/EURATOMに準拠した英国1999年電離放射線規則（IR99）の下、継続して同システムが運用されている。職業被ばくの業種分類は

- － 原子力
 - － 医療（歯科・獣医も含む）
 - － 研究・教育
 - － 採鉱・掘削・採石
 - － 一般産業
 - － 非破壊検査
 - － その他
- となっている。

④フランス

フランスでは1997年以降、作業者の個人線量モニタリングの結果を国のデータベースで集中管理してきたが、2005年以降は、職業被ばく線量登録情報システムSISERIに引き継がれている。業種分類は、原子力、医療（獣医も含む）、一般産業、研究となっている。

⑤原子放射線の影響に関する国連科学委員会

「原子放射線の影響に関する国連科学委員会（United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation : UNSCEAR）」は、全ての放射線源からの電離放射線のレベルとその影響に関するデータを収集し、科学的に評価し、国連総会で報告を行う。その評価結

果が UNSCEAR 報告書として公表される。最新の報告書は UNSCEAR 2008 年報告書であり、その構成を以下に示す。附属書 B には、加盟各国から報告された原子力・非原子力分野の作業者の職業被ばくデータが収録されている⁽⁶⁻¹⁵⁾。

- － 国連総会への報告書
- － 附属書 A：医療放射線被ばく
- － 附属書 B：様々な放射線源からの公衆及び作業者の被ばく

附属書 B では、職業被ばくに関して、原子力以外の業種分類として以下が挙げられている。

- － 医療全般
- － 産業用照射
- － 非破壊検査
- － ルミネイジング（発光・蛍光物質関係、航空機用機器や時計のダイヤル塗装など）
- － 放射性同位元素の製造
- － 検層（地質・地盤の化学的・物理的測定）
- － 加速器の運転
- － その他（土壌の水分計、厚み計、X線回折などのようなその他の産業利用）

なお、UNSCEAR 報告書には、航空機乗務員の被ばく線量データは含まれていない。

6.3 他業界との被ばく線量の比較

日本、欧州、UNSCEAR の放射線被ばくデータにおいて、業種分類、被ばく線量の測定期間が若干異なるが、共通する項目に着目して比較を行うこととした。その結果を表 6.3.1 に示す。

また、2004年にチェコのプラハで開かれた ESOREX ワークショップで、Karla Petrová らが ESOREX 研究プロジェクトの概要、欧州における放射線作業員の被ばく線量、被ばく管理等について報告した。⁽⁶⁻¹⁶⁾ その中で、原子力、医療、他産業、教育分野における放射線作業員の個人平均線量及び集団線量の比較がなされている。それを図 6.3.1、図 6.3.2 及び図 6.3.3 に示す。

米国では、原子力発電所及びその他の放射性物質取扱い施設の被ばく線量は、設置者が 10CFR20.407「個人測定報告要件」に従って、作業被ばく実績を毎年 NRC に提出している。NRC はその報告をとりまとめ、毎年、NUREG 報告書 (NUREG-0713) として公表している。産業用ラジオグラフィー技師及び原子力発電所の作業員の年間被ばく線量について、線量範囲と人数が毎年、NUREG-0713 で公表されている。2002～2008 年までの被ばく線量の分布を表 6.3.2 及び表 6.3.3 に示す。また、年間被ばく線量の推移について、図 6.3.4 及び図 6.3.5 に示す。これらの表及び図に示されるように、産業用ラジオグラフィー技師では、原子力発電所の作業員よりも高い線量の被ばくをしている作業員がいる点が注目される (6-13)、(6-17)～(6-22)。

表 6.3.1 各国の年間集団実効線量の比較 (1/2)

業種分類	米国		英国		フランス		日本	
	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の 人数 (人)	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の人数 (人)	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の 人数 (人)	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の 人数 (人)
原子力	101.2 (2007) *1 91.96 (2008) *1	114,583 118,692			22.41 (2008) 26.11 (2009)	48,554 63,076	80.3 (2007) 86.0 (2008)	68,440 73,479
医療					0.65 (2007) 0.93 (2008)	29,983 32,073	0.4 (2007) 0.6 (2008)	11,623 13,687
獣医					0.31 (2007) 0.34 (2008) 0.43 (2009)	14,108 15,137 15,589	0.3 (2007)	8,948
医療全般 (合計)					15.82 (2008) 19.57 (2009)	188,052 198,674		
一般産業	18.30 (1990-1994) U 13.15 (2007) *1 14.61 (2008) *1	5,600 2,607 2,967	3.86 (1990-1994) U	5,100	0.28 (1985-1989) U	1,600	4.0 (1990-1994) U 1.76 (2000-2002) U	4,350 3,000
ルミナライジ ング			1.10 (1980-1984) U	330	0.18 (1985-1989) U	30		
RI 製造	3.62 (2000-2002) U	1,890	0.83 (2000-2002) U	1,130				
加速器運転	2.07 (1985-1989) U	4,250	0.25 (1985-1989) U	500				
検層	10.3 (1975-1979) U	7,600						
その他			1.79 (2003) U	4,630	20.94 (2000-2002) U	29,110	4.2 (2007) 3.6 (2008)	73,985 76,851
一般産業 (合計)					18.63 (2007) 10.79 (2008) 18.21 (2009)	30,013 34,374 33,821		

表 6.3.1 各国の年間集団実効線量の比較 (2/2)

業種分類	米国		英国		フランス		日本	
	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の 人数 (人)	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の人数 (人)	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の 人数 (人)	年間集団実効線量 (人・Sv)	作業者の 人数 (人)
航空機 運行乗務員					44.60 (2008)	20,275		
客室乗務員								
研究・教育					0.327 (2008)	8,074	1.50 (2007) 1.87 (2008)	73,569 72,814

出典：日本の原子力発電所のデータ：中央登録センター 2007年度 (H19年度)、2008年度 (H20年度)
 日本の他産業のデータ：個線協 2007年度 (H19年度)、2008年度 (H20年度)
 U：UNSCEAR 2008年報告書附属書 B Table.A-28
 米国のデータ*1：NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2008.” NUREG-0713 Vol.30, January 2010.
 フランスのデータ：IRSN の報告書”La radioprotection des travailleurs” 2007年、2008年、2009年

表 6.3.2 米国のラジオグラフィー技師の年間被ばく線量の分布^{(6-13)、(6-17)~(6-22)}

	10mSv 未満 被ばくの作業 者数 (人)	10~20mSv 被ばくの作 業者数 (人)	20~30mSv 被ばくの作業 者数 (人)	30~40mSv 被ばくの作業 者数 (人)	50mSv~ 被ばくの作業 者数 (人)
2002 年	2791	439	118	44	12
2003 年	2140	344	115	40	10
2004 年	2680	377	98	30	7
2005 年	2339	350	107	36	3
2006 年	1870	251	76	15	6
2007 年	2161	329	83	24	9
2008 年	2481	371	93	20	2

表 6.3.3 米国の原子力発電所作業者の年間被ばく線量の分布^{(6-13)、(6-17)~(6-22)}

	10mSv 未満 被ばくの作 業者数 (人)	10~20mSv 被ばくの作 業者数 (人)	20~30mSv 被ばくの作 業者数 (人)	30~40mSv 被ばくの作 業者数 (人)	50mSv~ 被ばくの作 業者数 (人)
2002 年	148402	1003	105	2	0
2003 年	151801	864	37	0	0
2004 年	149638	668	16	0	0
2005 年	160001	683	17	0	0
2006 年	164289	532	2	0	0
2007 年	163668	402	11	0	0
2008 年	169050	269	5	0	0

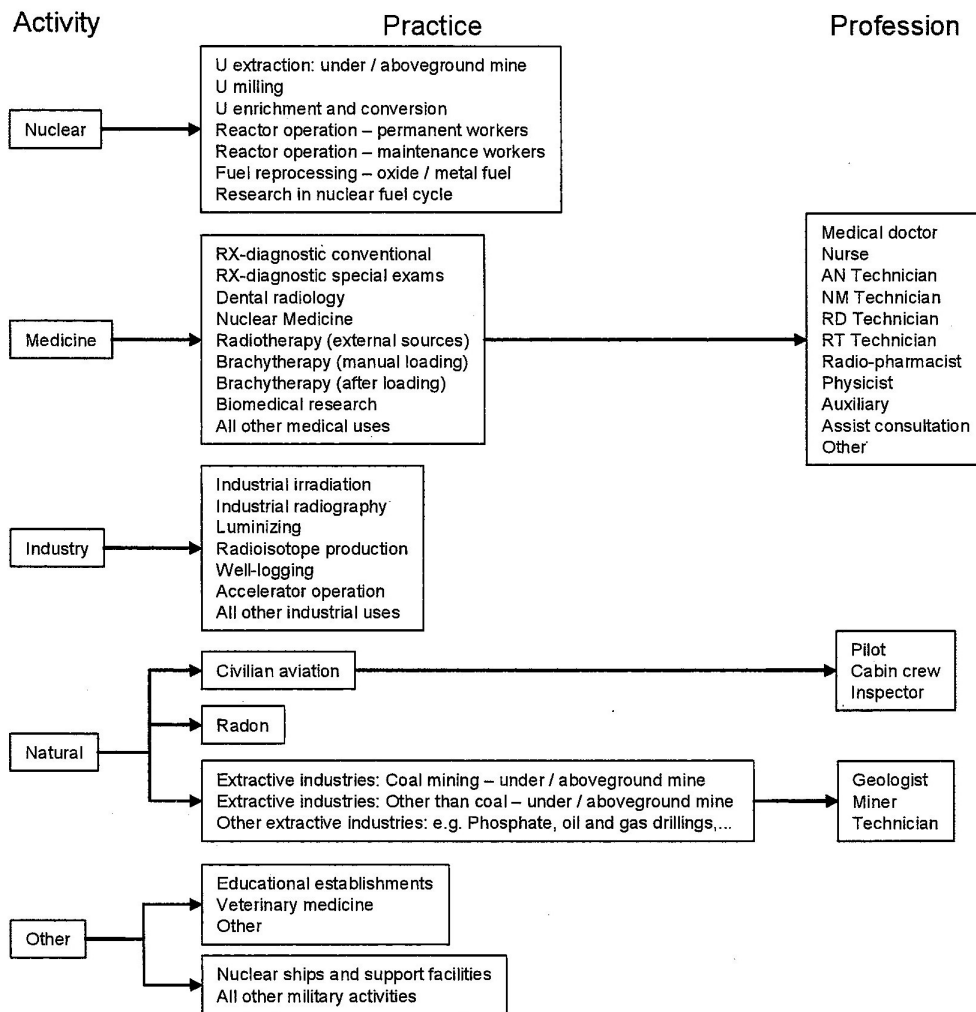


図 6.3.1 欧州における職業被ばくの業種分類例⁽⁶⁻¹⁴⁾

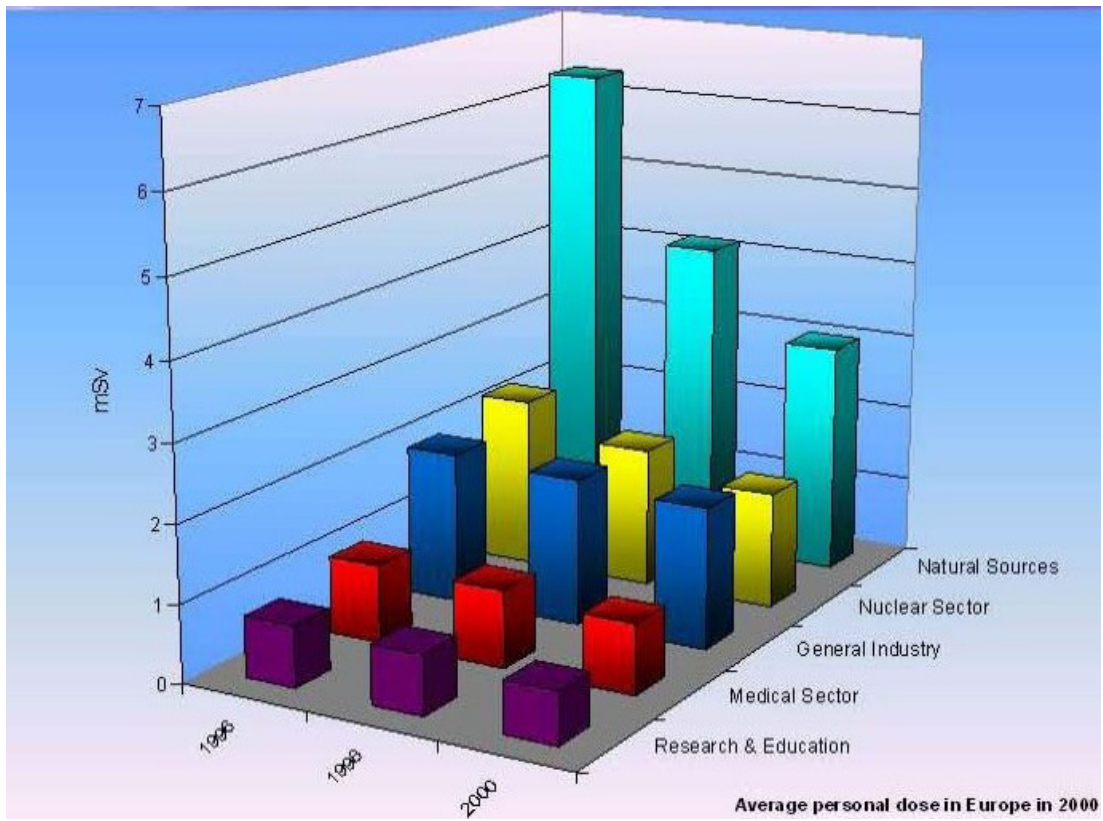


図 6.3.2 欧州における放射線作業者の個人平均線量（1996～2000年）⁽⁶⁻¹⁶⁾

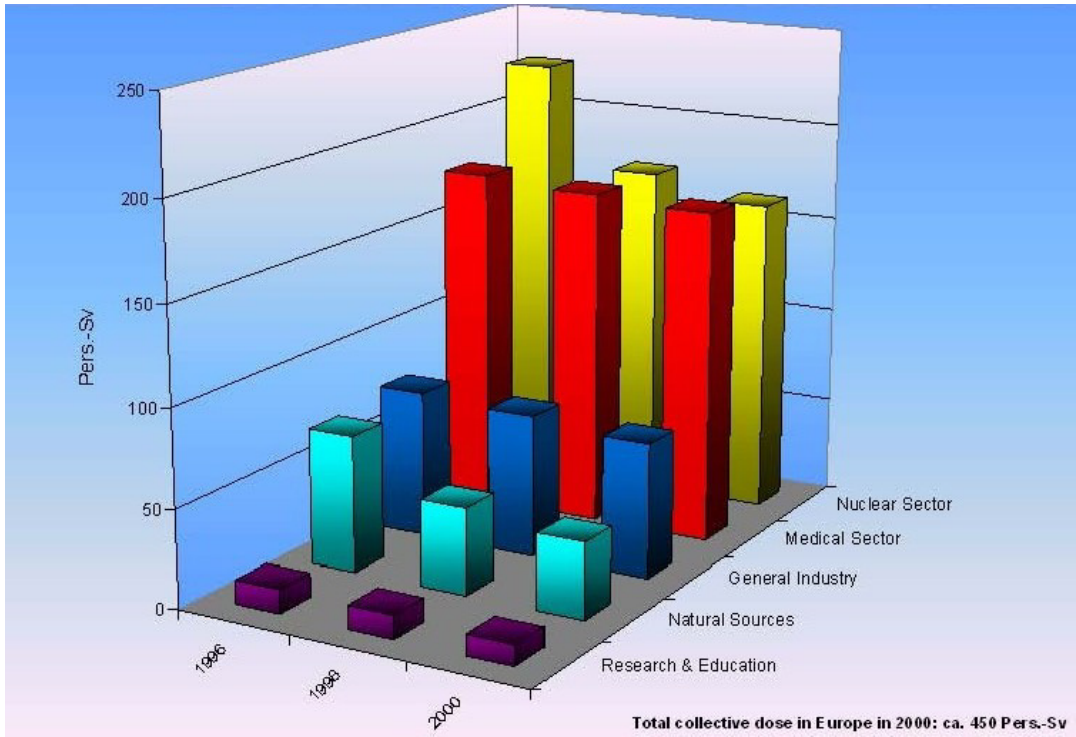


図 6.3.3 欧州における放射線作業者の集団線量（1996～2000年）⁽⁶⁻¹⁶⁾

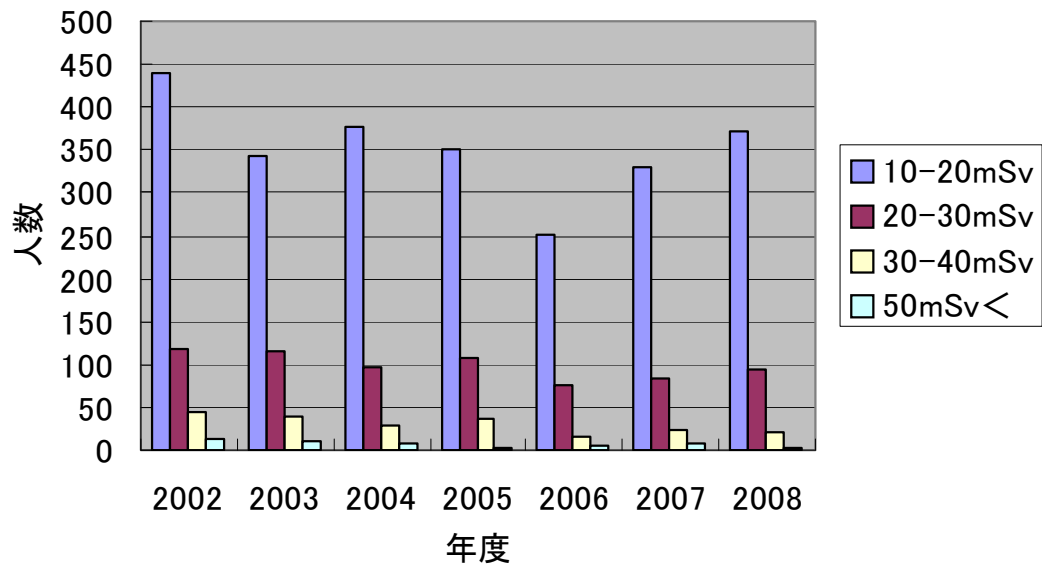


図 6.3.4 米国のラジオグラフィー技師の年間被ばく線量の推移^{(6-13)、(6-17)~(6-22)}

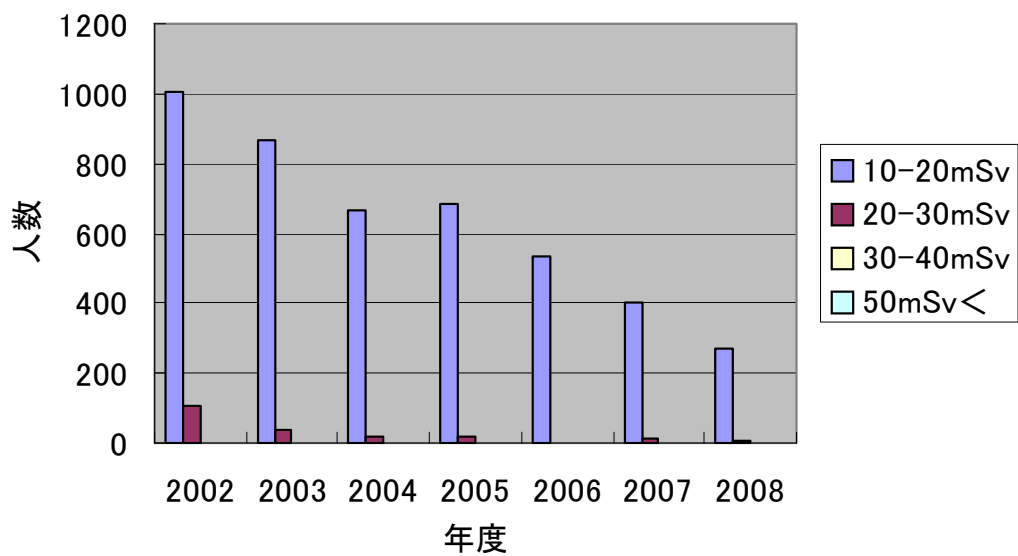


図 6.3.5 米国の原子力発電所作業者の年間被ばく線量の推移^{(6-13)、(6-17)~(6-22)}

7. データベースの構築

ISOE 被ばく線量データのグラフ化機能及び情報交換プラットフォームを ATC ホームページ内に新規開設し、ISOE 国内メンバー向けに積極的な情報発信を行った。なお、これらの機能は ID とパスワードで保護されている。

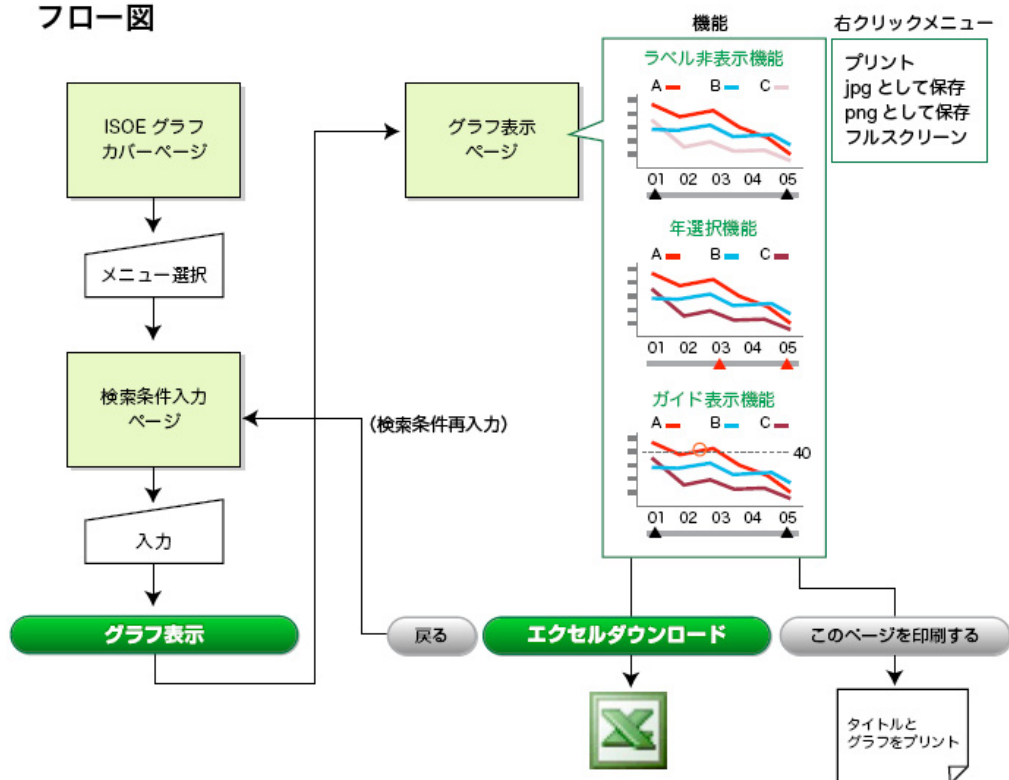
(1) 線量データグラフ化機能

ログイン画面



データベースの構成図

フロー図



①ISOE グラフカバー



②検索条件入力



③検索条件入力-2
(他のバリエーション)



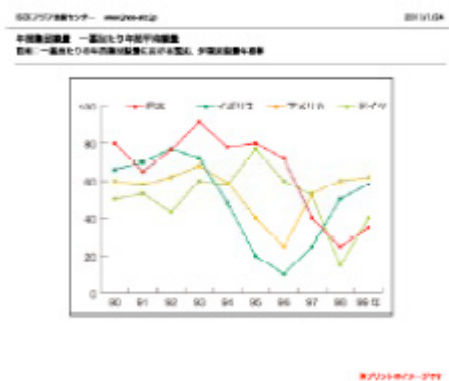
④検索条件入力-3
(他のバリエーション)



⑤グラフ表示



⑥プリント



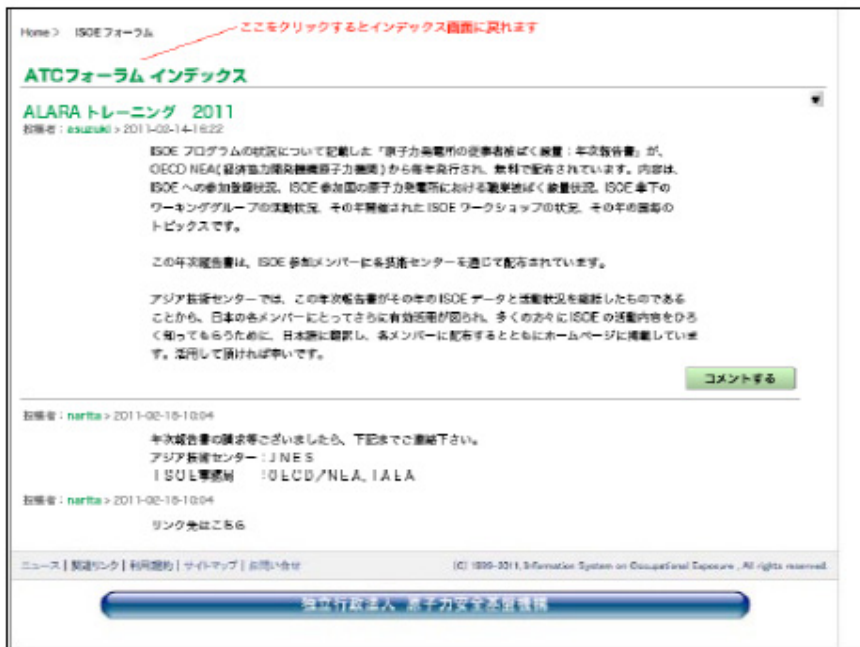
(2) 情報交換プラットフォーム (ATC フォーラム)

ログインした ISOE 国内メンバーは誰でもトピックスとコメントを投稿できる。

①新規のとピックスを入力するインデックスページ



②内容ページ,コメントが入力可能



8. まとめ

8.1 成果の活用等

これまで述べてきた業務活動の成果は、NISA 並びに JNES による被ばく分析に活用するとともに、ホームページ上に掲載し、原子力事業者、プラントメーカー等の我が国の原子力関係者、及び原子力に関心のある一般市民に向けて情報発信を行った。

以下に成果の具体的な活用例を記す。

(1) 放射線管理小委員会への情報提供

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の下に放射線管理小委員会が平成 22 年 2 月に設置された。この小委員会は、日本及び諸外国の集団線量を比較することで現状を把握し、我が国の事業者の被ばく低減に関する取組を確認するとともに、集団線量の低減に向けた基本的な考え方を整理することを目的としている。そこで、諸外国の集団線量の比較には、国際的組織のデータであり、放射線管理の分野において、広く活用されている実績から ISOE のデータが選定され、グラフの作成、提供をした。

(2) 運転管理年報への情報提供

JNES では毎年 1 回、実用発電用原子炉施設、研究開発段階炉、加工施設、再処理施設及び廃棄施設に関する諸データを取りまとめた運転管理年報を発行している。運転管理年報では、ISOE の章を設けており、諸外国のプラントとの比較・分析を掲載した。

(3) プラント特性評価集への情報提供

JNES では保安院、保安検査官事務所、事業者向けに「我が国の原子力発電所に係わるプラント特性に関する評価集」を毎年作成している。ATC は海外の放射線被ばく状況の章において、毎年データの提供、執筆をしている。

(4) ISOE データベースの活用

今年度は新たに、ISOE 国内メンバー向けにパスワードで保護した ISOE 線量データのグラフ化機能を ATC のホームページ上に開設した。この機能は、「集団総線量」、「一基あたりの平均集団線量」、「個人線量」の 3 種類の線量データを多角的に検索、グラフ化可能である。

(5) ホームページによる情報発信

ATC の活動実績、成果は ATC のホームページに掲載している。今年度は、他業界との被ばく線量比較調査に係わるコンテンツを ATC のホームページでも開設し、個人平均線量で比較すると、原子力産業界の被ばく線量は、他産業に比べ低いか又は同程度であることを示した。また、ISOE 及び事業者の日々の放射線防護の取り組みを、原子力に関心のある一般市民へ向けて動画で分かりやすく公開した。

8.2 成果の要点及び達成状況

ISOE の職業被ばくに関するデータベースについては、ISOE 発足以来、膨大なデータを精力的に管理・分析している。これらのデータをうまく活用すれば、我が国の原子力発電所における被ばく低減対策等に役立つものである。

具体的には、2006 年より ISOE ウェブネットワークの運用が開始されている。ウェブネットワークには線量データベースのほか、シンポジウムの発表資料、ISOE の発行物等豊富な資料が ALARA ライブラリーとして掲載されている。これらを利用することにより、被ばくに関するさらなる詳細な情報を引き出すことが十分可能である。また、同じくネットワーク上に設置されている RP フォーラムを用いれば、従来電子メールで行っていた他国のコンタクトパーソンとの情報交換がウェブ上で可能である。これらは、全て英語で運用されているという障害があるが、ATC は、我が国の参加メンバーがこれらの豊富なリソースをより有効に活用できるように海外メンバーとの間に立ち、コミュニケーションに支障を生じない様に支援している。今年度は、線量データベースを国内事業者向けに改良するとともに、日本語で情報交換が可能な ATC 版 RP フォーラムを開設した。

ATC 主催、KINS 及び KHNP 共催の韓国における今年度の ISOE アジア ALARA シンポジウムについては、日本からは、ATC の他、北陸電力、九州電力、日立が参加し、被ばく低減事例の交換とともに韓国側との人的交流の点でも有益であった。さらに、シンポジウムの最後に ALARA の優秀な取り組みを紹介したプレゼンテーションを表彰することで、参加者の ALARA へのモチベーションを強化する役割を果たした。その他、ATC 事務局としての当機構の活動では、規制当局及び参加事業者の協力を得て、2010 年度における ISOE 諸活動を滞りなく進めた。

諸外国の被ばく低減背景調査については、米国では既に全原子力発電所に無線式線量計が導入されていることが明らかになった。リモートモニタリングの活用方法は発電所内における放射線作業被ばくの低減に限らず、米国の IEMA リモートモニタリングシステムのように大規模な緊急時環境放射能モニタリングに活用されている例も明らかとなった。また、注目すべき良好事例として、ドイツの原子力発電所の被ばく線量が長期に亘って単調に減少し続けていることが挙げられる。その主な要因は、経験のフィードバック、継続した設計の改善及びバックフィット等である。

参考文献

4章の参考文献

- (4-1) ISOE ETC Information Sheet No. 53, “European Dosimetric Results for 2008”, February 2011.
- (4-2) E. Strub et al., “Occupational Radiation Exposure of Workers in German NPPs”, EUROSAFE conference (2010)

5章の参考文献

- (5-1) Lunn, M. P., “Control of Occupational Exposure Using Remote Monitoring Systems”, 4th ISOE European Workshop on Occupational Exposure Management at NPPs(2004)
- (5-2) P Tran, “Remote Monitoring Study at U.S. Nuclear Power Plants”, 2007 ISOE Asian ALARA Symposium Seoul, Korea(2007)
- (5-3) http://www.powershow.com/view/209e18-YTFIZ/MGP_Instruments_Remote_Monitoring_System
- (5-4) B. E. Boyer, “Remote monitoring system”, 2007 ISOE International ALARA Symposium (2009)
- (5-5) C. Bourne, “The Evolution of Remote Monitoring at Vogtle (USA)”, 2007 ISOE North-American ALARA Symposium (2007)
- (5-6) http://www.state.il.us/iema/radiation/pdf/BNFS_RMSBrochure.pdf
- (5-7) Euratom, VRIMOR project, Final Report, (VRIMOR)", FIKS-CT-2000-00114, 2003
- (5-8) F. Vermeersch, “THE COMBINED USE OF 3D DOSE ASSESSMENT AND HUMAN MOTION SIMULATION IN ALARA D&D PROBLEMS”, SCK•CEN, Belgium
<http://www.visiplan.be/en/Visiplan/Literature>
- (5-9) Hélène Bertin et al., “ALARA STUDIES FOR EDF NUCLEAR POWER PLANTS”, 2008 ISOE International ALARA Symposium (2008)
- (5-10) Alain Quiot et al., M. P., “A CORPORATE ALARA ENGINEERING SUPPORT FOR ALL EDF SITES”, 4th ISOE European Workshop on Occupational Exposure Management at NPPs(2004)

6章の参考文献

- (6-1) 被ばく線量登録管理制度
(<http://www.rea.or.jp/chutou/hibakukanri.htm>)
- (6-2) RI 被ばく線量登録管理制度 (<http://www.rea.or.jp/chutou/ri-seido.htm>)
- (6-3) 日本学術会議、「放射線作業者の被ばくの一元化について」、2010年7月1日
(<http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-t99-1.pdf>)
- (6-4) 個人線量測定機関協議会（個線協）のウェブサイト「被ばく線量分布の公表について」
(<http://www.kosenkyo.jp/siryu/kouhyou.htm>)
- (6-5) International Commission on Radiological Protection (ICRP), “ICRP Publication 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ” Annals of the ICRP, Volume 21/1-3 (1991).
- (6-6) 放射線審議会、「航空機乗務員の宇宙線被ばくガイドライン」

- (http://www.mext.go.jp/component/a_menu/science/anzenkakuho/micro_detail/_icsFiles/afieldfile/2009/04/27/20060510_03.pdf)
- (6-7) 米国原子力規制委員会 (NRC) の REIRS のウェブサイト (<http://www.reirs.com/>)
 - (6-8) Federal Aviation Administration (FAA), “What Aircrews Should Know About Their Occupational Exposure to Ionizing Radiation,” DOT/FAA/AM-03/16, October 2003.
 - (6-9) The Council of the European Union, “Council Directive 90/641/EURATOM of 4 December 1990 on the operational protection of outside workers exposed to the risk of ionizing radiation during their activities in controlled areas.”
 - (6-10) The Council of the European Union, “Concil Directive 96/29/EURATOM of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation. ”
 - (6-11) European Commission (EC), “European Study of Occupational Radiation Exposure ESOREX 2010 (Book of Country Reports),” 2010.
 - (6-12) 米国原子力規制委員会 (NRC) のウェブサイト (<http://www.nrc.gov/>)
 - (6-13) NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2008.,” NUREG-0713 Vol.30, January 2010.
 - (6-14) European Commission (EC), “Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation, ” Radiation Protection No.160, 2009.
 - (6-15) United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), "UNSCEAR 2008 Report: Sources and effects of ionizing radiation," Oct. 2010.
 - (6-16) 2004 年の ESOREX ワークショップの資料
(http://rean.byethost13.com/WS1_05.ESOREX_Petrova.pdf)
 - (6-17) NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2002.,” NUREG-0713 Vol.24.,October 2003.
 - (6-18)NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2003.,” NUREG-0713 Vol.25, October 2004.
 - (6-19) NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2004.,” NUREG-0713 Vol.26, December 2005.
 - (6-20) NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2005.,” NUREG-0713 Vol.27, December 2006.
 - (6-21) NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2006.,” NUREG-0713 Vol.28, December 2007.
 - (6-22) NRC, “Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors and Other Facilities 2007.,” NUREG-0713 Vol.29, December 2008.